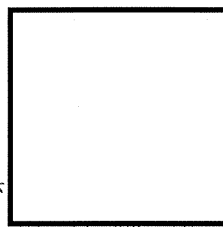




設計及び工事計画認可申請書の一部補正について

原子力発 第20469号
令和 3年 3月 10日

原子力規制委員会 殿



住所 香川県 番5号
氏名 四国電力株式会社

取締役社長 長井 啓
社長執行役員



令和2年11月19日付け原子力発 第20325号をもって申請しました伊方発電所第3号機設計及び工事計画認可申請書について、別紙のとおり補正します。

別 紙

目 次

- I. 補正項目
- II. 補正を必要とする理由を記載した書類
- III. 補正前後比較表
- IV. 補正内容を反映した書類

I. 補正項目

補正項目

補正項目及び補正箇所は下表のとおり。

補正項目	補正箇所
VI. 添付書類 添付書類 添付資料 ・資料3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される 条件の下における健全性に関する説明書	「Ⅲ. 補正前後比較表」による。

Ⅱ. 補正を必要とする理由を記載した書類

補正を必要とする理由

令和2年11月19日付け原子力発第20325号にて申請した設計及び工事計画認可申請書について、「資料3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の記載の充実を行うことから、補正する。

Ⅲ. 補正前後比較表

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画認可申請書の一部補正 補正前後比較表
 【資料3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>1. 概要 本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第14条第2項、第15条（第1項、第3項及び第5項を除く。）並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、申請範囲の配管が使用される条件の下における健全性について説明するものである。</p> <p>今回は、健全性として、申請範囲の配管に要求される機能を有効に発揮するための、構造設計に係る事項を考慮して、「機器相互の悪影響」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む）等における機器の健全性」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等」（以下「試験・検査性」という。）を説明する。</p> <p>2. 基本方針 申請範囲の配管が使用される条件の下における健全性について、以下の3項目に分けて説明する。</p> <p>2.1 悪影響の防止 設計基準対象施設は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮又は多重性を考慮する設計とする。また、発電用原子炉施設間で共用しない設計とする。□ 設計基準対象施設に考慮すべき他設備からの悪影響については、波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを、「2.2 環境条件等」に示す。</p> <p>2.2 環境条件等 安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待される安全機能を発揮できる設計とする。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。 安全施設について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、荷重、周辺機器等からの悪影響、冷却材の性状の影響に分け、以下（1）から（3）に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。</p>	<p>1. 概要 本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第14条第2項、第15条（第1項、第3項及び第5項を除く。）並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、申請範囲の配管が使用される条件の下における健全性について説明するものである。</p> <p>今回は、健全性として、申請範囲の配管に要求される機能を有効に発揮するための、構造設計に係る事項を考慮して、「機器相互の悪影響」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む）等における機器の健全性」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等」（以下「試験・検査性」という。）を説明する。</p> <p>2. 基本方針 申請範囲の配管が使用される条件の下における健全性について、以下の3項目に分けて説明する。</p> <p>2.1 悪影響の防止 設計基準対象施設は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮又は多重性を考慮する設計とする。また、発電用原子炉施設間で共用しない設計とする。なお、<u>内部発生飛散物による影響については、申請範囲の配管の設置場所に変更はなく、蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護を変更するものでないため、考慮不要である。</u> 設計基準対象施設に考慮すべき他設備からの悪影響については、波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを、「2.2 環境条件等」に示す。</p> <p>2.2 環境条件等 安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待される安全機能を発揮できる設計とする。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。 安全施設について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、荷重、周辺機器等からの悪影響、冷却材の</p>	<p>記載の充実</p> <p>記載の適正化（記載内容の繰り下がり。資料3において以下同様。）</p>

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画認可申請書の一部補正 補正前後比較表

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

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響並びに荷重</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境条件を考慮した設計とする。 原子炉格納容器内の安全施設は、設計基準事故等に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。 安全施設において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。 <p>a. 環境圧力</p> <p>原子炉格納容器外の機器については、事故時に想定される環境圧力が大気圧 (OMPa[gage]) であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の機器については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。</p> <p>安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」(以下「許可申請書十号」という。)ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器内の蒸気発生器出口側配管破断事故)」での最高圧力約0.214MPa[gage]を包絡する圧力 (原子炉格納容器最高使用圧力約0.283MPa[gage]) を設定する。</p> <p>設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられる設計とする。</p> <p>確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較によるものとする。</p> <p>b. 環境温度及び湿度による影響</p> <p>安全施設は、事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分 (原子炉格納容器内、原子炉建屋内) ごとに想定事故時に到達する最高値とし、区分ごとの環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器内の蒸気発生器出口側配管破断事故)」での温度約120℃を包絡する温度 (原子炉格納容器最高使用温度約132℃)</p>	<p>性状の影響に分け、以下 (1) から (3) に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響並びに荷重</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境条件を考慮した設計とする。 原子炉格納容器内の安全施設は、設計基準事故等に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。 安全施設において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。 <p>a. 環境圧力</p> <p>原子炉格納容器外の機器については、事故時に想定される環境圧力が大気圧 (OMPa[gage]) であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の機器については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。</p> <p>安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」(以下「許可申請書十号」という。)ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器内の蒸気発生器出口側配管破断事故)」での最高圧力約0.214MPa[gage]を包絡する圧力 (原子炉格納容器最高使用圧力約0.283MPa[gage]) を設定する。</p> <p>設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられる設計とする。</p> <p>確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較によるものとする。</p> <p>b. 環境温度及び湿度による影響</p> <p>安全施設は、事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分 (原子炉格納容器内、原子炉建屋内) ごとに想定事故時に到達する最高値とし、区分ごとの環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原</p>	

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画認可申請書の一部補正 補正前後比較表

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

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>及び湿度100%を設定する。</p> <p>原子炉格納容器外の原子炉建屋内の安全施設に対しては、事故等時の設備の使用状態に応じて、空調設備により冷却しているエリアは温度約40℃、100%までの湿度を設定する。</p> <p>設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられる設計とする。</p> <p>環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価によるものとする。</p> <p>また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、設定した湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。</p> <p>湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様との比較によるものとする。</p> <p>c. 放射線による影響</p> <p>安全施設は、事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建屋内）ごとに想定事故時に到達する最大線量とし、区分ごとの放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、安全施設の機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内及び屋内の原子炉格納容器貫通部付近の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、発電用原子炉設置変更許可申請書「添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書」（以下「許可申請書添付書類十」という。）「4.2.1 原子炉冷却材喪失」時の最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内及び屋内の原子炉格納容器貫通部（大口径）付近は1.5mGy/年以下を設定する。屋内の原子炉格納容器貫通部（小口径）付近は0.3mGy/年以下を設定する。</p> <p>第2-1表～第2-3表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。</p> <p>放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないことを確認する。</p>	<p>原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内での蒸気発生器出口側配管破断事故）での温度約120℃を包絡する温度（原子炉格納容器最高使用温度約132℃）及び湿度100%を設定する。</p> <p>原子炉格納容器外の原子炉建屋内の安全施設に対しては、事故等時の設備の使用状態に応じて、空調設備により冷却しているエリアは温度約40℃、100%までの湿度を設定する。</p> <p>設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられる設計とする。</p> <p>環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価によるものとする。</p> <p>また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、設定した湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。</p> <p>湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様との比較によるものとする。</p> <p>c. 放射線による影響</p> <p>安全施設は、事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建屋内）ごとに想定事故時に到達する最大線量とし、区分ごとの放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、安全施設の機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内及び屋内の原子炉格納容器貫通部付近の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、発電用原子炉設置変更許可申請書「添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書」（以下「許可申請書添付書類十」という。）「4.2.1 原子炉冷却材喪失」時の最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内及び屋内の原子炉格納容器貫通部（大口径）付近は1.5mGy/年以下を設定する。屋内の原子炉格納容器貫通部（小口径）付近は0.3mGy/年以下を設定する。</p> <p>第2-1表～第2-3表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。</p> <p>放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部においては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧</p>	

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画認可申請書の一部補正 補正前後比較表

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

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認する実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較する。</p> <p>d. 荷重 安全施設の地震を含む荷重の組合せに対する設計については、資料4「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>(2) 周辺機器等からの悪影響 ・安全施設は他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。 波及的影響を含めた安全施設の耐震設計については、資料4「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>(3) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。） ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学評価指針」(JSME S 012-1998) による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。 ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止できる設計とする。 配管内円柱状構造物の流体力学評価については、資料6「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。</p> <p>2.3 試験・検査性 設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子炉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。）を実施できるよう機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査含む）が可能な設計とする。 なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。 これらの試験及び検査については、使用前事業者検査、定期事業者検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮する。 機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、試験及び検査ができるテストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備する。 以下に試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。</p>	<p>部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないことを確認する。</p> <p>確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認する実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較する。</p> <p>d. 荷重 安全施設の地震を含む荷重の組合せに対する設計については、資料4「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>(2) 周辺機器等からの悪影響 ・安全施設は他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。 波及的影響を含めた安全施設の耐震設計については、資料4「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>(3) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。） ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学評価指針」(JSME S 012-1998) による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。 ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止できる設計とする。 配管内円柱状構造物の流体力学評価については、資料6「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。</p> <p>2.3 試験・検査性 設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子炉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。）を実施できるよう機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査含む）が可能な設計とする。 なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。 これらの試験及び検査については、使用前事業者検査、定期事業者検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮する。</p>	

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画認可申請書の一部補正 補正前後比較表
 【資料3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(1) 試験・検査性 申請範囲の配管は、以下に示す試験・検査が実施可能な設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非破壊検査が可能な設計とする。 ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。 	<p>機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、試験及び検査ができるテストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備する。 以下に試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。</p> <p>(1) 試験・検査性 申請範囲の配管は、以下に示す試験・検査が実施可能な設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非破壊検査が可能な設計とする。 ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。 	

IV. 補正内容を反映した書類

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第14条第2項、第15条（第1項、第3項及び第5項を除く。）並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、申請範囲の配管が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

今回は、健全性として、申請範囲の配管に要求される機能を有効に発揮するための、構造設計に係る事項を考慮して、「機器相互の悪影響」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む）等における機器の健全性」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等」（以下「試験・検査性」という。）を説明する。

2. 基本方針

申請範囲の配管が使用される条件の下における健全性について、以下の3項目に分けて説明する。

2.1 悪影響の防止

設計基準対象施設は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮又は多重性を考慮する設計とする。また、発電用原子炉施設間で共用しない設計とする。なお、内部発生飛散物による影響については、申請範囲の配管の設置場所に変更はなく、蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護を変更するものでないため、考慮不要である。

設計基準対象施設に考慮すべき他設備からの悪影響については、波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを、「2.2 環境条件等」に示す。

2.2 環境条件等

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待される安全機能を発揮できる設計とする。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

安全施設について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、荷重、周辺機器等からの悪影響、冷却材の

性状の影響に分け、以下 (1) から (3) に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響並びに荷重

- ・安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境条件を考慮した設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設は、設計基準事故等に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全施設において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

a. 環境圧力

原子炉格納容器外の機器については、事故時に想定される環境圧力が大気圧 (0MPa[gage]) であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の機器については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」(以下「許可申請書十号」という。)ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器内での蒸気発生器出口側配管破断事故)」での最高圧力約0.214MPa[gage]を包絡する圧力(原子炉格納容器最高使用圧力約0.283MPa[gage])を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられる設計とする。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設は、事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分(原子炉格納容器内、原子炉建屋内)ごとに想定事故時に到達する最高値とし、区分ごとの環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原

子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内での蒸気発生器出口側配管破断事故）」での温度約120℃を包絡する温度（原子炉格納容器最高使用温度約132℃）及び湿度100%を設定する。

原子炉格納容器外の原子炉建屋内の安全施設に対しては、事故等時の設備の使用状態に応じて、空調設備により冷却しているエリアは温度約40℃、100%までの湿度を設定する。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられる設計とする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価によるものとする。

また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、設定した湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較によるものとする。

c. 放射線による影響

安全施設は、事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建屋内）ごとに想定事故時に到達する最大線量とし、区分ごとの放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、安全施設の機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

原子炉格納容器内及び屋内の原子炉格納容器貫通部付近の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロにおいて評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、発電用原子炉設置変更許可申請書「添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書」（以下「許可申請書添付書類十」という。）「4.2.1 原子炉冷却材喪失」時の最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内及び屋内の原子炉格納容器貫通部（大口径）付近は1.5MGy/年以下を設定する。屋内の原子炉格納容器貫通部（小口径）付近は0.3MGy/年以下を設定する。

第2-1表～第2-3表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧

部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないことを確認する。

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認する実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較する。

d. 荷重

安全施設の地震を含む荷重の組合せに対する設計については、資料4「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。

(2) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設は他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。

波及的影響を含めた安全施設の耐震設計については、資料4「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。

(3) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）

- ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S 012-1998) による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。
- ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止できる設計とする。

配管内円柱状構造物の流力振動評価については、資料6「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

2.3 試験・検査性

設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「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。）を実施できるよう機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査含む）が可能な設計とする。

なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前事業者検査、定期事業者検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮する。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、試験及び検査ができるテストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備する。

以下に試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 試験・検査性

申請範囲の配管は、以下に示す試験・検査が実施可能な設計とする。

- ・非破壊検査が可能な設計とする。
- ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。