

工事計画変更認可申請書

(高浜発電所第1号機の工事の計画の変更)

関原発第330号

2019年11月15日

原子力規制委員会 殿

大阪市北区中之島3丁目6番16号

関西電力株式会社

取締役社長 岩根

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の9第2項の規定により別紙工事計画書のとおり工事の計画の変更の認可を受けたいので申請します。

高浜発電所第1号機

工事計画変更認可申請書

本文及び添付書類

関西電力株式会社

本工事計画変更認可申請書は、「高浜発電所第1号機 工事計画認可申請書本文及び添付書類」（平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可）についての変更認可申請である。

目 次

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

なお、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可された工事計画の頁番号の「1u-」を「T1-」と読み替える。

I. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

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

II. 工事計画

発電用原子炉施設

1 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	高浜発電所
所在地	福井県大飯郡高浜町田ノ浦

2 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出 力	3,392,000 kW
第1号機	826,000 kW (今回申請分)
第2号機	826,000 kW
第3号機	870,000 kW
第4号機	870,000 kW
周波数	60 Hz

【申請範囲】（工事の計画の変更に該当するものに限る）

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンに係るものを除く。）

1 2 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

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

原子炉格納施設

4 原子炉格納施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

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

原子炉冷却系統施設

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

1 2 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

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

1 2 (1) ～ 1 2 (5) について次に示す。

1 2 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項目次

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

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

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

変更前	変更後
<p>1. 品質管理監督システムの計画</p> <p>当社は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」(以下「JEAC4111」という。)及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」及び「同規則の解釈」に基づき、品質マネジメントシステム(安全文化を醸成するための活動を行うしくみを含む。以下「品質マネジメントシステム」という。)を構築し、品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」を定めている。本品質管理監督システムの計画(以下「品質保証計画」という。)は、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に基づくものとして定め、高浜発電所第1号機の設計及び工事に係る保安活動に適用する。</p> <p>2. 目的</p> <p>原子力発電所(以下「発電所」という。)の安全を達成・維持・向上させるため、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p>3. 定義</p> <p>本品質保証計画における用語の定義は、下記に定めるものの他JEAC4111に従う。</p> <p>(1) 原子力部門</p> <p>第1図に定める組織をいう。</p> <p>(2) 原子炉施設</p> <p>原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器等の総称をいう。(以下、関係法令における「発電用原子炉施設」のことをいう。)</p> <p>(3) 原子力施設情報公開ライブラリー</p> <p>原子力施設の事故若しくは故障等の情報又は信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下「ニューシア」という。)</p> <p>(4) PWR事業者連絡会</p> <p>国内PWR(加圧水型軽水炉)プラントの安全安定運転のために、PWRプラントを所有する国内電力会社と国内PWRプラントメーカーの間で必要な技術検討</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>の実施及び技術情報を共有するための連絡会のことをいう。</p> <p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 原子力部門は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) 原子力部門は、次の事項を実施する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの原子力部門への適用を4.2.1項 b)、c)、d) 及び e) に示す文書で明確にする。</p> <p>b) これらのプロセスの順序及び相互関係を第2図に示す。</p> <p>c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を品質マネジメントシステムの文書にて明確にする。</p> <p>d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。(6.参照)</p> <p>e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。</p> <p>f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。</p> <p>g) これらのプロセス及び原子力部門の体制を品質マネジメントシステムと整合がとれたものにする。</p> <p>h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。</p> <p>(3) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの運用において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下「重要度分類指針」という。)に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、第2表の4.1項に係る社内標準に規定し、グレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。</p> <p>a) プロセス及び原子炉施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度</p> <p>b) プロセス及び原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度</p> <p>d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度</p> <p>e) 運転開始後の原子炉施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度</p> <p>(4) 原子力部門は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。</p> <p>(5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを原子力部門が決めた場合には、原子力部門はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、原子力部門の品質マネジメントシステムの文書に定める。</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。品質マネジメントシステムの文書体系図を第3図に示す。</p> <p>a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明</p> <p>b) 「原子力発電の安全に係る品質保証規程」</p> <p>c) JEAC4111の要求事項に基づき作成する第1表に示す社内標準及びこれらの社内標準の中で明確にした記録</p> <p>d) 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した第2表に示す社内標準及びこれらの社内標準の中で明確にした記録</p> <p>e) 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した文書（c）及びd）の社内標準を除く。）及びこれらの文書の中で明確にした記録</p> <p>なお、b)、c) 及び d) に示す社内標準以外の品質マネジメントシステムで必要とされる文書は、第1表、第2表で示す社内標準の中で、文書名又は作成し管理することを記載する。</p> <p>また c)、d) 及び e) の記録は、適正に作成する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>原子力部門は、次の事項を含む品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」（本品質保証計画を含む。）を作成し、維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 品質マネジメントシステムの組織に関する事項 b) 品質マネジメントシステムの計画に関する事項 c) 品質マネジメントシステムの実施に関する事項 d) 品質マネジメントシステムの評価に関する事項 e) 品質マネジメントシステムの改善に関する事項 f) 品質マネジメントシステムの適用範囲（1. 参照） g) 品質マネジメントシステムについて確立された社内標準（4.2.1参照） h) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述（第2図参照） <p>4.2.3 文書管理</p> <p>（1）原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。ただし、記録は文書の一種ではあるが、4.2.4項に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>（2）次の活動に必要な管理を規定するために、第1表の4.2.3項に係る社内標準を確立する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。 b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。 c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。 d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。 e) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。 f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために原子力部門が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。 g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。 	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 原子力部門は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために、第1表の4.2.4項に係る社内標準を確立する。</p> <p>(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>5. 経営者の責任</p> <p>5.1 経営者のコミットメント</p> <p>社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。</p> <p>a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を原子力部門内に周知する。</p> <p>b) 品質方針を設定する。(5.3参照)</p> <p>c) 管理責任者を指揮し、品質目標が設定されることを確実にする。(5.4.1参照)</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。(5.6参照)</p> <p>e) 管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの確立と維持に必要な資源が使用できることを確実にする。(6.参照)</p> <p>f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。</p> <p>5.2 原子力安全の重視</p> <p>原子力安全を最優先に位置付け、社長は、業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする。(7.2.1及び8.2.1参照)</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 原子力部門の目的に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>d) 原子力部門全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 適切性の持続のためにレビューされる。</p> <p>f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 社長は、原子力部門内のしかるべき部門及び階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1（3）a）参照）が設定されていることを確実にする。</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。</p> <p>(3) 原子力部門は、品質目標に係る事項について、第2表の5.4項に係る社内標準を確立する。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>社長は、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 品質目標に加えて4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれている。</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は、別添1の保安に関する職務及び別添2の主任技術者の職務に定める責任（本品質保証計画に基づく活動について説明する責任を含む。）と権限が、原子力部門全体に周知されていることを確実にする。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 社長は、原子力事業本部長を原子力部門（経営監査室を除く。）の管理責任者とし、経営監査室長を経営監査室の管理責任者として任命する。</p> <p>(2) 管理責任者（原子力事業本部長）は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限をもつ。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。</p> <p>c) 原子力部門（経営監査室を除く。）全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>(3) 経営監査室長は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。</p> <p>c) 経営監査室全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>5.5.3 プロセス責任者</p> <p>社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与える。</p> <p>a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 業務の成果を含む実施状況について評価する。（5.4.1及び8.2.3参照）</p> <p>d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>(1) 社長は、原子力部門内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを次の活動により確実にする。</p> <p>a) 会議（品質保証会議、原子力発電安全委員会、発電所レビュー、原子力発電安全運営委員会等）</p> <p>b) 文書（電磁的記録媒体を含む。）による周知、指示及び報告</p> <p>(2) 原子力部門は、内部コミュニケーションに係る事項について、第2表の</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>5.5.4項に係る社内標準を確立する。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、原子力部門の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、年1回（原則として年度末）以上品質マネジメントシステムをレビューする。</p> <p>(2) 発電所長は、発電所における品質マネジメントシステムを評価し、その結果を第2表の5.5.4項に係る社内標準に基づき管理責任者（原子力事業本部長）へ報告する。</p> <p>管理責任者（原子力事業本部長及び経営監査室長）は、これらの情報を含む自らが所管する品質マネジメントシステムに係る活動を評価し、その結果をマネジメントレビューへのインプットとする。</p> <p>(3) マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>なお、別添1の保安に関する職務の第1項(18)に定める関係する部門についてもマネジメントレビューの結果に基づいて社長が必要な業務の指示を行う。</p> <p>(4) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する。（4.2.4参照）</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。</p> <p>a) 監査の結果</p> <p>b) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1参照）</p> <p>c) プロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）並びに検査及び試験の結果（8.2.3及び8.2.4参照）</p> <p>d) 予防処置及び是正処置の状況（8.5.2及び8.5.3参照）</p> <p>e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ（5.6.3参照）</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>i) 改善のための提案</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施にかかわる改善</p> <p>c) 資源の必要性</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の提供</p> <p>原子力部門は、原子力安全に必要な資源を第2表の6.1項、6.2項及び7.1項に係る社内標準において明確にし、提供する。</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>原子力部門は、第2表の5.4項及び6.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。</p> <p>c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 原子力部門の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する。(4.2.4参</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>照)</p> <p>6.3 原子炉施設及びインフラストラクチャー</p> <p>原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を第2表の7.1項に係る社内標準において明確にし、維持管理する。</p> <p>また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを第2表の7.1項に係る社内標準において明確にし、維持する。</p> <p>6.4 作業環境</p> <p>原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を第2表の7.1項に係る社内標準において明確にし、運営管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 原子力部門は、第1表の4.2.3項に係る社内標準及び第2表の7.1項に係る社内標準に基づき、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。</p> <p>(2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。(4.1参照)</p> <p>(3) 原子力部門は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。なお、d)については第2表の7.1項に係る社内標準において明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>b) 業務・原子炉施設に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性並びに資源の提供の必要性</p> <p>c) その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動並びにこれらの合否判定基準</p> <p>d) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4.2.4参照)</p> <p>(4) この計画のアウトプットは、原子力部門の運営方法に適した形式にする。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>原子力部門は、次の事項を業務の計画（7.1参照）で明確にする。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項 b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項 c) 原子力部門が必要と判断する追加要求事項すべて <p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。 (2) レビューでは、次の事項を確実にする。 <ul style="list-style-type: none"> a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。 b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。 c) 原子力部門が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。 (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する。（4.2.4参照） (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が、書面で示されない場合には、原子力部門はその要求事項を適用する前に確認する。 (5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、原子力部門は、関連する文書として業務の計画を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。 <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>原子力部門は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を第2表の7.2.3項に係る社内標準で明確にし、実施する。</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>原子力部門は、第2表の7.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 原子力部門は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。 (2) 設計・開発の計画において、原子力部門は、次の事項を明確にする。 <ul style="list-style-type: none"> a) 設計・開発の段階 b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認 	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>c) 設計・開発に関する責任（本品質保証計画に基づく活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限</p> <p>(3) 原子力部門は、効果的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する。(4.2.4参照) そのインプットには、次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>b) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいでなく、相反することがないようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を受ける。</p> <p>(2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施（原子炉施設の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。</p> <p>(4.2.4参照)</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)検証を実施する。</p> <p>この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。</p> <p>(4.2.4参照)</p> <p>(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。</p> <p>(2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。</p> <p>(4.2.4参照)</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。(4.2.4参照)</p> <p>(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価(当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。)を含める。</p> <p>(4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持す</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。(4.2.4参照)</p> <p>7.4 調達</p> <p>原子力部門は、第2表の7.4項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 原子力部門は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。</p> <p>(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。</p> <p>(3) 原子力部門は、供給者が原子力部門の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する。(4.2.4参照)</p> <p>(5) 原子力部門は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の取得及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する管理方法を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 調達要求事項では、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の適格性確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>(2) 原子力部門は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(3) 原子力部門は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 原子力部門は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。</p> <p>(2) 原子力部門が、供給者先で検証を実施することにした場合には、原子力部門は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>原子力部門は、業務の計画（7.1参照）に基づき、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>原子力部門は、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。</p> <p>b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリースが実施されている。</p> <p>7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、原子力部門は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 原子力部門は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 設備の承認及び要員の適格性確認</p> <p>c) 所定の方法及び手順の適用</p> <p>d) 記録に関する要求事項（4.2.4参照）</p>	<p>変更なし</p>

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

変更前	変更後
<p>の事項を満たす。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。(4.2.4参照)</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、原子力部門は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。(4.2.4参照)</p> <p>原子力部門は、その機器、及び影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する。(4.2.4参照)</p> <p>(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 原子力部門は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 原子力安全の達成</p> <p>原子力部門は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の</p>	<p>変更なし</p>

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

変更前	変更後
<p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。</p> <p>(2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、品質目標及び文書の修正並びに是正処置をとる。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>(1) 原子力部門は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、第2表の8.2.4項に係る社内標準を確立し、原子炉施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画(7.1参照)に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する。(4.2.4参照)</p> <p>(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。</p> <p>(3) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を、記録する。(4.2.4参照)</p> <p>(4) 業務の計画(7.1参照)で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。</p> <p>8.3 不適合管理</p> <p>原子力部門は、第1表の8.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 不適合の処理に関する管理並びにそれに関連する責任及び権限を規定する。</p> <p>(3) 該当する場合には、原子力部門は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p> <p>a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。</p> <p>b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。</p> <p>(5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する。(4.2.4参照)</p> <p>(6) 原子力部門は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p> <p>8.4 データの分析</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために第2表の8.4項に係る社内標準において適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8.2.1参照)</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の、特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4参照)</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>原子力部門は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置</p> <p>原子力部門は、第1表の8.5.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(1) 原子力部門は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。</p> <p>(2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 不適合のレビュー b) 不適合の原因の特定 c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価 d) 必要な処置の決定及び実施 e) とった処置の結果の記録（4.2.4参照） f) とった是正処置の有効性のレビュー <p>8.5.3 予防処置</p> <p>原子力部門は、第1表の8.5.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 原子力部門は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）及び他の施設から得られた知見（PWR事業者連絡会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者と共有することも含む。</p> <p>(2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 起こり得る不適合及びその原因の特定 b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 c) 必要な処置の決定及び実施 d) とった処置の結果の記録（4.2.4参照） e) とった予防処置の有効性のレビュー 	<p>変更なし</p>

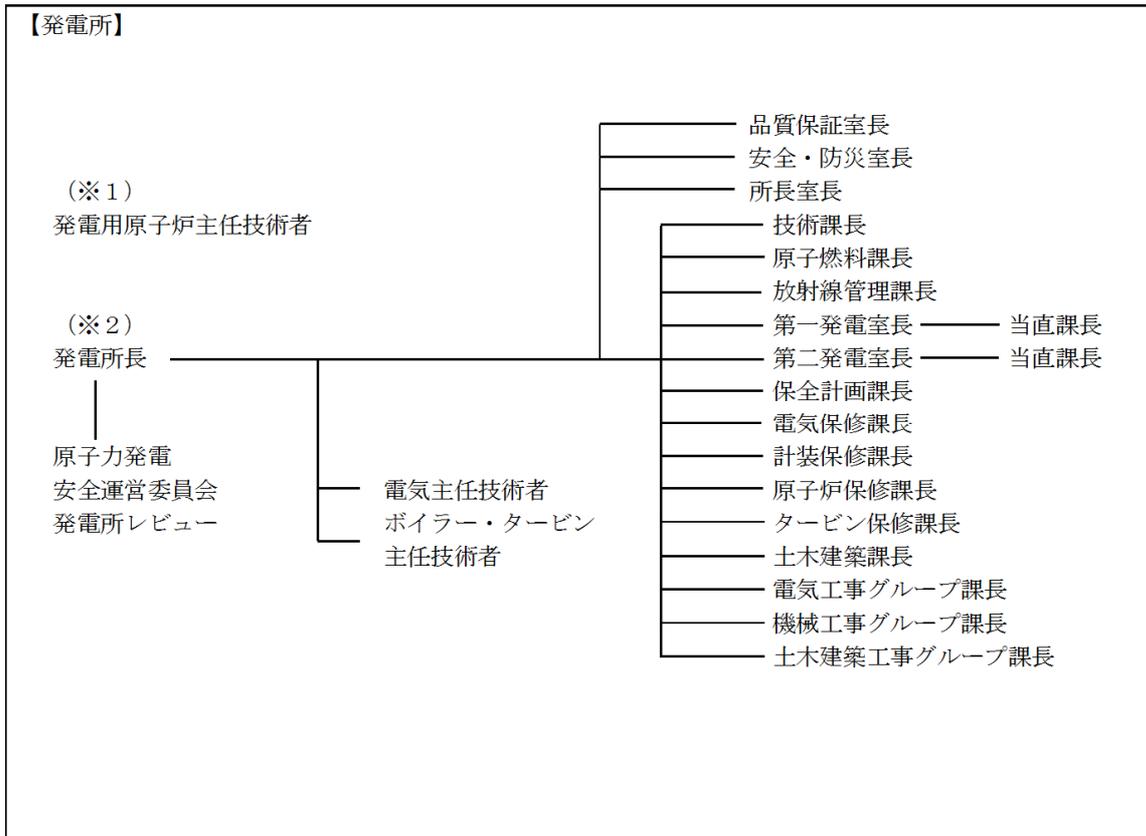
変更前	変更後
<div style="text-align: right;">(1 / 2)</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <p>【本店】</p> <pre> graph TD S[社長] --- M1[管理責任者 (経営監査室長)] S --- M2[管理責任者 (原子力事業本部長)] M2 --- NCB[原子力事業本部長] NCB --- NCP[原子力企画部門統括] NCB --- NSA[原子力安全部門統括] NSA --- NSAC[原子力発電安全委員会] NCB --- NPD[原子力発電部門統括] NPD --- NPE[原子力工事センター所長] NPD --- NEM[環境モニタリングセンター所長] NCB --- NTD[原子力技術部門統括 (原子力技術)] NCB --- NTD2[原子力技術部門統括 (土木建築)] NCB --- NFD[原子燃料部門統括] NCB --- NFB[品質保証会議] NCB --- NCS[原子燃料サイクル室長] NCB --- NSR[総務室長] NCB --- NDB[調達本部長] NCB --- NCS2[土木建築室長] NCB --- N1[※1] NFD --- N2[※2] </pre> </div>	変更なし

第 1 図 組織図

変更前

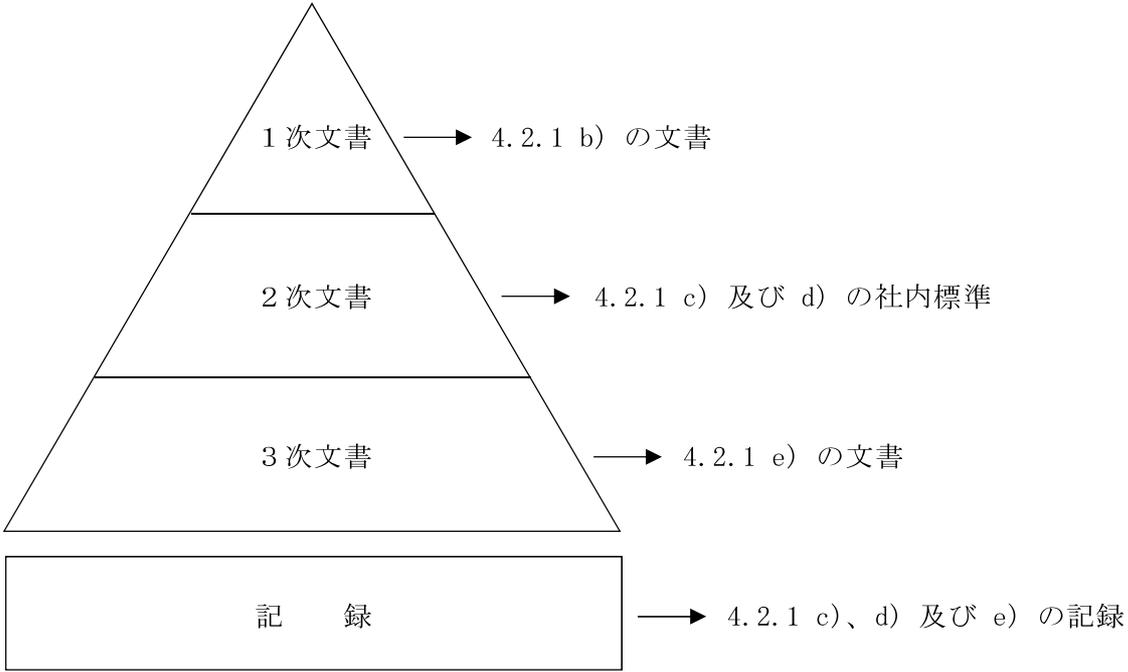
変更後

(2 / 2)



変更
なし

第 1 図 組織図

変更前	変更後
 <p data-bbox="459 734 917 772">1次文書 → 4.2.1 b) の文書</p> <p data-bbox="459 896 1197 934">2次文書 → 4.2.1 c) 及び d) の社内標準</p> <p data-bbox="459 1057 1109 1095">3次文書 → 4.2.1 e) の文書</p> <p data-bbox="459 1218 1332 1256">記 録 → 4.2.1 c)、d) 及び e) の記録</p> <p data-bbox="470 1429 1093 1467">第3図 品質マネジメントシステム文書体系図</p>	<p data-bbox="1385 1057 1452 1142">変更なし</p>

変更前					変更後
第1表：品質保証計画関連条項とJEAC4111の要求事項に基づき作成する 社内標準との関係					
品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4.2.3 4.2.4	文書管理 記録の管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程※1	原子力部門における文書・記録管理 通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原総 通達 第3号
8.2.2	内部監査		原子力部門における内部監査通達	経営監査室	平成18 経営 原通達 第1号
8.3 8.5.2	不適合管理 是正処置		不適合管理および 是正処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第1号
8.5.3	予防処置		予防処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発 電通達 第2号
※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室 及び経営監査室であり、文書番号は平成15 規程 第5号とする。					

変更
なし

変更前					変更後	
第2表：品質保証計画関連条項と原子力部門が必要と決定した社内標準との関係						
品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	
		1次 文書	2次文書			
4.1	重要度分類	原子力発電の安全に係る品質保証規程※1	グレード分け通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第2号	
4.1	安全文化		安全文化通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成25 原品 証通達 第1号	
5.4 5.5.3 6.2.2	品質目標		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第3号	
5.5.3	プロセス責任者		原子力部門における文書・記録管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原総 通達 第3号	
5.5.4 5.6	内部コミュニケーション		内部コミュニケーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第4号	
6.1	資源の提供		要員・組織計画通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原原 企通達 第1号	
6.1 6.2	力量、教育・ 訓練及び認識		教育・訓練通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原原 企通達 第2号	
6.1 6.3	運転管理		運転管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発 電通達 第1号	
6.4 7.1	燃料管理		原子燃料管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原燃 保通達 第1号	
7.2 7.5	放射性廃棄物 管理		放射性廃棄物管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放 管通達 第1号	
7.6 8.2.4	放射線管理		放射線管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放 管通達 第2号	
	保守管理		保守管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第1号	
	非常時の措置		非常時の措置通達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原危 管通達 第1号	
	その他		安全管理通達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原安 管通達 第1号	
			原子燃料サイクル通達	原子力事業本部 原子燃料部門	平成18 原燃 品通達 第1号	
			火災防護通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成27 原発 電通達 第1号	
			原子力技術業務要綱	原子力事業本部 原子力技術部門	平成17 原プ 技要綱 第2号	
※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室及び経営監査室であり、文書番号は平成15 規程 第5号とする。					変更なし	

変更前					変更後	
第2表：品質保証計画関連条項と原子力部門が必要と決定した社内標準との関係 (続き)						
品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	
		1次 文書	2次文書			
7.2.2 7.2.3 8.2.1	外部とのコミュニケーション 原子力安全の達成	原子力発電の安全に係る品質保証規程 ^{※1}	外部コミュニケーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発電通達 第3号	
7.3	設計・開発		設計・開発通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修通達 第2号	
7.4 7.5.5	調達 調達製品の保存		原子力部門における調達管理通達	調達本部	平成27 調原通達 第1号	
7.6	監視機器及び測定機器の管理		監視機器・測定機器管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修通達 第3号	
8.2.3	プロセスの監視及び測定		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証通達 第3号	
			原子力部門における内部監査通達	経営監査室	平成18 経営原通達 第1号	
7.6 8.2.4	検査及び試験		検査・試験通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保修通達 第4号	
8.4	データの分析		データ分析通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品証通達 第5号	
<p>※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室及び経営監査室であり、文書番号は平成15 規程 第5号とする。</p>					変更なし	

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

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

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

原子炉格納施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

4 原子炉格納施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

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

なお、第1章並びに第2章における1項、2.1項、2.2項、2.4項、2.5項、2.6項、2.7項及び3項については、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号及び令和元年6月21日付け原規規発第1906217号にて認可された工事計画並びに平成30年5月24日付け関原発第121号にて届出した工事計画による。

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <p>1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」(解釈を含む。)を重要施設とする。(以下「重要施設」という。)</p> <p>2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。(以下「安全施設」という。)</p> <p>3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。(以下「重要安全施設」という。)</p>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>2.3 放射性物質濃度低減設備</p> <p>1次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>2.3 放射性物質濃度低減設備</p> <p>1次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子</p>

変更前	変更後
<p>炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として、アニュラス空気再循環設備、安全補機室空気浄化設備及び格納容器スプレイ設備を設置する。</p> <p>アニュラス空気再循環設備は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させるように設計する。</p> <p>アニュラス部に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p> <p>格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失事故時による素吸収効果を持つ添加剤により、原子炉格納容器内のよう素濃度を低減できる設計とする。</p> <p>アニュラス空気再循環設備のうち、浄化装置のフィルタのよう素除去効率、アニュラス負圧達成時間及び浄化装置の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>安全補機室空気浄化設備は、よう素除去フィルタを含むフィルタユニット及び補助建屋よう素除去排気ファンで構成し、原子炉冷却材喪失事故時には、安全補機室（内部スプレポンプ室及び余熱除去ポ</p>	<p>炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として、アニュラス空気再循環設備、安全補機室空気浄化設備及び格納容器スプレイ設備を設置する。</p> <p>アニュラス空気再循環設備は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させるように設計する。</p> <p>アニュラス部に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p> <p>格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失事故時による素吸収効果を持つ添加剤により、原子炉格納容器内のよう素濃度を低減できる設計とする。</p> <p>アニュラス空気再循環設備のうち、浄化装置のフィルタのよう素除去効率、アニュラス負圧達成時間及び浄化装置の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>安全補機室空気浄化設備は、よう素除去フィルタを含むフィルタユニット及び補助建屋よう素除去排気ファンで構成し、原子炉冷却材喪失事故時には、安全補機室（内部スプレポンプ室及び余熱除去ポ</p>

変更前	変更後
<p>ンプ室等) からの排気中の放射性物質の除去低減が行える設計とする。</p> <p>2. 3. 1 単一故障に係る設計</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするアニュラス空気再循環設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が単一故障によって喪失しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定しても、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが設置(変更)許可を受けた「環境への放射性物質の異常な放出のうちの原子炉冷却材喪失」評価結果約 0.22mSv と同程度であり、また、補修作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3日間とする。</p> <p>設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とするとともに、</p>	<p>ンプ室等) からの排気中の放射性物質の除去低減が行える設計とする。</p> <p>2. 3. 1 単一故障に係る設計</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするアニュラス空気再循環設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が単一故障によって喪失しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定しても、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが設置(変更)許可を受けた「環境への放射性物質の異常な放出のうちの原子炉冷却材喪失」評価結果約 0.17mSv と同程度であり、また、補修作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3日間とする。</p> <p>設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とするとともに、</p>

変更前	変更後
設計基準事故時の当該作業期間において、被ばくを可能な限り低く抑えるよう運用を定める。	設計基準事故時の当該作業期間において、被ばくを可能な限り低く抑えるよう運用を定める。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第2章 個別項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 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)・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成 29 年 11 月 29 日原規技発第 1711293 号)・ 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)・ 原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて (昭和 39 年 5 月 27 日原子力委員会決定)・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定)・ 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内規) (平成 20・02・12 原院第 5 号平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定)・ JIS G 3466-2010 一般構造用角形鋼管	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203-2008) • JSME S NA1-2008 発電用原子力設備規格 維持規格 • JSME S NB1-2001 発電用原子力設備規格 溶接規格 • JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 • JSME S NC1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 • JSME S NC1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 • JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 • JSME S NE1-2003 コンクリート製原子炉格納容器規格 • ASME Boiler & Pressure Vessel Code VIII Div.2(2010 Edition with addenda 2011) • DIN EN 10088-2(2005) 1.4301(DIN) • 日本建築学会 2013年 建築工事標準仕様書・同解説 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事 (JASS 5N) 	<p>変更なし</p>

原子炉格納施設の第1章については、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可された工事計画による。

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

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

5 (1) ～ 5 (5) について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

変更前	変更後
<p>5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項</p> <p>設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項は、「原子炉冷却系統施設」における「1 2 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。</p> <ul style="list-style-type: none">(1) 品質保証の実施に係る組織(2) 保安活動の計画(3) 保安活動の実施(4) 保安活動の評価(5) 保安活動の改善	<p>変更なし</p>

Ⅲ. 工事工程表

今回の工事の計画は、基本設計方針（放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設計）を変更するものであり、設備は既設設備の構造を変更することなく継続使用するものであるため、現地工事を伴わない。

今回の工事の工程は次のとおりである。

第1表 工事工程表

年 月 項 目	2019年		2020年	
	11月	12月	1月	2月
原子炉格納施設	※	[]		□

[] : 現地工事期間（※基本設計方針の変更であり、工事を伴わないことから手続きの期間を示す。）

□ : 運用開始

IV. 変更の理由

平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可された工事計画において、以下のとおり変更を行う。

原子力災害制圧道路等整備に伴い、敷地の面積及び形状を変更することにより、周辺監視区域の外における実効線量に変更された。

今回の工事の計画においては、上記実効線量の変更を踏まえ、発電用原子炉施設の基本設計方針の変更を行う。

V. 添付書類

1. 添付資料

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 6 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 17 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書

(注) 平成 28 年 6 月 10 日付け原規規発第 1606104 号、平成 29 年 7 月 19 日付け原規規発第 1707191 号、平成 30 年 1 月 25 日付け原規規発第 1801251 号、平成 30 年 6 月 27 日付け原規規発第 1806277 号、平成 30 年 8 月 6 日付け原規規発第 1808063 号、平成 30 年 11 月 29 日付け原規規発第 1811291 号、平成 31 年 1 月 28 日付け原規規発第 1901281 号、平成 31 年 3 月 27 日付け原規規発第 1903271 号、平成 31 年 4 月 26 日付け原規規発第 19042612 号、令和元年 6 月 21 日付け原規規発第 1906217 号及び令和元年 8 月 19 日付け原規規発第 1908191 号にて認可された工事計画書並びに平成 30 年 5 月 24 日付け関原発第 121 号にて届出した工事計画書の他の添付資料については、当該工事計画の変更に関係せず、記載内容に変更はない。

(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 6 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 17 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書

(注) 平成 28 年 6 月 10 日付け原規規発第 1606104 号、平成 29 年 7 月 19 日付け原規規発第 1707191 号、平成 30 年 1 月 25 日付け原規規発第 1801251 号、平成 30 年 6 月 27 日付け原規規発第 1806277 号、平成 30 年 8 月 6 日付け原規規発第 1808063 号、平成 30 年 11 月 29 日付け原規規発第 1811291 号、平成 31 年 1 月 28 日付け原規規発第 1901281 号、令和元年 6 月 21 日付け原規規発第 1906217 号及び令和元年 8 月 19 日付け原規規発第 1908191 号にて認可された工事計画書並びに平成 30 年 5 月 24 日付け関原発第 121 号にて届出した工事計画書の他の添付資料については、当該工事計画の変更に関係せず、記載内容に変更はない。

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

	頁
1. 概要	T1-添1-1
2. 基本方針	T1-添1-1
3. 記載の基本事項	T1-添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	
イ. 発電用原子炉施設の位置	
(1) 敷地の面積及び形状	T1-添1-イ-1
(2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置	T1-添1-イ-7
ロ. 発電用原子炉施設の一般構造	
(1) 耐震構造	T1-添1-ロ-2
(i) 設計基準対象施設の耐震設計	
(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計	
(2) 耐津波構造	T1-添1-ロ-74
(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計	
(ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計	
(3) その他の主要な構造	T1-添1-ロ-93
(i) a. 設計基準対象施設	
b. 重大事故等対処施設	
ハ. 原子炉本体の構造及び設備	
(1) 発電用原子炉の炉心	T1-添1-ハ-5
(i) 構造	
(ii) 燃料体の最大挿入量	
(iii) 主要な核的制限値	
(iv) 主要な熱的制限値	
(2) 燃料体	T1-添1-ハ-15
(i) 燃料材の種類	
(ii) 燃料被覆材の種類	
(iii) 燃料要素の構造	
(iv) 燃料集合体の構造	

(v) 最高燃焼度	
(3) 減速材及び反射材の種類	T1-添1-ハ-19
(4) 原子炉容器	T1-添1-ハ-20
(i) 構造	
(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度	
(5) 放射線遮蔽体の構造	T1-添1-ハ-24
(6) その他の主要な事項	T1-添1-ハ-24
ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	
(1) 核燃料物質取扱設備の構造	T1-添1-ニ-1
(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力	T1-添1-ニ-5
(i) 新燃料貯蔵設備	
(ii) 使用済燃料貯蔵設備	
(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力	T1-添1-ニ-18
(i) 使用済燃料ピット冷却装置	
(ii) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備	
(iii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	
(iv) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	
(v) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	
ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	
(1) 一次冷却材設備	T1-添1-ホ-1
(i) 冷却材の種類	
(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造	
(iii) 冷却材の温度及び圧力	
(2) 二次冷却設備	T1-添1-ホ-18
(i) 冷却材の種類	
(ii) 主要な機器の個数及び構造	
(3) 非常用冷却設備	T1-添1-ホ-29
(i) 冷却材の種類	
(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造	
a. 非常用炉心冷却設備	
b. 重大事故等対処設備	
(4) その他の主要な事項	T1-添1-ホ-163

- (i) 化学・体積制御設備
- (ii) 余熱除去設備
- (iii) 原子炉補機冷却設備
- (iv) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

- (1) 計装 T1-添1-へ-1
 - (i) 核計装の種類
 - (ii) その他の主要な計装の種類
- (2) 安全保護回路 T1-添1-へ-12
 - (i) 原子炉停止回路の種類
 - (ii) その他の主要な安全保護回路の種類
- (3) 制御設備 T1-添1-へ-25
 - (i) 制御材の個数及び構造
 - (ii) 制御材駆動設備の個数及び構造
 - (iii) 反応度制御能力
- (4) 非常用制御設備 T1-添1-へ-30
 - (i) 制御材の個数及び構造
 - (ii) 主要な機器の個数及び構造
 - (iii) 反応度制御能力
 - (iv) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- (5) その他の主要な事項 T1-添1-へ-59
 - (i) 1次冷却材温度制御設備
 - (ii) 加圧器制御設備
 - (iii) 制御棒クラスタ引抜阻止回路
 - (iv) 警報回路
 - (v) 中央制御室
 - (vi) 制御用空気設備

ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

- (1) 気体廃棄物の廃棄施設 T1-添1-ト-2
 - (i) 構造
 - (ii) 廃棄物の処理能力
 - (iii) 排気口の位置

(2) 液体廃棄物の廃棄設備	T1-添1-ト-7
(i) 構造		
(ii) 廃棄物の処理能力		
(iii) 排水口の位置		
(3) 固体廃棄物の廃棄設備	T1-添1-ト-14
(i) 構造		
(ii) 廃棄物の処理能力		
チ. 放射線管理施設の構造及び設備		
(1) 屋内管理用の主要な設備の種類	T1-添1-チ-1
(i) 放射線監視設備		
(ii) 放射線管理設備		
(iii) 遮蔽設備		
(iv) 換気設備		
(2) 屋外管理用の主要な設備の種類	T1-添1-チ-43
リ. 原子炉格納施設の構造及び設備		
(1) 原子炉格納容器の構造	T1-添1-リ-2
(i) 原子炉格納容器		
(ii) 外部しゃへい建屋		
(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率	T1-添1-リ-4
(3) 非常用格納容器保護設備の構造	T1-添1-リ-6
(i) 原子炉格納容器スプレ設備		
(ii) 重大事故等対処設備		
(4) その他の主要な事項	T1-添1-リ-203
(i) 原子炉格納容器換気設備		
(ii) アニュラス空気再循環設備		
(iii) 安全補機室空気浄化設備		
(iv) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		
ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備		
(1) 常用電源設備の構造	T1-添1-ヌ-1
(i) 主発電機		
(ii) 外部電源系		

- (iii) 変圧器
- (2) 非常用電源設備の構造 T1-添1-ヌ-12
 - (i) 受電系統
 - (ii) ディーゼル発電機
 - (iii) 蓄電池
 - (iv) 代替電源設備
- (3) その他の主要な事項 T1-添1-ヌ-37
 - (i) 使用済燃料輸送容器保管建屋
 - (ii) 火災防護設備
 - (iii) 浸水防護設備
 - (iv) 補機駆動用燃料設備
 - (v) 補助ボイラ
 - (vi) 非常用取水設備
 - (vii) 敷地内土木構造物
 - (viii) 緊急時対策所
 - (ix) 通信連絡設備

(注) 4. 五、イ. (1)敷地の面積及び形状及びロ. (3) (i) a. 設計基準対象施設のうち(g)安全施設以外は、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号、平成30年8月6日付け原規規発第1808063号、平成30年11月29日付け原規規発第1811291号、平成31年1月28日付け原規規発第1901281号、平成31年3月27日付け原規規発第1903271号、平成31年4月26日付け原規規発第19042612号、令和元年6月21日付け原規規発第1906217号及び令和元年8月19日付け原規規発第1908191号にて認可された工事計画書並びに平成30年5月24日付け関原発第121号にて届出した工事計画書の記載に変更はない。

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	工事の計画該当事項	整合性	備考
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ．発電用原子炉施設の位置</p> <p>(1) 敷地の面積及び形状</p> <p><u>発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）を設置する敷地は福井県大飯郡高浜町西部の音海半島根元に位置し、東側は高浜湾に、西側は内浦湾に面し、南北は山にかこまれており、大部分が新生代第三紀に属する内浦層群安山岩、中生代白亜紀に属する音海流紋岩及び古生代の内浦層群頁岩等から構成されている。</u></p> <p><u>敷地面積は約 233 万 m²である。</u></p> <p><u>地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></p> <p><u>また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。</u></p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.3 耐震設計</p> <p>1.3.1 設計基準対象施設の耐震設計</p> <p>1.3.1.1 設計基準対象施設の耐震設計の基本方針</p> <p>設計基準対象施設の耐震設計は、以下の項目にしたがって行う。</p> <p>(3) 建物・構築物については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、<u>接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>ここで、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p>	<p>【原子炉冷却系統施設】</p> <p>（基本設計方針）「共通項目」</p> <p>1. 地盤等</p> <p>1. 1 地盤</p> <p><u>設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）の建物・構築物、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物について、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力が作用した場合においても、<u>接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></u></p> <p><u>また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</u></p> <p>ここで、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p>	<p>設置変更許可申請書（本文）第五号イ項において、工事の計画の内容は、以下のとおり満足している。</p> <p><u>敷地の面積及び形状は、今回の工事の計画の対象外である。</u></p> <p>工事の計画では「<u>設置（変更）許可を受けた地盤</u>」に設置するとしていることから整合している。</p>	<p>設置変更許可申請書（本文）は、DB、SA を分けて記載しているが、工事の計画では DB、SA を統合して整理している。</p> <p>設置変更許可申請書（本文）「イ. (1)敷地の面積及び形状」では DB について対比している。</p>

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	工事の計画該当事項	整合性	備考
<p><u>耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></p> <p><u>耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液化化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。</u></p> <p><u>耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。</u></p>	<p>(3) 建物・構築物については、<u>耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p><u>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設以外の建物・構築物及びその他の土木構造物については、自重や運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、<u>接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></u></p> <p><u>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液化化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能、若しくは、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</u></p> <p><u>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</u></p> <p><u>設計基準対象施設のうち、Sクラスの建物・構築物、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、自重や運転時の荷重等と、基準地震動による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対して下回ることを確認する。</u></p> <p><u>また、上記の設計基準対象施設にあつては、弾性設計用地震動Sdによる地震力又は静的地震力との組合せ（屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の基礎地盤を除く。）により算定される接地圧については、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限</u></p>	<p><u>工事の計画の「設計基準対象施設のうち、耐震重要施設以外の建物・構築物及びその他の土木構造物」は、設置変更許可申請書（本文）の「耐震重要施設以外の設計基準対象施設」を具体的に記載して、おり整合している。</u></p>	

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	工事の計画該当事項	整合性	備考
<p><u>耐震重要施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。</u></p>		<p>界とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち、B、Cクラスの建物・構築物、及びその他の土木構造物の地盤、若しくは、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界については、自重や運転時の荷重等と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対し、接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>2. 自然現象</p> <p>2. 1 地震による損傷の防止</p> <p>2. 1. 2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p><u>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、設置（変更）許可を受けた、基準地震動による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</u></p> <p>なお、地震による3号機及び4号機原子炉建屋並びに3号機及び4号機原子炉補助建屋背後斜面の崩壊による、耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備の安全機能への影響を防止するため、敷地内土木構造物である抑止ぐい及び連続地中壁を斜面補強設備として設置する。</p>	<p><u>工事の計画に「周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所」に設置するとしていることから、設置変更許可申請書（本文）の「周辺斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所」と整合している。</u></p>	

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	工事の計画該当事項	整合性	備考
<p><u>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></p> <p><u>また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。</u></p> <p><u>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></p> <p><u>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液化化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。</u></p>	<p>1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計</p> <p>1.3.2.1 重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針</p> <p>(5) <u>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 Ss による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></p> <p><u>また、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></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>1. 地盤等</p> <p>1. 1 地盤</p> <p><u>設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）の建物・構築物、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物について、若しくは、重大事故等対処施設のうち、<u>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></u></p> <p><u>また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</u></p> <p>ここで、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p><u>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設以外の建物・構築物及びその他の土木構造物については、自重や運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合、若しくは、重大事故等対処施設のうち、<u>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></u></p> <p><u>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、<u>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液化化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能、若しくは、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</u></u></p>	<p>工事の計画では「設置（変更）許可を受けた地盤」に設置していることから整合している。</p>	<p>設置変更許可申請書（本文）「イ. (1)敷地の面積及び形状」では SA について対比している。</p> <p>工事の計画の基本設計方針「1.1 地盤」は、P 添 1-1-1～3 を再掲</p>

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	工事の計画該当事項	整合性	備考
<p><u>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。</u></p>	<p>1.3.2.4 荷重の組合せと許容限界</p> <p>(4) 許容限界</p> <p>d. 基礎地盤の支持性能</p> <p>(a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系、土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物の基礎地盤</p> <p>「1.3.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す Sクラスの建物・構築物、Sクラスの機器・配管系、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物の基礎地盤の基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。</p> <p>(b) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤</p> <p>「1.3.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示す Bクラス及びCクラスの建物・構築物、機器・配管系及びその他の土木構造物の基礎地盤の許容限界を適用する。</p>	<p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、<u>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</u></p> <p>設計基準対象施設のうち、Sクラスの建物・構築物、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、自重や運転時の荷重等と、基準地震動による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対して下回ることを確認する。</p> <p>また、上記の設計基準対象施設にあつては、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せ（屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の基礎地盤を除く。）により算定される接地圧については、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち、B、Cクラスの建物・構築物、及びその他の土木構造物の地盤、若しくは、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界については、自重や運転時の荷重等と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対し、接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p>		

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	工事の計画該当事項	整合性	備考
<p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。</p>		<p>2. 自然現象 2. 1 地震による損傷の防止 2. 1. 2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、設置（変更）許可を受けた、基準地震動による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p> <p>なお、地震による3号機及び4号機原子炉建屋並びに3号機及び4号機原子炉補助建屋背後斜面の崩壊による、耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備の安全機能への影響を防止するため、敷地内土木構造物である抑止ぐい及び連続地中壁を斜面補強設備として設置する。</p>	<p>工事の計画に「周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所」に設置していることから、設置変更許可申請書（本文）の「周辺斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所」と整合している。</p>	<p>工事の計画の基本設計方針「2. 1. 2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針」はP 添 1-4-3を再掲</p>

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(g) 安全施設</p> <p>(g-1) ①安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。①このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、</p> <p>当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、若しくは長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 安全設計の基本方針</p> <p>1.1.1.7 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得るように設計する。このうち、重要度の特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、</p> <p>当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p>	<p>【原子炉冷却系統施設】</p> <p>(基本設計方針)「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5. 1. 2 多様性、位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>①重要施設は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p>(2) 単一故障</p> <p>①重要施設は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、若しくは長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えのように、運転モードの切替えを行う場合は、その時点を短期間と長期間の境界とする。</p> <p>ただし、アニュラス空気再循環設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部、並びに試料採取設備のうち事故時 1 次冷却材サンプリング設備については、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器であるが、単一設計とするため、個別に設計を行う。</p>	<p>①工事の計画の「重要施設」は、設置変更許可申請書（本文）の「安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統」である「安全施設」を含んでおり、整合している。</p>	

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	工事の計画 該当事項	整合性	備 考
<p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、<u>アニュラス空気再循環設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部並びに試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、単一設計とする。</u></p> <p><u>アニュラス空気再循環設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が単一故障によって喪失しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、①想定される最も過酷な条件下においても、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</u></p> <p><u>設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とするとともに、設計基準事故時の当該作業期間においても、被ばくを可能な限り低く抑えるよう考慮する。</u></p>	<p>1. 11 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針</p> <p>1. 11. 10 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 27 年 3 月 17 日申請）に係る安全設計の方針</p> <p>1. 11. 10. 1 「<u>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（平成 25 年 6 月 19 日制定）</u>」に対する適合第十二条 安全施設</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>第 2 項について</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>また、<u>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、アニュラス空気再循環設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部並びに試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については単一設計とする。</u></p> <p><u>アニュラス空気再循環設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定する。いずれの故障においても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</u></p> <p><u>設計にあたっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>【原子炉格納施設】</p> <p>（基本設計方針）</p> <p>2. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>2. 3 放射性物質濃度低減設備</p> <p>2. 3. 1 単一故障に係る設計</p> <p><u>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするアニュラス空気再循環設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が単一故障によって喪失しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、①最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定しても、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</u></p> <p>安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが設置（変更）許可を受けた「環境への放射性物質の異常な放出のうちの原子炉冷却材喪失」評価結果約 0. 17mSv と同程度であり、また、補修作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3 日間とする。</p> <p><u>設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とするとともに、設計基準事故時の当該作業期間において、被ばくを可能な限り低く抑えるよう運用を定める。</u></p>	<p>①工事の計画の①「<u>最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定しても、</u>」は、<u>設置変更許可申請書（本文）の①「想定される最も過酷な条件下においても、」を具体的に記載しており、整合している。</u></p>	<p>事故時に 1 次冷却材をサンプリングする設備については、P 添 1-ロ-166 の②に示している。</p>

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p><u>試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障によって喪失しても、他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし、当該設備に対する多重性の要求は適用しない。</u></p> <p><u>安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、①放射線量②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。</u></p>	<p><u>試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障によって喪失しても、他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし、当該設備に対する多重性の要求は適用しない。設計にあたっては、格納容器サンプBの水位確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを確認でき、原子炉が停止状態にあることを把握できる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>第3項について</p> <p><u>安全施設の設計条件を設定するに当たっては通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に予想又は想定される圧力、温度、①放射線量②等各種の条件を考慮し十分安全側の条件を与るとともに必要に応じてそれらの変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を設定し、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な設計とする。なお、原子炉格納容器内に設置している安全上重要な機器で原子炉冷却材喪失時に必要なものは設計基準事故時の環境条件に適合する設計とする。</u></p>	<p>【計測制御系統施設】 (基本設計方針)</p> <p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1. 2 計測装置等</p> <p>1. 2. 5 単一故障に係る設計</p> <p><u>サンプクーラ及びサンプリング配管より構成され、事故時に1次冷却系のAループ及びBループの高温側より試料採取を行う事故時1次冷却材サンプリング設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障によって喪失しても、他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし、当該設備に対する多重性の要求は適用しない。設計に当たっては、格納容器サンプBの水位確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを確認でき、原子炉が停止状態にあることを把握できる設計とする。</u></p> <p>【原子炉冷却系統施設】 (基本設計方針)</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5. 1. 5 環境条件等</p> <p><u>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、①放射線、②荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>5. 2 材料及び構造等</p> <p><u>設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。</u></p> <p><u>ただし、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造であって、5. 2. 1及び5. 2. 2によらない場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう JSME 設計・建設規格を参考に同等以上の性能を有することを確認する。また、重大事故等クラス3機器であって、完成品は、5. 2. 1及び5. 2. 2によら</u></p>	<p>①工事の計画の「放射線」と設置変更許可申請書（本文）の「放射線量」は同義であり、整合している。</p> <p>②工事の計画の②は設置変更許可申請書（本文）の②を具体的に記載したものであり、整合している。</p>	

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
		<p>ず、消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し、使用環境及び使用条件に対して、要求される強度を確保できる設計とする。</p> <p>重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部であって、5.2.3によらない場合は、母材と同等の方法、同じ試験圧力での耐圧試験にて、当該機器のうち主要な耐圧部の溶接部が、溶接事業者検査により確認する性能と同等以上の性能を有することを確認する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「設備リスト」による。</p> <p>5.2.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス1機器、クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器は、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>d. 格納容器再循環サンプスクリーンは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>e. 重大事故等クラス3機器（重大事故等クラス3容器、重大事故等クラス3管、重大事故等クラス3ポンプ又は重大事故等クラス3弁）は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して日本工業規格等に適合した適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス1容器は、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>原子炉容器については、原子炉容器の脆性破壊を防止するため、中性子照射脆化の影響を考慮し適切な破壊じん性を維持できるよう、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき1次冷却材温度及び圧力の制限範</p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
		<p>囲を設定することを定めて管理する。</p> <p>b. クラス1機器（クラス1容器を除く。）、クラス1支持構造物（クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。）、クラス2機器、クラス3機器（工学的安全施設に属するものに限る。）、原子炉格納容器、炉心支持構造物及び重大事故等クラス2機器は、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材料又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>重大事故等クラス2機器のうち、原子炉容器については、重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。</p> <p>c. 格納容器再循環サンプスクリーンは、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。</p> <p>（3）非破壊試験</p> <p>クラス1機器、クラス1支持構造物（棒及びボルトに限る。）、クラス2機器（鋳造品に限る。）、炉心支持構造物及び重大事故等クラス2機器（鋳造品に限る。）に使用する材料は、非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5. 2. 2 構造及び強度について</p> <p>（1）延性破断の防止</p> <p>a. クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器は、最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態（以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>b. クラス1支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>c. クラス1支持構造物であって、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものは、b. にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
		<p>e. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>f. クラス4管は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>g. クラス1容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1支持構造物（クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）及び原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）は、試験状態において、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>h. 格納容器再循環サンプスクリーンは、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>i. クラス2支持構造物であって、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断が生じないように設計する。</p> <p>j. 重大事故等クラス2支持構造物であって、重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、設計上定める条件において、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、クラス2管（伸縮継手を除く。）、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス2機器、クラス3機器、原子炉格納容器及び重大事故等クラス2機器に属する伸縮継手は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
		<p>c. 重大事故等クラス2管（伸縮継手を除く。）は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>（4）座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）、クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス1容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）及びクラス1支持構造物（クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3機器、重大事故等クラス2容器、重大事故等クラス2管及び重大事故等クラス2支持構造物（重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>e. クラス2支持構造物であって、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないよう設計する。</p> <p>（5）破断前漏えいの配慮について</p> <p>構造及び強度については、破断前漏えい（LBB）概念を適用した荷重を適切に考慮した設計とする。</p> <p>5. 2. 3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について</p> <p>クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管、原子炉格納容器、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、溶接事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・適切な強度を有する設計とする。 		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
		<p>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</p> <p>【原子炉冷却系統施設】 （基本設計方針）「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 3 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>5. 4 耐圧試験等</p> <p>（1）クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の〇・九倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この</p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
		<p>場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>【原子炉冷却系統施設】 （基本設計方針）「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 4 耐圧試験等</p> <p>（2）重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>ただし、使用時における圧力で耐圧試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス3機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>（3）使用中のクラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で、使用中の重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等に従って実施する運用とする。</p> <p>ただし、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス3機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>（4）原子炉格納容器は、最高使用圧力の〇・九倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」等に従って行う運用とする。ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備 考
		<p>【原子炉冷却系統施設】 （基本設計方針）「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 5 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 45 年通商産業省告示第 501 号）」）及び（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁及び逃がし弁（以下「安全弁等」という。）は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に係る安全弁又は逃がし弁（以下「5. 5 安全弁等」において「安全弁」という。）のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち減圧弁を有する管にあつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないもののうちクラス 1 管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁を 1 個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス 1 管には減圧弁を設置しない設計とする。</p> <p>加圧器及び蒸気発生器、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全</p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備 考
		<p>弁等を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁の機能を損なわないよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管に設置する安全弁の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあっては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、施錠開により発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とする。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導き、安全に処理することができるよう設計する。</p> <p>5. 6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む1次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備（排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>ただし、上記において放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体</p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>①また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、 ②その安全機能の重要度に応じ、原子炉の運転中又は停止中に 試験又は検査ができる③設計とする。</p>	<p>1. 安全設計 1.1 安全設計の方針 1.1.1 安全設計の基本方針 1.1.1.8 試験検査</p> <p>安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるよう設計する。</p>	<p>を導く管が直接接続されていない場合、又は十分な圧力差を有している場合は、逆流するおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とする。</p> <p>【原子炉冷却系統施設】 （基本設計方針）「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求 5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 5. 1. 6 操作性及び試験・検査性</p> <p>（2）試験・検査等</p> <p>①設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に②必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる③構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>①工事の計画の「設計基準対象施設」は、設置変更許可申請書（本文）の「安全施設」を含んでおり、整合している。</p> <p>②工事の計画の「必要な」は、設置変更許可申請書（本文）の「その安全機能の重要度に応じ、」と施設ごとに内容が異なることを示し、同義のため整合している。</p> <p>③工事の計画の「構造とする。」は試験又は検査を実施できる構造に設計することであり設置変更許可申請書（本文）と整合している。</p>	

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(g-2) ①安全施設は、②蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なうことのない設計とする。</p> <p>蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、③破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</p>	<p>1. 11 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針</p> <p>1. 11. 10 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 27 年 3 月 17 日申請）に係る安全設計の方針</p> <p>1. 11. 10. 1 「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合第十二条 安全施設</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>第 5 項について</p> <p>原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の破損による飛来物が想定される。</p> <p>発電所内の施設についていえば、タービン・発電機等の大型回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器設計、製作、品質管理及び運転管理に十分な考慮を払う。</p> <p>さらに、万一蒸気タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-Gカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。</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. 設備に対する要求</p> <p>5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5. 1. 3 悪影響防止等</p> <p>（1）飛来物による損傷防止</p> <p>①設計基準対象施設に属する設備は、②蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なうことのない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うとともに、③原子力委員会 原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、原子炉格納容器、原子炉冷却材圧力バウダリ及び使用済燃料ピットが破損する確率を評価し、判定基準 10^{-7}/年以下となることを確認する。</p> <p>高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかもしれない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器のうち、冷却材ポンプフライホイールにあっては、安全性を損なわないよう、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きくなる設計とする。また、その他の高速回転機器については、損傷により飛散物とならないように保護装置を設ける等オーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮する設計とする。</p>	<p>①工事の計画の「設計基準対象施設に属する設備」は、設置変更許可申請書（本文）の「安全施設」を含んでおり、整合している。</p> <p>②工事の計画の「蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び、配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物」は、設置変更許可申請書（本文）の「蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物」と同義であり、整合している。</p> <p>③工事の計画の「タービンミサイル評価について」及び判定基準は、設置変更許可申請書（本文）のミサイルの発生を想定した確率評価について、引用する内規及び判定基準値を詳細に記載しており、整合している。</p>	

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考				
<p>(g-3) <u>重要安全施設は、原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。</u></p> <p><u>重要安全施設に該当する中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができる等、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。</u></p>	<p>第6項について</p> <p><u>重要安全施設は、原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。</u></p> <p><u>重要安全施設のうち、2以上の原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものは中央制御室、中央制御室換気設備及び取水路防潮ゲートである。</u></p> <p><u>中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができる等、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。</u></p>	<p>【原子炉冷却系統施設】 （基本設計方針）「共通項目」</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5. 1. 3 悪影響防止等</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>(2) 共用</p> <p><u>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>(3) 相互接続</p> <p><u>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。</u></p> <p>【計測制御系統施設】 （要目表）</p> <p>発電用原子炉の運転を管理するための制御装置</p> <p>2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能</p> <table border="1" data-bbox="1519 999 2306 1839"> <thead> <tr> <th data-bbox="1519 999 2199 1041">変 更 前 <small>(注1)</small></th> <th data-bbox="2208 999 2306 1041">変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1519 1047 2199 1839"> <p>(1) 中央制御室機能</p> <p>中央制御室（1・2号機共用（以下同じ。））は以下の機能を有する。</p> <p>発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護装置及び工学的安全施設を操作できるものとする。</p> <p>発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作する機能、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>a. 中央制御室の共用</p> <p>中央制御室は、制御建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとし、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共</p> </td> <td data-bbox="2208 1047 2306 1839"> <p>(1) 中央制御室機能</p> <p>中央制御室（1・2号機共用（以下同じ。））は以下の機能を有する。</p> <p>発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護装置及び工学的安全施設関係の操作盤を集中して設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作する機能、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>a. 中央制御室の共用</p> <p>中央制御室は、制御建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに、<u>プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとし、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共</u></p> </td> </tr> </tbody> </table>	変 更 前 <small>(注1)</small>	変 更 後	<p>(1) 中央制御室機能</p> <p>中央制御室（1・2号機共用（以下同じ。））は以下の機能を有する。</p> <p>発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護装置及び工学的安全施設を操作できるものとする。</p> <p>発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作する機能、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>a. 中央制御室の共用</p> <p>中央制御室は、制御建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとし、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共</p>	<p>(1) 中央制御室機能</p> <p>中央制御室（1・2号機共用（以下同じ。））は以下の機能を有する。</p> <p>発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護装置及び工学的安全施設関係の操作盤を集中して設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作する機能、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>a. 中央制御室の共用</p> <p>中央制御室は、制御建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに、<u>プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとし、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共</u></p>	<p>工事の計画の「中央制御室」は、設置変更許可申請書（本文）の「重要安全施設に該当する中央制御室」と同義であり、整合している。</p>	<p>(1/10)</p>
変 更 前 <small>(注1)</small>	変 更 後							
<p>(1) 中央制御室機能</p> <p>中央制御室（1・2号機共用（以下同じ。））は以下の機能を有する。</p> <p>発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護装置及び工学的安全施設を操作できるものとする。</p> <p>発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作する機能、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>a. 中央制御室の共用</p> <p>中央制御室は、制御建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとし、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共</p>	<p>(1) 中央制御室機能</p> <p>中央制御室（1・2号機共用（以下同じ。））は以下の機能を有する。</p> <p>発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護装置及び工学的安全施設関係の操作盤を集中して設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び1次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作する機能、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>a. 中央制御室の共用</p> <p>中央制御室は、制御建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに、<u>プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとし、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共</u></p>							

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	工事の計画 該当事項		整合性	備考 (2/10)			
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1522 189 2178 226">変 更 前 (注1)</th> <th data-bbox="2187 189 2831 226">変 更 後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1522 233 2178 1041"> <p>有又は考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上を図り、1号機及び2号機で共用できるものとする。</p> <p>また、各号機の制御盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号機の監視・操作中に、他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。</p> <p>b. 中央制御盤等</p> <p>中央制御盤は、原子炉盤、換気空調盤、タービン発電機盤、所内盤で構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力、温度、流量並びに加圧器水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに、全てのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御盤における監視、操作する対象を定め、プラントの通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置（計測制御</p> </td> <td data-bbox="2187 233 2831 1041"> <p>有又は考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上を図り、1号機及び2号機で共用できるものとする。また、各号機の制御盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号機の監視・操作中に、他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。</p> <p>中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、監視及び操作に支障をきたすことがなく、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>b. 中央制御盤等</p> <p>中央制御盤は、運転コンソール及び運転指令コンソールで構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力、温度、流量並びに加圧器水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに、すべてのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御盤における監視、操作する対象を定め、プラントの通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な盤面機器及び盤面表示（操作器、指示計、警</p> </td> </tr> </tbody> </table>	変 更 前 (注1)	変 更 後	<p>有又は考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上を図り、1号機及び2号機で共用できるものとする。</p> <p>また、各号機の制御盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号機の監視・操作中に、他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。</p> <p>b. 中央制御盤等</p> <p>中央制御盤は、原子炉盤、換気空調盤、タービン発電機盤、所内盤で構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力、温度、流量並びに加圧器水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに、全てのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御盤における監視、操作する対象を定め、プラントの通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置（計測制御</p>	<p>有又は考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上を図り、1号機及び2号機で共用できるものとする。また、各号機の制御盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号機の監視・操作中に、他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。</p> <p>中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、監視及び操作に支障をきたすことがなく、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>b. 中央制御盤等</p> <p>中央制御盤は、運転コンソール及び運転指令コンソールで構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力、温度、流量並びに加圧器水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに、すべてのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御盤における監視、操作する対象を定め、プラントの通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な盤面機器及び盤面表示（操作器、指示計、警</p>	<p>【放射線管理施設】 （基本設計方針）</p> <p>2. 換気装置、生体遮蔽装置</p> <p>2. 4 設備の共用</p> <p>2. 4. 2 生体遮蔽装置</p> <p>中央制御室遮蔽は、<u>中央制御室と一体としてプラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。</u> <u>スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む）をすることで安全性の向上が図れることから、1号機及び2号機で共用する設計とする。</u></p> <p>共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく一体となった遮蔽機能を有する設計とする。</p>	<p>工事の計画の「中央制御室」は、設置変更許可申請書(本文)の「重要安全施設に該当する中央制御室」と同義であり、整合している。</p>
変 更 前 (注1)	変 更 後							
<p>有又は考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上を図り、1号機及び2号機で共用できるものとする。</p> <p>また、各号機の制御盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号機の監視・操作中に、他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。</p> <p>b. 中央制御盤等</p> <p>中央制御盤は、原子炉盤、換気空調盤、タービン発電機盤、所内盤で構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力、温度、流量並びに加圧器水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに、全てのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御盤における監視、操作する対象を定め、プラントの通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置（計測制御</p>	<p>有又は考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上を図り、1号機及び2号機で共用できるものとする。また、各号機の制御盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号機の監視・操作中に、他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。</p> <p>中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、監視及び操作に支障をきたすことがなく、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>b. 中央制御盤等</p> <p>中央制御盤は、運転コンソール及び運転指令コンソールで構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力、温度、流量並びに加圧器水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに、すべてのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御盤における監視、操作する対象を定め、プラントの通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な盤面機器及び盤面表示（操作器、指示計、警</p>							

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	工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>同じく重要安全施設に該当する中央制御室換気設備は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室遮蔽とあいまって①中央制御室の居住性を維持できる設計とする。また、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とする。</p>	<p>同じく重要安全施設に該当する中央制御室換気設備は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室遮蔽とあいまって中央制御室の居住性を維持できる設計とする。また、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とする。</p>	<p>【放射線管理施設】 （基本設計方針）</p> <p>2. 換気装置、生体遮蔽装置</p> <p>2. 4 設備の共用</p> <p>2. 4. 1 換気設備</p> <p>中央制御室空調装置は、各号機独立に設置し、片系列単独で①居住性に係る判断基準を満足する設計とする。また、共用によりさらなる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性の向上が図れることから、1号機及び2号機で共用する設計とする。</p> <p>中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン、制御建屋循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット、制御建屋冷暖房ユニット及び制御建屋空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号機の系統だけでなく他号機の系統も使用することで、安全性の向上が図れることから、1号機及び2号機で共用する設計とする。</p> <p>1号機及び2号機それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。</p> <p>2. 1 中央制御室、緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>②中央制御室は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽（1・2号機共用（以下同じ。））②を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置（1・2号機共用（以下同じ。））及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、③「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを超えない設計とする。</p>	<p>①工事の計画の①「居住性に係る判断基準を満足する」は、②の線量が③の線量限度を超えないことであり、設置変更許可申請書（本文）の「中央制御室の居住性を維持できる」を詳細に記載したものであり、整合している。</p>	

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	工事の計画 該当事項	整合性	備 考
<p><u>また、重要安全施設に該当する取水路防潮ゲートについては、共用している取水路に対して設置することにより、1号炉及び2号炉のいずれの津波から防護する設備も、基準津波に対して安全機能を損なうおそれがないように設計することから、2以上の原子炉施設の安全性が向上する。</u></p> <p><u>安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p>	<p><u>また、重要安全施設に該当する取水路防潮ゲートについては、共用している取水路に対して設置することにより、1号炉及び2号炉のいずれの津波から防護する設備も、基準津波に対して安全機能を損なうおそれがないように設計することから、2以上の原子炉施設の安全性が向上する。</u></p> <p>第7項について</p> <p><u>安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p>	<p>【浸水防護施設】 （基本設計方針）</p> <p>1. 津波による損傷の防止</p> <p>1. 5 設備の共用</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>また、重要安全施設に該当する取水路防潮ゲートについては、共用している取水路に対して設置することにより、1号機から4号機のいずれの津波から防護する設備も、基準津波に対して安全機能を損なうおそれなく安全性の向上が図れるため、1号機から4号機で共用する設計とする。</u></p> <p>【原子炉冷却系統施設】 （基本設計方針）</p> <p>5. 設備に対する要求</p> <p>5. 1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5. 1. 3 悪影響防止等</p> <p>(2) 共用</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>(3) 相互接続</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備 考
<p>補助蒸気連絡ラインのうち、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管については、相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。1号炉及び2号炉の補助蒸気配管については、相互接続し、通常は連絡弁を開けて連絡するものの、各号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことがなく、連絡しない場合は、連絡弁の閉操作により1号炉及び2号炉の補助蒸気配管を分離することで悪影響を及ぼすことがない設計とする。</p> <p>2次系補給水連絡ラインは、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管を相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、各号炉の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</p>	<p><u>安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設を相互に接続するものとして、補助蒸気連絡ライン、2次系補給水連絡ライン、消火水連絡ライン及び2次系冷却水連絡ラインが抽出される。</u></p> <p>補助蒸気連絡ラインのうち、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管については、相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。1号炉及び2号炉の補助蒸気配管については、相互接続し、通常は連絡弁を開けて連絡するものの、各号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことがなく、連絡しない場合は、連絡弁の閉操作により1号炉及び2号炉の補助蒸気配管を分離することで悪影響を及ぼすことがない設計とする。</p> <p>2次系補給水連絡ラインは、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管を相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、各号炉の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</p>	<p>【補助ボイラー】 （基本設計方針）</p> <p>2. 設備の相互接続</p> <p>補助蒸気連絡ライン（低圧）は、1号機及び2号機の共用配管と3号機及び4号機の共用配管を相互接続するものの、通常は連絡弁を閉止することで物理的に分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡ライン使用時においても、1号機、2号機、3号機及び4号機の各系統の補助蒸気の圧力は同じとし、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。また、1号機及び2号機の補助蒸気配管については、相互接続し、通常は連絡弁を開けて連絡するものの、各号機の補助蒸気の圧力は同じとし、また、融通に必要な供給容量を有することで、発電用原子炉施設の安全性を損なうことがなく、連絡ラインを使用しない場合は、連絡弁の閉止により物理的に分離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>【原子炉冷却系統施設（蒸気タービン）】 （基本設計方針）</p> <p>2. 設備の相互接続</p> <p>2次系補給水連絡ラインは、1号機及び2号機の共用配管と3号機及び4号機の共用配管を相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで物理的に分離することから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡ライン使用時においても、各号機の圧力は同じとし、また、融通に必要な供給容量を有することで、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>		

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	工事の計画 該当事項	整合性	備 考
<p><u>消火水連絡ラインは、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管を相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、各号炉の圧力等は同じとし、また、消火活動に必要な水量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p> <p><u>2次系冷却水連絡ラインは、1号炉及び2号炉の2次系冷却水配管を相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで各号炉の2次系冷却水配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、各号炉の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p>	<p><u>消火水連絡ラインは、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管を相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、各号炉の圧力等は同じとし、また、消火活動に必要な水量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p> <p><u>2次系冷却水連絡ラインは、1号炉及び2号炉の2次系冷却水配管を相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで各号炉の2次系冷却水配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、各号炉の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p>	<p>【火災防護設備】 （基本設計方針）</p> <p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>（5）設備の相互接続</p> <p><u>消火水連絡ラインは、1号機及び2号機の共用配管と3号機及び4号機の共用配管を相互接続するものの、通常は連絡弁を閉止することで物理的に分離することから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡ライン使用時においても、各号機の圧力は同じとし、また、消火活動に必要な水量を有することで、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p> <p>【原子炉冷却系統施設（蒸気タービン）】 （基本設計方針）</p> <p>2. 設備の相互接続</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>2次系冷却水連絡ラインは、1号機と2号機の2次系冷却水配管を相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで物理的に分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡ライン使用時においても、各号機の圧力は同じとし、また、融通に必要な供給容量を有することで、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</u></p>		<p>工事の計画の基本設計方針「(5) 設備の相互接続」は p 添 1-α-147 を再掲</p>

資料6 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	T1-添6-1
2. 基本方針	T1-添6-3
2.1 多重性、多様性及び位置的分散	T1-添6-3
2.2 悪影響防止	T1-添6-12
2.3 環境条件等	T1-添6-17
2.4 操作性及び試験・検査性	T1-添6-30
3. 系統施設毎の設計上の考慮	T1-添6-49
3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	T1-添6-49
3.2 原子炉冷却系統施設	T1-添6-51
3.3 計測制御系統施設	T1-添6-56
3.4 放射線管理施設	T1-添6-60
3.5 原子炉格納施設	T1-添6-63
3.6 その他発電用原子炉の附属施設	T1-添6-67
3.6.1 非常用電源設備	T1-添6-67
3.6.2 補助ボイラ	T1-添6-69
3.6.3 火災防護設備	T1-添6-70
3.6.4 浸水防護施設	T1-添6-72
3.6.5 補機駆動用燃料設備	T1-添6-74
3.6.6 非常用取水設備	T1-添6-75
3.6.7 緊急時対策所	T1-添6-76

別添-1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート

別添-2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針

別添-3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について

(注) 3.5「原子炉格納施設」以外は、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号及び令和元年6月21日付け原規規発第1906217号にて認可された工事計画書の記載に変更はない。

3.5 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
 - ・大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・原子炉補機冷却水系統窒素加圧による格納容器内自然対流冷却
 - ・恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - ・原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - ・大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却
 - ・原子炉補機冷却水系統窒素加圧による格納容器内自然対流冷却（炉心の著しい損傷が発生した場合）
 - ・恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（炉心の著しい損傷が発生した場合）
 - ・原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（炉心の著しい損傷が発生した場合）
 - ・大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却（炉心の著しい損傷が発生した場合）
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・格納容器スプレイ
 - ・原子炉補機冷却水系統窒素加圧による格納容器内自然対流冷却
 - ・恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - ・原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - ・大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・格納容器スプレイ
 - ・原子炉下部キャビティ直接注水及び代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ注水
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減

- ・原子炉格納容器水素燃焼装置による水素濃度低減
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・水素排出
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・放水砲による大気への拡散抑制
 - ・シルトフェンスによる海洋への拡散抑制
 - ・航空機燃料火災への泡消火
- i. 重大事故等の収束に必要となる水を供給する機能
 - ・燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替
 - ・燃料取替用水タンクから海水への水源切替
 - ・復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給
 - ・大容量ポンプ（放水砲用）と放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水
 - ・送水車を用いた復水タンクへの補給（海水）
- j. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
 - ・放射性物質の濃度低減
- k. 重大事故等時における流路としての機能(原子炉格納容器)
- l. アクセスルートの確保(原子炉冷却系統施設に同じ)
- m. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性、多様性及び位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の多様性及び位置的分散を図る対象設備を、第 3-5-1 表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

- a. 単一設計
 - (a) 安全補機室空気浄化設備

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が単一故障によって喪失しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定しても安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とする。

安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが設置（変更）許可を受けた「環境への放射性物質の異常な放出のうち原子炉冷却材喪失」の評価結果約0.17mSvと同程度であり、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3日間とする。

単一設計における主要解析条件の比較を第 3-7-1 表、ダクト全周破断時の影響評価を第 3-7-2 表に示す。

設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とするとともに、設計基準事故時の当該作業期間において、被ばくを可能な限り低く抑えるよう保安規定に定め、管理する。

(b) アニュラス空気再循環設備

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするアニュラス空気再循環設備のダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は原子炉放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が単一故障によって喪失しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断を想定しても、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とする。

安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが設置（変更）許可を受けた「環境への放射性物質の異常な放出のうち原子炉冷却材喪失」の評価結果約0.17mSvと同程度であり、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3日

間とする。

単一設計における主要解析条件の比較を第 3-7-3 表、ダクト全周破断時の影響評価を第 3-7-4 表に示す。

設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とするとともに、設計基準事故時の当該作業期間において、被ばくを可能な限り低く抑えるよう保安規定に定め、管理する。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備※1	機能を代替する重大事故等 対処設備（既設+新設）		
(54条) アクセスルートの確保	-	ブルドーザ	可搬	-
		油圧ショベル	可搬	
(63条) 大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ、 1次系冷却水ポンプ	A格納容器循環冷暖房ユニット	常設	大容量ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び1次系冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。 格納容器内自然対流冷却に使用する大容量ポンプの駆動源は、水冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。
		大容量ポンプ (原子炉冷却系統施設)	可搬	
	配管	A a、A b海水ストレーナ (原子炉冷却系統施設)	常設	
(64条) 原子炉補機冷却水系統 窒素加圧による格納容器内自然対流冷却	内部スプレポンプ、 内部スプレクーラ、 内部スプレポンプ 格納容器サンパB側入口弁	A格納容器循環冷暖房ユニット	常設	A格納容器循環冷暖房ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却は、内部スプレポンプ、内部スプレクーラ及び内部スプレポンプ格納容器サンパB側入口弁並びに内部スプレポンプ及び燃料取替用水タンクを用いた格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。 格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却系は、内部スプレポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。 これらの系統の独立性及び位置的分散によって、内部スプレポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
		1次系冷却水ポンプ (原子炉冷却系統施設)	常設	
		1次系冷却水クーラ (原子炉冷却系統施設)	常設	
		1次系冷却水タンク (原子炉冷却系統施設)	常設	
		窒素ポンプ (1次系冷却水タンク加圧用) (原子炉冷却系統施設)	可搬	
		海水ポンプ (原子炉冷却系統施設)	常設	
	配管	海水ストレーナ (原子炉冷却系統施設)	常設	

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
 ※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備 ^{※1}	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)		
(64条) 恒設代替低圧注水ポン プによる代替格納容器 スプレイ	内部スプレポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	常設	恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする内部スプレポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。代替格納容器スプレイに使用する送水車の駆動源は、車両のエンジンを利用したディーゼル駆動とすることにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイ配管は、水源から格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、内部スプレポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。これらの系統の独立性及び位置的分散によって、内部スプレポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
	燃料取替用水タンク ^{※2}	燃料取替用水タンク	常設	
		復水タンク	常設	
		送水車	可搬	
(64条) 原子炉下部キャビティ 注水ポンプによる代替 格納容器スプレイ	内部スプレポンプ	原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする内部スプレポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。代替格納容器スプレイに使用する送水車の駆動源は、車両のエンジンを利用したディーゼル駆動とすることにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイ配管は、水源から格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、内部スプレポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。これらの系統の独立性及び位置的分散によって、内部スプレポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
	燃料取替用水タンク ^{※2}	燃料取替用水タンク	常設	
		復水タンク	常設	
		送水車	可搬	

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備※1	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)		
(64条) 大容量ポンプによる格 納容器内自然対流冷却	海水ポンプ、 1次系冷却水ポンプ	A格納容器循環冷暖房ユニット	常設	格納容器内自然対流冷却に使用する大容量ポンプの駆動源は、水冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。 格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却系は、内部スプレポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。 これらの系統の独立性及び位置的分散によって、内部スプレポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
		大容量ポンプ (原子炉冷却系統施設)	可搬	
	配管	A a、A b海水ストレーナ (原子炉冷却系統施設)	常設	
(64条) 原子炉補機冷却水系統 窒素加圧による格納容 器内自然対流冷却 (炉心の著しい損傷が 発生した場合)	内部スプレポンプ、 燃料取替用水タンク	A格納容器循環冷暖房ユニット	常設	A格納容器循環冷暖房ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却は、内部スプレポンプ、内部スプレクーラ及び内部スプレポンプ格納容器サブB側入口弁並びに内部スプレポンプ及び燃料取替用水タンクを用いた格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。 格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却系は、内部スプレポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。 これらの系統の独立性及び位置的分散によって、内部スプレポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
		1次系冷却水ポンプ (原子炉冷却系統施設)	常設	
		1次系冷却水クーラ (原子炉冷却系統施設)	常設	
		1次系冷却水タンク (原子炉冷却系統施設)	常設	
		窒素ポンプ (1次系冷却水タンク加圧用) (原子炉冷却系統施設)	可搬	
		海水ポンプ (原子炉冷却系統施設)	常設	
	配管	海水ストレーナ (原子炉冷却系統施設)	常設	

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容	
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備※1	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)			
(64条) 恒設代替低圧注水ポン プによる代替格納容器 スプレー (炉心の著しい損傷が 発生した場合)	燃料取替用水タンク※2	内部スプレポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	常設	恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレーは、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレーに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする内部スプレポンプを使用した格納容器スプレーに対して異なる水源を持つ設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレー時において恒設代替低圧注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。代替格納容器スプレーに使用する送水車の駆動源は、車両のエンジンを利用したディーゼル駆動とすることにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレーに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレー配管は、水源から格納容器スプレー配管との合流点までの系統について、内部スプレポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。これらの系統の独立性及び位置的分散によって、内部スプレポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
		燃料取替用水タンク	常設		
		復水タンク	常設		
		送水車	可搬		
(64条) 原子炉下部キャビティ 注水ポンプによる代替 格納容器スプレー (炉心の著しい損傷が 発生した場合)	燃料取替用水タンク※2	内部スプレポンプ	原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用した代替格納容器スプレーは、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレーに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする内部スプレポンプを使用した格納容器スプレーに対して異なる水源を持つ設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレー時において原子炉下部キャビティ注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。代替格納容器スプレーに使用する送水車の駆動源は、車両のエンジンを利用したディーゼル駆動とすることにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレーに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用した代替格納容器スプレー配管は、水源から格納容器スプレー配管との合流点までの系統について、内部スプレポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。これらの系統の独立性及び位置的分散によって、内部スプレポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
		燃料取替用水タンク	常設		
		復水タンク	常設		
		送水車	可搬		
(64条) 大容量ポンプによる格 納容器内自然対流冷却 (炉心の著しい損傷が 発生した場合)	海水ポンプ、 1次系冷却水ポンプ	A格納容器循環冷暖房ユニット	大容量ポンプ	常設	格納容器内自然対流冷却に使用する大容量ポンプの駆動源は、水冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却系は、内部スプレポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。これらの系統の独立性及び位置的分散によって、内部スプレポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
		大容量ポンプ (原子炉冷却系統施設)	可搬		
	配管	A a、A b 海水ストレーナ (原子炉冷却系統施設)	常設		

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
 ※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備※1	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)		
(65条) (66条) 格納容器スプレイ	-	内部スプレポンプ	常設	内部スプレポンプは、系統として多重性を持つ設計とする。 内部スプレポンプは、多重性を持ったディーゼル発電機から給電できる設計とする。 内部スプレポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、系統の多様性及び位置的分散により、原子炉補助建屋内の恒設代替低圧注水ポンプ出口配管と格納容器スプレイ配管との合流点から原子炉格納容器内のスプレイリングまでの配管を除いて互いに独立性を持つ設計とする。 連通管を含むスプレイノズルから原子炉下部キャビティへの流入経路は、原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで、多重性を持った設計とする。
		燃料取替用水タンク	常設	
		内部スプレクーラ	常設	
(65条) 原子炉補機冷却水系統 窒素加圧による格納容器内自然対流冷却	-	A格納容器循環冷暖房ユニット	常設	-
		1次系冷却水ポンプ (原子炉冷却系統施設)	常設	
		1次系冷却水クーラ (原子炉冷却系統施設)	常設	
		1次系冷却水タンク (原子炉冷却系統施設)	常設	
		窒素ポンプ (1次系冷却水タンク加圧用) (原子炉冷却系統施設)	可搬	
		海水ポンプ (原子炉冷却系統施設)	常設	
		海水ストレーナ (原子炉冷却系統施設)	常設	

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備 ^{※1}	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)		
(65条) 恒設代替低圧注水ポン プによる代替格納容器 スプレイ	-	恒設代替低圧注水ポンプ	常設	代替格納容器スプレイ時において、恒設代替低圧注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 代替格納容器スプレイに使用する送水車の駆動源は、車両のエンジンを利用したディーゼル駆動とすることにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。
		燃料取替用水タンク	常設	
		復水タンク	常設	
		送水車	可搬	
(65条) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	-	原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	代替格納容器スプレイ時において原子炉下部キャビティ注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 代替格納容器スプレイに使用する送水車の駆動源は、車両のエンジンを利用したディーゼル駆動とすることにより、内部スプレポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。
		燃料取替用水タンク	常設	
		復水タンク	常設	
		送水車	可搬	
(65条) 大容量ポンプによる格納容器自然対流冷却	-	A格納容器循環冷暖房ユニット	常設	大容量ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び1次系冷却水ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。
		大容量ポンプ (原子炉冷却系統施設)	可搬	
		A a、A b海水ストレーナ (原子炉冷却系統施設)	常設	

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
 ※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備※1	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)		
(66条) 原子炉下部キャビティ 注水	—	原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用した原子炉下部キャビティ直接注水及び恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部注水は、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、内部スプレポンプを使用した原子炉格納容器下部注水とは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする内部スプレポンプを使用した原子炉格納容器下部注水に対して異なる水源を持つ設計とする。 原子炉格納容器下部注水において原子炉下部キャビティ注水ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 恒設代替低圧注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と内部スプレポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、系統の多様性及び位置的分散により、原子炉補助建屋内の恒設代替低圧注水ポンプ出口配管と格納容器スプレイ配管との合流点から原子炉格納容器内のスプレイリングまでの配管を除いて互いに独立性を持つ設計とする。 原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と内部スプレポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、系統の多様性及び位置的分散により、互いに独立性を持つ設計とする。 連通管を含むスプレイノズルから原子炉下部キャビティへの流入経路は、原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで、多重性を持った設計とする。
		恒設代替低圧注水ポンプ	常設	
		燃料取替用水タンク	常設	
		復水タンク	常設	
(67条) 静的触媒式水素再結合 装置による水素濃度低 減	—	静的触媒式水素再結合装置	常設	静的触媒式水素再結合装置温度監視装置はディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
		静的触媒式水素再結合装置 温度監視装置	常設	

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備 ^{※1}	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)		
(67条) 原子炉格納容器水素燃焼装置による水素濃度 低減	-	原子炉格納容器水素燃焼装置	常設	原子炉格納容器水素燃焼装置、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置は、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
		原子炉格納容器水素燃焼装置 温度監視装置	常設	
(68条) 水素排出	-	アニュラス循環排気ファン	常設	アニュラス循環排気ファンは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
		アニュラス循環排気 フィルタユニット	常設	
		室素ポンプ (アニュラス排気弁等作動用) (計測制御系統施設)	可搬	
		格納容器排気筒	常設	
(70条) 放水砲による大気への 拡散抑制	-	大容量ポンプ (放水砲用)	可搬	-
		放水砲	可搬	
(70条) シルトフェンスによる 海洋への拡散抑制	-	シルトフェンス	可搬	-
(70条) 航空機燃料火災への 泡消火	-	大容量ポンプ (放水砲用)	可搬	-
		放水砲	可搬	
		泡混合器	可搬	
(71条) 送水車を用いた 復水タンクへの補給 (海水)	復水タンク、 燃料取替用水タンク	送水車	可搬	復水タンクへの補給に使用する送水車は、海水を補給できることで、炉心注水及び格納容器スプレイに使用する燃料取替用水タンク並びに代替炉心注水に使用する復水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の
多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性、多様性、独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備※1	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)		
(71条) 燃料取替用水タンク から復水タンクへの 水源切替	燃料取替用水タンク	復水タンク	常設	代替水源として代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する復水タンク、原子炉下部キャビティ注水ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプは、燃料取替用水タンクを水源として使用する炉心注水及び格納容器スプレイに対して異なる系統の水源として設計する。原子炉下部キャビティ注水ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。
		恒設代替低圧注水ポンプ	常設	
		原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	
(71条) 燃料取替用水タンク から海水への 水源切替	燃料取替用水タンク	可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	代替水源として代替炉心注水に使用する仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ及び送水車は、海水を補給できることで、炉心注水に使用する燃料取替用水タンク並びに代替炉心注水に使用する復水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。可搬式代替低圧注水ポンプは専用の電源である空冷式の発電装置より、独立した電源供給ラインから給電することにより、多様性をもった電源より駆動できる設計とする。
		電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) (非常用電源設備)	可搬	
		仮設組立式水槽	可搬	
		送水車	可搬	
(71条) 復水タンクから 燃料取替用水タンク への補給	燃料取替用水タンク	復水タンク	常設	炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンク枯渇時に代替水源である復水タンクからの補給に使用する送水車並びに恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプは、燃料取替用水タンクによる炉心注水及び格納容器スプレイに対して異なる系統の水源として設計する。恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。
		恒設代替低圧注水ポンプ	常設	
		原子炉キャビティ注水ポンプ	常設	
		送水車	可搬	
(71条) 大容量ポンプ (放水砲 用) 及び放水砲による 原子炉格納容器及びア ニュラス部への放水	-	大容量ポンプ (放水砲用)	可搬	-
		放水砲	可搬	
(74条) 放射性物質の濃度低減	-	アニュラス循環排気ファン	常設	アニュラス循環排気ファンは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
		アニュラス循環排気 フィルタユニット	常設	
		窒素ポンプ (アニュラス排気弁等作動用) (計測制御系統施設)	可搬	
		格納容器排気筒	常設	
(一) 原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	常設	機能が損なわれないよう防護する設備であり、多様性、位置的分散の対象外とする。

※1 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
 ※2 設計基準事故対処設備のうち共通要因による機能喪失を想定していない設備。(多様性、位置的分散の対象外)

第3-7-1表 主要解析条件の比較 (安全補機室空気浄化設備)

項 目	設計基準事故（原子炉冷却材喪失時）の解析条件	影響評価における解析条件
単一故障	ディーゼル発電機 1 台	安全補機室空気浄化設備 排気ダクト全周破断
<p>アニュラス部の負圧達成までのよう素用フィルタのよう素除去効率</p> <p>負圧達成後のアニュラス排気風量</p>	<p>(0～25 分) アニュラス空気再循環設備を通じて全量排気筒放出（フィルタの効果は考慮しない）</p> <p>(25 分～30 分) アニュラス空気再循環設備を通じてファン容量 (113m³/min) で全量排気筒放出（フィルタの効果を検討する）</p> <p>(30 分～30 日) アニュラス空気再循環設備を通じてファン容量の約 15 % (17m³/min) が排気筒放出（フィルタの効果を検討する）</p>	<p>(0～25 分) 同 左</p> <p>(25 分～30 分) アニュラス空気再循環設備を通じてファン容量 (226m³/min) で全量排気筒放出（フィルタの効果を検討する）</p> <p>(30 分～30 日) アニュラス空気再循環設備を通じてファン容量の約 15% (34m³/min) が排気筒放出（フィルタの効果を検討する）</p>
安全補機室空気浄化設備のよう素用フィルタのよう素除去効率	<p>95% (0 分～30 日)</p>	<p>0 分～1 日 : 95% 1 日～4 日 : 0% 4 日～30 日 : 95% (1 日～4 日は安全補機室空気浄化設備の全周破断による全量漏えいを地上放出として想定)</p>
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>2006 年 1 月～2006 年 12 月の気象データに基づき「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)</p> <p>・排気筒放出 $\chi/Q : 1.8 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $3.5 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$</p>	<p>2006 年 1 月～2006 年 12 月の気象データに基づき「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)</p> <p>・排気筒放出 $\chi/Q : 1.5 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $3.5 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$</p> <p>・地上放出 $\chi/Q : 9.5 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$</p>

第 3-7-2 表 安全補機室空気浄化設備の排気ダクト全周破断時の影響評価

	既設置許可（添付十）の 事故解析評価結果	影響評価結果
よう素放出量（現行評価経路） （I-131 等価量（小児実効線量係数換算））	約 2.5×10^{11} Bq	約 2.2×10^{11} Bq
希ガス放出量（現行評価経路） （ γ 線エネルギー0.5MeV 換算値）	約 4.4×10^{13} Bq	約 4.1×10^{13} Bq
よう素放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （I-131 等価量（小児実効線量係数換算））	—	約 5.1×10^{10} Bq
希ガス放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （ γ 線エネルギー0.5MeV 換算値）	—	—
実効線量	約 0.17mSv	約 0.20mSv

第 3-7-3 表 主要解析条件の比較（アニュラス空気再循環設備）（1/2）

項 目	設計基準事故（原子炉冷却喪失時）の解析条件	影響評価における解析条件
単一故障	ディーゼル発電機 1 台	アニュラス空気再循環設備 排気ダクト全周破断
アニュラス空気再循環設備 のよう素用フィルタのよう 素除去効率	95% (25 分～30 日)	25 分～1 日 : 95% 1 日～4 日 : 90% 4 日～30 日 : 95%
アニュラス部の負圧達成ま でのよう素用フィルタのよ う素除去効率 負圧達成後のアニュラス排 気風量	(0～25 分) アニュラス空気再循環設備を通じ て全量排気筒放出（フィルタの効 果は考慮しない） (25 分～30 分) アニュラス空気再循環設備を通じ てファン容量（113m ³ /min）で全 量排気筒放出（フィルタの効果を 考慮する） (30 分～30 日) アニュラス空気再循環設備を通じ てファン容量の約 15% （17m ³ /min）が排気筒放出（フィ ルタの効果を考慮する）	(0～25 分) 同 左 (25 分～30 分) アニュラス空気再循環設備を通じ てファン容量（226m ³ /min）で全量排 気筒放出（フィルタの効果を考慮す る） (30 分～1 日) アニュラス空気再循環設備を通じ てファン容量の約 15%（34m ³ /min） が排気筒放出（フィルタの効果を考 慮する） (1 日～4 日) アニュラス空気再循環設備の排気ダ クト全周破断によりファン容量の約 115%（260m ³ /min）となる。そのう ち約 28%（72m ³ /min）が排気ダク トより地上放出（フィルタの効果を 考慮する）。加えて、安全補機室から の排気も全量地上放出として考慮 （フィルタの効果を考慮する）。 (4 日～30 日) アニュラス空気再循環設備を通じ てファン容量の約 15%（34m ³ /min） が排気筒放出（フィルタの効果を考 慮する）

第3-7-3表 主要解析条件の比較（アニュラス空気再循環設備）（2/2）

項目	設計基準事故（原子炉冷却材喪失時）の解析条件	影響評価における解析条件
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>2006年1月～2006年12月の気象データに基づき「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）</p> <p>・排気筒放出 $\chi/Q : 1.8 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ $D/Q : 3.5 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$</p>	<p>2006年1月～2006年12月の気象データに基づき「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）</p> <p>・排気筒放出 $\chi/Q : 1.8 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ $D/Q : 3.5 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$</p> <p>・地上放出 $\chi/Q : 1.2 \times 10^{-4} \text{s/m}^3$ $D/Q : 9.6 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$</p>

第3-7-4表 アニュラス空気再循環設備の排気ダクト全周破断時の影響評価

	既設置許可（添付十）の事故解析評価結果	影響評価結果
よう素放出量（現行評価経路） （I-131 等価量（小児実効線量係数換算））	約 $2.5 \times 10^{11} \text{Bq}$	約 $2.1 \times 10^{11} \text{Bq}$
希ガス放出量（現行評価経路） （ γ 線エネルギー0.5MeV換算値）	約 $4.4 \times 10^{13} \text{Bq}$	約 $3.3 \times 10^{13} \text{Bq}$
よう素放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （I-131 等価量（小児実効線量係数換算））	—	約 $2.7 \times 10^{10} \text{Bq}$
希ガス放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （ γ 線エネルギー0.5MeV換算値）	—	約 $8.4 \times 10^{12} \text{Bq}$
実効線量	約 0.17mSv	約 0.20mSv

資料 1 7 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書

目 次

資料 1 7 - 1	設計及び工事に係る品質管理の方法等	
資料 1 7 - 2	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	原子炉本体
資料 1 7 - 3	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設
資料 1 7 - 4	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	原子炉冷却系統施設
資料 1 7 - 5	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	計測制御系統施設
資料 1 7 - 6	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	放射性廃棄物の廃棄施設
資料 1 7 - 7	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	放射線管理施設
資料 1 7 - 8	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	原子炉格納施設
資料 1 7 - 9	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	非常用電源設備
資料 1 7 - 1 0	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	常用電源設備
資料 1 7 - 1 1	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	補助ボイラー
資料 1 7 - 1 2	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	火災防護設備
資料 1 7 - 1 3	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	浸水防護施設
資料 1 7 - 1 4	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	補機駆動用燃料設備（非 常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）
資料 1 7 - 1 5	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	非常用取水設備
資料 1 7 - 1 6	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	敷地内土木構造物
資料 1 7 - 1 7	本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画	緊急時対策所

(注) 今回の申請に当たり、上記いずれの資料も、平成 2 8 年 6 月 1 0 日付け原規規発第 1606104号、平成 2 9 年 7 月 1 9 日付け原規規発第1707191号、平成 3 0 年 6 月 2 7 日付け原規規発第1806277号、平成 3 0 年 8 月 6 日付け原規規発第1808063号、平成 3 1 年 1 月 2 8 日付け原規規発第1901281号、平成 3 1 年 3 月 2 7 日付け原規規発第 1903271号、平成 3 1 年 4 月 2 6 日付け原規規発第19042612号、令和元年 6 月 2 1 日付け原規規発第1906217号及び令和元年 8 月 1 9 日付け原規規発第1908191号にて認可された工事計画書並びに平成 3 0 年 5 月 2 4 日付け関原発第121号にて届出した工事計画書の記載に変更はない。