

# 工事計画届出書

(高浜発電所第3号機の変更の工事)

関原発 第367号

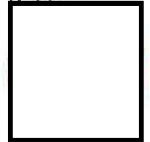
2019年11月26日

原子力規制委員会 殿

大阪市北区中之島3丁目6番1号

関西電力株式会社

取締役社長 岩根 茂



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10第1項の規定により別紙工事計画書のとおり工事の計画を届け出ます。

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

高浜発電所第3号機

# 工事計画届出書

本文及び添付書類

関西電力株式会社

## 目 次

I. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

II. 工事計画

III. 工事工程表

IV. 変更の理由

V. 添付書類



I. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名	称	関西電力株式会社
住	所	大阪市北区中之島3丁目6番16号
代表者の氏名		取締役社長 岩根 茂樹

## II. 工事計画

### 発電用原子炉施設

#### 1 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	高浜発電所
所在地	福井県大飯郡高浜町田ノ浦

#### 2 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出 力	3,392,000 kW
第1号機	826,000 kW
第2号機	826,000 kW
第3号機	870,000 kW (今回届出分)
第4号機	870,000 kW
周波数	60 Hz

【届出範囲】（変更の工事に該当するものに限る）

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンに係るものを除く。）

1 0 原子炉格納容器内の一次冷却材の漏えいを監視する装置  
・格納容器サンプル水位上昇率測定装置

1 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

1 2 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

- 10 原子炉格納容器内の一次冷却材の漏えいを監視する装置の名称、種類、計測範囲、取付箇所及び個数

		変 更 前 <sup>(注1)</sup>	変 更 後
名 称		格納容器サンプ水位 <sup>(注1)</sup> 上昇率測定装置	変更なし
種 類	—	浮力式水位検出器 <sup>(注2)</sup>	差圧式水位検出器
計 測 範 囲	—	□ m <sup>3</sup> /h <sup>(注2)</sup>	変更なし
取付箇所	系 統 名 ( ラ イ ン 名 )	格納容器サンプ <sup>(注1)</sup>	
	設 置 床	原子炉格納容器 <sup>(注2)</sup> E. L. + □ m	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	
個 数	—	1 <sup>(注2)</sup>	

(注1) 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

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

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

(1) 基本設計方針

本工事における「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の適用条文に係る範囲に限る。

なお、第1章における1項、2.1.2項、2.1.2表、2.2項、2.3項、3項、4項、5.1.1～5.1.4項、5.2～5.8項及び6項並びに第2章における1～7項及び9項については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号、令和元年5月20日付け原規規発第1905201号及び令和元年8月19日付け原規規発第19081911号にて認可された工事計画並びに平成27年9月16日付け関原発第134号にて届出した工事計画による。

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の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> <p>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。）</p> <p>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。）</p> <p>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。）</p> <p>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。）</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</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>(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27年2月12日）を受けた基準地震動 <math>S_s</math>（以下「基準地震動 <math>S_s</math>」という。）による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動 <math>S_s</math> 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</p>	<p>第1章 共通項目</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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>じて、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</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>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。本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 <math>S_s</math> による地震力を適用するものとする。なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。</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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>られる土木構造物をいう。</p> <p>d. Sクラスの施設（f.に記載のものを除く。）は、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない設計とする。動的機器等については、基準地震動による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行う、又は既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>また、設置（変更）許可（平成27年2月12日）を受けた弾性設計用地震動 <math>S_d</math>（以下「弾性設計用地震動 <math>S_d</math>」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概ね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的に概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</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後
<p>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 <math>S_s</math> 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。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない設計とする。動的機器等については、基準地震動による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行う、又は既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>e. Sクラスの施設（f. に記載のものを除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>Sクラスの施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 <math>S_s</math> 及び弾性設計用地震動 <math>S_d</math> 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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>f. 屋外重要土木構造物、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。）並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対して、構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</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の土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 <math>S_s</math> 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>また、耐震重要施設、重大事故等対処施設の周辺斜面の安定性を保持するために設置する、その他の土木構造物である抑止ぐい及び連続地中壁については、屋外重要土木構造物に準じた設計とする。</p> <p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対して概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 <math>S_d</math> 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、</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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概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、概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>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. 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、</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>以下の設計とする。</p> <p>弾性設計用地震動 Sd 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体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p>基準地震動 Ss 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) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機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></ul>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <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> <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（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「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</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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</p> <ul style="list-style-type: none"><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である。</p> <p>上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>重大事故等対処施設の設備を以下のとおり分類する。</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ピット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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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 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 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 重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処施設のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第2. 1. 2表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備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・構築物を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>以下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、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を適用する。</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</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後
<p>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>ただし、土木建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の組合せで作用するものとする。</p> <p>ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記 (a) 及び (b) の標準せん断力係数 <math>C_0</math> 等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設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、屋外重要土木建造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備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・構築物を除く。）については、基準地震動 <math>S_s</math> 及び弾性設計用地震</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>動 Sd から定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 Sd 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 Ss 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 Ss 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のある施設については、共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備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、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、基準地震動 Ss による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上で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物性の不確かさ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>による変動幅を適切に考慮する。</p> <p>動的地震力は水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせで算定する。動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せについては、水平1方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性がある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮した上で既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、S波速度が約2.2km/s以上となっていることから、原子炉格納施設基礎設置位置のEL.+2m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<math>S_s</math>及び弾性設計用地震動<math>S_d</math>を基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震Bクラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震Bクラスの施設の機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、</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>弾性設計用地震動 <math>S_d</math> を 1/2 倍したものをを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析 イ 動的解析法 (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。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、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及び地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものをを用いる。</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>弾性設計用地震動 <math>S_d</math> に対しては弾性応答解析を行う。</p> <p>基準地震動 <math>S_s</math> 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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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物性の不確かさによる変動幅を適切に考慮する。また、不確かさによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響を検討し、地盤物性等の不確かさ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>原子炉格納施設及び原子炉補助建屋については、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、非線形解析のいずれかにて行う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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・基準、あるいは実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 1 質点系、多質点系モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。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不確かさを適切に考慮する。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。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、燃料集合体、クレーン類、使用済燃料ラックにおける衝突・すべり等の非線形現象を模擬する場合等には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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの材料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>屋外重要土木構造物については、地盤内部の地震時挙動に大きな影響を受けることから、地震応答解析における減衰については、地盤－構造物連成系の振動特性を考慮した減衰特性を適切に設定する。</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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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 of 自然条件下におかれている状態。</p> <p>ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <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 (積雪、風荷重)。</p> <p>ニ. 重大事故等時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故の状態、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</p> <p>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</p> <p>原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機及び燃料取替え等が計画的又は頻繁に行われた場合であって、運転条件が所定の制限値以内</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後
<p>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> <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ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</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（積雪、風荷重、津波荷重）。</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故の状態、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>b. 荷重の種類</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～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. 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、積荷荷重、上圧、水圧及び通常の気象条件による荷重。</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ニ. 地震力、風荷重、積雪荷重。</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ただし、運転時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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、津波荷重。</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>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、積雪及び基準地震動 <math>S_s</math> の検討用地震の震源を波源とする津波による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c) に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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 <math>S_d</math> による地震力又は静的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のある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。決定論的には基準地震動 <math>S_s</math> により施設が損傷し、重大事故等に至ることはないこと、さらに確率論的に基準地震動 <math>S_s</math> 以下の地震による全炉心損傷頻度の累積が小さいことを考慮し、重大事故等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のない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち長期的な荷重は、地震力と組み合わせる。</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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。</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作用する荷重と地震力を組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によ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のある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。決定論的には基準地震動 <math>S_s</math> により施設が損傷し、重大事故等に至ることはないこと、さらに確率論的に基準地震動 <math>S_s</math> 以下の地震による全炉心損傷頻度の累積が小さいことを考慮し、重大事故等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として扱う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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のない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <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の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。以上を踏まえ、重大事故等の状態で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。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 <math>S_d</math> による地震力を組み合わせる。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 <math>S_d</math> による地震</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>力を組み合わせる。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。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。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 <math>S_s</math> による地震力を組み合わせる。</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作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。</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る荷重と基準地震動 <math>S_s</math> による地震力を組み合わせる。</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 <math>S_s</math> によ</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る地震力を組み合わせる。</p> <p>上記(c)イ、ロについては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動 <math>S_s</math> 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で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値を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c) に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備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 <math>S_d</math> 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>変更なし</p>



変更前	変更後
<p>(ロ) 基準地震動 <math>S_s</math> による地震力との組合せに対する許容限界 構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)に対して十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする。 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拡大していくとき、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. 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、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. 耐震クラス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、トに記載のものを除く。) 上記イ(ロ)を適用するほか、耐震クラスの異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能が損なわれないものとする。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、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ここでは、常設重大事故緩和設備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>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</p> <p>(イ) 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 <math>S_s</math> 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限界層間変形角又は許容応力度、構造部材のせん断についてはせん断耐力又は許容応力度に対して、妥当な安全余裕をもたせるものとする。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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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 <math>S_d</math> 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>応答が全体的に概ね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>ただし、一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、イ(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動 <math>S_s</math> 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、試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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>イ（ロ）に示す許容限界を適用する。ただし、原子炉格納容器及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 <math>S_d</math> 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>応答が全体的に概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次冷却材流路を確保できること及び過大な変形や破損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 <math>S_d</math> 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を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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 <math>S_s</math> 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、その施設に要求される機能（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>(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。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。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。</p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、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>耐震重要施設に対する波及的影響については、以下に示す a. 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>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については、以下に示す a. から d. の 4 つの事項について、「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。</p> <p>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</p> <p>(a) 不等沈下</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(b) 相対変位</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>施設と耐震重要施設の相対変位による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>b. 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による、耐震重要施設の安全機能への影響</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耐震重要施設への影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響</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耐震重要施設への影響 ・耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(6) 緊急時対策所 緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)<sup>(注1)</sup>については、基準地震動Ssによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）<sup>(注1)</sup>の建物については、耐震構造とする。また、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）<sup>(注1)</sup>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。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>







第2.1.1表 クラス別施設

耐震 クラス	クラス別施設	主要設備 (E1)		補助設備 (E2)		直接支持構造物 (E2a)		間接支持構造物 (E2b)		波及的影響を考慮すべき設備 (E2c)	
		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	クラス	適用範囲	適用範囲
S	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	取水路防護フェーン	S	-	-	-	-	-	-	-	-
		放出口側防護堤	S								
S	1. 敷地における津波及び浸水防止機能を有する施設	屋外排水路逆流防止設備	S	-	-	-	-	-	-	-	-
		排水路逆流防止設備	S								
S	1. 敷地における津波及び浸水防止機能を有する施設	1. 排水路逆流防止設備	S	非常用電源及び計装設備	S	機器等の支持構造物	S	当該の屋外設備を支持する構造物	Ss	-	-
		2. 津波監視カメラ	S								
	その他	新内構造物	S	-	-	-	-	原子炉補助建屋 (廃棄物の貯蔵建屋) ・原子炉建屋 ・その他	Ss	-	Ss

変更前

変更後

変更なし

第2.1.1表 クラス別施設

耐震 クラス	クラス別施設	主要設備 <sup>(注1)</sup>		補助設備 <sup>(注2)</sup>		直接支持構造物 <sup>(注3)</sup>		間接支持構造物 <sup>(注4)</sup>	検討用地 震動 <sup>(注5)</sup>
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス		
B	j. 原子炉冷却炉圧力 クランダリに直接 接続されていて、 一次冷却材を内蔵 しているか又は内 蔵し得る施設	化学体積制御系の うち抽出系と余剰 抽出系	B	-	-	機器等の支持構造 物	B	原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (外周建屋、補助一 般建屋)	S <sub>0</sub> S <sub>0</sub>
	k. 放射性廃棄物を内 蔵して、かつ内蔵量が 少ないか又は貯蔵 方式により、その 破損によって公衆 の被曝が周辺監視区 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。	廃棄物処理設備、 ただし、Cクラス に属するものは 除く	B	-	-	機器等の支持構造 物	B	原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (補助一般建屋、廃 棄物処理建屋)	S <sub>0</sub> S <sub>0</sub>
	l. 放射性廃棄物以外 の放射性物質に關 連した施設で、そ の破損により、公 衆及び従業員に過 大な放射線被ばく を与える可能性の ある施設	使用済燃料ピット 水浄化系 ・化学体積制御系 ただし、S及びC クラスに属するも のは除く ・放射線低減効果の 大きい遮蔽 ・補助建屋クレーン ・使用済燃料ピット クレーン ・燃料取寄せクレーン ・燃料移送装置	B B B B B B B	-	-	機器等の支持構造 物	B	原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (外周建屋、燃料取 扱建屋、補助一般 建屋、新燃料取扱 建屋)	S <sub>0</sub> S <sub>0</sub>

変更前

変更後

変更なし

第2.1.1表 クラス別施設

耐震 クラス	クラス別施設	主 要 設 備 (注1)		補 助 設 備 (注2)		直 接 支 持 構 造 物 (注3)		間 接 支 持 構 造 物 (注4)		検 討 用 地 震 動 (注5)
		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	ク ラ ス	
B	m. 使用済燃料を冷却 するための施設	使用済燃料ピット 水冷却系	B	原子炉補機冷却 水系 原子炉補機冷却液 水系 電気計装設備	B B B	原子炉補機冷却 物	B	原子炉格納施設 (外周建屋、燃料取 扱建屋、補助一般 建屋、中間建屋) 海水ポンプ基礎等 の確水系を支持す る構造物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>	
	n. 放射性物質の放出 を伴うような場合 に、その外置放散 を抑制するための 施設で、Sクラス に属さない施設	-	-	-	-	-	-	-	-	-

変更前

変更後

変更なし

第2. 1. 1表 クラス別施設

前記 クラス	クラス別施設	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)		検討用地 変動 (注5)
		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	クラス	
C	原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス、Bクラスに属さない設備	制御棒駆動装置 (Sクラス機能に 関する部分を除く)	C	-	-	C	原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (補助一般建屋、中 間建屋)	S C		
	放射線物質を内蔵しているか、又はこれに関連した施設でSクラス、Bクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料採取系</li> <li>・床ドレン系</li> <li>・洗浄排水処理系</li> <li>・ドラム詰装置より 下流の固体廃棄物 処理設備 (固体廃 棄物貯蔵庫を含 む)</li> <li>・ベイヤ</li> <li>・化学体積制御系の うち、ほう酸回収 装置、蒸留水側及び ほう酸補給タンク 回り</li> <li>・液体廃棄物処理設 備のうち、廃液蒸 発装置、蒸留水側</li> <li>・原子炉補給水系</li> <li>・新燃料貯蔵設備</li> <li>・その他</li> </ul>	C C C C C C C C C C C	-	-	C	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納施設 (外周建屋、燃料取 扱建屋、補助一般 建屋、中間建屋、 プイゼル建屋、 燃料取替用水タン ク建屋、廃棄物処 理建屋、新燃料取 扱建屋)</li> <li>・固体廃棄物貯蔵庫</li> </ul>	S C		

変更前

変更後

変更なし

第2.1.1表 クラス

耐震 クラス	クラス別施設	主要設備 <sup>(注1)</sup>		補助設備 <sup>(注2)</sup>		直接支持構造物 <sup>(注3)</sup>		間接支持構造物 <sup>(注4)</sup>		縦系用地震動 <sup>(注5)</sup>
		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	クラス	
C	4.放射線安全に関係しない施設等	タービン設備	C					タービン建屋	S C S C	
		原子炉補助機冷却水系	C					原子炉格納施設(外置建屋、補助一般建屋)		
		補助ボイラ及び補助蒸気系	C							
		消火設備	C							
		主蒸電機・変圧器	C							
		空調設備	C							
		蒸気発生器	C							
		ダクト内空気系	C							
		格納容器	C							
		レーン	C							
		その他	C					補助ボイラ建屋	S C	

(注1)主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。  
(注2)補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。  
(注3)直接支持構造物とは主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。  
(注4)間接支持構造物とは直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物、構築物)をいう。  
(注5)波及的振動を考慮すべき設備とは下位の耐震クラスに属するもの破損によって耐震重要施設に波及的影響を及ぼすおそれがある設備をいう。  
Ss: 基準地震動Ssにより定まる地震力。  
Sc: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。

変更前

変更後

変更なし

変更前	変更後
<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. 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、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（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、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。</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</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. 5 環境条件等</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>



変更前	変更後
<p>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>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、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、屋外の天候等による影響並びに荷重」に示すように設備分類毎に、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、屋外の天候等による影響並びに荷重</p> <p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響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。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>中央制御室内、原子炉補助建屋内、燃料取扱建屋内及び緊急時対策所(緊急時対策所建屋内)<sup>(注1)</sup>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、機能を損なうことの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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>一フェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗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、使用済燃料ピットエリア監視カメラは、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（フロア）又は離れた場所から若しく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。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰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>屋外重大事故等対処設備については、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。</p> <p>位置的分散については、同じ機能を有する重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねている重大事故等対処設備も含む。）と100m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失することの防止を図る設計とする。ただし、同じ機能を有する重大事故等対処設備がない設備については、竜巻によって1台が損傷した</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>としても必要数を満足し、機能が損なわれないよう、予備も含めて分散させるとともに、原子炉格納容器、使用済燃料ピット及びこれらの設備が必要となる事象の発生を防止する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備を内包する原子炉建屋並びに海水ポンプ室から 100m 以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管する設計とする。</p> <p>運用として、竜巻が襲来して、個々の設備が損傷した場合は、原子炉の停止を含めた対応を速やかにとることとし、この運用について、保安規定に定める。</p> <p>悪影響防止のための固縛については、位置的分散とあいまって、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備（防護対象施設）や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とするとともに、重大事故等発生時の初動対応時間を確保するために、固縛装置の数を可能な限り少なくする設計とする。固縛装置の設計は、風荷重による浮き上がり及び横滑りの荷重並びに保管場所を踏まえて固縛の要否を決定し、固縛が必要な場合は、発生する風荷重に耐える設計とする。</p> <p>なお、固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち車両型の設備については、耐震設計に影響を与えないよう、固縛装置に余長を持たせた設計とする。</p> <p>積雪及び火山の影響については、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。この運用について、保安規定に定める。</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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。</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、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備における主たる流路及びその流路に影響を与える範囲の健全性は、主たる流路とその主たる流路に影響を与える範囲を同一又は同等の規格で設計することにより、流路としての機能を維持する設計とする。</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。ただし、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p> <p>また、使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可能な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、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) 電磁波による影響</p> <p>電磁波による影響に対して、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(4) 周辺機器等からの悪影響</p> <p>安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</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、自然現象及び外部人為事象による波及的影響を考慮する。</p> <p>このうち、地震、火災、溢水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及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能を有する設備の配置も含めて常設重大事故等対象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、すべてを一つの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。位置的分散については「5. 1. 2 多重性、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、それぞれ重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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及び使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能を有する設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所に保管することなく、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、近傍の耐震B、Cクラス補機の耐震評価を実施し、油内包機器による地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊、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、地盤支持力の低下及び地下構造の崩壊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うに、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。</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>(5) 設置場所における放射線</p> <p>安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>り放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しくは中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、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が、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>（6）冷却材の性状</p> <p>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。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処施設は、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>5. 1. 6 操作性及び試験・検査性</p> <p>（1）操作性の確保</p> <p>重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育による実操作及</p>	<p>変更なし</p> <p>5. 1. 6 操作性及び試験・検査性</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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。安全施設及び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>操作環境として、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. 1. 5 環境条件等」）操作するすべての設備に対し、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か、操作台を近傍に常設又は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>操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備の運搬、設置が確実に行えるように、人力又はホース運搬車（SFPスプレイ用）（3・4号機共用（以下同じ。））を2台以上用いた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ーの設置、輪留め等による固定又は固縛ができる設計とする。</p> <p>操作内容として、現場操作については、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し、現場での操</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後
<p>作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、常設重大事故等対処設備の操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。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する等操作が確実にできる設計とする。また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。</p> <p><u>1号機、2号機、3号機及び4号機の同時被災を考慮した場合においても、他号機（1号機、2号機、3号機及び4号機のうち自号機を除く。）に影響を与えないよう、専用の海水取水ポイントを設定する設計とする。</u><sup>(注2)</sup></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を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、原子炉施設が相互に使用することができるように<u>1号機、2号機、3号機及び4号機</u><sup>(注3)</sup>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は同口径のフランジ接続とする等、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をホース運搬車（SFPスプレイ用）を2台以上用いて運搬又は車両により移動するとともに、他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）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>屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。</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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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、周辺斜面の崩壊及び道路面の滑り）、その他自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰）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ルートを確認するため、<u>障害物を除去可能なブルドーザを2台（3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。）、予備のブルドーザを発電所全体で1台（1・2・3・4号機共用、3号機に保管）、油圧ショベルを1台（3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。）及び予備の油圧ショベルを発電所全体で1台（1・2・3・4号機共用、3号機に保管）等を保管及び使用する。</u><sup>(注4)</sup>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、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、防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確認する設計とする。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザ及び油圧ショベルにより速やかに撤去することにより対処する。また、高潮に対してアクセスルートは津波防護対策を行うことにより、通行への影響を受けない設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）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。落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所にアクセスルートを設定しない設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する設計とする。</p> <p><u>屋外アクセスルートで車両のすれ違いに必要な道幅が確保できない箇所は、待避所を設けることにより車両の通行性を確保する設計とする。</u><sup>(注2)</sup></p> <p>アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。また、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面の滑りによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する設計とする。不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザ及び油圧ショベルによる段差発生箇所の復旧を行う設計とする。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回や油圧ショベルによる段差解消対策により対処する。</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、地滑り、降灰、生物学的事象、高潮及び森林火災）及び外部人為事象（航空機墜落による火災、火災の二次的影響、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下））に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>なお、屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は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><u>1号機、2号機、3号機及び4号機の同時被災を考慮しても、重大事故等対応にかかる号機ごとの作業の干渉を回避できるよう、1号機及び2号機並びに3号機及び4号機のそれぞれに専用のアクセスルートを設定する。</u><sup>(注2)</sup></p> <p>(2) 試験・検査等</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、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、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とともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</p> <p>重大事故等対処設備は機能・性能の確認において、所要の系統機能をj確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。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・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は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。</p> <p>また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>運転中における安全保護系に準じる設備である、ATWS緩和設備においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、検査実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、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>代替電源設備及び可搬型のポンプを駆動するための電源は、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。	変更なし

変更前	変更後
<p>第2章 個別項目</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水位計、凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率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水位上昇率測定装置により、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>また、1次冷却材の2次系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>第2章 個別項目</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 style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">変更なし</p>



(注1) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「緊急時対策所」と記載

(注2) 記載の適正化を行う。記載内容は、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可された高浜発電所第1号機の工事計画の「Ⅱ. 工事計画 原子炉冷却系統施設 1 1 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」による。

(注3) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「3号機及び4号機」と記載

(注4) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「障害物を除去可能なブルドーザ（3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））を2台（予備1台）及び油圧ショベル（3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））を1台（予備1台）保管、使用する。」と記載

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<sup>(注1)</sup>

		変更前					変更後				
設備区分	機器区分	名称	設計基準対象施設 <sup>(注2)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注2)</sup>		名称	設計基準対象施設 <sup>(注2)</sup>		重大事故等対処設備 <sup>(注2)</sup>	
			耐震重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
漏えいを監視する装置	原子炉格納容器の一次冷却材の	格納容器サンプ水位 上昇率測定装置	C	—	—	—	変更なし				

(注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」のうち、本工事計画の届出対象設備に限る。なお、届出対象設備を除く設備については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画による。

(注2) 表1に用いる略語の定義は「付表1」による。

「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」のうち、本工事計画において対象となる設備はない。

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、地震時の溢水の伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの
		C-3	Cクラスの設備のうち、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>(註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	原子炉容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの
		Non	上記以外の容器、管、ポンプ、弁又は支持構造物
		—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの又は上記以外のもの

付表1 略語の定義(3/3)

		略語	定義
重大事故等 対処設備	設備分類	常設/防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設重大事故防止設備」
		常設耐震/防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」
		常設/緩和	技術基準規則第四十九条第一項第三号に規定する「常設重大事故緩和設備」
		常設/その他	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備
		可搬/防止	重大事故防止設備のうち可搬型のもの
		可搬/緩和	重大事故緩和設備のうち可搬型のもの
		可搬/その他	可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備以外の可搬型重大事故等対処設備
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの
	重大事故等 機器クラス	SAクラス2	技術基準規則第二条第二項第三十八号に規定する「重大事故等クラス2容器」、「重大事故等クラス2管」、「重大事故等クラス2ポンプ」、「重大事故等クラス2弁」又はこれらを支持する構造物
		SAクラス3	技術基準規則第二条第二項第三十九号に規定する「重大事故等クラス3容器」、「重大事故等クラス3管」、「重大事故等クラス3ポンプ」又は「重大事故等クラス3弁」
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの又は、使用条件を踏まえ、十分な強度を有していることを確認できる一般産業品規格を準用するもの
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの又は上記以外のもの

(注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。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「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>・ 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）</li><li>・ 福井県建築基準法施行細則（昭和47年4月25日福井県規則第41号）</li><li>・ 高压ガス保安法（昭和26年6月7日法律第204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>・ 土砂災害警戒区域等における土砂災害防止対策の推進に関する法律（平成12年5月8日法律第57号）</li><li>・ 平成12年5月31日 建設省告示第1454号</li></ul>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"><li>・危険物船舶運送及び貯蔵規則（昭和 32 年 8 月 20 日運輸省令第 30 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>・上砂災害警戒区域等における上砂災害防止対策の推進に関する法律施行令第 2 条第 2 号の規定に基づき国土交通大臣が定める方法等を定める告示（国土交通省告示第 332 号）</li> <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>・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 28 年 3 月 31 日原規技発第 1603318 号）</li> <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 29 年 8 月 30 日原規技発第 1708302 号）</li> <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 29 年 11 月 15 日原規技発第 1711151 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></ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"><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)</li> <li>・ 石油コンビナートの防災アセスメント指針 (平成25年3月消防庁特殊災害室)</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>・ JIS G 3457-1978 配管用アーク溶接炭素鋼鋼管</li> <li>・ JIS G 3454-1978 圧力配管用炭素鋼鋼管</li> <li>・ JIS G 3141-2011 冷間圧延鋼板及び鋼帯</li> <li>・ JIS G 3131-2011 熱間圧延軟鋼板及び鋼帯</li> <li>・ JIS B 0203-1999 管用テーパねじ</li> <li>・ JIS Z 9215-2007 屋内作業場の照明基準</li></ul>	変更なし



変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"><li>・ 原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)</li><li>・ 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)</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 012-1998 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針</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 NB1-2007 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></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 NC1-2005/2007 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> <li>・ JSME S NE1-2003 コンクリート製原子炉格納容器規格</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>・ 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>・ 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基準・同解説 —許容応力度設計法—</li> <li>・ 日本建築学会 1988年 建築基礎構造設計指針</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 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></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 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>・ 電気学会 「JEC 2130-2000 同期機」</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 14 年 3 月 道路橋示方書（Ⅴ 耐震設計編）・同解説</li> <li>・ 日本道路協会 道路土工 切土工・斜面安定工指針（平成 21 年度版）</li> <li>・ 日本水道協会 1997 年 水道施設耐震工法指針・解説</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>・ 地盤工学会基準（JGS1521-2003）地盤の平板載荷試験方法</li></ul>	変更なし

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・地盤工学会 液状化対策工法 (2004 年)</li> <li>・ NEGA C331:2005 可搬型発電設備技術基準</li> <li>・ Pipe Flanges and Flanged Fittings (ASME B16.5-2009)</li> <li>・ ASME SA216(1980)</li> <li>・ ASTM A53(1981) Standard Specification for PIPE, STEEL, BLACK AND HOT-DIPPED, ZINC-COATED WELDED AND SEAMLESS</li> <li>・ ASTM A296(1997) Standard Specification for CORROSION-RESISTANT IRON-CHROMIUM, IRON-CHROMIUM-NICKEL, AND NICKEL-BASE ALLOY CASTINGS FOR GENERAL APPLICATION</li> <li>・ ASTM A193(1980) Standard Specification for ALLOY-STEEL, AND STAINLESS STEEL BOLTING MATERIALS FOR HIGH-TEMPERATURE SERVICE</li> </ul>	<p>変更なし</p>

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

なお、表 1、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」及び浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」については、平成 27 年 8 月 4 日付け原規規発第 1508041 号にて認可された工事計画並びに平成 27 年 9 月 16 日付け関原発第 134 号にて届出した工事計画による。

変更前	変更後
<p data-bbox="188 295 1097 422">第2章 個別項目 原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul data-bbox="188 478 1097 1388" style="list-style-type: none"><li data-bbox="188 478 1097 574">・ 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 data-bbox="188 622 1097 718">・ 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 29 年 11 月 29 日原規技発第 1711293 号)</li><li data-bbox="188 766 1097 861">・ 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 data-bbox="188 909 1097 1005">・ 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針 (平成 4 年 6 月 11 日原子力安全委員会一部改定)</li><li data-bbox="188 1053 1097 1197">・ 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 data-bbox="188 1244 1097 1292">・ JIS G 3136-2012 建築構造用圧延鋼材</li><li data-bbox="188 1340 1097 1388">・ JIS G 3352-2014 デッキプレート</li></ul>	<p data-bbox="1120 295 1366 327">第2章 個別項目</p> <p data-bbox="1523 821 1646 853">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"><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>・原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)</li><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 NA1-2008 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 NB1-2007 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></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 NC1-2005 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>・ 「機械工学便覧 基礎編、応用編」(社)日本機械学会 (1987)</li> <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>・ ISES7607-3 「軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」(高温構造安全技術研究組合)</li> <li>・ Methodology for Performing Aircraft Impacts Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8P (NEI07-13))</li> <li>・ 2007年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議)</li> <li>・ 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書〔設計編〕</li> <li>・ 「建築学便覧 II 構造」(社)日本建築学会 (1977)</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>・「高力ボルト接合設計施工ガイドブック」(社) 日本建築学会 (2003)</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 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 鋼構造塑性設計指針</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 2010年 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 2012年 鋼構造接合部設計指針</li> <li>・ ASME Boiler and Pressure Vessel Code SECTION III, DIVISION 1-MANDATORY APPENDIX N (ARTICLE N-1222.3 Time History Broadening)</li></ul>	変更なし



1 2 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

1 2 (1) ～ 1 2 (5) について次に示す。

## 1 2 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. 品質管理監督システムの計画
2. 目的
3. 定義
4. 品質マネジメントシステム
  - 4.1 一般要求事項
  - 4.2 文書化に関する要求事項
    - 4.2.1 一般
    - 4.2.2 品質マニュアル
    - 4.2.3 文書管理
    - 4.2.4 記録の管理
5. 経営者の責任
  - 5.1 経営者のコミットメント
  - 5.2 原子力安全の重視
  - 5.3 品質方針
  - 5.4 計画
    - 5.4.1 品質目標
    - 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画
  - 5.5 責任、権限及びコミュニケーション
    - 5.5.1 責任及び権限
    - 5.5.2 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. 資源の運用管理
  - 6.1 資源の提供
  - 6.2 人的資源
    - 6.2.1 一般
    - 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識
  - 6.3 原子炉施設及びインフラストラクチャー
  - 6.4 作業環境
7. 業務の計画及び実施
  - 7.1 業務の計画

- 7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス
  - 7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化
  - 7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー
  - 7.2.3 外部とのコミュニケーション
- 7.3 設計・開発
  - 7.3.1 設計・開発の計画
  - 7.3.2 設計・開発へのインプット
  - 7.3.3 設計・開発からのアウトプット
  - 7.3.4 設計・開発のレビュー
  - 7.3.5 設計・開発の検証
  - 7.3.6 設計・開発の妥当性確認
  - 7.3.7 設計・開発の変更管理
- 7.4 調達
  - 7.4.1 調達プロセス
  - 7.4.2 調達要求事項
  - 7.4.3 調達製品の検証
- 7.5 業務の実施
  - 7.5.1 業務の管理
  - 7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認
  - 7.5.3 識別及びトレーサビリティ
  - 7.5.4 原子力部門外の所有物
  - 7.5.5 調達製品の保存
- 7.6 監視機器及び測定機器の管理
- 8. 評価及び改善
  - 8.1 一般
  - 8.2 監視及び測定
    - 8.2.1 原子力安全の達成
    - 8.2.2 内部監査
    - 8.2.3 プロセスの監視及び測定
    - 8.2.4 検査及び試験
  - 8.3 不適合管理
  - 8.4 データの分析
  - 8.5 改善
    - 8.5.1 継続的改善
    - 8.5.2 是正処置
    - 8.5.3 予防処置

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

変更前	変更後
<p>1. 品質管理監督システムの計画</p> <p>当社は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」(以下「JEAC4111」という。)及び「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」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しくみを含む。以下「品質マネジメントシステム」という。)を構築し、品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」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、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に基づくものとして定め、高浜発電所第3号機の設計及び工事に係る保安活動に適用する。</p> <p>2. 目的</p> <p>原子力発電所(以下「発電所」という。)の安全を達成・維持・向上させるため、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p>3. 定義</p> <p>本品質保証計画における用語の定義は、下記に定めるものの他JEAC4111に従う。</p> <p>(1) 原子力部門</p> <p>第1図に定める組織をいう。</p> <p>(2) 原子炉施設</p> <p>原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器等の総称をいう。(以下、関係法令における「発電用原子炉施設」のことをいう。)</p> <p>(3) 原子力施設情報公開ライブラリー</p> <p>原子力施設の事故若しくは故障等の情報又は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>(4) PWR事業者連絡会</p> <p>国内PWR(加圧水型軽水炉)プラントの安全安定運転のために、PWRプラントを所有する国内電力会社と国内PWRプラントメーカーの間で必要な技術検討</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>の実施及び技術情報を共有するための連絡会のことをいう。</p> <p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、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) 原子力部門は、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及びそれらの原子力部門への適用を4.2.1項 b)、c)、d) 及び e) 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第2図に示す。</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品質マネジメントシステムの文書にて明確にする。</p> <p>d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。(6.参照)</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原子力部門の体制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) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの運用において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下「重要度分類指針」という。)に基づく重要性に応じて、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、第2表の4.1項に係る社内標準に規定し、グレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。</p> <p>a) プロセス及び原子炉施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度</p> <p>b) プロセス及び原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度</p> <p>d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度</p> <p>c) 運転開始後の原子炉施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度</p> <p>(4) 原子力部門は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。</p> <p>(5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを原子力部門が決めた場合には、原子力部門はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、原子力部門の品質マネジメントシステムの文書に定める。</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。品質マネジメントシステムの文書体系図を第3図に示す。</p> <p>a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明</p> <p>b) 「原子力発電の安全に係る品質保証規程」</p> <p>c) JEAC4111の要求事項に基づき作成する第1表に示す社内標準及びこれらの社内標準の中で明確にした記録</p> <p>d) 原子力部門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、原子力部門が必要と決定した第2表に示す社内標準及びこれらの社内標準の中で明確にした記録</p> <p>e) 原子力部門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、原子力部門が必要と決定した文書（c）及びd）の社内標準を除く。）及びこれらの文書の中で明確にした記録</p> <p>なお、b)、c) 及び d) に示す社内標準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、第1表、第2表で示す社内標準の中で、文書名又は作成し管理することを記載する。</p> <p>また c)、d) 及び e) の記録は、適正に作成する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>原子力部門は、次の事項を含む品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」（本品質保証計画を含む。）を作成し、維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 品質マネジメントシステムの組織に関する事項</li> <li>b) 品質マネジメントシステムの計画に関する事項</li> <li>c) 品質マネジメントシステムの実施に関する事項</li> <li>d) 品質マネジメントシステムの評価に関する事項</li> <li>e) 品質マネジメントシステムの改善に関する事項</li> <li>f) 品質マネジメントシステムの適用範囲（1.参照）</li> <li>g) 品質マネジメントシステムについて確立された社内標準（4.2.1参照）</li> <li>h) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述（第2図参照）</li> </ul> <p>4.2.3 文書管理</p> <p>（1）原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。ただし、記録は文書の一種ではあるが、4.2.4項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、第1表の4.2.3項に係る社内標準を確立する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。</li> <li>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。</li> <li>d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</li> <li>e) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</li> <li>f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために原子力部門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。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために、第1表の4.2.4項に係る社内標準を確立する。</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 経営者のコミットメント</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を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。</p> <p>a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を原子力部門内に周知する。</p> <p>b) 品質方針を設定する。(5.3参照)</p> <p>c) 管理責任者を指揮し、品質目標が設定されることを確実にする。(5.4.1参照)</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。(5.6参照)</p> <p>e) 管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの確立と維持に必要な資源が使用できることを確実にする。(6.参照)</p> <p>f) 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、品質方針について、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 原子力部門の目的に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後
<p>d) 原子力部門全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 適切性の持続のためにレビューされる。</p> <p>f) 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、原子力部門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>(3) 原子力部門は、品質目標に係る事項について、第2表の5.4項に係る社内標準を確立する。</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>a) 品質目標に加えて4.1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>b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれている。</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、別添1の保安に関する職務及び別添2の主任技術者の職務に定める責任（本品質保証計画に基づく活動について説明する責任を含む。）と権限が、原子力部門全体に周知されていることを確実にする。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 社長は、原子力事業本部長を原子力部門（経営監査室を除く。）の管理責任者とし、経営監査室長を経営監査室の管理責任者として任命する。</p> <p>(2) 管理責任者（原子力事業本部長）は、与えられている他の責任とかわりなく、次に示す責任及び権限をもつ。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<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) 原子力部門（経営監査室を除く。）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>(3) 経営監査室長は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す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) 経営監査室全体にわたって、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。</p> <p>a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 業務の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>d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。</p>	変更なし
<p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>(1) 社長は、原子力部門内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを次の活動により確実にする。</p> <p>a) 会議（品質保証会議、原子力発電安全委員会、発電所レビュー、原子力発電安全運営委員会等）</p> <p>b) 文書（電磁的記録媒体を含む。）による周知、指示及び報告</p> <p>(2) 原子力部門は、内部コミュニケーションに係る事項について、第2表の</p>	

変更前	変更後
<p>5.5.4項に係る社内標準を確立する。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、原子力部門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、年1回（原則として年度末）以上品質マネジメントシステムをレビューする。</p> <p>(2) 発電所長は、発電所における品質マネジメントシステムを評価し、その結果を第2表の5.5.4項に係る社内標準に基づき管理責任者（原子力事業本部長）へ報告する。</p> <p>管理責任者（原子力事業本部長及び経営監査室長）は、これらの情報を含む自らが所管する品質マネジメントシステムに係る活動を評価し、その結果をマネジメントレビューへのインプットとする。</p> <p>(3) マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>なお、別添1の保安に関する職務の第1項(18)に定める関係する部門についてもマネジメントレビューの結果に基づいて社長が必要な業務の指示を行う。</p> <p>(4) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する。（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>a) 監査の結果</p> <p>b) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1参照）</p> <p>c) プロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）並びに検査及び試験の結果（8.2.3及び8.2.4参照）</p> <p>d) 予防処置及び是正処置の状況（8.5.2及び8.5.3参照）</p> <p>e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ（5.6.3参照）</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>i) 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>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施にかかわる改善</p> <p>c) 資源の必要性</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の提供</p> <p>原子力部門は、原子力安全に必要な資源を第2表の6.1項、6.2項及び7.1項に係る社内標準において明確にし、提供する。</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>原子力部門は、第2表の5.4項及び6.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。</p> <p>c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 原子力部門の要員が、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>e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する。(4.2.4参</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>照)</p> <p>6.3 原子炉施設及びインフラストラクチャー</p> <p>原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を第2表の7.1項に係る社内標準において明確にし、維持管理する。</p> <p>また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを第2表の7.1項に係る社内標準において明確にし、維持する。</p> <p>6.4 作業環境</p> <p>原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を第2表の7.1項に係る社内標準において明確にし、運営管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 原子力部門は、第1表の4.2.3項に係る社内標準及び第2表の7.1項に係る社内標準に基づき、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。</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整合をとる。(4.1参照)</p> <p>(3) 原子力部門は、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。なお、d)については第2表の7.1項に係る社内標準において明確にする。</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>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) この計画のアウトプットは、原子力部門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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>原子力部門は、次の事項を業務の計画（7.1参照）で明確にする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項</li> <li>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項</li> <li>c) 原子力部門が必要と判断する追加要求事項すべて</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子力部門は、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。</li> <li>(2) レビューでは、次の事項を確実にする。 <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</li> <li>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。</li> <li>c) 原子力部門が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</li> </ul> </li> <li>(3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する。（4.2.4参照）</li> <li>(4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が、書面で示されない場合には、原子力部門はその要求事項を適用する前に確認する。</li> <li>(5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、原子力部門は、関連する文書として業務の計画を修正する。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。</li> </ul> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>原子力部門は、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第2表の7.2.3項に係る社内標準で明確にし、実施する。</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>原子力部門は、第2表の7.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(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。</li> <li>(2) 設計・開発の計画において、原子力部門は、次の事項を明確にする。 <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 設計・開発の段階</li> <li>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</li> </ul> </li> </ul>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>c) 設計・開発に関する責任（本品質保証計画に基づく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インタフェースを運営管理する。</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し、記録を維持する。(4.2.4参照) そのインプットには、次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び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。要求事項は、漏れがなく、あいまいでなく、相反することがないようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットは、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とする。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か、又はそれを参照している。</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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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) 問題を明確にし、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維持する。</p> <p>(4.2.4参照)</p> <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。</p> <p>この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。</p> <p>(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。</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維持する。</p> <p>(4.2.4参照)</p>	変更なし
<p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。(4.2.4参照)</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維持す</p>	



変更前	変更後
<p>る。(4.2.4参照)</p> <p>7.4 調達</p> <p>原子力部門は、第2表の7.4項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 原子力部門は、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>(3) 原子力部門は、供給者が原子力部門の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。</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維持する。(4.2.4参照)</p> <p>(5) 原子力部門は、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の取得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管理方法を定める。</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> <p>a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の適格性確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>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</p> <p>(2) 原子力部門は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(3) 原子力部門は、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 原子力部門は、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) 原子力部門が、供給者先で検証を実施することにした場合には、原子力部門は、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>原子力部門は、業務の計画（7.1参照）に基づき、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>原子力部門は、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>a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。</p> <p>b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 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) 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、原子力部門は、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) 原子力部門は、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> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 設備の承認及び要員の適格性確認</p> <p>c) 所定の方法及び手順の適用</p> <p>d) 記録に関する要求事項（4.2.4参照）</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>e) 妥当性の再確認</p> <p>7.5.3 識別及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 必要な場合には、原子力部門は、業務の計画及び実施の全過程において、適切な手段により、業務・原子炉施設を識別する。</p> <p>(2) 原子力部門は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の実要求事項に関連して、業務・原子炉施設の状態を識別する。</p> <p>(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、原子力部門は業務・原子炉施設について一意の識別を管理し、記録を維持する。(4.2.4参照)</p> <p>7.5.4 原子力部門外の所有物</p> <p>原子力部門は、原子力部門外の所有物について、それが原子力部門の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する。(4.2.4参照)</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>(1) 原子力部門は、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>(2) 原子力部門は、調達製品の保存に係る事項について、第2表の7.5.5項に係る社内標準を確立する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>原子力部門は、業務の計画(7.1参照)に基づき、次の事項を実施する。</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、原子力部門は、実施すべき監視及び測定を第2表の7.1項及び8.2.4項に係る社内標準において明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を第2表の7.6項に係る社内標準において明確にする。</p> <p>(2) 原子力部門は、監視及び測定の実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第2表の7.1項に係る社内標準において確立する。</p> <p>(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</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、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、原子力部門は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。(4.2.4参照)</p> <p>原子力部門は、その機器、及び影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する。(4.2.4参照)</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. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 原子力部門は、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実にする。</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>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 原子力安全の達成</p> <p>原子力部門は、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p data-bbox="323 255 1353 394">一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を第2表の8.2.1項に係る社内標準に定める。</p> <p data-bbox="264 472 488 499">8.2.2 内部監査</p> <p data-bbox="323 524 1353 607">原子力部門は、第1表の8.2.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p data-bbox="284 629 1353 768">(1) 品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行うことができる組織が内部監査を実施する。</p> <p data-bbox="323 790 1353 929">a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画(7.1参照)に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、及び原子力部門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 data-bbox="323 952 1265 978">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 data-bbox="284 1001 1353 1245">(2) 監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。ただし、監査員は、自らの業務を監査しない。</p> <p data-bbox="284 1267 1337 1350">(3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任及び権限、並びに要求事項を規定する。</p> <p data-bbox="284 1373 1031 1400">(4) 監査及びその結果の記録を維持する。(4.2.4参照)</p> <p data-bbox="284 1422 1353 1619">(5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める。(8.5.2参照)</p> <p data-bbox="284 1641 1161 1668">(6) 監査のプログラム及び結果について、管理責任者に報告する。</p> <p data-bbox="284 1691 1353 1830">(7) 経営監査室は、原子力事業本部及び発電所が実施した内部監査を評価する。その結果、経営監査室長が必要と判断した場合には、原子力事業本部、発電所に内部監査の実施を指示する。</p> <p data-bbox="284 1852 1353 1935">(8) 原子力事業本部及び発電所は、経営監査室長から内部監査の実施について指示がある場合は内部監査を実施する。</p>	<p data-bbox="1385 1055 1444 1137">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 原子力部門は、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、品質目標及び文書の修正並びに是正処置をとる。</p> <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、第2表の8.2.4項に係る社内標準を確立し、原子炉施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7.1参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する。（4.2.4参照）</p> <p>(2) 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。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。</p>	
<p>8.3 不適合管理</p> <p>原子力部門は、第1表の8.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 原子力部門は、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並びにそれに関連する責任及び権限を規定する。</p> <p>(3) 該当する場合には、原子力部門は、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>変更なし</p>

変更前	変更後
<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維持する。(4.2.4参照)</p> <p>(6) 原子力部門は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p> <p>8.4 データの分析</p> <p>(1) 原子力部門は、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第2表の8.4項に係る社内標準において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>a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8.2.1参照)</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合(8.2.3及び8.2.4参照)</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>原子力部門は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置</p> <p>原子力部門は、第1表の8.5.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(1) 原子力部門は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。</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（JEAC4111附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 不適合のレビュー</li> <li>b) 不適合の原因の特定</li> <li>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</li> <li>d) 必要な処置の決定及び実施</li> <li>e) とった処置の結果の記録（4.2.4参照）</li> <li>f) とった是正処置の有効性のレビュー</li> </ul> <p>8.5.3 予防処置</p> <p>原子力部門は、第1表の8.5.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 原子力部門は、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（PWR事業者連絡会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。この活用には、原子力安全に係る業務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（JEAC4111附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。</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) 必要な処置の決定及び実施</li> <li>d) とった処置の結果の記録（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>変更なし</p>

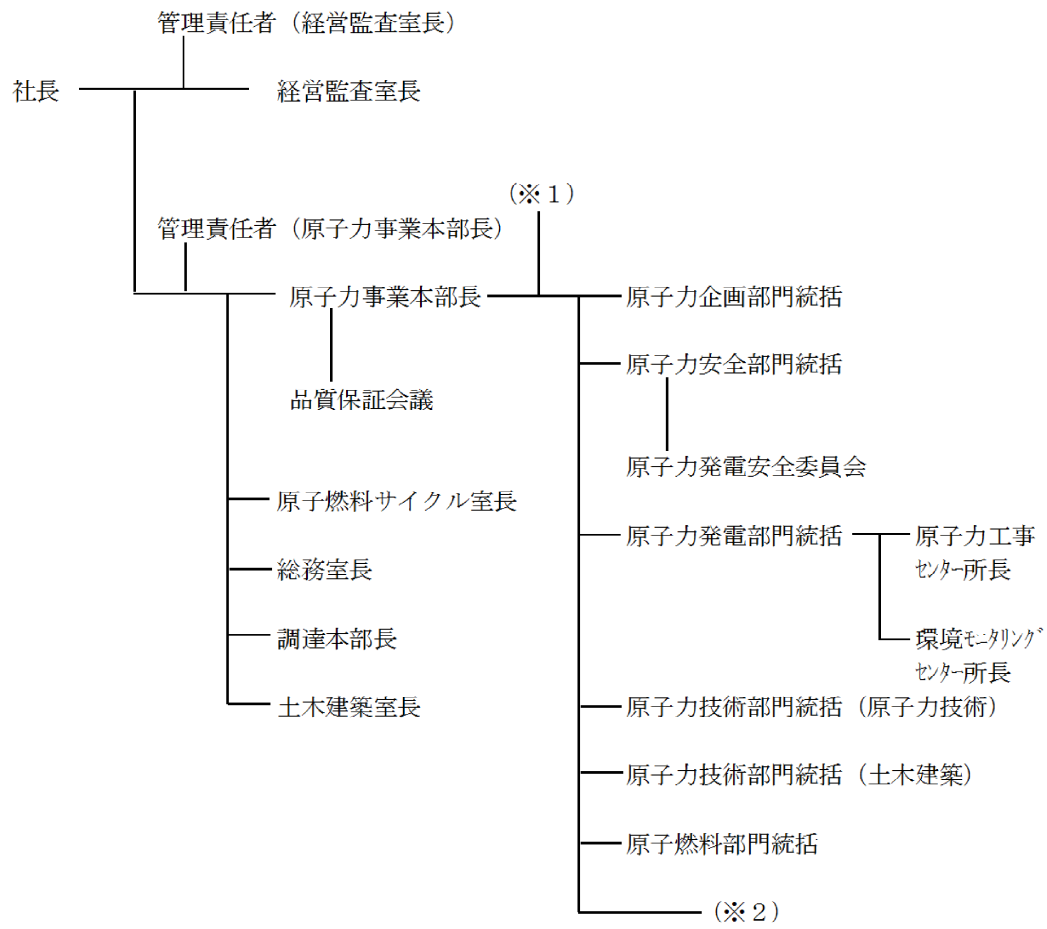


変更前

変更後

(1 / 2)

【本店】



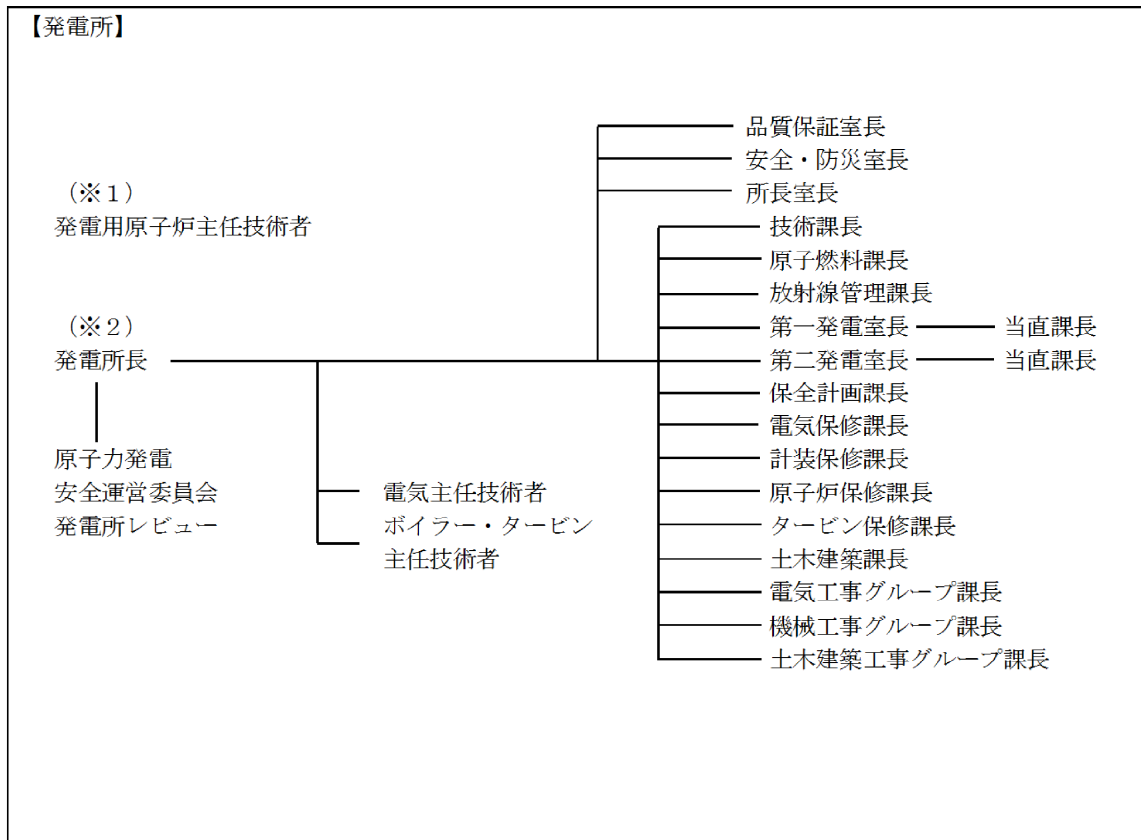
変更なし

第1図 組織図

変更前

変更後

(2 / 2)

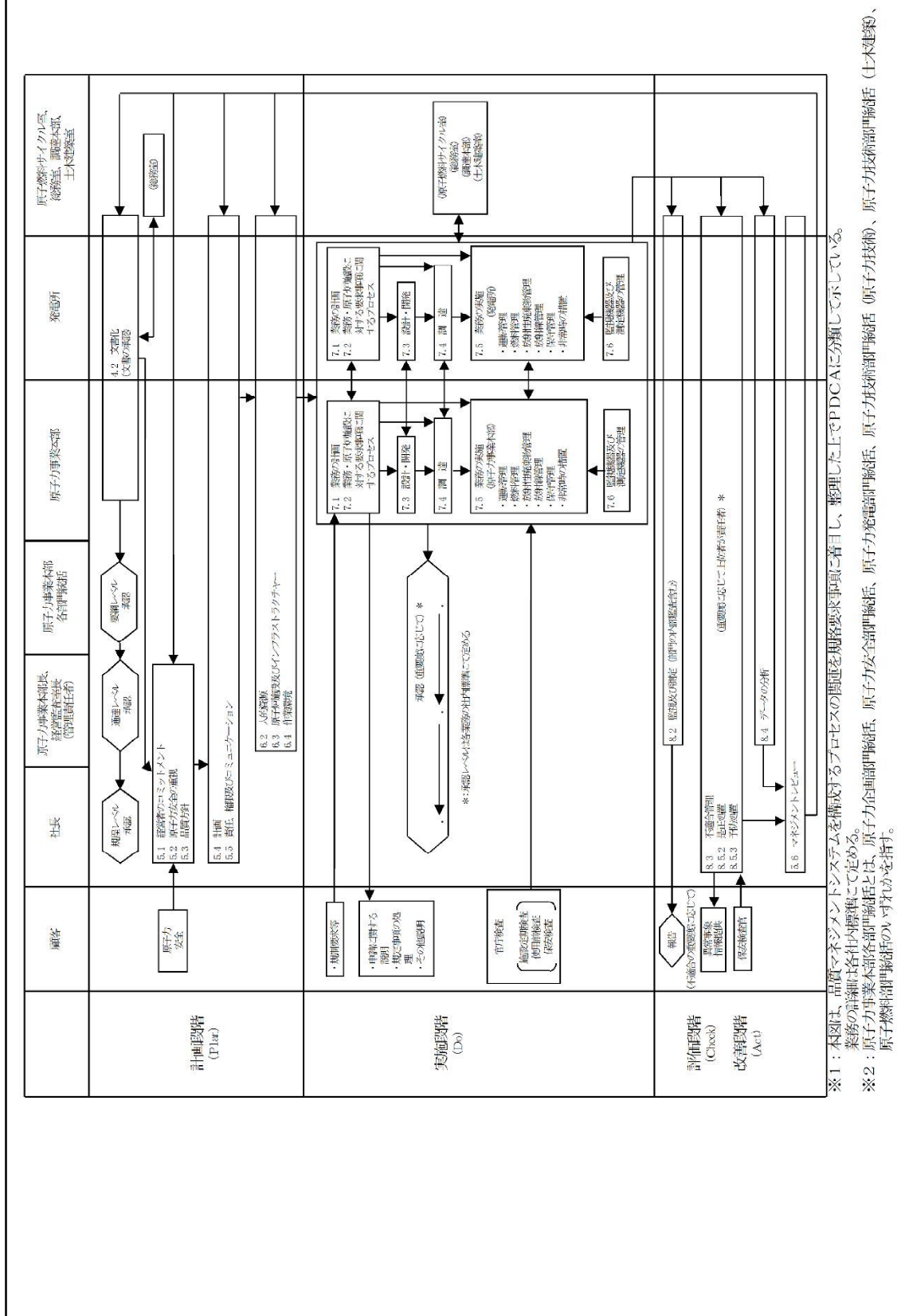


変更  
なし

第 1 図 組織図

変更前

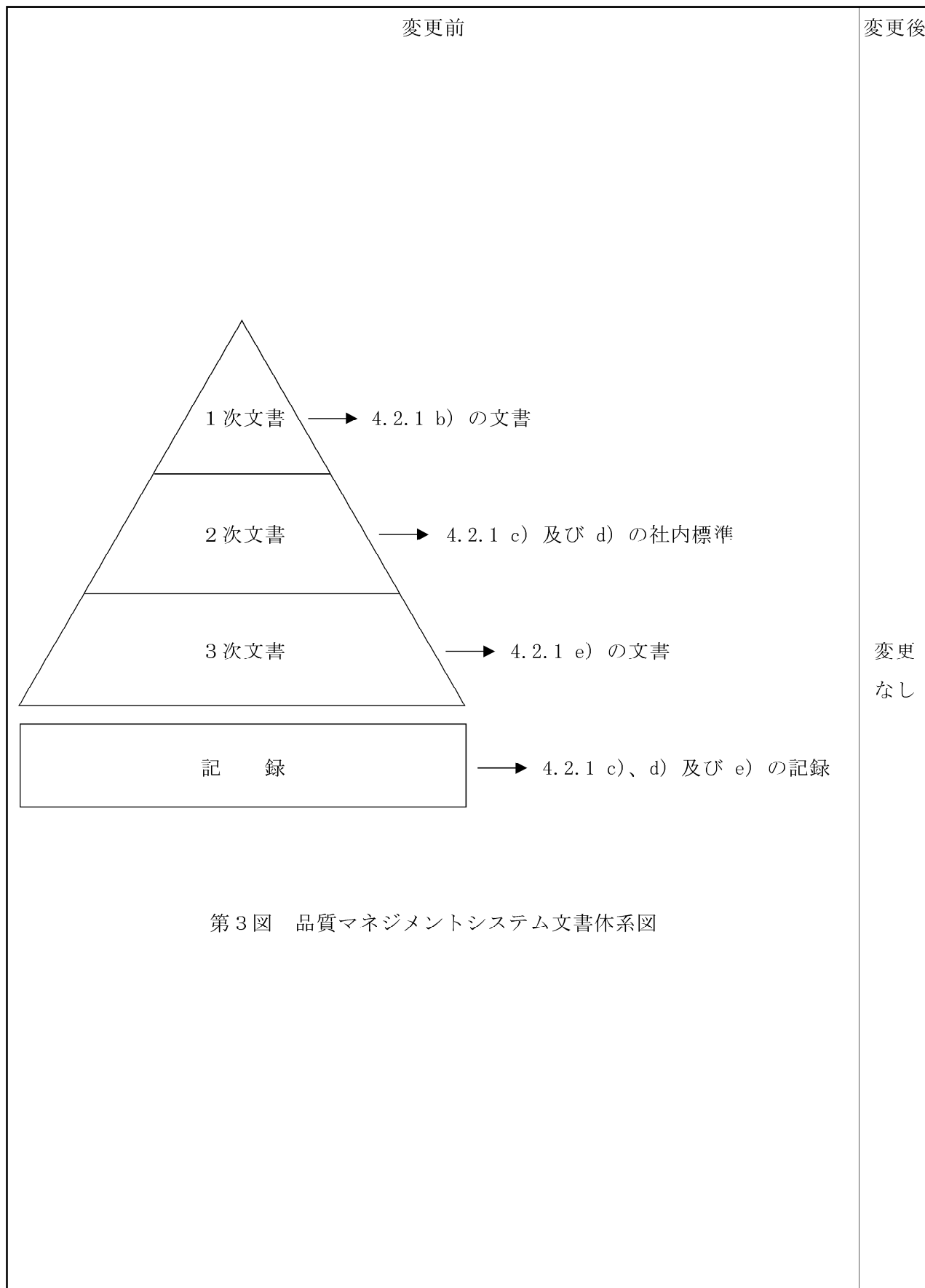
変更後



第2図 品質マネジメントシステム体系図

変更なし

※1：本図は、品質マネジメントシステムを構成するプロセスの関連を規格要求事項と着目し、整理した上でPDCAに分類して示している。  
業務の詳細は各付内標準にて定める。  
※2：原子力事業本部各部門連絡、原子力安全部連絡、原子力企画部連絡、原子力発電部連絡、原子力技術部連絡（土木建築）、原子力燃料部連絡のいずれかを指す。



変更前

変更後

第1表：品質保証計画関連条項とJEAC4111の要求事項に基づき作成する  
社内標準との関係

品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4.2.3 4.2.4	文書管理 記録の管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程※1	原子力部門における文書・記録管理 通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原総 通達 第3号
8.2.2	内部監査		原子力部門における内部監査通達	経営監査室	平成18 経営 原通達 第1号
8.3 8.5.2	不適合管理 是正処置		不適合管理および 是正処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第1号
8.5.3	予防処置		予防処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発 電通達 第2号

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室及び経営監査室であり、文書番号は平成15 規程 第5号とする。

変更  
なし

変更前

変更後

第2表：品質保証計画関連条項と原子力部門が必要と決定した社内標準との関係

品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4.1	重要度分類	原子力発電の安全に係る品質保証規程※1	グレード分け通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証通達 第2号
4.1	安全文化		安全文化通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成25 原品証通達 第1号
5.4 5.5.3 6.2.2	品質日標		品質日標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証通達 第3号
5.5.3	プロセス責任者		原子力部門における文書・記録管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原総通達 第3号
5.5.4 5.6	内部コミュニケーション		内部コミュニケーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証通達 第4号
6.1	資源の提供		要員・組織計画通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原原企通達 第1号
6.1 6.2	力量、教育・訓練及び認識		教育・訓練通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原原企通達 第2号
6.1 6.3	運転管理		運転管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発電通達 第1号
6.4 7.1	燃料管理		原子燃料管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原燃保通達 第1号
7.2 7.5	放射性廃棄物管理		放射性廃棄物管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放管通達 第1号
7.6 8.2.4	放射線管理		放射線管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放管通達 第2号
	保守管理		保守管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修通達 第1号
	非常時の措置		非常時の措置通達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原危管通達 第1号
	その他		安全管理通達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原安管通達 第1号
			原子燃料サイクル通達	原子力事業本部 原子燃料部門	平成18 原燃品通達 第1号
			火災防護通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成27 原発電通達 第1号
			原子力技術業務要綱	原子力事業本部 原子力技術部門	平成17 原プ技要綱 第2号

変更なし

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室及び経営監査室であり、文書番号は平成15 規程 第5号とする。

変更前

変更後

第2表：品質保証計画関連条項と原子力部門が必要と決定した社内標準との関係  
(続き)

品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
7.2.2 7.2.3 8.2.1	外部とのコミ ュニケーショ ン 原子力安全の 達成	原子 力 発 電 の 安 全 に 係 る 品 質 保 証 規 程 ※ 1	外部コミュニケー ション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発 電通達 第3号
7.3	設計・開発		設計・開発通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第2号
7.4 7.5.5	調達 調達製品の保 存		原子力部門におけ る調達管理通達	調達本部	平成27 調原 通達 第1号
7.6	監視機器及び 測定機器の管 理		監視機器・測定機 器管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第3号
8.2.3	プロセスの監 視及び測定		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第3号
7.6 8.2.4	検査及び試験		原子力部門におけ る内部監査通達 検査・試験通達	経営監査室 原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 経営 原通達 第1号 平成18 原保 修通達 第4号
8.4	データの分析		データ分析通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第5号

変更  
なし

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室  
及び経営監査室であり、文書番号は平成15 規程 第5号とする。

変更前	変更後
<p style="text-align: center;">別添1 保安に関する職務</p> <p style="text-align: right;">(1 / 2)</p> <p>1. 本店における保安に関する職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、保安活動を統括する。</p> <p>(2) 経営監査室長は、原子力部門の経営監査に係る、年度計画及び要員の教育並びに経営監査の実施に関する業務を行う。</p> <p>(3) 原子力事業本部長は、第1項(5)から(10)に定める各部門統括を指導監督し、原子力業務を統括する。 また、安全文化の醸成のための活動の統括及びコンプライアンス意識の向上のための活動の統括の職務を行う。</p> <p>(4) 原子力事業本部長代理及び第1項(5)から(10)に定める各部門統括は、原子力事業本部長を補佐する。</p> <p>(5) 原子力企画部門統括は、要員・組織計画及び要員教育（原子力部門の経営監査に係る要員の教育及び運転員の教育・訓練を除く。）並びに文書管理に関する業務を統括する。</p> <p>(6) 原子力安全部門統括は、原子力発電所の安全管理及び原子炉施設の安全評価に関する業務を統括する。</p> <p>(7) 原子力発電部門統括は、原子力発電の品質保証活動及び原子力発電所の運転保守（運転員の教育・訓練を含む。）、放射線管理、放射性廃棄物管理並びに原子炉施設の設計、保全に関する業務を統括する。</p> <p>(8) 原子力技術部門統括（原子力技術）は、原子炉施設の設計・保全（原子力技術部門統括（土木建築）及び原子力発電部門統括が所管する業務を除く。）及び高経年対策に関する技術的業務を統括する。</p> <p>(9) 原子力技術部門統括（土木建築）は、原子炉施設の上木設備、建築物に係る設計・保全（原子力発電部門統括が所管する業務を除く。）に関する技術的業務を統括する。</p> <p>(10) 原子燃料部門統括は、原子燃料サイクル（原子燃料サイクル室長所管業務を除く。）及びその品質保証活動に関する業務を統括する。</p> <p>(11) 原子燃料サイクル室長は、原子燃料サイクルの契約に関する業務を行う。</p> <p>(12) 総務室長は、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」の制定・改廃を所管するとともに、社印の管理に関する業務を行う。</p> <p>(13) 調達本部長は、契約及び貯蔵品管理に関する業務を行う。</p> <p>(14) 土木建築室長は、原子力部門に係る土木設備、建築物の改良及び修繕に関する業務を行う。</p> <p>(15) 原子力工事センター所長は、原子力事業本部長が指定した保守、修理及び検査に関する業務を行う。</p> <p>(16) 環境モニタリングセンター所長は、環境放射能に係るデータの収集、分析及び評価に関する業務を行う。</p> <p>(17) 第1項(5)から(16)に定める各職位は、所属員を指示・指導し、所管業務を遂行する。 また、各所属員は、その指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>(18) その他関係する部門は、別途定められた「職制規程」に基づき所管業務を遂行する。</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後
<p style="text-align: center;">別添1 保安に関する職務</p> <p style="text-align: right;">(2/2)</p>	
<p>2. 発電所における保安に関する職務は次のとおり。</p> <p>(1) 発電所長（以下「所長」という。）は、発電所の課（室）長等を指導監督し、発電所における保安活動を統括する。</p> <p>(2) 原子力安全統括、副所長及び運営統括長は、所長を補佐する。</p> <p>(3) 品質保証室長は、原子力発電に関する品質保証活動の統括に関する業務を行う。</p> <p>(4) 品質保証室課長は、品質保証室長を補佐する。</p> <p>(5) 安全・防災室長は、原子炉施設の管理運用に関する安全評価、その他技術安全の総括、原子力防災対策及び原子炉施設の出入管理に関する業務並びに火災発生時、内部漏水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害発生時等、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務の総括に関する業務を行う。</p> <p>(6) 安全・防災室課長は、安全・防災室長を補佐する。</p> <p>(7) 所長室長は、発電所の運営に関する総括、文書管理と記録管理の総括、教育・訓練の総括、調達先管理、契約及び貯蔵品管理に関する業務を行う。</p> <p>(8) 所長室課長（総務）は、所長室長を補佐する。</p> <p>(9) 技術課長は、発電所の技術関係事項の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 原子燃料課長は、原子燃料管理及び炉心管理に関する業務を行う。</p> <p>(11) 放射線管理課長は、放射性廃棄物管理、放射線管理（環境モニタリングセンター所長所管業務を除く。）、被ばく管理及び化学管理に関する業務を行う。</p> <p>(12) 第一発電室長は1号機及び2号機、第二発電室長は3号機及び4号機に係る原子炉施設の運転に関する業務を行う。</p> <p>(13) 当直課長は、原子炉施設の運転に関する当直業務を行う。</p> <p>(14) 定検課長は、発電室長の原子炉施設の運転に関する業務のうち、施設定期検査に関する業務の補佐を行う。</p> <p>(15) 保全計画課長は、原子炉施設の保守、修理の総括に関する業務を行う。</p> <p>(16) 電気必修課長は、原子炉施設の電気設備に係る保守、修理（電気工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(17) 計装必修課長は、原子炉施設の計装設備に係る保守、修理（電気工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(18) 原子炉必修課長は、原子炉施設の機械設備（タービン設備を除く。）に係る保守、修理（機械工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(19) タービン必修課長は、原子炉施設の機械設備（タービン設備）に係る保守、修理（機械工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(20) 土木建築課長は、原子炉施設の土木設備及び建築物に係る保守、修理（機械工事グループ課長及び土木建築工事グループ課長の所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(21) 電気工事グループ課長は、原子炉施設の電気設備及び計装設備に係る保守、修理及び高経年対策の推進のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。</p> <p>(22) 機械工事グループ課長は、原子炉施設の機械設備、土木設備及び建築物に係る保守、修理及び高経年対策の推進のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。</p> <p>(23) 土木建築工事グループ課長は、原子炉施設の土木設備及び建築物に係る保守、修理及び高経年対策の推進のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。</p> <p>(24) 発電所課長は、所長の指示する範囲の業務を行う。</p> <p>(25) 第2項(3)から(24)に定める各職位（以下「各課（室）長」という。（別添2において同じ。））は、所管業務に基づき非常時の措置、保安教育並びに記録及び報告を行う。</p> <p>(26) 各課（室）長は、課（室）員を指示・指導し、所管業務を遂行する。また、各課（室）員は、その指示・指導に従い業務を実施する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p style="text-align: center;">別添2 主任技術者の職務</p> <p>1. 発電用原子炉主任技術者の職務</p> <p>(1) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に、かつ、最優先に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。</p> <p>a. 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（発電所長を含む。）へ指示する。</p> <p>b. 「高浜発電所原子炉施設保安規定」に定める事項について、発電所長の承認に先立ち確認する。</p> <p>c. 「高浜発電所原子炉施設保安規定」に定める事項について、各課（室）長からの報告内容等を確認する。</p> <p>d. 「高浜発電所原子炉施設保安規定」に示す記録の内容を確認する。</p> <p>e. その他原子炉施設の運転に関し保安の監督に必要な職務を行う。</p> <p>(2) 発電用原子炉主任技術者は次の場合において原子力事業本部長に報告を行う。</p> <p>a. 前項a.の職務を遂行すべき状況が生じた場合</p> <p>b. 「高浜発電所原子炉施設保安規定」に定める事項について、各課（室）長より報告を受けた場合</p> <p>2. 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務</p> <p>電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、電気工作物の工事、維持及び運用に関し保安の監督を誠実に、かつ、最優先に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。</p> <p>a. 電気工作物の工事、維持及び運用に関する保安のための諸計画の立案に当たっては、必要に応じて工事、維持及び運用に従事する者（発電所長を含む。）に対して指示、指導・助言する。</p> <p>b. 電気工作物の工事、維持及び運用に関し、保安上必要な場合には、工事、維持及び運用に従事する者に対し指示、指導・助言を行う。</p> <p>c. 溶接事業者検査及び定期事業者検査において、あらかじめ定めた区分に従って、検査の指導監督を行う。</p> <p>d. 電気事業法に基づき行う立入検査には、原則として立会う。</p> <p>e. 電気事業法及び原子炉等規制法に基づき行う使用前検査、施設定期検査には、あらかじめ定めた区分に基づき検査への立会又は検査記録の確認を行う。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

### Ⅲ. 工事工程表

今回の工事の工程は次のとおりである。

第1表 工事工程表

年 月		2020年			
		1月	2月	3月	4月
原子炉冷却 系統施設	項目				
	現地工事期間	<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div>			
	検査可能時期		◇		
			◇		

#### IV. 変更の理由

設備の機能維持を図るため、保守性向上の観点から、格納容器サンプル水位上昇率測定装置の検出器を差圧式水位検出器へ取替える。