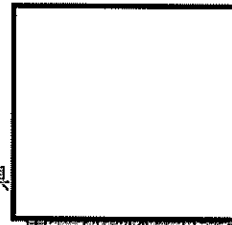


設計及び工事計画届出書の一部補正について

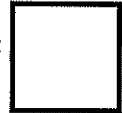
原子力発 第21044号  
令和 3年 4月 26日

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3年4月8日付け原子力発 第20454号をもって届出しました伊方発電所第3号機設計及び工事計画届出書について、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
II. 工事計画 ・原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。） 11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。） の基本設計方針、適用基準及び適用規格 （1）基本設計方針	「III. 補正前後比較表」による。
VI. 添付書類  添付書類 添付資料 ・資料3 クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書 ・資料4 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6 強度に関する説明書 資料6-2 強度計算方法	「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3年4月8日付け原子力発第20454号にて届出した設計及び工事計画届出書について、「Ⅱ. 工事計画」、「Ⅵ. 添付書類」の記載の適正化及び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 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表

【Ⅱ. 工事計画 原子炉冷却系統施設 11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格】

変更前		変更後		備考
変更前	変更後	変更前	変更後	
変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/13）	第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/13）	第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/13）	第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/13）	記載の適正化

II-3-11-27-

II-3-11-27-

(注) 記載の適正化を行う。原工事計画届出書には、計測制御系統施設の常設監視重要重大事故防止設備として、安全監視系ロジック盤を記載。

第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/13）

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表

【Ⅱ. 工事計画 原子炉冷却系統施設 11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格】

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">変 更 後</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機墜落下等）、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港域内に入港する船舶の火災及びびはい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを提供する設計とする。落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはないため、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動による周辺斜面の崩壊や道路面の滑りに対しては、崩落土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダにより崩壊箇所の復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、事前に土質その他資材材による段差緩和対策を講じるとともに、段差発生時にはホイールローダによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、霧害、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港域内に入港する船舶の火災及びびはい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震発生火災の有無や、地震に伴う洪水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は迂回路を含む複数のルート選定が可能な配線設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（<u>「運転用原子炉設備における設備を引抜き置き置きその他の火險の履歴について」</u>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する。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設け又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に停機状態にある重大事故等対処設備は、試験又は検査に当たって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器に</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機墜落下等）、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港域内に入港する船舶の火災及びびはい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを提供する設計とする。落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはないため、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動による周辺斜面の崩壊や道路面の滑りに対しては、崩落土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダにより崩壊箇所の復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、事前に土質その他資材材による段差緩和対策を講じるとともに、段差発生時にはホイールローダによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、霧害、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港域内に入港する船舶の火災及びびはい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震発生火災の有無や、地震に伴う洪水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は迂回路を含む複数のルート選定が可能な配線設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（<u>「運用用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす危険なその他の火險の履歴について」</u>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する。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。重大事故等対処設備は、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設け又は必要に応じて準備することによって試験可能な設計とする。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に停機状態にある重大事故等対処設備は、試験又は検査に当たって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器に</p>	<p style="text-align: center;">備 考</p> <p style="text-align: center;">記載の適正化</p>



伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表

【Ⅱ. 工事計画 原子炉冷却系統施設 11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格】

変 更 前	変 更 後	備 考								
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%; text-align: center;">変 更 前</td> <td style="width: 50%; text-align: center;">変 更 後</td> </tr> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">変更なし</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">- II-3-11-57 -</p>	変 更 前	変 更 後	<ul style="list-style-type: none"> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</li> </ul>	変更なし	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%; text-align: center;">変 更 前</td> <td style="width: 50%; text-align: center;">変 更 後</td> </tr> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">変更なし</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">- II-3-11-57 -</p> <p>(注1) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「発電用原子炉設備における破断を引き起こすき裂その他の欠陥の解析について」と記載。</p>	変 更 前	変 更 後	<ul style="list-style-type: none"> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</li> </ul>	変更なし	<p>記載の適正化</p>
変 更 前	変 更 後									
<ul style="list-style-type: none"> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</li> </ul>	変更なし									
変 更 前	変 更 後									
<ul style="list-style-type: none"> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</li> </ul>	変更なし									

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表  
 【資料3 クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書】

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>a. 応力腐食割れ発生環境下において、応力腐食割れ発生の可能性が高い材料の選定を避ける。</p> <p>b. 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。</p> <p>c. 応力腐食割れの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。</p> <p>(2) 届出範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について                  届出範囲におけるクラス1機器及びクラス1支持構造物は、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制する。</p> <p>a. 配管及び弁</p> <p>(a) 材料選定                  届出範囲に使用する材料は、炭素含有量を制限 (<math>C \leq 0.05\%</math>) したSUS316材であり、応力腐食割れの感受性が低く、これまでもPWRの1次系高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。</p> <p>(b) 発生応力                  届出範囲は、運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (JSME S NB1-2007)」に基づき十分な品質管理を行う。  <u>また、届出範囲の溶接部においては、過大な初層溶接入熱とならない全層Tig溶接<sup>※1</sup>を用いるとともに、開先等の形状に配慮し不連続で特異な形状としないことにより、引張残留応力の低減を図る。</u>                  さらに、表層の硬化による応力腐食割れの発生防止のために、今回の工事範囲において、配管内表面の機械加工として加工硬化の低減を図る加工方法を用いるとともに、配管内表面の機械加工として加工硬化の低減を図る加工方法を適用できない部分については、引張残留応力の改善を図るバフ研磨を行う。</p> <p><u>※1：全層にわたりTig溶接を実施する溶接施工方法</u></p> <p>(c) 環境                  定格出力運転時の1次冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行う。                  また、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止する。</p>	<p>a. 応力腐食割れ発生環境下において、応力腐食割れ発生の可能性が高い材料の選定を避ける。</p> <p>b. 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。</p> <p>c. 応力腐食割れの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。</p> <p>(2) 届出範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について                  届出範囲におけるクラス1機器及びクラス1支持構造物は、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制する。</p> <p>a. 配管及び弁</p> <p>(a) 材料選定                  届出範囲に使用する材料は、炭素含有量を制限 (<math>C \leq 0.05\%</math>) したSUS316材であり、応力腐食割れの感受性が低く、これまでもPWRの1次系高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。</p> <p>(b) 発生応力                  届出範囲は、運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (JSME S NB1-2007)」に基づき十分な品質管理を行う。  <u>また、届出範囲は、開先等の形状に配慮し不連続で特異な形状としないことや溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件及び溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図る。</u>                  さらに、表層の硬化による応力腐食割れの発生防止のために、今回の工事範囲において、配管内表面の機械加工として加工硬化の低減を図る加工方法を用いるとともに、配管内表面の機械加工として加工硬化の低減を図る加工方法を適用できない部分については、引張残留応力の改善を図るバフ研磨を行う。</p> <p>(c) 環境                  定格出力運転時の1次冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行う。                  また、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表  
 【資料4 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>によって同時に損なわれるおそれがないように、可能な限り多重性、多様性、独立性、位置的分散を考慮した設計としており、届出範囲における重大事故等対処設備の多重性、多様性及び位置的分散についても、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画から変更はない。</p> <p>設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備の機能と、多重性、多様性及び位置的分散について「3. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。</p> <p>2.2 悪影響の防止</p> <p>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、<u>申請範囲</u>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。</p> <p>重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。他設備に悪影響を及ぼす要因としては、地震を考慮する。</p> <p>なお、設計基準対象施設に考慮すべき<u>他設備からの悪影響</u>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、「2.3 環境条件」に示す。</p> <p>(1) 地震による影響</p> <p>常設重大事故等対処設備は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>悪影響防止を含めた常設重大事故等対処設備の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>2.3 環境条件等</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備は、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。</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線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、<u>海水を通水する系統への影響</u>、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。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、そ</p> <p style="text-align: center;">- 資 4-2 -</p>	<p>によって同時に損なわれるおそれがないように、可能な限り多重性、多様性、独立性、位置的分散を考慮した設計としており、届出範囲における重大事故等対処設備の多重性、多様性及び位置的分散についても、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画から変更はない。</p> <p>設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備の機能と、多重性、多様性及び位置的分散について「3. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。</p> <p>2.2 悪影響の防止</p> <p>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、<u>届出範囲</u>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。</p> <p>重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。他設備に悪影響を及ぼす要因としては、地震を考慮する。</p> <p>なお、設計基準対象施設に考慮すべき<u>地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による他設備からの悪影響</u>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、「2.3 環境条件」に示す。</p> <p>(1) 地震による影響</p> <p>常設重大事故等対処設備は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>悪影響防止を含めた常設重大事故等対処設備の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>2.3 環境条件等</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備は、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。</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線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、<u>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。）</u>の影響を考慮する。</p> <p style="text-align: center;">- 資 4-2 -</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の充実</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（記載内容の繰り下がり。資料4において以下同様。）</p>

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表  
 【資料4 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>の設置場所に応じた耐環境性を有する設計とする。重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重のみならず、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。</p> <p>荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び地震による荷重を考慮する。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備について、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、海水を通水する系統への影響、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（4）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"> <li>・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。</li> <li>・原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</li> <li>・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。</li> <li>・安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</li> </ul> <p>a. 環境圧力</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。</p> <p>重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハにおいて評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」での最高圧力（約0.345MPa[gage]）を設定する。</p>	<p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とする。重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重のみならず、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。</p> <p>荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び地震による荷重を考慮する。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備について、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、海水を通水する系統への影響、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（4）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"> <li>・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。</li> <li>・原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</li> <li>・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。</li> <li>・安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</li> </ul> <p>a. 環境圧力</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。</p> <p>重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハにおいて評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「格納容器過</p>	

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表  
 【資料4 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>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、耐圧部にあつては、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>安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内）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>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハにおいて評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」での最高温度（約138℃）及び湿度100%を設定する。</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。</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。</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>安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ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）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</p>	<p>温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」での最高圧力（約0.345MPa[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、耐圧部にあつては、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>安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内）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>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハにおいて評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」での最高温度（約138℃）及び湿度100%を設定する。</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。</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。</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>安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ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</p>	

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表  
 【資料4 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>及び重大事故等対処設備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、原子炉格納容器内は1.5MGy/年以下を設定する。放射線については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最大線量とし、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理を用いる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハにおいて評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」を選定し、当該事故での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy/7日間以下を設定する。</p> <p>第2-1表～第2-4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。</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</p> <p>安全施設及び常設重大事故等対処設備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5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。重大事故等時に海水を通水する機器であつて通常時は海水を通水しない機器（炉心注水、代替炉心注水）については、可能な限り淡水源からの給水を優先することとし、海水通水時において、高温時の格納容器再循環サ</li> </ul>	<p>の適切な区分（原子炉格納容器内）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、安全施設及び重大事故等対処設備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、原子炉格納容器内は1.5MGy/年以下を設定する。放射線については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最大線量とし、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理を用いる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハにおいて評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」を選定し、当該事故での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy/7日間以下を設定する。</p> <p>第2-1表～第2-4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。</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</p> <p>安全施設及び常設重大事故等対処設備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5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。重大事故等時に海水を通水する機器であつて通常時は海水を通水しない機器（炉心注水、代替炉心注水）については、可能な限り淡水源からの給</li> </ul>	

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表  
 【資料4 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>ンプからの取水との併用を行わないことにより、低温の海水を短期間であれば健全性が維持できる金属材料（ステンレス鋼）を用いる設計とする。</p> <p>(3) 周辺機器等からの悪影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により、重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。</li> <li>地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。</li> </ul> <p>波及的影響を含めた安全施設及び重大事故等対処設備の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p>(4) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <p>配管内円柱状構造物の流体力学評価については、資料7「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>2.4 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「<u>発電用原子力設備における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈について</u>」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。</p> <p>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。</p> <p>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>	<p>水を優先することとし、海水通水時において、高温時の格納容器再循環サンプからの取水との併用を行わないことにより、低温の海水を短期間であれば健全性が維持できる金属材料（ステンレス鋼）を用いる設計とする。</p> <p>(3) 周辺機器等からの悪影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により、重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。</li> <li>常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。位置的分散については「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。</li> <li>地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。</li> </ul> <p>波及的影響を含めた安全施設及び重大事故等対処設備の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。</p> <p><u>耐震設計以外の火災、溢水並びに地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象に対する波及的影響を含めた設計については、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画の資料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」による。</u></p> <p>(4) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <p>配管内円柱状構造物の流体力学評価については、資料7「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>2.4 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「<u>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</u>」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</p>	<p>記載の充実</p> <p>記載の充実</p> <p>記載の適正化</p>

伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表  
 【資料4 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>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。</p> <p>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</p> <p>届出範囲の配管及び弁は、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"> <li>・弁は分解が可能な設計とする。</li> <li>・非破壊検査が可能な設計とする。</li> <li>・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。</li> </ul> <p style="text-align: center;">- 資 4-7 -</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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> <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。</p> <p>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</p> <p>届出範囲の配管及び弁は、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"> <li>・弁は分解が可能な設計とする。</li> <li>・非破壊検査が可能な設計とする。</li> <li>・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。</li> </ul> <p style="text-align: center;">- 資 4-7 -</p>	



伊方発電所第3号機 設計及び工事計画届出書の一部補正 補正前後比較表  
【資料6-2 強度計算方法】

変更前				変更後				備考		
第2-5表 運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事象に対する荷重の概要と強度評価上の取扱い										
事象	事象の概略説明	事故時荷重 (H) <sup>(注2)</sup>	ピーク圧力 (MPa)	強度評価上の取扱い	事象	事象の概略説明	事故時荷重 (H) <sup>(注2)</sup>	ピーク圧力 (MPa)	強度評価上の取扱い	
運転状態Ⅲ	Ⅲ-a 1次冷却系細管破断事故	口径18以下の配管の破断又は口径18を超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =13kN)	15.41	包絡圧力に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa	Ⅲ-a 1次冷却系細管破断事故	口径18以下の配管の破断又は口径18を超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =13kN)	15.41	包絡圧力に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa
	Ⅲ-b 主蒸気管小破断事故	口径68以下の配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =100kN)	17.30		Ⅲ-b 主蒸気管小破断事故	口径68以下の配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =100kN)	17.30	
	Ⅲ-c 1次冷却材流量喪失事故	3個の1次冷却材ポンプのコーストダウンを想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	17.10		Ⅲ-c 1次冷却材流量喪失事故	3個の1次冷却材ポンプのコーストダウンを想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	17.10	
	Ⅳ-a 1次冷却材喪失事故	口径18を超え48以下の配管の破断又は口径18を超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =150kN)	15.41		Ⅳ-a 1次冷却材喪失事故	口径18を超え48以下の配管の破断又は口径18を超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =150kN)	15.41	
	Ⅳ-b 主蒸気管破断事故	口径68を超える配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はないが、ジェット反力が大きい。 (F <sub>J</sub> =3,800kN)	15.41		Ⅳ-b 主蒸気管破断事故	口径68を超える配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はないが、ジェット反力が大きい。 (F <sub>J</sub> =3,800kN)	15.41	
	Ⅳ-c 1次冷却材ポンプ軸固着事故	1個の1次冷却材ポンプの軸が瞬時に固着することを想定	短期的には1次冷却材ポンプ回りに水撃が起るが、1次系内の急激な圧力変動は小さく、事故時荷重は生じない。	16.94	包絡圧力、又は、主蒸気管破断事故時のピーク圧力に事故時荷重を加えた荷重のいずれか大きい方に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa	Ⅳ-c 1次冷却材ポンプ軸固着事故	1個の1次冷却材ポンプの軸が瞬時に固着することを想定	短期的には1次冷却材ポンプ回りに水撃が起るが、1次系内の急激な圧力変動は小さく、事故時荷重は生じない。	16.94	包絡圧力、又は、主蒸気管破断事故時のピーク圧力に事故時荷重を加えた荷重のいずれか大きい方に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa
運転状態Ⅳ	Ⅳ-d 制御棒クラスタ飛出し事故	最も反応度が高い単一制御棒の炉心からの瞬時放出を想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =50kN)	16.72		Ⅳ-d 制御棒クラスタ飛出し事故	最も反応度が高い単一制御棒の炉心からの瞬時放出を想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =50kN)	16.72	
	Ⅳ-e 主給水管破断事故	主給水管に破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も比較的小さい。 (F <sub>J</sub> =720kN)	17.50		Ⅳ-e 主給水管破断事故	主給水管に破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も比較的小さい。 (F <sub>J</sub> =720kN)	17.50	
	Ⅳ-f 蒸気発生器伝熱管破断事故	1体の伝熱管の破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =8kN)	15.41		Ⅳ-f 蒸気発生器伝熱管破断事故	1体の伝熱管の破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =8kN)	15.41	
	(注1) 事故時に発生する機械的荷重									
	(注2) Fは、ジェット反力を示す。									
	(注3) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、JEG4613に基づき行った。なお、漏えい部の開口面積は、口径18以下の配管の断面積相当とする。									
(注4) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、JEG4613に基づき行った。なお、漏えい部の開口面積は、口径18を超え48以下の配管の断面積相当とする。										
第2-5表 運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事象に対する荷重の概要と強度評価上の取扱い										
事象	事象の概略説明	事故時荷重 (H) <sup>(注2)</sup>	ピーク圧力 (MPa)	強度評価上の取扱い	事象	事象の概略説明	事故時荷重 (H) <sup>(注2)</sup>	ピーク圧力 (MPa)	強度評価上の取扱い	
運転状態Ⅲ	Ⅲ-a 1次冷却系細管破断事故	口径18以下の配管の破断又は口径18を超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =13kN)	15.41	包絡圧力に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa	Ⅲ-a 1次冷却系細管破断事故	口径18以下の配管の破断又は口径18を超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =13kN)	15.41	包絡圧力に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa
	Ⅲ-b 主蒸気管小破断事故	口径68以下の配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =100kN)	17.30		Ⅲ-b 主蒸気管小破断事故	口径68以下の配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =100kN)	17.30	
	Ⅲ-c 1次冷却材流量喪失事故	3個の1次冷却材ポンプのコーストダウンを想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	17.10		Ⅲ-c 1次冷却材流量喪失事故	3個の1次冷却材ポンプのコーストダウンを想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	17.10	
	Ⅳ-a 1次冷却材喪失事故	口径18を超え48以下の配管の破断又は口径18を超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =150kN)	15.41		Ⅳ-a 1次冷却材喪失事故	口径18を超え48以下の配管の破断又は口径18を超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =150kN)	15.41	
	Ⅳ-b 主蒸気管破断事故	口径68を超える配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はないが、ジェット反力が大きい。 (F <sub>J</sub> =3,800kN)	15.41		Ⅳ-b 主蒸気管破断事故	口径68を超える配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はないが、ジェット反力が大きい。 (F <sub>J</sub> =3,800kN)	15.41	
	Ⅳ-c 1次冷却材ポンプ軸固着事故	1個の1次冷却材ポンプの軸が瞬時に固着することを想定	短期的には1次冷却材ポンプ回りに水撃が起るが、1次系内の急激な圧力変動は小さく、事故時荷重は生じない。	16.94	包絡圧力、又は、主蒸気管破断事故時のピーク圧力に事故時荷重を加えた荷重のいずれか大きい方に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa	Ⅳ-c 1次冷却材ポンプ軸固着事故	1個の1次冷却材ポンプの軸が瞬時に固着することを想定	短期的には1次冷却材ポンプ回りに水撃が起るが、1次系内の急激な圧力変動は小さく、事故時荷重は生じない。	16.94	包絡圧力、又は、主蒸気管破断事故時のピーク圧力に事故時荷重を加えた荷重のいずれか大きい方に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa
運転状態Ⅳ	Ⅳ-d 制御棒クラスタ飛出し事故	最も反応度が高い単一制御棒の炉心からの瞬時放出を想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =50kN)	16.72		Ⅳ-d 制御棒クラスタ飛出し事故	最も反応度が高い単一制御棒の炉心からの瞬時放出を想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =50kN)	16.72	
	Ⅳ-e 主給水管破断事故	主給水管に破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も比較的小さい。 (F <sub>J</sub> =720kN)	17.50		Ⅳ-e 主給水管破断事故	主給水管に破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も比較的小さい。 (F <sub>J</sub> =720kN)	17.50	
	Ⅳ-f 蒸気発生器伝熱管破断事故	1体の伝熱管の破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =8kN)	15.41		Ⅳ-f 蒸気発生器伝熱管破断事故	1体の伝熱管の破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 (F <sub>J</sub> =8kN)	15.41	
	(注1) 事故時に発生する機械的荷重									
	(注2) Fは、ジェット反力を示す。									
	(注3) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、JEG4613に基づき行った。なお、漏えい部の開口面積は、口径18以下の配管の断面積相当とする。									
(注4) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、JEG4613に基づき行った。なお、漏えい部の開口面積は、口径18を超え48以下の配管の断面積相当とする。										

記載の適正化

#### IV. 補正内容を反映した書類

第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/13）

耐震設計上の施設区分	設備分類	設 備	直接支持構造物	間接支持構造物
<p>常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設</p> <p>基準地震動Ssによる地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するため必要な機能が損なわれないよう設計するもの</p>	<p>1. 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備（重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料ピットの冷却機能が失われた場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するため必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p>	<p>(3) 計測制御系統施設（つづき）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉外核計装盤</li> <li>・主盤及び原子炉補助盤</li> <li>・多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）</li> <li>・原子炉トリップ遮断器</li> <li>・原子炉容器水位</li> <li>・補助給水ライン流量</li> <li>・原子炉補機冷却水サージタンク水位</li> <li>・燃料取替用水タンク水位</li> <li>・ほう酸タンク水位</li> <li>・安全保護系計器ラック</li> <li>・重大事故対処設備制御盤-2</li> <li>・主要弁</li> <li>・主配管</li> </ul> <p>(4) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）</li> <li>・格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）</li> <li>・中央制御室再循環ファン</li> <li>・中央制御室非常用給気ファン</li> <li>・中央制御室非常用給気フィルタユニット</li> <li>・中央制御室空調ユニット</li> <li>・中央制御室遮へい</li> <li>・事故時放射線監視盤</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機器・電気計装設備等の支持構造物</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・内部コンクリート</li> <li>・原子炉建屋</li> <li>・原子炉補助建屋</li> </ul>

変 更 前

変 更 後

変更なし

変 更 前	変 更 後
<p>自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはないため、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動による周辺斜面の崩壊や道路面の滑りに対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、事前に土嚢その他資機材による段差緩和対策を講じるとともに、段差発生時にはホイールローダによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「<u>实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</u>」<sup>(注1)</sup>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する。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器に</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

(注1) 記載の適正化を行う。既工事計画書には「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」と記載。

- a. 応力腐食割れ発生環境下において、応力腐食割れ発生の可能性が高い材料の選定を避ける。
- b. 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。
- c. 応力腐食割れの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。

(2) 届出範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

届出範囲におけるクラス1機器及びクラス1支持構造物は、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制する。

a. 配管及び弁

(a) 材料選定

届出範囲に使用する材料は、炭素含有量を制限 ( $C \leq 0.05\%$ ) したSUS316材であり、応力腐食割れの感受性が低く、これまでもPWRの1次系高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。

(b) 発生応力

届出範囲は、運転中の引張応力が增大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (JSME S NB1-2007)」に基づき十分な品質管理を行う。

また、届出範囲は、開先等の形状に配慮し不連続で特異な形状としないことや溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件及び溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図る。

さらに、表層の硬化による応力腐食割れの発生防止のために、今回の工事範囲において、配管内表面の機械加工として加工硬化の低減を図る加工方法を用いるとともに、配管内表面の機械加工として加工硬化の低減を図る加工方法を適用できない部分については、引張残留応力の改善を図るバフ研磨を行う。

(c) 環境

定格出力運転時の1次冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行う。

また、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止する。

によって同時に損なわれるおそれがないように、可能な限り多重性、多様性、独立性、位置的分散を考慮した設計としており、届出範囲における重大事故等対処設備の多重性、多様性及び位置的分散についても、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画から変更はない。

設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備の機能と、多重性、多様性及び位置的分散について「3. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。

## 2.2 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、届出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。

重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。他設備に悪影響を及ぼす要因としては、地震を考慮する。

なお、設計基準対象施設に考慮すべき地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による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、「2.3 環境条件」に示す。

### (1) 地震による影響

常設重大事故等対処設備は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。

悪影響防止を含めた常設重大事故等対処設備の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。

## 2.3 環境条件等

安全施設及び重大事故等対処設備は、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。

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるように、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とする。重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重のみならず、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び地震による荷重を考慮する。

安全施設及び重大事故等対処設備について、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、海水を通水する系統への影響、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（4）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重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるように、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。

重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハにおいて評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「格納容器過



温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」での最高圧力（約0.345MPa[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、耐圧部にあつては、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

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内）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。

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

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

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

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ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）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、安全施設及び重大事故等対処設備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、原子炉格納容器内は1.5MGy/年以下を設定する。放射線については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最大線量とし、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理を用いる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハにおいて評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」を選定し、当該事故での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy/7日間以下を設定する。

第2-1表～第2-4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

安全施設及び常設重大事故等対処設備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5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。

#### (2) 海水を通水する系統への影響

- ・設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。重大事故等時に海水を通水する機器であつて通常時は海水を通水しない機器（炉心注水、代替炉心注水）については、可能な限り淡水源からの給

水を優先することとし、海水通水時において、高温時の格納容器再循環サンプからの取水との併用を行わないことにより、低温の海水を短期間であれば健全性が維持できる金属材料（ステンレス鋼）を用いる設計とする。

### (3) 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。
- ・重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により、重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。
- ・常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。位置的分散については「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。
- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。

波及的影響を含めた安全施設及び重大事故等対処設備の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。

耐震設計以外の火災、溢水並びに地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象に対する波及的影響を含めた設計については、平成28年3月23日付け原規規発第1603231号にて認可された工事計画の資料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」による。

### (4) 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7「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。

## 2.4 試験・検査性

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「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」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

届出範囲の配管及び弁は、以下に示す試験・検査が実施可能な設計とする。

- ・弁は分解が可能な設計とする。
- ・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。

第2-5表 運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事象に対する荷重の概要と強度評価上の取扱い

事 象		事 象 の 概 略 説 明	事故時荷重 <sup>(注1)</sup> <sup>(注2)</sup>	ピーク圧力 (MPa)	強度評価上の取扱い
運 転 状 態 Ⅲ	Ⅲ-a 1次冷却系細管破断事故	口径1B以下の配管の破断又は口径1Bを超える配管からの漏えい <sup>(注3)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 ( $F_j=13\text{kN}$ )	15.41	包絡圧力に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。  包絡圧力：P=18.88MPa
	Ⅲ-b 主蒸気管小破断事故	口径6B以下の配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 ( $F_j=160\text{kN}$ )	17.30	
	Ⅲ-c 1次冷却材流量喪失事故	3個の1次冷却材ポンプのコーストダウンを想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	17.10	
運 転 状 態 Ⅳ	Ⅳ-a 1次冷却材喪失事故	口径1Bを超え4B以下の配管の破断又は口径4Bを超える配管からの漏えい <sup>(注4)</sup> を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 ( $F_j=150\text{kN}$ )	15.41	包絡圧力、又は、主蒸気管破断事故時のピーク圧力に事故時荷重を加えた荷重のいずれか大きい方に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。  包絡圧力：P=18.88MPa
	Ⅳ-b 主蒸気管破断事故	口径6Bを超える配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はないが、ジェット反力が大きい。 ( $F_j=3,800\text{kN}$ )	15.41	
	Ⅳ-c 1次冷却材ポンプ軸固着事故	1個の1次冷却材ポンプの軸が瞬時に固着することを想定	短期的には1次冷却材ポンプ回りに水撃が起こるが、1次系内の急激な圧力変動は小さく、事故時荷重は生じない。	16.94	
	Ⅳ-d 制御棒クラスタ飛出し事故	最も反応度が高い単一制御棒の炉心からの瞬時放出を想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 ( $F_j=50\text{kN}$ )	16.72	
	Ⅳ-e 主給水管破断事故	主給水管に破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も比較的小さい。 ( $F_j=720\text{kN}$ )	17.50	
	Ⅳ-f 蒸気発生器伝熱管破損事故	1体の伝熱管の破断を想定。	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 ( $F_j=8\text{kN}$ )	15.41	

(注1) 事故時に発生する機械的荷重

(注2)  $F_j$ は、ジェット反力を示す。

(注3) 漏えい部の開口面積は、口径1B以下の配管の断面積相当とする。

(注4) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、JEAG4613に基づき行った。なお、漏えい部の開口面積は、口径1Bを超え4B以下の配管の断面積相当とする。