

VI. 添付書類

1. 添付資料

2. 添付図面

1. 添付資料

- 資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
- 資料 2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
- 資料 3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
- 資料 4 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
- 資料 5 耐震性に関する説明書
- 資料 6 強度に関する説明書
- 資料 7 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
- 資料 8 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

2. 添付図面

- ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面（原子炉格納容器）

【※「原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面（原子炉格納容器）」は平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の添付図面第7-1-2図「原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面（原子炉格納容器）（1/2）」による。】

第 1 図 原子炉格納施設の構造図（原子炉格納容器）原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部（1/2）

第 1 図の補足

第 2 図 原子炉格納施設の構造図（原子炉格納容器）原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部（2/2）

第 2 図の補足

1. 添 付 資 料

目 次

- 資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
 - 資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性
 - 資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性
- 資料 2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
- 資料 3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
- 資料 4 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
- 資料 5 耐震性に関する説明書
 - 資料 5-1 耐震設計の基本方針
 - 資料 5-2 波及的影響に係る基本方針
 - 資料 5-3 原子炉格納容器貫通部の耐震設計の基本方針
 - 資料 5-4 原子炉格納容器貫通部の耐震計算書
 - 資料 5-5 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果
- 資料 6 強度に関する説明書
 - 資料 6-1 強度計算の基本方針の概要
 - 資料 6-1-1 原子炉格納容器の強度計算の基本方針
 - 資料 6-1-2 重大事故等クラス2の強度計算の基本方針
 - 資料 6-2 強度計算方法の概要
 - 資料 6-2-1 原子炉格納容器の強度計算方法
 - 資料 6-2-2 重大事故等クラス2容器（原子炉格納容器）の強度計算方法
 - 資料 6-3 強度計算書の概要
 - 資料 6-3-1 原子炉格納容器の強度計算書
 - 資料 6-3-2 重大事故等クラス2容器（原子炉格納容器）の強度計算書
 - 別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要
- 資料 7 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
 - 別添-1 原子炉格納容器 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の閉じ込め機能健全性について
 - 別紙-1 原子炉格納容器 評価温度、圧力の評価における経年劣化の影響について
 - 別紙-2 原子炉格納容器 評価温度、圧力負荷後の耐震性の影響について
 - 別紙-3 計算機プログラム（解析コード）の概要
- 資料 8 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
 - 資料 8-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
 - 資料 8-2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

資料1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

目 次

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

資料 1 - 1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

目 次

	頁
1. 概要	M3-添1-1-1
2. 基本方針	M3-添1-1-1
3. 記載の基本事項	M3-添1-1-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備	
ロ. 発電用原子炉施設の一般構造	
(3) その他の主要な構造	M3-添1-1-1-1
(i) a. 設計基準対象施設	
b. 重大事故等対処施設	

1. 概要

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

2. 基本方針

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

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

また、設置許可申請書「添付書類八」のうち「本文（五号）」に係る設備設計を記載している箇所についても整合性を示す。

なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

3. 記載の基本事項

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「添付書類八」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、「本文（五号）」に記載する順とする。
- (3) 設置許可申請書と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、実線のアンダーラインで明示する。表記等が異なる場合には破線のアンダーラインを引くとともに、設計及び工事の計画が設置許可申請書と整合していることを明示する。
- (4) 「本文（五号）」との整合性に関する補足説明は原則として「整合性」欄に記載する。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>b. 重大事故等対処施設（原子炉制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a. 設計基準対象施設に記載）</p> <p>(c) 重大事故等対処設備</p> <p>(c-4) 操作性及び試験・検査性</p> <p>(c-4-2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>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、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定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及び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。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.8 重大事故等対処設備に関する基本方針</p> <p>1.1.8.4 操作性及び試験・検査性</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>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、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定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及び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。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>【原子炉冷却系統施設】</p> <p>(基本設計方針)「共通項目」</p> <p>5. 設備に関する要求</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. 6 操作性及び試験・検査性</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者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及び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。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>2020年4月の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の改正の施行により、設置変更許可申請書（本文）の「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」は、使用前事業者検査及び定期事業者検査となるため、設計及び工事の計画の「使用前事業者検査及び定期事業者検査」は整合している。</p>	

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

目 次

	頁
1. 概要	M3-添1-2-1
2. 基本方針	M3-添1-2-1
3. 記載の基本事項	M3-添1-2-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な 体制の整備に関する事項	M3-添1-2-2

1. 概要

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

2. 基本方針

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

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

なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

3. 記載の基本事項

(1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。

(2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を以下のとおりとする。</p> <p>A. 1号炉、2号炉及び3号炉</p> <p>1. 目的 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、<u>発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</u></p> <p>2. 適用範囲 <u>品質管理に関する事項は、美浜発電所の保安活動に適用する。</u></p> <p>3. 定義 <u>品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。</u> (1) 原子炉施設 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。 (2) 原子力部門 当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各組織（組織の最小単位）の総称をいう。</p>	<p>1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム 当社は、<u>原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成し及び維持するための活動を行う仕組みを含めた原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「美浜発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。</u> <u>「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</u></p> <p>2. 適用範囲・定義 2.1 適用範囲 <u>設工認品質管理計画は、美浜発電所3号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。</u></p> <p>2.2 定義 <u>設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</u> (1) 実用炉規則 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）をいう。 (2) 技術基準規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）をいう。 (3) 実用炉規則別表第二対象設備 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。 (4) 適合性確認対象設備 設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備をいう。</p>	<p>設置許可申請書（本文（十一号））において、設計及び工事の計画の内容は以下のとおり満足している。</p> <p>設計及び工事の計画では、美浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画を定めていることから整合している。（以下、設置許可申請書（本文十一号）に対応した設計及び工事の計画での説明がない箇所については、保安規定品質マネジメントシステム計画にて対応していることを以て整合している。）</p> <p>設計及び工事の計画の適用範囲は、設置許可申請書（本文十一号）の適用範囲に示す美浜発電所の保安活動に包含されていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画の用語の定義に従っていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																												
<p>4. 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要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</p> <p>(2) 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を確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>(3) 原子力部門は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</p>	<p>3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等</p> <p>設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。</p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用</p> <p>設工認におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。</p> <p>設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設）</p> <table border="1" data-bbox="1101 527 2012 856"> <thead> <tr> <th>重要度*</th> <th>グレードの区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事</td> <td>Aクラス 又は Bクラス</td> </tr> <tr> <td>上記以外の設備に係る工事</td> <td>Cクラス</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：上記の「クラス1～3」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1101 957 2012 1163"> <thead> <tr> <th rowspan="2">発電への影響度区分</th> <th colspan="6">安全上の機能別重要度区分</th> </tr> <tr> <th colspan="2">クラス1</th> <th colspan="2">クラス2</th> <th colspan="2">クラス3</th> <th rowspan="2">その他</th> </tr> <tr> <td></td> <td>PS-1</td> <td>MS-1</td> <td>PS-2</td> <td>MS-2</td> <td>PS-3</td> <td>MS-3</td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R1</td> <td colspan="2" rowspan="3">A</td> <td colspan="4" rowspan="3">B</td> <td rowspan="3">C</td> </tr> <tr> <td>R2</td> </tr> <tr> <td>R3</td> </tr> </tbody> </table> <p>R1：その故障により発電停止となる設備 R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く） R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備</p> <p>設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設）</p> <table border="1" data-bbox="1101 1329 2012 1528"> <thead> <tr> <th>重要度</th> <th>グレードの区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）</td> <td>SA常設</td> </tr> <tr> <td>○重大事故等対処設備（可搬設備）</td> <td>SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.6.2 供給者の選定</p> <p>調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p>	重要度*	グレードの区分	次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス	上記以外の設備に係る工事	Cクラス	発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分						クラス1		クラス2		クラス3		その他		PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3		R1	A		B				C	R2	R3	重要度	グレードの区分	○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設	○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い品質管理を行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のグレード分けを行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達のグレード分けを行うことから整合している。</p>	
重要度*	グレードの区分																																														
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス																																														
上記以外の設備に係る工事	Cクラス																																														
発電への影響度区分	安全上の機能別重要度区分																																														
	クラス1		クラス2		クラス3		その他																																								
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3																																									
R1	A		B				C																																								
R2																																															
R3																																															
重要度	グレードの区分																																														
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設																																														
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）																																														

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(4) 原子力部門は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを原子力部門に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を文書で明確にする。</p> <p>b. プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。</p> <p>c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な原子力部門の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</p> <p>d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p> <p>e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。</p> <p>g. プロセス及び原子力部門の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。</p> <p>(5) 原子力部門は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>(6) 原子力部門は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>原子力部門は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために、原子力部門が必要と決定した文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>原子力部門は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改</p>	<p>3.7.1 文書及び記録の管理</p> <p>(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録</p> <p>設計、工事及び検査に係る組織の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。</p> <p>(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理</p> <p>設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い文書管理を行うことから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する原子力部門内における各組織の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合においては、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. 原子力部門の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、品質規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p>社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>(3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること。</p> <p>(4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>(6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。</p> <p>(7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。</p> <p>(8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。</p> <p>5.2 原子力の安全の確保の重視</p> <p>社長は、原子力部門の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>(1) 原子力部門の目的及び状況に対して適切なものであること。</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実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>(3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。</p> <p>(4) 要員に周知され、理解されていること。</p>	<p>工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録</p> <p>使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p>		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 社長は、原子力部門内における各組織において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。</p> <p>(2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。</p> <p>(2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持</p> <p>c. 資源の利用可能性</p> <p>d. 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は、原子力部門内における各組織及び要員の責任及び権限並びに原子力部門内における各組織相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。</p> <p>c. 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。</p> <p>e. 関係法令を遵守すること。</p>	<p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）</p> <p>設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。</p> <p>設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき美浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。 b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。 c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。 d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。 e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。 <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、原子力部門の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>原子力部門は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 内部監査の結果 (2) 原子力部門の外部の者の意見 (3) プロセスの運用状況 (4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果 (5) 品質目標の達成状況 (6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況 (7) 関係法令の遵守状況 (8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況 (9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置 (10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更 (11) 原子力部門内における各組織又は要員からの改善のための提案 (12) 資源の妥当性 (13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性 <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善 b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善 c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源 d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善 e. 関係法令の遵守に関する改善 			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 原子力部門は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>原子力部門は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。</p> <p>(2) 原子力部門は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p> <p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。</p> <p>(3) 原子力部門は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果</p> <p>b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項</p> <p>c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源</p> <p>d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）</p> <p>e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 原子力部門は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項 原子力部門は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</p> <p>a. 原子力部門の外部の者が明示してはでないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項</p> <p>b. 関係法令</p> <p>c. a. b. に掲げるもののほか、原子力部門が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</p> <p>(1) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。</p> <p>a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。</p> <p>b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</p> <p>c. 原子力部門が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</p> <p>(3) 原子力部門は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等 原子力部門は、原子力部門の外部の者からの情報の収集及び原子力部門の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。</p> <p>7.3 設計開発</p> <p>7.3.1 設計開発計画</p> <p>(1) 原子力部門は、<u>設計開発</u>（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を<u>策定するとともに、設計開発を管理する。</u></p> <p>(2) 原子力部門は、<u>設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</u></p> <p>a. <u>設計開発の性質、期間及び複雑さの程度</u></p> <p>b. <u>設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</u></p> <p>c. <u>設計開発に係る各組織及び要員の責任及び権限</u></p> <p>d. <u>設計開発に必要な原子力部門の内部及び外部の資源</u></p> <p>(3) 原子力部門は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p>	<p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p><u>設工認における設計、工事及び検査の流れを第3.2-1図に示すとともに、設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第3.2-1表に示す。</u></p> <p>なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。</p> <p>なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。</p> <p>設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第3.2-1表における「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき美浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考			
第3.2-1表 設工認における設計、工事及び検査の各段階						
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">各段階</th> <th style="width: 35%;">保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目</th> <th style="width: 50%;">概要</th> </tr> </thead> </table>				各段階	保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
各段階	保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要				
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画		
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化		
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出		
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成(設計1)	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	要求事項を満足する基本設計方針の作成		
	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計(設計2)	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	適合性確認対象設備に必要な設計の実施		
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック		
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応		
工事及び検査	3.4.1 ※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施(設計3)	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計		
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施		
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること		
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを確認する計画と方法の決定		
	3.5.3	検査計画の管理	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理		
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理		
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認		
調達 3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理			
<p>※: 「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。</p>						

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であつて、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能及び性能に係る要求事項</p> <p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であつて、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p>	<p>第3.2-1図 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ</p> <p>※1:バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成(設計1)し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計(設計2)を行う業務をいう。また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。</p> <p>※2:条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法(代替確認の考え方を含む。)の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書(本文十一号)に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発へのインプットとして、適合性確認対象設備に対する要求事項を明確化していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画にしたがって、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する各組織の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画にしたがって検証を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 原子力部門は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 原子力部門は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画にしたがって、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 原子力部門は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	<p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。</p> <p>(1) 基本設計方針の作成（設計1）</p> <p>「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。</p> <p>(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</p> <p>「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。</p> <p>なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。</p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p>なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。</p> <p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>(3) 設計のアウトプットに対する検証</p> <p>設計を主管する箇所の長は、設計1及び設計2の結果について、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に検証を実施させる。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査の独立性確保</p> <p>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制</p> <p>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成</p> <p>検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定し</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発からのアウトプットを作成するために設計を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューには専門家を含めていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューの記録を管理していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の検証を実施していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																												
<p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、<u>設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(2) 原子力部門は、<u>設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</u></p> <p>(3) 原子力部門は、<u>設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</u></p> <p>(4) 原子力部門は、<u>(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 原子力部門は、<u>調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</u></p>	<p>た確認方法を基に、<u>使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</u></p> <p>実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(4) 使用前事業者検査の実施</p> <p>検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、<u>検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</u></p> <p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1104 485 2015 1146"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td rowspan="2">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>特性検査 機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>解析書のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.3.4 設計における変更</p> <p>設計を主管する箇所の長は、<u>設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。</u></p> <p>3.6 設工認における調達管理の方法</p> <p>設工認で行う調達管理は、<u>保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</u></p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の変更管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理を実施していることから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																												
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																											
		材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																											
	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																											
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																											
評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																												
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																											

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、<u>調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。</u>この場合において、<u>一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</u></p> <p>(3) 原子力部門は、調達物品等要求事項にしたがい、<u>調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</u></p> <p>(4) 原子力部門は、<u>調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。</u></p> <p>(5) 原子力部門は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 原子力部門は、<u>調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</u></p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、<u>調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</u></p> <p>a. 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項</p> <p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項</p> <p>e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項</p> <p>f. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g. その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 原子力部門は、<u>調達物品等要求事項として、原子力部門が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</u></p> <p>(3) 原子力部門は、<u>調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</u></p> <p>(4) 原子力部門は、<u>調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</u></p>	<p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>(2) 調達製品の管理 <u>調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</u></p> <p>(1) 調達文書の作成 <u>調達を主管する箇所の長は、一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般汎用品に係る情報の入手に関する事項及び調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</u></p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価 <u>調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。</u></p> <p>3.6.2 供給者の選定 <u>調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</u></p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理 <u>業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</u></p> <p>(1) 調達文書の作成 <u>調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書（以下「仕様書」という。）を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い<u>調達管理における一般汎用品の管理及び原子力規制委員会の職員が供給先の工場等への施設への立ち入りがあることを供給者へ要求していることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い<u>供給者の評価を実施していることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い<u>供給者を選定していることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い<u>調達仕様書を作成していることから整合している。</u></p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 原子力部門は、<u>調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</u></p> <p>(2) 原子力部門は、<u>調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</u></p> <p>7.5 個別業務の管理</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>原子力部門は、<u>個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</u></p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>(3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。</p> <p>(4) <u>監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</u></p> <p>(5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>(6) <u>品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</u></p>	<p>(2) 調達製品の管理 <u>調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</u></p> <p>(3) 調達製品の検証 <u>調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。</u> <u>調達を主管する箇所の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。</u></p> <p>3.6.4 請負会社他品質監査 <u>供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。</u></p> <p>3.4 工事に係る品質管理の方法 <u>工事を主管する箇所の長は、工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。</u> <u>また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。</u></p> <p>3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 <u>工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。</u></p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法 <u>使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。</u></p> <p>3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 <u>使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。</u> ①実設備の仕様の適合性確認 ②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。 これらの項目のうち、①を第3.5-1表に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。 ②については、工事全般に対して実施するものであるが、工事実施箇所が「3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事実施箇所が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認をQA検査に追加する。 また、QA検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、<u>その他の活動を含む調達製品の検証を実施していることから整合している。</u></p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、<u>工事の実施、使用前事業者検査の計画の策定を業務の管理として実施していることから整合している。</u></p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
	<p>3.5.2 使用前事業者検査の計画 検査を担当する箇所の長は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。</u> 使用前事業者検査は、「<u>工事の方法</u>」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3.5-1表に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。 適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。 個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。 また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。</p> <p>3.5.3 検査計画の管理 検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、<u>使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ検査計画を作成する。</u> 使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。</p> <p>3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理 主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、<u>溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。</u> また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施 <u>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</u> (1) 使用前事業者検査の独立性確保 <u>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</u> (2) 使用前事業者検査の体制 <u>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</u> (3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 検査を担当する箇所の長は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</u> 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。 (4) 使用前事業者検査の実施 検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、<u>検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</u></p>		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																												
<p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 原子力部門は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認の方法</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>原子力部門は、原子力部門の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 原子力部門は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、</p>	<p>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</p> <table border="1" data-bbox="1115 260 2030 919"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">設備</td> <td rowspan="2">設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td> </tr> <tr> <td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>特性検査 機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td>評価要求</td> <td>解析書のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理</p> <p>工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。</p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 計量器の管理</p> <p>設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書(本文十一号)に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い識別管理を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書(本文十一号)に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い監視測定のための設備の管理を実施していることから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																												
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																											
		材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																											
	機能要求	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																											
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																											
評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																												
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																											

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>校正又は検証の根拠について記録する方法)により校正又は検証がなされていること。</p> <p>b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</p> <p>c. 所要の調整がなされていること。</p> <p>d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</p> <p>e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。</p> <p>(4) 原子力部門は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 原子力部門は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 原子力部門は、<u>監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(7) 原子力部門は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価及び改善</p> <p>(1) 原子力部門は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 原子力部門は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する原子力部門の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う各組織その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 原子力部門は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、内部監査の対象となり得る各組織、個別業務、プロセスその他の領域(以下「領域」という。)の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画(以下「内部監査実施計画」という。)を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 原子力部門は、内部監査を行う要員(以下「内部監査員」という。)の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 原子力部門は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 原子力部門は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。</p> <p>(7) 原子力部門は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(8) 原子力部門は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 原子力部門は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。</p> <p>(2) 原子力部門は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 原子力部門は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 原子力部門は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 原子力部門は、5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 原子力部門は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画にしたがって、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 原子力部門は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 原子力部門は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 原子力部門は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と組織を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p> <p>(6) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と必要に応じて組織を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての</p>	<p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査の独立性確保 使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の体制 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</p> <p>実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(4) 使用前事業者検査の実施 検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法</p> <p>使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。</p> <p>3.8 不適合管理</p> <p>設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書(本文十一号)に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い使用前事業者検査を実施していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置許可申請書(本文十一号)に基づき定めている美浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い不適合管理を実施していることから整合している。</p>	

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

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書 (本文 (十一号))	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 原子力部門は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。 b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。 c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。 d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。 e. 講じたすべての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。 <p>(2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p>			

資料2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	M3-添2-1
2. 原子炉格納施設	M3-添2-2
2.1 原子炉格納容器	M3-添2-2
2.1.1 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	M3-添2-2

1. 概要

本資料は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則別表第二に基づき、当該申請に係る設備別記載事項のうち最高使用圧力等の設定根拠について説明するものである。

2. 原子炉格納施設

2.1 原子炉格納容器

2.1.1 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部

名 称		貫通部番号 555、561		
最高使用圧力	MPa	0.261		
		0.305		
最高使用温度	℃	122		
		138		
外 径	mm			
構 成	—	スリーブ	本体	端板
個 数	—	2		

【設 定 根 拠】

(概 要)

本貫通部（貫通部番号555、561）は、設計基準対象施設として、原子炉格納容器内に設置している計装機器に給電するケーブルのために設置する。

また、原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する最終障壁を形成し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために設置する。

重大事故等対処設備としては、重大事故等時における圧力、温度にて原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する最終障壁として使用する。

1. 最高使用圧力

1.1 スリーブ

1.1.1 最高使用圧力 0.261MPa

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ0.261MPaとする。

1.1.2 最高使用圧力 0.305MPa

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力と同じ0.305MPaとする。

1.2 本体

1.2.1 最高使用圧力 0.261MPa

設計基準対象施設として使用する本体の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ0.261MPaとする。

1.2.2 最高使用圧力 0.305MPa

本体を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力と同じ0.305MPaとする。

1.3 端板

1.3.1 最高使用圧力 0.261MPa

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力と同じ0.261MPaとする。

1.3.2 最高使用圧力 0.305MPa

本端板を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力と同じ0.305MPaとする。

2. 最高使用温度

2.1 スリーブ

2.1.1 最高使用温度 122℃

設計基準対象施設として使用する本スリーブの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ122℃とする。

2.1.2 最高使用温度 138℃

本スリーブを重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度と同じ138℃とする。

2.2 本体

2.2.1 最高使用温度 122℃

設計基準対象施設として使用する本体の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ122℃とする。

2.2.2 最高使用温度 138℃

本体を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度と同じ138℃とする。

2.3 端板

2.3.1 最高使用温度 122℃

設計基準対象施設として使用する本端板の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度と同じ122℃とする。

2.3.2 最高使用温度 138℃

本端板を重大事故等時において使用する場合は、原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度と同じ138℃とする。

3. 外径

3.1 スリーブ

本スリーブを重大事故等時において使用する場合は、本体の外径が変わらないため、設計基準対象施設と同仕様とし、mmとする。

3.2 本体

本体を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設として電線ケーブルを通すことが可能な内径を基に設定しており、重大事故等時においても電線ケーブルの本数は変わらないことから、設計基準対象施設と同仕様とし、mmとする。

4. 個数

本貫通部（貫通部番号555、561）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

資料3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	M3-添3-1
2. 基本方針	M3-添3-1
2.1 悪影響防止	M3-添3-1
2.2 環境条件等	M3-添3-3
2.3 試験・検査性	M3-添3-8

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第14条、第15条（第1項及び第3項を除く。）及び第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

今回は、健全性として、機器に要求される機能を有効に発揮するための、系統設計及び構造設計に係る事項を考慮して、「機器相互の悪影響（技術基準規則第54条第1項第5号及びその解釈）」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む。）等における機器の健全性（技術基準規則第14条第2項及び第54条第1項第1号並びにそれらの解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第15条第2項及び第54条第1項第3号並びにそれらの解釈）」（以下「試験・検査性」という。）を説明する。

なお、原子炉格納容器の電気配線貫通部は、多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮すべき設備ではないため、技術基準規則第14条第1項及び第54条第2項第3号並びにそれらの解釈については考慮不要である。

また、原子炉格納容器の電気配線貫通部は、事故時等に操作及び復旧作業を伴わない設備のため、技術基準規則第54条第1項第2号、第4号及び第6号並びにそれらの解釈については考慮不要である。

上記の健全性を確認することで、原子炉格納容器の電気配線貫通部が安全設備及び重大事故等対処設備として使用できることを確認している。

2. 基本方針

原子炉格納容器の電気配線貫通部が使用される条件の下における健全性について、以下の3項目に分け説明する。

2.1 悪影響防止

悪影響防止については技術基準規則第54条第1項第5号に基づき、重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備に悪影響を及ぼす要因としては、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻、他の設備への系統的な影響及び同一設備の機能的な影響、内部発生飛散物並びに号機間の共用があるが、本資料では地震及び火災を考慮し、設計上の考慮を説明する。なお、

溢水による影響については、溢水の影響を受けない静的機器であること、風（台風）及び竜巻による影響については、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置すること、他の設備の系統的な影響については、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成とすること、同一設備の機能的な影響については、複数の機能で使用しないこと、内部発生飛散物については、設置場所に変更はなく、蒸気タービン、発電機、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管並びに高速回転機器ではないこと、号機間共用による影響については、原子炉格納容器の電気配線貫通部は共用する設備ではないことから、考慮不要である。

(1) 地震による影響

- ・ 重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、地震により他の設備に悪影響を及ぼさないように、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。

悪影響防止を含めた常設重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」のうち資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

(2) 火災による影響

- ・ 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としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行うこととし、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

悪影響防止を含めた常設重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部の火災防護設計については、資料4「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。

2.2 環境条件等

環境条件等については、技術基準規則第14条第2項及び第54条第1項第1号に基づき、原子炉格納容器の電気配線貫通部は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部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、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、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（冷却材中の破損物等の異物を含む。）があるが、本資料では、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圧力、温度、湿度、放射線による影響及び荷重による影響を考慮する。原子炉格納容器の電気配線貫通部において、屋外の天候による影響については、屋内設置であること、海水を通水する系統への影響については、海水を通水しないこと、電磁波による影響については、電磁波の影響を受ける構造ではないこと、設置場所における放射線の影響については、設置場所での操作及び復旧作業が不要であること、冷却材の性状については、冷却材を使用しないことから、考慮不要である。

重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とする。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、荷重のみならず、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、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。）の影響を考慮するが、原子炉格納容器の電気配線貫通部については、屋外の天候による影響については、屋内設置であること、海水を通水する系統への影響については、海水を通水しないこと、電磁波による影響については、電磁波の影響を受ける構造ではないこと、設置場所における放射線の影響については、設置場所での操作及び復旧作業が不要であること、冷却材の性状については、冷却材を使用しないことから、考慮不要である。

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、機械的荷重のみならず、自然現象(地震)による荷重を考慮する。

以上のことから、技術基準規則第14条第2項及び第54条第1項第1号に基づき、原子炉格納容器の電気配線貫通部について、以下の(1)及び(2)に環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、荷重並びに周辺機器等からの悪影響に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響並びに荷重

- ・安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、事故時等における環境条件を考慮した設計とする。
- ・重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、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。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。
- ・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等の内部スプレ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。

a. 環境圧力

原子炉格納容器の電気配線貫通部については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、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」

(以下「許可申請書十号」という。)ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化)」での最高圧力約0.233MPa[gage]を包絡する圧力(原子炉格納容器最高使用圧力0.261MPa[gage])を設定する。

重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「格納容器過温破損(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)」での最高圧力約0.305MPa[gage]を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、

機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設及び重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所における想定事故時に到達する最高値とし、環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化）」での温度約122℃を包絡する温度（原子炉格納容器最高使用温度122℃）及び湿度100%を設定する。

重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」での最高温度約138℃及び湿度100%を設定する。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価の他、環境温度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあつては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離すること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないことと

する。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較の他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

c. 放射線による影響

放射線については、設備の設置場所における想定事故時に到達する最大線量とし、区分毎の放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、LOCA時の最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器の電気配線貫通部付近は1.5MGy/年以下を設定する。

重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、原子炉格納容器内の原子炉格納容器の電気配線貫通部付近は、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」での最大放射線量を包絡する線量として、Gy/7日間以下を設定する。

第 2-1-1 表～第 2-1-3 表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、耐放射線性が低いと考えられる耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあっては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を、機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。環境放射条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、通常運転時等の事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。

d. 荷重

安全施設及び常設重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部については、自然現象(地震)による荷重の評価を行い、荷重に対して機能を有効に発揮できる設計とする。

安全施設及び常設重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部の地震荷重に対する設計については、資料5「耐震性に関する説明書」のうち資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

(2) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、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。
- ・重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、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、重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。
- ・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、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・火災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、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

波及的影響を含めた安全施設及び常設重大事故等対処設備の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」のうち資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設で火災が発生する場合を考慮した安全施設及び常設重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部の火災防護設計については、資料4「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。

2.3 試験・検査性

試験・検査性については、技術基準規則第15条第2項及び第54条第1項第3号に基づき、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう機能・性能確認、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、漏えい確認等が可能な設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者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及び日常点検の保守点検内容を考慮する。

以下に試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 試験・検査性

原子炉格納容器の電気配線貫通部は、その健全性及び能力を確認するために、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする。

また、原子炉格納容器の電気配線貫通部は、使用前事業者検査、定期事業者検査及び技術基準規則に定められた試験及び検査ができるように、具体的には、機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

第 2-1-1 表 放射線の環境条件設定方法 (1/2)
(重大事故等)

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、最も炉心溶融が早く、格納容器スプレイ失敗により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、原子炉格納容器内の線量が高くなる事象として「大 LOCA+ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」を想定する。	原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の評価に基づき「大 LOCA+ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度 (第 2-1-2 表) を用いる。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、約 \square Gy/7 日となるため、環境条件は $\leq \square$ Gy/7 日と設定する。	$\leq \square$ Gy/7 日
原子炉格納容器外 (原子炉補助建屋)	有効性評価のうち、最も炉心溶融が早く、格納容器スプレイ失敗により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、原子炉格納容器内の線量が高くなる事象として「大 LOCA+ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」を想定する。	原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の評価に基づき「大 LOCA +ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度 (第 2-1-2 表) を用い、貫通部による放射線低減効果を考慮する。	貫通部の放射線の環境条件は、貫通部による放射線低減効果を無視し、安全側に原子炉格納容器内の放射線環境と同じとする。	$\leq \square$ Gy/7 日

第 2-1-1 表 放射線の環境条件設定方法 (2/2)
(設計基準事故時)

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	原子炉格納容器内で発生する事象として、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量が多くなることから、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を想定する。	原子炉設置変更許可申請書添付書類十「4.2.1 原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度(第 2-1-3 表)を用いる。	原子炉格納容器自由体積を保持し区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、約 \square Gy/年となるため、環境条件は $\leq \square$ Gy/年と設定する。	$\leq \square$ Gy/年
原子炉格納容器外 (原子炉補助建屋)	原子炉格納容器内で発生する事象として、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量が多くなることから、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を想定する。	原子炉設置変更許可申請書添付書類十「4.2.1 原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度(第 2-1-3 表)を用い、貫通部による放射線低減効果を考慮する。	貫通部の放射線の環境条件は、貫通部による放射線低減効果は無視し、安全側に、原子炉格納容器内の放射線環境と同じとする。	$\leq \square$ Gy/年

第 2-1-2 表 「大 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」 時の原子炉格納容器内線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV/7 日間)
0.1	
0.125	
0.225	
0.375	
0.575	
0.85	
1.25	
1.75	
2.25	
2.75	
3.5	
5	
7	
9.5	

第 2-1-3 表 「原子炉冷却材喪失」 時の原子炉格納容器内線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV/1 年間)
0.4	
0.8	
1.3	
1.7	
2.5	

資料4 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	M3-添4-1
2. 火災防護の基本方針	M3-添4-2
2.1 火災の発生防止	M3-添4-3
2.2 火災の感知及び消火	M3-添4-4
2.3 火災の影響軽減	M3-添4-5
3. 火災防護の基本事項	M3-添4-6
3.1 火災防護を行う機器等の選定	M3-添4-7
3.2 火災区域及び火災区画の設定	M3-添4-8
3.3 適用規格	M3-添4-9
4. 火災の発生防止	M3-添4-11
4.1 電気配線貫通部の火災発生防止について	M3-添4-12
4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について	M3-添4-15
4.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止について	M3-添4-18
5. 火災の感知及び消火	M3-添4-23
6. 火災の影響軽減対策	M3-添4-25
7. 火災防護計画	M3-添4-26
8. 火災防護に関する評価結果	M3-添4-27

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 11 条、第 52 条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」が、適合することを要求している「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（平成 25 年 6 月 19 日制定）（以下「火災防護に係る審査基準」という。）」に基づき、原子炉格納容器の電気配線貫通部（本申請設備に限る。）「（以下、「電気配線貫通部」という。）」の安全性を脅かされることのないよう、火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を説明するものである。

なお、平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号にて認可された美浜発電所第 3 号機の工事計画のうち資料 7「発電用原子炉施設の火災防護の説明書」の火災防護対策に対して、電気配線貫通部の変更による影響を説明する。

2. 火災防護の基本方針

美浜発電所第3号機における電気配線貫通部は、火災により発電用原子炉施設の安全性や重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、電気配線貫通部を設置する火災区域及び火災区画に対して、以下に示す火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

2.1 火災の発生防止

電気配線貫通部の火災発生防止として、発火性又は引火性物質を内包する設備に対する火災発生防止対策を行う。また、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉、静電気が溜まるおそれがある設備及び発火源に対して火災発生防止対策を講じるとともに、電気系統に対する過電流による過熱や焼損の防止及び放射線分解等により発生する水素の蓄積を防止する設計とする。

主要な構造材及び建屋の内装材は、不燃性材料又は同等の性能を有する材料を使用する設計とする。

電気配線貫通部に使用するケーブルは、原則、UL1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験及び IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験により、自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

自然現象に対する火災発生防止対策として、電気配線貫通部を設置する建屋に避雷設備を設置する設計、電気配線貫通部は、耐震クラス又は施設の区分に応じた耐震設計により火災の発生を防止する設計、並びに森林火災及び竜巻から防護する設計とする。

2.2 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火は、電気配線貫通部に対して、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。

電気配線貫通部を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、地震時及び地震後において施設の区分に応じて、機能及び性能を保持する設計とする。

火災感知器は、環境条件や火災の性質（急激な温度変化、煙の濃度の上昇、赤外線量の上昇）を考慮し、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の異なる種類の感知器を組合せて設置する設計とし、自然現象のうち地震、凍結、風水害によっても、機能及び性能が保持される設計とする。

火災受信機盤は、中央制御室で常時監視でき、非常用電源からの受電も可能な設計とする。なお、緊急時対策所においても監視できる設計とする。

消火設備は、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響を考慮して設置するとともに、消火設備の破損、誤動作又は誤操作によっても、電気配線貫通部及びその他原子炉施設に影響を与えないよう設計する。

消火設備は、消防法施行令に基づく容量等を確保する設計とし、多重性又は多様性及び系統分離に応じた独立性を有する系統構成、消火用水の優先供給、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失を想定した電源の確保を考慮した設計とする。

原子炉格納容器内は、格納容器スプレ設備による消火を行うことが可能な設計とする。

2.3 火災の影響軽減

電気配線貫通部の火災の影響軽減対策は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の安全停止に必要な機能を確保するために、火災耐久試験によって 1 時間の耐火能力を有することを確認した隔壁に加え、火災感知設備及び自動消火設備を組み合わせた措置によって、互いに相違する系列間の系統分離を行う設計とする。

原子炉格納容器内は、上記に示す火災の影響軽減のための措置と同等の影響軽減対策を行う設計とする。

3. 火災防護の基本事項

美浜発電所第3号機では、電気配線貫通部が設置される火災区域又は火災区画に対して火災防護対策を実施することから、本項では、火災防護を行う機器等の選定、火災区域及び火災区画の設定について説明する。

3.1 火災防護を行う機器等の選定

電気配線貫通部及び当該設備に使用するケーブルは、火災により、電気配線貫通部の機能が損なわれないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を行うに当たり、電気配線貫通部を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定し、火災防護対策を講じる。

ただし、電気配線貫通部のうちステンレス鋼や炭素鋼の不燃材料で構成される電線管等は、火災による影響を受けないことから対象外とする。

電気配線貫通部は、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の 3 つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を講じることを「7. 火災防護計画」に定める。

3.2 火災区域及び火災区画の設定

(1) 火災区域の設定

原子炉補助建屋内、原子炉格納容器及びアニュラス（以下、「建屋内」という。）において、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、電気配線貫通部及びその他の原子炉施設の配置並びに壁を考慮して、火災区域を設定する。

(2) 火災区画の設定

火災区画は、建屋内で設定する火災区域を、電気配線貫通部及びその他の原子炉施設の配置並びに壁を考慮して、分割して設定する。

なお、火災区域及び火災区画は平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号にて認可された美浜発電所第 3 号機の工事計画と同様とする。

3.3 適用規格

適用する規格としては、既工事計画で適用実績がある規格のほか、最新の規格基準についても技術的妥当性及び適用性を示したうえで適用可能とする。

適用する規格、基準、指針等を以下に示す。

- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
(平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号)
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈
(平成 17 年 12 月 15 日 原院第 5 号)
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
(平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306195 号)
- ・ 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
(平成 25 年 10 月 24 日 原規技発第 1310241 号原子力規制委員会)
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針
(平成 19 年 12 月 27 日)
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
(平成 21 年 3 月 9 日 原子力安全委員会決定)
- ・ 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)
- ・ 危険物の規制に関する政令 (昭和 34 年 9 月 26 日 政令第 306 号)
- ・ 高圧ガス保安法 (昭和 26 年 6 月 7 日 法律第 204 号)
高圧ガス保安法施行令 (平成 9 年 2 月 19 日 政令第 20 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)
- ・ 平成 12 年建設省告示第 1400 号
(平成 16 年 9 月 29 日 国土交通省告示第 1178 号による改定)
- ・ 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)
- ・ 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 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会一部改訂)
- ・ 原子力発電所の火災防護規程 (JEAC4626-2010)
- ・ 原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607-2010)
- ・ JIS A 4201-1992 建築物等の避雷設備 (避雷針)
- ・ 工場電気設備防爆委員会「工場電気設備防爆指針」 (ガス蒸気防爆 2006)

- IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験
- JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987) 日本電気協会
- 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 (JEAG4601-1991 追補版) 日本電気協会
- UL2775 Fixed Condensed Aerosol Extinguishing System Units ,2014
- JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格
- JSME S NC1-2012 発電用原子力設備規格 設計・建設規格

4. 火災の発生防止

電気配線貫通部は、火災によりその安全性を脅かされることのないよう、以下に示す対策を講じる。

4.1 項では、電気配線貫通部の火災発生防止として実施する発火性又は引火性物質を内包する設備、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉、発火源、過電流並びに水素による過熱防止に対する対策等について説明する。

4.2 項では、電気配線貫通部に対して、原則、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計であることを説明する。

4.3 項では、落雷、地震等の自然現象に対しても、火災の発生防止対策を講じることを説明する。

4.1 電気配線貫通部の火災発生防止について

(1) 発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策

発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は、発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対して、漏えいの防止及び拡大の防止、配置上の考慮、換気、防爆のそれぞれを考慮した火災の発生防止対策を講じる。

発火性又は引火性物質は、火災区域又は火災区画にある消防法で危険物として定められる潤滑油及び燃料油並びに高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められる水素を選定する。

電気配線貫通部が設置される火災区域又は火災区画は燃料油及び水素を内包する設備を使用しない設計とする。

以下、a. 項において、潤滑油を内包する設備（以下「油内包機器」という。）に対する火災の発生防止対策について説明する。

a. 油内包機器に対する火災の発生防止対策

(a) 潤滑油の漏えい及び拡大防止対策

油内包機器は、溶接構造、シール構造の採用により、油の漏えいを防止する。

油内包機器は、液面の監視、点検により潤滑油、燃料油の漏えいを早期に検知し、漏えい油の拡大を防止する対策又は、以下のいずれかにより、油内包機器の漏えい油の拡大を防止する。（第4-1図）

イ. 漏えい油を全量回収する構造であるオイルパン

ロ. 漏えい油をドレンラインに回収する構造であるドレンリム

ハ. オイルパン及びドレンリムを設置しない油内包機器の漏えい油の拡大を防止する堰

(b) 油内包機器の配置上の考慮

火災区域内又は火災区画内に設置する油内包機器の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、電気配線貫通部は、油内包機器の火災による影響を軽減するために、壁の設置又は油内包機器に隣接して設置せず離隔を確保する配置上の考慮を行う設計とする。

(c) 油内包機器を設置する火災区域又は火災区画の換気

潤滑油は、設備の外部へ漏えいした場合に可燃性蒸気となって爆発性雰囲気を形成しないよう、油内包機器を設置する室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高い引火点の潤滑油を使用する設計とする。

従って、油内包機器を設置する火災区域又は火災区画では、室内空気の入替えを行う空調機器による機械換気を行う設計とする。

油内包機器がある火災区域又は火災区画における換気空調設備を、第 4-1 表に示す。

(d) 潤滑油の防爆対策

潤滑油は、本項(c)に示すとおり、設備の外部へ漏えいしても爆発性雰囲気を形成するおそれはない。

従って、油内包機器を設置する火災区域又は火災区画では、可燃性蒸気の着火源防止対策として用いる防爆型の電気品及び計装品の使用並びに防爆を目的とした電気設備の接地対策は不要とする設計とする。

(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策

電気配線貫通部が設置される火災区域又は火災区画は、以下に示すとおり、可燃性の蒸気又は微粉を高所に排出するための設備、電気及び計装品の防爆型の採用並びに静電気を除去する装置の設置、可燃性の蒸気又は微粉の対策は不要である。

a. 可燃性の蒸気

油内包機器を設置する火災区域又は火災区画は、潤滑油が設備の外部へ漏えいしても、引火点が室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高いため、可燃性蒸気を発生するおそれはない。

また、火災区域又は火災区画において有機溶剤を使用する場合は、使用する作業場所の局所排気を行うことによって、有機溶剤の滞留を防止する。

このため、火災区域又は火災区画における有機溶剤を使用する場合の滞留防止対策について、火災防護計画に定め、管理する。

b. 可燃性の微粉

電気配線貫通部が設置される火災区域又は火災区画には、「工場電気設備防爆指針」に記載される「可燃性粉じん（石炭のように空気中の酸素と発熱反応を起こし爆発する粉じん）」や「爆発性粉じん（金属粉じんのよう空気中の酸素が少ない雰囲気又は二酸化炭素中でも着火し、浮遊状態では激しい爆発を生じる粉じん）」のような可燃性の微粉を発生する常設設備はないことから、可燃性の微粉が発生するおそれはない。

「工場電気設備防爆指針」に記載される微粉を発生する仮設設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を設置しないことを火災防護計画に定め、管理する。

(3) 発火源への対策

電気配線貫通部が設置される火災区域又は火災区画は、以下に示すとおり、高温の設備等の

発火源となる設備を設置しない設計とし、設置を行う場合は、火災の発生防止対策を行う設計とする。

- a. 火災区域内又は火災区画内には、高温となる設備があるが、高温部分を保温材で覆うことによって、可燃性物質との接触防止や潤滑油の加熱防止を行う設計とする。
- b. 原子炉格納容器水素燃焼装置は、露出している部分が通電時に高温となることから、通常時に電源を供給しないよう、操作スイッチを制御盤内に収納し、操作部にカバーを設置することによって、誤操作を防止する設計とする。

(4) 過電流による過熱防止対策

電気配線貫通部が設置される火災区域内又は火災区画内の電気系統は、送電線への落雷の影響や、地絡、短絡に起因する過電流による過熱や焼損を防止するために、保護継電器、遮断器により、故障回路を早期に遮断する設計とする。

(5) 放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策

原子炉格納容器内は、以下に示すとおり、放射線分解及び重大事故時に発生する水素の蓄積防止対策を行う設計とする。

- a. 加圧器以外の1次冷却系は、高圧水の一相流とし、また、加圧器内も運転中は常に1次冷却材と蒸気を平衡状態とすることで、放射線分解により発生する水素や酸素の濃度が高い状態で滞留、蓄積することを防止する設計とする。
- b. 重大事故時の原子炉格納容器内で発生する水素については、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置にて、蓄積防止対策を行う設計とする。
- c. 重大事故時のアニュラス内の水素については、アニュラス循環ファンにて、蓄積防止対策を行う設計とする。

4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について

火災の発生を防止するため、電気配線貫通部は、以下に示すとおり、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。

以下、(1)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用する場合の設計、(2)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）を使用する設計、(3)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で電気配線貫通部の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合の設計について説明する。

(1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

a. 主要な構造材

電気配線貫通部のうち、機器及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、火災の発生防止及び当該設備の構造強度の確保を考慮し、以下のいずれかを満たす不燃性材料を使用する設計とする。

- (a) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料
- (b) ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の不燃性である金属材料

b. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される電気配線貫通部を設置する建屋の内装材は、以下の(a)項又は(b)項を満たす不燃性材料を使用する設計とし、建屋の床材は、以下の(c)項を満たす防火物品を使用する設計とする。

- (a) 平成12年建設省告示第1400号に定められた不燃材料
- (b) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料
- (c) 消防法に基づき認定を受けた防火物品

(2) 不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合の代替材料の使用

不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合で代替材料を使用する場合は、以下に示す設計とする。

a. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される電気配線貫通部を設置する建屋の内装材として不燃性材料が使用できない場合は、以下の(a)項を満たす代替材料を使用する設計とし、建屋の床材として防火物品が使用できない場合は、以下の(b)項を満たす代替材料を使用する設計とする。

- (a) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料と同等以上であることをコーンカロリーメータ

試験により確認した材料

- (b) 消防法に基づき認定を受けた防災物品と同等であることを消防法施行令の防災防火対象物の指定等の項に示される防災試験により確認した材料

(3) 不燃性材料又は難燃性材料でないものの使用

不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合で、電気配線貫通部の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該施設における火災に起因して他の原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（以下「火災防護上重要な機器等」という。）及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

a. 主要な構造材

(a) 電気配線貫通部内部のエポキシ樹脂及びOリング

電気配線貫通部内部のエポキシ樹脂及びOリングは、当該部品を含めた機器一体での安全性及び健全性が確認されているため、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であり、発火した場合でも、他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

b. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される電気配線貫通部を設置する建屋の内装材について、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

火災区域又は火災区画に設置される電気配線貫通部を設置する建屋の内装材のうち、原子炉格納容器内部コンクリートの表面に塗布するコーティング剤については、火災を想定しても、原子炉格納容器内に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないために、以下を満足する設計とする。

- (a) 建築基準法施行令に基づく難燃性材料と同等であることをコーンカロリーメータ試験により確認した材料を使用すること。
- (b) 使用箇所が不燃材料であるコンクリート表面であること。
- (c) 原子炉格納容器内に設置する電気配線貫通部は、不燃性又は難燃性の材料を使用し周辺には可燃物がないことを火災防護計画に定め、管理する。

c. 電気配線貫通部に使用するケーブル

(a) 核計装用ケーブル

核計装用ケーブルは、微弱電流、微弱パルスを扱うことから、耐ノイズ性を確保するために、絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを使用する。このケーブルは、自己消火性を確認する UL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験は満足するが、延焼性を確認する IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験は満足しない。

従って、核計装用ケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有するよう、以下のいずれも満足することを確認したケーブルを使用する設計とする。

イ. 自己消火性

第4-2表に示すとおり、バーナによりケーブルを燃焼させ、残炎による燃焼が60秒を超えない等の判定基準にて自己消火性を確認する UL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験に定められる試験方法により燃焼試験を実施し、判定基準を満足することを確認する。

ロ. 延焼性

火災を想定した場合に延焼が発生しないように、チャンネルごとに専用の電線管（電気配線貫通部含む）に収納するとともに、電線管の両端は、電線管外部からの酸素供給防止を目的とした難燃性の耐熱シール材を処置する。

難燃性の耐熱シール材を処置した電線管内は、外気から容易に酸素の供給がない閉塞した状態であるため、核計装用ケーブルに火災が発生してもケーブルの燃焼に必要な酸素が不足し、燃焼の維持ができなくなるため、すぐに自己消火し、ケーブルは延焼しない。

(b) 放射線監視設備用ケーブル

放射線監視設備用ケーブルは、核計装用ケーブル同様に微弱電流、微弱パルスを扱うため、自己消火性を確認する UL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験は満足するが、延焼性を確認する IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験は満足しない。

従って、他のケーブルへの延焼が発生しないよう、ケーブルトレイではなく、難燃性の耐熱シール材を処置することで酸素の供給を防止した専用の電線管（電気配線貫通部含む）に敷設する。

4.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生の防止について

発電用原子炉施設では、落雷、地震、津波、高潮、火山の影響、森林火災、竜巻、風（台風）、凍結、降水、積雪、生物学的事象、地滑り及び洪水の自然現象が想定される。

これらの自然現象のうち、津波、高潮、森林火災及び竜巻（風（台風）含む。）に伴う火災により発電用原子炉施設の安全機能を損なわないよう、これらの自然現象から防護を行い、また、電気配線貫通部は、津波、高潮に伴う火災により電気配線貫通部の機能が損なわれるおそれのないよう、津波からの損傷防止が図られた建屋内に設置することにより、津波、高潮からの防護を行う。

地滑りについては、電気配線貫通部の機能に影響を及ぼすおそれがない場所に設置することで、火災の発生防止を行う設計とする。

凍結、降水、積雪及び生物学的事象については、火源が発生する自然現象ではなく、火山の影響についても、火山から発電用原子炉施設に到達するまでに降下火砕物が冷却されることを考慮すると、火源が発生する自然現象ではない。

洪水は、発電用原子炉施設の地形を考慮すると、火災が発生するおそれはないことから、電気配線貫通部に影響を与える可能性はない。

従って、電気配線貫通部においては、落雷、地震、森林火災及び竜巻（風（台風）含む。）に対して、これら現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる。

(1) 落雷による火災の発生防止

電気配線貫通部を設置する建屋等は、落雷による火災発生を防止するため、建築基準法及び消防法に基づき「JIS A 4201-1992 建築物等の避雷設備（避雷針）」に準拠した避雷設備を設置する設計とする。

送電線については、「4.1 (4) 過電流による過熱防止対策」に示すとおり、故障回路を早期に遮断する設計とする。

避雷設備設置箇所は以下のとおり。

- ・原子炉格納施設

(2) 地震による火災の発生防止

電気配線貫通部は、耐震クラス又は施設の区分に応じた耐震設計により自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する設計とする。

なお、耐震については「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い設計する。

(3) 森林火災による火災の発生防止

電気配線貫通部は、外部火災防護に関する基本方針に基づき評価し、設置した防火帯による防護により、火災の発生防止を講じる設計とする。

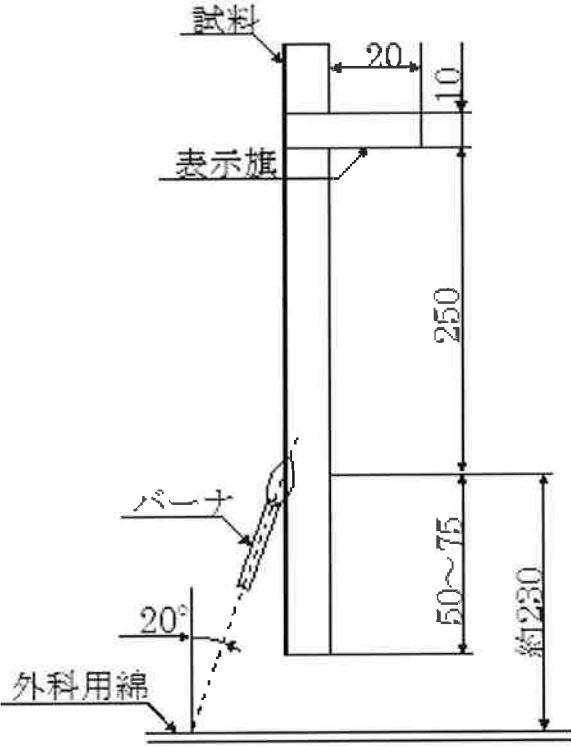
(4) 竜巻（風（台風）含む。）による火災の発生防止

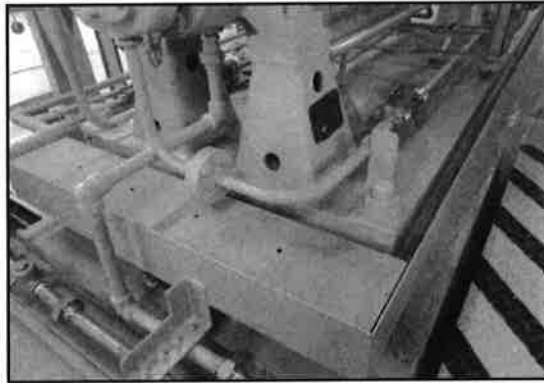
電気配線貫通部は、建屋内に設置することにより、火災の発生防止を講じる設計とする。

第 4-1 表 油内包機器のある火災区域又は火災区画の換気空調設備

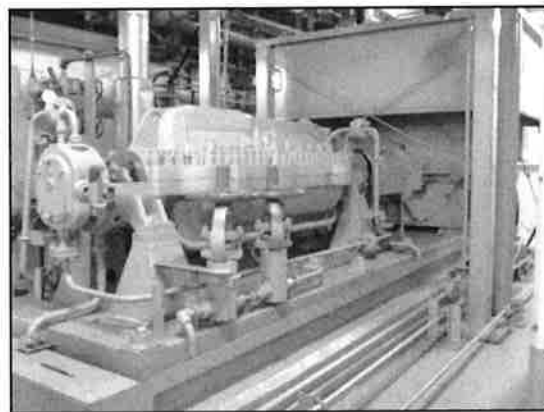
油内包機器のある火災区域又は火災区画	換気空調機器等
補助建屋	A, B 補助建屋送気ファン A, B, C 補助建屋排気ファン

第 4-2 表 UL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験の概要

<p>試験装置概要</p>	 <p>試験装置概要 (単位: mm)</p>
<p>試験内容</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 試料を垂直に保持し、20度の角度でバーナの炎をあてる。 ・ 15秒着火、15秒休止を5回繰り返し、試料の燃焼の程度を調べる。
<p>燃焼源</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ チリルバーナ
<p>バーナ熱量</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2.14 MJ/h
<p>使用燃料</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工業用メタンガス
<p>判定基準</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残炎による燃焼が60秒を超えない。 ・ 表示旗が25%以上焼損しない。 ・ 落下物によって下に設置した綿が燃焼しない。



オイルパン（漏えい油全量を回収可能）



ドレンリム



堰

第4-1図 漏えい油の拡大の防止対策の例

5. 火災の感知及び消火

火災感知設備及び消火設備は、電気配線貫通部に対して、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。

電気配線貫通部を設置する火災区域又は火災区画における火災の感知及び消火に係る設計は、平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号にて認可された美浜発電所第 3 号機の工事計画の資料 7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「5. 火災の感知及び消火」にて火災感知設備及び消火設備を設置する設計としており、今回申請においても変更ないことから、平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号にて認可された美浜発電所第 3 号機の工事計画の資料 7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「5. 火災の感知及び消火」の設計を適用することとする。

なお、電気配線貫通部を設置する範囲は原子炉格納容器、アニュラス及び原子炉補助建屋の一部であり、当該エリアにおける火災感知器及び主な消火設備を第 5-1 表に示す。

第 5-1 表 電気配線貫通部を設置する火災区域又は火災区画の火災感知器及び主な消火設備

火災区域又は火災区画	火災感知器	主な消火設備
C/V 3-1 (原子炉格納容器)	煙感知器 熱感知器	原子炉格納容器スプレ設備
C/V 3-2 (アニュラス)	煙感知器 熱感知器	ケーブルトレイ消火設備
A/B 3-8 (格納容器貫通部エリア)	煙感知器 熱感知器	スプリンクラー ケーブルトレイ消火設備 エアロゾル消火設備 局所ハロン消火設備

6. 火災の影響軽減対策

電気配線貫通部を設置する火災区域又は火災区画における火災の影響軽減対策に係る設計は、平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号にて認可された美浜発電所第 3 号機の工事計画の資料 7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「6. 火災の影響軽減対策」にて火災防護対象ケーブルに対して系統分離対策を実施する設計としており、今回申請においても変更ないことから、平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号にて認可された美浜発電所第 3 号機の工事計画の資料 7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「6. 火災の影響軽減対策」の設計を適用することとする。

なお、火災防護対象ケーブルのうち電気配線貫通部に対する具体的な系統分離対策は、1 時間耐火能力を有する隔壁とともに、火災感知設備及び自動消火設備による早期消火により系統分離を行う設計とする。

7. 火災防護計画

火災防護計画は、発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために策定する。火災防護計画に定める主なものを以下に示す。

(1) 組織体制、教育訓練及び手順

計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保及び教育訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順等について定める。

(2) 電気配線貫通部

- a. 電気配線貫通部については、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定める。
- b. 電気配線貫通部を設置するエリアで火災が発生した場合における消火の手順について、火災防護計画に定める。
- c. 水素を貯蔵する水素含有ボンベは、火災区域内又は火災区画内で貯蔵しないこととする。

8. 火災防護に関する評価結果

電気配線貫通部の設置工事においても、平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号にて認可された美浜発電所第 3 号機の工事計画の火災区域又は火災区画に設置する設備について、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の火災による損傷の防止に係る火災発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の設計に変更がないことを確認した。

資料5 耐震性に関する説明書

目 次

資料 5 耐震性に関する説明書

資料 5 - 1 耐震設計の基本方針

資料 5 - 2 波及的影響に係る基本方針

資料 5 - 3 原子炉格納容器貫通部の耐震設計の基本方針

資料 5 - 4 原子炉格納容器貫通部の耐震計算書

資料 5 - 5 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果

別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要

資料 5 - 1 耐震設計の基本方針

目 次

	頁
1. 概要	M3-添5-1-1
2. 耐震設計の基本方針	M3-添5-1-2
2.1 基本方針	M3-添5-1-2
2.2 適用規格	M3-添5-1-2
3. 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類	M3-添5-1-3
3.1 耐震重要度分類	M3-添5-1-3
3.2 重大事故等対処施設の設備の分類	M3-添5-1-3
3.3 波及的影響に対する考慮	M3-添5-1-3
4. 設計用地震力	M3-添5-1-3
4.1 地震力の算定法	M3-添5-1-3
4.2 設計用地震力	M3-添5-1-4
5. 機能維持の基本方針	M3-添5-1-4
6. 構造計画と配置計画	M3-添5-1-4
7. ダクティリティに関する考慮	M3-添5-1-4
8. 機器・配管系の支持方針について	M3-添5-1-4
9. 耐震計算の基本方針	M3-添5-1-4

1. 概要

本資料は、原子炉格納容器貫通部の耐震設計が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第5条及び第50条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

2. 耐震設計の基本方針

2.1 基本方針

発電用原子炉施設の耐震設計は、設計基準対象施設については地震により安全機能が損なわれるおそれがないこと、重大事故等対処施設については地震により重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的とし、「技術基準規則」に適合するように設計する。

原子炉格納容器貫通部の耐震設計の基本方針は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」から変更はない。

2.2 適用規格

既に認可された工事計画の添付資料で適用実績のある以下の規格を適用する。

- ・「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」（社）日本電気協会
- ・「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」（社）日本電気協会
- ・「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」（社）日本電気協会（以降「JEAG4601」と記載しているものは上記3指針を指す。）
- ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））<第Ⅰ編 軽水炉規格> JSME S NC1 -2005/2007」（社）日本機械学会（以下「JSME S NC1 -2005/2007」という。）
- ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版）<第Ⅰ編 軽水炉規格> JSME S NC1 -2012」（社）日本機械学会（以下「JSME S NC1 -2012」という。）
- ・「発電用原子力設備規格 材料規格（2012年版） JSME S NJ1-2012」（社）日本機械学会（以下「JSME S NJ1」という。）

ただし、JEAG4601に記載されているA_sクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設とした上で、基準地震動S₂、S₁をそれぞれ基準地震動S_s、弾性設計用地震動S_dと読み替える。なお、Aクラスの施設をSクラスと読み替える際には基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dを適用するものとする。

また、JEAG4601中の「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、最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号）に関する内容については、JSME S NC1-2005/2007又はJSME S NC1-2012及びJSME S NJ1に従うものとする。

3. 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類

3.1 耐震重要度分類

設計基準対象施設の耐震設計上の重要度については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-4「重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」によるものとする。

3.2 重大事故等対処施設の設備の分類

重大事故等対処施設の設備の分類については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-4「重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」によるものとする。

3.3 波及的影響に対する考慮

波及的影響に対する考慮については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」によるものとする。

本工事において、この方針に基づき波及的影響に対する考慮を実施した結果については、資料5-2「波及的影響に係る基本方針」に示す。

4. 設計用地震力

4.1 地震力の算定法

耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。

(1) 静的地震力

静的地震力の算定は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」によるものとする。

(2) 動的地震力

動的地震力の算定は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」によるものとする。

本工事における、動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の地震力を組み合わせた影響評価方針は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-8「水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」によるものとし、その結果は、資料5-5「水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

4.2 設計用地震力

「4.1 地震力の算定法」に基づく設計用地震力は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-9「機能維持の基本方針」に従い算定するものとする。

5. 機能維持の基本方針

機能維持の基本方針は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」の5項によるものとする。

6. 構造計画と配置計画

構造計画と配置計画は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」の6項によるものとする。

7. ダクティリティに関する考慮

ダクティリティに関する考慮は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」の8項によるものとする。

8. 機器・配管系の支持方針について

機器・配管系の支持方針については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」の9項によるものとする。

9. 耐震計算の基本方針

耐震計算の基本方針は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」の10項によるものとする。

また、水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価については、資料5-5「水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

資料 5 - 2 波及的影響に係る基本方針

目 次

	頁
1. 概要	M3-添5-2-1
2. 基本方針	M3-添5-2-1
3. 波及的影響を考慮した施設の設計の観点	M3-添5-2-1
3.1 別記2に例示された事項に基づく検討	M3-添5-2-1
3.2 地震被害事例に基づく事象の検討	M3-添5-2-1
4. 波及的影響を考慮すべき下位クラス施設の選定	M3-添5-2-2
5. 工事段階における下位クラス施設の調査・検討	M3-添5-2-3

1. 概要

本資料は、資料5-1「耐震設計の基本方針」の「3.3 波及的影響に対する考慮」に基づき、原子炉格納容器貫通部の耐震設計を行うに際して、波及的影響を考慮した設計の基本的な考え方を説明するものである。

原子炉格納容器貫通部の波及的影響に係る基本方針について、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」から変更はない。

2. 基本方針

設計基準対象施設のうち耐震重要度分類のSクラスに属する施設、その間接支持構造物及び屋外重要土木構造物（以下「Sクラス施設等」という。）並びに重大事故等対処施設のうち常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及びこれらが設置される常設重大事故等対処施設（以下「SA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を損なわないように設計する。

ここで、Sクラス施設等とSA施設を合わせて「上位クラス施設」と定義し、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を合わせて「上位クラス施設の有する機能」と定義する。また、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。

3. 波及的影響を考慮した施設の設計の観点

3.1 別記2に例示された事項に基づく検討

上位クラス施設の設計においては、「設置許可基準規則の解釈別記2」（以下「別記2」という。）に記載された事項を基に以下の4つの観点で実施する。

- ① 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
- ② 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
- ③ 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
- ④ 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

3.2 地震被害事例に基づく事象の検討

別記2に例示された事項以外に設計の観点に含める事項がないかを確認する観点で、原子力施設情報公開ライブラリ（NUCIA：ニューシア）に登録された地震を対象に被害情報を確認する。

この方針に基づく検討は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」に示すとおりで、3.1項で整理した波及的影響の具体的な検討事象に追加考慮すべき事項が無いことを確認した。

以上の①～④の具体的な設計方法は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」によるものとし、その結果、構造強度等を確保するよう設計する下位クラス施設を4項に示す。

4. 波及的影響を考慮すべき下位クラス施設の選定

平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」では、原子炉格納容器貫通部に対して波及的影響を考慮すべき下位クラス施設としているものはない。

今回の工事により、設置場所及び下位クラス施設との位置関係は変わらないことから、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」から変更はない。

5. 工事段階における下位クラス施設の調査・検討

工事段階においても、原子炉格納容器貫通部の設計段階の際に検討した配置・補強等が設計どおりに施されていることを調査・検討を行うことで確認する。また、仮置資材等、現場の配置状況等の確認を必要とする下位クラス施設についても合わせて確認する。

工事段階における調査・検討は、「3. 波及的影響を考慮した施設の設計の観点」に示した4つの観点のうち、③及び④の観点、すなわち下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による影響について、プラントウォークダウンにより実施する。

確認事項としては、設計段階において検討した離隔による防護の観点で行う。すなわち、施設の損傷、転倒及び落下等を想定した場合に上位クラス施設に衝突するおそれのある範囲内に下位クラス施設がないこと、又は間に衝撃に耐えうる壁、緩衝物等が設置されていること、仮置資材等については固縛等、転倒及び落下を防止する措置が適切に講じられていることを確認する。

ただし、仮置機器等の下位クラス施設自体が、明らかに影響を及ぼさない程度の大きさ、重量等の場合は対象としない。

以上を踏まえて、損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設が抽出されれば、必要に応じて、上記の確認事項と同じ観点で対策・検討を行う。すなわち、下位クラス施設の配置を変更したり、間に緩衝物等を設置したり、固縛等の転倒・落下防止措置等を講じたりすることで対策・検討を行う。

また、工事段階における確認の後も、波及的影響を防止するように現場の保持管理を行う。

資料 5 - 3 原子炉格納容器貫通部の耐震設計の基本方針

目 次

	頁
1. 概要	M3-添5-3-1
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	M3-添5-3-1
3. 耐震計算の基本事項	M3-添5-3-1
3.1 構造計画	M3-添5-3-1
3.2 設計用地震力	M3-添5-3-2
3.3 荷重の組合せ及び許容応力	M3-添5-3-5
4. 気密性の維持	M3-添5-3-11

1. 概要

本資料は、資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき、原子炉格納容器貫通部（電線貫通部）取替に際して、機器が十分な耐震性を有することを確認するための耐震設計の基本方針を以下に述べる。

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

設備名称	機器名	設計基準対象施設の耐震重要度分類 (注)	重大事故等対処施設の設備分類 (注)
7. 原子炉格納施設 (1) 原子炉格納容器	原子炉格納容器貫通部	S	常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備

(注) 平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-4「重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」による。

3. 耐震計算の基本事項

3.1 構造計画

原子炉格納容器貫通部の構造計画を第3-1表に示す。

第3-1表 原子炉格納容器貫通部の構造計画

設備名称	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
原子炉格納容器貫通部 電線貫通部	スリーブ、本体及び端板	電線貫通部本体及び端板はスリーブを介して原子炉格納容器に溶接により取り付けられる。	

3.2 設計用地震力

3.2.1 静的地震力

(設計基準対象施設)

設計基準対象施設における静的地震力は、以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。

設備名称	耐震クラス	水平震度	鉛直震度
原子炉格納容器貫通部	S	$3.6C_i$ (注1)	0.288 (注2)

(注1) C_i : 標準せん断力係数を0.2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で次式に基づく。

$$C_i = R_i \cdot A_i \cdot C_o$$

R_i : 振動特性係数 0.8

A_i : C_i の分布係数

C_o : 標準せん断力係数 0.2

(注2) 震度0.3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る。

(重大事故等対象施設)

重大事故等対象施設における静的地震力は、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、及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとしており、原子炉格納容器貫通部は「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」に示すとおり、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類されているため、適用されない。

3.2.2 動的地震力

(設計基準対象施設)

設計基準対象施設における動的地震力は、以下の入力地震動に基づき算定する。

設備名称	耐震 クラス	入力地震動 ^(注1)	
		水平地震動	鉛直地震動
原子炉格納容器 貫通部	S	設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Sd 又は弾性設計用地震動 Sd
		設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Ss	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Ss

(注1) 設計用床応答曲線は、弾性設計用地震動Sd及び基準地震動Ssに基づき作成した設計用床応答曲線とする。

(重大事故等対処施設)

重大事故等対処施設における動的地震力は、以下の入力地震動に基づき算定する。

設備名称	(注1) 耐震 クラス	入力地震動 ^(注2)	
		水平地震動	鉛直地震動
原子炉格納容器 貫通部	S	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Ss	設計用床応答曲線 Ss 又は基準地震動 Ss
		設計用床応答曲線 Sd ^(注3) 又は弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Sd ^(注3) 又は弾性設計用地震動 Sd

(注1) 常設重大事故防止設備の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

また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスをSと表記する。

(注2) 設計用床応答曲線は、弾性設計用地震動Sd及び基準地震動Ssに基づき作成した設計用床応答曲線とする。

(注3) 放射性物質放出の最終障壁である原子炉格納容器に適用する。

3.2.3 設計用地震力

(設計基準対象施設)

設備名称	耐震クラス	水平	鉛直	摘要
原子炉格納容器貫通部	S	静的震度 3.6C _i	静的震度 (0.288)	(注1) (注2) 荷重の組合せは、水平方向及び鉛直方向が静的地震力の場合には同時に不利な方向に作用するものとする。 水平方向及び鉛直方向が動的地震力の場合には二乗和平方根(SRSS)法による。
		設計用床応答曲線 Sd 又は 弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Sd 又は 弾性設計用地震動 Sd	
		設計用床応答曲線 S _s 又は 基準地震動 S _s	設計用床応答曲線 S _s 又は 基準地震動 S _s	(注2) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SRSS)法による。

(注1) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と、鉛直における動的と静的の大きい方の地震力とを、絶対値和法で組み合わせてよいものとする。

(注2) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

(重大事故等対処施設)

設備名称	(注1)耐震クラス	水平	鉛直	摘要
原子炉格納容器貫通部	S	設計用床応答曲線 S _s 又は基準地震動 S _s	設計用床応答曲線 S _s 又は基準地震動 S _s	(注2) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SRSS)法による。
		設計用床応答曲線 Sd 又は 弾性設計用地震動 Sd	設計用床応答曲線 Sd 又は 弾性設計用地震動 Sd	

(注1) 常設重大事故防止設備の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

また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスを S と表記する。

(注2) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

3.3 荷重の組合せ及び許容応力

(1) 記号の定義

- D : 死荷重
- P : 地震と組み合わせすべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ、Ⅴは除く）における圧力荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせすべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ、Ⅴは除く）で設備に作用している機械的荷重
- 〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値（最高使用圧力、設計機械荷重等）を用いてもよい。〕
- P_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故の直後を除き、その後生じている圧力荷重
- M_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故の直後を除き、その後生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- P_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的に作用する圧力荷重
- M_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的に作用する機械的荷重
- P_{SAD} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた設計圧力による荷重
- M_{SAD} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた機械的荷重
- S_d : 弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又はSクラス設備に適用される静的地震力
- S_d* : 弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力
- S_s : 基準地震動S_sにより定まる地震力
- S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動により定まる地震力又は静的地震力
- S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力
- Ⅲ_{AS} : JSME S NC1-2012の供用状態C相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- Ⅳ_{AS} : JSME S NC1-2012の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- V_{AS} : 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態を基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- B_{AS} : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態
- C_{AS} : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態
- S_y : 設計降伏点 JSME S NJ1-2012 Part3第1章表6に規定される値
- S_u : 設計引張強さ JSME S NJ1-2012 Part3第1章表7（ただし、「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」日本機械学会「設計・建設規

- 格」及び「材料規格」の適用に当って（別記-2）」の要件を付したものに規定される値
- S_m : 設計応力強さ JSME S NJ1-2012 Part3第1章表1に規定される値。ただし、耐圧部テンションボルトにあつてはJSME S NJ1-2012 Part3第1章表2に規定される値
- S : 許容引張応力 クラス2及びクラス3容器にあつてはJSME S NJ1-2012 Part3第1章表3又は表4（ただし、「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「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当って（別記-2）」の要件を付したもの）^(注1)に規定される値。ただし、耐圧部テンションボルトにあつては、JSME S NJ1-2012 Part3第1章表5（ただし、「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「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当って（別記-2）」の要件を付したもの）^(注1)に規定される値
- S_{mc} : クラスMC容器の許容引張応力 JSME S NC1-2012 PVA-3000^(注1)にて定義される値
- F : JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(1)により規定される値
- f_t : 許容引張応力 支持構造物（ボルト等を除く）に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(1)により規定される値。ボルト等に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3131(1)により規定される値
- f_s : 許容せん断応力 支持構造物（ボルト等を除く）に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(2)により規定される値。ボルト等に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3131(2)により規定される値
- f_c : 許容圧縮応力 支持構造物（ボルト等を除く）に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(3)により規定される値
- f_b : 許容曲げ応力 支持構造物（ボルト等を除く）に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(4)により規定される値
- f_p : 許容支圧応力 支持構造物（ボルト等を除く）に対しては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(5)により規定される値
- $f_{t*}, f_{s*}, f_{c*}, f_{b*}, f_{p*}$: 上記の f_t, f_s, f_c, f_b, f_p の値を算出する際にJSME S NC1-2012 SSB-3121.1(1)a本文中 S_y 及び $S_y(RT)$ を $1.2S_y$ 及び $1.2S_y(RT)$ と読み替えて算出した値（JSME S NC1-2012 SSB-3121.3及び3133）
ただし、その他の支持構造物の上記 $f_t \sim f_{p*}$ においては、JSME S NC1-2012 SSB-3121.1(1)aの F 値は、次に定める値とする。
 S_y 及び $0.7S_u$ のいずれか小さい方の値。ただし、使用温度が 40°C を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあつては、 $1.35S_y, 0.7S_u$ 又は $S_y(RT)$ のいずれか小さい方の値
また、 $S_y(RT)$ は 40°C における設計降伏点の値
- T_L : 形式試験により支持構造物が破損するおそれのある荷重(N)
(同一仕様につき3個の試験の最小値又は1個の試験の90%)
- S_{yd} : 最高使用温度における設計降伏点 JSME S NJ1-2012 Part3第1章表6に規定される値
- S_{yt} : 試験温度における設計降伏点 JSME S NJ1-2012 Part3第1章表6に規定される値
- P_h' : 基準地震動 S_s による地震力と組み合わせる津波による荷重

(注1) 重大事故等対処施設の評価にあつては、JSME S NJ1-2012の許容引張応力(S 値、 S_{mc} 値)を以下のとおり、JSME S NC1-2005/2007の付録材料図表の値に読み替えるものとする。

(2) S

「JSME S NJ1-2012 Part3第1章表3又は表4（ただし、「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「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当って（別記-2）」」の要件を付したものを）」を「JSME S NC1-2005/2007 付録材料図表Part5表5又は表6」に読み替える。ただし、耐圧部テンションボルトにあつては、「JSME S NJ1-2012 Part3第1章表5（ただし、「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「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当って（別記-2）」」の要件を付したものを）」を「JSME S NC1-2005/2007 付録材料図表Part5表7」に読み替える。

(3) Smc

「JSME S NC1-2005/2007 PVA-3000」にて定義される S に読み替える。

(4) 荷重の組合せ及び許容応力

a. S クラスの機器・配管系及び非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の機器・配管系

ロ. クラス MC 容器及び重大事故等クラス 2 容器 (クラス MC 容器)

(クラス MC 容器)

項目 区分	荷重の組合せ	許容応力 状態	許 容 限 界				
			一次一般膜応力	一次膜応力＋ 一次曲げ応力	一次＋二次＋ ピーク応力	特別な応力限界 純せん断 応力	支圧応力
S	D+P+M+Sd (注1)	III _A S	一次一般膜応力は Syと0.6Suの小さい方。 ただし、オーステナイト系 ステンレス鋼及び高ニッケ ル合金については1.2Sとす る。	左欄の 1.5倍の値(注6)	(注3,4) Sd又はSs地震動 のみによる疲労 解析を行い、運 転状態Ⅰ、Ⅱに おける疲労累積 係数との和を 1.0以下とす る。	0.6Smc	Sy (1.5Sy) (注5)
	D+P _L +M _L +Sd						
	D+P+M+Ss	IV _A S	構造上の連続な部分は0.6Su 不連続な部分はSyと0.6Suの 小さい方。 ただし、オーステナイト系 ステンレス鋼及び高ニッケ ル合金については、構造上 の連続な部分は2Sと0.6Suの 小さい方、不連続な部分は 1.2Sとする。	左欄の 1.5倍の値(注6)			

(注1) 原子炉格納容器は原子炉冷却材喪失時の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味で、原子炉冷却材喪失後の最大内圧とSd地震動（又は静的地震力）との組合せを考慮するものとし、内圧は安全側に原子炉格納容器の最高使用圧力に置き換えるものとする。この場合の評価は、許容応力状態IV_ASの許容限界を用いて行う。

(注2) 3Smcを超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NCI-2012 PVB-3300（同PVB-3313を除く。また、SmはSmcに読み替える。）の簡易弾塑性解析を用いる。

(注3) JSME S NCI-2012 PVB-3140(6)を満たすときは、疲労解析を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「Sd又はSs地震動による応力の全振幅」と読み替える。

- (注4) 運転状態Ⅰ、Ⅱにおいて疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が1.0以下とする。
- (注5) () 内は、支圧荷重の作用端から自由端までの距離が支圧荷重の作用幅より大きい場合の値。
- (注6) JSME S NCI-2012 PVB-3111 に準じる場合は、純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比 (α) を用いる。

(重大事故等クラス2容器 (クラスMC容器))

荷重の組合せ	許容応力状態	許 容 限 界				特別な応力限界	
		一次一般膜応力	一次膜応力 + 一次曲げ応力	一次 + 二次応力	一次 + 二次 + ピーク応力	純せん断応力	支圧応力
(注1) D + P _L + M _L + Sd	III _{AS}	Syと0.6Suの小さい方。 ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については1.2Sとする。	左欄の 1.5倍の値 ^(注6)	3Smc ^(注2) Sd又はSs地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける疲労累積係数との和を1.0以下とする。	Sd又はSs地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける疲労累積係数との和を1.0以下とする。	0.6Smc	Sy (1.5Sy) ^(注5)
D + P + M + Ss	IV _{AS}	構造上の連続な部分は0.6Su 不連続な部分はSyと0.6Suの小さい方。		Sd又はSs地震動のみによる応力振幅について評価する。	Sd又はSs地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける疲労累積係数との和を1.0以下とする。		
(注1) D + P _{SAL} + M _{SAL} + Sd	V _{AS} (V _{AS} として右に示すIV _{AS} の許容限界を用いる。)	ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、構造上の連続な部分は2Sと0.6Suの小さい方、不連続な部分は1.2Sとする。	左欄の 1.5倍の値 ^(注6)				

(注1) P_L及びP_{SAL}は安全側に、原子炉格納容器の最高使用圧力に置き換える。

(注2) 3Smcを超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2012 PVB-3300 (同PVB-3313を除く。また、SmはSmcに読み替える。) の簡易弾塑性解析を用いる。

(注3) JSME S NC1-2012 PVB-3140(6)を満たすときは、疲労解析を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「Sd又はSs地震動による応力の全振幅」と読み替える。

(注4) 運転状態Ⅰ、Ⅱにおいて疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が1.0以下とする。

(注5) () 内は、支圧荷重の作用端から自由端までの距離が支圧荷重の作用幅より大きい場合の値。

(注6) JSME S NC1-2012 PVB-3111に準じる場合は、純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比 (α) を用いる。

4. 気密性の維持

気密性の維持が要求される施設のうち、鋼製の構造物を含む原子炉格納容器バウンダリは、設計基準事故及び重大事故等時における内圧と地震力の組合せを考慮した荷重に対しても、「3.3(4)荷重の組合せ及び許容応力」による構造強度を確保する設計とする。また、使用材料、製作及び保守に関しても管理を行うことで、地震時及び地震後において、気密性維持の境界において気圧差を確保し十分な気密性を維持する設計とする。

資料 5 - 4 原子炉格納容器貫通部の耐震計算書

目 次

	頁
1. 概要	M3-添5-4-1
2. 基本方針	M3-添5-4-2
2.1 構造の説明	M3-添5-4-2
2.2 評価方針	M3-添5-4-3
3. 貫通部の耐震評価箇所	M3-添5-4-4
4. 貫通部の地震応答解析	M3-添5-4-6
4.1 基本方針	M3-添5-4-6
4.2 応答解析結果	M3-添5-4-6
4.3 軸力及び曲げモーメントの方向について	M3-添5-4-12
4.4 局部外力の算出方法	M3-添5-4-14
5. 貫通部の応力評価	M3-添5-4-15
5.1 基本方針	M3-添5-4-15
5.2 荷重の組合せ及び許容応力	M3-添5-4-15
5.3 形状、寸法及び諸元	M3-添5-4-22
5.4 重大事故等時における地震時動水圧による応力	M3-添5-4-24
6. 評価結果	M3-添5-4-27
6.1 設計基準対象施設としての貫通部の評価結果	M3-添5-4-27
6.2 重大事故等対処施設としての貫通部の評価結果	M3-添5-4-29

1. 概要

本資料は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、原子炉格納容器貫通部が設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを説明するものである。その耐震評価は原子炉格納容器貫通部の地震応答解析、応力評価により行う。

原子炉格納容器貫通部は設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に、重大事故等対処施設においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類される。

今回改造を行う電線貫通部に関する貫通部の評価結果を以下に示す。

電線貫通部は、本体、端板、モジュールアッセンブリで構成されており、原子炉格納容器の貫通スリーブに直接溶接で取り付けられているため、剛構造である。さらに、電線貫通部は、両端に電線ケーブルが接続されているが、電線貫通部が取り付けられている原子炉格納容器と電線ケーブルが接続される他の建屋との間に地震動により相対変位が生じても、電線ケーブルの柔軟性により、電線貫通部に反力は作用しない。従って、電線貫通部に作用する力は原子炉格納容器の圧力と電線貫通部自身の自重に起因する力のみである。

電線貫通部の構造上最も応力の高い部分は、電線ケーブル、端板等を支持する本体である。しかし、本耐震計算書で評価する電線貫通部の自重は kg で、地震荷重と圧力により本体に発生する応力強さは、許容応力状態Ⅲ_AS(許容値 MPa)、許容応力状態Ⅳ_AS(許容値 MPa)のいずれにおいても10%以下であり、耐震性に問題はない。

2. 基本方針

2.1 構造の説明

平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-11「機器・配管の耐震支持方針」にて設定した機器の支持方針に基づき設計した原子炉格納容器貫通部の構造計画を第2-1表に示す。

第2-1表 原子炉格納容器貫通部の構造計画

設備名称	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
原子炉格納容器貫通部 電線貫通部	スリーブ、本体及び端板	電線貫通部本体及び端板はスリーブを介して原子炉格納容器に溶接により取り付けられる。	

2.2 評価方針

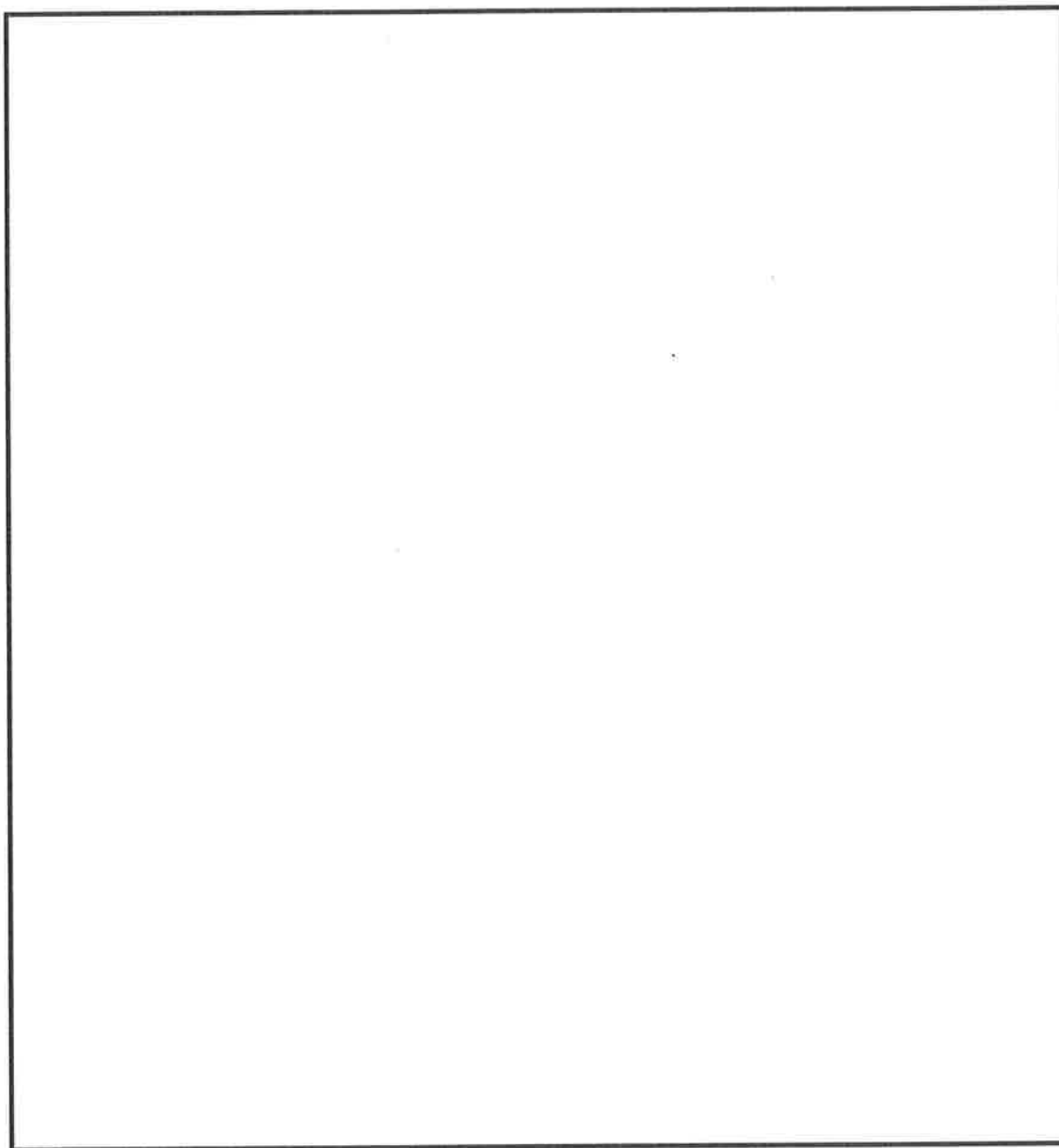
貫通部の応力評価は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-9「機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界に基づき、「2.1 構造の説明」にて示す貫通部の部位を踏まえ、「3. 貫通部の耐震評価箇所」にて設定する箇所において、「4. 貫通部の地震応答解析」で算定した荷重による応力等が許容限界内に収まることを、「5. 貫通部の応力評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「6. 評価結果」に示す。

貫通部の耐震評価の流れは、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号で認可された工事計画の資料13-17-7-4-2「原子炉格納容器貫通部等の耐震計算書」に基づき、実施する。

3. 貫通部の耐震評価箇所

(1) 全体図

耐震評価対象は、貫通部スリーブ取付部である。評価箇所について、第 3-1 図に示す。



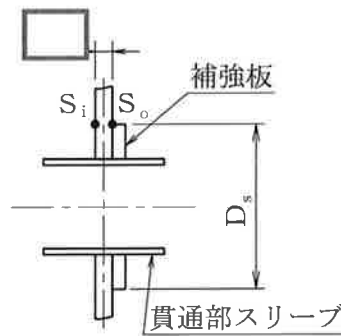
(単位：mm)

第 3-1 図 原子炉格納容器の基本形状図

(2) 詳細図

耐震評価箇所である、貫通部スリーブ取付部の詳細図を第3-2図に示し、評価箇所は、発生応力が最大となる箇所とする。

貫通部の評価点については、最大応力の発生するS点とする。



(水平断面)

S_i : S点の胴板内面

S_o : S点の胴板外面

D_s : 補強板直径

第3-2図 貫通部スリーブ取付部 (単位: mm)

4. 貫通部の地震応答解析

4.1 基本方針

貫通部の応力解析に用いる地震荷重を算定するための地震応答解析を以下に示す。

a 原子炉格納施設の地震応答解析（S点での地震力による荷重の算定）

S点での地震力による荷重の算定は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-17-7-2「原子炉格納施設の地震応答解析」に示す原子炉格納施設の地震応答解析にて荷重を算定する。

4.2 応答解析結果

「4.1 基本方針」で示した貫通部の応力解析に用いる自重を第4-1表に、弾性設計用地震動Sdによる荷重を第4-2表に、基準地震動Ssによる荷重を第4-3表に示す。

弾性設計用地震動Sdによる電線貫通部の局部外力の結果を第4-4表に、基準地震動Ssによる電線貫通部の局部外力を第4-5表に示す。

第4-1表 評価部位の自重一覧表

評価点	自重 (N)
S	

第 4-2 表 評価点の弾性設計用地震動 Sd による荷重一覧表 (1/2)

計算点		曲げモーメント															
		弾性設計用地震動 S d															
		Sd-1		Sd-2		Sd-3		Sd-4		Sd-5		Sd-6		Sd-7		Sd-8	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m
S																	

計算点		曲げモーメント															
		弾性設計用地震動 S d															
		Sd-9		Sd-10		Sd-11		Sd-12		Sd-13		Sd-14		Sd-15		Sd-16	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m
S																	

計算点		曲げモーメント															
		弾性設計用地震動 S d															
		Sd-17		Sd-18		Sd-19		Sd-20		Sd-21		Sd-22		Sd-23 (NS)		Sd-23 (EW)	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m
S																	

計算点		曲げモーメント	
		弾性設計用地震動 S d	
		Sd-24	
		EW	NS
		kN・m	kN・m
S			

第 4-2 表 評価点の弾性設計用地震動 Sd による荷重一覧表 (2/2)

計算点		軸力								
		弾性設計用地震動 S d								
		Sd-1	Sd-2	Sd-3	Sd-4	Sd-5	Sd-6	Sd-7	Sd-8	Sd-9
		kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN
S										

計算点		軸力								
		弾性設計用地震動 S d								
		Sd-10	Sd-11	Sd-12	Sd-13	Sd-14	Sd-15	Sd-16	Sd-17	Sd-18
		kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN
S										

計算点		軸力					
		弾性設計用地震動 S d					
		Sd-19	Sd-20	Sd-21	Sd-22	Sd-23	Sd-24
		kN	kN	kN	kN	kN	kN
S							

第 4-3 表 評価点の基準地震動 S_s による荷重一覧表 (1/2)

計算点		曲げモーメント															
		基準地震動 S _s															
		Ss-1		Ss-2		Ss-3		Ss-4		Ss-5		Ss-6		Ss-7		Ss-8	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	
S																	

計算点		曲げモーメント															
		基準地震動 S _s															
		Ss-9		Ss-10		Ss-11		Ss-12		Ss-13		Ss-14		Ss-15		Ss-16	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	
S																	

計算点		曲げモーメント															
		基準地震動 S _s															
		Ss-17		Ss-18		Ss-19		Ss-20		Ss-21		Ss-22		Ss-23 (NS)		Ss-23 (EW)	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	kN・m	
S																	

計算点		曲げモーメント	
		基準地震動 S _s	
		Ss-24	
		EW	NS
		kN・m	kN・m
S			

第4-3表 評価点の基準地震動 S_s による荷重一覧表(2/2)

計算点		軸力															
		基準地震動 S _s															
		Ss-1		Ss-2		Ss-3		Ss-4		Ss-5		Ss-6		Ss-7		Ss-8	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	
S																	

計算点		軸力															
		基準地震動 S _s															
		Ss-9		Ss-10		Ss-11		Ss-12		Ss-13		Ss-14		Ss-15		Ss-16	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	
S																	

計算点		軸力															
		基準地震動 S _s															
		Ss-17		Ss-18		Ss-19		Ss-20		Ss-21		Ss-22		Ss-23 (NS)		Ss-23 (EW)	
		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
		kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	kN	
S																	

計算点		軸力	
		基準地震動 S _s	
		Ss-24	
		EW	NS
		kN	kN
S			

第 4-4 表 弾性設計用地震動 Sd による電線貫通部の局部外力

種類	スリーブ 公称値	重量 (W)	最大応答加速度 ^(注)		局部外力	
			鉛直	水平	F _x	M _z '
		N	m/s ²	m/s ²	N	×10 ³ N・mm
電線 貫通部						

(注) 最大応答加速度は、安全側に EL. 26, 400mm における値を用いる。

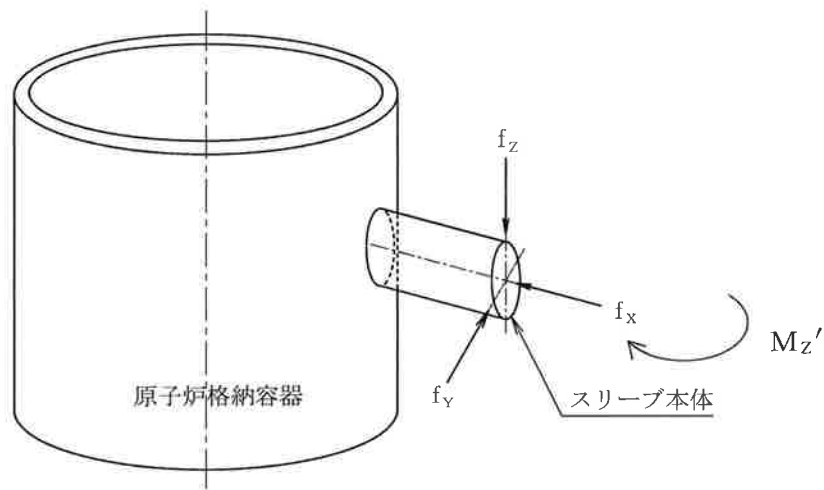
第 4-5 表 基準地震動 Ss による電線貫通部の局部外力

種類	スリーブ 公称値	重量 (W)	最大応答加速度 ^(注)		局部外力	
			鉛直	水平	F _x	M _z '
		N	m/s ²	m/s ²	N	×10 ³ N・mm
電線 貫通部						

(注) 最大応答加速度は、安全側に EL. 26, 400mm における値を用いる。

4.3 軸力及び曲げモーメントの方向について

貫通部に作用する軸力及び曲げモーメントの方向の説明図を第4-1図に示す。



第4-1図 軸力及び曲げモーメントの方向

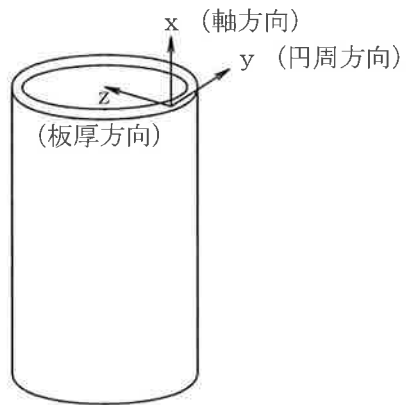
スリーブには図示のような外力が作用するが、外力により発生する応力はそれぞれ次に示すように取り扱う。

F_x …… 原子炉格納容器の電線貫通部本体等からの反力 f_x を F_x とし、 F_x による応力を計算する。

F_y , F_z …… 原子炉格納容器の電線貫通部本体等からの反力 f_y 及び f_z を、それぞれ F_y 及び F_z とする。 F_y 及び F_z によるせん断力は微小であり無視するが、 F_y 及び F_z によって生じる曲げモーメントの合力を M_z' とし、 M_z' による応力を計算する。また、 M_z' は f_z 軸まわりに作用すると仮定した方がスリーブ取付部における応力が保守的に算出されるため、 M_z' は f_z 軸まわりに作用するものとする。

応力の方向を第 4-2 図に示す。

- σ_x : 原子炉格納容器軸方向応力
- σ_y : 原子炉格納容器円周方向応力
- σ_z : 原子炉格納容器板厚方向応力



第 4-2 図 応力の方向について

5. 貫通部の応力評価

5.1 基本方針

- (1) 貫通部の応力評価は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号で認可された工事計画の資料13-17-7-4-2「原子炉格納容器貫通部等の耐震計算書」の手法を適用する。地震力による応力は公式等による評価手法を適用し、局部外力による応力は既工認にて実績のある3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。
- (2) 解析コードはMSC NASTRAN Ver.2005r3bを用いる。なお、評価に用いる解析コードMSC NASTRAN Ver.2005r3bの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。
- (3) 許容応力について、JSME S NJ1-2012又はJSME S NC1-2005/2007の付録材料図表を用いて計算する際に、温度がJSME記載値の中間の値の場合は、比例法を用いて計算する。ただし、比例法を用いる場合の端数処理は、小数第1位以下を切り捨てた値を用いるものとする。

5.2 荷重の組合せ及び許容応力

5.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

貫通部の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを第5-1表に、重大事故等対処施設の評価に用いるものを第5-2表に示す。

第 5-1 表 荷重の組合せ及び許容応力状態 (設計基準対象施設)

施設区分	機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉格納施設	原子炉格納容器 貫通部スリーブ	S	クラスMC容器	D+P+M+Ss	IV _{AS}
				D+P _L +M _L +Sd (注)	
				D+P+M+Sd	III _{AS}

(注) 原子炉格納容器は原子炉冷却材喪失時の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味で、原子炉冷却材喪失後の最大内圧(P_L*)とSd地震動との組合せを考慮するものとし、内圧は安全側に原子炉格納容器の最高使用圧力に置き換えるものとする。この場合の評価は、許容応力状態IV_{AS}の許容限界を用いて行う。

第 5-2 表 荷重の組合せ及び許容応力状態 (重大事故等対処施設)

施設区分	機器名称	設備分類 (注 1)	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉格納施設	原子炉格納容器 貫通部スリーブ	常設耐震/防止 常設/緩和	重大事故等 クラス 2 容器 (注 2)	D+P+M+Ss	IV _{AS}
				D+P _L +M _L +Sd (注 3)	III _{AS}
				D+P _{SAL} +M _{SAL} +Sd (注 3)	V _{AS} (V _{AS} として IV _{AS} の許容限界 を用いる。)

(注 1) 「常設耐震/防止」は常設耐震重要重大事故防止設備、「常設/防止」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、「常設/緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

(注 2) 重大事故等クラス 2 容器 (クラス MC 容器) の組合せ及び許容応力を適用する。

(注 3) P_L及び P_{SAL}は安全側に、原子炉格納容器の最高使用圧力に置き換える。

5.2.2 許容応力

貫通部の設計基準対象施設の許容応力を第5-3表に、重大事故等対処施設の許容応力を第5-4表に示す。

第5-3表 貫通部の許容応力（クラスMC容器）

許容応力状態	許 容 限 界				
	一次一般膜応力強さ	一次膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ	一次＋二次応力強さ	一次＋二次＋ピーク応力強さ	特別な応力限界 純せん断応力 支圧応力
III _{AS}	Sy と 0.6 Su の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については 1.2S とする。	(注2) 左欄のα倍の値	(注2) 左欄のα倍の値	(注4,5) Sd 又は Ss 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態 I、II における疲労累積係数との和を 1.0 以下とする。	(注6) Sy (1.5Sy)
(注1) IV _{AS}	構造上の連続な部分は 0.6Su 不連続な部分は Sy と 0.6Su の小さい方。	(注2) 左欄のα倍の値	(注3) 3S _{mc} Sd 又は Ss 地震動のみによる応力振幅について評価する。	(注6) Su (1.5Su)	
V _{AS} (V _{AS} として右に示すIV _{AS} の許容限界を用いる。)	ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、構造上の連続な部分は 2S と 0.6Su の小さい方、不連続な部分は 1.2S とする。	(注2) 左欄のα倍の値	(注3) 3S _{mc} Sd 又は Ss 地震動のみによる応力振幅について評価する。	(注6) Su (1.5Su)	

- (注1) 原子炉格納容器は原子炉冷却材喪失時の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味で、原子炉冷却材喪失後の最大内圧と Sd 地震動（又は静的地震力）との組合せを考慮するものとし、内圧は安全側に原子炉格納容器の最高使用圧力に置き換えるものとする。この場合の評価は、許容応力状態IV_{AS}の許容限界を用いて行う。
- (注2) αは純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は 1.5のいずれか小さいほうの値とする。
- (注3) 3S_{mc}を超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NCI-2012 PVB-3300（同 PVB-3313を除く。また、Sm は S_{mc}に読み替える。）の簡易弾塑性解析を用いる。
- (注4) JSME S NCI-2012 PVB-3140(6)を満たすときは、疲労解析を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「Sd 又は Ss 地震動による応力の全振幅」と読み替える。
- (注5) 運転状態 I、IIにおいて疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が 1.0 以下とする。
- (注6) () 内は、支圧荷重の作用端から自由端までの距離が支圧荷重の作用幅より大きい場合の値。

第5-4表 貫通部の許容応力（重大事故等クラス2容器）

許容応力状態	許 容 限 界				特別な応力限界	
	一次一般膜応力強さ	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	一次+二次応力強さ	一次+二次+ピーク応力強さ	純せん断応力	支圧応力
III _{AS}	Sy と 0.6 Su の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については 1.2S とする。	(注1) 左欄の α倍の値	(注3,4) Sd 又は Ss 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態 I、II における疲労累積係数との和を 1.0 以下とする。	0.6S	(注5) Sy (1.5Sy)	
IV _{AS}	構造上の連続な部分は 0.6Su 不連続な部分は Sy と 0.6Su の小さい方。 ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、構造上の連続な部分は 2S と 0.6Su の小さい方、不連続な部分は 1.2S とする。	(注1) 左欄の α倍の値	3S (注2) Sd 又は Ss 地震動のみによる応力振幅について評価する。	0.4Su	(注5) Su (1.5Su)	
V _{AS} (V _{AS} として 右に示すIV _{AS} の許容限界を 用いる。)						

(注1) αは純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は 1.5 のいずれか小さいほうの値とする。

(注2) 3S を超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1-2012 PVB-3300 (同 PVB-3313 を除く。また、Sm は JSME S NC1-2005/2007 の S に読み替える。) の簡易弾塑性解析を用いる。

(注3) JSME S NC1-2012 PVB-3140(6) を満たすときは、疲労解析を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「Sd 又は Ss 地震動による応力の全振幅」と読み替える。

(注4) 運転状態 I、II において疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が 1.0 以下とする。

(注5) () 内は、支圧荷重の作用端から自由端までの距離が支圧荷重の作用幅より大きい場合の値。

5.2.3 材料、温度及び圧力

貫通部の応力評価に用いる部位の材料、温度及び圧力のうち設計基準対象施設における評価に用いるものを第5-5表に、重大事故等対処施設の評価に用いるものを第5-6表に示す。

第5-5表 評価部位の材料、温度及び圧力（設計基準対象施設）

材料	温度条件 ^(注1) (°C)		圧力条件 ^(注2) (MPa)		Smc (MPa)	Sy (MPa)	Su (MPa)	評価部位
	最高使用 温度		最高使用 圧力					
SGV49 (SGV480)	最高使用 温度	122	最高使用 圧力	0.261	150	235	427	貫通部スリーブ 取付部

(注1) 通常運転時の許容応力は保守的に最高使用温度を用いている。

(注2) 通常運転時圧力による応力は微小であるため、圧力による応力評価を省略している。

第5-6表 評価部位の材料、温度及び圧力（重大事故等対処施設）

材料	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)		S (MPa)	Sy (MPa)	Su (MPa)	評価部位
	最高使用 温度		最高使用 圧力					
SGV49 (SGV480)	最高使用 温度	122	最高使用 圧力	0.261	131	235	427	貫通部スリーブ 取付部

5.2.4 自重及び荷重

貫通部の応力解析に用いる自重及び荷重は本資料「4.2 応答解析結果」に示す。

5.3 形状、寸法及び諸元

5.3.1 地震力による応力

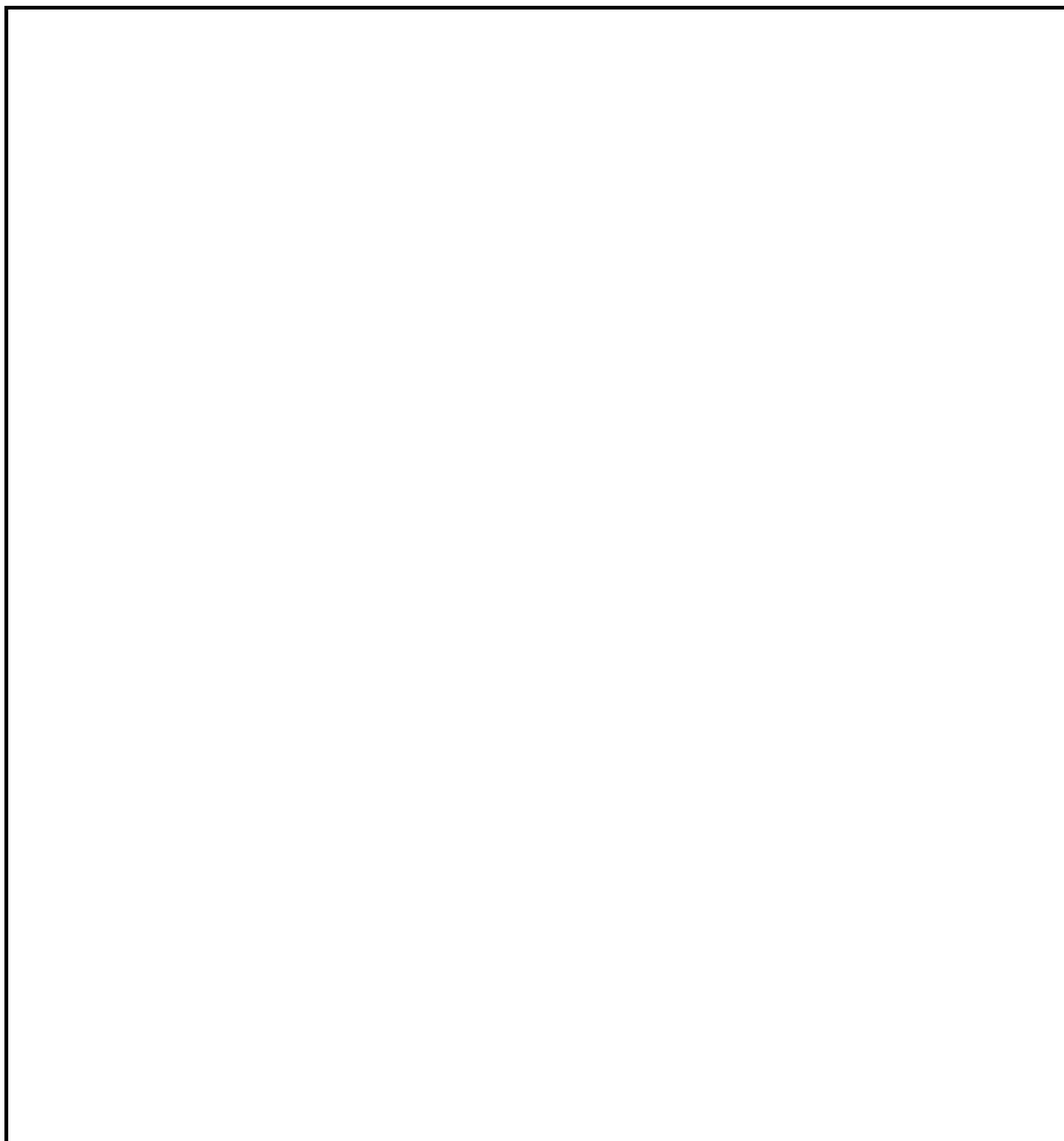
応力評価に用いる、評価点の寸法を第 5-7 表に示す。

第 5-7 表 評価点の寸法及び諸元

評価点	D	t	Z_i	A_i
	胴板板心 直径 (mm)	胴板厚さ (mm)	断面係数 ($\times 10^8 \text{mm}^3$)	断面積 ($\times 10^3 \text{mm}^2$)
S				

5.3.2 局部外力による応力

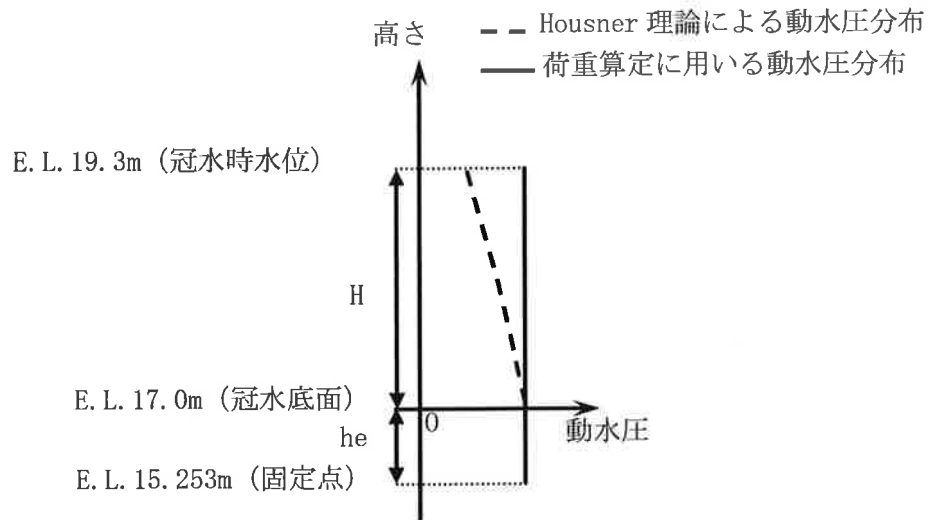
形状、解析モデル及び諸元を第 5-1 図に示す。



第 5-1 図 局部応力解析モデル

5.4 重大事故等時における地震時動水圧による応力

重大事故等時における地震時動水圧による荷重は、重大事故等対処施設としてS点を評価する際に考慮する荷重である。また、動水圧における荷重の関係を第5-2図に示す。



(注) 重大事故等時における溶融炉心冷却のための原子炉格納容器下部注水時は、原子炉格納容器内の格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さ(EL. 19.3m)までの注水を想定しており、これを上回る評価用の水位高さとして設定。

第5-2図 荷重算定に用いる動水圧

5.4.1 計算要領

JEAG4601-1987のHousner理論により算出された原子炉格納容器の冠水底面(E. L. 17m)における動水圧が第5-2図のとおり、冠水深さに一様に作用するものとして、E点における動水圧による応力を算出する。

実際の動水圧の作用範囲は、原子炉格納容器の冠水底面 (E. L. 17m) までであるが、安全側に固定点(E. L. 15. 253m)まで作用するものとしている。

動水圧を算出するために用いる入力地震力は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-7「設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した床応答の作成方針に基づき、第5-8表にて示す条件を用いて作成した設計用床応答曲線を用いる。また、減衰定数は平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-6「地震応答解析の基本方針」第3-1表に記載の減衰定数を用いる。

Housner理論により算定された冠水底面における地震時動水圧を第5-9表に示す。

第5-8表 動水圧算定の設計用地震力

地震動	設置場所 (m)	設計用床応答曲線			備考
		建屋及び高さ (m)	方向	減衰定数 (%)	
弾性設計用 地震動Sd			水平	0.5	Sd - 1からSd - 24のX方向、Y方向を各々用いる。

第5-9表 弾性設計用地震動Sdによる動水圧

高さ (m)	地震時水圧	
	弾性設計用地震動Sd (MPa)	
	X方向	Y方向
	0.028	0.029

5.4.2 応力算出方法

(1) 軸方向応力 (σ_x) の算出

$$\sigma_x = \pm \frac{M_s}{Z}$$

$$M_s = P \cdot D_i \cdot H \cdot \left(\frac{H}{2} + h_e \right)$$

ここに

M_s : 計算点における地震時動水圧による曲げモーメント

(安全側に原子炉格納容器固定点の値とする) = $179.9 \times 10^8 \text{ N}\cdot\text{mm}$ (Sd 地震動)

Z : 計算点における断面係数 = $440.5 \times 10^8 \text{ mm}^3$

P : 冠水底面 (E. L. 17m) における地震時動水圧 = 0.029 MPa (Sd 地震動)

D_i : 計算点における胴板内径 = $38,400 \text{ mm}$

H : 冠水深さ (E. L. 17m~E. L. 21.2m) = $4,200 \text{ mm}$

h_e : 弾性充てん材高さ = $1,747 \text{ mm}$

(2) 円周方向応力 (σ_y) の算出

$$\sigma_y = \frac{P \cdot R_2}{t_2}$$

ここに

P : 冠水底面 (E. L. 17m) における地震時動水圧 = 0.029 MPa (Sd 地震動)

R_2 : 円筒部胴板板心半径 = $19,219 \text{ mm}$

t_2 : 円筒部胴板厚さ = mm

(3) 板厚方向応力 (σ_z) の算出

$$\sigma_z = -P \text{ (内面)}, 0 \text{ (外面)}$$

ここに

P : 冠水底面 (E. L. 17m) における地震時水圧 = 0.029 MPa (Sd地震動)

6. 評価結果

6.1 設計基準対象施設としての貫通部の評価結果

貫通部の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容値を満足しており、耐震性を有することを確認した。

(1) 許容応力状態Ⅳ_AS に対する評価

許容応力状態Ⅳ_AS に対する応力評価結果を第 6-1 表に示す。

第 5-1 表に示す荷重の組合せのうち、 $D+P_L^*+M_L+S_d$ 及び $D+P+M+S_s$ の評価について、それぞれ発生値が高い方の評価を記載している。

(2) 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価

許容応力状態Ⅲ_AS に対する応力評価結果を第 6-2 表に示す。

第 5-1 表に示す荷重の組合せのうち、 $D+P+M+S_d$ 及び $D+P_L+M_L+S_d$ の評価について、 $D+P_L^*+M_L+S_d$ の発生値で置き換えた評価を記載している。

第 6-1 表 許容応力状態Ⅳ_AS に対する評価結果 (D+P+M+Ss 又は D+P_L*+M_L+Sd)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	許容値	備考
原子炉格納施設	貫通部スリーブ 取付部	一次一般膜応力強さ (単位: MPa)	133	235	① (注)
		膜応力強さ+曲げ応力強さ (単位: MPa)	133	282	① (注)
		一次+二次応力強さ (単位: MPa)	233	450	② (注)

(注) ①: D+P_L*+M_L+Sd、②: D+P+M+Ss における結果を示す。

第 6-2 表 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価結果 (D+P+M+Sd 及び D+P_L+M_L+Sd) (簡易)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値 (Sd)	許容値	判定	備考
原子炉格納施設	貫通部スリーブ 取付部	一次一般膜応力強さ (単位: MPa)	133	235	○	
		膜応力強さ+曲げ応力強さ (単位: MPa)	133	282	○	

6.2 重大事故等対処施設としての貫通部の評価結果

貫通部の重大事故時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容値を満足しており、耐震性を有することを確認した。

(1) 許容応力状態Ⅳ_AS に対する評価

許容応力状態Ⅳ_AS に対する構造強度評価結果を第 6-3 表に示す。

第 5-2 表に示す荷重の組合せのうち、 $D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d$ 又は $D+P+M+S_s$ の評価について、それぞれ発生値が高い方の評価を記載している。

(2) 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価

許容応力状態Ⅲ_AS に対する構造強度評価結果を第 6-4 表に示す。

第 5-2 表に示す荷重の組合せのうち、 $D+P_L+M_L+S_d$ の評価について、 $D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d$ の発生値で置き換えた評価を記載している。

第 6-3 表 許容応力状態Ⅳ_AS に対する評価結果 (D+P+M+Ss 又は D+P_{SAL}+M_{SAL}+Sd)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	許容値	備考
原子炉格納施設	貫通部スリーブ 取付部	一次一般膜応力強さ (単位: MPa)	169	235	① (注)
		膜応力強さ+曲げ応力強さ (単位: MPa)	169	282	① (注)
		一次+二次応力強さ (単位: MPa)	233	393	② (注2)

(注) ①: D+P_{SAL}+M_{SAL}+Sd、②: D+P+M+Ss における結果を示す。

第 6-4 表 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価結果 (D+P_L+M_L+Sd) (簡易)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値 (Sd)	許容値	判定	備考
原子炉格納施設	貫通部スリーブ 取付部	一次一般膜応力強さ (単位: MPa)	169	235	○	
		膜応力強さ+曲げ応力強さ (単位: MPa)	169	282	○	

資料 5 - 5 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する
影響評価結果

目 次

	頁
1. 概要	M3-添5-5-1
2. 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価に用いる地震動	M3-添5-5-1
3. 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する検討結果	M3-添5-5-1
3.1 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの評価設備（部位）の抽出	M3-添5-5-1
3.2 建物・構築物の検討結果を踏まえた機器・配管系の設備の抽出	M3-添5-5-2
3.3 水平2方向及び鉛直方向地震力の評価部位の抽出結果	M3-添5-5-2
3.4 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価	M3-添5-5-2
3.5 水平2方向及び鉛直方向地震力の影響評価結果	M3-添5-5-3
4. まとめ	M3-添5-5-3

1. 概要

本資料は、資料5-1「耐震設計の基本方針」のうち「9. 耐震計算の基本方針」及び平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-8「水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」に基づき、水平2方向及び鉛直方向地震力により、申請設備が有する耐震性に及ぼす影響について評価した結果を説明するものである。

2. 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価に用いる地震動

美浜発電所の基準地震動 S_s-1 ～ S_s-24 について、原則としてすべての地震動を評価対象とする。ただし、各施設の評価を行う際には必要に応じてその包絡関係を確認し、代表できると判断できるものについては、個別に代表地震動を選定して評価を行うものとする。

3. 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する検討結果

3.1 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの評価設備（部位）の抽出

第3-1表に示すとおり、原子炉格納容器貫通部（電線貫通部）の取付部を評価対象部位とし、構造上の特徴から水平2方向の地震力による影響を以下の項目より検討し、影響の可能性のある部位を抽出した。

(1) 水平2方向の地震力が重複する観点

水平1方向の地震力に加えて、さらに水平直交方向に地震力が重複した場合、水平2方向の地震力による影響有無を検討し、影響が軽微な設備以外の影響検討が必要となる可能性があるものを抽出する。以下の場合、水平2方向の地震力により影響が軽微な設備であると整理するが、申請設備について、該当するものはなかった。

a. 水平2方向の地震力を受けた場合でも、その構造により水平1方向の地震力しか負担しないもの

申請設備について、該当するものはない。

b. 水平2方向の地震力を受けた場合、その構造により最大応力の発生箇所が異なるもの

申請設備について、該当するものはない。

c. 水平2方向の地震力を組み合わせても水平1方向の地震による応力と同等と言えるもの

申請設備について、該当するものはない。

d. 従来評価において保守性を考慮しており、水平2方向及び鉛直方向地震力による影響を

考慮しても影響が軽微であるもの

申請設備について、該当するものはない。

(2) 水平 2 方向とその直交方向が相関する振動モード（ねじれ振動等）が生じる観点

水平方向とその直交方向が相関する振動モードが生じることで有意な影響が生じ、さらに新たな応力成分が作用する可能性のある設備を抽出する。

抽出の結果、原子炉格納容器貫通部（電線貫通部）の取付部については、該当しない。

(3) 水平 1 方向及び鉛直方向地震力に対する水平 2 方向及び鉛直方向地震力の増分の観点

(1) (2)において影響の可能性のある設備について、水平 2 方向の地震力が各方向 1 : 1 で入力された場合に各部にかかる荷重や応力を求め、従来の水平 1 方向及び鉛直方向地震力の設計手法による発生値と比較し、その増分により影響の程度を確認し、耐震性への影響が懸念される設備を抽出した。

水平 1 方向に対する水平 2 方向の地震力による発生値の増分の検討は、機種ごとの分類に対して地震力の寄与度に配慮し耐震裕度が小さい設備（部位）を対象とする。水平 2 方向の地震力の組合せは米国 Regulatory Guide 1.92 の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」を参考として非同時性を考慮した Square-Root-of-the-Sum-of-the-Squares（以下「非同時性を考慮した SRSS 法」という。）により組み合わせ、発生値の増分を算出する。増分の算出は、従来の評価で考慮している保守性により増分が低減又は包絡されることも考慮する。

3.2 建物・構築物の検討結果を踏まえた機器・配管系の設備の抽出

平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号にて認可された工事計画の資料 13-1-19「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」の 3.1.2 項における建物・構築物の影響評価において機器・配管系への影響を検討した結果、耐震性への影響が懸念されるものは抽出されなかった。

今回の工事は、建物・構築物を変更するものではないため、本検討結果への影響はない。

3.3 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の評価部位の抽出結果

3.1 項で抽出した結果を第 3-2 表に示す。

3.4 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価

第 3-2 表により抽出された設備について、水平 2 方向及び鉛直方向地震力を想定した発生値を以下の方法により算出する。

発生値の算出における水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せは、米国 Regulatory Guide 1.92 の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」を参考として非同時性を考慮した SRSS 法を適用する。

(1) 従来評価データを用いた算出

従来の水平 1 方向及び鉛直方向の地震力を組み合わせた評価結果を用いて、以下の条件により水平 2 方向及び鉛直方向の地震力に対する発生値を算出することを基本とする。

- ・ 水平各方向及び鉛直方向の地震力をそれぞれ個別に用いて従来の発生値を算出している設備は、水平 2 方向及び鉛直方向の地震力を組み合わせて水平 2 方向を考慮した発生値の算出を行う。
 - ・ 水平 1 方向と鉛直方向の地震力を組み合わせた上で従来の発生値を各方向で算出している設備は、鉛直方向を含んだ水平各方向別の発生値を組み合わせて水平 2 方向を考慮した発生値の算出を行う。
 - ・ 水平各方向を包絡した床応答曲線による地震力と鉛直方向の地震力を組み合わせた上で従来の発生値を算出している設備は、鉛直方向を含んだ水平各方向同一の発生値を組み合わせて水平 2 方向を考慮した発生値の算出を行う。
- また、算出に当たっては必要に応じて以下も考慮する。
- ・ 発生値が地震以外の応力成分を含む場合、地震による応力成分と地震以外の応力成分を分けて算出する。

3.5 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響評価結果

3.4 項の影響評価条件により算出した発生値に対して設備が有する耐震性への影響を確認する。評価した内容を以下に示し、その影響評価結果について第 3-3 表に示す。

(1) 原子炉格納容器貫通部

従来設計では、水平各方向の床応答曲線をそれぞれ用いた配管の地震応答解析を考慮し発生値を算定し評価を実施している。水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる発生値は、上記の発生値を SRSS 法により組み合わせることで算定し、評価基準値を満足することを確認した。

4. まとめ

申請設備において、水平 2 方向の地震力の影響を受ける可能性がある設備（部位）について、従来設計手法における保守性も考慮した上で抽出し、従来の水平 1 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる設計に対して影響を確認した結果、従来設計の発生値を超えて耐震性への影響が

懸念される設備については、水平2方向及び鉛直方向地震力を想定した発生値が評価基準値を満足し、設備が有する耐震性に影響のないことを確認した。

本影響評価は、水平2方向及び鉛直方向地震力により設備が有する耐震性への影響を確認することを目的としているため、従来設計の発生値をそのまま用いて水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せを評価しており、鉛直方向地震力による応力成分が重複されたまま水平2方向及び鉛直方向地震力を想定した発生値として算出している等簡易的に保守側となる扱いをしている。また、従来設計において水平各方向を包絡した床応答曲線を応答軸方向に入力している設備は上記以外にも保守側となる要因を含んでいる。

以上のことから、水平2方向及び鉛直方向地震力については、設備が有する耐震性に影響がないことを確認した。

第 3-1 表 水平 2 方向入力の影響検討対象設備

設備	部位
原子炉格納容器貫通部	貫通部（取付部）

第 3-2 表 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の評価部位の抽出結果

(凡例) ○：影響の可能性あり
 △：影響軽微
 -：該当なし

(1) 構造強度評価

設備（機種）及び部位	水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響の可能性		
	3.1 項(1)及び(2)の観点	3.1 項(3)の観点	検討結果
原子炉格納容器貫通部	○（貫通部）	○（貫通部）	影響評価結果は第 3-3 表参照

第3-3表 水平2方向及び鉛直方向地震力による影響評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	従来 発生値	2方向 想定 発生値	評価基準値	備考
			MPa	MPa	MPa	
原子炉格納 施設	原子炉格納 貫通部	膜応力+ 曲げ応力	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	
原子炉格納 容器						
原子炉格納 容器	取付部	一次+ 二次応力	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

	頁
1. はじめに	M3-添5-別紙-1
2. 解析コードの概要	M3-添5-別紙-2
2.1 MSC NASTRAN Ver.2005r3b	M3-添5-別紙-2

1. はじめに

本資料は、「耐震性に関する説明書」において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 MSC NASTRAN Ver.2005r3b

2.1.1 MSC NASTRAN Ver.2005r3bの概要

対象：原子炉格納容器 電線貫通部 スリーブ

項目 \ コード名	MSC NASTRAN
開発機関	MSC Software Corporation
開発時期	1971年（一般商業用リリース）
使用したバージョン	Ver. 2005r3b
使用目的	3次元有限要素法（3次元シェル）による応力解析
コードの概要	<p>有限要素法を用いたMSC NASTRANは、世界で圧倒的シェアを持つ汎用構造解析プログラムのスタンダードである。その誕生は1965年、現在の米国MSC Software Corporationの前身である米国The MacNeal-Schwendler Corporationの創設者、マクニール博士とシュウエンドラー博士が、当時NASA（The National Aeronautics and Space Administration）で行われていた、航空機の機体強度をコンピュータ上で解析することをテーマとした「有限要素法プログラム作成プロジェクト」に参画したことに始まる。そこで作成されたプログラムはNastran（NASA Structural Analysis Program）と命名され、1971年にThe MacNeal-Schwendler CorporationからMSC NASTRANとして一般商業用にリリースされた。</p> <p>以来、数多くの研究機関や企業において、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木などの様々な分野の構造解析に広く利用されている。また各分野からの高度な技術的要求とコンピュータの発展に対応するために、常にプログラムの改善と機能拡張を続けている。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p>MSC NASTRAN Ver. 2005r3bは、原子炉格納容器電線貫通部スリーブ（スリーブ取付部）の3次元有限要素法（3次元シェルモデル）による応力解析に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 材料力学分野における一般的な知見により理論解を求めることができる体系について、3次元有限要素法（3次元シェルモデル）による応力解析を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。

本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。

【妥当性確認(Validation)】

本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。

- ・ 本解析コードは、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。
- ・ 本工事計画で行う解析と類似する容器の応力解析の事例が、開発機関のホームページに掲載されている。
- ・ 開発機関が提示するマニュアルにより、本工事計画で使用する3次元有限要素法（3次元シェル）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。
- ・ 検証の体系と本工事計画で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。
- ・ 本工事計画において使用するバージョンは、既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。
- ・ 本工事計画で行う3次元有限要素法（3次元シェルモデル）による応力解析の用途、適用範囲が、上述の妥当性確認範囲であることを確認している。