

関原発第 534 号

2021年1月25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

執行役社長 森本 孝

設計及び工事計画認可申請書の一部補正について

2020年7月22日付け関原発第209号をもって申請しました設計及び工事計画認可申請書について、別紙のとおり一部補正します。

美浜発電所第3号機

設計及び工事計画認可申請書の一部補正

関西電力株式会社

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 1 1 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 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 | 「III. 補正前後比較表」による。 「III. 補正前後比較表」による。 |
| V. 変更の理由 | 「III. 補正前後比較表」による。 |
| VI. 添付書類 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 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性 資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性 資料 3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 資料 5 耐震性に関する説明書 資料 5-2 波及的影響に係る基本方針 | 「III. 補正前後比較表」による。 「III. 補正前後比較表」による。 |

| 補正項目 | 補正箇所 |
|--|--|
| 資料7 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 別紙1 原子炉格納容器 評価温度、圧力の評価における経年劣化の影響について | 「Ⅲ. 補正前後比較表」による。 「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

2020年7月22日付け関原発第209号にて申請した設計及び工事計画認可申請書について、「Ⅱ. 工事計画」、「Ⅴ. 変更の理由」、「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3 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」、「資料5 耐震性に関する説明書」及び「資料7 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の記載の適正化のため補正する。

Ⅲ. 補正前後比較表

【Ⅱ. 工事計画 原子炉冷却系統施設 1 1 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 | | | | | | | | | | | | |
|--|------|---|--|--------------|--|---|--|------|----|--|--------------|--|---|---|
| <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%; border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">変更前</p> <p>第2.1.2表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(9/9)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">設備分類</th> <th style="width: 20%;">仕様</th> <th style="width: 60%;">主要設備 ()内は、設計基準等事故対処施設に含まれる設備の附属機器等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Ⅲ.常設重大事故緩和設備</td> <td></td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・計器用電源(蓄停電電源装置) ・ディーゼル発電機(S) ・格納容器開気ガスサンプリング冷却器 ・格納容器開気ガスサンプリング水分分離器 ・燃料油移送ポンプ(S) </td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 45%; border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">変更後</p> </div> </div> | 設備分類 | 仕様 | 主要設備 ()内は、設計基準等事故対処施設に含まれる設備の附属機器等 | Ⅲ.常設重大事故緩和設備 | | <ul style="list-style-type: none"> ・計器用電源(蓄停電電源装置) ・ディーゼル発電機(S) ・格納容器開気ガスサンプリング冷却器 ・格納容器開気ガスサンプリング水分分離器 ・燃料油移送ポンプ(S) | <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%; border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">変更前</p> <p>第2.1.2表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(9/9)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">設備分類</th> <th style="width: 20%;">仕様</th> <th style="width: 60%;">主要設備 ()内は、設計基準等事故対処施設に含まれる設備の附属機器等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Ⅲ.常設重大事故緩和設備</td> <td></td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・計器用電源(蓄停電電源装置) ・ディーゼル発電機(S) ・格納容器開気ガスサンプリング冷却器 ・格納容器開気ガスサンプリング水分分離器 ・燃料油移送ポンプ(S) </td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 45%; border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">変更後</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> </div> </div> | 設備分類 | 仕様 | 主要設備 ()内は、設計基準等事故対処施設に含まれる設備の附属機器等 | Ⅲ.常設重大事故緩和設備 | | <ul style="list-style-type: none"> ・計器用電源(蓄停電電源装置) ・ディーゼル発電機(S) ・格納容器開気ガスサンプリング冷却器 ・格納容器開気ガスサンプリング水分分離器 ・燃料油移送ポンプ(S) | <p style="text-align: center;">記載の適正化 (変更がないことの明確化)</p> |
| 設備分類 | 仕様 | 主要設備 ()内は、設計基準等事故対処施設に含まれる設備の附属機器等 | | | | | | | | | | | | |
| Ⅲ.常設重大事故緩和設備 | | <ul style="list-style-type: none"> ・計器用電源(蓄停電電源装置) ・ディーゼル発電機(S) ・格納容器開気ガスサンプリング冷却器 ・格納容器開気ガスサンプリング水分分離器 ・燃料油移送ポンプ(S) | | | | | | | | | | | | |
| 設備分類 | 仕様 | 主要設備 ()内は、設計基準等事故対処施設に含まれる設備の附属機器等 | | | | | | | | | | | | |
| Ⅲ.常設重大事故緩和設備 | | <ul style="list-style-type: none"> ・計器用電源(蓄停電電源装置) ・ディーゼル発電機(S) ・格納容器開気ガスサンプリング冷却器 ・格納容器開気ガスサンプリング水分分離器 ・燃料油移送ポンプ(S) | | | | | | | | | | | | |

【Ⅱ. 工事計画 原子炉冷却系統施設 1 1 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>(2) 適用基準及び適用規格</p> <p>変更前</p> <p>第1章 共通項目 原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。 なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表1. 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号） 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第388号） 消防法（昭和23年7月24日法律第186号） 消防法施行令（昭和36年3月25日政令第37号） 消防法施行規則（昭和36年4月1日自治省令第6号） 上砂災害警戒区域等における上砂災害防止対策の推進に関する法律（平成12年5月8日法律第57号） 福井県建築基準法施行細則（昭和47年4月25日福井県規則第41号） | <p>(2) 適用基準及び適用規格</p> <p>変更後</p> <p>第1章 共通項目 原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。 なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表1. 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号） 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第388号） 消防法（昭和23年7月24日法律第186号） 消防法施行令（昭和36年3月25日政令第37号） 消防法施行規則（昭和36年4月1日自治省令第6号） 上砂災害警戒区域等における上砂災害防止対策の推進に関する法律（平成12年5月8日法律第57号） 福井県建築基準法施行細則（昭和47年4月25日福井県規則第41号） | <p>記載の適正化 （JSME S NB1-2012/2013の追記及びJSME S NJ1-2012を記載する施設区分の変更）に伴う変更 （M3-II-3-11-適2～M3-II-3-11-適3まで同様に変更）</p> |

【Ⅱ. 工事計画 原子炉冷却系統施設 1.1 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 style="vertical-align: top;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」JFAG1613-1998 ((社) 日本電気協会) ・ 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203) 日本電気協会 ((社) 日本電気協会) </td> <td style="vertical-align: top;"> <p style="text-align: center;">変更なし</p> </td> </tr> </table> | 変更前 | 変更後 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」JFAG1613-1998 ((社) 日本電気協会) ・ 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203) 日本電気協会 ((社) 日本電気協会) | <p style="text-align: center;">変更なし</p> | <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 style="vertical-align: top;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 </td> <td style="vertical-align: top;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格」JSME S NJ1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NB1-2012/2013 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 </td> </tr> </table> | 変更前 | 変更後 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格」JSME S NJ1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NB1-2012/2013 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 | <p>記載の適正化 (次頁への記載内容繰り下がり)</p> <p>記載の適正化 (JSME S NB1-2012/2013の追記及び JSME S NJ1-2012を記載する施設区分の変更)</p> |
| 変更前 | 変更後 | | | | | | | | | |
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」JFAG1613-1998 ((社) 日本電気協会) ・ 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203) 日本電気協会 ((社) 日本電気協会) | <p style="text-align: center;">変更なし</p> | | | | | | | | | |
| 変更前 | 変更後 | | | | | | | | | |
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格」JSME S NJ1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NB1-2012/2013 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 | | | | | | | | | |

【Ⅱ. 工事計画 原子炉冷却系統施設 1 1 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;">変更前</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4501-1987((社) 日本電気協会) ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4601-1991 追補版 ((社) 日本電気協会) ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4601・補-1984 ((社) 日本電気協会) ・「基礎からの衝突工学 (森北出版 (株))」 ・「鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説—許容応力度設計法—」 ((社) 団法人日本建築学会、1999 改定) ・鋼構造設計規程 SI 単位版 (2002 年日本建築学会) ・鋼構造設計規程—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会、2005 改定) ・各種合成構造設計指針・同解説 ((社) 日本建築学会、2010 年 11 月) ・建築耐震設計における保有耐力と変形性能 ((社) 日本建築学会、1990) ・原子炉施設鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説 ((社) 日本建 </div> <p style="text-align: center;">変更後</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> | <p style="text-align: center;">変更前</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉発電所配管破損防護設計技術指針 JEAC4613-1998 ((社) 日本電気協会) ・原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203) 日本電気協会 ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4601-1987((社) 日本電気協会) ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4601-1991 追補版 ((社) 日本電気協会) ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4601・補-1984 ((社) 日本電気協会) ・「基礎からの衝突工学 (森北出版 (株))」 ・「鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説—許容応力度設計法—」 ((社) 団法人日本建築学会、1999 改定) ・鋼構造設計規程 SI 単位版 (2002 年日本建築学会) ・鋼構造設計規程—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会、2005 改定) ・各種合成構造設計指針・同解説 ((社) 日本建築学会、2010 年 11 月) </div> <p style="text-align: center;">変更後</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉発電所配管破損防護設計技術指針 JEAC4613-1998 ((社) 日本電気協会) ・原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203) 日本電気協会 ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4601-1987((社) 日本電気協会) ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4601-1991 追補版 ((社) 日本電気協会) ・原子炉発電所耐震設計技術指針 JEAC4601・補-1984 ((社) 日本電気協会) ・「基礎からの衝突工学 (森北出版 (株))」 ・「鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説—許容応力度設計法—」 ((社) 団法人日本建築学会、1999 改定) ・鋼構造設計規程 SI 単位版 (2002 年日本建築学会) ・鋼構造設計規程—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会、2005 改定) ・各種合成構造設計指針・同解説 ((社) 日本建築学会、2010 年 11 月) </div> | <p>記載の適正化 (JSME S NB1-2012/2013の追記及び JSME S NJ1-2012を記載する施設区分の変更) に伴う変更 (M3-Ⅱ-3-11-適6～M3-Ⅱ-3-11-適9/Eまで同様に変更)</p> <p>記載の適正化 (前頁より記載内容繰り下がり) (M3-Ⅱ-3-11-適6～M3-Ⅱ-3-11-適9/Eまで同様に変更)</p> <p>記載の適正化 (次頁への記載内容繰り下がり) (M3-Ⅱ-3-11-適6～M3-Ⅱ-3-11-適8まで同様に変更)</p> |

【Ⅱ. 工事計画 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】

| 変更前 | 変更後 | 備考 | | | | | | | | |
|---|---|-----|---|---|--|-----|-----|---|-------------------------|---|
| <p>(2) 適用基準及び適用規格</p> <table border="1" data-bbox="400 506 1148 1631"> <thead> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 </td> <td> <p>変更なし</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 </td> </tr> </tbody> </table> | 変更前 | 変更後 | <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 | <p>変更なし</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 | <p>(2) 適用基準及び適用規格</p> <table border="1" data-bbox="1469 506 2217 1631"> <thead> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 </td> <td> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> </td> </tr> </tbody> </table> | 変更前 | 変更後 | <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 | <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> | <p>記載の適正化 (JSME S NJ1-2012を記載する施設区分の変更)に伴う変更</p> |
| 変更前 | 変更後 | | | | | | | | | |
| <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 | <p>変更なし</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 | | | | | | | | | |
| 変更前 | 変更後 | | | | | | | | | |
| <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <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"> 昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」 昭和45年通商産業省令第501号「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」 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） 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成29年8月30日原子力安全委員会）」 | <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> | | | | | | | | | |

美浜発電所第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

【Ⅱ. 工事計画 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】

| 変更前 | 変更後 | 備考 |
|--|---|---|
| <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p style="text-align: center;">変更前</p> <ul style="list-style-type: none"> • JSME S NC1-2005/2007 発電用原子炉設備規格 設計・建設規格 • 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC1203) 日本電気協会 • 「鋼構造設計規程 SI 単位版」(2002年日本建築学会) • 「入門・建物と地盤との動的相互作用」(日本建築学会、第3版、2006年) • 「建物と地盤の相互作用を考慮した応答解析と耐震設計」(社団法人日本建築学会、2006) • ASME Boiler & Pressure Vessel Code VIII Div.2(2010 Edition with addenda 2011) • I.4301/DIN EN 10088-2 • 解析コード「MSC NASTRAN Ver.2008.0.4J」 </div> <div style="width: 48%;"> <p style="text-align: center;">変更後</p> <ul style="list-style-type: none"> • JSME S NC1-2005/2007 発電用原子炉設備規格 設計・建設規格 • JSME S NJ1-2012 発電用原子炉設備規格 材料規格 • 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC1203) 日本電気協会 • 「鋼構造設計規程 SI 単位版」(2002年日本建築学会) • 「入門・建物と地盤との動的相互作用」(日本建築学会、第3版、2006年) • 「建物と地盤の相互作用を考慮した応答解析と耐震設計」(社団法人日本建築学会、2006) • ASME Boiler & Pressure Vessel Code VIII Div.2(2010 Edition with addenda 2011) • I.4301/DIN EN 10088-2 • 解析コード「MSC NASTRAN Ver.2008.0.4J」 </div> </div> | <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p style="text-align: center;">変更前</p> <ul style="list-style-type: none"> • JSME S NC1-2005/2007 発電用原子炉設備規格 設計・建設規格 • 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC1203) 日本電気協会 • 「鋼構造設計規程 SI 単位版」(2002年日本建築学会) • 「入門・建物と地盤との動的相互作用」(日本建築学会、第3版、2006年) • 「建物と地盤の相互作用を考慮した応答解析と耐震設計」(社団法人日本建築学会、2006) • ASME Boiler & Pressure Vessel Code VIII Div.2(2010 Edition with addenda 2011) • I.4301/DIN EN 10088-2 • 解析コード「MSC NASTRAN Ver.2008.0.4J」 </div> <div style="width: 48%;"> <p style="text-align: center;">変更後</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> </div> </div> | <p>記載の適正化 (JSME S NJ1-2012を記載する施設区分の変更)</p> |

【V. 変更の理由】

| 変 更 前 | 変 更 後 | 備 考 |
|---|--|-------------------------------|
| <p>V. 変更の理由</p> <p>原子炉格納施設（原子炉格納容器）のうち電気配線貫通部の一部について、経年劣化を考慮した予防保全対策として電気配線貫通部の取替えを行うこととし、要目表他の記載内容を変更する。</p> <p style="text-align: center;">- M3-V-1/E -</p> | <p>V. 変更の理由</p> <p>自主的な安全性向上を目的として、原子炉格納施設（原子炉格納容器）の電気配線貫通部のうち格納容器内高レンジエリアモニタ及び炉外核計装のケーブルが貫通する電気配線貫通部について、キャスト型からモジュラー型に取替えを行うこととし、要目表他の記載内容を変更する。</p> <p style="text-align: center;">- M3-V-1/E -</p> | <p>記載の適正化 (変更の理由の明確化)</p> |

美浜発電所第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1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性】

| 変更前 | 変更後 | 備考 |
|---|--|--|
| <p>1. 概要</p> <p>本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。</p> <p>2. 基本方針</p> <p>設計及び工事の計画が美浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。</p> <p>設置許可申請書との整合性は、設置許可申請書「本文（五号）」と設計及び工事の計画のうち「<u>基本設計方針</u>」及び「機器等の仕様に関する記載事項（以下「要目表」という。）」について示す。</p> <p>また、設置許可申請書「添付書類八」のうち「本文（五号）」に係る設備設計を記載している箇所についても整合性を示す。</p> <p>なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。</p> <p>3. 記載の基本事項</p> <p>(1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「添付書類八」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。</p> <p>(2) 説明書の記載順は、「本文（五号）」に記載する順とする。</p> <p>(3) 設置許可申請書と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、実線のアンダーラインで明示する。表記等が異なる場合には破線のアンダーラインを引くとともに、設計及び工事の計画が設置許可申請書と整合していることを明示する。</p> <p>(4) 「本文（五号）」との整合性に関する補足説明は原則として「整合性」欄に記載する。</p> <p style="text-align: center;">- M3-添1-1-1 -</p> | <p>1. 概要</p> <p>本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。</p> <p>2. 基本方針</p> <p>設計及び工事の計画が美浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（<u>令和2年12月23日付け原規発第2012235号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書</u>）（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。</p> <p>設置許可申請書との整合性は、設置許可申請書「本文（五号）」と設計及び工事の計画のうち「<u>機器等の仕様に関する記載事項（以下「要目表」という。）</u>」について示す。</p> <p>また、設置許可申請書「添付書類八」のうち「本文（五号）」に係る設備設計を記載している箇所についても示す。</p> <p>なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。</p> <p>また、本設計及び工事の計画の認可申請書「Ⅱ. 工事計画」で変更のない箇所については、令和2年3月23日付け原規発第2003231号までに認可された美浜3号機工事計画認可申請書（以下「既工事計画書」という。）から変更はなく、既工事計画書にて確認された整合性への影響はない。</p> <p>3. 記載の基本事項</p> <p>(1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「添付書類八」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。</p> <p>(2) 説明書の記載順は、「本文（五号）」に記載する順とする。</p> <p>(3) 設置許可申請書と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、実線のアンダーラインで明示する。表記等が異なる場合には破線のアンダーラインを引くとともに、設計及び工事の計画が設置許可申請書と整合していることを明示する。</p> <p>(4) 「本文（五号）」との整合性に関する補足説明は原則として「整合性」欄に記載する。</p> <p style="text-align: center;">- M3-添1-1-1 -</p> | <p>記載の適正化</p> <p>（最新許可日および許可番号の明確化）</p> <p>記載の適正化</p> <p>（既工事計画書にて確認された整合性に影響がない旨の明確化）</p> |

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

| 変 更 前 | 変 更 後 | 備 考 |
|---|---|--------------------------------------|
| <p>1. 概要</p> <p>本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。</p> <p>2. 基本方針</p> <p>設計及び工事の計画が美浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。</p> <p>設置許可申請書との整合性は、設置許可申請書「本文(十一号)」と設計及び工事の計画のうち「IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」について示す。</p> <p>なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。</p> <p>3. 記載の基本事項</p> <p>(1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。</p> <p>(2) 説明書の記載順は、「本文(十一号)」に記載する順とする。</p> <p style="text-align: center;">- M3-添1-2-1 -</p> | <p>1. 概要</p> <p>本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。</p> <p>2. 基本方針</p> <p>設計及び工事の計画が美浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書 <u>（令和2年12月23日付け原規規発第2012235号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書）</u>（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。</p> <p>設置許可申請書との整合性は、設置許可申請書「本文(十一号)」と設計及び工事の計画のうち「IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」について示す。</p> <p>なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。</p> <p>3. 記載の基本事項</p> <p>(1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。</p> <p>(2) 説明書の記載順は、「本文(十一号)」に記載する順とする。</p> <p style="text-align: center;">- M3-添1-2-1 -</p> | <p>記載の適正化 (最新許可日および許可番号の明確化)</p> |

美浜発電所第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>機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。</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他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。</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としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所における想定事故時に到達する最高値とし、環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。</p> <p>安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化）」での温度約122℃を包絡する温度（原子炉格納容器最高使用温度122℃）及び湿度100%を設定する。</p> <p>重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」での最高温度約138℃及び湿度100%を設定する。</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、耐圧部にあっては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。</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の他、環境温度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。</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、耐圧部にあっては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあっては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離すること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないことと</p> | <p>機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。</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他、環境圧力を包絡した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。</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としての原子炉格納容器の電気配線貫通部は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所における想定事故時に到達する最高値とし、環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。</p> <p>安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化）」での温度約122℃を包絡する温度（原子炉格納容器最高使用温度122℃）及び湿度100%を設定する。</p> <p>重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」での最高温度約138℃及び湿度100%を設定する。</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、耐圧部にあっては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。</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の他、環境温度を包絡した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。</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、耐圧部にあっては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあっては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離すること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないことと</p> | <p>記載の適正化 （実証実験における試験環境の明確化）</p> <p>記載の適正化 （実証実験における試験環境の明確化）</p> |

美浜発電所第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>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の他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。</p> <p>e. 放射線による影響</p> <p>放射線については、設備の設置場所における想定事故時に到達する最大線量とし、区分毎の放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。</p> <p>安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、LOCA時の最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器の電気配線貫通部付近は1.5MGy/年以下を設定する。</p> <p>重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、原子炉格納容器内の原子炉格納容器の電気配線貫通部付近は、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy/7日間以下を設定する。</p> <p>第2-1-1表～第2-1-3表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。</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耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。</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した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を、機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。環境放射条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、通常運転時等の事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。</p> | <p>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の他、環境湿度を包絡した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。</p> <p>c. 放射線による影響</p> <p>放射線については、設備の設置場所における想定事故時に到達する最大線量とし、区分毎の放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。</p> <p>安全施設としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、LOCA時の最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器の電気配線貫通部付近は1.5MGy/年以下を設定する。</p> <p>重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、原子炉格納容器内の原子炉格納容器の電気配線貫通部付近は、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy/7日間以下を設定する。</p> <p>第2-1-1表～第2-1-3表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。</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耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。</p> <p>確認の方法としては、環境放射線を包絡した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を、機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。環境放射条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、通常運転時等の事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。</p> | <p>記載の適正化 (実証実験における試験環境の明確化)</p> <p>記載の適正化 (実証実験における試験環境の明確化)</p> |

美浜発電所第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5-2 波及的影響に係る基本方針】

| 変更前 | 変更後 | 備考 |
|---|--|---|
| <p>この方針に基づく検討は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」に示すとおりで、3.1項で整理した波及的影響の具体的な検討事象に追加考慮すべき事項が無いことを確認した。</p> <p>以上の①～④の具体的な設計方法は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」によるものとし、その結果、構造強度等を確保するよう設計する下位クラス施設を4項に示す。</p> <p>4. 波及的影響を考慮すべき下位クラス施設の選定</p> <p>平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」では、<u>原子炉格納容器貫通部に対して波及的影響を考慮すべき下位クラス施設としているものはない。</u></p> <p><u>今回の工事により、設置場所及び下位クラス施設との位置関係は変わらないことから、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」から変更はない。</u></p> <p style="text-align: center;">- M3-添5-2-2 -</p> | <p>この方針に基づく検討は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」に示すとおりで、3.1項で整理した波及的影響の具体的な検討事象に追加考慮すべき事項が無いことを確認した。</p> <p>以上の①～④の具体的な設計方法は、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」によるものとし、その結果、構造強度等を確保するよう設計する下位クラス施設を4項に示す。</p> <p>4. 波及的影響を考慮すべき下位クラス施設の選定</p> <p>平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」では、<u>原子炉格納施設に対して波及的影響を考慮すべき下位クラス施設として周辺斜面①（原子炉格納施設周辺斜面）があるが、今回取替を実施する原子炉格納施設のうち原子炉格納容器貫通部の設置場所及び下位クラス施設との位置関係には変更がないことから、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」から変更はない。</u></p> <p style="text-align: center;">- M3-添5-2-2 -</p> | <p>記載の適正化 （波及的影響を考慮すべき施設の記載及び波及的影響評価に変更がない理由の明確化）</p> |

美浜発電所第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7 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】

| 変更前 | 変更後 | 備考 |
|--|--|-------------------------------|
| <p style="text-align: center;">目 次</p> <p style="text-align: right;">頁</p> <p>1. 概要 M3-添7-1</p> <p>2. 基本方針 M3-添7-1</p> <p>2.1 設計基準事故時における基本方針 M3-添7-1</p> <p>2.2 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における基本方針 M3-添7-1</p> <p>3. 設計条件 M3-添7-1</p> <p>3.1 原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件 M3-添7-2</p> <p>3.2 原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件 M3-添7-2</p> <p>4. 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその影響確認 M3-添7-2</p> <p>4.1 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価 M3-添7-2</p> <p>4.1.1 評価方針 M3-添7-2</p> <p>4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因 M3-添7-3</p> <p>4.1.3 評価方法 M3-添7-4</p> <p>4.1.4 評価結果 M3-添7-5</p> <p>4.2 その他原子炉格納容器評価温度、圧力に対する影響確認 M3-添7-6</p> <p>4.2.1 確認内容 M3-添7-6</p> <p>4.2.2 確認結果 M3-添7-6</p> <p>別添-1 原子炉格納容器 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の閉じ込め機能健全性について</p> <p>別添-1 原子炉格納容器 評価温度、圧力の評価における経年劣化の影響について</p> <p>別添-2 原子炉格納容器 評価温度、圧力負荷後の耐震性の影響について</p> <p>別添-3 計算機プログラム（解析コード）の概要</p> <p style="text-align: center;">- M3-添7-i -</p> | <p style="text-align: center;">目 次</p> <p style="text-align: right;">頁</p> <p>1. 概要 M3-添7-1</p> <p>2. 基本方針 M3-添7-1</p> <p>2.1 設計基準事故時における基本方針 M3-添7-1</p> <p>2.2 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における基本方針 M3-添7-1</p> <p>3. 設計条件 M3-添7-2</p> <p>3.1 原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件 M3-添7-2</p> <p>3.2 原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件 M3-添7-2</p> <p>4. 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその影響確認 M3-添7-2</p> <p>4.1 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価 M3-添7-2</p> <p>4.1.1 評価方針 M3-添7-2</p> <p>4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因 M3-添7-3</p> <p>4.1.3 評価方法 M3-添7-4</p> <p>4.1.4 評価結果 M3-添7-5</p> <p>4.2 その他原子炉格納容器評価温度、圧力に対する影響確認 M3-添7-6</p> <p>4.2.1 確認内容 M3-添7-6</p> <p>4.2.2 確認結果 M3-添7-6</p> <p>別添-1 原子炉格納容器 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の閉じ込め機能健全性について</p> <p>別添-1 原子炉格納容器 評価温度、圧力の評価における経年劣化の影響について</p> <p>別添-2 原子炉格納容器 評価温度、圧力負荷後の耐震性の影響について</p> <p>別添-3 計算機プログラム（解析コード）の概要</p> <p style="text-align: center;">- M3-添7-i -</p> | <p>記載の適正化 (補正に伴う頁の変更)</p> |

【資料7 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】

| 変更前 | 変更後 | 備考 |
|--|---|---|
| <p>3.1 原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件</p> <p>原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料3 6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.1項による。</p> <p>3.2 原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件</p> <p>原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件については、令和元年6月21日付け原規規発第1906219号にて認可された工事計画の資料3 6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.2項によるものとする。</p> <p>4. 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認</p> <p>重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の評価温度、評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。また、経年劣化による影響や重大事故等時の環境が負荷された後の耐震性の影響について確認する。</p> <p>4.1 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価</p> <p>4.1.1 評価方針</p> <p>平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料3 6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.2.1項で設定した重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の原子炉格納容器の評価温度（200℃）、評価圧力（2Pd）を用いて、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。</p> <p>原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体並びに機器搬入口、エアロック、配管貫通部、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のリークパスとなる可能性のある部位に対して、規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。</p> <p>さらに、福島第一原子力発電所での事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し、試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。</p> | <p>3. 設計条件</p> <p>原子炉格納容器の設計条件としては設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。</p> <p>3.1 原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件</p> <p>原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料3 6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.1項による。</p> <p>3.2 原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件</p> <p>原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件については、令和元年6月21日付け原規規発第1906219号にて認可された工事計画の資料3 6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.2項によるものとする。</p> <p>4. 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認</p> <p>重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の評価温度、評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。また、経年劣化による影響や重大事故等時の環境が負荷された後の耐震性の影響について確認する。</p> <p>4.1 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価</p> <p>4.1.1 評価方針</p> <p>平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料3 6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.2.1項で設定した重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の原子炉格納容器の評価温度（200℃）、評価圧力（2Pd）を用いて、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。</p> <p>原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体並びに機器搬入口、エアロック、配管貫通部、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のリークパスとなる可能性のある部位に対して、規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。</p> | <p>記載の適正化 （前頁より記載内容繰り下がり） （M3-添7-3～M3-添7-6まで同様に變更）</p> <p>記載の適正化 （次頁への記載内容繰り下がり） （M3-添7-3～M3-添7-5まで同様に變更）</p> |

【資料7 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 別紙-1 原子炉格納容器 評価温度、圧力の評価における経年劣化の影響について】

| 変更前 | 変更後 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|--|---|----|-------|-------------|---|-------|-----------------------------|--|--------------|--|--|--|------|-------|----|-------|-------------|---|-------|-----------------------------|--|--------------|--|--|--|
| <p>2.3 長期健全性評価 長期健全性試験条件を第2表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第2表 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="412 585 1222 955"> <thead> <tr> <th>試験項目</th> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熱劣化</td> <td>106℃ - 44日間</td> <td>試験条件は、電線貫通部の周囲温度（約40℃）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：106℃-3日、Oリング：106℃-1日）を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射</td> <td>2k Gy(平常時) 1300k Gy(事故時)</td> <td>美浜発電所3号機の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>事故時 雰囲気暴露</td> <td>温度 Max 190℃ 圧力 Max 0.414 MPa 時間 ~6日間</td> <td>美浜発電所3号機の設計想定事故時の最高温度（約122℃）、最高圧力（約0.261MPa）を包絡している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 出典：電力共同委託「モジュラー型電気ペネトレーションの長期健全性評価（H21年2月）」</p> <p>3. 試験結果 表2の試験条件を負荷した後の漏えい試験では、漏えい量は$1.7 \times 10^{-3} \text{ cm}^3/\text{s}$であった。一方、美浜発電所3号機の原子炉格納容器局部漏えい率検査（B種試験）における電線貫通部のモジュール1台当たりの許容漏えい量は$0.69 \text{ cm}^3/\text{s}$であり、漏えい量は十分小さい値となっている。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">このことから、モジュラー型電線貫通部は60年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。</p> <p style="text-align: center;">- M3-別紙 1-3/E -</p> | 試験項目 | 試験条件* | 説明 | 加速熱劣化 | 106℃ - 44日間 | 試験条件は、電線貫通部の周囲温度（約40℃）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：106℃-3日、Oリング：106℃-1日）を包絡している。 | 放射線照射 | 2k Gy(平常時) 1300k Gy(事故時) | 美浜発電所3号機の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。 | 事故時 雰囲気暴露 | 温度 Max 190℃ 圧力 Max 0.414 MPa 時間 ~6日間 | 美浜発電所3号機の設計想定事故時の最高温度（約122℃）、最高圧力（約0.261MPa）を包絡している。 | <p>2.3 長期健全性評価 長期健全性試験条件を第2表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第2表 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1481 585 2291 955"> <thead> <tr> <th>試験項目</th> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熱劣化</td> <td>106℃ - 44日間</td> <td>試験条件は、電線貫通部の周囲温度（約40℃）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：106℃-3日、Oリング：106℃-1日）を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射</td> <td>2k Gy(平常時) 1300k Gy(事故時)</td> <td>美浜発電所3号機の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>事故時 雰囲気暴露</td> <td>温度 Max 190℃ 圧力 Max 0.414 MPa 時間 ~6日間</td> <td>美浜発電所3号機の設計想定事故時の最高温度（約122℃）、最高圧力（約0.261MPa）を包絡している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 出典：電力共同委託「モジュラー型電気ペネトレーションの長期健全性評価（H21年2月）」</p> <p>3. 試験結果 表2の試験条件を負荷した後の漏えい試験では、漏えい量は$1.7 \times 10^{-3} \text{ cm}^3/\text{s}$であった。一方、美浜発電所3号機の原子炉格納容器局部漏えい率検査（B種試験）における電線貫通部のモジュール1台当たりの許容漏えい量は$0.69 \text{ cm}^3/\text{s}$であり、漏えい量は十分小さい値となっている。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">また、表2の試験条件を負荷した後は絶縁抵抗測定も実施しており、判定基準$1.0 \times 10^9 \Omega$以上に対して、$2.4 \times 10^9 \Omega$と判定基準を満足することを確認している。</p> <p>このことから、モジュラー型電線貫通部は60年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能及び電気絶縁機能を維持できる。</p> <p style="text-align: center;">- M3-別紙 1-3/E -</p> | 試験項目 | 試験条件* | 説明 | 加速熱劣化 | 106℃ - 44日間 | 試験条件は、電線貫通部の周囲温度（約40℃）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：106℃-3日、Oリング：106℃-1日）を包絡している。 | 放射線照射 | 2k Gy(平常時) 1300k Gy(事故時) | 美浜発電所3号機の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。 | 事故時 雰囲気暴露 | 温度 Max 190℃ 圧力 Max 0.414 MPa 時間 ~6日間 | 美浜発電所3号機の設計想定事故時の最高温度（約122℃）、最高圧力（約0.261MPa）を包絡している。 | <p style="text-align: center;">記載の適正化 (試験結果の明確化)</p> |
| 試験項目 | 試験条件* | 説明 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 加速熱劣化 | 106℃ - 44日間 | 試験条件は、電線貫通部の周囲温度（約40℃）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：106℃-3日、Oリング：106℃-1日）を包絡している。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 放射線照射 | 2k Gy(平常時) 1300k Gy(事故時) | 美浜発電所3号機の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 事故時 雰囲気暴露 | 温度 Max 190℃ 圧力 Max 0.414 MPa 時間 ~6日間 | 美浜発電所3号機の設計想定事故時の最高温度（約122℃）、最高圧力（約0.261MPa）を包絡している。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 試験項目 | 試験条件* | 説明 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 加速熱劣化 | 106℃ - 44日間 | 試験条件は、電線貫通部の周囲温度（約40℃）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：106℃-3日、Oリング：106℃-1日）を包絡している。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 放射線照射 | 2k Gy(平常時) 1300k Gy(事故時) | 美浜発電所3号機の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 事故時 雰囲気暴露 | 温度 Max 190℃ 圧力 Max 0.414 MPa 時間 ~6日間 | 美浜発電所3号機の設計想定事故時の最高温度（約122℃）、最高圧力（約0.261MPa）を包絡している。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

IV. 補正内容を反映した書類

変更前

変更後

第2.1.1.2表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(9/19)

| 設備分類 | 定義 | 主要設備 (「」内は、設計基準酒事故対処施設を兼ねる設備の耐震重要度分類) |
|--------------|----|---|
| Ⅲ.常設重大事故緩和設備 | | <ul style="list-style-type: none"> ・計器用電源(無停電電源装置) ・ディーゼル発電機[S] ・格納容器雰囲気ガスサンプリング始卸器 ・格納容器雰囲気ガスサンプリング水分分離器 ・燃料油移送ポンプ[S] |

変更なし

(2) 適用基準及び適用規格

| 変更前 | 変更後 |
|---|---|
| <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <p>なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表1. 施設共通の適用基準及び適用規格 (該当施設)」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建築基準法 (昭和25年5月24日法律第201号) ・ 建築基準法施行令 (昭和25年11月16日政令第388号) ・ 消防法 (昭和23年7月24日法律第186号) ・ 消防法施行令 (昭和36年3月25日政令第37号) ・ 消防法施行規則 (昭和36年4月1日自治省令第6号) ・ 土砂災害警戒区域等における土砂災害防止対策の推進に関する法律 (平成12年5月8日法律第57号) ・ 福井県建築基準法施行細則 (昭和47年4月25日福井県規則第41号) | <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <p>なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表1. 施設共通の適用基準及び適用規格 (該当施設)」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建築基準法 (昭和25年5月24日法律第201号) ・ 建築基準法施行令 (昭和25年11月16日政令第388号) ・ 消防法 (昭和23年7月24日法律第186号) ・ 消防法施行令 (昭和36年3月25日政令第37号) ・ 消防法施行規則 (昭和36年4月1日自治省令第6号) ・ 土砂災害警戒区域等における土砂災害防止対策の推進に関する法律 (平成12年5月8日法律第57号) ・ 福井県建築基準法施行細則 (昭和47年4月25日福井県規則第41号) |

| 変更前 | 変更後 |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号、最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号） ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和45年9月3日通商産業省告示第501号） ・可搬型発電設備技術基準（NEGA C331:2005） ・「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15日原規技発第1711151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8月30日原規技発第1708302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28年3月31日原規技発第1603318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7月19日原規技発第1707197号） ・発電用火力設備の技術基準の解釈（平成25年5月17日20130507 | <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号、最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号） ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和45年9月3日通商産業省告示第501号） ・可搬型発電設備技術基準（NEGA C331:2005） ・「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15日原規技発第1711151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8月30日原規技発第1708302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28年3月31日原規技発第1603318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7月19日原規技発第1707197号） ・発電用火力設備の技術基準の解釈（平成25年5月17日20130507 |

| 変更前 | 変更後 |
|--|--|
| <p>商局第2号)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針 (平成2年8月30日原子力安全委員会) ・建築基礎構造設計指針((社)日本建築学会, 2001) ・JIS B 1198-1995 「頭付きスタッド」 ・JIS G 5121 (1980) ステンレス鋼铸件 ・JIS B 1051-2014 炭素鋼及び合金鋼製締結用部品の機械的性質—強度区分を規定したボルト、小ねじ及び植込みボルト—並目ねじ及び細目ねじ ・熱間圧延形鋼の形状、寸法、質量及びその許容差 (JIS G 3192-2008) ・JIS Z 9125 (2007) 屋内作業場の照明基準 ・Pipe Flanges and Flanged Fittings (ASME B16.5-2009) ・JIS B 0203 (1999) 「管用テーパねじ」 ・JIS G 3457 (1978) 配管用アーク溶接炭素鋼管 | <p>商局第2号)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針 (平成2年8月30日原子力安全委員会) ・建築基礎構造設計指針((社)日本建築学会, 2001) ・JIS B 1198-1995 「頭付きスタッド」 ・JIS G 5121 (1980) ステンレス鋼铸件 ・JIS B 1051-2014 炭素鋼及び合金鋼製締結用部品の機械的性質—強度区分を規定したボルト、小ねじ及び植込みボルト—並目ねじ及び細目ねじ ・熱間圧延形鋼の形状、寸法、質量及びその許容差 (JIS G 3192-2008) ・JIS Z 9125 (2007) 屋内作業場の照明基準 ・Pipe Flanges and Flanged Fittings (ASME B16.5-2009) ・JIS B 0203 (1999) 「管用テーパねじ」 ・JIS G 3457 (1978) 配管用アーク溶接炭素鋼管 |

| 変更前 | 変更後 |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」 JSME S NC1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1994 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ 日本工業規格 JIS B 8210-1978 「蒸気用及びびガス用ばね安全弁」 ・ JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会、2003) ・ 日本機械学会 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」 JSME S NC1-2012 ・ 日本機械学会 「発電用原子力設備規格 材料規格」 JSME S NJ1-2012 ・ JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NB1-2012/2013 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ JSME S NC1-2001/JSME S NC1-2005 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 |

| 変更前 | 変更後 |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ・「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」 (社) 日本電気協会 ・原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203) 日本電気協会 ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987((社) 日本電気協会) ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版 ((社) 日本電気協会) ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984 ((社) 日本電気協会) ・「基礎からの衝突工学 (森北出版 (株))」 ・「鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説—許容応力度設計法—」(社団法人日本建築学会、1999 改定) ・鋼構造設計規程 SI 単位版 (2002 年日本建築学会) ・鋼構造設計規程—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会、2005 改定) ・各種合成構造設計指針・同解説 ((社) 日本建築学会、2010 年 11 月) | <ul style="list-style-type: none"> ・「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」 (社) 日本電気協会 ・原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203) 日本電気協会 ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987((社) 日本電気協会) ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版 ((社) 日本電気協会) ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984 ((社) 日本電気協会) ・「基礎からの衝突工学 (森北出版 (株))」 ・「鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説—許容応力度設計法—」(社団法人日本建築学会、1999 改定) ・鋼構造設計規程 SI 単位版 (2002 年日本建築学会) ・鋼構造設計規程—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会、2005 改定) ・各種合成構造設計指針・同解説 ((社) 日本建築学会、2010 年 11 月) |

| 変更前 | 変更後 |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 建築耐震設計における保有耐力と変形性能((社)日本建築学会、1990) ・ 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ((社)日本建築学会、2005) ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 -許容応力度設計法-(社)日本建築学会、2010 改定) ・ 鉄骨柱脚部の力学性状に関する実験的研究 (軸圧縮力と曲げモーメントを受ける場合) (日本建築学会 (1982 年)) ・ 建築物荷重指針・同解説 ((社) 日本建築学会、2004 改定) ・ 鋼構造接合部設計指針 ((社) 日本建築学会、2012 改定) ・ 鋼構造塑性設計指針 ((社) 日本建築学会、2010 改定) ・ 土木研究センター 建設技術審査証明報告書 後施工プレート定着型せん断補強鉄筋 [Post-Head-bar] ・ 「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」(原規技発第 1408063 号 (平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定)) | <ul style="list-style-type: none"> ・ 建築耐震設計における保有耐力と変形性能((社)日本建築学会、1990) ・ 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ((社) 日本建築学会、2005) ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 -許容応力度設計法-(社)日本建築学会、2010 改定) ・ 鉄骨柱脚部の力学性状に関する実験的研究 (軸圧縮力と曲げモーメントを受ける場合) (日本建築学会 (1982 年)) ・ 建築物荷重指針・同解説 ((社) 日本建築学会、2004 改定) ・ 鋼構造接合部設計指針 ((社) 日本建築学会、2012 改定) ・ 鋼構造塑性設計指針 ((社) 日本建築学会、2010 改定) ・ 土木研究センター 建設技術審査証明報告書 後施工プレート定着型せん断補強鉄筋 [Post-Head-bar] ・ 「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」(原規技発第 1408063 号 (平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定)) |

| 変更前 | 変更後 |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル ((社) 土木学会 2005年) ・土木学会 2002年 コンクリート標準示方書【構造性能照査編】 ・(機械工学便覧「材料力学」抜粋) ・新版機械工学便覧 (1987年4月日本機械学会編) ・2007年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議、2007) ・2015年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省国土技術政策総合研究所・国立研究開発法人建築研究所) ・REGULATORY GUIDE (RG) 1.92 “COMBINING MODAL RESPONSES AND SPATIAL COMPONENTS IN SEISMIC RESPONSE ANALYSIS” ・米国 REGULATORY GUIDE (RG) 1.92 “COMBINING MODAL RESPONSES AND SPATIAL COMPONENTS IN SEISMIC RESPONSE ANALYSIS” の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」 | <ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル ((社) 土木学会 2005年) ・土木学会 2002年 コンクリート標準示方書【構造性能照査編】 ・(機械工学便覧「材料力学」抜粋) ・新版機械工学便覧 (1987年4月日本機械学会編) ・2007年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議、2007) ・2015年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省国土技術政策総合研究所・国立研究開発法人建築研究所) ・REGULATORY GUIDE (RG) 1.92 “COMBINING MODAL RESPONSES AND SPATIAL COMPONENTS IN SEISMIC RESPONSE ANALYSIS” ・米国 REGULATORY GUIDE (RG) 1.92 “COMBINING MODAL RESPONSES AND SPATIAL COMPONENTS IN SEISMIC RESPONSE ANALYSIS” の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」 |

| 変更前 | 変更後 |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ・ クレーン構造規格 ・ 各種合成構造設計指針・同解説 第4編 各種アンカーボルト設計指針・解説 4.5 接着系アンカーボルトの設計 ・ 各種合成構造設計指針・同解説 第4編 各種アンカーボルト設計指針・解説 資料5 金属拡張アンカーボルトの設計 ・ 震災建築物の非再度区分判定基準及び復旧技術指針 ((財) 日本建築防災協会) ・ 日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック(2009)」 ・ 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(平成21・06・25 原院第1号(平成21年6月30日原子力安全・保安院一部改正))」原子力安全・保安部会、原子炉安全小委員会 ・ 「石油コンビナートの防災アセスメント指針」(平成25年3月消防庁特殊災害室) ・ 石油学会規格 JPI-7R-70-88-1988 ・ 「伝熱工学」(2012年7月4日 第9刷 東京大学出版会) | <ul style="list-style-type: none"> ・ クレーン構造規格 ・ 各種合成構造設計指針・同解説 第4編 各種アンカーボルト設計指針・解説 4.5 接着系アンカーボルトの設計 ・ 各種合成構造設計指針・同解説 第4編 各種アンカーボルト設計指針・解説 資料5 金属拡張アンカーボルトの設計 ・ 震災建築物の非再度区分判定基準及び復旧技術指針 ((財) 日本建築防災協会) ・ 日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック(2009)」 ・ 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(平成21・06・25 原院第1号(平成21年6月30日原子力安全・保安院一部改正))」原子力安全・保安部会、原子炉安全小委員会 ・ 「石油コンビナートの防災アセスメント指針」(平成25年3月消防庁特殊災害室) ・ 石油学会規格 JPI-7R-70-88-1988 ・ 「伝熱工学」(2012年7月4日 第9刷 東京大学出版会) |

| 変更前 | 変更後 |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・港湾の施設の技術上の基準・同解説 日本港湾協会 ・液状化対策工法 地盤工学会 (2004) ・道路橋示方書・同解説Ⅴ耐震設計編、平成 24 年 3 月 ・平成 12 年 5 月 31 日建設省告示第 1454 号 ・ドイツ工業 (DIN) 規格 ・「原田和典、建築火災のメカニズムと火災安全指針」(平成 19 年 12 月 25 日財団法人 日本建築センター) ・電気規格調査会標準規格 JEC-2130(2000) 構造—一般事項 | <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・港湾の施設の技術上の基準・同解説 日本港湾協会 ・液状化対策工法 地盤工学会 (2004) ・道路橋示方書・同解説Ⅴ耐震設計編、平成 24 年 3 月 ・平成 12 年 5 月 31 日建設省告示第 1454 号 ・ドイツ工業 (DIN) 規格 ・「原田和典、建築火災のメカニズムと火災安全指針」(平成 19 年 12 月 25 日財団法人 日本建築センター) ・電気規格調査会標準規格 JEC-2130(2000) 構造—一般事項 |

上記の他「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参照する。

なお、表 1 及び浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」については、平成 28 年 10 月 26 日付け原規規発第 1610261 号及び平成 30 年 6 月 20 日付け原規規発第 1806202 号にて認可された工事計画による。

(2) 適用基準及び適用規格

| 変更前 | 変更後 |
|---|-------------------------|
| <p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <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"> ・昭和40年通商産業省令第62号「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」 ・昭和45年通商産業省令告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」 ・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）」 | <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> |

| 変更前 | 変更後 |
|--|---|
| <ul style="list-style-type: none"> • JSME S NCI-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 • 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203) 日本電気協会 • 「鋼構造設計規準 SI 単位版」(2002 年日本建築学会) • 「入門・建物と地盤との動的相互作用」(日本建築学会、第 3 版、2006 年) • 「建物と地盤の相互作用を考慮した応答解析と耐震設計」(社団法人日本建築学会、2006) • ASME Boiler & Pressure Vessel Code VIII Div. 2 (2010 Edition with addenda 2011) • 1. 4301/DIN EN 10088-2 • 解析コード「MSC NASTRAN Ver. 2008. 0. 4」 | <p style="text-align: center;">変更なし</p> |

V. 変更の理由

自主的な安全性向上を目的として、原子炉格納施設（原子炉格納容器）の電気配線貫通部のうち格納容器内高レンジエリアモニタ及び炉外核計装のケーブルが貫通する電気配線貫通部について、キャニスター型からモジュラー型に取替えを行うこととし、要目表他の記載内容を変更する。

1. 概要

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

2. 基本方針

設計及び工事の計画が美浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（令和2年12月23日付け原規規発第2012235号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書）（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

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

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

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

また、本設計及び工事の計画の認可申請書「Ⅱ. 工事計画」で変更のない箇所については、令和2年3月23日付け原規規発第2003231号までに認可された美浜3号機工事計画認可申請書（以下「既工事計画書」という。）から変更はなく、既工事計画書にて確認された整合性への影響はない。

3. 記載の基本事項

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

1. 概要

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

2. 基本方針

設計及び工事の計画が美浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（令和2年12月23日付け原規規発第2012235号までに許可された発電用原子炉設置変更許可申請書）（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

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

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

3. 記載の基本事項

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

(2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。

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

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

b. 環境温度及び湿度による影響

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

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

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

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

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

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

する。

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

c. 放射線による影響

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

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

重大事故等対処設備としての原子炉格納容器の電気配線貫通部に対しては、原子炉格納容器内の原子炉格納容器の電気配線貫通部付近は、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断L O C A時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy/7日間以下を設定する。

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

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

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

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

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

4. 波及的影響を考慮すべき下位クラス施設の選定

平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」では、原子炉格納施設に対して波及的影響を考慮すべき下位クラス施設として周辺斜面①（原子炉格納施設周辺斜面）があるが、今回取替を実施する原子炉格納施設のうち原子炉格納容器貫通部の設置場所及び下位クラス施設との位置関係には変更がないことから、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料13-5「波及的影響に係る基本方針」から変更はない。

目 次

| | 頁 |
|---|---------|
| 1. 概要 | M3-添7-1 |
| 2. 基本方針 | M3-添7-1 |
| 2.1 設計基準事故時における基本方針 | M3-添7-1 |
| 2.2 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における基本方針 | M3-添7-1 |
| 3. 設計条件 | M3-添7-2 |
| 3.1 原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件 | M3-添7-2 |
| 3.2 原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件 | M3-添7-2 |
| 4. 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認 | M3-添7-2 |
| 4.1 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価 | M3-添7-2 |
| 4.1.1 評価方針 | M3-添7-2 |
| 4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因 | M3-添7-3 |
| 4.1.3 評価方法 | M3-添7-4 |
| 4.1.4 評価結果 | M3-添7-5 |
| 4.2 その他原子炉格納容器評価温度、圧力に対する影響確認 | M3-添7-6 |
| 4.2.1 確認内容 | M3-添7-6 |
| 4.2.2 確認結果 | M3-添7-6 |
| 別添-1 原子炉格納容器 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の閉じ込め機能健全性について | |
| 別紙-1 原子炉格納容器 評価温度、圧力の評価における経年劣化の影響について | |
| 別紙-2 原子炉格納容器 評価温度、圧力負荷後の耐震性の影響について | |
| 別紙-3 計算機プログラム（解析コード）の概要 | |

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44条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、設計漏えい率、最低使用温度、使用材料（原子炉格納容器本体の脆性破壊防止含む）、耐圧試験圧力、許容外圧並びに開口部、配管貫通部、電線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器熱除去装置、真空逃がし装置及び放射性物質の濃度低減設備の設計について説明する資料である。また、技術基準規則第62, 63, 64, 65, 66, 67, 68, 70, 71及び74条並びにそれらの解釈の要求に対する適合性について説明するとともに、重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。

今回取替を実施する電線貫通部の評価方針、評価方法、評価結果の詳細については、別添-1「原子炉格納容器 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の閉じ込め機能健全性について」にて説明する。

なお、電線貫通部の取替えに伴い、格納容器高レンジエリアモニタ及び炉外核計装の電線についても取替えが行われるが、電線については、その仕様を変更するものではないことから、本申請は平成28年10月26日付け原規規発第1610261号により認可された美浜発電所第3号機の工事計画の放射線管理施設及び計測制御系統施設に係る技術基準規則への適合性に影響を与えるものではない。

また、今回変更を実施しない設備については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料36「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及び令和元年6月21日付け原規規発第1906219号にて認可された工事計画の資料36「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

2. 基本方針

原子炉格納施設は、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漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

2.1 設計基準事故時における基本方針

設計基準事故時における基本方針については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料36「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の2.1項による。

2.2 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における基本方針

重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における基本方針については、令和元年6月21日付け原規規発第1906219号にて認可された工事計画の資料36「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の2.2項による。

3. 設計条件

原子炉格納容器の設計条件としては設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。

3.1 原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料3.6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.1項による。

3.2 原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件

原子炉格納容器の重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における設計条件については、令和元年6月21日付け原規規発第1906219号にて認可された工事計画の資料3.6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.2項によるものとする。

4. 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認

重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の評価温度、評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。また、経年劣化による影響や重大事故等時の環境が負荷された後の耐震性の影響について確認する。

4.1 重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価

4.1.1 評価方針

平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料3.6「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.2.1項で設定した重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の原子炉格納容器の評価温度（200℃）、評価圧力（2Pd）を用いて、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体並びに機器搬入口、エアロック、配管貫通部、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のリークパスとなる可能性のある部位に対して、規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

さらに、福島第一原子力発電所での事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し、試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から、以下のとおり評価対象部位を抽出し、評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失要因（以下「機能喪失要因」という。）を抽出する。

評価対象部位として、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれないよう原子炉格納容器本体について強度評価する。

また、機器搬入口、エアロック、配管貫通部、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、構造上原子炉格納容器の変位荷重等の影響によりリークパスになる可能性があるため、評価対象部位として抽出する。機器搬入口及びエアロックのシール部についても、ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。

原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるため、これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し、評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添-1「原子炉格納容器重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の閉じ込め機能健全性について」の評価対象ごとの「評価方針」の項にて説明する。なお、今回変更を実施しない設備については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の資料36「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」の別添-1「原子炉格納容器 重大事故等時の閉じ込め機能健全性について」による。

原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位及び評価対象ごとに想定される機能喪失要因を以下に示す。

①原子炉格納容器本体（一般部、局部）

延性破壊

②機器搬入口

延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

③エアロック

延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

④配管貫通部

・固定式配管貫通部

・貫通配管

延性破壊

- ・スリーブ
延性破壊
- ・端板
延性破壊
- ・閉止フランジ
延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット）
- ・閉止板
延性破壊
- ・伸縮式配管貫通部
 - ・貫通配管
延性破壊
 - ・スリーブ
延性破壊
 - ・端板
延性破壊
 - ・伸縮継手
疲労破壊
 - ・短管
延性破壊

⑤電線貫通部

- ・キャニスター型電線貫通部
ロウ付け部の損傷（導体貫通部）
延性破壊（構造部）
- ・モジュラー型電線貫通部
付着力低下（エポキシ樹脂）
変形（Oリング）
延性破壊（構造部）

⑥原子炉格納容器隔離弁

変形（構造部（弁箱、弁体）、ゴム系シール材）

4.1.3 評価方法

原子炉格納容器本体、機器搬入口、エアロック、配管貫通部、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁における放射性物質の閉じ込め機能の評価については、規格を用いた構造健全性評価と、電力共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果を用いた機能維持評価に分類して評価を行う。

そのうち、規格を用いた構造健全性評価については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007) (以下「設計・建設規格」という。) 又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価若しくは設計・建設規格の準用等による評価を行う。原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価については上記の3分類の評価方法により評価する。なお、設計・建設規格の準用等による評価は、設計・建設規格式の応用、フランジ等の呼び圧力により標準化された設計^(注1)の適用又はAmerican Society of Mechanical Engineers (ASME) 規格の適用等といった評価がある。

設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価は、既工事計画認可申請書等と同様の手法による評価が可能な部位や、設計・建設規格等の規格に準拠した評価が可能な部位に対して実施する。また、既工事計画認可申請書の手法と異なる評価を行う部位や、設計・建設規格の規格式を応用して算定する部位、保守的に判定基準を設定して評価する部位等については、設計・建設規格の準用等による評価を行う。

また、機器搬入口、エアロック、電線貫通部、ゴムダイヤフラム弁及び真空逃がし弁のシール部並びに空調用バタフライ弁の漏えいの有無については、電共研等での試験結果による機能維持の確認を行う。

各評価対象部位に対して上記のいずれかの方法により構造健全性又は機能維持の評価を行い、200℃、2Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認する。

各評価対象機器の評価方法の分類を第1図に、各評価対象機器の詳細な評価方法を第1表に示す。

(注1) フランジ等の呼び圧力ごとに流体の温度と、その温度における許容圧力を材料ごとに定めたもの。

4.1.4 評価結果

原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)については、有限要素法による応力評価、若しくは設計・建設規格又は機械工学便覧等の規格式による応力評価を行い、判定値を満足することにより200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。

原子炉格納容器貫通部(配管貫通部、電線貫通部)及び原子炉格納容器隔離弁については、設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等で用いられる評価式により評価を行い、判定値を満足することにより200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。

また、機器搬入口、エアロック、電線貫通部、ゴムダイヤフラム弁及び真空逃がし弁のシール部並びに空調用バタフライ弁については電共研等での試験結果を基に評価を行い、200℃、2Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。なお、評価対象部位ごとの評価結果のまとめを第2表に、評価対象部位ごとの詳細な評価方法及び評価結果を別添-1「原子炉格納容器 重大事故等時(特定重大事故等時を除く。)の閉じ込め機能健全性について」に示す。なお、今回変更を実施しない設備については、平成28年10月26日付け原規規発第1610261号にて認可された工事計画の

資料36「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」の別添-1「原子炉格納容器 重大事故等時の閉じ込め機能健全性について」による。

美浜発電所3号機の原子炉格納容器型式である鋼製格納容器は、半球部、円筒部が厚板の鋼板で構成された構造であり、鋼板で気密性能及び耐圧性能を担保する構造である。重大事故等時（特定重大事故等時を除く。）の温度及び圧力を超える環境（200℃、2Pd）において、配管貫通部等も含め一部が僅かに塑性状態となるが、弾性的挙動の範囲内であり、これまでと同様高い気密性維持が可能であることを確認した。

4.2 その他原子炉格納容器評価温度、圧力に対する影響確認

原子炉格納容器の評価温度、圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化、評価温度、圧力が負荷された後の耐震性について影響を確認する。

4.2.1 確認内容

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して、影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化、評価温度、圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容について影響を確認する。

(1) 経年劣化の影響

原子炉格納容器評価温度、圧力（200℃、2Pd）時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が、経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添-1の別紙-1に示す。

(2) 評価温度、圧力負荷後の耐震性への影響

原子炉格納容器が評価温度、圧力（200℃、2Pd）が負荷された後の耐震性の影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添-1の別紙-2に示す。

4.2.2 確認結果

(1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策についても確認し、原子炉格納容器の評価温度、圧力への影響はないことを確認した。

(2) 重大事故等時の温度、圧力を超える評価温度、圧力（200℃、2Pd）が負荷された後の耐震性の影響については、評価温度、圧力の環境で一部の箇所において小さな残留ひずみが生じるが、発生応力に与える影響はない。地震の許容応力は、放射性物質の閉じ込め機能の確認にて考慮した許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないことを確認した。

2.3 長期健全性評価

長期健全性試験条件を第2表に示す。

第2表 試験条件

| | 試験条件※ | 説明 |
|--------------|---|---|
| 加速熱劣化 | 106 °C - 44 日間 | 試験条件は、電線貫通部の周囲温度（約 40 °C）で 60 年間の運転に相当する条件（ポッティング材：106 °C-3 日、O リング：106 °C-1 日）を包絡している。 |
| 放射線照射 | 2k Gy (平常時) 1300k Gy (事故時) | 美浜発電所 3 号機の 60 年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。 |
| 事故時 雰囲気暴露 | 温度 Max 190 °C 圧力 Max 0.414 MPa 時間 ~6 日間 | 美浜発電所 3 号機の設計想定事故時の最高温度（約 122°C）、最高圧力（約 0.261MPa）を包絡している。 |

※ 出典：電力共同委託「モジュラ型電気ペネトレーションの長期健全性評価（H21年2月）」

3. 試験結果

表 2 の試験条件を負荷した後の漏えい試験では、漏えい量は $1.7 \times 10^{-3} \text{ cm}^3/\text{s}$ であった。一方、美浜発電所 3 号機の原子炉格納容器局部漏えい率検査（B 種試験）における電線貫通部のモジュール 1 台当たりの許容漏えい量は $0.69 \text{ cm}^3/\text{s}$ であり、漏えい量は十分小さい値となっている。

また、表 2 の試験条件を負荷した後には絶縁抵抗測定も実施しており、判定基準 $1.0 \times 10^8 \Omega$ 以上に対して、 $2.4 \times 10^9 \Omega$ と判定基準を満足することを確認している。

このことから、モジュラ型電線貫通部は 60 年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能及び電気絶縁機能を維持できる。