

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>高圧ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号）</u> <sup>(注 3)</sup></li> <li>・ 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）</li> <li>・ <u>可搬形発電設備技術基準（NEGA C331:2005）</u> <sup>(注 3)</sup></li> <li>・ 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）</li> <li>・ <u>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）</u> <sup>(注 3)</sup></li> <li>・ 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）</li> <li>・ 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）</li> <li>・ 発電用火力設備の技術基準の解釈（平成 25 年 5 月 17 日 20130507 商局第 2 号）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>高圧ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号）</u></li> <li>・ 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）</li> <li>・ 可搬形発電設備技術基準（NEGA C331:2005）</li> <li>・ 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）</li> <li>・ 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）</li> <li>・ 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）</li> <li>・ 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）</li> <li>・ 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（令和元年 6 月 5 日原規技発第 1906051 号）</li> <li>・ 発電用火力設備の技術基準の解釈（平成 25 年 5 月 17 日 20130507 商局第 2 号）</li> </ul>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005)【事例規格】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) (注3)</u></li> <li>・ <u>日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補-1984)」(注3)</u></li> <li>・ <u>日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」(注3)</u></li> <li>・ <u>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)」(注3)</u></li> <li>・ <u>日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)」(注3)</u></li> <li>・ <u>日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)」(注3)</u></li> <li>・ <u>コンクリート標準示方書【構造性能照査編】(土木学会、2002年) (注3)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (2012年版 (2013年追補を含む。)) (JSME S NB1-2012/2013)」</li> <li>・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005)【事例規格】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)</li> <li>・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補-1984)」</li> <li>・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」</li> <li>・ 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)」</li> <li>・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)」</li> <li>・ 日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)」</li> <li>・ コンクリート標準示方書【構造性能照査編】(土木学会、2002年)</li> </ul>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>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</u> (土木学会、2005年)<sup>(注3)</sup></li> <li>・ <u>新版機械工学便覧</u> (日本機械学会、1987年4月)<sup>(注3)</sup></li> <li>・ <u>鋼構造設計規準 SI 単位版</u> (日本建築学会、2002年)<sup>(注3)</sup></li> <li>・ <u>道路橋示方書 (I 共通編・II 鋼橋編)・同解説</u> (日本道路協会、平成14年3月)<sup>(注3)</sup></li> <li>・ <u>各種合成構造設計指針・同解説</u> (日本建築学会、2010年11月)<sup>(注3)</sup></li> <li>・ <u>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-</u>(日本建築学会、1999年)<sup>(注3)</sup></li> <li>・ <u>原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説</u> (日本建築学会、2005年)<sup>(注3)</sup></li> <li>・ <u>鋼構造設計規準 -許容応力度設計法-</u> (日本建築学会、2005年9月改定)<sup>(注3)</sup></li> <li>・ <u>建築耐震設計における保有耐力と変形性能</u> (日本建築学会、1990年改定)<sup>(注2)</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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 (土木学会、2005年)</li> <li>・ 新版機械工学便覧 (日本機械学会、1987年4月)</li> <li>・ 鋼構造設計規準 SI 単位版 (日本建築学会、2002年)</li> <li>・ 道路橋示方書 (I 共通編・II 鋼橋編)・同解説 (日本道路協会、平成14年3月)</li> <li>・ 各種合成構造設計指針・同解説 (日本建築学会、2010年11月)</li> <li>・ 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-(日本建築学会、1999年)</li> <li>・ 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 (日本建築学会、2005年)</li> <li>・ 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法- (日本建築学会、2005年9月改定)</li> <li>・ 建築耐震設計における保有耐力と変形性能 (日本建築学会、1990年改定)</li> </ul>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>建築基礎構造設計指針（日本建築学会、2001年改定）</u> <sup>(注2)</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>建築基礎構造設計指針（日本建築学会、2001年改定）</u></li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>各種合成構造設計指針 設計式（AIJ式）（日本建築学会）</u> <sup>(注3)</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 各種合成構造設計指針 設計式（AIJ式）（日本建築学会）</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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)</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>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））</u> <sup>(注3)</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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））</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国 REGULATORY GUIDE (RG) 1.92 “COMBINING MODAL RESPONSES AND SPATIAL COMPONENTS IN SEISMIC RESPONSE ANALYSIS” 「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国 REGULATORY GUIDE (RG) 1.92 “COMBINING MODAL RESPONSES AND SPATIAL COMPONENTS IN SEISMIC RESPONSE ANALYSIS” 「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>建築物荷重指針・同解説（日本建築学会、2004年改定）</u> <sup>(注3)</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建築物荷重指針・同解説（日本建築学会、2004年改定）</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>鋼構造塑性設計指針（日本建築学会、2010年改定）</u> <sup>(注3)</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会、2010年改定）</li> </ul>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ クレーン構造規格</li> <li>・ <u>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）<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ 入門・建物と地盤との動的相互作用（日本建築学会）</li> <li>・ 道路橋示方書・同解説V耐震設計編、平成24年3月</li> <li>・ <u>石油コンビナートの防災アセスメント指針（消防庁特殊災害室、平成25年3月）<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ <u>原田和典、建築火災のメカニズムと火災安全指針（日本建築センター、平成19年12月25日）<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ <u>伝熱工学（東京大学出版会、2012年7月4日 第9刷）<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ <u>鋼構造接合部設計指針（日本建築学会、2012年改定）<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ <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について（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））<sup>(注3)</sup></u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ クレーン構造規格</li> <li>・ 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）</li> <li>・ 入門・建物と地盤との動的相互作用（日本建築学会）</li> <li>・ 道路橋示方書・同解説V耐震設計編、平成24年3月</li> <li>・ 石油コンビナートの防災アセスメント指針（消防庁特殊災害室、平成25年3月）</li> <li>・ 「原田和典、建築火災のメカニズムと火災安全指針」（日本建築センター、平成19年12月25日）</li> <li>・ 伝熱工学（東京大学出版会、2012年7月4日 第9刷）</li> <li>・ 鋼構造接合部設計指針（日本建築学会、2012年改定）</li> <li>・ 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ついて（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））</li> <li>・ 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ついて（原規技発第1906051号（令和元</li> </ul>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ <u>液化化対策工法（地盤工学会、2004年）<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ <u>電気規格調査会標準規格 JEC-2130(2000)構造一般事項<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ ドイツ工業（DIN）規格</li> <li>・ DIN1693 CAST IRON</li> <li>・ <u>道路橋示方書・同解説（I 共通編、IV 下部構造編）（日本道路協会、平成14年3月）<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ <u>日本機械学会「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（2003年版）」（JSME S NE1-2003）<sup>(注3)</sup></u></li> <li>・ <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版）〈第I編 軽水炉規格〉（JSME S NC1-2012）」<sup>(注3)</sup></u></li> </ul>	<p>年6月5日原子力規制委員会決定))</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ 液化化対策工法（地盤工学会、2004年）</li> <li>・ 電気規格調査会標準規格 JEC-2130(2000)構造一般事項</li> <li>・ ドイツ工業（DIN）規格</li> <li>・ DIN1693 CAST IRON</li> <li>・ 道路橋示方書・同解説（I 共通編、IV 下部構造編）（日本道路協会、平成14年3月）</li> <li>・ 日本機械学会「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（2003年版）」（JSME S NE1-2003）</li> <li>・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版）〈第I編 軽水炉規格〉（JSME S NC1-2012）」</li> <li>・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格（2012年版）（JSME S NJ1-2012）」</li> </ul>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機械工学便覧「材料力学」</li> <li>・ <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）」</u> <u>（JSME S NA1-2008）</u> <small>（注2）</small></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2012年版）」 （2013年追補及び2014年追補を含む。）（JSME S NA1-2012/2013/2014）</li> <li>・ 機械工学便覧「材料力学」</li> <li>・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）」 （JSME S NA1-2008）</li> </ul>

（注1）記載の適正化を行う。既工事計画書には「日本工業規格（JIS）」と記載

（注2）記載の適正化を行う。既工事計画書には、記載なし

（注3）記載の適正化を行う。基準及び規格名称の統一化（記載順序、半角全角等）

上記の他「原子力発電所の火山影響評価ガイド」、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第13061912号（平成25年6月19日原子力規制委員会制定）原子力規制委員会）」、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（平成25年6月19日原規技発第13061911号 原子力規制委員会決定（改正 平成26年9月17日原規技発第1409172号 原子力規制委員会決定）」、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（平成25年10月24日 原規技発第1310241号原子力規制委員会）」、「耐震設計に係る工認審査ガイド」を参照する。

なお、表1については、平成29年8月25日付け原規規発第1708254号にて認可された工事計画による。

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S 017-2003) (注3)</u></li> <li>・ <u>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) (注3)</u></li> <li>・ <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2001年版)〈第I編 軽水炉規格〉(JSME S NC1-2001)」(注3)</u></li> <li>・ <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版)〈第I編 軽水炉規格〉(JSME S NC1-2005)」(注3)</u></li> <li>・ <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版含む。))〈第I編 軽水炉規格〉(JSME S NC1-2005/2007)」(注3)</u></li> <li>・ <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2007年追補版)〈第I編 軽水炉規格〉(JSME S NC1-2007)」(注3)</u></li> <li>・ <u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」(JSME S NA1-2008) (注3)</u></li> <li>・ <u>日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)」(注3)</u></li> </ul>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補-1984)」<sup>(注3)</sup></u></li>   <li>• <u>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)」<sup>(注3)</sup></u></li>   <li>• <u>日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)」<sup>(注3)</sup></u></li>   <li>• <u>コンクリート標準示方書【構造性能照査編】(土木学会、2002年)<sup>(注3)</sup></u></li>   <li>• <u>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 (土木学会、2005年)<sup>(注3)</sup></u></li>   <li>• <u>動的繰返し大変形を受ける溶接鋼構造物の脆性破壊性能評価方法 (日本溶接協会、2003 制定、WES 2808:2003)<sup>(注3)</sup></u></li>   <li>• <u>建築物荷重指針・同解説 (日本建築学会、2015年)<sup>(注3)</sup></u></li>   <li>• NEI 07-13 Rev8P 「Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs」(「新プラント設計に対する航空機衝突評価を実施するための手法」)</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

### Ⅲ. 工事工程表

今回の工事の工程は次のとおりである。

項目		年	2021年			
		月	4月	5月	6月	
原子炉冷却 系統施設	現地工事期間			□		
	検査及び使用 前確認可能時期	構造、強度又は漏えいに 係る検査をすることがで きるようになった時		※1 ◇	※1 ◇	※1 ◇
		工事完了時の検査をする ことができるようになった時				※1 ◇    ※1 ◇
		品質マネジメントシステ ムに係る検査をすること ができるようになった時				※1 ◇

※1：検査時期は工事の進捗により変更となる可能性がある。

## V. 変更の理由

大飯発電所第3号機加圧器スプレイ配管の溶接部における有意な指示が認められたことに鑑みて、今後の知見拡充のための当該箇所の配管取替えに際し、日本機械学会「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 材料規格（JSME S NJ1-2012）」及び「発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2012/2013/2014）」を適用することとし、適用基準及び適用規格の変更を行う。

## 目 次

- 資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
  - 資料 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 2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
  
- 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 5 耐震性に関する説明書
  - 資料 5 - 1 耐震設計の基本方針
  - 資料 5 - 2 波及的影響に係る基本方針
  - 資料 5 - 3 申請設備に係る耐震設計の基本方針
  - 資料 5 - 4 耐震計算方法
  - 資料 5 - 5 耐震計算結果
  - 資料 5 - 6 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果
  - 別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要
  
- 資料 6 強度に関する説明書
  - 資料 6 - 1 強度計算の基本方針
  - 資料 6 - 2 強度計算方法
  - 資料 6 - 3 強度計算結果
  - 別添 1 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する L B B 成立性評価結果に関する説明書
  - 別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要
  
- 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
  
- 資料 8 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
  - 資料 8 - 1 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
  - 資料 8 - 2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

(2) 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

申請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している。

a. 配管

(a) 材料選定

当該部に使用する材料は、炭素含有量を制限 ( $C \leq 0.05\%$ ) したSUS316系材料であり、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

当該部は、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 NB1-2012/2013)」に基づき十分な品質管理を行う。

また、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保安規定に基づく水質管理を行う。

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。

b. 支持構造物

当該部の支持構造物については、1次系高温環境に接液しないこと並びに塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、応力腐食割れの発生を防止している。

# 目 次

	頁
1. 概要 .....	03-添4-1
2. 基本方針 .....	03-添4-2
2.1 悪影響防止 .....	03-添4-2
2.2 環境条件等 .....	03-添4-2
2.3 試験・検査性 .....	03-添4-5

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 14 条、第 15 条第 2 項、第 4 項及び第 6 項並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、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ついて説明するものである。

今回は、健全性として、申請範囲の配管に要求される機能を有効に発揮するための、構造設計に係る事項を考慮して、「機器相互の悪影響（技術基準規則第 15 条第 4 項及び第 6 項並びにそれらの解釈）」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む。）等における機器の健全性（技術基準規則第 14 条第 2 項及びその解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第 15 条第 2 項及びその解釈）」（以下「試験・検査性」という。）を説明する。

なお、申請範囲の配管は、多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮すべき設備ではないため、技術基準規則第 14 条第 1 項及びその解釈については考慮不要である。

上記の健全性を確認することで、申請範囲の配管が安全設備として使用できることを確認している。

## 2. 基本方針

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

### 2.1 悪影響防止

悪影響防止については技術基準規則第15条第4項及び第6項に基づき、設計基準対象施設としての申請範囲の配管は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮を行う設計とする。

他の設備に悪影響を及ぼす要因として地震、火災、溢水、その他の自然現象、他の設備への系統的な影響及び同一設備の機能的な影響、内部発生飛散物並びに号機間の共用がある。他の設備への系統的な影響及び同一設備の機能的な影響、内部発生飛散物並びに号機間の共用については、平成29年8月25日付け原規規発第1708254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。なお、申請範囲における配管破損については、資料6「強度に関する説明書」のうち別添1「原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対するLBB成立性評価結果に関する説明書」に基づき評価した結果、従来の配管破損形式に変更はない。また、設計基準対象施設に考慮すべき地震、火災、溢水及びその他の自然現象による他の設備からの悪影響については、波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを、「2.2 環境条件等」に示す。

### 2.2 環境条件等

環境条件等については、申請範囲の配管が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。

安全施設としての申請範囲の配管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ている安全機能を発揮できる設計とする。安全施設としての申請範囲の配管の環境条件には、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、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）があるが、本資料では、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、放射線による影響、荷重、周辺機器等からの悪影響並びに冷却材の性状を考慮する。申請範囲の配管において、屋外の天候による影響については屋外配管ではないこと、

海水を通水する系統への影響については海水を通水しないこと、電磁波による影響については電磁波の影響を受ける構造ではないことから考慮不要である。

荷重としては通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、機械的荷重のみならず、自然現象(地震)による荷重を考慮する。

以上のことから、技術基準規則第14条第2項に基づき、申請範囲の配管について、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、荷重、周辺機器等からの悪影響並びに冷却材の性状(冷却材中の破損物等の異物を含む。)の影響に分け、以下(1)から(3)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響並びに荷重

- ・安全施設としての申請範囲の配管は、事故時等における環境条件を考慮した設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設としての申請範囲の配管は、設計基準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。
- ・安全施設としての申請範囲における主たる流路及びその流路に影響を与える範囲の健全性は、主たる流路とその主たる流路に影響を与える範囲を同一又は同等の規格で設計することにより、流路としての機能を維持する設計とする。

a. 環境圧力

安全施設としての申請範囲の配管については、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。

安全施設としての申請範囲の配管に対しては、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(原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化)」での最高圧力約 0.308MPa[gage]を包絡する圧力(原子炉格納容器最高使用圧力 0.39MPa[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、耐圧部において、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。

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

安全施設としての申請範囲の配管は、事故時等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)に想定事故時に到達する最高値とし、区分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としての申請範囲の配管に対しては、「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 132℃を包絡する温度(原子炉格納容器最高使用温度 144℃)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、耐圧部においては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。

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、設備の設置場所の適切な区分(原子炉格納容器内)の想定事故時に到達する最大線量とし、当該放射線量に対して、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。

安全施設としての申請範囲の配管に対しては、「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、原子炉格納容器内は 1.5MGy/年以下に設定する。

第2-1-1表及び第2-1-2表に放射線評価に用いた評価条件等を示す。

d. 荷重

安全施設としての申請範囲の配管については、自然現象(地震)による荷重の評価を行い、荷重に対して機能を有効に発揮できる設計とする。

申請範囲の配管が機能を有効に発揮するため、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荷重、温度荷重及び機械的荷重を踏まえた耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」に示す。

また、申請範囲の配管が機能を有効に発揮するため、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荷重、温度荷重及び機械的荷重を踏まえた十分な構造及び強度を有する設計については、資料6「強度に関する説明書」に示す。

安全施設としての申請範囲の配管の地震荷重及び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」のうち資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

## (2) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設としての申請範囲の配管は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による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。このうち、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他設備からの悪影響については、平成29年8月25日付け原規規発第1708254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。

波及的影響を含めた安全施設としての申請範囲の配管の耐震設計については、資料5「耐震性に関する説明書」のうち資料5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

## (3) 冷却材の性状(冷却材中の破損物等の異物含む。)

- ・安全施設としての申請範囲の配管は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力振動評価指針」(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。
- ・安全施設としての申請範囲の配管は、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する設計とする。

配管内円柱状構造物の流体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。

## 2.3 試験・検査性

試験・検査性については、技術基準規則第15条第2項に基づき、設計基準対象施設としての申請範囲の配管は、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、漏えい確認等が可能な設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定

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及び日常点検の保守点検内容を考慮する。

以下に試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 試験・検査性

申請範囲の配管は、以下に示す試験・検査が実施可能な設計とする。

- ・申請範囲の配管溶接部は、配管取替え後においても健全性を確認するために必要な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。

## 1. 概要

本資料は、申請設備の耐震設計が「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5条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

## 2. 耐震設計の基本方針

### 2.1 基本方針

発電用原子炉施設の耐震設計は、設計基準対象施設については地震により安全機能が損なわれるおそれがないことを目的とし、「技術基準規則」に適合する設計とする。

申請設備の耐震設計の基本方針は、平成29年8月25日付け原規規発第1708254号にて認可された工事計画の資料13-1「耐震設計の基本方針」の2.1項から変更はない。

### 2.2 適用規格

適用する規格は、以下のとおりである。

- ・ 「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 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984」（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（以降、「JEAG4601」と記載しているものは上記3指針を指す。）
- ・ 鋼構造設計規準－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改定）
- ・ 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版）〈第I編 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2012」（社）日本機械学会（以下「JSME」という。）
- ・ 「発電用原子力設備規格 材料規格（2012年版） JSME S NJ1-2012」（社）日本機械学会（以下「材料規格」という。）

ただし、JEAG4601に記載されているAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設とした上で、基準地震動S2、S1をそれぞれ基準地震動Ss、弾性設計用地震動Sdと読み替える。なお、Aクラスの施設をSクラスと読み替える際には基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdを適用するものとする。

また、JEAG4601中の「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）に関する内容については、JSME及び材料規格に従うものとする。

#### 4. 波及的影響の設計対象とする下位クラス施設

平成29年8月25日付け原規規発第1708254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、設計基準対象施設のうち耐震重要度分類のSクラスに属する施設（以下「Sクラス施設」という）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1次冷却材ポンプモータ、格納容器ポーラクレーン等があるが、今回取替を実施するSクラス施設のうち当該配管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29年8月25日付け原規規発第1708254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。

また、原子力発電情報公開ライブラリ（NUCIA：ニューシア）から、原子力発電所の被害情報を抽出し、その要因を整理した結果、「別記2」①～④の検討事項に分類されない要因がないことを確認した。

#### 5. 工事段階における下位クラス施設の調査・検討

工事段階においても、設計基準対象施設の設計段階の際に検討した配置・補強等が設計どおりに施されていることを、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行うことで確認する。また、仮置資材等、現場の配置状況等の確認を必要とする下位クラス施設についてもあわせて確認する。

工事段階における検討は、3.1項の4つの観点のうち、③及び④の観点、すなわち下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による影響について、プラントウォークダウンにより実施する。

確認事項としては、設計段階において検討した離隔による防護の観点で行う。すなわち、施設の損傷、転倒及び落下等を想定した場合に上位クラス施設に衝突するおそれのある範囲内に下位クラス施設がないこと、又は間に衝撃に耐えうる障壁、緩衝物等が設置されていること、仮置資材等については固縛等、転倒及び落下を防止する措置が適切に講じられていることを確認する。

ただし、仮置機器等の下位クラス施設自体が、明らかに影響を及ぼさない程度の大きさ、重量等の場合は対象としない。

以上を踏まえて、損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設に波及的影響を及ぼす可能性がある下位クラス施設が抽出されれば、必要に応じて、上記の確認事項と同じ観点で対策・検討を行う。すなわち、下位クラス施設の配置を変更したり、間に緩衝物等を設置したり、固縛等の転倒、落下防止措置等を講じたりすることで対策・検討を行う。

また、工事段階における確認の後も、波及的影響を防止するように現場を保持するため、保安規定に機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。

第 3-3 表 水平 2 方向及び鉛直方向地震力による影響評価結果

評価対象設備		評価部位	重要度分類	応力分類	従来 発生値	2 方向 想定 発生値	許容値	備考
					MPa	MPa	MPa	
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材の循環 設備	配管本体	S クラス	一次応力	218	309	343	
				一次＋ 二次応力	711	818 (注1)	343	
				疲労評価	0.41058	0.62227	1.0	単位無し

(注1) 許容値を超えているため簡易弾塑性解析を行う。

第2-7表 運転状態Ⅲ及びⅣの事象に対する荷重の概要と強度評価上の取扱い

	(注1) 事象	(注1) 事象の概略説明	(注1, 2) 事故時荷重	(注1) 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、ジェット反力も微小 ( <input type="text"/> )		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： <input type="text"/>	
	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 ( <input type="text"/> )			
	Ⅲ-c 1次冷却材 流量喪失事故	4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			
運転状態Ⅳ	Ⅳ-a 1次冷却材 喪失事故	口径1Bを超え3B以下の配管の破断又は口径3B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次系内の急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小 ( <input type="text"/> )			包絡圧力、又は、事故発生時の圧力に事故時荷重 <sup>(注5)</sup> 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： <input type="text"/>
	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 ( <input type="text"/> )			
	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、事故時荷重は比較的小さい			
	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、ジェット反力も微小 ( <input type="text"/> )			
	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 ( <input type="text"/> )			
	Ⅳ-f 蒸気発生器 伝熱管破断事故	1本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、ジェット反力も微小 ( <input type="text"/> )			

(注1) 大飯発電所第3号機原子炉容器上部ふた取替工事の既工事計画書添付資料2-2「強度計算方法」(平成17・11・08原第7号、平成17年12月22日認可)による。

(注2) 事故時荷重は、事故時に発生する機械的荷重である。F<sub>j</sub>は、破断点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3B以下の配管の断面積相当とする。

(注5) 主蒸気管破断事故、1次冷却材ポンプ軸固着事故及び主給水管破断事故時の荷重を考慮する。なお、事故時荷重の影響が有意ではない箇所については、

運転状態Ⅲと同様に包絡圧力に基づく荷重を用いて強度評価を行う。

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	03-添7-1
2. 基本方針 .....	03-添7-1
3. 配管内円柱状構造物の流力振動評価 .....	03-添7-1
4. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価 .....	03-添7-1
5. まとめ .....	03-添7-1

## 1. 概要

本資料は、本工事における配管の変更に伴い、「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」第19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」に基づき、流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっていることを説明する。

## 2. 基本方針

申請設備における流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する基本方針は、平成29年8月25日付け原規規発第1708254号にて認可された工事計画の資料25「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」の2.から変更はない。

## 3. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

今回の申請範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていないため、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)の「2.適用範囲および対象」に該当せず、評価は不要であることを確認した。

## 4. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

今回の申請範囲には評価対象となる高低温水合流部及びキャビティフローが侵入する閉塞分岐管滞留部を設けないため、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S 017-2003)の「2.疲労評価上考慮すべき熱流動現象 2.2評価対象とする現象」に該当せず、評価は不要であることを確認した。

## 5. まとめ

申請範囲には流体振動又は温度変動による損傷が懸念される部位はなく、流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっている。

※：IS09001を基本とし、設工認品質管理計画及び保安規定の要求事項及びIAEA基準の特徴、並びにキャスク問題等の不適合反映の要求事項を考慮した、原子力発電所の保修等に係る品質マネジメントシステム仕様をいう。

- (b) 文書・記録に関する要求事項
- (c) 外注先使用時における要求事項

f. 特殊工程等に関する要求事項\*

※：本申請において、大飯3号機加圧器スプレ配管の溶接部に限る対応として、溶接作業における入熱管理に関する事項（過大な初層溶接入熱とならない施工法である全層にわたりTig溶接を実施する施工法の採用）含む。

- g. 秘密情報の範囲
- h. 不適合の報告及び不適合の処理に関する要求事項
- i. 健全な安全文化を育成し及び維持するために必要な要求事項
- j. 調達製品を当社に引き渡す場合における調達要求事項への適合の証拠となる記録の提出に関する要求事項
- k. 製品の引渡し後における製品の維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の提供及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する要求事項
- l. 解析業務に関する要求事項（解析委託の管理については、添付3「設工認における解析管理について」参照）
- m. 悪天候における屋外機材の安全確保措置
- n. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
- o. 調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることに関する事項

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、「施設管理通達」、「原子力部門における調達管理通達」及び「原子燃料サイクル通達」に従い、業務の実施に当たって必要な図書（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(1/2)」に示すAクラス及びBクラス、「別表1(2/2)」に示すSA常設、及び「別表4」に示す業務委託のグレードI、作業計画書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確

実にするために、グレード分けの区分、調達数量、調達内容等※を考慮した調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

また、調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を、以下のいずれか1つ以上の方法により実施する。

※：本申請において、大飯3号機加圧器スプレイ配管の溶接部に限る対応として、溶接作業における入熱管理に関する事項（過大な初層溶接入熱とならない施工法である全層にわたりTig溶接を実施する施工法の採用）含む。

#### a. 検査・試験

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、「検査・試験通達」に基づき工場又は発電所で検査・試験を実施する。

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、検査・試験のうち、当社が立会又は記録確認を行う検査・試験に関して、以下の項目のうち必要な項目を含む要領書を供給者に提出させ、それを事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査・試験を実施する。

- ・対象機器名（品名）
- ・検査・試験項目
- ・適用法令、基準、規格
- ・検査・試験装置仕様
- ・検査・試験の方法、手順、記録項目
- ・品質管理員における作業記録、作業実施状況、検査データの確認時期、頻度
- ・準備内容及び復旧内容の整合性
- ・判定基準
- ・検査・試験成績書の様式
- ・測定機器、試験装置の校正
- ・検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査・試験を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、設備のグレード分けの区分に応じて管理の程度を決めたのち、「3.5.5 使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

なお、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(2/2)」に示すSA

可搬（購入のみ）については、当社にて機能・性能の確認をするための検査・試験を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、製品の受入れに当たり、受入検査を実施し、現品及び記録の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。

e. 作業中のコミュニケーション等

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 請負会社他品質監査（「3.6.4 請負会社他品質監査」参照）

### 3.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

（請負会社他品質監査を実施する場合の例）

- ・設備：添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」に示すAクラス、Bクラス及びCクラスのうち設工認申請（届出）の対象設備並びにSA常設に該当する場合（原則として3年に1回の頻度で実施）
  - ・役務：過去3年以内に監査実績がない供給者で、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表4」に示すグレードIに該当する場合
- また、供給者の発注先（以下「外注先」という。）について、以下に該当する場合は、直接外注先の監査を行う。
- ・供給者が実施した外注先に対する品質監査、又は更に外注先が実施した外注又は下請会社の品質マネジメントシステム状況が不十分と判断した場合
  - ・トラブル等で必要と認めた場合

### 3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

#### (1) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

#### (2) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

## 3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

### 3.7.1 文書及び記録の管理

#### (1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」の第3.1-1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを「原子力部門における文書・記録管理通達」に基づき管理する。

設工認に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを第3.7-1表に示すとともに、技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を第3.7-1図に示す。

#### (2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、当社が供給者評価等により品質マネジメントシステム体制

を確認した供給者で、かつ、対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書を、当該設備として識別が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。

この供給者が所有する設計図書は、当社の文書管理下で第3.7-1表に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で、代替可能な設計図書が存在する場合、供給者の品質マネジメントシステム体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し、設工認に対する適合性を保証するための設計図書として用いる。

### (3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査を担当する箇所の長は、使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合、第3.7-1表に示す記録を用いて実施する。

なお、適合性確認対象設備のうち、既に工事を着手し設工認申請（届出）時点で工事を継続している設備、並びに添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表1(2/2)」に示すSA可搬（購入のみ）の設備に対して記録確認検査を実施する場合は、検査に用いる文書及び記録の内容が、使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること（型番の照合、確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること。）を確認することにより、使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	事業本部 原子力 ※1	発電所	供給者			
I	工事計画	実施方針の作成		◎	◎	—	設計又は工事を主管する箇所の長は、設計の要求事項を明確にした「実施方針」又は「実施りん議」を作成する。	・ 3.6 設工認における調達管理の方法 ・ 実施方針 ・ 実施りん議
II	調達要求事項作成のための設計			—	—	—	—	—
III	調達	仕様書の作成※3		◎	◎	○	工事を主管する箇所の長は、承認された「実施りん議」に添付した「仕様書」にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、登録された供給者（取引先）の中から工事等の要求品質、価格、規模、納（T）期、技術力、実績等に基づき取引先を選定する。	・ 3.6.1 供給者の技術的評価 ・ 3.6.2 供給者の選定 ・ 3.6.3 調達製品の調達管理 ・ 実施りん議 ・ 仕様書
IV	設備の設計	調達製品の検証※3		◎	◎	○	工事を主管する箇所の長は、供給者の品質保証システムを審査するために「品質保証計画書」を徴収し、審査・承認する。（ただし、定期的に徴収している場合はこの限りではない。） また、供給者の詳細設計結果を「承認申請図書」として提出させ、「コメント処理表」により審査・承認し、「決定図書」として提出させる。	・ 3.6.3 調達製品の調達管理 ・ 品質保証計画書 ・ 承認申請図書 ・ コメント処理表 ・ 決定図書
V	工事及び検査	調達製品の検証※3 (工場での検査・試験) 図書の審査 調達製品の検証 (現地での検査・試験)		— (◎) ※2	◎ (—) ※2	○	工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確実にするために、供給者から「作業計画書」、「検査・試験要領書（工場、現地）」等の必要な承認申請図書を提出させ、「技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表」及び「コメント処理表」を用いて審査・承認する。 検査を担当する箇所の長は、「社内検査要領書」を作成し、それに基づき社内検査を実施し、「検査・試験に関する記録」を作成する。 また、供給者の検査・試験の結果を立会いまたは記録により確認する。 工事を主管する箇所の長は、工事及び検査の結果を「総括報告書」及び「完成図書」として提出させる。	・ 3.6.3 調達製品の調達管理 ・ 作業計画書 ・ 検査・試験要領書（工場、現地） ・ 技術図書送り状兼異議申立期限日設定依頼表 ・ コメント処理票 ・ 社内検査要領書 ・ 検査・試験に関する記録 ・ 総括報告書 ・ 完成図書

※1：調達本部を含む。

※2：( ) 表示は、燃料体に係る検査の場合を示す。

※3：本申請において、大飯3号機加圧器スプレイ配管の溶接部に限る対応として、溶接作業における入熱管理に関する事項（過大な初層溶接入熱とならない施工法である全層にわたりTig溶接を実施する施工法の採用）含む。

別図 1(2/3) 業務フロー（業務区分Ⅱ）