

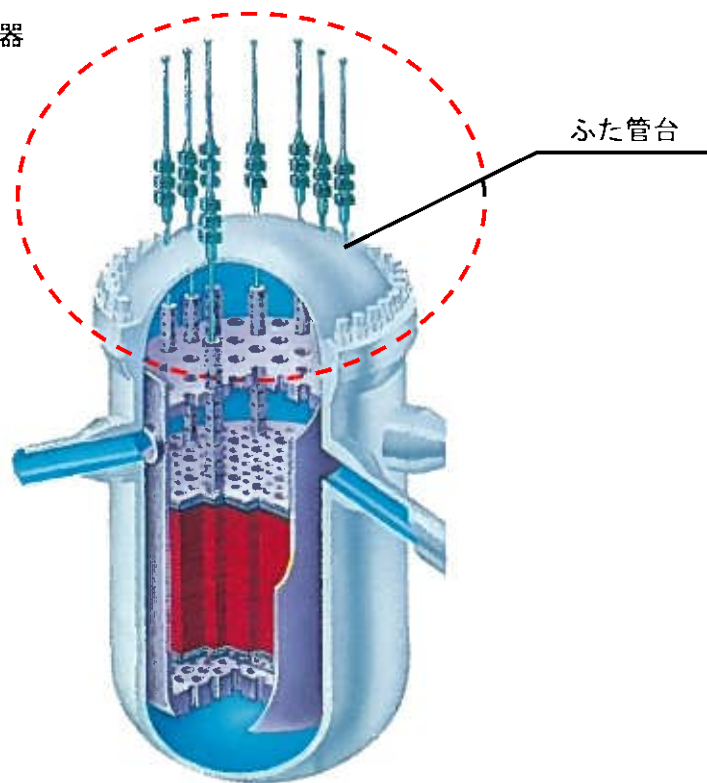
玄海原子力発電所 3号機  
原子炉容器上部ふた取替工事に係る  
設計及び工事計画認可申請の概要について

2020年8月25日  
九州電力株式会社

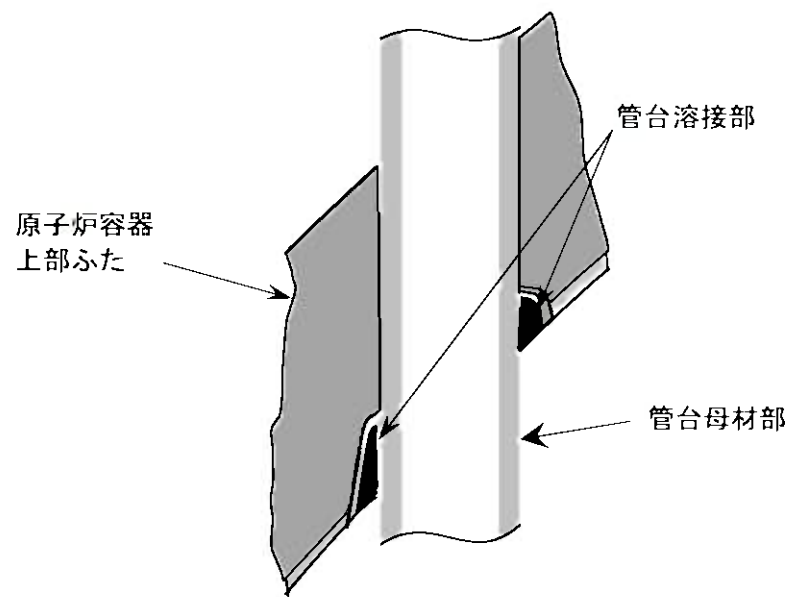
|                                   |   |
|-----------------------------------|---|
| 1. はじめに                           | 2 |
| 2. 原子炉容器上部ふた取替工事の概要               | 3 |
| 3. 設計及び工事計画認可申請の内容について            | 4 |
| 4. 設計及び工事計画認可申請に係る技術基準規則への適合性について | 5 |
| 5. 原子炉容器上部ふた取替工事の工程               | 6 |
| 6. 参考資料                           | 7 |

国内外の600ニッケル基合金を使用している原子炉容器上部ふた管台の応力腐食割れの損傷事例を踏まえ、現状問題ないが、更なる信頼性向上として、耐応力腐食割れに優れた690ニッケル基合金を用いた原子炉容器上部ふたに取り替える。

なお、取り外した原子炉容器上部ふたは、既設の蒸気発生器保管庫において保管する。

原子炉容器  
上部ふた

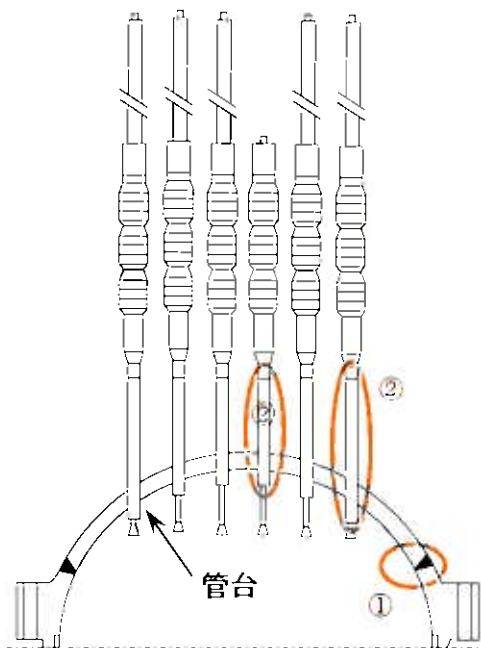
原子炉容器概要図

原子炉容器  
上部ふた

ふた管台拡大図

## 2. 原子炉容器上部ふた取替工事の概要

原子炉容器上部ふたの取替前・取替後の主な仕様について以下に示す。



取替前原子炉容器上部ふた

### ①原子炉容器上部ふた

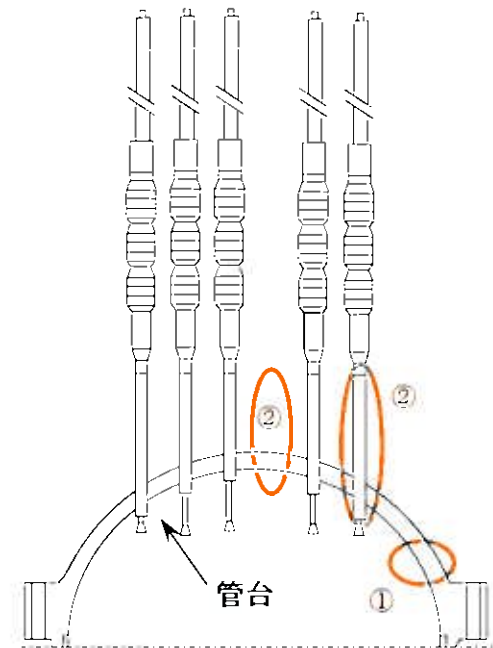
| 取替前               | 項目             | 取替後               |
|-------------------|----------------|-------------------|
| 二分割構造             | 構造             | 一体構造              |
| SQV2A<br>低合金鋼板    | 上部鏡板材料         | SFVQ1A<br>低合金鋼鍛鋼品 |
| SFVQ1A<br>低合金鋼鍛鋼品 | 上部ふた<br>フランジ材料 |                   |

・最新の製造方法の一体構造とする。

### ②原子炉容器上部ふた管台

| 取替前                    | 項目             | 取替後                     |
|------------------------|----------------|-------------------------|
| NCF600TP<br>600ニッケル基合金 | ふた管台材料         | GNCF690HL<br>690ニッケル基合金 |
| 600系ニッケル<br>基溶接金属      | ふた管台溶接<br>金属材料 | 690系ニッケル<br>基溶接金属       |
| 69個 (予備8)              | 個数             | 61個* (予備0)              |

・応力腐食割れ抑制のため材料を変更する。  
 ・設備の合理化のため予備の管台を廃止する。  
 ※制御棒クラスタ駆動装置 (57個)  
 炉内温度計装 (4個)



取替後原子炉容器上部ふた

玄海原子力発電所3号機 原子炉容器上部ふた取替前後の主要比較

### 3. 設計及び工事計画認可申請の内容について

今回の申請内容は以下の通りである。また、関連する添付資料を添付する。

| 本文                    | 申請内容   |
|-----------------------|--|
| 要目表                   | 原子炉容器、制御棒駆動装置に係る事項のうち、材料、寸法及び個数を変更する。 <ul style="list-style-type: none"><li>・ 上部ふた（材料）</li><li>・ 空気抜管（材料、寸法）</li><li>・ ふた管台（材料、個数）</li><li>・ 制御棒クラスタ駆動装置（寸法）</li></ul>             |
| 基本設計方針                | <ul style="list-style-type: none"><li>・ 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ことを追加する。（先行審査ユニットとの相違はない。）</li></ul>  |
| 適用基準及び適用規格            | <ul style="list-style-type: none"><li>・ 強度設計で用いる最新の適用規格を追加する。</li></ul>  |
| 工事の方法                 | <ul style="list-style-type: none"><li>・ 原子炉設置（変更）許可を受けた事項及び技術基準の要求事項に適合するための設計（基本設計方針及び要目表）に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を記載する。（既設計及び工事計画から変更なし。）</li></ul> |
| 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム | <ul style="list-style-type: none"><li>・ 設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を記載する。（既設計及び工事計画から変更なし。）</li></ul>   |

技術基準規則（解釈含む）への適合のための設計方針を下表に示す。

| 条 文※ <sup>1</sup>  | 適合するための設計方針   | 添付資料※ <sup>2</sup>  |
|--|---|---|
| 第5条 地震による損傷の防止<br>第14条 安全設備<br>第15条 設計基準対象施設の機能<br>第27条 原子炉冷却材圧力バウンダリ<br>第36条 反応度制御系統及び原子炉停止系統<br>第37条 制御材駆動装置<br>第50条 地震による損傷の防止<br>第54条 重大事故等対処設備<br>第55条 材料及び構造<br>第59条 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<br>第60条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備<br>第61条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備<br>第62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備<br>第71条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 | 既工事計画から変更なし。  | <ul style="list-style-type: none"> <li>●設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>●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</li> <li>●耐震性に関する説明書</li> <li>●強度に関する説明書</li> <li>●原子炉本体の基礎に関する説明書</li> <li>●原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書</li> </ul> |
| 第17条 材料及び構造  | 既工事計画から変更あり。<br>（先行審査ユニットとの相違はない。）<br>材料及び構造等<br>構造及び強度について<br>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。 | <ul style="list-style-type: none"> <li>●強度に関する説明書</li> <li>●クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書</li> <li>●原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書</li> </ul>   |

※2 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書、設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書についても提出する。

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

|                                | 2020年度            | 2021年度 | 2022年度 | 2023年度 |
|--------------------------------|-------------------|--------|--------|--------|
| 玄海3号機<br>原子炉容器<br>上部ふた<br>取替工事 | 6/26<br>申請▽<br>審査 |        |        |        |
|                                | 2月<br>▼           | 工場製作   |        |        |

# 参 考



| 項目                     |               | 既工認   | 原子炉容器上部ふた<br>取替工事   | 備考   |
|------------------------|---------------|---|---|--|
| 原子炉容器<br>原子炉容器本体       | 上部ふた材料        | 上部鏡板 SQV2A<br>上部ふたフランジ SFVQ1A   | SFVQ1A  | 材料の変更 (一体構造による)  |
|                        | 空気抜管外径        | 34mm  | 34.0mm  | 設備仕様は変更なし<br>既工認では設計図書から確認できる34mmとしていたが、本工認では一般的な呼び径1B(34.0mm)を記載  |
|                        | 空気抜管厚さ        | <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">(6.4mm)</span><br>( ) は公称値    | <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">(6.4mm)</span><br>( ) は公称値  | 設備仕様は変更なし<br>既工認では設計図書から確認できる <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">( )</span> を最小板厚(設計確認値)としていたが、本工認では強度評価値の <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">( )</span> を記載 |
|                        | 空気抜管材料        | NCF600TP  | GNCF690CM   | 材料の変更  |
| 原子炉容器<br>原子炉容器付属構造物    | ふた管台材料        | NCF600TP  | GNCF690HL   | 材料の変更  |
|                        | ふた管台個数        | 69個   | 61個   | 個数の変更 (予備8個を無し)  |
| 制御棒駆動装置<br>制御棒クラスタ駆動装置 | 制御棒クラスタ駆動装置長さ | 5,707mm   | 5,722mm   | 寸法の変更 (溶接部の構造変更)   |
|                        | 制御棒クラスタ駆動装置厚さ | <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">(12.436mm)</span><br>( ) は公称値 | <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">(15.0mm)</span><br>( ) は公称値 | 寸法の変更 (溶接部の構造変更)   |

要目表

本工事に係る適用条文は以下の通りである。

| 技術基準規則                       |   | 基本設計方針 (抜粋)  | 添付資料  |
|------------------------------|---|--|---|
| <p>第5条</p> <p>地震による損傷の防止</p> | <p>設計基準対象施設は、これに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。</p> <p>2 耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。</p> | <p><u>既工事計画から変更なし。</u></p> <p>設計基準対象施設のうち、地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの(以下「耐震重要施設」という。)は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震(基準地震動)による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。</p> | <p>耐震性に関する説明書</p> <p>原子炉本体の基礎に関する説明書</p>                                  |
| <p>第14条</p> <p>安全設備</p>      | <p>2 安全設備は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。</p>   | <p><u>既工事計画から変更なし。</u></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、運転時の異なる過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響(凍結及び降水)、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p>  | <p>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</p> <p>原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書</p> |

| 技術基準規則              |  | 基本設計方針 (抜粋)   | 添付資料  |
|---------------------|--|---|---|
| 第15条<br>設計基準対象施設の機能 | <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</p> <p>2 設計基準対象施設は、その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 (試験及び検査を含む。) ができるよう、施設しなければならない。</p>   | <p>既工事計画から変更なし。</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</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 (試験及び検査を含む。) 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。</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>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</p>                            |
| 第17条<br>材料及び構造      | <p>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。) 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、次に定めるところによらなければならない。この場合において、第一号から第七号まで及び第十五号の規定については、法第四十三条の三の十一第二項に定める使用前事業者検査の確認を行うまでの間適用する。</p> <p>一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。<br/>&lt;中略&gt;</p> <p>八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。<br/>&lt;中略&gt;</p> <p>十五 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管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部 (溶接金属部及び熱影響部をいう。) は、次に定めるところによること。<br/>&lt;後略&gt;</p> | <p>既工事計画から変更なし。</p> <p>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>クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、鋼製耐圧部、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート、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>既工事計画から変更あり。</p> <p>材料及び構造等<br/>構造及び強度について<br/>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>強度に関する説明書</p> <p>クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書</p> <p>原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書</p> |

| 技術基準規則                   |  | 基本設計方針 (抜粋)  | 添付資料                                 |
|--------------------------|--|--|--------------------------------------|
| 第27条<br>原子炉冷却材圧力バウンダリ    | 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。   | 既工事計画から変更なし。<br><br>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。  | 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書<br><br>強度に関する説明書 |
| 第36条<br>反応度制御系統及び原子炉停止系統 | 発電用原子炉施設には、反応度制御系統を施設しなければならない。<br><br>2 反応度制御系統は、二つ以上の独立した制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する系統を有するものであり、かつ、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有するものでなければならない。   | 既工事計画から変更なし。<br><br>発電用原子炉施設には、制御棒クラスタの位置を制御することによって反応度を制御する制御棒制御系と、フィードアンドブリード方式により1次冷却材中のほう素濃度を調整することによって反応度を制御する化学体積制御設備の、独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。   | 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書                  |
| 第37条<br>制御材駆動装置          | 制御材を駆動する装置は、次に定めるところにより施設しなければならない。<br>一 発電用原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できるものであること。<br>二 発電用原子炉の通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える速度で駆動できないものであること。<br>三 制御棒の駆動動力源が喪失した場合に、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること。 | 既工事計画から変更なし。<br><br>制御棒クラスタ駆動装置は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できる設計、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で駆動できない設計とする。<br><br>制御棒クラスタ駆動装置は、原子炉容器上部ふたに取付け、ラッチアセンブリ、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、駆動軸等で構成し、コイルとラッチ機構によって制御棒クラスタ駆動軸を駆動並びに保持する構造とし、駆動動力源が喪失した場合に、制御棒クラスタを炉心内に自重で落下させることにより、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に動作させない設計とする。 | 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書                  |

| 技術基準規則                 |  | 基本設計方針 (抜粋)  | 添付資料                                     |
|------------------------|--|--|--|
| 第50条<br>地震による<br>損傷の防止 | <p>重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 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 (特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動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に必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> | <p>既工事計画から変更なし。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> | <p>耐震性に関する説明書</p> <p>原子炉本体の基礎に関する説明書</p> |

|                                | 技術基準規則   | 基本設計方針 (抜粋)   | 添付資料  |
|--------------------------------|--|---|---|
| <p>第54条<br/>重大事故等<br/>対処設備</p> | <p>重大事故等対処設備は、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 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、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮すること。</p> <p>三 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（試験及び検査を含む。）ができること。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないこと。</p> <p>2 常設重大事故等対処設備は、前項の規定によるほか、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用しないこと。</p> <p>三 常設重大事故防止設備には、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講ずること。</p> | <p>既工事計画から変更なし。</p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <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、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <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（試験及び検査を含む。）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。</p> | <p>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</p> <p>原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書</p> |

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

| 技術基準規則         |   | 基本設計方針 (抜粋)  | 添付資料  |
|----------------|---|--|---|
| 第55条<br>材料及び構造 | <p>第五十五条 重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁又はこれらの支持構造物の材料及び構造は、次に定めるところによらなければならない。この場合において、第一号から第三号まで及び第七号の規定については、法第四十三条の三の十一第二項に定める使用前事業者検査の確認を行うまでの間適用する。</p>   | <p>既工事計画から変更なし。</p>  | <p>強度に関する説明書</p> <p>原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書</p> |
|                | <p>&lt;中略&gt;</p> <p>二 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。ただし、次に掲げる性能と同等以上の性能を有する場合は、この限りでない。</p>  | <p>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>&lt;中略&gt;</p>   | <p>クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、鋼製耐圧部、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート、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>五 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。ただし、次に掲げる性能と同等以上の性能を有する場合は、この限りでない。</p> <p>&lt;中略&gt;</p> <p>七 重大事故等クラス1容器、重大事故等クラス1管、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（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は次に定めるところによること。ただし、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管にあっては、次に掲げる性能と同等以上の性能を有する場合は、この限りでない。</p> <p>&lt;後略&gt;</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、使用前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>                                     |   |

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

| 技術基準規則   |   | 基本設計方針 (抜粋)  | 添付資料                       |
|--|---|--|----------------------------|
| <p>第59条</p> <p>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</p>        | <p>発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | <p><u>既工事計画から変更なし。</u></p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器(炉心支持構造物を含む。)及び加圧器は、重大事故等時のほう酸水注入時(ほう酸ポンプが故障により使用できない場合を含む。)において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>   | <p>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</p> |
| <p>第60条</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> | <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>   | <p><u>既工事計画から変更なし。</u></p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器(炉心支持構造物を含む。)及び加圧器は、重大事故等時の1次系のフィードアンドブリード時、充てんポンプ、高圧注入ポンプ若しくは余熱除去ポンプによる炉心注入時、B格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、B充てんポンプ若しくは可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入時、余熱除去ポンプによる低圧再循環時、高圧注入ポンプによる高圧再循環時又はB格納容器スプレイポンプ若しくはB高圧注入ポンプによる代替再循環運転時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> | <p>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</p> |



| 技術基準規則   |  | 基本設計方針 (抜粋)   | 添付資料                       |
|--|--|---|----------------------------|
| <p>第61条</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p>           | <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | <p>既工事計画から変更なし。</p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器 (炉心支持構造物を含む。) 及び加圧器は、重大事故等時の1次系のフィードアンドブリード時、充てんポンプ、高圧注入ポンプ若しくは余熱除去ポンプによる炉心注入時、B格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、B充てんポンプ若しくは可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入時、余熱除去ポンプによる低圧再循環時、高圧注入ポンプによる高圧再循環時又はB格納容器スプレイポンプ若しくはB高圧注入ポンプによる代替再循環運転時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> | <p>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</p> |
| <p>第62条</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> | <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>        | <p>既工事計画から変更なし。</p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器 (炉心支持構造物を含む。) 及び加圧器は、重大事故等時の1次系のフィードアンドブリード時、充てんポンプ、高圧注入ポンプ若しくは余熱除去ポンプによる炉心注入時、B格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、B充てんポンプ若しくは可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入時、余熱除去ポンプによる低圧再循環時、高圧注入ポンプによる高圧再循環時又はB格納容器スプレイポンプ若しくはB高圧注入ポンプによる代替再循環運転時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> | <p>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</p> |

| 技術基準規則                             |   | 基本設計方針 (抜粋)   | 添付資料                       |
|------------------------------------|---|---|----------------------------|
| <p>第71条<br/>重大事故等の収束に必要な水の供給設備</p> | <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | <p>既工事計画から変更なし。</p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む。）及び加圧器は、重大事故等時の1次系のフィードアンドブリード時、充てんポンプ、高圧注入ポンプ若しくは余熱除去ポンプによる炉心注入時、B格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、B充てんポンプ若しくは可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入時、余熱除去ポンプによる低圧再循環時、高圧注入ポンプによる高圧再循環時又はB格納容器スプレイポンプ若しくはB高圧注入ポンプによる代替再循環運転時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> | <p>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</p> |

原子炉容器上部ふた取替工事は、原子炉周辺建屋（R/B）搬入口及び機器搬入口（E/H）を使用し、上部ふたと制御棒クラスタ駆動装置を一体で原子炉格納容器（C/V）に搬出入できる工法とする。

取替手順は、定期事業者検査時に毎回行っているボルトの脱着による取り付け、取り外し作業と基本的に同様であり、原子炉容器の旧上部ふたを取り外した後、新上部ふたを取り付けるものである。

