

四国電力株式会社伊方発電所第3号機の工事の計画
(補助ボイラーの燃料貯蔵設備の設置)の届出についての確認結果

(届出の概要)

1. 届出者及び届出年月日等

届出者：四国電力株式会社 取締役社長 千葉 昭

届出年月日等：

(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく届出)

平成27年 2月26日 (原子力発第14258号)

(電気事業法に基づく届出)

平成27年 2月26日 (原子力発第14259号)

2. 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名称：伊方発電所

所在地：愛媛県西宇和郡伊方町

3. 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出力： 2, 022, 000 kW

第1号機： 566, 000 kW

第2号機： 566, 000 kW

第3号機： 890, 000 kW (今回届出分)

周波数： 60 Hz

4. 届出範囲

その他発電用原子炉の附属施設

3 補助ボイラー

14 燃料貯蔵設備に係る油タンクの種類、容量及び個数

15 ボイラーの基本設計方針、適用基準及び適用規格

16 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

(1) 品質保証の実施に係る組織

(2) 保安活動の計画

(3) 保安活動の実施

(4) 保安活動の評価

(5) 保安活動の改善

5. 工事の種類・内容

種類：発電用原子炉の基数の増加の工事以外の変更の工事（その他発電用原子炉の附属施設）

内容：補助ボイラーの燃料貯蔵設備の設置

6. 届出理由

補助ボイラー燃料タンクについては、地震による損傷に伴い火災が発生する可能性があるため、火災の影響を軽減するよう、地上に設置した既設の補助ボイラー燃料タンクを撤去し、埋設式の新たな補助ボイラー燃料タンクを設置する。

また、補助ボイラー燃料タンクの埋設式への変更に伴い、一時受入タンクとして補助ボイラー建屋内に補助ボイラー燃料サービスタンクを設置する。

（確認概要）

1. 確認内容

今回の届出に係る工事計画、発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書、強度に関する説明書、制御方法に関する説明書、設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書及び添付図面に加え、添付資料のとおり四国電力から追加で提出のあった内容も併せて確認した。

確認した結果、以下のとおり核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下、「原子炉等規制法」という。）第43条の3の9第3項第1号に規定する発電用原子炉の設置変更の許可を受けたところによるものであること、同項第2号に規定する「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」（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に適合するものであること、同項第3号に規定する「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第8号。以下「品質管理基準規則」という。）に適合するものであることを確認した。なお、発電用原子炉施設全体に係る新規制基準適合性に係る審査については、「新規制施行に伴う手続等について」（平成25年6月19日第11回原子力規制委員会資料1-4）に基づき、別途申請されている工事計画（平成25年7月8日付け原子力発第13122号）の審査において行う。

- ・ 発電用原子炉の設置変更の許可との整合性については、申請に係る内容が、伊方発電所原子炉設置変更許可申請書の本文に記載されたその他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備の変更を要するものに該当しないことから、許可を受けたところによるものである。
- ・ 補助ボイラーの燃料貯蔵設備について、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601（日本電気協会）」等に基づき、耐震重要度分類（Cクラス）に応

じた耐震性を確保する設計としていることから、技術基準規則第4条（設計基準対象施設の地盤）及び同規則第5条（地震による損傷の防止）第1項の規定に適合する。

- ・当該設備について、設計基準事故時及び当該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、その機能が発揮できる設計としているとともに、その健全性及び能力を確認するため、必要な箇所の保守点検ができる設計としていることから、技術基準規則第14条（安全設備）第2項及び技術基準規則第15条（設計基準対象施設の機能）第2項の規定に適合する。
- ・当該設備について、発電所全体として必要な蒸気を供給する補助ボイラーの運転に支障をきたすことのないよう必要な貯蔵能力等を有する設計としていることから、技術基準規則第15条（設計基準対象施設の機能）第6項の規定に適合する。
- ・当該設備について、大気開放型タンクとして設計し、耐圧部分を有しない設計としていること、当該設備に関連する電気設備について、感電や火災等の防止を講じた設計としていることなどから、技術基準規則第48条（準用）第1項及び第4項の規定に適合する。
- ・設計及び工事に係る品質管理の方法等については、品質保証の実施に係る組織、保安活動の計画、保安活動の実施、保安活動の評価及び保安活動の改善に係る事項について、安全文化を醸成するための活動、不適合の報告及び処理、業務プロセス、設計管理のグレード分け等を含めて品質保証計画として定められており、品質管理基準規則に適合する。また、伊方発電所において、当該設備の形式と同じ横置円筒形（埋設式）及びたて置円筒形の燃料タンクの工事实績があり、これらのタンクは消防法に基づき一般的に使用されているものであることから、社内規定に基づき品質保証計画書の「7.4 調達」を適用する工事として品質保証活動を実施していることなどから、本工事に係る設計に係る実績が品質保証計画に基づき実施されたこと及び工事、検査に係る計画が同計画により計画されていることを確認した。

2. 処理意見

本工事計画は、原子炉等規制法第43条の3の10第4項で準用する同法第43条の3の9第3項の規定に適合しているものと認められる。

なお、電気事業法第48条第4項で準用する同法第47条第3項の規定に関しては、原子力規制委員会で確認すべき同項第1号の原子力安全に係る基準（原子炉等規制法第43条の3の14の技術上の基準に該当する部分）に対して、電気事業法第112条の3第2項の規定により、適合しているものとみなされる。

(添付資料)

四国電力から追加で確認した内容

年月日	概要	備考
平成27年3月5日	工事計画の記載事項等の内容について、ヒアリングで事実関係を確認	・伊方発電所第3号機補助ボイラー燃料タンク取替に係る工事概要説明資料 添付1
平成27年3月12日	平成27年3月5日のヒアリングを踏まえ、原子力規制庁からの確認事項に対する回答資料等をもって、ヒアリングで事実関係を確認	・工事計画届出書の確認事項に対する回答資料 添付2

平成27年3月5日
四国電力株式会社

添付1

伊方発電所第3号機補助ボイラー燃料タンク取替
に係る工事概要説明資料

1. 概要

補助ボイラー燃料タンクについては、地震による損傷に伴い火災が発生する可能性があるため、火災の影響を軽減するよう、地上に設置した既設の補助ボイラー燃料タンクを撤去し、埋設式の新たな補助ボイラー燃料タンクを設置する。

また、補助ボイラー燃料タンクの埋設式への変更に伴い、一時受入タンクとして補助ボイラー建屋内に補助ボイラー燃料サービスタンクを設置する。

(添付資料-1)

なお、今回の工事により、補助ボイラー燃料タンクの容量は減ることとなるが、補助ボイラー2台の最大負荷運転時の燃料消費量及び燃料補給の運用を踏まえて必要な容量を設定していることから、補助ボイラーの運転に支障をきたすことはない。

2. 届出範囲

2. 1 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく届出範囲

今回の補助ボイラー燃料タンク取替工事については、実用発電用原子炉の設置、運転に関する規則（以下「実用炉則」という。）別表第一^{※1}で「事前届出を要するもの」とされている「その他発電用原子炉の附属施設 補助ボイラーの燃料貯蔵設備の設置」に該当するため、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第四十三条の三の十第一項に基づき工事計画届出を行う。

当該工事において設置される設備は、補助ボイラー燃料タンク、補助ボイラー燃料サービスタンク、補助ボイラー燃料移送ポンプ及び輸送管である。工事計画届出において記載する内容は実用炉則別表第二^{※2}に規定されており、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンクは「燃料貯蔵設備」に該当するため本工事計画届出において記載する。また、補助ボイラー燃料移送ポンプは「燃料運搬設備」に該当するが工事計画届出への記載要求がないため記載せず、輸送管は「燃料運搬設備」に該当するが当該工事において使用する輸送管の外径は最大114.3mmであり輸送管の外径が300mm未満のものに関して工事計画届出への記載要求がないため記載しない。（添付資料-2,3）

※1：実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第一

工事の種類	事前届出を要するもの
8 その他発電用原子炉の附属施設 (3)補助ボイラー	5 燃料運搬設備又は <u>燃料貯蔵設備</u> の設置

※2：実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二

発電用原子炉施設の種類	設備別記載事項
その他発電用原子炉の附属施設 3 補助ボイラー	1 3 <u>燃料運搬設備</u> に係る油の輸送管であって、外径三百ミリメートル以上のものの最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料 1 4 <u>燃料貯蔵設備</u> に係る油タンクの種類、容量及び個数

2. 2 電気事業法に基づく届出範囲

今回の補助ボイラー燃料タンク取替工事については、原子力発電工作物の保安に関する命令（以下「保安命令」という。）別表第一^{※3}で「事前届出を要するもの」とされている「補助ボイラーに属する燃料設備の設置」に該当するため、電気事業法第四十八条第一項に基づき工事計画届出を行う。

当該工事において設置される設備は、補助ボイラー燃料タンク、補助ボイラー燃料サービスタンク、補助ボイラー燃料移送ポンプ及び輸送管である。工事計画届出において記載する内容は保安命令別表第二^{※4}に規定されており、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンクは「燃料貯蔵設備」に該当するため本工事計画届出において記載する。また、補助ボイラー燃料移送ポンプは「燃料運搬設備」に該当するが工事計画届出への記載要求がないため記載せず、輸送管は「燃料運搬設備」に該当するが当該工事において使用する輸送管の外径は最大114.3mmであり輸送管の外径が300mm未満のものに関しては工事計画届出への記載要求がないため記載しない。（添付資料-2,3）

※3：原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第一

工事の種類	事前届出を要するもの
ル 補助ボイラーに属する燃料設備	設置

※4：原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第二

発電用原子炉施設の種類	設備別記載事項
11 補助ボイラーに属する燃料設備	1 <u>燃料運搬設備</u> に係る油の輸送管であって、外径三百ミリメートル以上のものの最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料 2 <u>燃料貯蔵設備</u> に係る油タンクの種類、容量及び個数

3. スケジュール

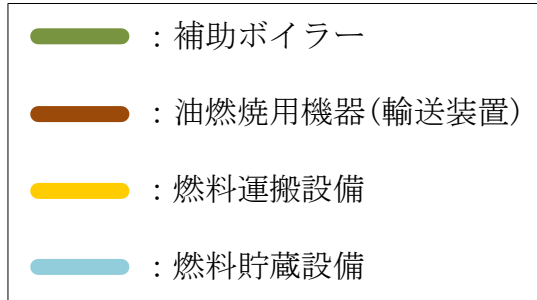
年度・月 項目	26年度					27年度						
	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
工事工程						現地工事						
工事計画 届出 手続き				届出 ○	▽	○						
使用前検査 手続き						申請(予定) ○						◎

伊方発電所第3号機 補助ボイラー燃料タンク取替工事 配置図

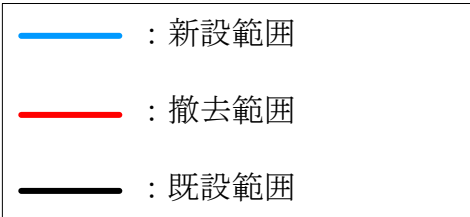


伊方発電所第3号機 補助ボイラー燃料タンク取替工事 概略系統図

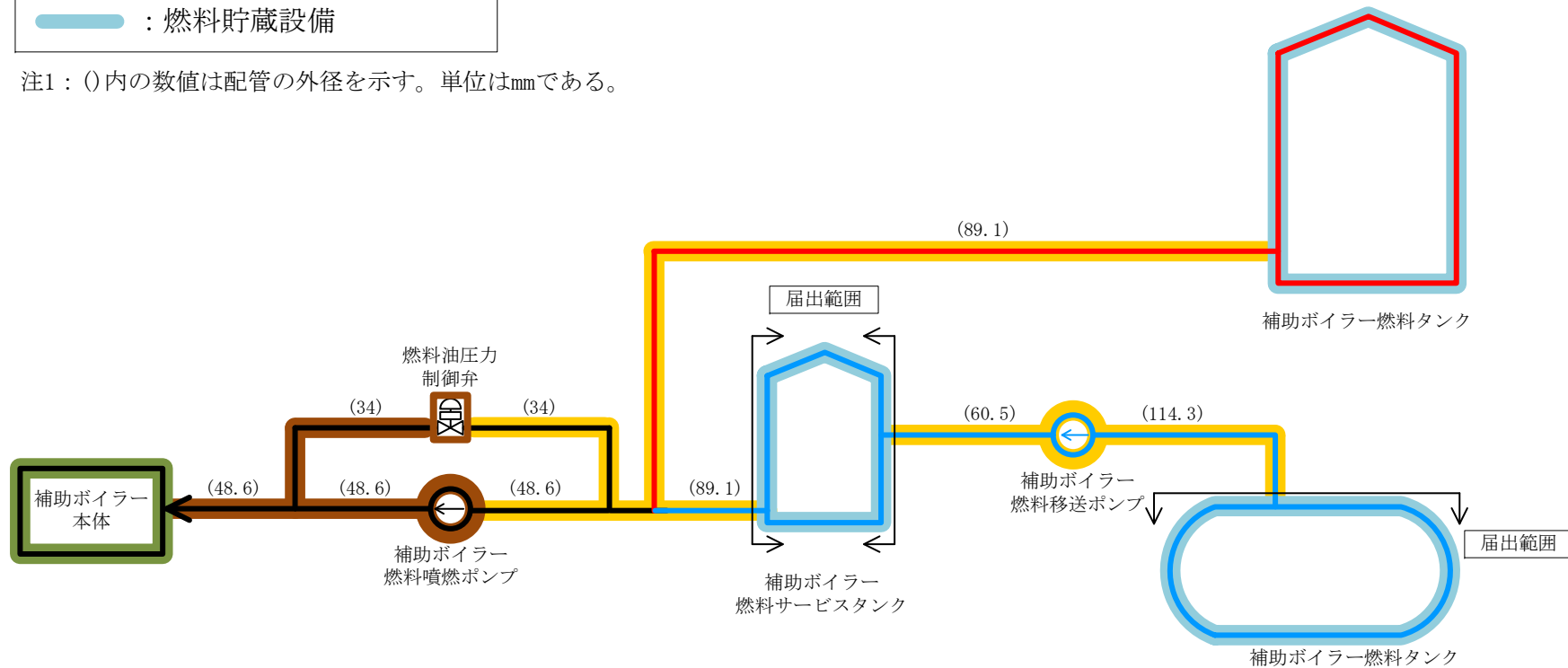
設備区分



工事範囲



注1: ()内の数値は配管の外径を示す。単位はmmである。



補助ボイラーに係る法令比較表

原子力発電工作物の保安に関する命令	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則
<p>別表第一 (3) 原子力設備 又 補助ボイラー【事前届出を要するもの】</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 設置 2 改造であって、次に掲げるもの <ol style="list-style-type: none"> (1) 最高使用圧力又は最高使用温度の変更を伴うもの (2) 再熱器の最高使用圧力又は最高使用温度の変更を伴うもの (3) 安全弁の能力の変更を伴うもの (4) 燃料の種類（原油又は原油以外の石油（液化石油ガスを除く。）の別）の変更を伴うもの 3 取替え 4 修理であって、安全弁の取替えを伴うもの <p><u>ル 補助ボイラーに属する燃料設備【事前届出を要するもの】</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1 設置 	<p>別表第一 8 その他発電用原子炉の附属施設 (3) 補助ボイラー【事前届出を要するもの】</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 設置 2 改造であって、次に掲げるもの <ol style="list-style-type: none"> (1) 最高使用圧力又は最高使用温度の変更を伴うもの (2) 再熱器の最高使用圧力又は最高使用温度の変更を伴うもの (3) 安全弁の能力の変更を伴うもの (4) 燃料の種類（原油又は原油以外の石油（液化石油ガスを除く。）の別）の変更を伴うもの (5) 補助ボイラーに係る基本設計方針、適用基準又は適用規格の変更を伴うもの 3 取替え 4 修理であって、安全弁の取替えを伴うもの 5 <u>燃料運搬設備又は燃料貯蔵設備の設置</u>
<p>別表第二 (一)原子力設備</p> <ol style="list-style-type: none"> 10 補助ボイラー <ol style="list-style-type: none"> 1 種類、最大蒸発量、最高使用圧力、最高使用温度、伝熱面積、排出ガス量、ばい煙量、ばい煙濃度及び個数 2 再熱器の通過蒸気量、最高使用圧力、最高使用温度及び伝熱面積 3 節炭器の伝熱面積 4 胴、管寄せ及び管の主要寸法及び材料 5 安全弁の種類、吹出圧力、吹出量、個数及び取付箇所 6 ボイラーに附属する給水設備に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 給水ポンプの種類、個数並びに原動機の種類及び出力 (2) 貯水設備の種類、容量及び個数 7 ボイラーに附属する熱交換器に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 種類、発生蒸気量、入口及び出口の温度、最高使用圧力（一次側及び二次側の別に記載すること。）、最高使用温度（一次側及び二次側の別に記載すること。）、主要寸法、材料並びに個数 (2) 蒸気を発生する熱交換器の安全弁の種類、吹出圧力、吹出量、個数及び取付箇所 8 ボイラーに附属する通風設備に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 通風機の種類及び個数 (2) 煙突の種類、出口のガスの速度及び温度、口径、地表上の高さ、有効高さ並びに個数 9 ボイラーに附属する空気圧縮設備及びガス圧縮設備に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 空気だめ及びガスだめの種類、容量、最高使用圧力、主要寸法、材料及び個数 (2) 空気だめ及びガスだめの安全弁の種類、吹出圧力、吹出量、個数及び取付箇所 (3) 空気圧縮機及びガス圧縮機の種類、容量、吐出圧力及び個数 10 ボイラーに附属する管等に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 主配管の最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料 (2) 蒸気だめ、減圧装置及び減温装置の最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法及び材料 (3) 安全弁及び逃がし弁の種類、吹出圧力、吹出量、個数及び取付箇所 11 油燃焼用機器に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 原油用又は原油以外の石油（液化石油ガスを除く。）用の別 (2) 輸送装置及びバーナーの種類、容量及び個数並びに原油及び原油以外の石油（液化石油ガスを除く。）の発熱量、硫黄分、窒素分及び灰分 (3) 熱交換器の種類及び個数 12 その他の燃料の燃焼用機器に係る輸送装置及び燃焼器の種類、容量及び個数並びにその燃料の発熱量、硫黄分、窒素分及び灰分 13 ボイラーの基本設計方針、適用基準及び適用規格 <p><u>11 補助ボイラーに属する燃料設備</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1 <u>燃料運搬設備に係る油の輸送管であって、外径三百ミリメートル以上のものの最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料</u> 2 <u>燃料貯蔵設備に係る油タンクの種類、容量及び個数</u> 	<p>別表第二 その他発電用原子炉の附属施設</p> <ol style="list-style-type: none"> 3 補助ボイラー <ol style="list-style-type: none"> 1 補助ボイラーの種類、最大蒸発量、最高使用圧力、最高使用温度、伝熱面積、排出ガス量及び個数 2 再熱器の通過蒸気量、最高使用圧力、最高使用温度及び伝熱面積 3 節炭器の伝熱面積 4 胴、管寄せ及び管の主要寸法及び材料 5 安全弁の種類、吹出圧力、吹出量、個数及び取付箇所 6 ボイラーに附属する給水設備に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 給水ポンプの種類、個数並びに原動機の種類及び出力 (2) 貯水設備の種類、容量及び個数 7 ボイラーに附属する熱交換器に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 種類、発生蒸気量、入口及び出口の温度、最高使用圧力（一次側及び二次側の別に記載すること。）、最高使用温度（一次側及び二次側の別に記載すること。）、主要寸法、材料並びに個数 (2) 蒸気を発生する熱交換器の安全弁の種類、吹出圧力、吹出量、個数及び取付箇所 8 ボイラーに附属する通風設備の通風機の種類及び個数 9 ボイラーに附属する空気圧縮設備及びガス圧縮設備に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 空気だめ及びガスだめの種類、容量、最高使用圧力、主要寸法、材料及び個数 (2) 空気だめ及びガスだめの安全弁の種類、吹出圧力、吹出量、個数及び取付箇所 (3) 空気圧縮機及びガス圧縮機の種類、容量、吐出圧力及び個数 10 ボイラーに附属する管等に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 主配管の最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料 (2) 蒸気だめ、減圧装置及び減温装置の最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法及び材料 (3) 安全弁及び逃がし弁の種類、吹出圧力、吹出量、個数及び取付箇所 11 油燃焼用機器に係る次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 原油用又は原油以外の石油（液化石油ガスを除く。）用の別 (2) 輸送装置及びバーナーの種類、容量及び個数並びに原油及び原油以外の石油（液化石油ガスを除く。）の発熱量 (3) 熱交換器の種類及び個数 12 その他の燃料の燃焼用機器に係る輸送装置及び燃焼器の種類、容量及び個数並びにその燃料の発熱量 13 <u>燃料運搬設備に係る油の輸送管であって、外径三百ミリメートル以上のものの最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料</u> 14 <u>燃料貯蔵設備に係る油タンクの種類、容量及び個数</u> 15 ボイラーの基本設計方針、適用基準及び適用規格 16 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 <ol style="list-style-type: none"> (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

添付2

工事計画届出書の確認事項に対する回答資料

(伊方発電所第3号機 補助ボイラー燃料タンク取替工事)

平成27年3月12日

四国電力株式会社

確認事項に対する回答資料リスト

No	確認事項	回答資料
1	基本設計方針は、技術基準規則の要求を満たすための基本的な方針を記載する必要があり、関連する条項との対応関係を説明すること。	<ul style="list-style-type: none"> ・「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」の要求に関する整理表 <p style="text-align: right;">【添付資料－ 1】</p>
2	今回の届出において、当該事項が品質管理技術基準規則等に基づき、品質保証計画を作成していることを示すこと。	<ul style="list-style-type: none"> ・品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表 <p style="text-align: right;">【添付資料－ 2】</p>
3	別表第二に、各発電用原子炉施設に共通の事項や、補助ボイラー以外の施設での事項として記載している説明書、図面等について、今回届出の工事内容との関係を整理して説明すること。	<ul style="list-style-type: none"> ・「別表第 2」の添付の整理及び「別表第 3」の届出の要否について <p style="text-align: right;">【添付資料－ 3】</p>
4	設定値根拠に関する説明書において、補助ボイラー燃料タンクの容量を140KLとしているが、この容量にて補助ボイラーの運転に支障がないことについて、燃料補給に係る運用も含め整理して説明すること。	<ul style="list-style-type: none"> ・補助ボイラー燃料タンクの運用について <p style="text-align: right;">【添付資料－ 4】</p>
5	今回の届出工事において、消防法に基づく手続き及び検査について整理して説明すること。	<ul style="list-style-type: none"> ・補助ボイラー燃料タンク取替工事に係る消防法に基づく手続き及び検査について <p style="text-align: right;">【添付資料－ 5】</p>
6	今回の届出工事品質管理の方法等に関して、事業者側の要員の力量について整理して説明すること。	<ul style="list-style-type: none"> ・補助ボイラー燃料タンク取替工事に係る当社社員の力量認定について <p style="text-align: right;">【添付資料－ 6】</p>

「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」の要求に関する整理表

○ : 要求あり (補助ボイラー設備に係るもの)
 △ : 要求あり (伊方3号機全般に係る共通事項)
 × : 要求なし

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>(適用範囲) 第一条 この規則は、実用発電用原子炉及びその附属施設について適用する。</p>	<p>第1条 (適用範囲) 1 第1条は、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（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）の適用範囲を定めたもので、「実用発電用原子炉及びその附属施設」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）別表第二に掲げられている事項を含むものであって、次の施設を含む。 (1) 原子炉本体 (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (3) 原子炉冷却系統施設 (4) 計測制御系統施設 (5) 放射性廃棄物の廃棄施設 (6) 放射線管理施設 (7) 原子炉格納施設 (8) その他発電用原子炉の附属施設 ① 非常用電源設備 ② 常用電源設備 ③ 補助ボイラー ④ 火災防護設備 ⑤ 浸水防護施設 ⑥ 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。） ⑦ 非常用取水設備 ⑧ 敷地内土木構造物 ⑨ 緊急時対策所 2 技術基準規則の発電用原子炉に対する許認可上の位置付けは、設置（変更）許可申請に対する安全審査で確認された事項を、工事計画等の後段規制において具体的に確認するための基準である。 3 技術基準規則は、各条文において別途適用除外が規定されている場合を除き、発電用原子炉が設計建設時（改造時を含む。）に満足すべき基準であるとともに、供用を開始した後においても維持すべき基準である。 この場合において、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の9に基づく工事の計画の認可又は同法第43条の3の10に基づく工事の計画の届出を行った場合にあっては、当該認可又は届出に当たって申請された仕様又は規格（経年劣化を想定した必要仕様を含む。）を維持することが求められる。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(定義) 第二条 この規則において使用する用語は、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。）において使用する用語の例による。</p> <p>2 この規則において、次に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>一 「放射線」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和五十三年通商産業省令第七十七号。以下「実用炉規則」という。）第二条第二項第一号に規定する放射線をいう。</p> <p>二 「通常運転」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号。以下「設置許可基準規則」という。）第二条第二項第二号に規定する通常運転をいう。</p> <p>三 「運転時の異常な過渡変化」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三号に規定する運転時の異常な過渡変化をいう。</p> <p>四 「設計基準事故」とは、設置許可基準規則第二条第二項第四号に規定する設計基準事故をいう。</p> <p>五 「設計基準対象施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第七号に規定する設計基準対象施設をいう。</p> <p>六 「工学的安全施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十号に規定する工学的安全施設をいう。</p> <p>七 「重大事故等対処施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十一号に規定する重大事故等対処施設をいう。</p> <p>八 「特定重大事故等対処施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十二号に規定する特定重大事故等対処施設をいう。</p> <p>九 「安全設備」とは、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環境条件において、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせる設備であって次に掲げるものをいう。</p> <p>イ 一次冷却系統に係る設備及びその附属設備</p> <p>ロ 反応度制御系統（設置許可基準規則第二条第二項第二十七号に規定する反応度制御系統をいう。以下同じ。）に係る設備及びそれらの附属設備</p> <p>ハ 安全保護装置（運転時の異常な過渡変化が発生する場合、地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合及び一次冷却材喪失その他の設計基準事故時に原子炉停止系統を自動的に作動させ、かつ、発電用原子炉内の燃料体の破損又は発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）の損傷による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる装置をいう。以下同じ。）、非常用炉心冷却設備（原子炉圧力容器内において発生した熱を通常運転時において除去する発電用原子炉施設が設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間にその機能を失った場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する設備をいう。以下同じ。）その他非常時に発電用原子炉の安全性を確保するために必要な設備及びそれらの附属設備</p> <p>ニ 原子炉格納容器及びその隔離弁</p> <p>ホ 非常用電源設備及びその附属設備</p> <p>十 「設計基準事故対処設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十三号に規定する設計基準事故対処設備をいう。</p> <p>十一 「重大事故等対処設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十四号に規定する重大事故等対処設備をいう。</p> <p>十二 「重大事故防止設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十五号に規定する重大事故防止設備をいう。</p> <p>十三 「重大事故緩和設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十六号に規定する重大事故緩和設備をいう。</p> <p>十四 「管理区域」とは、実用炉規則第二条第二項第四号に規定する管理区域をいう。</p> <p>十五 「周辺監視区域」とは、実用炉規則第二条第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。</p> <p>十六 「燃料材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十二号に規定する燃料材をいう。</p> <p>十七 「燃料被覆材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十三号に規定する燃料被覆材をいう。</p> <p>十八 「燃料要素」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十四号に規定する燃料要素をいう。</p> <p>十九 「燃料要素の許容損傷限界」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十五号に規定する燃料要素の許容損傷限界をいう。</p>	<p>第2条（定義）</p> <p>1 本規程において使用する用語は、原子炉等規制法及び技術基準規則において使用する用語の例による。</p> <p>2 第2項第6号に規定する「工学的安全施設」とは、日本電気協会「原子力発電所工学的安全施設及びその関連施設の範囲を定める規程」（JEAC4605-2004）に規定する「工学的安全施設及びその関連施設」をいう。（「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）」）</p> <p>3 第2項第9号に規定する「安全設備」のイ、ハ、ニ及びホとは次の設備をいう。</p> <p>イ 容器、配管、ポンプ等であって原子炉冷却材圧力バウンダリに属する設備</p> <p>ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・工学的安全施設（非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその隔離弁を除く） ・原子炉隔離時冷却系（BWR） ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR） ・余熱除去系（PWR） ・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）（BWR） ・加圧器安全弁（開機能）（PWR） ・原子炉制御室非常用換気空調系 ・格納容器エリアモニタ（設計基準事故時）（PWR） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（設計基準事故時）（BWR） <p>ニ 原子炉建屋（BWR）、アニュラス（PWR）を含む</p> <p>ホ イ（一次冷却材ポンプを除く）、ロ（制御棒駆動装置を除く）、ハ及びニに規定する設備に対してその機能を確保するために電力を供給するもの</p> <p>4 第2項第19号に規定する「燃料要素の許容損傷限界」に関する判断基準は、「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決定）」の「4. 1 運転時の異常な過渡変化」によること。</p>				

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>二十 「反応度価値」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十八号に規定する反応度価値をいう。</p> <p>二十一 「制御棒の最大反応度価値」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十九号に規定する制御棒の最大反応度価値をいう。</p> <p>二十二 「反応度添加率」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十号に規定する反応度添加率をいう。</p> <p>二十三 「一次冷却材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十一号に規定する一次冷却材をいう。</p> <p>二十四 「二次冷却材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十二号に規定する二次冷却材をいう。</p> <p>二十五 「一次冷却系統」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十三号に規定する一次冷却系統をいう。</p> <p>二十六 「最終ヒートシンク」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十四号に規定する最終ヒートシンクをいう。</p> <p>二十七 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十五号に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリをいう。</p> <p>二十八 「原子炉格納容器」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十六号に規定する原子炉格納容器をいう。</p> <p>二十九 「コンクリート製原子炉格納容器」とは、原子炉格納容器であって、鋼板で内張りされたコンクリート部を有するものをいう。</p> <p>三十 「コンクリート部」とは、コンクリート製原子炉格納容器のうち鉄筋コンクリート構造又はプレストレストコンクリート構造の部分の部分をいう。</p> <p>三十一 「鋼製内張り部等」とは、コンクリート製原子炉格納容器内の機械又は器具から放出される放射性物質の漏えいを防止するためにコンクリート部に内張りされている鋼板（以下「ライナプレート」という。）、胴と底部のライナプレートを接続する鋼板（以下「ナックル」という。）、貫通部スリーブ及びコンクリート部への定着金具をいう。</p> <p>三十二 「クラス1容器」、「クラス1管」、「クラス1ポンプ」又は「クラス1弁」とは、それぞれ原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</p> <p>三十三 「クラス2容器」、「クラス2管」、「クラス2ポンプ」又は「クラス2弁」とは、それぞれ次に掲げる機器（設計基準対象施設に属するものに限る。）に該当する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</p> <p>イ 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環境条件において、発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備であって、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器（放射線管理施設又は原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクトにあつては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。）</p> <p>ロ 蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体（蒸気及び給水をいう。）が循環する回路に係る設備に属する機器であつて、クラス1機器（クラス1容器、クラス1管、クラス1ポンプ又はクラス1弁をいう。以下同じ。）の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの</p> <p>ハ イ及びロに掲げる機器以外の機器であつて、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの</p> <p>三十四 「クラス3容器」又は「クラス3管」とは、それぞれクラス1機器、クラス2機器（クラス2容器、クラス2管、クラス2ポンプ又はクラス2弁をいう。以下同じ。）、原子炉格納容器及び放射線管理施設若しくは原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクト以外の設計基準対象施設に属する容器又は管（内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル（流体が液体の場合にあつては、三十七キロボクレル毎立方センチメートル）以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。）をいう。</p> <p>三十五 「クラス4管」とは、放射線管理施設又は原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクトであつて、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの（クラス2管に属する部分を除く。）をいう。</p> <p>三十六 「クラス1支持構造物」、「クラス2支持構造物」又は「原子炉格納容器支持構造物」とは、それぞれクラス1機器、クラス2機器又は原子炉格納容器を支持する構造物をいう。</p>	<p>5 第2項第27号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に原子炉冷却材（PWRにおいては一次冷却材）を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態において圧力障壁を形成するもので、それが破壊すると原子炉冷却材喪失となる範囲の施設をいう。原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は次のとおりとする。</p> <p>(a)原子炉圧力容器及びその附属物（本体に直接付けられるもの、制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(b)原子炉冷却材系を構成する機器及び配管。ただし、PWRにおいては一次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、一次冷却系配管、弁等をいい、また、BWRにおいては、主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(c)接続配管</p> <p>i)通常時閉、事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>ii)通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉、事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>iii)通常時閉、事故時閉となる弁を有するもののうち、ii)以外のものは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>iv)通常時閉、原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等もi)に準ずる。</p> <p>v)上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>三十七 「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1 ポンプ」又は「重大事故等クラス1 弁」とは、それぞれ重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ又は弁（特定重大事故等対処施設に属するものに限る。）をいう。</p> <p>三十八 「重大事故等クラス2 容器」、「重大事故等クラス2 管」、「重大事故等クラス2 ポンプ」又は「重大事故等クラス2 弁」とは、それぞれ重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）に属する容器、管、ポンプ又は弁（特定重大事故等対処施設に属するものを除く。）をいう。</p> <p>三十九 「重大事故等クラス3 容器」、「重大事故等クラス3 管」、「重大事故等クラス3 ポンプ」又は「重大事故等クラス3 弁」とは、それぞれ可搬型重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</p> <p>四十 「重大事故等クラス1 支持構造物」とは、重大事故等クラス1 機器（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1 ポンプ又は重大事故等クラス1 弁をいう。以下同じ。）を支持する構造物をいう。</p> <p>四十一 「重大事故等クラス2 支持構造物」とは、重大事故等クラス2 機器（重大事故等クラス2 容器、重大事故等クラス2 管、重大事故等クラス2 ポンプ又は重大事故等クラス2 弁をいう。以下同じ。）を支持する構造物をいう。</p> <p>四十二 「最高使用圧力」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十八号に規定する最高使用圧力をいう。</p> <p>四十三 「最高使用温度」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十九号に規定する最高使用温度をいう。</p> <p>四十四 「最低使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態又は試験状態において生ずる最低の温度以下の温度であつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>四十五 「運転状態Ⅰ」とは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。</p> <p>四十六 「運転状態Ⅱ」とは、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環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ及び試験状態以外の状態をいう。</p> <p>四十七 「運転状態Ⅲ」とは、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環境条件において、発電用原子炉施設の故障、誤作動その他の異常により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。</p> <p>四十八 「運転状態Ⅳ」とは、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環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。</p> <p>四十九 「機械的荷重」とは、自重、管又は支持構造物からの反力その他附加荷重のうち地震荷重を除くものであつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>五十 「荷重状態Ⅰ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰ（積雪時及び暴風時を除く。）において想定される荷重を受ける状態をいう。</p> <p>五十一 「荷重状態Ⅱ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が次に掲げるいずれかの状態において想定される荷重を受ける状態をいう。</p> <p>イ 逃がし安全弁作動時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）</p> <p>ロ 原子炉格納容器耐圧試験時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）</p> <p>ハ 運転状態Ⅰにおける積雪時の状態（暴風時を除く。）</p> <p>五十二 「荷重状態Ⅲ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰにおける暴風時の状態又は運転状態Ⅳにおける荷重状態Ⅳ以外の状態をいう。</p> <p>五十三 「荷重状態Ⅳ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅳ（積雪時又は暴風時を含む。）において原子炉格納容器の安全上想定される異常な事態が生じている状態をいう。</p> <p>五十四 「試験状態」とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。</p>	<p>6 第2項第4 4号に規定する「その主たる機能を果たすべき運転状態」とは、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 年追補版を含む。））（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格2005（2007）」という。）GNR-2110 又は日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012 年版）（JSME S NC1-2012）」（以下「設計・建設規格2012）」という。）GNR-2110 及び同解説に規定される「供用状態」をいう。（「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）並びに【事例規格】「設計・建設規格2005 年版「管の設計」（管継手、フランジ）のJIS 規格年度の読替規定（NC-CC-003）」及び【事例規格】「設計・建設規格2005 年版付録材料図表JIS 規格年度の読替規定（NC-CC-004）」に関する技術評価書」（平成2 0年1 0月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）（以下「設計・建設規格2007 技術評価書）」という。）及び「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）」（JSMES NC1-2012）に関する技術評価書」（原規技発第1408062 号（平成2 6年8月6日原子力規制委員会決定。以下「設計・建設規格2012技術評価書）」という。））</p> <p>7 第2項第4 4号に規定する「炉心支持構造物」とは、原子炉圧力容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材をいう。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(特殊な設計による発電用原子炉施設) 第三条 特別の理由により原子力規制委員会の認可を受けた場合は、この規則の規定によらないで発電用原子炉施設を施設することができる。 2 前項の認可を受けようとする者は、その理由及び施設方法を記載した申請書に係る図面を添付して申請しなければならない。</p>	<p>第3条 (特殊な設計による発電用原子炉施設) 1 <u>技術基準規則の規定によらない場合又は本解釈に照らして同等性の判断が困難な場合については、第3条によること。</u> 2 第2項の規定により申請する場合の申請書の様式及び添付図面は、様式1のとおりである。</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、技術基準規則の規定に基づき施設するため、該当しない。</p>	-	-
<p>(設計基準対象施設の地盤) 第四条 設計基準対象施設は、設置許可基準規則第三条第一項の地震力が作用した場合においても当該設計基準対象施設を<u>十分に支持することができる地盤に施設</u>しなければならない。</p>	<p>第4条 (設計基準対象施設の地盤) 1 第4条の規定は、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。)第3条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設計基準対象施設について、自重や運転時の荷重等に加え、設置許可基準規則第3条第1項の地震力(耐震重要度分類(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(原規技発第1306193号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))の第4条の解釈中2に規定する耐震重要度分類をいう。以下同じ。)の各クラスに応じて設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力(設置許可基準規則第3条第1項に規定する耐震重要施設にあつては、基準地震動による地震力(設置許可基準規則第4条第3項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。)を含む。)をいう。)が作用した場合においても、<u>接地圧に対する十分な支持力を有することをいう。</u></p>	○	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、一般産業施設及び公共施設と同等の安全性が要求される施設であり、耐震重要度分類Cクラス機器に該当する。このため消防法又は建築基準法に基づき設計する。</p>	<p>補助ボイラーの耐震設計は、以下の項目に従って行う。 a. 補助ボイラーは、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設であり、耐震重要度Cクラスとして設計する。 b. Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。 c. 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。 Cクラスの施設に適用する静的地震力は、以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。 (a) 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。 Cクラス 1.0 ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Cクラス1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は1.0以上とする。 (b) 機器・配管系 静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度を20%増しとした震度より求めるものとする。 上記(a)及び(b)の標準せん断力係数 C_0 等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。 d. 荷重の組合せと許容限界は以下による。 (a) 建物・構築物 Cクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p>	-
<p>(地震による損傷の防止) 第五条 設計基準対象施設は、これに作用する地震力(設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。)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>第5条 (地震による損傷の防止) 1 第1項の規定は、設置許可基準規則第4条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設計基準対象施設が、設置許可基準規則第4条第2項の地震力に対し、<u>施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</u></p>	○	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、一般産業施設及び公共施設と同等の安全性が要求される施設であり、耐震重要度分類Cクラス機器に該当する。このため消防法に基づき設計する。</p>	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
				(b)機器・配管系 Cクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする。	
<p>2 耐震重要施設（設置許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下同じ。）は、基準地震動による地震力（設置許可基準規則第四条第三項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。）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>3 耐震重要施設が設置許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>2 第2項の規定は、設置許可基準規則第4条第3項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、耐震重要施設が、設置許可基準規則第4条第3項の基準地震動による地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p> <p>3 第3項の規定は、設置許可基準規則第4条第4項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設置許可基準規則第4条第3項の地震により斜面の崩壊が生じるおそれがある場合には、耐震重要施設の安全性を損なわないよう、敷地内土木工作物による斜面の保持等の措置を講じること及びその機能を維持していることをいう。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、耐震重要度分類Cクラス機器であり、耐震重要施設には該当しない。	-	-
<p>(津波による損傷の防止) 第六条 設計基準対象施設が基準津波（設置許可基準規則第五条に規定する基準津波をいう。以下同じ。）によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第6条（津波による損傷の防止） 1 第6条の規定は、設置許可基準規則第5条の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、基準津波（設置許可基準規則第5条に規定する基準津波をいう。以下同じ。）により設計基準対象施設の安全性を損なわないよう、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設置等の措置を講じていること並びにそれらの機能を維持していることをいう。</p>	△	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、安全重要度分類クラスPS-3機器であり、機能喪失した場合でも、原子炉施設の安全性に影響しないため、問題ない。 伊方発電所第3号機の津波防護に関する適合性確認については、新基準適合性審査において工事計画認可申請を行っている。	-	共通項目にて整理する。
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止) 第七条 設計基準対象施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第7条（外部からの衝撃による損傷の防止） 1 第1項に規定する「想定される自然現象」には、台風、竜巻、降水、積雪、凍結、落雷、火山事象、生物学的事象、森林火災等を含む。 2 第1項に規定する「適切な措置を講じなければならない」とは、供用中における運転管理等の運用上の措置を含む。 3 第2項に規定する「事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」には、ダムの崩壊、船舶の衝突、電磁的障害等の敷地及び敷地周辺の状況から生じうる事故を含む。 4 第2項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。 5 第3項の航空機の墜落については、「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・保安院制定）に基づいて確認すること。この場合において、設置許可申請時の航路に変更がないことにより確認すること。</p>	△	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、安全重要度分類クラスPS-3機器であり、機能喪失した場合でも、原子炉施設の安全性に影響しないため、問題ない。 伊方発電所第3号機の外部からの衝撃による損傷の防止に関する適合性確認については、新基準適合性審査において工事計画認可申請を行っている。	-	共通項目にて整理する。

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(立ち入りの防止) 第八条 工場等には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀その他の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示しなければならない。</p> <p>2 保全区域（実用炉規則第二条第二項第五号に規定する保全区域をいう。以下この項において同じ。）と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、柵、塀その他の保全区域を明らかにするための設備を設けるか、又は保全区域である旨を表示しなければならない。</p> <p>3 工場等には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀その他の人の侵入を防止するための設備を設けるか、又は周辺監視区域である旨を表示しなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は、この限りでない。</p>	<p>第8条（立ち入りの防止） 1 第1項及び第3項に規定する「みだりに」とは、不注意又は知らずに容易に立ち入ることをいう。</p> <p>2 「工場等」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第7条第1項第2号に規定する「工場又は事業所」のことをいう。</p> <p>3 第3項に規定する「当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合」とは、河川、沼、湖、海、断崖等で当該区域の境界が設定されているような場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合をいう。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、保全区域内に設置することとしており、本工事において、保全区域等の変更はないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止) 第九条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第二百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。以下第三十五条第五号において同じ。）を防止するため、適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第9条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止） 1 第9条に規定する「適切な措置」には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物などによる工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策としての柵等の障壁による区画、出入口の常時管理設備の施設等が含まれる。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、保全区域内に設置することとしており、本工事において、不法な侵入等の防止に関して変更はないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(急傾斜地の崩壊の防止) 第十条 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律（昭和四十四年法律第五十七号）第三条第一項の規定により指定された急傾斜地崩壊危険区域内に施設する設備は、<u>当該区域内の急傾斜地（同法第二条第一項に規定するものをいう。）の崩壊を助長し、又は誘発することがないように施設しなければならない。</u></p>	<p>第10条（急傾斜地の崩壊の防止） 1 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律（昭和44年法律第57号）に基づき急傾斜地崩壊危険区域として指定された地域に設備を施設する場合には、急傾斜地崩壊防止工事の技術基準(同法施行令第3条)によること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、発電所敷地内の既設補助ボイラー建屋付近の保全区域内に設置することとしており、発電所敷地内には急傾斜地崩壊危険区域はないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(火災による損傷の防止) 第十一条 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の<u>漏えい防止</u>その他の措置を講ずること。 ロ 安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、<u>不燃性材料又は難燃性材料を使用</u>すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。 （1）安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合 （2）安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ <u>避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設</u>すること。</p>	<p>第11条（火災による損傷の防止） 1 第11条に規定する措置とは、別途定める「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準</u>（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））によること。</p> <p>2 第1号ロ（2）に規定する「安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合」とは、ポンプ、弁等の駆動部の潤滑油、機器躯体内部に設置される電気配線、不燃材料の表面に塗布されるコーティング剤等、当該材料が発火した場合においても、他の構築物、系統又は機器において火災を生じさせるおそれが小さい場合をいう。</p>	<p>△</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、安全重要度分類クラスP S－3機器であり、機能喪失した場合でも、原子炉施設の安全性に影響しないため、問題ない。 伊方発電所第3号機の火災防護に関する適合性確認については、新基準適合性審査において工事計画認可申請を行っている。 なお、本設備は消防法に基づき設計する。</p>	<p>—</p>	<p>共通項目にて整理する。</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。</p> <p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p>	<p>3 第1号ホの規定については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」のほか、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって発電用原子炉で発生する水素が滞留、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、発電用原子炉の安全性を損なうおそれがあることをいう。この場合において、水素燃焼によっても破断可能性が極めて小さい配管内容積（1～30リットル程度）を有し、破断対策として元弁を閉じて破断部を隔離できる配管（計装系配管等）にあつては、発電用原子炉の安全性を損なうおそれがないものとみなすことができる。 ・「水素の蓄積を防止する措置」とは、「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」（平成17年10月社団法人火力原子力発電技術協会）の本文のみならず、具体的な評価手法等を規定した解説によること。（「社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」に関する技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ） 	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備等ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>ニ 火災の感知及び消火のため、次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「<u>火災感知設備</u>」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「<u>消火設備</u>」という。）を施設すること。</p> <p>イ 火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることがないこと。</p> <p>ロ 消火設備にあつては、その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。</p> <p>三 火災の影響を軽減するため、耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。</p>	<p>4 第2号ロの規定について、消火設備の損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の損壊、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであること。</p>	<p>△</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、安全重要度分類クラスPS-3機器であり、機能喪失した場合でも、原子炉施設の安全性に影響しないため、問題ない。</p> <p>伊方発電所第3号機の火災防護に関する適合性確認については、新基準適合性審査において工事計画認可申請を行っている。</p> <p>なお、本設備は消防法に基づき設計する。</p>	<p>—</p>	<p>共通項目にて整理する。</p>
<p>（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）</p> <p>第十二条 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第12条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水の発生」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統等の作動、使用済燃料プール又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生する溢水をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「防護措置その他の適切な措置」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、運転状態にある場合は原子炉を高温停止及び、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できる措置をすること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる措置をいう。さらに、使用済燃料プール又は使用済燃料ピットにおいては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できる措置をいう。</p>	<p>△</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、安全重要度分類クラスPS-3機器であり、機能喪失した場合でも、原子炉施設の安全性に影響しないため、問題ない。</p> <p>伊方発電所第3号機の建屋内における溢水等による損傷の防止に関する適合性確認については、新基準適合性審査において工事計画認可申請を行っている。</p>	<p>—</p>	<p>共通項目にて整理する。</p>
<p>2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>		<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、放射性物質を含む液体を内包しないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(安全避難通路等) 第十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる<u>安全避難通路</u> 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない<u>避難用の照明</u> 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</p>	<p>第13条（安全避難通路等）</p> <p>1 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源」は、昼夜、場所を問わず、発電用原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明及び電源を施設すること。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明（可搬型）の準備に時間的余裕がある場合には、仮設照明による対応を考慮してもよい。</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンクは、屋外に埋設式のタンクを設置する。 また、補助ボイラー燃料サービスタンクは、既設補助ボイラー建屋内に、既存の通路に影響がないよう設置することとしており、安全避難通路等に関しても今回の工事による変更はない。</p>	-	-
<p>(安全設備) 第十四条 第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。</p>	<p>第14条（安全設備）</p> <p>1 第1項に規定する「単一故障」は、短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の想定される単一故障のいずれかをいう。ここで、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、例えば、PWRの非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切り替え等のように、運転モードの切り替えを行う場合は、その時点を短期間と長期間の境界とする。</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備」ではないため、該当しない。</p>	-	-
<p>2 安全設備は、設計基準事故時及び当該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>2 第2項の規定は、安全設備のほか、「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）」において規定される<u>安全機能を有する構築物、系統及び機器についても適用するものとする。</u></p> <p>3 第2項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、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いて、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件のことで、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOCA（冷却材喪失事故）時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。また、「環境条件」には、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む）が含まれる。なお、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することの評価に当たっては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（JSME S012）」を適用すること。</p> <p>4 第2項について、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあつては、「日本電気協会「原子力発電用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC4206-2007）の適用に当たって（別記-1）」に掲げる、破壊じん性の要求を満足すること。（「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC4201-2007）及び「原子力発電用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC 4206-2007）に関する技術評価書」（平成21年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）</p>	○	<p>今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事であり、補助ボイラーに対して変更はない。また、新たに設置する補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等については、本条文中に示す「設計基準事故時及び当該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」ように設計する。</p>	<p>補助ボイラーは、設計基準事故時及び当該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、その機能を発揮できる設計とするとともに、その健全性及び能力を確認するため、必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができる設計とする。</p>	-
<p>(設計基準対象施設の機能) 第十五条 設計基準対象施設は、<u>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。</u></p>	<p>第15条（設計基準対象施設の機能）</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、発電用原子炉の反応度を制御する機器等ではないため、該当しない。</p>	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<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>1 第2項に規定する「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」とは、発電用原子炉施設が所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間等を備えたものであること。</p> <p>また、試験及び検査には、原子炉等規制法第43条の3の11（使用前検査）、同法第43条の3の13（溶接安全管理検査）、同法第43条の3の15（施設定期検査）及び同法第43条の3の16（定期安全管理検査）に規定する検査並びに技術基準規則第21条、同規則第32条第4項、同規則第35条第7号、同規則第44条第1号ハ、同条第2号ホ及び同条第5号ロに規定する試験を含む。</p>	○	<p>今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事であり、補助ボイラーの構造に変更はない。また、新たに設置する補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等については、必要な保守及び点検が可能な構造とする。</p>	<p>補助ボイラーは、設計基準事故時及び当該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、その機能を発揮できる設計とするとともに、その健全性及び能力を確認するため、必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができる設計とする。</p>	-
<p>3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。</p>	<p>2 第3項に規定する「これを安全に処理するように施設しなければならない」とは、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具からの放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合（BWRの原子炉再循環ポンプ軸封部のコントロールリーク、高圧タービン等の軸封部からの漏えい防止のための衛帯（シール）蒸気及び低圧タービンの空気の流入防止のための衛帯（シール）蒸気を含む。）、液体にあってはこれらを原子炉格納容器内、原子炉建屋、タービン建屋、原子炉補助建屋等に設けられた機器又は床のそれぞれのドレンサンプ又はタンクに収集し、サンプ又はタンクから放射性廃棄物処理設備に移送して適切に処理ができるような施設とすること。</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、放射性物質を含む流体を内包しないため、該当しない。</p>	-	-
<p>4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。</p>	<p>3 第4項に規定する「蒸気タービンの損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が10^{-7}回/炉・年を超える場合をいう。「ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、PWRの原子炉冷却材ポンプフライホイールにあっては、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きいことを確認すれば安全性を損なうことが想定されないものと判断する。</p> <p>4 第4項に規定する「その他の損傷防止措置」とは、（1）想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、又は、（2）想定される飛散物の飛散方向を考慮し、防護対象を損傷し安全性を損なうことがないよう配置上の配慮又は多重性を考慮すること。</p>	△	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、安全重要度分類クラスPS-3機器であり、機能喪失した場合でも、原子炉施設の安全性に影響しないため、問題ない。</p> <p>伊方発電所第3号機の飛散物による損傷に関する適合性確認については、新基準適合性審査において工事計画認可申請を行っている。</p>	-	共通項目にて整理する。
<p>5 設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p>	<p>5 第5項に規定する「設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるもの」については、「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決定）において、<u>クラスMS-1に分類される下記の機能を有する設備を対象とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止機能 ・未臨界維持機能 ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ・原子炉停止後の除熱機能 ・炉心冷却機能 ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。） ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ・安全上特に重要な関連機能（第2条第2項第9号ホに掲げるものを含む。ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。） 	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「第二条第二項第九号ハに掲げるもの」ではないため、該当しない。</p>	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>6 第6項に規定する「前項の安全設備以外の安全設備」については、「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決定）において規定される安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、第5項に規定する「設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるもの」以外の設備を対象とする。</p>	<p>○ (共用)</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、補助ボイラーの共用を考慮して発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう設計する。</p>	<p>設計基準対象施設に施設する補助ボイラー（以下「補助ボイラー」という。）は、主蒸気及びスチームコンバータ発生蒸気を使用できない場合にタービンのグラント蒸気、廃液蒸発装置、タンクの保温、各種建屋の暖房用等に蒸気を供給する設計とし、共用により発電所の安全性を損なわないよう、発電所全体として必要な圧力、量の蒸気として運転圧力約0.8MPa、総容量約40t/hとなる設計とする。</p>	<p>—</p>
<p>(全交流動力電源喪失対策設備) 第十六条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、<u>発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を施設</u>しなければならない。</p>	<p>第16条（全交流動力電源喪失対策設備） 1 第16条に規定する「必要な容量」とは、発電用原子炉の停止、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性の確保のために施設されている設備に必要な容量をいう。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、原子炉の安全停止、停止後の炉心冷却及び原子炉格納容器の健全性を確保するための設備ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(材料及び構造) 第十七条 設計基準対象施設（圧縮機、<u>補助ボイラー</u>、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、使用前に適用されるものとする。 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。 イ クラス1機器又はクラス1支持構造物が、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。）を有すること。</p>	<p>第17条（材料及び構造） 1 第8号から第14号までの構造強度は、原子炉等規制法第43条の3の14に基づき維持段階にも適用される。 2 第1号イの「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」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2001）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）によること。 （「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2001年版及び2005年版）事例規格「過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」に関する技術評価書」（平成18年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）</p>	<p>×</p>	<p>本条文において、「補助ボイラーは除く」とされており、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
		<p>△ (相互接続)</p>	<p>補助蒸気設備は、1号機及び2号機と3号機間で相互に接続するものであり、その適合性確認については、新基準適合性審査において工事計画認可申請を行っている。</p>	<p>—</p>	<p>共通項目にて整理する。</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>ロ クラス1 容器に使用する材料にあっては、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ハ クラス1 機器（クラス1 容器を除く。）又はクラス1 支持構造物（クラス1 管及びクラス1 弁を支持するものを除く。）に使用する材料にあっては、当該機器又は当該支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ニ クラス1 機器又はクラス1 支持構造物（棒及びボルトに限る。）に使用する材料にあっては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>二 クラス2 機器及びクラス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。</p> <p>イ クラス2 機器又はクラス2 支持構造物が、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こと。</p> <p>ロ クラス2 機器に使用する材料にあっては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ハ クラス2 機器に属する鋳造品にあっては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>三 クラス3 機器（クラス3 容器又はクラス3 管をいう。以下同じ。）に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス3 機器が、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こと。</p> <p>ロ 工学的安全施設に属するクラス3 機器に使用する材料にあっては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>四 クラス4 管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、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こと。</p> <p>五 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。）及び原子炉格納容器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。</p> <p>イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、湿度、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こと。</p> <p>ロ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ コンクリートにあっては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な圧縮強度を有すること。</p> <p>ロ コンクリートにあっては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起ささないよう、長期の耐久性を有すること。</p> <p>ハ コンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）にあっては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有すること。</p> <p>ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあっては、前号イ及びロの規定に準ずること。</p> <p>七 炉心支持構造物に使用する材料は、第一号イ、ハ及びニの規定に準ずること。</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。</p>	<p>3 第1号ロ、ハ、第2号ロ、第3号ロ、第5号ロの破壊じん性の規定において、板厚の薄い材料や高ニッケル合金等脆性破壊が問題とならないことが明白な材料については機械試験による確認に代えて寸法や材質により確認することができる。</p> <p>4 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の材料及び構造については、第2号及び第9号の規定を準用するとともに、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に適合すること。</p> <p>5 第3号ロの「工学的安全施設に属するクラス3 機器」には非常用ディーゼル発電機の冷却系が含まれる。（「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>本条文において、「補助ボイラーは除く」とされており、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>イ クラス1 機器にあつては、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こと。</p> <p>ロ クラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ハ クラス1 容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1 管、クラス1 弁及びクラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。</p> <p>ニ クラス1 容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1 管及びクラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。</p> <p>ホ クラス1 容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）にあつては、試験状態において、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。</p> <p>ヘ クラス1 容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1 管、クラス1 弁（弁箱に限る。）及びクラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じないこと。</p> <p>ト クラス1 容器、クラス1 管、クラス1 弁（弁箱に限る。）及びクラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>チ クラス1 容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ並びに試験状態において、座屈が生じないこと。</p> <p>リ クラス1 管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>ス クラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p> <p>ル ロ、ハ、ニ、ヘ、ト及びヌにかかわらず、クラス1 支持構造物であつて、クラス1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、クラス1 容器の規定に準ずること。</p> <p>九 クラス2 機器及びクラス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。</p> <p>イ クラス2 機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ クラス2 機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ クラス2 管（伸縮継手を除く。）にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ニ クラス2 容器及びクラス2 管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>ホ クラス2 支持構造物であつて、クラス2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断及び座屈が生じないこと。</p> <p>十 クラス3 機器の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ クラス3 機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ 設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>十一 クラス4 管の構造及び強度は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じないこと。</p> <p>十二 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。）及び原子炉格納容器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。</p> <p>イ 原子炉格納容器（ロに掲げる部分を除く。）にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分にあつては、第八号イ、ハ、ニ及びホのクラス1 容器の規定を準用する。</p> <p>ハ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、第八号ロ、ハ及びニのクラス1 支持構造物の規定を準用する。</p>	<p>6 第8号イ及びロ、第9号イ、第10号イ並びに第12号イの「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、構造上の全体的な変形を弾性域に抑えることに加え、材料の引張り強さに対しても十分な構造強度を有することをいう。</p> <p>7 第8号イ、ロ、ハ及びニの適用に当たっては、解析により以下を確認すること。</p> <p>（1）イ及びロの「全体的な変形を弾性域に抑える」とは、一般部に加え、構造不連続部にあつても塑性変形を許容しないこと。</p> <p>（2）ハの「全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。」とは、応力が集中する箇所である「構造上の不連続部」にのみ一時的な荷重による塑性変形を許容するが、構造体の機能低下に至るような塑性変形は許容しないこと。</p> <p>（3）ニの「延性破断に至る塑性変形が生じないこと」とは、箇所の限定なしに塑性変形が生じることを許容するが、構造体の著しい機能喪失に至るような塑性変形は許容しないこと。</p> <p>8 第8号ホ及びヘの「ボルトその他の固定用金具」とは、ボルト及びナット等をいう。ハからホの「オメガシールその他のシール」とは、オメガシール及びキヤノビーシールをいう。</p> <p>9 第8号への「進行性変形」とは、内圧などによる一定の応力（一次応力）が加わった状態で、熱応力等（二次応力）による変形（ひずみ）が弾性的挙動を示す領域を超え繰り返し加えられる場合に、その変形（ひずみ）が一方向に蓄積されるもので、「進行性変形が生じないこと」とは、その二次応力による変形（ひずみ）を弾性的挙動を示す範囲内に抑えること。</p> <p>10 第1号から第5号まで、第7号から第12号まで及び第14号の規定に適合する材料及び構造とは、「設計・建設規格 2005(2007)」又は「設計・建設規格 2012」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格(2012年版)(JSME S NJ1-2012)」(以下「材料規格 2012」という。)の規定に、「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって(別記-2)」の要件を付したものであること。なお、この規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格(「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)」等)によること。(「設計・建設規格 2007 技術評価書」、「設計・建設規格 2012 技術評価書」及び「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)に関する技術評価書(原規技発第1408062号(平成26年8月6日原子力規制委員会決定。以下「材料規格 2012 技術評価書」という。)) ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、第1号及び第8号の規定に適合するため、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-3)」によること。</p>	<p>×</p>	<p>(再掲)</p> <p>本条文において、「補助ボイラーは除く」とされており、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>ニ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。</p> <p>ホ 原子炉格納容器の伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ヘ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ト 原子炉格納容器にあつては、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p> <p>チ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p> <p>十三 コンクリート製原子炉格納容器の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>イ コンクリートにあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。</p> <p>ロ 鉄筋等にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて破断に至るひずみが生じないこと。</p> <p>ハ コンクリート部にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。</p> <p>ニ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付く部分を除く。）にあつては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて破断に至らないこと。</p> <p>ホ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付く部分を除く。）にあつては、ニの規定によるほか、第十二号への原子炉格納容器の規定を準用する。</p> <p>ヘ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナプレートに取り付ける定着金具であつて、全ての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。）にあつては、第十二号ハ、ニ、ヘ及びチの原子炉格納容器支持構造物の規定を準用する。この場合において、第十二号中「運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱ」とあるのは「荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱ」と、「運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ」とあるのは「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳ」と読み替えるものとする。</p> <p>ト ナックルにあつては、第十二号ロ、ニ及びヘの原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。</p> <p>十四 炉心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。</p> <p>イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ 運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局部的な塑性変形はこの限りでない。</p> <p>ハ 運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。</p> <p>ニ 炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。</p> <p>ホ 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ヘ 運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p>	<p>1 1 第1 3号イの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリートが弾性状態を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、圧縮破壊が生じない変形（ひずみ）までに制限することであり、圧縮応力による塑性変形が過大な状態または圧縮破壊を生じている状態は許容しないこと。</p> <p>1 2 第1 3号ハの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリート部が、塑性変形が過大な状態またはせん断破壊を生じている状態に対して十分な余裕を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、せん断応力による塑性変形が過大な状態またはせん断破壊を生じている状態は許容しないこと。</p> <p>1 3 第1 3号への規定において、「全ての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができる」とは、機械的荷重に対する許容荷重として弾性変形の範囲に抑えることに加え、内張り鋼板に生ずる強制ひずみにより定着金具に生ずる変位量が、破断変位に対し十分な余裕を有することをいう。</p> <p>1 4 第6号及び1 3号の規定に適合する材料及び構造とは、日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の規定に、「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の適用に当たって（別記－4）」の要件を付したものであること。なお、この規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格（「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準（平成2年通商産業省告示第4 5 2号）」等）によること。（「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格（JSME SNE1-2003）」技術評価書」（平成1 7年7月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>本条文において、「補助ボイラーは除く」とされており、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<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<u>主要な耐圧部の溶接部</u>（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。</p> <p>イ 不連続で特異な形状でないものであること。</p> <p>ロ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>ハ 適切な強度を有するものであること。</p> <p>ニ 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したのものにより溶接したものであること。</p>	<p>15 第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</p> <p>(1)－① 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。以下同じ。）、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設（排気筒を除く。以下同じ。）又は放射線管理施設に属する容器（(2)－①に規定する容器を除く。）又はこれらの設備に属する外径150mm以上の管（(3)及び(4)に規定するものを除く。）であって、その内包する放射性物質の濃度が、37mBq/cm³（その内包する放射性物質が液体にある場合は、37kBq/cm³）未満のもののうち、次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」）について溶接を必要とするもの</p> <p>イ 水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa</p> <p>ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa</p> <p>ハ イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa</p> <p>ニ イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）</p> <p>(1)－② 非常用電源設備又は補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）に属する容器のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>(1)－③ 非常用電源設備、火災防護設備又は区画排水設備に係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>(2)－① 原子炉本体又は原子炉格納施設に属する容器</p> <p>(2)－② 原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設又は放射線管理施設に属する容器であって非常時に安全装置として使用されるもの</p> <p>(3) 原子炉本体に属する容器又は原子炉格納容器に取り付けられる管のうち、それが取付けられる当該容器から最も近い止め弁までの部分</p> <p>(4) 原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射線管理施設又は原子炉格納施設のうち原子炉格納容器安全設備、放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備若しくは圧力逃がし装置に属する管であって、非常時に安全装置として使用されるもの（(3)に規定するものを除く。）</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設若しくは放射線管理施設に属する容器（(2)－②に規定するものを除く。）又はこれらの施設に属する外径61mm（最高使用圧力98kPa未満の管にあつては、100mm）を超える管（(3)（4）に規定するものを除く。）であって、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³（その内包する放射性物質が液体中にある場合は、37kBq/cm³）以上のもの</p> <p>(6) 上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付く溶接部（非耐圧部である場合を含む。）</p> <p>(例) ・キャノピーシールの溶接部</p> <p>・管と管板との溶接部</p> <p>・耐圧部材に直接溶接されるラグ、ブラケット等であつて地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの</p> <p>16 第15号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い切欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。</p> <p>17 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれなく」とは、溶接後の非破壊試験において割れないことに加え、溶接時の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことをいい、「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じがたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないことをいう。</p>	<p>○</p>	<p>第48条第1項において準用する。補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の主要な耐圧部の溶接部は、本条文に基づき設計する。</p>	<p>補助ボイラーのうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、溶接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> <p>a. 不連続で特異な形状でない設計とする。</p> <p>b. 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶け込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。</p> <p>c. 適切な強度を有する設計とする。</p> <p>d. 適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
	<p>18 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。</p> <p>19 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることをいう。</p> <p>20 第15号の規定に適合する溶接部とは、次の（1）又は（2）のいずれかに適合した溶接部をいう。</p> <p>（1）日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格（2007年版）（JSME S NB1-2007）」（以下「溶接規格2007」という。）及び「設計・建設規格2005（2007）」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したのもの</p> <p>（2）「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2012」の規定に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記－2）」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したのもの。なお、耐圧試験については「設計・建設規格2012」の耐圧試験圧力の規定を用いること（「日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」（2007年版）に関する技術評価書」（平成20年10月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）」（以下「溶接規格2007 技術評価書」という。）、「設計・建設規格2007 技術評価書」及び「設計・建設規格2012 技術評価書」）なお、ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって（別記－3）」によること。</p>	○	<p>（再掲）</p> <p>第48条第1項において準用する。補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の主要な耐圧部の溶接部は、本条に基づき設計する。</p>	<p>（再掲）</p> <p>補助ボイラーのうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、溶接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> <p>a. 不連続で特異な形状でない設計とする。</p> <p>b. 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶け込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。</p> <p>c. 適切な強度を有する設計とする。</p> <p>d. 適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</p>	—
<p>（使用中の亀裂等による破壊の防止） 第十八条 使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、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、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があつてはならない。 2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第18条（使用中の亀裂等による破壊の防止） 1 第1項に規定する「その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があつてはならない。」とは、「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））の規定に適合するものであること。</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条に示す「クラス1機器等」ではないため、該当しない。</p>	—	—
<p>（流体振動等による損傷の防止） 第十九条 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p>	<p>第19条（流体振動等による損傷の防止） 1 「流体振動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、流れの乱れ、渦、気泡等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版）（JSME S NC1-2005）」（以下「設計・建設規格2005」という。）PVB-3600 又は「設計・建設規格2012」PVB-3600 に規定する手法を適用すること。 ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（JSME S012）に規定する手法を適用すること。 <p>（「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME SNC1）」（2005年改訂版）並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）及び「設計・建設規格2012 技術評価書」）</p> <p>2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、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 S017）に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じること。</p> <p>（「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME SNC1）」（2005年改訂版）並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）及び化学体積制御系、余熱除去系（PWR）を含めて措置を講じること。</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条に示す「一次冷却系統に係る機器等」ではないため、該当しない。</p>	—	—

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>（安全弁等） 第二十条 設計基準対象施設（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。以下この条において同じ。）には、次に定めるところにより安全弁又は逃がし弁（以下この条において「安全弁」という。）を設けなければならない。</p> <p>一 安全弁等は、確実に作動する構造を有すること。 二 安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造であること。 三 安全弁等の材料は、次に定めるところによること。 イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第十七条第一号の規定に準ずること。 ロ クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第十七条第二号の規定に準ずること。 四 補助作動装置付きのものにあつては、当該補助作動装置が故障しても所要の吹き出し容量が得られる構造であること。 五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器。以下この号において同じ。）にあつては、次に定めるところによること。 イ 背圧の影響によりその作動に支障を生ずることを防止するためベローズが設けられた安全弁（第七号において「ベローズ付き安全弁」という。）を適当な箇所二個以上設けること。 ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する値を減ずることができる。 六 蒸気発生器にあつては、次に定めるところによること。 イ 安全弁を適当な箇所に二個以上設けること。 ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該蒸気発生器の過圧防止に必要な容量以上であること。 ハ 安全弁は、吹き出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。</p> <p>七 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する設計基準対象施設に属する容器、管、ポンプ若しくは弁が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものにあつては、次に定めるところによること。 イ クラス1管にあつては、ベローズ付き安全弁を減圧弁の低圧側にこれに接近して二個以上設けること。 ロ イに掲げる管以外の管にあつては、安全弁等を減圧弁の低圧側にこれに接近して一個以上設けること。 ハ 安全弁等の容量の合計は、当該安全弁等の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、減圧弁が全開したとき管の低圧側の部分及びこれに接続する設計基準対象施設に属する容器、管、ポンプ若しくは弁の過圧防止に必要な容量以上であること。 ニ 安全弁は、吹き出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。 八 設計基準対象施設に属する容器（第五号、第六号及び第三項に掲げる容器、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く。）又は管（前号に掲げるものを除く。）であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、第六号ロ並びに前号イ、ロ及びニの規定に準じて安全弁等を適当な箇所に設けること。</p> <p>2 前項の場合において、安全弁等の入口側又は出口側に破壊板を設ける場合は、次に定めるところによらなければならない。 一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次に定めるところによること。 イ 破壊板の吹き出し圧力は、当該容器の最高使用圧力以下の圧力であること。 ロ 破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないようにすること。 二 安全弁等の出口側に設ける場合は、次に定めるところによること。 イ 破壊板は、安全弁等の作動を妨げないように低圧で破壊するものであること。 ロ 破壊板の吹き出し圧力に安全弁等の吹き出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹き出し圧力より小さくなること。 ハ 破壊板を支持する構造は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となるものであること。 ニ 破壊板の破壊により吹き出し管の機能を損なわないようにすること。</p>	<p>第20条（安全弁等） 1 第20条に規定する「安全弁等」とは、安全弁（蒸気又は他のガス用に使用されるもの）及び逃がし弁（水又は他の液体用に使用されるもの）をいう。</p> <p>2 第20条に規定する安全弁等は、次の（1）又は（2）のいずれかによること。 （1）「設計・建設規格2005」の第10章（安全弁等）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME SNC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定」（NC-CC-001） （2）「設計・建設規格2012」の第10章（安全弁等）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME SNC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定」（NC-CC-001） （「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2001年版及び2005年版）事例規格「過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」及び事例規格「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮（NC-CC-002）」に関する技術評価書」（平成18年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）及び「設計・建設規格2012 技術評価書」） なお、既設プラントの安全弁等については、施設時に適用された以下の告示によることができる。 ・通商産業省「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）」の第101条、第102条及び第103条の規定 ・通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和45年通商産業省告示第501号）」の第72条及び第73条の規定 ・通商産業省「発電用原子力設備に関する技術基準の細目を定める告示（昭和40年通商産業省告示第272号）」の第23条及び第24条の規定</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーの安全弁は、第48条第1項に基づき設計している。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>3 設計基準対象施設に属する容器であって、内部に液体炭酸ガスその他の安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものには、次に定めるところにより破壊板を設けなければならない。</p> <p>一 吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該容器の過圧防止に必要な容量以上となるように、適当な箇所到一个以上設けること。</p> <p>二 容器と破壊板との連絡管の断面積は、破壊板の断面積以上であること。</p> <p>4 第一項又は前項の場合において、安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合は、発電用原子炉を起動させるとき及び運転中に、止め弁が全開していることを確認できる装置を設けなければならない。</p> <p>5 設計基準対象施設に属する容器又は管であって、内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがあるものには、次に定めるところにより過圧防止に必要な容量以上となるように真空破壊弁を設けなければならない。一 真空破壊弁の材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第十七条第一号の規定に準ずること。</p> <p>ロ 原子炉格納容器、クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第十七条第二号の規定に準ずること。</p> <p>二 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に二個以上設けること。</p> <p>三 前号に掲げる容器以外の容器又は管にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に一個以上設けること。</p> <p>6 設計基準対象施設は、安全弁等、破壊板又は真空破壊弁から放出される流体が放射性物質を含む場合は、これを安全に処理することができるように施設しなければならない。</p>		×	<p>(再掲)</p> <p>補助ボイラーの安全弁は、第48条第1項に基づき設計している。</p>	-	-
<p>(耐圧試験等)</p> <p>第二十一条 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の〇・九倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認することができる。</p> <p>一 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とすること。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とすることができる。</p> <p>二 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とすること。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>2 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。</p>	<p>第21条（耐圧試験等）</p> <p>1 第1項の規定に適合する耐圧試験は、「設計・建設規格 2005(2007)」の第11章又は「設計・建設規格 2012」の第11章によること。 (「設計・建設規格 2007 技術評価書」及び「設計・建設規格 2012 技術評価書」)</p> <p>2 第2項の「漏えい試験」は、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）によること。 (「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）に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「クラス1機器等」ではないため、該当しない。</p>	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>3 原子炉格納容器は、最高使用圧力の○・九倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。</p>	<p>3 第3項に規定する「気密試験を行ったとき、著しい漏えいがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008) 2. 4に定めるA種試験に以下の要件を付したものであること。 A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏えい率に、個々の隔離弁に対して適切に単一故障を想定し、健全に機能することが期待される隔離弁からの漏えい量(以下「個別想定漏えい量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に見込む「漏洩の増加要因を考慮した余裕係数」を0. 2とすること。なお、隔離弁の個別想定漏えい量は、以下の手順により求めること。 ①隔離弁の自動閉止機能の単一故障で閉止しない隔離弁の個数を設定する。 ②事故時に自動的に閉となる隔離弁であって、原子炉格納容器局部漏えい率試験(C種試験)の対象となるものの漏えい量を、定期検査毎にA種試験の実施前に測定する。 ③隔離弁の個数(①)と測定した漏えい量(②)を用いて、個別想定漏えい量を求める。また、個別想定漏えい量を求めない場合にあつては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の閉鎖方法として、内側隔離弁を開とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。 (「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>	<p>×</p>	<p>(再掲) 補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「クラス1機器等」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(監視試験片) 第二十二条 設計基準対象施設に属する容器であつて、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう次に定める監視試験片を備えなければならない。 一 監視試験片の材料は、中性子の照射領域にある容器の材料と同等の製造履歴を有するものであること。</p> <p>二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。</p> <p>三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。</p>	<p>第22条(監視試験片) 1 第22条において「設計基準対象施設に属する容器であつて、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるもの」とは、原子炉圧力容器をいう。 2 第22条に適合する監視試験片は、「設計・建設規格 2005」又は「設計・建設規格 2012」の該当規定(第12章 監視試験)に次の規定を付加した要件によること。 ・第1号及び第3号の「容器の材料」には、中性子の照射領域に溶接部がある場合、母材/溶接金属と同数の溶接熱影響部の監視試験片も設置すること。なお、既設プラントについては、施設時に適用された以下の告示による監視試験片が設置されていること。 ・通商産業省「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)」適用プラントについては同告示第105条の規定 ・通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年通商産業省告示第501号)」適用プラントについては同告示第75条の規定 ・通商産業省「発電用原子力設備に関する技術基準の細目を定める告示(昭和40年通商産業省告示第272号)」 3 第2号に規定する「監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施する」とは、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)及び「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007)[2010年追補版]」の適用に当たって(別記-6)」により、監視試験片の取り出し及び監視試験並びに必要な場合は監視試験片の再生を実施することをいう。 (「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)及び「原子力発電用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)に関する技術評価書(平成21年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))並びに「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007)[2010年追補版]」に関する技術評価書(平成23年5月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるもの」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(炉心等) 第二十三条 <u>燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</u></p> <p>2 <u>燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷に耐えるものでなければならない。</u></p>	<p>第23条（炉心等）</p> <p>1 第1項に規定する「最も厳しい条件」とは、原子炉運転状態に対応した圧力及び温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量等の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件をいう。また、「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性及び核性質等をいい、化学的性質については耐食性及び化学的安定性等をいう。</p> <p>2 第2項における「その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷」には、燃料体における核分裂生成物質の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇及び熱応力等の荷重を含むものとする。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「炉心等」ではないため、該当しない。	-	-
<p>(熱遮蔽材) 第二十四条 <u>放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器には、これを防止するため熱遮蔽材を施設しなければならない。</u></p> <p>2 前項の熱遮蔽材は、熱応力による変形により発電用原子炉の運転に支障を及ぼすことがないように施設しなければならない。</p>	<p>第24条（熱遮蔽材）</p> <p>1 第2項に規定する「支障を及ぼすことがない」とは、遮蔽材自身が発生する熱等による変形が原子炉圧力容器の内部構造物に過度の変形を及ぼすことのないように熱遮蔽材の材料、構造及び取付方法等を考慮すること。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器」ではないため、該当しない。	-	-
<p>(一次冷却材) 第二十五条 <u>一次冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起る最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</u></p>	<p>第25条（一次冷却材）</p> <p>1 第25条に規定する「必要な物理的性質」は、核的性質と熱水力の性質に分けられ、核的性質としては核反応断面積が核反応維持のために適切であること、熱水力の性質については冷却能力が適切であること。また、「必要な化学的性質」は、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であること及び通常運転時において放射線に対して化学的に安定であること。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、一次冷却系統に係る機器ではないため、該当しない。	-	-
<p>(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備) 第二十六条 通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）<u>を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</u></p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p>	<p>第26条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備）</p> <p>1 第1項に規定する「燃料体又は使用済燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために使用する設備をいう。</p> <p>2 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。</p> <p>3 第1項第2号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。</p> <p>4 第1項第3号に規定する「燃料体等が溶融しないものであること」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「燃料体又は使用済燃料を取り扱う設備」ではないため、該当しない。	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。</p> <p>五 燃料体等を封入する容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</p> <p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p> <p>七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</p> <p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。 一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</p> <p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽（以下「使用済燃料貯蔵槽」という。）は、次に定めるところによること。 イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p> <p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。</p>	<p>5 第1項第4号に規定する「燃料体等が破損しないこと」とは、以下によること。 ・燃料交換機にあつては、掴み機構のワイヤーを二重化すること。 ・燃料交換機にあつては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。この場合において、取扱い時の荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。 ・原子炉建屋天井クレーンにあつては、吊り上げられた使用済燃料運搬用容器等重量物が燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含むものとする。この運用管理にあつては、運搬用容器等重量物が燃料上に行かないことを確実にするものであること。また、フックのワイヤー外れ止めを設けること。なお、ここでの「使用済燃料運搬用容器等」の等には、燃料交換機又は原子炉建屋天井クレーンを用いて取扱うものであつて、その落下によって燃料を破損させるおそれがあるものを含む。 ・燃料交換機、原子炉建屋天井クレーン等にあつては、適切な落下防止対策を施すことにより、その落下により燃料を破損するおそれがないとしてもよい。</p> <p>6 第1項第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第8条第1項第3号ロに規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること」。なお、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第3条等の規定に基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等」（以下「科技庁告示第5号」という。）を満たすものを、「燃料体等を封入する容器」として用いてもよい。</p> <p>7 第1項第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を準用し、理論的若しくは適切な試験又は実験により所定の機能が満足されていること。</p> <p>8 第1項第7号に規定する「燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造」とは、動力源である電源又は空気等が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。</p> <p>9 第2項第1号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により、燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。</p> <p>10 第2項第2号に規定する「燃料体等が溶融しないものであること」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。</p> <p>11 第2項第3号に規定する「燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心分以上の容量を確保すること。この場合において、「容量」には、第6号に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。</p> <p>12 第2項第4号イに規定する「漏れない構造」とは、プール内面をステンレス鋼等でライニングすること、燃料プールに必要な水位より低い位置に排水口を設けないこと。</p> <p>13 第2項第4号ロに規定する「使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水」とは、燃料取替作業時に線量限度（「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度を定める告示（平成13年経済産業省告示第187号）」による。）を超えないよう放射線を遮蔽するために必要な量の水をいう。この場合において、常用の補給水系統の一つが機能しない場合においても、放射線を遮蔽するために必要な水量が確保できること。</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「燃料体又は使用済燃料を取り扱う設備」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。</p> <p>ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。</p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p> <p>六 使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。</p> <p>ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。</p> <p>ハ 使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。</p> <p>ニ キャスク本体その他のキャスクを構成する部材は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。</p> <p>七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	<p>1 4 第2項第4号ハに規定する「使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること」とは、浄化装置を設置すること。</p> <p>1 5 第2項第4号ニに規定する「その機能が損なわれない」とは、落下した燃料体等やクレーン等の重量物によって使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じさせないよう必要な強度のライニングを施設すること。この場合において、クレーン等にあつては、適切な落下防止対策等を施すことにより、使用済燃料プールの機能を維持することとしてもよい。</p> <p>1 6 第2項第5号に規定する「放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設」とは、空気系の浄化装置をいい、第4 4 条第4号（原子炉格納施設の雰囲気の浄化）に規定された施設を兼ねることができる。また、空気系の浄化装置として専用のものを施設する場合、その浄化装置の機能については、設置許可申請書において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件として設定した浄化装置の処理容量及びフィルターよう素除去効率に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>1 7 第2項第5号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、燃料貯蔵プール等への燃料落下による敷地境界外の実効線量が「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決定）」にある「4. 2事故（5）周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を満たさないことをいう。この場合において、核原料、核燃料及び原子炉の規制に関する法律第4 3 条の3の5（又は第4 3 条の3の8）に基づき許可を受けた原子炉設置（変更）許可申請において確認されていることを、関連する設備が同申請要件を満たしていることにより確認することができる。</p> <p>1 8 第2項第6号に規定する「乾式キャスク」は、金属キャスクのことをいい、第1号及び第2号で規定する臨界防止機能及び除熱機能に加え、第6号の要件及び「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成4年8月27日原子力安全委員会了承）」の要件を満足すること。</p> <p>1 9 第2項第6号イの規定は以下によること。 ・耐熱性、耐食性等を有し耐久性の高い金属ガスケット等のシールを採用すること ・蓋部を一次蓋と二次蓋の二重とし、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより密封性を監視できること ・キャスク内部の負圧を維持できること</p> <p>2 0 第2項第6号ハに規定する「腐食を防止できる」とは、キャスク内部に不活性ガスを保持できる構造とすることにより被覆管の腐食を防止すること。</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「燃料体又は使用済燃料を取り扱う設備」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ） 第二十七条 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。</p>	<p>第27条（原子炉冷却材圧力バウンダリ） 1 第27条に規定する「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」とは、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重をいう。 2 第27条に規定する「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」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において、反応度が炉心に投入されることにより1次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加をいう。この場合において、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等) 第二十八条 原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するよう、<u>隔離装置を施設しなければならない。</u></p> <p>2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの<u>原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。</u></p>	<p>第28条（原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等） 1 第1項に規定する「原子炉冷却材の流出」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって原子炉冷却材が流出することをいう。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置」とは、漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えいに対しては、1時間以内に0.23立方メートルの漏えい量を検出する能力を有すること。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器」ではないため、該当しない。	-	-
<p>(一次冷却材処理装置) 第二十九条 放射性物質を含む一次冷却材（第三十三条第四号の装置から排出される放射性物質を含む流体を含む。）を通常運転時において<u>一次冷却系統外に排出する場合は、これを安全に処理する装置を施設しなければならない。</u></p>	<p>第29条（一次冷却材処理装置） 1 第29条に規定する「安全に処理する装置」とは、放射性物質を含む一次冷却材を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合に、これを最終的に放射性廃棄物処理設備に適切に導く施設であること。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「一次冷却材処理装置」ではないため、該当しない。	-	-
<p>(逆止め弁) 第三十条 <u>放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備（排気筒並びに第四十条及び第四十三条に規定するものを除く。第四十七条において同じ。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設けなければならない。</u>ただし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>第30条（逆止め弁） 1 第30条に規定する「逆流するおそれがない場合」とは、直接接続されていない場合、又は十分な圧力差を有している場合をいう。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備へ放射性物質を含まない流体を導く管」ではないため、該当しない。	-	-
<p>(蒸気タービン) 第三十一条 第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（平成九年通商産業省令第五十一号）第三章の規定は、設計基準対象施設に施設する蒸気タービンについて準用する。</p>	<p>第31条（蒸気タービン） 1 第31条において準用する第17条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</p> <p>（1）設計基準対象施設の蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器の次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」）について溶接を必要とするもの イ 水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa ハ イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa ニ イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）</p> <p>（2）設計基準対象施設の蒸気タービンに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>2 第31条において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部とは、「次の（1）又は（2）のいずれかに適合した溶接部をいう。</p> <p>（1）「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したのもの</p> <p>（2）「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2012」の規定に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記－2）」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したのもの（「溶接規格2007技術評価書」、「設計・建設規格2007技術評価書」及び「設計・建設規格2012技術評価書」）</p>	×	今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事である。 補助ボイラーは、プラント起動時において、タービンのグランド蒸気および脱気器加熱用に蒸気を供給する設計としているが、今回の工事による変更はない。	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
	<p>3 第31条において蒸気タービン（その附属設備を含む）について「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」（平成9年3月27日通商産業省令第51号。以下「火力省令」という。）第3章の規定を準用する範囲は、PWRでは図－1、BWRでは図－2の区分図によること。</p> <p>4 火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈」（2013507商局第2号（平成25年5月17日経済産業省商務流通保安グループ制定））の該当部分によること。</p>	×	<p>（再掲）</p> <p>今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事である。 補助ボイラーは、プラント起動時において、タービンのグランド蒸気および脱気器加熱用に蒸気を供給する設計としているが、今回の工事による変更はない。</p>	—	—
<p>（非常用炉心冷却設備） 第三十二条 発電用原子炉施設には、<u>非常用炉心冷却設備</u>を施設しなければならない。</p> <p>2 非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。 一 燃料被覆材の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。</p> <p>二 燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。</p> <p>3 非常用炉心冷却設備は、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響につき想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能する能力を有するものでなければならない。</p> <p>4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確認するため、発電用原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない。</p>	<p>第32条（非常用炉心冷却設備）</p> <p>1 第2項第1号に規定する「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成4年6月11日 原子力安全委員会一部改定）」に基づいて想定冷却材喪失事故の解析を行った結果、燃料被覆の温度、燃料被覆の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が原子炉等規制法第43条の3の5（または第43条の3の8）に基づき許可を受けた原子炉の設置（変更）許可申請書（以下設置許可申請書という。）添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置（変更）許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認すること。また、PWRにあつては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力及び保有水量に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>2 第2項第2号に規定する「著しく多量の水素を生ずるものでない」とは、前号の要求条件に基づく想定冷却材喪失事故解析において発生する水素量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が設置（変更）許可申請書添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置（変更）許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認することという。</p> <p>3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。</p> <p>4 第4項に規定する「発電用原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない」機器とは、動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）をいう。</p>	×	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「非常用炉心冷却設備」ではないため、該当しない。	—	—

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類																					
<p>(循環設備等)</p> <p>第三十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。</p> <p>一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる容量の一次冷却材を循環させる設備</p> <p>二 負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備</p> <p>三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備</p> <p>四 一次冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つ設備</p> <p>五 発電用原子炉停止時（全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間を含む。）に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備</p> <p>六 前号の設備により除去された熱を最終ヒートシンクへ輸送することができる設備</p>	<p>第33条（循環設備等）</p> <p>1 第33条各号の設備として、少なくとも次の設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。</p> <table border="1" data-bbox="914 352 1623 674"> <thead> <tr> <th></th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1号に該当するもの</td> <td>原子炉再循環系</td> <td>一次冷却系</td> </tr> <tr> <td>第2号に該当するもの</td> <td>原子炉圧力制御系</td> <td>加圧器圧力制御系</td> </tr> <tr> <td>第3号に該当するもの</td> <td>原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第4号に該当するもの</td> <td>原子炉冷却材浄化系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第5号に該当するもの</td> <td>原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)</td> <td>補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)</td> </tr> <tr> <td>第6号に該当するもの</td> <td>原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系</td> </tr> </tbody> </table> <p>(*1) 重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。ただし、補助給水系にあつてはタービン駆動のものに限る。</p> <p>(*2) 原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。</p> <p>2 第3号に規定する「一次冷却材の小規模漏えい時」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁、ポンプ等のシール部および原子炉冷却材圧力バウンダリ的小き裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。なお、「一次冷却材の減少」には、安全弁の正常な作動による原子炉冷却材の体積の減少も含まれる。</p> <p>3 第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することが要求されているが、重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない。</p>		BWR	PWR	第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系	第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系	第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系	第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系	第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)	第6号に該当するもの	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「循環設備等」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
	BWR	PWR																								
第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系																								
第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系																								
第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系																								
第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系																								
第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)																								
第6号に該当するもの	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系																								

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>(計測装置) 第三十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>一 炉心における中性子束密度 二 炉周期 三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあつては、その濃度 四 一次冷却材に関する次の事項 イ 放射性物質及び不純物の濃度 ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量 五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位 六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率</p> <p>七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であつて放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度 八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度 九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度 十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</p> <p>十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度 十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率</p> <p>十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度 十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>十五 敷地内における風向及び風速</p> <p>2 前項第六号に掲げる装置であつて線量当量率を計測する装置にあつては、多重性及び独立性を確保しなければならない。 3 第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</p> <p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</p>	<p>第34条（計測装置） 1 第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。 第1項第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。</p> <p>2 第1項第6号に規定する「可燃性ガスの濃度」とは、BWRにおいては、酸素・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。</p> <p>3 第1項第7号はBWRに対して、第8号はPWRに対して適用される。</p> <p>4 第1項第11号に規定する「放射性物質により汚染するおそれがある管理区域」とは、管理区域を規定する以下の3要素のうち外部放射線に係る線量のみが「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に規定される基準を超える管理区域以外の管理区域をいい、3要素のうちA、B及びCの組み合わせ、AとB若しくはAとCの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。 A. その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する実効線量を超えるおそれがあるもの。 B. 空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。）の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。 C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるもの。</p> <p>5 第1項第13号に規定する装置のうち、恒設のモニタリング設備については、非常用電源設備に接続するか、無停電電源装置などにより電源復旧までの期間の電気の供給を担保できる設計であること。また、必要な情報を原子炉制御室又は適切な場所に表示できる設計であること。さらに、そのデータ伝送系は多様性を有する設計であること。</p> <p>6 第4項に規定する「計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存する」には、計測、計測結果の表示、記録及び保存を、複数の装置の組み合わせにより実現してもよい。</p> <p>7 第4項に規定する「設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置」とは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）」に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置をいう。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「計測装置」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(安全保護装置) 第三十五条 発電用原子炉施設には、安全保護装置を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 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p> <p>二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、<u>単一故障</u>が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、<u>多重性を確保すること。</u></p> <p>三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように<u>独立性を確保すること。</u></p> <p>四 <u>駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、</u>発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、<u>発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。</u></p> <p>五 <u>不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</u></p> <p>六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。</p> <p>七 発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</p> <p>八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</p>	<p>第35条 (安全保護装置)</p> <p>1 第1号の安全保護装置の機能の確認については、設置許可申請書の添付書類八の設備仕様及び設置許可申請書において評価した運転時の異常な過渡変化の評価の条件に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>2 第3号に規定する「独立性を確保すること」とは、チャンネル間の距離、バリア、電気的隔離装置等により、相互を分離することをいう。</p> <p>3 第5号に規定する「必要な措置が講じられているものであること」とは、外部ネットワークと物理的な分離又は機能的な分離を行うこと、有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止すること、物理的及び電気的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることをいう。なお、ソフトウェアの内部管理を強化するために、ウイルス等によるシステムの異常動作を検出させる場合には以下の機能を有すること。</p> <p>(1) ウイルス等によるシステムの異常動作を検出する機能を設ける場合には、ウイルス等を検知した場合に運転員等へ告知すること。 (2) ウイルス等によるシステムの異常動作を検出する機能は、安全保護装置の機能に悪影響を及ぼさないこと。</p> <p>4 デジタル安全保護系の適用に当たっては、日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC 4620-2008) (以下「JEAC4620」という。) 5. 留意事項を除く本文、解説－4から6まで、解説－8及び解説－11から18まで並びに「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008) 本文及び解説－9に以下の要件を付したものであること。ただし、「デジタル」は「デジタル」と読み替えること。</p> <p>(1) JEAC4620 の4. 1の適用に当たっては、運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより、燃料許容損傷限界を超えないよう安全保護系の設定値を決定すること。</p> <p>(2) JEAC4620 の4. 18. 3において検証及び妥当性確認の実施に際して作成された文書は、4. 18. 2の構成管理計画の中に文書の保存を定め、適切に管理すること。 (3) JEAC4620 の4. 8における「想定される電源擾乱、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮した設計とすること」を「想定される電源擾乱、サージ電圧、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮して設計し、その設計による対策の妥当性が十分であることを確認すること」と読み替えること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「安全保護装置」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
	<p>(4) JEAC4620 の4. 5及び解説－6の適用に当たっては、デジタル安全保護系は、試験時を除き、計測制御系からの情報を受けないこと。試験時に、計測制御系からの情報を受けける場合には、計測制御系の故障により、デジタル安全保護系が影響を受けないよう措置を講じること。 デジタル安全保護系及び計測制御系の伝送ラインを共用する場合、通信をつかさどる制御装置は発信側システムの装置とすること。</p> <p>(5) JEAC4620 の4. 16の「外部からの影響を防止し得る設計」を「外部影響の防止された設備」と読み替えること。</p> <p>(6) JEAC4620 の4. における安全保護機能に相応した高い信頼性を有するとは、デジタル安全保護系のトリップ失敗確率及び誤トリップする頻度を評価し、従来型のものと比較して同等以下とすること。また、デジタル安全保護系の信頼性評価において、ハードウェア構成要素に異常の検出、検出信号の伝送、入出力信号の処理、演算処理、トリップ信号の伝送、トリップの作動等、評価に必要な構成要素を含むこと。</p> <p>(7) 安全保護系に用いられるデジタル計算機の健全性を実証できない場合、安全保護機能の遂行を担保するための原理の異なる手段を別途用意すること。 (「日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程 (JEAC 4620-2008)」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針 (JEAG 4609-2008)」に関する技術評価書」(平成23年1月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>	<p>×</p>	<p>(再掲)</p> <p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「安全保護装置」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(反応度制御系統及び原子炉停止系統) 第三十六条 発電用原子炉施設には、<u>反応度制御系統</u>を施設しなければならない。 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。</p> <p>3 <u>原子炉停止系統</u>は、次の能力を有するものでなければならない。 一 通常運転時の高温状態において、二つ以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。</p> <p>二 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。</p> <p>三 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。</p> <p>四 制御棒を用いる場合にあっては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第一号から第三号までの規定に適合すること。</p>	<p>第36条 (反応度制御系統及び原子炉停止系統)</p> <p>1 第3項第1号に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できること。キセノン崩壊により反応度が添加された以降の長期的な未臨界の維持は、他の原子炉停止系統(ほう酸注入系)、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統(非常用炉心冷却設備)の作動を含むことができる。</p> <p>2 第3項第2号に規定する「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び一次冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ原子炉を低温状態で未臨界に移行して維持できること。</p> <p>3 第3項第4号に規定する「制御棒1本が固着した場合」とは、制御棒1本が、完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないことをいう。 なお、ABWRにあっては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の固着を考慮すること。また、固着時にあっても第3項1号から3号の要求事項が満たされる必要がある。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「反応度制御系統及び原子炉停止系統」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>4 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。</p> <p>5 制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>4 第4項の規定は、設置（変更）許可申請書における「制御棒飛び出し（PWR）」、「制御棒落下（BWR）」の評価で想定した下記の内容を確認することにより確認できる。</p> <p>【BWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒引抜手順が定められていること ・定められた制御棒引抜手順に沿った操作が行われていること <p>を制御棒値ミニマイザ又はそれに替わる運用管理によって確認できること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒落下速度を制限する装置 <p>【PWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒挿入限界 <p>5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐食性、化学的安定性をいう。</p>	×	<p>（再掲）</p> <p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「反応度制御系統及び原子炉停止系統」ではないため、該当しない。</p>	—	—
<p>（制御材駆動装置）</p> <p>第三十七条 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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>四 制御棒を駆動する装置にあっては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、反射材その他の炉心を構成するものを損壊しないものであること。</p>	<p>第37条（制御材駆動装置）</p> <p>1 第1号に規定する「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」とは、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間（この間に炉心に加えられる負の反応度）が、当該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されること。ここで、緊急停止時の制御棒の挿入時間は、設置（変更）許可申請書添付書類八の仕様及び設置（変更）許可申請書における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で設定した時間を満たしていること。</p> <p>2 第2号に規定する「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」とは、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」により、制御棒が異常に引き抜かれた場合でも、燃料の許容損傷限界を超えないよう引抜速度が制限されていること。この場合において、設置（変更）許可申請書において評価した「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件として設定した制御棒引抜速度に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>3 第3号に規定する「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」とは、次の各号のいずれかに適合するものまたはこれと同等であること。</p> <p>一 BWRにおいては、次によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水圧駆動による制御棒駆動装置にあっては、動力源としての制御棒駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御棒は現状位置に保持されること。 ・電動駆動による制御棒駆動装置にあっては、電磁ブレーキ等を有することにより、動力電源喪失時も現状位置に保持される機構を有すること。 <p>二 PWRにおいては、制御棒駆動装置の動力源がなくなると制御棒は自重で落下すること。</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「制御材駆動装置」ではないため、該当しない。</p>	—	—

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>（原子炉制御室等） 第三十八条 発電用原子炉施設には、<u>原子炉制御室</u>を施設しなければならない。 2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p> <p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>第38条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第2項に規定する「発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態」とは次の状態をいう。 (1) 発電用原子炉の制御棒の動作状態 (2) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態 (3) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態</p> <p>2 第2項に規定する「その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を表示する装置をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「主要計測装置の計測結果を表示する装置」とは、発電用原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確認するために必要なパラメータを計測する装置であって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子束、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、温度、流量、水位等の重要なパラメータを計測し、かつ監視できる設備をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「第47条第1項に規定する装置」を「集中し」施設するに当たり、当該設備の専用制御場所に集中して警報表示する場合は、原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。また、複数の発電用原子炉で廃棄物処理設備等を共用する場合にあっては、当該設備の属するいずれかの発電用原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。</p> <p>5 第35条に規定する安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できること。</p> <p>6 第2項に規定する安全設備を運転中に試験するため、電動弁用電動機に熱的過負荷保護装置（以下「保護装置」という。）を使用する場合には、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が的確に識別できるように、表示装置が設けられていること。ただし、保護装置が常時使用され、事故時にのみ自動的にバイパスされるように設計されている場合、又は保護装置が事故時において不要な作動をしないように設定されている場合は、同表示装置の設置は不要である。</p> <p>7 第2項に規定する「誤操作することなく適切に運転操作することができる」とは「原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項（別記－7）」によること。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退避する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「原子炉制御室等」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</p>	<p>1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</p> <p>1 3 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、原子炉制御室外の火災等により発生した有毒ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること、また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。</p> <p>1 4 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「原子炉制御室等」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>（廃棄物処理設備等） 第三十九条 工場等には、次に定めるところにより放射性廃棄物を処理する設備（排気筒を含み、次条及び第四十三条に規定するものを除く。）を施設しなければならない。 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ原子力規制委員会の定める濃度限度以下になるように発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものであること。 二 放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。 三 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食しないものであること。 四 気体状の放射性廃棄物を処理する設備は、第四十三条第三号の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。</p>	<p>第39条（廃棄物処理設備等）</p> <p>1 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう（以下、本解釈において同じ。）。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とは、流体状の放射性廃棄物に係る廃棄設備のうち、流体状の放射性廃棄物を処理する樹脂塔、熱交換器、濃縮器、ポンプ、タンク（処理の過程で一時的に貯蔵するもの）、弁等の機器をいい、貯蔵する設備（長期間貯蔵するタンク等）以外の設備をいう。なお、廃棄物処理設備に該当するタンク類としては、機器ドレンタンク、床ドレンタンクが含まれる。</p> <p>3 第1項第3号に規定する「その他の負荷」とは、不純物の影響をいう。（技術基準規則第40条第1項第3号も同じ。）</p>	<p>×</p>	<p>今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事である。 補助ボイラーは、液体廃棄物処理設備の、ほう酸回収装置および廃液蒸発装置の運転のために蒸気を供給する設計としているが、今回の工事による変更はない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>五 流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物を工場等内において運搬するための容器は、取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p> <p>六 前号の容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率が原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないよう、遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p> <p>2 流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設（流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。）は、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 放射性廃棄物処理施設内部の床面及び壁面は、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。</p> <p>二 放射性廃棄物処理施設内部の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造であり、かつ、流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理する設備の周辺部には、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するための堰が施設されていること。</p> <p>三 放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物処理施設外へ漏えいすることを防止するための堰が施設されていること。ただし、放射性廃棄物処理施設内部の床面が隣接する発電用原子炉施設の床面又は地表面より低い場合であって、放射性廃棄物処理施設外へ漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>四 工場等外に排水を排出する排水路（湧水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないもの並びに排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設するものを除く。）上に放射性廃棄物処理施設内部の床面がないよう、施設すること。</p>	<p>4 第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」は、内包する流体の放射性物質の濃度が 37mBq/cm³（流体が液体の場合にあつては、37kBq/cm³）以上のもの（クラス3相当）をいう。</p> <p>5 第1項第5号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物」とは、炉内構造物取替工事により発生するシュラウド等、高線量（除染等により線量低減ができるものは除く）の主要な固体状放射性廃棄物をいう。なお、「高線量の主要な固体放射性廃棄物」とは、構内輸送する固体放射性廃棄物の放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA1値又はA2値（2種類以上の放射性物質がある場合にあつては、それらの放射性物質の放射エネルギーのそれぞれその放射性物質についてのA1値又はA2値に対する割合の和が1）を超えるものをいう。</p> <p>6 第1項第5号に規定する「取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第88条第1項第3号ロに規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがないもの」であること。また、流体状の放射性廃棄物を運搬する容器は、技術基準規則第17条のクラス3容器の規定を満足すること。主要な固体状放射性廃棄物を運搬する容器については、同規則第40条第1項第2号及び第3号の規定を満足すること。</p> <p>7 第2項に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される建屋全部をいう（技術基準規則第40条において同じ）。また、「漏えいが拡大するおそれがある部分に限る」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設内であっても、流体状の放射性物質が流入するおそれがない場所であつて流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置されていない場所（例えば廃棄設備の制御室、換気空調室、電気室等）及び二重管構造等により流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造となっている場所を適用除外にすることができる。</p> <p>8 第2項第1号に規定する「漏えいし難い構造」とは、適切な高さまでの壁面、床面全部及び両者の接合部には耐水性を有する塗料が塗布されていること、並びに漏えい防止措置の必要な床面及び壁面の貫通部にはラバーブーツ又はモルタル等の充填が施されていること等、堰の機能を失わせないよう適切な耐漏えい措置が施された構造とすること（技術基準規則第40条において同じ。）</p> <p>9 第2項第2号に規定する「漏えいの拡大を防止するための堰」とは、ポンプのシールがリークした時、機器のメンテナンス時又は除染時等に飛散する液体状の放射性廃棄物が広範囲に拡大することを防止するために設けるものをいい、排水溝、床面段差等堰と同様の効果を有するものを含む。</p> <p>10 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすることを防止するための堰」とは、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺近傍に設けること。この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。ただし、床ドレンファンネルの排出機能を期待する場合は、その機能が確実なものでなければならない。</p> <p>11 第2項第4号に規定する「湧水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないものを除く。」とは、自然発生的に地下から大量に湧き出し、この排出を止めることが技術的に不可能な湧水に係る排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域に開口部がない場合には本号を適用除外することができる。</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事である。 補助ボイラーは、液体廃棄物処理設備の、ほう酸回収装置および廃液蒸発装置の運転のために蒸気を供給する設計としているが、今回の工事による変更はない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>3 第一項第五号の流体状の放射性廃棄物を運搬するための容器は、第二項第三号に準じて流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない。ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの及び漏えいするおそれがない構造のものは、この限りでない。</p>	<p>1 2 第3項における「漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない」とは、第2項第3号に準じて運搬容器の周辺に堰、受皿（トレイ）、吸収材を設置すること。 「漏えいするおそれのない構造」とは、胴の二重容器構造やフランジ部の二重Oリング構造とすることを含む。</p>	<p>×</p>	<p>（再掲） 今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事である。 補助ボイラーは、液体廃棄物処理設備の、ほう酸回収装置および廃液蒸発装置の運転のために蒸気を供給する設計としているが、今回の工事による変更はない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>（廃棄物貯蔵設備等） 第四十条 放射性廃棄物を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。 一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。 二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。 三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食しないこと。 2 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。 3 前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される放射性廃棄物処理施設について準用する。この場合において、「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とあるのは「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」と読み替えるものとする。</p>	<p>第40条（廃棄物貯蔵設備等） 1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。 2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講じること。 3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm³を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。また、第3項は第39条第2項の解釈8、9、11を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。 4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。ただし、床ドレンファンネルの排出機能を期待する場合は、その機能が確実なものでなければならない。また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつものとする。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「放射性廃棄物を貯蔵する設備」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>（放射性物質による汚染の防止） 第四十一条 発電用原子炉施設のうち、人が頻繁に出入りする建物の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分の表面は、放射性物質による汚染を除去し易いものでなければならない。 2 発電用原子炉施設には、人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。 3 放射性物質により汚染されるおそれがある管理区域内に開口部がある排水路であって、工場等外に排水を排出するものには、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設しなければならない。</p>	<p>第41条（放射性物質による汚染の防止） 1 第1項に規定する「放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分」とは、管理区域内で人が頻繁に出入りする場所の床面、壁面（人が触れるおそれがある高さまで）、手摺、梯子をいう。また「表面は、放射性物質による汚染を除去し易いもの」とは、当該表面が平滑に施工されていること。 2 第3項に規定する「排水監視設備」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定することができる設備をいい、排出する排水が間欠的であるものはサンプリング分析等により、また連続的であるものは連続モニタ等により排水中の放射性物質濃度が測定可能な設備であること。 3 第3項に規定する「安全に処理する設備」とは、排水中の放射性物質の濃度に異常を検出した場合には、適切な処理により排水中の放射性物質の濃度を低下させ、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」第9条に定める濃度限度を超えないようにできる設備であること。（技術基準規則第39条第2項及び第40条第3項において同じ。）ここで、「適切な処理」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度の異常を検出した場合には、当該排水の排出をすみやかに停止することができ、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法により排出中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、放射性物質により汚染される恐れはないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>(生体遮蔽等) 第四十二条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が原子力規制委員会の定める線量限度を十分下回るように施設しなければならない。 2 工場等内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより生体遮蔽を施設しなければならない。</p> <p>一 放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること。</p> <p>二 開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて放射線漏えい防止措置が講じられていること。</p> <p>三 自重、附加荷重及び熱応力に耐えるものであること。</p>	<p>第42条(生体遮蔽等) 1 第1項においては、第2項で規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に施設すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度(年間1mSv)に比べ十分下回る水準とすること。ここで、「十分下回る水準」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)」に記載の空気カーマで年間50μGy程度をいう。</p> <p>2 第2項第1号に規定する「遮蔽能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理と相まって、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第2条及び第6条を満足することをいい、これを遮蔽計算により確認すること。なお、既に供用中の原子力発電施設にあつては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の確認により上記告示を満足していることを確認すること。</p> <p>3 第2項第2号に規定する「放射線漏えい防止措置」としては、次の措置によること。 (1) 開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所(通路の行き止まり部、高所等)への開口部設置 (2) 貫通部に対する遮蔽補強(スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充填等) (3) 線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置</p> <p>4 第42条に規定する「生体遮蔽」及び遮蔽設計の具体的仕様に関する規定(第2項第3号を除く。)は、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)の事故時の遮蔽設計に係る事項を除き、本文及び解説4-5に以下の条件を付したものによること。 (1) 4. 1. 2の適用に当たっては、「実効線量が1.3mSv/3月間以下となる区域は管理区域外として設定できる。」を除き、また、「設定にあつては、管理区域の外側で作業する者」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率の設定に当たっては、その区域で作業する者」と、「超える区域」を「超えるおそれがある区域」と、「運転開始後の放射線管理の運用に支障のないよう」を「従事者の実効線量限度である年間50mSv及び5年間で100mSvを超えないように、」と読み替えるものとする。</p> <p>(2) 解説4-5の適用に当たっては、[BWR](1)の「目的がある」を「ものとする」と、[BWR](2)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR](3)の「2次遮へいの外側区域の」を「2次遮蔽は、その外側の区域における」と、「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「減衰させる」を「減衰させるものとする」と、[BWR](4)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR](5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と、[PWR](1)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR](2)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR](3)の「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR](4)の「補助建屋内」を「補助遮蔽」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR](5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と読み替えるものとする。 (「日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC4615-2008)」に関する技術評価書」(平成23年3月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「生体遮蔽等」が必要な設備ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>(換気設備) 第四十三条 発電用原子炉施設内の放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより換気設備を施設しなければならない。</p> <p>一 放射線障害を防止するために必要な換気能力を有するものであること。 二 放射性物質により汚染された空気が漏えい及び逆流し難い構造であること。</p> <p>三 排出する空気を浄化する装置を設ける場合にあつては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去又はろ過装置の取替えが容易な構造であること。</p> <p>四 吸気口は、放射性物質により汚染された空気を吸入し難いように施設すること。</p>	<p>第43条（換気設備）</p> <p>1 第2号に規定する「漏えいし難い構造」とは、ダクトであつて内包する流体の放射線物質の濃度が37mBq/cm³以上のもの（クラス4管）は、第17条に基づく構造とするとともに第21条の耐圧試験により漏えいし難い構造であることが確認されていることをいう。また、「逆流し難い構造」とは、ファン、逆流防止用ダンパー等を設けることをいう。</p> <p>2 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性元素を除去するよう素（チャコール又は同等品）フィルター及び放射性微粒子を除去する微粒子（高性能粒子又は同等品）フィルターを用いることをいう。</p> <p>3 第3号に規定する「ろ過装置の取替えが容易な構造であること」とは、換気設備がろ過装置交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、ろ過装置の取替えが容易な構造であることをいう。</p> <p>4 第4号に規定する「汚染された空気を吸入し難い」は、排気筒から十分に離れた位置に設置することをいう。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「放射線障害を防止する必要がある場所」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(原子炉格納施設) 第四十四条 発電用原子炉施設には、一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よう、次に定めるところにより原子炉格納施設を施設しなければならない。</p> <p>一 原子炉格納容器にあつては、次に定めるところによること。 イ 一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想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること。 ロ 原子炉格納容器に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</p> <p>ハ 原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件に応じて漏えい試験ができること。</p> <p>二 原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には、次により隔離弁（閉鎖隔離弁（ロック装置が付されているものに限る。）又は自動隔離弁（隔離機能がない逆止め弁を除く。）をいう。以下同じ。）を設けること。 イ 原子炉格納容器に取り付ける管であつて原子炉格納容器を貫通するものには、当該貫通箇所の内側及び外側であつて近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。</p>	<p>第44条（原子炉格納施設）</p> <p>1 第1号イに規定する「想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること」とは、安全評価指針付録1の3.4に示す下記の2項目の解析の条件により確認できる。 a) 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR） b) 動荷重の発生（BWR）</p> <p>2 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（JEAC4203-2008）2.5に定めるB種試験ができること。なお、総合漏えい率の判定基準に見込む「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」を0.2とすること。（「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（JEAC4203-2008）に関する技術評価書」（平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）</p> <p>（原子炉格納容器隔離弁） 3 第2号に規定する「閉鎖隔離弁（ロック装置が付されているものに限る。）」とはキーロックにて管理されている遠隔操作閉止弁及びチェーンロックにて管理されている手動弁も含む。</p> <p>4 第2号に規定する「自動隔離弁」とは、次のいずれかの設備をいう。 ・安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動による隔離弁 ・隔離機能を有する逆止弁（強制閉鎖装置が付設しているもの、又は、逆止弁に対する逆圧が全て喪失した場合にあつても必要な隔離機能が重力等に維持される逆止弁）</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設」ではなく、放射性物質を含む一次冷却材は内包しないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>ロ イの規定にかかわらず、次に掲げるところにより隔離弁を施設することをもって、イの規定による隔離弁の設置に代えることができる。</p> <p>(1) 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又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の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあっては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。</p> <p>(2) 貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であって、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に二個の隔離弁を施設すること。</p> <p>(3) 前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設ける場合には、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けること。</p> <p>ハ イ及びロの規定にかかわらず、次の場合には隔離弁を設けることを要しない。</p> <p>(1) 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合</p> <p>(2) 計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの場合 ニ 隔離弁は、閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないこと。</p> <p>ホ 隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件に応じて漏えい試験ができること。</p> <p>三 一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生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合は、水素又は酸素の濃度を抑制する設備を施設すること。</p>	<p>5 第2号ロ(1)に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく」とは、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管をいう。この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。</p> <p>6 第2号ロ(1)に規定する「構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管」は、以下の要件を満たすこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること 一 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること 一 格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと <p>7 第2号ロ(2)に規定する「湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの」とは、湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管をいう。</p> <p>8 第2号ハ(1)に規定する「配管」とは、第32条で規定する非常用炉心冷却設備又は第44条第3号、第4号(ただし、BWRの非常用ガス処理設備及びPWRのアニュラス空気浄化設備を除く)及び第5号で規定する原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生じるおそれがある配管をいう。ただし、原則遠隔操作が可能であり、隔離機能を有する弁(事故時に容易に閉鎖可能であり、運転管理により確実に対応できることが確認されている場合は手動操作弁も含む)を設置すること。</p> <p>9 第2号ハ(2)に規定する「配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの」とは、BWRの原子炉圧力容器計装用及び格納容器計装用の配管、PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管、BWRの制御棒駆動水圧系配管のように安全上重要な計測系配管又は制御系配管であつて、口径が小さい配管をいう。ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される一次格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じること。</p> <p>10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)2.6に定めるC種試験ができること。なお、総合漏えい率の判定基準に見込む「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」を0.2とすること。(「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>(原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御)</p> <p>11 第3号に規定する「安全性を損なうおそれがある場合」とは、事故評価期間中に原子炉格納容器内の水素濃度が4%以上、かつ酸素濃度が5%以上であることをいう。</p> <p>12 第3号における可燃性ガス濃度制御設備は、設置(変更)許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。</p>	<p style="text-align: center;">×</p>	<p>(再掲)</p> <p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設」ではなく、放射性物質を含む一次冷却材は内包しないため、該当しない。</p>	<p style="text-align: center;">-</p>	<p style="text-align: center;">-</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>四 一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原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する設備を含む。）を施設すること。</p> <p>五 一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生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（以下「格納容器熱除去設備」という。）を次により施設すること。</p> <p>イ 格納容器熱除去設備は、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響の想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能すること。</p> <p>ロ 格納容器熱除去設備は、その能力を確認するため、発電用原子炉の運転中に試験ができること。</p>	<p>（放射性物質の濃度低減設備）</p> <p>1 3 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置とは具体的には以下の設備をいう。BWR：格納容器スプレイ設備、非常用ガス処理設備 PWR：格納容器スプレイ設備、アニユラス空気浄化設備また、「当該放射性物質を格納」するものには、以下の設備も含む。 BWR：原子炉建屋原子炉棟 PWR：アニユラス部 これらの施設に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</p> <p>1 4 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置の機能は、設置（変更）許可申請書において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件を確認することにより確認することができる。また当該設備は、設置（変更）許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。この場合において、設置（変更）許可時の解析条件のうち以下の値に非保守的な変更がないことを確認すること。 (1) BWR a) 非常用ガス処理設備 ・ガス処理設備のフィルターのよう素除去効率 ・ガス処理設備の処理容量 (2) PWR a) アニユラス空気浄化設備 ・浄化装置のフィルターのよう素除去効率 ・アニユラス負圧達成時間 ・浄化装置の処理容量</p> <p>1 5 第4号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、一次冷却材系統に係る施設の損壊又は故障による敷地境界外の実効線量が「「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）」「解説 II. 3.判断基準について」に規定する線量を超える場合をいう。</p> <p>（原子炉格納容器熱除去装置）</p> <p>1 6 第5号に規定する「安全性を損なうこと」とは、一次冷却系統に係る施設の損壊又は故障によるエネルギー放出によって生ずる圧力と温度に原子炉格納容器が耐えられないか又は原子炉格納容器漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずるほど大きくなることをいう。</p> <p>1 7 第5号イに規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。</p> <p>1 8 第5号イに規定する「正常に機能する」とは、具体的には、格納容器熱除去設備の仕様が設置許可申請書添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、設置許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認することをいう。</p> <p>1 9 第5号ロに規定する「発電用原子炉の運転中に試験ができる」機器とは、動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）をいう。</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設」ではなく、放射性物質を含む一次冷却材は内包しないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>（保安電源設備） 第四十五条 発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、<u>内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。</u></p> <p>2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、<u>無停電電源装置</u>又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</p> <p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置を講じなければならない。</p> <p>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。</p> <p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。</p> <p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からそれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。</p> <p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p> <p>8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。</p>	<p>第45条（保安電源設備） 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」とは、以下の装置をいう。 ・第2条第2項第9号ホに規定される装置 ・燃料プール補給水系 ・第34条第1項第6号に規定する事故時監視計器 ・原子炉制御室外からの原子炉停止装置 ・PWRの加圧器逃がし弁（手動開閉機能）及び同元弁 ・非常用電源設備の機能を達成するための燃料系</p> <p>2 第2項に規定する「特に必要な設備」とは、非常用炉心冷却系の計測制御用電源設備等をいう。「同等以上の機能を有する装置」とは、直流電源装置をいい、第16条に規定する蓄電池を兼ねて設置してもよい。</p> <p>3 第3項に規定する「常時使用される」とは、主発電機又は非常用電源設備から電気が供給されている状態をいう。また、「異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置」とは、短絡、地絡、母線の低電圧又は過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し、保安を確保するために必要な装置への影響を限定できる設計及び外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計をいう。</p> <p>4 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。</p> <p>5 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、2回線以上の電線路の上流側が一つの変電所又は開閉所のみで連系し、当該変電所又は開閉所が停止することによって、発電用原子炉施設に連系する全ての電線路が停止する事態にならないことをいう。</p> <p>6 第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。</p> <p>7 第7項に規定する「附属設備」には、非常用電源設備の機能を達成するための燃料系を含む。</p> <p>8 第7項に規定する「工学的安全施設等及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量」とは、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に供給できる容量をいう。工学的安全施設等の設備に継続的に供給できる容量に達する時間は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書において評価した原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設等の設備の作動開始時間を満たすものであるとともに、7日間の外部電源喪失を仮定しても、電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内に貯蔵すること。また当該設備は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書に規定された仕様を満たすものであること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文中に示す「保安電源設備」ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類																													
<p>(緊急時対策所) 第四十六条 工場等には、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が発生した場合に適切な措置をとるため、<u>緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</u></p>	<p>第46条（緊急時対策所） 1 第46条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気を取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「緊急時対策所」ではないため、該当しない。</p>	-	-																													
<p>(警報装置等) 第四十七条 発電用原子炉施設には、その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合、第三十四条第一項第九号の放射性物質の濃度又は同条同項第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合においてこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、<u>使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u>ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p> <p>3 発電用原子炉施設には、発電用原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。</p> <p>4 工場等には、一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発電用原子炉施設内の人に対し必要な指示ができるよう、<u>警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を施設しなければならない。</u></p>	<p>第47条（警報装置等） 1 第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。</p> <p>2 第1項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</p> <table border="1" data-bbox="914 800 1623 1360"> <thead> <tr> <th>第47条</th> <th>BWR</th> <th>PW</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合</td> <td>原子炉水位低又は高</td> <td>原子炉水位低又は高</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力高</td> <td>原子炉圧力高</td> </tr> <tr> <td>中性子束高</td> <td>中性子束高</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋放射能高</td> <td>原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合</td> <td>主蒸気管放射能高</td> <td>復水器排気放射能高</td> </tr> <tr> <td>排気筒放射能高</td> <td>排気筒放射能高</td> </tr> <tr> <td>エア放射線モニタ放射能高</td> <td>エア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合</td> <td>周辺監視区域放射能高</td> <td>周辺監視区域放射能高</td> </tr> <tr> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプルの水位</td> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプルの水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水温高</td> <td>使用済燃料ピット水温高</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール水温低</td> <td>使用済燃料ピット水位低</td> </tr> </tbody> </table> <p>3 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微小漏えいを除く。）を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプルの水位の異常変化を検出すること。</p> <p>4 第3項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開・閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯をいう。</p> <p>5 第4項に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障」とは、事故の発生等（一次冷却系に係る発電用原子炉施設の損傷又は故障を含む。）に伴い従業員等の一時退避、事故対策のための集合等を要する事態をいう。</p> <p>6 第4項に規定する「警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声により行うことができる設備をいう。</p>	第47条	BWR	PW	その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	原子炉水位低又は高	原子炉圧力高	原子炉圧力高	中性子束高	中性子束高	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高	第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高	排気筒放射能高	排気筒放射能高	エア放射線モニタ放射能高	エア放射線モニタ放射能高	流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプルの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプルの水位	第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合	使用済燃料貯蔵プール水温高	使用済燃料ピット水温高	使用済燃料貯蔵プール水温低	使用済燃料ピット水位低	×	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「一次冷却系統に係る設備等」ではないため、該当しない。</p>	-	-
第47条	BWR	PW																																
その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	原子炉水位低又は高																																
	原子炉圧力高	原子炉圧力高																																
	中性子束高	中性子束高																																
	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高																																
第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高																																
	排気筒放射能高	排気筒放射能高																																
	エア放射線モニタ放射能高	エア放射線モニタ放射能高																																
流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高																																
	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプルの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプルの水位																																
第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合	使用済燃料貯蔵プール水温高	使用済燃料ピット水温高																																
	使用済燃料貯蔵プール水温低	使用済燃料ピット水位低																																

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>5 工場等には、設計基準事故が発生した場合において当該発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、<u>多様性を確保した専用通信回線を施設</u>しなければならない。</p>	<p>7 第5項に規定する「当該発電用原子炉施設外の通信連絡」とは、原子炉制御室等から、使用制限を受けない専用の通信回線を通じて、所外必要箇所への事故の発生等（一次冷却系に係る発電用原子炉施設の損傷又は故障を含む。）に係る連絡をいう。</p>	<p>×</p>	<p>（再掲） 補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、本条文に示す「一次冷却系統に係る設備等」ではないため、該当しない。</p>	<p>－</p>	<p>－</p>
<p>（準用） 第四十八条 第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二章の規定は、設計基準対象施設に施設する補助ボイラーについて準用する。</p>	<p>第48条（準用） 1 第1項において準用する第17条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。 （1）設計基準対象施設の補助ボイラーに属する容器のうち、次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」）について溶接を必要とするもの イ 水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa ハ イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa ニ イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa） （2）設計基準対象施設の補助ボイラーに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの 2 第1項において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部とは、次の（1）又は（2）のいずれかに適合した溶接部をいう。 （1）「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したのもの （2）「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2012」の規定に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記－2）」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したのもの（「溶接規格2007技術評価書」、「設計・建設規格2007技術評価書」及び「設計・建設規格2012技術評価書」） 6 火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈」の該部分によること。</p>	<p>○</p>	<p>第17条15号の規定および発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第2章（第5条～第11条）への適合を確認する。</p>	<p>・第17条15号参照。 ・別紙1「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の準用について」参照。</p>	<p>強度に関する説明書</p>
<p>2 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第十九条から第二十三条までの規定は、設計基準対象施設に施設するガスタービンについて準用する。 3 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二十五条から第二十九条までの規定は、設計基準対象施設に施設する内燃機関について準用する。</p>	<p>3 ガスタービンの附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設に含まれることから、第17条、第20条及び第21条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定が適用される。 4 内燃機関の附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設に含まれることから、第17条、第20条及び第21条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定が適用される。</p>	<p>×</p>	<p>今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事であり、ガスタービン又は内燃機関ではないため、該当しない。</p>	<p>－</p>	<p>－</p>
<p>4 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令（平成二十四年経済産業省令第七十号）第四条から第十六条まで、第十九条から第二十八条まで及び第三十条から第三十五条までの規定は、設計基準対象施設に施設する電気設備について準用する。</p>	<p>7 原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を定める省令（平成24年9月経済産業省令第七十号）の準用に当たっては、「原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈」（原規技発第1306199号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））の該部分によること。</p>	<p>○</p>	<p>今回の工事は、補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等の設置工事に伴う電気設備の工事に関しては、原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令への適合を確認する。</p>	<p>・別紙2「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令の準用について」参照。</p>	<p>－</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>（重大事故等対処施設の地盤） 第四十九条 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地盤に施設しなければならない。</p> <p>一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）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が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設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。） 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）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が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p>	<p>第49条（重大事故等対処施設の地盤）</p> <p>1 第49条の適用に当たっては、第4条の解釈に準ずるものとする。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>（地震による損傷の防止） 第五十条 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>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設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。） 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えること。</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>四 特定重大事故等対処施設 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐え、かつ、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こと。</p> <p>2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。）が設置許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその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よう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第50条（地震による損傷の防止）</p> <p>1 第50条の適用に当たっては、第5条の解釈に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、設置許可基準規則解釈第39条2の地震力とする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、設置許可基準規則解釈第39条3の地震力とする。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>（津波による損傷の防止） 第五十一条 重大事故等対処施設が基準津波によりその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よう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第51条（津波による損傷の防止）</p> <p>1 第51条の適用に当たっては、第6条の解釈に準ずるものとする。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(火災による損傷の防止) 第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。 (1) 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合 (2) 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、重大事故等対処施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。 ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあっては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。 ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。 二 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれないよう施設すること。</p>	<p>第52条（火災による損傷の防止） 1 第52条の適用に当たっては、第11条の解釈に準ずるものとする。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-
<p>(特定重大事故等対処施設) 第五十三条 工場等には、次に定めるところにより特定重大事故等対処施設を施設しなければならない。 一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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こと。 二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有すること。 三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できること</p>	<p>第53条（特定重大事故等対処施設） 1 第1号に規定する「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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こと」とは、以下に規定する設備又はこれと同等以上の効果を有する設備とする。 (a) 原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば100m以上）を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。 2 特定重大事故等対処施設は、第49条第1項第4号、第50条第1項第4号及び第51条並びに第53条各号のそれぞれの要求事項を満たす施設群から成るが、少なくとも第49条第1項第4号、第50条第1項第4号及び第51条の要求事項を満たす施設は一の施設でなければならない。 3 第2号に規定する「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備をいう。 (a) 以下の機能を有すること。 i. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能（例えば、緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備） ii. 炉内の熔融炉心の冷却機能（例えば、原子炉内への低圧注水設備） iii. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能（例えば、原子炉格納容器下部への注水設備） iv. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能（例えば、原子炉格納容器スプレイへの注水設備） v. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能（例えば、格納容器圧力逃がし装置（排気筒を除く）） vi. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能（必要な原子炉）（例えば、水素濃度制御設備） vii. サポート機能（例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備） viii. 上記設備の関連機能（例えば、減圧弁、配管等） (b) 上記3(a)の機能を制御する緊急時制御室を設けること。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
	<p>(c) 上記 3 (a) の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）に対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(d) 重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、原子炉制御室から移動し緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</p> <p>(e) 通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、原子炉制御室及び工場等内緊急時対策所その他の必要箇所との通信連絡を行えるものであること。</p> <p>(f) 電源設備は、「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定重大事故等対処施設の要件を満たすこと。同電源設備には、可搬型代替電源設備及び常設代替電源設備のいずれからも接続できること。なお、電源設備は、特定重大事故等対処施設に属するが、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合にも活用可能である。</p> <p>4 第 3 号に規定する「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できること」とは、例えば、少なくとも 7 日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。</p>	×	<p>(再掲)</p> <p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	-	-
<p>（重大事故等対処設備） 第五十四条 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>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できること。</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>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えること。</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>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずること。</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>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有すること。</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。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>三 常設重大事故防止設備には、共通要因（設置許可基準規則第二条第二項第十八号に規定する共通要因をいう。以下同じ。）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>第 5 4 条（重大事故等対処設備）</p> <p>1 第 1 項から第 3 項までに規定する「想定される重大事故等」とは、設置許可基準規則解釈第 3 7 条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。</p> <p>2 第 1 項第 3 号の規定の適用に当たっては、第 1 5 条第 2 項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>3 第 1 項第 5 号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p> <p>4 第 2 項第 3 号及び第 3 項第 7 号に規定する「適切な措置を講ずること」とは、可能な限り多様性を考慮することをいう。</p>	×	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一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>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有すること。</p> <p>二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講ずること。</p> <p>三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けること。</p> <p>四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずること。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p>	<p>5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。</p> <p>(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上のバックアップを工場等全体で確保する。</p> <p>(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。</p> <p>(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。</p> <p>6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m 以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>六 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講ずること。</p>		<p>△</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう設置するため、問題ない。</p> <p>伊方発電所第3号機の工場等内の道路及び通路の確保に関する適合性確認については、新基準適合性審査において工事計画認可申請を行っている。</p>	<p>—</p>	<p>共通項目にて整理する。</p>
<p>七 重大事故防止設備のうち可搬型のものには、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の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>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>		
<p>（材料及び構造）</p> <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、使用前に適用されるものとする。</p> <p>一 重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス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。</p> <p>イ 重大事故クラス等1機器又は重大事故等クラス1支持構造物が、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こと。</p> <p>ロ 重大事故等クラス1機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ハ 重大事故等クラス1機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p>	<p>第55条（材料及び構造）</p> <p>1 第4号から第6号までの構造強度は、原子炉等規制法第43条の3の14に基づき維持段階にも適用される。</p> <p>2 第1号口及び第2号口に規定する材料にあつては、本規程第17条3を準用することができる。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<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>イ 重大事故等クラス2機器又は重大事故等クラス2支持構造物が、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こと。</p> <p>ロ 重大事故等クラス2機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ハ 重大事故等クラス2機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>三 重大事故等クラス3機器（重大事故等クラス3容器、重大事故等クラス3管、重大事故等クラス3ポンプ又は重大事故等クラス3弁をいう。以下同じ。）に使用する材料は、当該機器が使用される圧力、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こと。</p> <p>四 重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス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。</p> <p>イ 重大事故等クラス1機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ 重大事故等クラス1機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ 重大事故等クラス1管（伸縮継手を除く。）にあつては、設計上定める条件において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ニ 重大事故等クラス1容器及び重大事故等クラス1管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>ホ 重大事故等クラス1支持構造物であつて、重大事故等クラス1機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス1機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、設計上定める条件において、延性破断及び座屈が生じないこと。</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>イ 重大事故等クラス2機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ 重大事故等クラス2機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ 重大事故等クラス2管（伸縮継手を除く。）にあつては、設計上定める条件において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ニ 重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>ホ 重大事故等クラス2支持構造物であつて、重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、設計上定める条件において、延性破断及び座屈が生じないこと。</p> <p>六 重大事故等クラス3機器の構造及び強度は、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p>	<p>3 第2号に規定する「同等以上の性能を有する場合」には、当該機器及び支持構造物とその設計上要求される強度を確保できるものであることを示すこと。</p> <p>4 第3号に規定する「適切な機械的強度及び化学的成分を有すること」とは、例えば、日本工業規格等の適切な規格及び基準に適合する材料とする。完成品として一般産業品の規格基準へ適合している場合（消防法に基づく技術上の規格を満たす消防車等）には、第3号の規定を満たすものと解釈する。</p> <p>5 第5号に規定する「同等以上の性能を有する場合」には、当該機器及び支持構造物とその設計上要求される強度を確保できるものであることを示すこと。</p> <p>6 第4号イ、第5号イ及び第6号に規定する「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、本規程第17条6を準用するものをいう。ただし、第6号の重大事故等クラス3機器にあつては、完成品として一般産業品の規格及び基準へ適合している場合（消防法に基づく技術上の規格を満たす消防車等）には、第六号の規定を満たすものと解釈する。</p> <p>7 第1号、第2号、第4号及び第5号の規定に適合する材料及び構造とは、本規程第17条10を準用するものをいう。この場合において、第1号及び第4号の規定の適用に当たって「クラス2」とあるのは「重大事故等クラス1」と、第2号及び第5号の規定の適用に当たって「クラス2」とあるのは「重大事故等クラス2」とそれぞれ読み替えるものとし、「材料規格 2012」の許容引張応力(S 値)は、「設計・建設規格 2005 (2007)」付録材料図表の値に読み替えるものとする。（「材料規格 2012 技術評価書」）</p>	<p>×</p>	<p>（再掲）</p> <p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<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管にあつては、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>イ 不連続で特異な形状でないものであること。</p> <p>ロ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>ハ 適切な強度を有するものであること。</p> <p>ニ 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したのにより溶接したものであること。</p>	<p>8 第7号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、本規程第17条15を準用するものをいう。</p> <p>9 第7号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、本規程第17条16を準用するものをいう。</p> <p>10 第7号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれがなく」とは、本規程第17条17を準用するものをいう。</p> <p>11 第7号ロに規定する「非破壊試験」とは、本規程第17条18を準用するものをいう。</p> <p>12 第7号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、本規程第17条19を準用するものをいう。</p> <p>13 第7号の規定に適合する溶接部とは、本規程第17条20を準用するものをいう。この場合において、重大事故等クラス1容器及び重大事故等クラス1管に係るものにあつては「クラス2」は「重大事故等クラス1」と読み替えるものとする。また、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管に係るものにあつては「クラス2」は「重大事故等クラス2」と読み替えるものとする。</p>	<p>×</p>	<p>(再掲)</p> <p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(使用中の亀裂等による破壊の防止) 第五十六条 使用中の重大事故等クラス1機器、重大事故等クラス1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2支持構造物には、その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第56条（使用中の亀裂等による破壊の防止） 1 第56条の適用に当たっては、第18条の解釈に準ずるものとする。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(安全弁等) 第五十七条 重大事故等対処施設には、発電用原子炉施設の安全性を確保する上で機器に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止する性能を有する安全弁、逃がし弁、破壊板又は真空破壊弁を必要な箇所に設けなければならない。</p>	<p>第57条（安全弁等） 1 第57条に規定する「発電用原子炉施設の安全性を確保する上で機器に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止する性能を有する安全弁、逃がし弁、破壊板又は真空破壊弁」とは、第20条の規定に準ずるものをいう。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(耐圧試験等) 第五十八条 重大事故等クラス1機器、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、他の方法により当該圧力に耐え、かつ、圧力を加えた場合に著しい漏えいがないことを確認できる場合は、この限りでない。</p> <p>2 重大事故等クラス1機器、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、他の方法により当該圧力を加えた場合に著しい漏えいがないことを確認できる場合は、この限りでない。</p>	<p>第58条（耐圧試験等） 1 第58条の適用にあつては、第21条の解釈に準ずるものとする。ただし、重大事故等クラス3機器に係る耐圧試験にあつては、完成品として一般産業品の規格及び基準へ適合している場合（消防法に基づく技術上の規格を満たす消防車等）には、第1項の規定を満たすものと解釈する。</p> <p>2 第1項及び第2項に規定する「他の方法」とは、機器の使用時における圧力で試験を行うことが困難と認められる場合に、評価等の方法を用いて実施する場合をいう。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<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) 第五十九条 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>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） 1 第59条に規定する「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」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 第59条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 (1) BWR a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。 b) 上記1の「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」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。 c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。 (2) PWR a) 上記1の「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」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。 b) 上記1の「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」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</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) 第六十条 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>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） 1 第60条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 (1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 若しくは非常用復水器 (BWR の場合) 又はタービン動補助給水ポンプ (PWR の場合) (以下「RCIC 等」という。) により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。 a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記 (1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。 b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備) 第六十一条 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つて、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>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) 1 第61条に規定する「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を減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 (1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。 (2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。 b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。 c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</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) 第六十二条 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つて、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>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) 1 第62条に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 (1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。 b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。 c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 第六十三条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 (炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。) を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第63条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。 d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 第六十四条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第64条 (原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 (1) 重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備 (ポンプ又は水源) が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。 b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 (2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備) 第六十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第65条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備) 1 第65条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。 b) 上記 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。 ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。 iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器 (例えば SGTS) や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。 iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。 v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。 vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの) を使用する場合はラブチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。 viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。 ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備) 第六十六条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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>第66条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備） 1 第66条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。 a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。） ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。） b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-
<p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 第六十七条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第67条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） 1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 <BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。 <PWR のうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。 <BWR 及び PWR 共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。 e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-
<p>(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備) 第六十八条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第68条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） 1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。 b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) 第六十九条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料(以下「貯蔵槽内燃料体等」という。)を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第69条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備(注水ライン及びポンプ車等)を配備すること。 b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備(スプレーヘッダ、スプレーライン及びポンプ車等)を配備すること。 b) スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。 c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備) 第七十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第70条(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)</p> <p>1 第70条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。 b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。 c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。 d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。 e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に 対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明 している添付書類
<p>(重大事故等の収束に必要な水の供給設備) 第七十一条 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>第71条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備） 1 第71条に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。 b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。 c) 海を水源として利用できること。 d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。 e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。 f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）</p>	×	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>		
<p>(電源設備) 第七十二条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	<p>第72条（電源設備） 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。 b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。 c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。 d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。 e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。 2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	×	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	-	-

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(計装設備) 第七十三条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	<p>第73条（計装設備） 1 第73条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。 a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等） b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。 iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。 c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(原子炉制御室) 第七十四条 第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第74条（原子炉制御室） 1 第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。 b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。 c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>(監視測定設備) 第七十五条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	<p>第75条（監視測定設備） 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。 b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。 c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>×</p>	<p>補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

技術基準規則	技術基準規則の解釈	今回の工事に対する要求	理由	基本設計方針、要目表	該当事項を説明している添付書類
<p>(緊急時対策所) 第七十六条 第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p> <p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p>	<p>第76条（緊急時対策所） 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。 b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。 c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。 d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。 e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② ブルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。 f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-
<p>(通信連絡を行うために必要な設備) 第七十七条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第77条（通信連絡を行うために必要な設備） 1 第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-
<p>(準用) 第七十八条 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第十九条から第二十三条までの規定は、重大事故等対処施設に施設するガスタービンについて、同令第二十五条から第二十九条までの規定は、重大事故等対処施設に施設する内燃機関について準用する。 2 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令第四条から第十六条まで、第十九条から第二十八条まで及び第三十条から第三十五条までの規定は、重大事故等対処施設に施設する電気設備について準用する。</p>		×	補助ボイラーは、重大事故等対処施設ではないため、該当しない。	-	-

発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の準用について

<p>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48条（準用）第1項</p>	<p>技術基準の解釈</p>	<p>発電用火力設備に関する技術基準を定める省令</p>	<p>火力技術基準の解釈</p>	<p>基本設計方針</p>	<p>備考</p>
<p>第48条（準用）第1項</p>	<p>第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二章の規定は、設計基準対象施設に施設する補助ボイラーについて準用する。</p>	<p>第5条（ボイラー等の材料）</p>	<p>（ボイラー等の材料） 第2条 省令第5条に規定する「耐圧部分」とは、内面に0MPaを超える圧力を受ける部分をいう。 2 省令第5条に規定する「安全な化学的成分及び機械的強度を有するもの」とは、溶接性、引張強さ、延性、韌性及び硬度等に優れたものをいい、別表第1（鉄鋼材料）及び別表第2（非鉄材料）に記載されている材料はこれらを満足するものと解釈される。</p>	<p>・補助ボイラー及びその附属設備の耐圧部分に使用する材料は、安全な化学的成分及び機械的強度を有するとともに、耐圧部分の構造は、最高使用圧力及び最高使用温度において、発生する応力に対して安全な設計とする。</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サーピスタック等は大気開放型タンクであり、該当しない</p>

<p>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48条(準用)第1項</p>	<p>技術基準の解釈</p>	<p>発電用火力設備に関する技術基準を定める省令</p>	<p>火力技術基準の解釈</p>	<p>基本設計方針</p>	<p>備考</p>
	<p>2 第1項において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部とは、次の(1)又は(2)のいずれかに適合した溶接部をい。</p> <p>(1) 「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-5)」の要件を付した物</p> <p>(2) 「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2012」の規定に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって(別記-2)」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-5)」の要件を付した物(「溶接規格2007技術評価書」、「設計・建設規格2007技術評価書」及び「設計・設規格2012技術評価書」)</p>	<p>第6条 (ボイラー等の構造)</p> <p>ボイラー等及びその附属設備(液化ガス設備を除く。以下この章において同じ。)の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。この場合において、耐圧部分に生ずる応力は当該部分に使用する材料の許容応力を超えてはならない。</p>	<p>(ボイラー等の構造)</p> <p>第3条 省令第6条に規定する「安全なもの」とは、第6条から第14条に定める構造であり、第5条の水圧に係る性能を有するものをいう。ただし、形状、穴の位置等によりこれによりがたい耐圧部分であつて、その最高使用圧力が日本工業規格JIS B 8280(2003)「非円形胴の圧力容器」の「附属書2(規定)検定水圧試験」により試験を行つて求めた検定圧力以下であるものにあつては、この限りでない。</p> <p>2 前項ただし書において、日本工業規格JIS B 2311(2001)「一般配管用鋼製突合せ溶接式管継手」、日本工業規格JIS B 2312(2001)「配管用鋼製突合せ溶接式管継手」、日本工業規格JIS B 2313(2001)「配管用鋼板製突合せ溶接式管継手」又は日本工業規格JIS B 2316(1997)「配管用鋼製差込み溶接式管継手」に適合する管継手にあつては、その最高使用圧力が当該管継手の当該規格に定める水圧試験圧力から求めた検定圧力以下である場合は、前項ただし書の検定水圧試験を省略することができる。</p> <p>第4条 省令第6条に規定する「許容応力」のうち許容引張応力は、次の各号に掲げるものをいう。</p> <p>一 別表第1(鉄鋼材料)及び別表第2(非鉄材料)に掲げる材料の許容引張応力にあつては同表に規定する値。</p> <p>二 別表第1及び別表第2に規定されていない材料の許容引張応力にあつては、次に掲げる値のうち最小のものとする。ただし、鉄鋼材料のうち、鋳鋼品にあつてはその値の2/3、非鉄材料のうち、静置鋳造品にあつてはその値の0.8倍、遠心鋳造品にあつてはその値の0.85倍とする。</p> <p>イ クリープ温度領域未満での許容引張応力</p> <p>(1) 室温における規定最小引張強さの1/4</p> <p>(2) 当該温度における引張強さの1/4</p> <p>(3) 室温における規定最小降伏点又は耐力の2/3</p> <p>(4) 当該温度における降伏点又は耐力の2/3</p> <p>ただし、オーステナイト系ステンレス鋼鋼材にあつて、水管、過熱器管、再熱器管、節炭器管、熱交換</p>	<p>・補助ボイラー及びその附属設備の耐圧部分に使用する材料は、安全な化学的成分及び機械的強度を有するとともに、耐圧部分の構造は、最高使用圧力及び最高使用温度において、発生する応力に対して安全な設計とする。</p>	<p>補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンク等は大気開放型タンクであり、該当しない</p>

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
			<p>器及びこれらに類するものに使用される部材に対しては、降伏点又は耐力の0.9 倍、室温未満の温度における許容引張応力は、（1）又は（3）の小さい方とする。</p> <p>当該温度における引張強さ及び降伏点又は耐力は、次の計算式により算出する。当該温度における引張強さ$=1.1\sigma_t R_t$ 当該温度における降伏点又は耐力$=\sigma_y R_y$</p> <p>ここに、 σ_t：室温における規定最小引張強さ σ_y：室温における規定最小降伏点又は耐力 R_t：（当該温度における引張強さの実績値/室温における引張強さの実績値）の平均値 R_y：（当該温度における降伏点又は耐力の実績値/室温における降伏点又は耐力の実績値）の平均値</p> <p>ロ クリープ温度領域での許容引張応力 （1）当該温度において1,000 時間に0.01%のクリープを生ずる応力の平均値 （2）当該温度において100,000 時間でクリープラプチャーを生ずる応力の最小値の0.8 倍 （3）当該温度において100,000 時間でクリープラプチャーを生ずる応力の平均値の0.67 倍</p> <p>2 省令第6条に規定する「許容応力」のうち許容圧縮応力及び許容せん断応力は、それぞれ前項に規定する許容引張応力の値の1 倍及び0.85 倍の値とする。</p>		
		<p>第7条 (安全弁)</p>	<p>(安全弁) 第15条 省令第7条に規定する「過圧が生ずるおそれのあるもの」とは、次の各号に掲げるもの以外のものをいう。 一 蒸気貯蔵器及びボイラー等の附属設備であって、最高使用圧力の1.06 倍の圧力を超えるおそれのないもの 二 第2項第七号の管の低圧側並びに第2項第九号の蒸気貯蔵器及びボイラー等の附属設備であって、これらがボイラー等又は蒸気タービンに直接接続されていない場合であって、それぞれ当該各号に定める安全弁と同等の容量及び吹出し圧力を有する逃が</p>	<p>・補助ボイラーの蒸気ドラムには、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、最大蒸発量と同等容量以上の安全弁を設置する設計とする。</p>	<p>今回の工事において、新たな安全弁の設置又は既設安全弁の変更等はない</p>

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
			<p>し弁を有するもの</p> <p>三 前二号に掲げるものの他、工学的に最高使用圧力を超えるおそれのないもの</p> <p>2 省令第7条に規定する「適当な安全弁」とは、次の各号により設けられた安全弁をいう。</p> <p>一 安全弁は、第3項に適合するばね安全弁又はばね先駆弁付き安全弁であること。ばね先駆弁付き安全弁を使用する場合にあっては、ばね先駆弁付き安全弁の容量の合計は、第二号から第九号までの規定による安全弁の容量の所要合計の1/2 を超えないこと。</p> <p>二 過熱器のある循環ボイラーにあっては、次によること。</p> <p>イ ドラム及び過熱器の出口にそれぞれ1 個以上設けること。</p> <p>ロ 第6項に掲げる計算式により算出した安全弁の容量の合計は、ボイラーの最大蒸発量以上であること。この場合にあっては、ドラムに設ける安全弁の容量の合計はボイラーの最大蒸発量の75%以上、過熱器の出口に設ける安全弁の容量の合計は当該過熱器の温度を設計温度以下に保持するのに必要な容量（当該ボイラーの最大蒸発量の15%を超える場合は、当該ボイラーの最大蒸発量の15%）以上であること。</p> <p>ハ ロの場合にあっては、自動燃焼制御装置及びボイラーの最高使用圧力の1.06 倍以下の圧力で急速に燃料の送込を遮断する装置を有するボイラーにあっては、ボイラーの最高使用圧力以下の圧力で自動的に作動する圧力逃がし装置の容量（ボイラーの最大蒸発量の30%を超える場合は、ボイラーの最大蒸発量の30%）を安全弁の容量に算入することができる。</p> <p>ニ ドラムに設ける安全弁の吹出し圧力は、次によること。</p> <p>（イ）安全弁が1 個の場合は、ボイラーの最高使用圧力以下の圧力。ただし、当該ボイラーにボイラーの最高使用圧力以下の圧力で自動的に作動する圧力逃がし装置がある場合は、ボイラーの最高使用圧力の1.03 倍以下の圧力とすることができる。</p> <p>（ロ）安全弁が2 個以上の場合は、1 個は（イ）の規定に準ずる圧力、他はボイラーの最高使用圧力の1.03</p>		

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
			<p>倍以下の圧力</p> <p>ホ 過熱器に設ける安全弁の吹出し圧力は、ドラムに設ける安全弁に先行して動作する圧力であること。</p> <p>三 過熱器のない循環ボイラーにあつては、前号ニの規定に準ずるほか、次によること。</p> <p>イ ドラムに2個以上設けること。ただし、加熱面積が50m²以下のボイラーにあつては、1個以上とすることができる。</p> <p>ロ 第6項に掲げる計算式により算出した安全弁の容量の合計は、ボイラーの最大蒸発量以上であること。</p> <p>四 貫流ボイラーにあつては、次によること。</p> <p>イ ボイラーの出口及び蒸気流通部（再熱器を除く。）にそれぞれ1個以上設けること。</p> <p>ただし、加熱面積が50m²以下のボイラーにあつては、ボイラーの出口に1個以上とすることができる。</p> <p>ロ 第6項に掲げる計算式により算出した安全弁の容量の合計は、ボイラーの最大蒸量以上であること。この場合において、過熱器のあるボイラーにあつては、ボイラーの出口に設ける安全弁の容量の合計は、当該過熱器の温度を設計温度以下に保持するのに必要な容量（当該ボイラーの最大蒸発量の15%を超える場合は、当該ボイラーの最大蒸発量の15%）以上であること。</p> <p>ハ ロの場合において、自動燃焼制御装置及びボイラーの出口の最高使用圧力の1.06倍以下の圧力で急速に燃料の送りを遮断する装置を有するボイラーにあつては、ボイラーの出口の最高使用圧力以下の圧力で自動的に作動する圧力逃がし装置又は起動バイパス装置の容量（ボイラーの最大蒸発量の30%を超える場合は、ボイラーの最大蒸発量の30%）を安全弁の容量に算入することができる。</p> <p>ニ 安全弁の吹出し圧力は、次によること。</p> <p>（イ）最高使用圧力が同じである箇所に設ける安全弁が1個の場合は、当該箇所の最高使用圧力以下の圧力。ただし、出口の圧力が臨界圧力未満のボイラーであつてボイラーの出口の最高使用圧力以下の圧力で自動的に作動する圧力逃がし装置又は起動バイ</p>		

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
			<p> バス装置を有するものにあつては当該箇所の最高使用圧力の1.03 倍以下、出口の圧力が臨界圧力以上のボイラーであつて自動燃焼制御装置、ボイラーの出口の最高使用圧力の1.06 倍以下の圧力で急速に燃料の送人を遮断する装置及びボイラーの出口の最高使用圧力以下の圧力で自動的に作動し、かつ、容量が当該ボイラーの最大蒸発量の10%以上である圧力逃がし装置又は起動バイパス装置のいずれか1 個以上（圧力逃がし装置又は起動バイパス装置に元弁を設ける場合は、2 個以上）の装置を有するもの（以下この条において単に「超臨界圧ボイラー」という。）にあつては当該ボイラーの出口の最高使用圧力の1.16倍以下の圧力とすることができる。 </p> <p> （ロ）最高使用圧力が同じである箇所に設ける安全弁が2 個以上の場合、1 個は（イ）の規定に準ずる圧力、他は当該箇所の最高使用圧力の1.03 倍（超臨界圧ボイラーにあつては、その出口の最高使用圧力の1.16 倍）以下の圧力 </p> <p> ホ 起動用止め弁を有する超臨界圧ボイラーにあつては、当該止め弁の入口側の圧力を記録する装置を設けること。 </p> <p> 五 再熱器にあつては、次によること。 </p> <p> イ 入口及び出口にそれぞれ1 個以上設けること。 </p> <p> ロ 第6項に掲げる計算式により算出した安全弁の容量の合計は、再熱器の最大通過蒸気量以上であること。この場合において、出口に設ける安全弁の容量の合計は、当該再熱器の温度を設計温度以下に保持するのに必要な容量（当該再熱器の最大通過蒸気量の15%を超える場合は、当該再熱器の最大通過蒸気量の15%）以上であること。 </p> <p> ハ ロの場合において、自動燃焼制御装置及び再熱器の最高使用圧力の1.06 倍以下の圧力で急速に燃料の送人を遮断する装置を有するボイラーの再熱器にあつては、再熱器の最高使用圧力以下の圧力で自動的に作動する圧力逃がし装置の容量（再熱器の最大通過蒸気量の30%を超える場合は、再熱器の最大通過蒸気量の30%）を安全弁の容量に算入することができる。 </p>		

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
			<p>ニ 入口に設ける安全弁の吹出し圧力は、次によること。</p> <p>（イ）安全弁が1 個の場合は、当該再熱器の最高使用圧力以下の圧力。この場合にあつては、当該再熱器にその最高使用圧力以下の圧力で自動的に作動する圧力逃がし装置がある場合は、その最高使用圧力の1.03 倍以下の圧力とすることができる。</p> <p>（ロ）安全弁が2 個以上の場合は、1 個は（イ）の規定に準ずる圧力、他は当該再熱器の最高使用圧力の1.03 倍以下の圧力</p> <p>ホ 出口に設ける安全弁の吹出し圧力は、入口に設ける安全弁に先行して動作する圧力以下であること。</p> <p>六 独立過熱器にあつては、前号の規定に準ずること。</p> <p>七 減圧弁を設ける場合にあつて、低圧側及びこれに接続する機器が高圧側の圧力で設計されていない管にあつては、第二号ニの規定に準ずるほか、次によること。</p> <p>イ 減圧弁の低圧側にこれと接近して1 個以上設けること。</p> <p>ロ 第6 項に掲げる計算式により算出した安全弁の容量の合計は、減圧弁が全開したとき管の低圧側及びこれに接続する機器の圧力をそれぞれ当該部分の最高使用圧力の1.06 倍以下に保持するのに必要な容量以上であること。</p> <p>ハ 最高使用圧力が異なる場合にあつて、それぞれに設ける安全弁のうち吹出し圧力が最も低いもの相互の吹出し圧力の差が低い方の吹出し圧力の0.06 倍以上である2 個以上のボイラー等を連絡する部分にあつては、次によること。</p> <p>イ 当該2 個以上のボイラー等の蒸気の合流箇所付近に1 個以上設けること。</p> <p>ロ 第6 項に掲げる計算式により算出した安全弁の容量の合計は、高圧側から低圧側に流入するおそれがある蒸気の最大通過蒸気量以上であること。</p> <p>ハ 安全弁の吹出し圧力は、次によること。</p> <p>（イ）安全弁が1 個の場合は、当該2 個以上のボイラー等の最高使用圧力のうち最も低いもの以下の圧力</p>		

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
			<p> (ロ) 安全弁が2 個以上の場合は、1 個は(イ)の 規定に準ずる圧力、他は当該2 個以上のボイラー 等の最高使用圧力のうち最も低いものの1.03 倍 以下の圧力 九 蒸気貯蔵器及びボイラー等の附属設備（管並 びに第六号及び前号に掲げるものを除く。）で あって、圧力がその最高使用圧力の1.06 倍を超 えるおそれがあるものにあつては、次によるこ と。 イ 適当な箇所に1 個以上設けること。 ロ 第6項に掲げる計算式により算出した安全弁 の容量の合計は、当該附属設備に蓄積される水又 は蒸気並びにガスの量以上であること。 ハ 安全弁の吹出し圧力は、次によること。 (イ) 安全弁が1 個の場合は、当該附属設備の最 高使用圧力以下の圧力 (ロ) 安全弁が2 個以上の場合は、1 個は(イ)の 規定に準ずる圧力、他は、当該附属設備の最高使 用圧力の1.03 倍以下の圧力 3 第2項第一号の規定により設けるばね安全弁 の規格は、日本工業規格JIS B 8210 (1994) 「蒸 気用及びガス用ばね安全弁」の「4.6 耐圧性」、 「5 構造」及び「8 材料」によること。 4 第2項第一号の規定によるばね先駆弁付安全 弁の規格は、次の各号によること。 一 先駆弁がその取付け箇所の蒸気の圧力によつ て作動する構造のものであること。 二 材料は、日本工業規格JIS B 8210 (1994) 「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の「8 材料」に 適合するものであること。 三 先駆弁のばねは、日本工業規格JIS B 8210(1994) 「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の 「5 構造」に適合するものであること。 四 先駆弁の弁座口の径は、20mm 以上であるこ と。 五 先駆弁と安全弁とは、内径12mm 以上の管で直 接連絡されているものであること。 六 安全弁の入口圧力が吹出し圧力の70%以上に達 したときに手動で安全弁を開くことができる装置 を有すること。 </p>		

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
			<p>5 第2項第二号から第七号までの規定により設ける圧力逃がし装置及び同項第四号の規定により設ける起動バイパス装置の規格は、次の各号によること。</p> <p>一 電気、圧縮空気、蒸気、加圧水及びその他の動力源によって弁を開閉するものであって、検出部の蒸気圧力が規定吹出し圧力に達した時に弁が自動的に、かつ、速やかに開くものであること。</p> <p>二 弁は、蒸気圧力の変化のみを検出する装置を個別に有するものであること。</p> <p>三 圧力逃がし装置にあっては大気に、起動バイパス装置にあっては大気又は低圧容器に排気を放出する構造のものであること。</p> <p>6 第2項第二号から第九号までの規定により設ける安全弁の容量の計算式は、次の各号によること。</p> <p>一 蒸気用の安全弁にあっては、日本工業規格JIS B8210（1994）「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の附属書 安全弁の公称吹出し量の算定方法」の「2 蒸気に対する公称吹出し量」によること。</p> <p>二 空気その他のガス用の安全弁にあっては、日本工業規格JIS B 8210（1994）「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の「附属書 安全弁の公称吹出し量の算定方法」の「3 ガスに対する公称吹出し量」によること。</p> <p>三 蒸気用のばね先駆弁付き安全弁であって、弁が開いた場合における弁座口の蒸気通路の面積がのど部の面積の1.25 倍以上、弁の入口及び管台の蒸気通路の面積がのど部の面積の1.7 倍以上のものの場合にあっては、日本工業規格JIS B 8210（1994）「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の「附属書 安全弁の公称吹出し量の算定方法」の「2 蒸気に対する公称吹出し量(2)」における全量式安全弁の場合を準用する。</p> <p>四 水用の安全弁にあっては、日本工業規格JIS B8201（2005）「陸用鋼製ボイラー構造」の「10.1.3 温水ボイラーの逃し弁又は安全弁の大きさ」によること。</p> <p>7 第2項第二号から第七号までの規定により設ける圧力逃がし装置及び同項第四号の規定により設ける起動バイパス装置の容量の計算式は、その構造に応じ日本工業規格JIS B 8210（1994）「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の「附属書 安全弁の公称吹出し量</p>		

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令		火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
				の算定方法」の「2 蒸気に対する公称吹出し量 (1)」の計算式を準用する。この場合において、 当該蒸気用圧力逃がし装置が取り付く管台及び止 め弁の蒸気通路の面積が、のど部又は弁座口の蒸 気通路の面積のいずれか小さい方の1.7 倍以上の 場合にあつては、公称吹出し係数は、0.75 とす る。		
		第8条 (給水装置) 第1項	ボイラーには、その最大連続蒸 発時において、熱的損傷が生ず ることのないよう水を供給でき る給水装置を設けなければなら ない。	-	・補助ボイラーの給水装置は、補助 ボイラーの最大連続蒸発時におい て、熱的損傷が生ずることのないよ う水を供給できる設計とする。	今回の工事による変更はない
		第2項	設備の異常等により、循環ボイ ラーの水位又は貫流ボイラーの 給水流量が著しく低下した際 に、急速に燃料の送人を遮断し てもなおボイラーに損傷を与え るような熱が残存する場合にあ つては、当該ボイラーには、 当該損傷が生ずることのないよ う予備の給水装置を設けなければ ならない。	(給水装置) 第16条 省令第8条に規定する「急速に燃料の 送人を遮断してもなおボイラーに損傷を与え るような熱が残存する場合」とは、循環ボイ ラーの水位又は貫流ボイラーの給水流量が著 しく低下した際に、自動で急速に燃料の送人 を遮断する装置を有しないもの、急速に熱の 供給が停止できないもの又はストーカだきボイ ラー（スプレッドストーカだきボイラーを 除く。）をいう。		今回の工事による変更はない
		第9条 (蒸気及び 給水の遮断) 第1項	ボイラーの蒸気出口（安全弁か らの蒸気出口及び再熱器からの 蒸気出口を除く。）は、蒸気 の流出を遮断できる構造でな ければならない。ただし、他のボイ ラーと結合されたボイラー以外 のボイラーから発生する蒸気 が供給される設備の入口で蒸気 の流路を遮断することができる 場合における当該ボイラーの蒸 気出口又は二個以上のボイラー が一体となって蒸気を発生しこ れを他に供給する場合におけ る当該ボイラー間の蒸気出口に あつてはこの限りでない。	-	・補助ボイラーの給水の入口及び蒸 気の出口については、流路を速やか に遮断できる設計とする。	今回の工事による変更はない
		第2項	ボイラーの給水の入口は、給水 の流路を速やかに自動で、か つ、確実に遮断できる構造でな ければならない。ただし、ボイ ラーごとに給水装置を設ける場 合において、	-		今回の工事による変更はない

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考	
			ボイラーに最も近い給水加熱器の出口又は給水装置の出口が、給水の流路を速やかに自動で、かつ、確実に遮断できる構造である場合における当該ボイラーの給水の入口又は二個以上のボイラーが一体となって蒸気を発生しこれを他に供給する場合における当該ボイラー間の給水の入口にあつてはこの限りでない。			
		第10条 (ボイラーの水抜き装置)	循環ボイラーには、ボイラー水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、ボイラー水を抜くことができる装置を設けなければならない。	-	・補助ボイラー水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、補助ボイラー水を抜くことができる設計とする。	今回の工事による変更はない
		第11条 (計測装置)	ボイラー等には、設備の損傷を防止するため運転状態を計測する装置を設けなければならない。	(計測装置) 第17条 省令第11条に規定する「運転状態を計測する装置」とは、次の各号に掲げる事項を計測するものをいう。 一 循環ボイラーにあつては、次の事項 イ ドラム内の水位 ロ ドラム内の圧力 ハ 過熱器及び再熱器の出口における蒸気の温度 二 貫流ボイラーにあつては、次の事項 イ 過熱器の出口における蒸気の圧力 ロ 過熱器及び再熱器の出口における蒸気の温度	・補助ボイラーには、設備の損傷を防止するために、ドラム内水位、ドラム内圧力等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。	今回の工事による変更はない

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48条（準用）第1項	技術基準の解釈	発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	火力技術基準の解釈	基本設計方針	備考
		第一章 総則 第4条 (公害の防 止) 第1項	大気汚染防止法（昭和四十三年 法律第九十七号）第二条第二項 に規定するばい煙発生施設に該 当する電気工作物に係るばい煙 量又はばい煙濃度は、当該施設 に係る同法第三条第一項若しく は第三項又は第四条第一項の排 出基準に適合しなければならない。	・補助ボイラーから排出されるばい 煙については、良質燃料(JIS K 2205 1種1号重油)を使用することにより、 硫黄酸化物排出量、窒素酸化物濃度 及びばいじん濃度を低減する設計と する。	今回の工事による変更はない

原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令の準用について

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48条(準用)第4項	技術基準の解釈	原子力発電工作物に係る電気設備に関する 技術基準を定める省令 (平成二十四年九月十四日経済産業省令第七十号)	基本設計方針	備考
原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令(平成二十四年経済産業省令第七十号) <u>第四条から第十六条まで</u> 、 <u>第十九条から第二十八条まで</u> 及び <u>第三十条から第三十五条までの規定</u> は、設計基準対象施設に施設する電気設備について準用する。	第48条(準用) 7 原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を定める省令(平成24年9月経済産業省令第七十号)の準用に当たっては、「原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈」(原規技発第1306199号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))の該当部分によること。	第四条(電気設備における感電、火災等の防止) 電気設備は、感電、火災その他人体に危害を及ぼし、又は物件に損傷を与えるおそれがないように施設しなければならない。	補助ボイラーの電気設備の設計は、以下の項目に従って行う。 a. 電気設備における感電、火災等の防止、電路の絶縁、電線等の断線の防止、電線の接続、電気機械器具の熱的強度、電気設備の接地及び電気設備の接地の方法について、感電、火災等の防止を講じた設計とする。 b. 過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策及び地絡に対する保護対策について、異常の予防及び保護対策を講じた設計とする。 c. 電気設備の電氣的、磁氣的障害の防止を講じた設計とする。	
		第五条(電路の絶縁) 電路は、大地から絶縁しなければならない。ただし、構造上やむを得ない場合であって通常予見される使用形態を考慮し危険のおそれがない場合、又は混触による高電圧の侵入等の異常が発生した際の危険を回避するための接地その他の保安上必要な措置を講ずる場合は、この限りでない。 2 前項の場合にあつては、その絶縁性能は事故時に想定される異常電圧を考慮し、絶縁破壊による危険のおそれがないものでなければならない。 3 変成器内の巻線と当該変成器内の他の巻線との間の絶縁性能は、事故時に想定される異常電圧を考慮し、絶縁破壊による危険のおそれがないものでなければならない。		
		第六条(電線等の断線の防止) 電線、支線、架空地線、弱電流電線等(弱電流電線及び光ファイバケーブルをいう。以下同じ。)その他の電気設備の保安のために施設する線は、通常の使用状態において断線のおそれがないように施設しなければならない。		
		第七条(電線の接続) 電線を接続する場合は、接続部分において電線の電気抵抗を増加させないように接続するほか、絶縁性能の低下(裸電線を除く。)及び通常の使用状態において断線のおそれがないようにしなければならない。		
		第八条(電気機械器具の熱的強度) 電路に施設する電気機械器具は、通常の使用状態においてその電気機械器具に発生する熱に耐えるものでなければならない。		

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48条(準用)第4項	技術基準の解釈	原子力発電工作物に係る電気設備に関する 技術基準を定める省令 (平成二十四年九月十四日経済産業省令第七十号)	基本設計方針	備考
		<p>第九条 (高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止)</p> <p>高圧又は特別高圧の開閉器、遮断器、避雷器その他これらに類する器具であつて、動作時にアークを生ずるものは、火災のおそれがないよう、木製の壁又は天井その他の可燃性の物から離して施設しなければならない。ただし、耐火性の物で両者の間を隔離した場合は、この限りでない。</p>	<p>—</p>	<p>補助ボイラーは、本条文に示す「高圧又は特別高圧の電気機械器具」ではないため、該当しない。</p>
		<p>第十条 (電気設備の接地)</p> <p>電気設備の必要な箇所には、異常時の電位上昇、高電圧の侵入等による感電、火災その他人体に危害を及ぼし、又は物件への損傷を与えるおそれがないよう、接地その他の適切な措置を講じなければならない。ただし、電路に係る部分にあつては、第五条第一項の規定に定めるところによりこれを行わなければならない。</p>	<p>補助ボイラーの電気設備の設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 電気設備における感電、火災等の防止、電路の絶縁、電線等の断線の防止、電線の接続、電気機械器具の熱的強度、電気設備の接地及び電気設備の接地の方法について、感電、火災等の防止を講じた設計とする。</p> <p>b. 過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策及び地絡に対する保護対策について、異常の予防及び保護対策を講じた設計とする。</p> <p>c. 電気設備の電氣的、磁氣的障害の防止を講じた設計とする。</p>	
		<p>第十一条 (電気設備の接地の方法)</p> <p>電気設備に接地を施す場合は、電流が安全かつ確実に大地に通ずることができるようにしなければならない。</p>		
		<p>第十二条 (特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止)</p> <p>高圧又は特別高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器は、高圧又は特別高圧の電圧の侵入による低圧側の電気設備の損傷、感電又は火災のおそれがないよう、当該変圧器における適切な箇所に接地を施さなければならない。ただし、施設の方法又は構造によりやむを得ない場合であつて、変圧器から離れた箇所における接地その他の適切な措置を講ずることにより低圧側の電気設備の損傷、感電又は火災のおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>2 変圧器によって特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、特別高圧の電圧の侵入による高圧側の電気設備の損傷、感電又は火災のおそれがないよう、接地を施した放電装置の施設その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>—</p>	<p>補助ボイラーは、本条文に示す「特別高圧電路等と結合する変圧器等」ではないため、該当しない。</p>

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48条(準用)第4項	技術基準の解釈	原子力発電工作物に係る電気設備に関する 技術基準を定める省令 (平成二十四年九月十四日経済産業省令第七十号)	基本設計方針	備考
		<p>第十三条 (過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策)</p> <p>電路の必要な箇所には、過電流による過熱焼損から電線及び電気機械器具を保護し、かつ、火災の発生を防止できるよう、過電流遮断器を施設しなければならない。</p> <p>第十四条 (地絡に対する保護対策)</p> <p>電路には、地絡が生じた場合に、電線若しくは電気機械器具の損傷、感電又は火災のおそれがないよう、地絡遮断器の施設その他の適切な措置を講じなければならない。ただし、電気機械器具を乾燥した場所に施設する等地絡による危険のおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>第十五条 (電気設備の電氣的、磁氣的障害の防止)</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えないように施設しなければならない。</p>	<p>補助ボイラーの電気設備の設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 電気設備における感電、火災等の防止、電路の絶縁、電線等の断線の防止、電線の接続、電気機械器具の熱的強度、電気設備の接地及び電気設備の接地の方法について、感電、火災等の防止を講じた設計とする。</p> <p>b. 過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策及び地絡に対する保護対策について、異常の予防及び保護対策を講じた設計とする。</p> <p>c. 電気設備の電氣的、磁氣的障害の防止を講じた設計とする。</p>	
		<p>第十六条 (高周波利用設備への障害の防止)</p> <p>高周波利用設備(電路を高周波電流の伝送路として利用するものに限る。以下この条において同じ。)は、他の高周波利用設備の機能に継続的かつ重大な障害を及ぼすおそれがないように施設しなければならない。</p>	<p>—</p>	<p>補助ボイラーは、本条文に示す「高周波利用設備」ではないため、該当しない。</p>

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48条(準用)第4項	技術基準の解釈	原子力発電工作物に係る電気設備に関する 技術基準を定める省令 (平成二十四年九月十四日経済産業省令第七十号)	基本設計方針	備考
		第十九条 (架空電線の感電の防止) 低圧又は高圧の架空電線には、感電のおそれがないよう、使用電圧に応じた絶縁性能を有する絶縁電線又はケーブルを使用しなければならない。ただし、通常予見される使用形態を考慮し、感電のおそれがない場合は、この限りでない。	—	補助ボイラーには、本条文に示す「架空電線」はないため、該当しない。
		第二十条 (発電所等への取扱者以外の者の立入の防止) 高圧又は特別高圧の電気機械器具、母線等を施設する発電所には、取扱者以外の者に電気機械器具、母線等が危険である旨を表示するとともに、当該者が容易に構内に立ち入るおそれがないように適切な措置を講じなければならない。	—	補助ボイラーには、本条文に示す「高圧又は特別高圧の電気機械器具、母線等」を施設していないため、該当しない。
		第二十一条 (架空電線等の高さ) 架空電線及び架空電力保安通信線は、接触又は誘導作用による感電のおそれなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設しなければならない。 2 支線は、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設しなければならない。	—	補助ボイラーには、本条文に示す「架空電線等」はないため、該当しない。
		第二十二条 (架空電線による他人の電線等の作業者への感電の防止) 架空電線は、他人の設置した架空電線路又は架空弱電流電線路若しくは架空光ファイバケーブル線路の支持物を挟んで施設してはならない。ただし、同一支持物に施設する場合又はその他人の承諾を得た場合は、この限りでない。	—	補助ボイラーには、本条文に示す「架空電線」はないため、該当しない。
		第二十三条 (架空電線路からの静電誘導作用又は電磁誘導作用による感電の防止) 電力保安通信設備は、架空電線路からの静電誘導作用又は電磁誘導作用により人体に危害を及ぼすおそれがないように施設しなければならない。	—	補助ボイラーは、本条文に示す「電力保安通信設備」ではないため、該当しない。

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48条(準用)第4項	技術基準の解釈	原子力発電工作物に係る電気設備に関する 技術基準を定める省令 (平成二十四年九月十四日経済産業省令第七十号)	基本設計方針	備考
		第二十四条 (電力保安通信線の混触の防止) 電力保安通信線は、他の電線又は弱電流電線等と接近し、若しくは交さる場合又は同一支持物に施設する場合には、他の電線又は弱電流電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触、断線等によって生じる混触による感電又は火災のおそれがないように施設しなければならない。	—	補助ボイラーは、本条文に示す「電力保安通信線」を施設していないため、該当しない。
		第二十五条 (異常電圧による架空電線への障害の防止) 特別高圧の架空電線と低圧又は高圧の架空電線を同一支持物に施設する場合は、異常時の高電圧の侵入により低圧側又は高圧側の電気設備に障害を与えないよう、接地その他の適切な措置を講じなければならない。 2 特別高圧架空電線路の電線の上方において、その支持物に低圧の電気機械器具を施設する場合は、異常時の高電圧の侵入により低圧側の電気設備へ障害を与えないよう、接地その他の適切な措置を講じなければならない。	—	補助ボイラーは、本条文に示す「架空電線」はないため、該当しない。
		第二十六条 (ガス絶縁機器等の危険の防止) 発電所に施設するガス絶縁機器(充電部分が圧縮絶縁ガスにより絶縁された電気機械器具をいう。以下同じ。)及び開閉器又は遮断器に使用する圧縮空気装置は、次の各号により施設しなければならない。 一 圧力を受ける部分の材料及び構造は、最高使用圧力に対して十分に耐え、かつ、安全なものであること。 二 圧縮空気装置の空気タンクは、耐食性を有すること。 三 圧力が上昇する場合において、当該圧力が最高使用圧力に到達する以前に当該圧力を低下させる機能を有すること。 四 圧縮空気装置は、主空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復させる機能を有すること。 五 異常な圧力を早期に検知できる機能を有すること。 六 ガス絶縁機器に使用する絶縁ガスは、可燃性、腐食性及び有毒性のないものであること。	—	補助ボイラーは、本条文に示す「ガス絶縁機器等」はないため、該当しない。

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48条(準用)第4項	技術基準の解釈	原子力発電工作物に係る電気設備に関する 技術基準を定める省令 (平成二十四年九月十四日経済産業省令第七十号)	基本設計方針	備考
		<p>第二十七条(加圧装置の施設)</p> <p>圧縮ガスを使用してケーブルに圧力を加える装置は、次の各号により施設しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 圧力を受ける部分は、最高使用圧力に対して十分に耐え、かつ、安全なものであること。 二 自動的に圧縮ガスを供給する加圧装置であって、故障により圧力が著しく上昇するおそれがあるものは、上昇した圧力に耐える材料及び構造であるとともに、圧力が上昇する場合において、当該圧力が最高使用圧力に到達する以前に当該圧力を低下させる機能を有すること。 三 圧縮ガスは、可燃性、腐食性及び有毒性のないものであること。 	—	補助ボイラーは、本条文に示す「加圧装置」はないため、該当しない。
		<p>第二十八条(水素冷却式発電機の施設)</p> <p>水素冷却式の発電機又はこれに附属する水素冷却装置は、次の各号により施設しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 構造は、水素の漏洩又は空気の混入のおそれがないものであること。 二 発電機、水素を通ずる管、弁等は、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有するものであること。 三 発電機の軸封部から水素が漏洩したときに、漏洩を停止させ、又は漏洩した水素を安全に外部に放出できるものであること。 四 発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできるものであること。 五 異常を早期に検知し、警報する機能を有すること。 	—	補助ボイラーは、本条文に示す「水素冷却式の発電機」はないため、該当しない。

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48条(準用)第4項	技術基準の解釈	原子力発電工作物に係る電気設備に関する 技術基準を定める省令 (平成二十四年九月十四日経済産業省令第七十号)	基本設計方針	備考
		<p>第三十条 (発変電設備等の損傷による供給支障の防止)</p> <p>発電機、燃料電池又は常用電源として用いる蓄電池には、当該電気機械器具を著しく損壊するおそれがあり、又は一般電気事業に係る電気の供給に著しい支障を及ぼすおそれがある異常が当該電気機械器具に生じた場合(非常用予備発電機にあっては、非常用炉心冷却装置が作動した場合を除く。)に自動的にこれを電路から遮断する装置を施設しなければならない。</p> <p>2 特別高圧の変圧器には、当該電気機械器具を著しく損壊するおそれがあり、又は一般電気事業に係る電気の供給に著しい支障を及ぼすおそれがある異常が当該電気機械器具に生じた場合に自動的にこれを電路から遮断する装置の施設その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	-	<p>補助ボイラーは、本条文に示す「発変電設備等」ではないため、該当しない。</p>
		<p>第三十一条 (発電機等の機械的強度)</p> <p>発電機、変圧器並びに母線及びこれを支持するがいしは、短絡電流により生ずる機械的衝撃に耐えるものでなければならない。</p> <p>2 蒸気タービン、ガスタービン又は内燃機関に接続する発電機の回転する部分は、非常调速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し、耐えるものでなければならない。</p> <p>3 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成九年通商産業省令第五十一号)第十三条第二項の規定は、蒸気タービンに接続する発電機について準用する。</p>	-	<p>補助ボイラーは、本条文に示す「発電機等」ではないため、該当しない。</p>
		<p>第三十二条 (常時監視をしない発電所等の施設)</p> <p>異常が生じた場合に人体に危害を及ぼし、若しくは物件に損傷を与えるおそれがないよう、異常の状態に応じた制御が必要となる発電所、又は一般電気事業に係る電気の供給に著しい支障を及ぼすおそれがないよう、<u>異常を早期に発見する必要のある発電所であって、発電所の運転に必要な知識及び技能を有する者が当該発電所又はこれと同一の構内において常時監視をしないものは、施設してはならない。</u></p>	-	<p>補助ボイラーは、本条文に示す「常時監視をしない発電所等」ではないため、該当しない。</p>

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48条(準用)第4項	技術基準の解釈	原子力発電工作物に係る電気設備に関する 技術基準を定める省令 (平成二十四年九月十四日経済産業省令第七十号)	基本設計方針	備考
		<p>第三十三条 (高圧及び特別高圧の電路の避雷器等の施設)</p> <p>雷電圧による電路に施設する電気設備の損壊を防止できるよう、発電所の架空電線引込口及び引出口又はこれに近接する箇所には、避雷器の施設その他の適切な措置を講じなければならない。ただし、雷電圧による当該電気設備の損壊のおそれがない場合は、この限りでない。</p>	—	<p>補助ボイラーは、本条 文に示す「架空電線引 込口及び引出口又は これに近接する箇所」 ではないため、該当し ない。</p>
		<p>第三十四条 (電力保安通信設備の施設)</p> <p>発電所、変電所、開閉所、給電所(電力系統の運用に関する指令を行う所をいう。)、技術員駐在所その他の箇所であつて、一般電気事業に係る電気の供給に対する著しい支障を防ぎ、かつ、保安を確保するために必要なものの相互間には、電力保安通信用電話設備を施設しなければならない。</p> <p>2 電力保安通信線は、機械的衝撃、火災等により通信の機能を損なうおそれがないように施設しなければならない。</p>	—	<p>補助ボイラーは、本条 文に示す「発電所、変 電所、開閉所、給電所 (電力系統の運用に 関する指令を行う所 をいう。)、技術員駐在 所その他の箇所」では ないため、該当しな い。</p>
		<p>第三十五条 (災害時における通信の確保)</p> <p>電力保安通信設備に使用する無線通信用アンテナ又は反射板(以下この条において「無線用アンテナ等」という。)を施設する支持物の材料及び構造は、風速六十メートル毎秒の風圧荷重を考慮し、倒壊により通信の機能を損なうおそれがないように施設しなければならない。</p>	—	<p>補助ボイラーは、本条 文に示す「電力保安通 信設備」ではないた め、該当しない。</p>

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画届出書 の品質保証計画との相違点
<p>第一章 総則</p> <p>(適用範囲)</p> <p>第一条 この規則は、実用発電用原子炉及びその附属施設について適用する。</p> <p>(定義)</p> <p>第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律において使用する用語の例による。</p> <p>2 この規則において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>一 「品質管理監督システム」とは、発電用原子炉設置者が品質に関して保安活動を実施する部門（以下「部門」という。）の管理監督を行うための仕組み（安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含む。）をいう。</p> <p>二 「資源」とは、個人の有する知識及び技能並びに技術、設備その他の個別業務（保安活動を構成する個別の業務をいう。以下同じ。）に活用される資源をいう。</p> <p>三 「品質方針」とは、品質保証の実施のために経営責任者が定め、表明する基本的な方針をいう。</p> <p>四 「照査」とは、設定された目標を達成する上での妥当性及び有効性を判定することをいう。</p> <p>五 「プロセス入力情報」とは、あるプロセス（工業標準化法（昭和二十四年法律第百八十五号）に基づく日本工業規格 Q 九〇〇〇のプロセスをいう。以下同じ。）を実施するに当たって提供される、品質管理のために必要な情報等をいう。</p> <p>六 「プロセス出力情報」とは、あるプロセスを実施した結果得られる情報等をいう。</p> <p>七 「妥当性確認」とは、発電用原子炉施設並びに手順、プロセスその他の個別業務及び品質管理の方法が期待される結果を与えることを検証することをいう。</p>		<p>第 2 章 品質保証 (品質保証計画)</p> <p>第 3 条 第 2 条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。</p>	<p>3.16 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項</p> <p>(1) 品質保証の実施に係る組織</p> <p>(2) 保安活動の計画</p> <p>(3) 保安活動の実施</p> <p>(4) 保安活動の評価</p> <p>(5) 保安活動の改善</p> <p>上記に関する事項は、次ページ以降のとおりである。</p> <p>当社は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」(以下「JEAC4111」という。)及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」を踏まえた品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善しており、以下に、伊方発電所第3号機の本届出に係る品質保証計画について説明する。</p> <p>また、当社の品質保証の実施に係る組織及びその職務を別紙に示す。</p> <p>なお、品質保証計画を変更した場合は、変更後の品質保証計画に基づき品質保証活動を実施することとする。</p>	<p>・工事計画届出書（以下「本届出書」という。）に関する QMS として、JEAC4111-2009 に加えて品証技術基準規則（以下「規則」という。）を反映した。保安規定については、「1. 目的」に同内容を記載している。</p>
		<p>【品質保証計画】</p> <p>1. 目的 本品質保証計画は、伊方発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」(以下「JEAC4111」という。)に従った品質マネジメントシステムに、実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則を踏まえた、第 4 条(保安に関する組織)に定める組織（以下「組織」という。）における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p>	<p>【品質保証計画】</p> <p>1. 目的 本品質保証計画は、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画届出書 の品質保証計画との相違点
		<p>2. 適用範囲 本品質保証計画は、組織の保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義 本品質保証計画における用語の定義は、以下を除き JEAC4111 に従う。</p> <p>(1) 原子力施設情報公開ライブラリー 原子力施設の事故または故障等の情報ならびに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下、「ニューシア」という。)</p> <p>(2) PWR 事業者連絡会 国内 PWR プラントの安全安定運転のために、PWR プラントを所有する国内電力会社と国内 PWR プラントメーカーの間で必要な技術検討の実施ならびに技術情報を共有するための連絡会のことをいう。(以下、本条および第 119 条において同じ。)</p>	<p>2. 適用範囲 本品質保証計画は、伊方発電所の保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義 本品質保証計画における用語の定義は、以下を除き JEAC4111 に従う。</p> <p>(1) 原子力施設情報公開ライブラリー 原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下、「ニューシア」という。)</p> <p>(2) PWR 事業者連絡会 国内 PWR プラントの安全安定運転のために、PWR プラントを所有する国内電力会社と国内 PWR プラントメーカーの間で必要な技術検討の実施並びに技術情報を共有するための連絡会のことをいう。</p>	<p>・本届出書に係る適用範囲を明確にした。</p> <p>・保安規定特有の記載であるため、本届出書には記載していない。</p>

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>第二章 品質管理監督システム (品質管理監督システムに係る要求事項)</p> <p>第三条 発電用原子炉設置者は、この規則の規定に従って、品質管理監督システムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、次に掲げる業務を行わなければならない。</p> <p>一 品質管理監督システムに必要なプロセスの内容(当該プロセスにより達成される結果を含む。)を明らかにするとともに、当該プロセスのそれぞれについてどのように適用されるかについて識別できるようにすること。</p> <p>二 プロセスの順序及び相互の関係を明確にすること。</p> <p>三 プロセスの実施及び管理の実効性の確保に必要な判定基準及び方法を明確にすること。</p> <p>四 プロセスの実施並びに監視及び測定(以下「監視測定」という。)に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保すること。</p> <p>五 プロセスを監視測定し、及び分析すること。ただし、測定することが困難な場合は、測定することを要しない。</p> <p>六 プロセスについて、第一号の結果を得るため、及び実効性を維持するために、所要の措置を講ずること。</p> <p>七 品質保証の実施に係るプロセス及び組織を品質管理監督システムと整合的なものとする。</p> <p>八 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、保安活動を促進すること。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、この規則の規定に従って、プロセスを管理しなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、個別業務又は発電用原子炉施設に係る要求事項(関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。)への適合性に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにしなければならない。</p> <p>5 発電用原子炉設置者は、前項の管理を、品質管理監督システムの中で識別することがで</p>	<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 組織は、この規程の要求事項に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持しなければならない。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善しなければならない。</p> <p>(2) 組織は、次の事項を実施しなければならない。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。</p> <p>b) これらのプロセスの順序及び相互関係を明確にする。</p> <p>c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。</p> <p>d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。</p> <p>e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。</p> <p>f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。</p> <p>(3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、原子力安全に対する重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行わなければならない。また、グレード分けの決定に際しては、原子力安全に対する重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。 [解説4.1-1]</p>	<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 組織は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) 組織は、次の事項を実施する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスおよびそれらの組織への適用を社内規定で明確にする。</p> <p>b) これらのプロセスの順序および相互関係を明確にする。</p> <p>c) これらのプロセスの運用および管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準および方法を明確にする。</p> <p>d) これらのプロセスの運用および監視を支援するために必要な資源および情報を利用できることを確実にする。</p> <p>e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。</p> <p>f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。</p> <p>g) これらのプロセスおよび組織を品質マネジメントシステムとの整合をとれたものにする。</p> <p>h) 社会科学および行動科学の知見を踏まえて、保安活動を促進する。</p> <p>(3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、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(以下「重要度分類指針」という。)に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレードに応じて、資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。</p>	<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 組織は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) 組織は、次の事項を実施する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を社内規定で明確にする。</p> <p>b) これらのプロセスの順序及び相互関係を明確にする。</p> <p>c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。</p> <p>d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。</p> <p>e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。</p> <p>f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。</p> <p>g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合をとれたものにする。</p> <p>h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、保安活動を促進する。</p> <p>(3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、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(以下「重要度分類指針」という。)に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレードに応じて、資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>きるように規定しなければならない。</p> <p>6 発電用原子炉設置者は、保安のための重要度に応じて、品質管理監督システムに係る要求事項を適切に定めなければならない。</p> <p>7 発電用原子炉設置者は、保安のための重要度に応じて、資源の適切な配分を行わなければならない。</p> <p>(再掲)</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、この規則の規定に従って、プロセスを管理しなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、個別業務又は発電用原子炉施設に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合性に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにしなければならない。</p> <p>5 発電用原子炉設置者は、前項の管理を、品質管理監督システムの中で識別することができるように規定しなければならない。</p>	<p>a) プロセス及び原子力施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度</p> <p>b) プロセス及び原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度</p> <p>c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度</p> <p>d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度</p> <p>e) 運転開始後の原子力施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度</p> <p>(4) 組織は、これらのプロセスを、この規程の要求事項に従って運営管理しなければならない。</p> <p>(5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを組織が決めた場合には、組織はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にしなければならない。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、組織の品質マネジメントシステムの中で定めなければならない。 [解説 4. 1-2]</p> <p>注記 1 品質マネジメントシステムに必要となるプロセスには、「運営管理活動」、「資源の運用管理」、「業務の計画及び実施」、「評価及び改善」にかかわるプロセスが含まれる。 [解説 4. 1-3]</p> <p>注記 2 “アウトソースしたプロセス”とは、組織の品質マネジメントシステムにとって必要であり、その組織が外部に実施させることにしたプロセスである。</p> <p>注記 3 アウトソースしたプロセスに対する管理を確実にしたとしても、すべての業務に関連する法令・規制要求事項への適合に対する組織の責任が免除されるものではない。アウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、次のような要因によって影響され得る。 [解説 4. 1-4]</p> <p>a) 原子力安全を達成するために必要な組織の能力に対する、アウトソースしたプロセスの影響の可能性 [解説 4. 1-5]</p> <p>b) そのプロセスの管理への関与の度合い</p> <p>c) 7.4 の適用において必要な管理を遂行する能力</p>	<p>a) プロセスおよび原子力施設の複雑性、独自性、または斬新性の程度</p> <p>b) プロセスおよび原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度</p> <p>c) 検査または試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度</p> <p>d) 作業または製造プロセス、要員、要領および装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度</p> <p>e) 運転開始後の原子力施設に対する保守、供用期間中検査および取替えの難易度</p> <p>(4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。</p> <p>(5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを組織が決めた場合には、組織はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式および程度は、組織の品質マネジメントシステムの文書で定める。</p>	<p>a) プロセス及び原子炉施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度</p> <p>b) プロセス及び原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度</p> <p>c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度</p> <p>d) 作業又は製造プロセス、要員、要領及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度</p> <p>e) 運転開始後の原子炉施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度</p> <p>(4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。</p> <p>(5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを組織が決めた場合には、組織はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、組織の品質マネジメントシステムの文書で定める。</p>	<p>・保安規定については、保安規定審査内規に従い、JEAC4111-2009の定義のとおり「原子力施設」とし、本届出書については規則に従い「原子炉施設」とした。(以下、同様)</p>

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(品質管理監督システムの文書化) 第四条 発電用原子炉設置者は、前条第一項の規定により品質管理監督システムを確立するときは、次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施しなければならない。</p> <p>一 品質方針表明書及び品質目標表明書</p> <p>二 品質管理監督システムを規定する文書(以下「品質管理監督システム基準書」という。)</p> <p>三 プロセスについての実効性のある計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書</p> <p>四 この規則に規定する手順書及び記録</p>	<p>4.2 文書化に関する要求事項 4.2.1 一般 品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含めなければならない。</p> <p>a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明</p> <p>b) 品質マニュアル</p> <p>c) この規程が要求する“文書化された手順”及び記録</p>	<p>4.2 文書化に関する要求事項 4.2.1 一般 品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。 品質マネジメントシステムの文書体系を図 1、社内規定一覧および保安規定各条文との関連を表 1 に示す。 記録は、適正に作成する。</p> <p>a) 文書化した、品質方針および品質目標の表明</p> <p>b) 本品質保証計画</p> <p>c) JEAC4111 の要求事項に基づき作成する文書および以下の記録 イ. マネジメントレビューの結果の記録 ロ. 教育、訓練、技能および経験について該当する記録 ハ. 業務のプロセスおよびその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(本 c)項のイ、ロ、ニからムで定めるものを除く。) ニ. 業務に対する要求事項のレビューの結果の記録、およびそのレビューを受けてとられた処置の記録 ホ. 原子力施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録 ヘ. 設計・開発のレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録 ト. 設計・開発の検証の結果の記録、および必要な処置があればその記録 チ. 設計・開発の妥当性確認の結果の記録、および必要な処置があればその記録 リ. 設計・開発の変更の記録 ス. 設計・開発の変更のレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録 ル. 供給者の評価の結果の記録、および評価によって必要とされた処置があればその記録 フ. プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録 ワ. 業務に関するトレーサビリティの記録 カ. 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録 コ. 校正または検証に用いた基準の記録 タ. 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録</p>	<p>4.2 文書化に関する要求事項 4.2.1 一般 品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。 品質マネジメントシステムの文書体系を図 1、社内規定一覧を表 1 に示す。</p> <p>記録は、適正に作成する。</p> <p>a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明</p> <p>b) 本品質保証計画</p> <p>c) JEAC4111 の要求事項に基づき作成する文書及び以下の記録 イ. マネジメントレビューの結果の記録 ロ. 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録 ハ. 業務のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(本 c)項のイ、ロ、ニからムで定めるものを除く。) ニ. 業務に対する要求事項のレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録 ホ. 原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録 ヘ. 設計・開発のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録 ト. 設計・開発の検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録 チ. 設計・開発の妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録 リ. 設計・開発の変更の記録 ス. 設計・開発の変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録 ル. 供給者の評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録 フ. プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録 ワ. 業務に関するトレーサビリティの記録 カ. 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録 コ. 校正又は検証に用いた基準の記録 タ. 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録</p>	<p>・保安規定特有の記載であるため、本届出書には記載していない。</p>

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(再掲) 三 プロセスについての実効性のある計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書</p>	<p>d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、組織が必要と決定した記録を含む文書</p> <p>注記 1 この規程で“文書化された手順”という用語を使う場合には、その手順が確立され、文書化され、実施され、維持されていることを意味する。一つの文書で、一つ又はそれ以上の手順に対する要求事項を取り扱ってもよい。“文書化された手順”の要求事項は、複数の文書で対応してもよい。</p> <p>注記 2 品質マネジメントシステムの文書化の程度は、次の理由から組織によって異なることがある。</p> <p>a) 組織の規模及び活動の種類 b) プロセス及びそれらの相互関係の複雑さ c) 要員の力量</p> <p>注記 3 文書の様式及び媒体の種類は、どのようなものでもよい。</p>	<p>レ. 校正および検証の結果の記録 ソ. 内部監査の結果の記録 ツ. 検査および試験の合否判定基準への適合の記録 ネ. リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録 ナ. 不適合の性質および不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録 ラ. 是正処置の結果の記録 ム. 予防処置の結果の記録</p> <p>d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、組織が必要と決定した記録を含む文書 図 1 品質マネジメントシステム文書体系図 表 1 品質マネジメントシステムに係る社内規定一覧および各条文との関連</p>	<p>レ. 校正及び検証の結果の記録 ソ. 内部監査の結果の記録 ツ. 検査及び試験の合否判定基準への適合の記録 ネ. リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録 ナ. 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録 ラ. 是正処置の結果の記録 ム. 予防処置の結果の記録</p> <p>d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、組織が必要と決定した記録を含む文書 図 1 品質マネジメントシステム文書体系図 表 1 品質マネジメントシステムに係る社内規定一覧</p>	<p>・保安規定特有の記載であるため、本届出書には記載していない。</p>
<p>(品質管理監督システム基準書) 第五条 発電用原子炉設置者は、品質管理監督システム基準書に、次に掲げる事項を記載しなければならない。</p> <p>一 品質保証の実施に係る組織に関する事項 二 保安活動の計画に関する事項 三 保安活動の実施に関する事項 四 保安活動の評価に関する事項 五 保安活動の改善に関する事項 六 品質管理監督システムの範囲 七 品質管理監督システムのために作成した手順書の内容又は当該手順書の文書番号その他参照情報 八 各プロセスの相互の関係</p>	<p>4.2.2 品質マニュアル 組織は、次の事項を含む品質マニュアルを作成し、維持しなければならない。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムの適用範囲 [解説 4.2.2] b) 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”又はそれらを参照できる情報 c) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述</p>	<p>4.2.2 品質マニュアル 組織は、次の事項を含む品質マニュアルとして、本品質保証計画を作成し、維持する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムの適用範囲 b) 品質マネジメントシステムについて確立された社内規定またはそれらを参照できる情報 c) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係は、図 2 のとおりとする。</p> <p>図 2 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p>	<p>4.2.2 品質マニュアル 組織は、次の事項を含む品質マニュアルとして、本品質保証計画を作成し、維持する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムの適用範囲 b) 品質マネジメントシステムについて確立された社内規定又はそれらを参照できる情報 c) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係は、図 2 のとおりとする。</p> <p>図 2 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(文書の管理)</p> <p>第六条 発電用原子炉設置者は、この規則に規定する文書その他品質管理監督システムに必要な文書(記録を除く。以下「品質管理監督文書」という。)を管理しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、次に掲げる業務に必要な管理を定めた手順書を作成しなければならない。</p> <p>一 品質管理監督文書を発行するに当たり、当該文書の妥当性を照査し、その発行を承認すること。</p> <p>二 品質管理監督文書について所要の照査を行い、更新を行うに当たり、その更新を承認すること。</p> <p>三 品質管理監督文書の変更内容及び最新の改訂状況が識別できるようにすること。</p> <p>四 改訂のあった品質管理監督文書を使用する場合において、当該文書の適切な改訂版が利用できる体制を確保すること。</p> <p>五 品質管理監督文書が読みやすく、容易に内容を把握することができる状態にあることを確保すること。</p> <p>六 外部で作成された品質管理監督文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>七 廃止した品質管理監督文書が意図に反して使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別すること。</p>	<p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムで必要とされる文書は、管理しなければならない。ただし、記録は文書の一種ではあるが、4.2.4に規定する要求事項に従って管理しなければならない。</p> <p>(2) 次の活動に必要な管理を規定するために、“文書化された手順”を確立しなければならない。</p> <p>a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。</p> <p>b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。</p> <p>c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。</p> <p>d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。</p>	<p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。ただし、記録は文書の一種ではあるが、4.2.4に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) 次の活動に必要な管理を規定した社内規定を定める。</p> <p>a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。</p> <p>b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。</p> <p>c) 文書の変更の識別および現在有効な版の識別を確実にする。</p> <p>d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>f) 品質マネジメントシステムの計画および運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。</p>	<p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。ただし、記録は文書の一種ではあるが、4.2.4に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) 次の活動に必要な管理を規定した社内規定を定める。</p> <p>a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。</p> <p>b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。</p> <p>c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。</p> <p>d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。</p>	
<p>(記録の管理)</p> <p>第七条 発電用原子炉設置者は、この規則に規定する記録その他要求事項への適合及び品質管理監督システムの実効性のある実施を実証する記録の対象を明らかにするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、前項の記録の識別、保存、保護、検索、保存期間及び廃棄に関し所要の管理を定めた手順書を作成しなければならない。</p>	<p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を、管理しなければならない。</p> <p>(2) 組織は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために、“文書化された手順”を確立しなければならない。</p> <p>(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能でなければならない。</p>	<p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために、適正に作成する記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 組織は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間および廃棄に関して必要な管理を社内規定に定める。</p> <p>(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p>	<p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために、適正に作成する記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 組織は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を社内規定に定める。</p> <p>(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p>	
<p>第三章 経営責任者の責任 (経営責任者の関与)</p> <p>第八条 経営責任者は、品質管理監督システム</p>	<p>5. 経営者の責任</p> <p>5.1 経営者のコミットメント</p> <p>トップマネジメントは、品質マネジメントシス</p>	<p>5. 経営者の責任</p> <p>5.1 経営者のコミットメント</p> <p>社長は、品質マネジメントシステムの構築およ</p>	<p>5. 経営者の責任</p> <p>5.1 経営者のコミットメント</p> <p>社長は、品質マネジメントシステムの構築及び</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>の確立及び実施並びにその実効性の維持に指導力及び責任を持って関与していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証しなければならない。</p> <p>一 品質方針を定めること。 二 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>三 安全文化を醸成するための活動を促進すること。 四 第十七条第一項に規定する照査を実施すること。</p> <p>五 資源が利用できる体制を確保すること。 六 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を、保安活動を実施する者（以下「職員」という。）に周知すること。</p>	<p>テムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示さなければならない。</p> <p>a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。 [解説5.1] b) 品質方針を設定する。 c) 品質目標が設定されることを確実にする。 d) マネジメントレビューを実施する。 e) 資源が利用できることを確実にする。</p>	<p>び実施、ならびにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。</p> <p>a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。 b) 「5. 3 品質方針」により、品質方針を設定する。 c) 「5. 4. 1 品質目標」により、品質目標が設定されることを確実にする。 d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。 e) 「5. 6 マネジメントレビュー」により、マネジメントレビューを実施する。 f) 「6. 資源の運用管理」により、資源が利用できることを確実にする。</p>	<p>実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。</p> <p>a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。 b) 「5. 3 品質方針」により、品質方針を設定する。 c) 「5. 4. 1 品質目標」により、品質目標が設定されることを確実にする。 d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。 e) 「5. 6 マネジメントレビュー」により、マネジメントレビューを実施する。 f) 「6. 資源の運用管理」により、資源が利用できることを確実にする。</p>	
<p>(原子力の安全の確保の重視) 第九条 経営責任者は、個別業務等要求事項が明確にされ、かつ、個別業務及び発電用原子炉施設が当該要求事項に適合しているようにしなければならない。</p>	<p>5.2 原子力安全の重視 原子力安全を最優先に位置付け、トップマネジメントは、業務に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にしなければならない(7.2.1 及び 8.2.1 参照)。 [解説 5.2]</p>	<p>5.2 原子力安全の重視 原子力安全を最優先に位置付け、社長は、業務または原子力施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする。(7.2.1 および 8.2.1 参照)</p>	<p>5.2 原子力安全の重視 原子力安全を最優先に位置付け、社長は、業務又は原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする。(7.2.1 及び 8.2.1 参照)</p>	
<p>(品質方針) 第十条 経営責任者は、品質方針が次に掲げる条件に適合しているようにしなければならない。</p> <p>一 品質保証の実施に係る発電用原子炉設置者の意図に照らし適切なものであること。 二 要求事項への適合及び品質管理監督システムの実効性の維持に責任を持って関与することを規定していること。 三 品質目標を定め、照査するに当たつての枠組みとなるものであること。 四 職員に周知され、理解されていること。 五 妥当性を維持するために照査されていること。 六 組織運営に関する方針と整合的なものであること。</p>	<p>5.3 品質方針 トップマネジメントは、品質方針について、次の事項を確実にしなければならない。</p> <p>a) 組織の目的に対して適切である。 b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。 c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。 d) 組織全体に伝達され、理解される。 e) 適切性の持続のためにレビューされる。</p>	<p>5.3 品質方針 社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 組織の目的に対して適切である。 b) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。 c) 品質目標の設定およびレビューのための枠組みを与える。 d) 組織全体に伝達され、理解される。 e) 適切性の持続のためにレビューされる。 f) 組織運営に関する方針と整合のとれたものである。</p>	<p>5.3 品質方針 社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 組織の目的に対して適切である。 b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。 c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。 d) 組織全体に伝達され、理解される。 e) 適切性の持続のためにレビューされる。 f) 組織運営に関する方針と整合のとれたものである。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(品質目標) 第十一条 経営責任者は、部門において、品質目標(個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。)が定められているようにしなければならない。</p> <p>2 経営責任者は、品質目標を、その達成状況を評価しうるものであって、かつ、品質方針と整合的なものとしなければならない。</p>	<p>5.4 計画 5.4.1 品質目標 (1) トップマネジメントは、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7.1(3)a参照)が設定されていることを確実にしなければならない。 [解説5.4.1] (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていなければならない。</p>	<p>5.4 計画 5.4.1 品質目標 (1) 社長は、組織内のしかるべき部門および階層で、業務または原子力施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7.1(3)a参照)が設定されていることを確実にする。 (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。</p>	<p>5.4 計画 5.4.1 品質目標 (1) 社長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務又は原子力施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7.1(3)a参照)が設定されていることを確実にする。 (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。</p>	
<p>(品質管理監督システムの計画の策定) 第十二条 経営責任者は、品質管理監督システムが第三条の規定及び品質目標に適合するように、その実施に当たっての計画が策定されるようにしなければならない。</p> <p>2 経営責任者は、品質管理監督システムの変更を計画し、及び実施する場合においては、当該品質管理監督システムが不備のないものであることを維持しなければならない。</p>	<p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 トップマネジメントは、次の事項を確実にしなければならない。 a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。 [解説 5.4.2-1] b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れている。[解説 5.4.2-2]</p>	<p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 社長は、次の事項を確実にする。 a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。 b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れている。</p>	<p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 社長は、次の事項を確実にする。 a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。 b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れている。</p>	
<p>(責任及び権限) 第十三条 経営責任者は、部門及び職員の責任(保安活動の内容について説明する責任を含む。)及び権限が定められ、文書化され、周知されているようにしなければならない。</p>	<p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション 5.5.1 責任及び権限 トップマネジメントは、責任及び権限が定められ、組織全体に周知されていることを確実にしなければならない。</p>	<p>5.5 責任・権限およびコミュニケーション 5.5.1 責任および権限 社長は、全社規程である「組織規程」を踏まえて、保安活動を実施するための責任および権限が第 5 条(保安に関する職務)および第 9 条(主任技術者の職務等)に定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。</p>	<p>5.5 責任・権限及びコミュニケーション 5.5.1 責任及び権限 社長は、全社規程である「組織規程」を踏まえて、保安活動を実施するための責任及び権限が定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。</p>	<p>・保安規定特有の記載であるため、本届出書には記載していない。</p>
<p>(管理責任者) 第十四条 経営責任者は、品質管理監督システムを管理監督する責任者(以下「管理責任者」という。)に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与えなければならない。</p> <p>一 プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。 二 品質管理監督システムの実施状況及びその改善の必要性について経営責任者に報告すること。 三 部門において、関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することについて</p>	<p>5.5.2 管理責任者 (1) トップマネジメントは、組織の管理層の中から管理責任者を任命しなければならない。 (2) 管理責任者は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限をもたなければならない。 a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。 b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、トップマネジメントに報告する。 c) 組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。 [解説 5.5.2]</p>	<p>5.5.2 管理責任者 (1) 社長は、原子力本部長を品質保証活動(内部監査を除く。)の実施に係る管理責任者に、審査室原子力監査担当部長を内部監査の管理責任者として任命する。 (2) 管理責任者は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。 a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。 b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。 c) 組織全体にわたって、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにすることならびに原子力安全についての認識を高</p>	<p>5.5.2 管理責任者 (1) 社長は、原子力本部長を品質保証活動(内部監査を除く。)の実施に係る管理責任者に、審査室原子力監査担当部長を内部監査の管理責任者として任命する。 (2) 管理責任者は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限をもつ。 a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。 b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。 c) 組織全体にわたって、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにすること並びに原子力安全についての認識を高める</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
の認識が向上するようにすること。	注記 1 管理責任者の責任には、品質マネジメントシステムに関する事項について外部と連絡をとることも含めることができる。 注記 2 管理責任者は、上記の責任及び権限をもつ限り、一人である必要はない。	めることを確実にする。	ことを確実にする。	
(プロセス責任者) 第十五条 経営責任者は、プロセスを管理監督する責任者(以下「プロセス責任者」という。)に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与えなければならない。 一 プロセス責任者が管理する個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。 二 プロセス責任者が管理する個別業務に従事する職員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。 三 プロセス責任者が管理する個別業務の実績に関する評価を行うこと。 四 安全文化を醸成するための活動を促進すること。		5.5.3プロセス責任者 社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任および権限を与えることを確実にする。 a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。 b) 業務に従事する要員の業務または原子力施設に対する要求事項についての認識を高める。 c) 成果を含む実施状況について評価する。(5.4.1および8.2.3参照) d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。	5.5.3プロセス責任者 社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。 a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。 b) 業務に従事する要員の業務又は原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。 c) 成果を含む実施状況について評価する。(5.4.1及び8.2.3参照) d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。	
(内部情報伝達) 第十六条 経営責任者は、適切に情報の伝達が行われる仕組みが確立されているようにするとともに、情報の伝達が品質管理監督システムの実効性に注意を払いつつ行われるようにしなければならない。	5.5.3 内部コミュニケーション トップマネジメントは、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にしなければならない。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にしなければならない。	5.5.4 内部コミュニケーション 社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。	5.5.4 内部コミュニケーション 社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。	
(経営責任者照査) 第十七条 経営責任者は、品質管理監督システムについて、その妥当性及び実効性の維持を確認するための照査(品質管理監督システム、品質方針及び品質目標の改善の余地及び変更の必要性の評価を含む。以下「経営責任者照査」という。)を、あらかじめ定めた間隔で行わなければならない。 2 発電用原子炉設置者は、経営責任者照査の結果の記録を作成し、これを管理しなければならない。	5.6 マネジメントレビュー 5.6.1 一般 (1) トップマネジメントは、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、あらかじめ定められた間隔で品質マネジメントシステムをレビューしなければならない。 (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行わなければならない。 (3) マネジメントレビューの結果の記録は、維持しなければならない(4.2.4参照)。	5.6 マネジメントレビュー 5.6.1 一般 (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、社内規定を定め、年1回以上品質マネジメントシステムをレビューする。 (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、ならびに品質方針および品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。 (3) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する(4.2.4参照)。	5.6 マネジメントレビュー 5.6.1 一般 (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、社内規定を定め、年1回以上品質マネジメントシステムをレビューする。 (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。 (3) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する(4.2.4参照)。	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(経営責任者照査に係るプロセス入力情報) 第十八条 発電用原子炉設置者は、次に掲げるプロセス入力情報によって経営責任者照査を行わなければならない。</p> <p>一 監査の結果 二 発電用原子炉施設の外部の者からの意見</p> <p>三 プロセスの実施状況 四 発電用原子炉施設の検査の結果 五 品質目標の達成状況 六 安全文化を醸成するための活動の実施状況 七 関係法令の遵守状況 八 是正処置(不適合(要求事項に適合しない状態をいう。以下同じ。)に対する再発防止のために行う是正に関する処置をいう。以下同じ。)及び予防処置(生じるおそれのある不適合を防止するための予防に関する処置をいう。以下同じ。)の状況 九 従前の経営責任者照査の結果を受けて講じた措置 十 品質管理監督システムに影響を及ぼすおそれのある変更 十一 部門又は職員等からの改善のための提案</p>	<p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含めなければならない。</p> <p>a) 監査の結果 b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方 [解説 5.6.2-1] c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果 [解説 5.6.2-2] d) 予防処置及び是正処置の状況</p> <p>e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 g) 改善のための提案</p>	<p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。</p> <p>a) 監査の結果 b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方 c) プロセスの成果を含む実施状況(品質目標の達成状況を含む)ならびに検査および試験の結果 d) 予防処置および是正処置の状況 e) 安全文化の醸成のための取組み状況 f) 関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための取組み状況</p> <p>g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 i) 改善のための提案</p>	<p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。</p> <p>a) 監査の結果 b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方 c) プロセスの成果を含む実施状況(品質目標の達成状況を含む)並びに検査及び試験の結果 d) 予防処置及び是正処置の状況 e) 安全文化の醸成のための取組み状況 f) 関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための取組み状況</p> <p>g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 i) 改善のための提案</p>	
<p>(経営責任者照査に係るプロセス出力情報) 第十九条 発電用原子炉設置者は、経営責任者照査から次に掲げる事項に係る情報を得て、所要の措置を講じなければならない。</p> <p>一 品質管理監督システム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善 二 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善 三 品質管理監督システムの妥当性及び実効性の維持を確保するために必要な資源</p>	<p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含めなければならない。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善 b) 業務の計画及び実施にかかわる改善 [解説 5.6.3] c) 資源の必要性</p>	<p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定および処置すべてを含める。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムおよびそのプロセスの有効性の改善 b) 業務の計画および実施にかかわる改善 c) 資源の必要性</p>	<p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善 b) 業務の計画及び実施にかかわる改善 c) 資源の必要性</p>	
<p>第四章 資源の管理監督 (資源の確保) 第二十条 発電用原子炉設置者は、保安のために必要な資源を明確にし、確保しなければならない。</p>	<p>6. 資源の運用管理 6.1 資源の提供 組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、提供しなければならない。 [解説 6.1]</p>	<p>6. 資源の運用管理 6.1 資源の提供 組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、提供する。 資源のうち「6.2 人的資源」、「6.3 原子力施設およびインフラストラクチャー」、「6.4 作業環境」については、以下のとおり明確にし、提供する。</p>	<p>6. 資源の運用管理 6.1 資源の提供 組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、提供する。 資源のうち「6.2 人的資源」、「6.3 原子炉施設及びインフラストラクチャー」、「6.4 作業環境」については、以下のとおり明確にし、提供する。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(職員)</p> <p>第二十一条 発電用原子炉設置者は、職員に、次に掲げる要件を満たしていることをもってその能力が実証された者を充てなければならない。</p> <p>一 適切な教育訓練を受けていること。</p> <p>二 所要の技能及び経験を有していること。</p>	<p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量がなければならない。 [解説 6.2.1]</p> <p>注記 原子力安全の達成は、品質マネジメントシステム内の業務に従事する要員によって、直接的に又は間接的に影響を受ける可能性がある。</p>	<p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能および経験を判断の根拠として力量を有する。</p>	<p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。</p>	
<p>(教育訓練等)</p> <p>第二十二条 発電用原子炉設置者は、次に掲げる業務を行わなければならない。</p> <p>一 職員にどのような能力が必要かを明確にすること。</p> <p>二 職員の教育訓練の必要性を明らかにすること。</p> <p>三 前号の教育訓練の必要性を満たすために教育訓練その他の措置を講ずること。</p> <p>四 前号の措置の実効性を評価すること。</p> <p>五 職員が、品質目標の達成に向けて自らの個別業務の関連性及び重要性を認識するとともに、自らの貢献の方途を認識しているようにすること。</p> <p>六 職員の教育訓練、技能及び経験について適切な記録を作成し、これを管理すること。</p>	<p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>組織は、次の事項を実施しなければならない。</p> <p>a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。 [解説 6.2.2]</p> <p>b) 該当する場合には(必要な力量が不足している場合には)、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。</p> <p>c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する(4.2.4 参照)。</p>	<p>6.2.2 力量、教育・訓練および認識</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>a) 管理責任者を含め、原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 該当する場合には(必要な力量が不足している場合には)、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、または他の処置をとる。</p> <p>c) 教育・訓練または他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味および重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 教育、訓練、技能および経験について該当する記録を維持する(4.2.4 参照)。</p>	<p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>a) 管理責任者を含め、原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 該当する場合には(必要な力量が不足している場合には)、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。</p> <p>c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する(4.2.4 参照)。</p>	
<p>(業務運営基盤)</p> <p>第二十三条 発電用原子炉設置者は、保安のために必要な業務運営基盤(個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系をいう。)を明確にして、これを維持しなければならない。</p>	<p>6.3 原子力施設</p> <p>組織は、原子力安全の達成のために必要な原子力施設を明確にし、維持管理しなければならない。 [解説 6.3]</p>	<p>6.3 原子力施設およびインフラストラクチャー</p> <p>組織は、原子力安全の達成のために必要な原子力施設を明確にし、維持管理する。また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャー(原子力施設を除く)を明確にし、維持する。</p>	<p>6.3 原子炉施設及びインフラストラクチャー</p> <p>組織は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を明確にし、維持管理する。また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャー(原子炉施設を除く)を明確にし、維持する。</p>	
<p>(作業環境)</p> <p>第二十四条 発電用原子炉設置者は、保安のために必要な作業環境を明確にして、これを管理監督しなければならない。</p>	<p>6.4 作業環境</p> <p>組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を明確にし、運営管理しなければならない。 [解説 6.4]</p> <p>注記 “作業環境” という用語は、物理的、環境的及びその他の要因を含む(例えば、騒音、気温、湿度、照明又は天候)、作業が行われる状態と関連している。</p>	<p>6.4 作業環境</p> <p>組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を明確にし、運営管理する。</p>	<p>6.4 作業環境</p> <p>組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を明確にし、運営管理する。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>第五章 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施 (個別業務に必要なプロセスの計画)</p> <p>第二十五条 発電用原子炉設置者は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、確立しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、前項の規定により策定された計画(以下「個別業務計画」という。)と、個別業務に係るプロセス以外のプロセスに係る要求事項との整合性を確保しなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、個別業務計画の策定を行うに当たっては、次に掲げる事項を適切に明確化しなければならない。</p> <p>一 個別業務又は発電用原子炉施設に係る品質目標及び個別業務等要求事項</p> <p>二 所要のプロセス、品質管理監督文書及び資源であって、個別業務又は発電用原子炉施設に固有のもの</p> <p>三 所要の検証、妥当性確認、監視測定並びに検査及び試験(以下「検査試験」という。)であって、当該個別業務又は発電用原子炉施設に固有のもの及び個別業務又は発電用原子炉施設の適否を決定するための基準(以下「適否決定基準」という。)</p> <p>四 個別業務又は発電用原子炉施設に係るプロセス及びその結果が個別業務等要求事項に適合していることを実証するために必要な記録</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、個別業務計画の策定に係るプロセス出力情報を、作業方法に見合う形式によるものとしなければならない。</p>	<p>7.業務の計画及び実施 [解説 7]</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 組織は、業務に必要なプロセスを計画し、構築しなければならない。</p> <p>(2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合がとれていなければならない(4.1参照)。</p> <p>(3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化しなければならない。</p> <p>a) 業務に対する品質目標及び要求事項</p> <p>b) 業務に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>c) その業務のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準 [解説7.1-1]</p> <p>d) 業務のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4.2.4参照) [解説7.1-2]</p> <p>(4) この計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式でなければならない。</p> <p>注記1 特定の業務、プロジェクト又は契約に適用される品質マネジメントシステムのプロセス(業務の計画及び実施のプロセスを含む。)及び資源を規定する文書を、品質計画書と呼ぶことがある。</p> <p>注記2 組織は、業務のプロセスの構築に当たって、7.3に規定する要求事項を適用してもよい。</p>	<p>7.業務の計画および実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 組織は、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。</p> <p>(2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。(4.1参照)</p> <p>(3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。</p> <p>a) 業務または原子力施設に対する品質目標および要求事項</p> <p>b) 業務または原子力施設に特有な、プロセスおよび文書の確立の必要性、ならびに資源の提供の必要性</p> <p>c) その業務または原子力施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査および試験活動、ならびにこれらの合否判定基準</p> <p>d) 業務または原子力施設のプロセスおよびその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4.2.4参照)</p> <p>(4) この計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。</p>	<p>7.業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 組織は、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。</p> <p>(2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。(4.1参照)</p> <p>(3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。</p> <p>a) 業務又は原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>b) 業務又は原子炉施設に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>c) その業務又は原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準</p> <p>d) 業務又は原子炉施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4.2.4参照)</p> <p>(4) この計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。</p>	
<p>(個別業務等要求事項の明確化)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉設置者は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確にしなければならない。</p>	<p>7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス [解説 7.2]</p> <p>7.2.1 業務に対する要求事項の明確化 組織は、次の事項を明確にしなければならない。 [解説 7.2.1]</p>	<p>7.2 業務または原子力施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務または原子力施設に対する要求事項の明確化 組織は、次の事項を業務の計画(7.1参照)で明確にする。</p>	<p>7.2 業務又は原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務又は原子炉施設に対する要求事項の明確化 組織は、次の事項を業務の計画(7.1参照)で明確にする。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>一 発電用原子炉施設の外部の者が明示して はないものの、個別業務又は発電用原子炉 施設に必要な要求事項であって既知のもの 二 関係法令のうち、当該個別業務又は発電用 原子炉施設に関するもの 三 その他発電用原子炉設置者が明確にした 要求事項</p>	<p>a) 業務に適用される法令・規制要求事項 b) 明示されてはいるが、業務に不可欠な要 求事項 c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべ て</p>	<p>a) 業務または原子力施設に適用される法令・ 規制要求事項 b) 明示されてはいるが、業務または原子力 施設に不可欠な要求事項 c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて</p>	<p>a) 業務又は原子炉施設に適用される法令・規 制要求事項 b) 明示されてはいるが、業務又は原子炉施 設に不可欠な要求事項 c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて</p>	
<p>(個別業務等要求事項の照査) 第二十七条 発電用原子炉設置者は、個別業務 の実施又は発電用原子炉施設の使用に当たっ て、あらかじめ、個別業務等要求事項の照査を 実施しなければならない。 2 発電用原子炉設置者は、前項の照査を実施す るに当たっては、次に掲げる事項を確認しなけ ればならない。 一 当該個別業務又は発電用原子炉施設に係 る個別業務等要求事項が定められているこ と。 二 当該個別業務又は発電用原子炉施設に係 る個別業務等要求事項が、あらかじめ定めら れた個別業務等要求事項と相違する場合に おいては、当該相違点が解明されているこ と。 三 発電用原子炉設置者が、あらかじめ定めら れた要求事項に適合する能力を有している こと。 3 発電用原子炉設置者は、第一項の照査の結 果に係る記録及び当該照査の結果に基づき講 じた措置に係る記録を作成し、これを管理しな ければならない。 4 発電用原子炉設置者は、個別業務等要求事 項が変更された場合においては、関連する文書 が改訂されるようにするとともに、関連する職 員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知 されるようにしなければならない。</p>	<p>7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー [解説 7.2.2] (1) 組織は、業務に対する要求事項をレビュー しなければならない。このレビューは、業務を 行う前に実施しなければならない。 (2) レビューでは、次の事項を確実にしなけれ ばならない。 a) 業務に対する要求事項が定められている。 b) 業務に対する要求事項が以前に提示され たものと異なる場合には、それについて解決 されている。 c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力 をもっている。 (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビ ューを受けてとられた処置の記録を維持しな ければならない(4.2.4参照)。 (4) 業務に対する要求事項が書面で示されな い場合には、組織はその要求事項を適用する前 に確認しなければならない。 (5) 業務に対する要求事項が変更された場合 には、組織は、関連する文書を修正しなけれ ばならない。また、変更後の要求事項が、関連す る要員に理解されていることを確実にしなけれ ばならない。</p>	<p>7.2.2 業務または原子力施設に対する要求事項 のレビュー (1) 組織は、業務または原子力施設に対する要 求事項をレビューする。このレビューは、その 要求事項を適用する前に実施する。 (2) レビューでは、次の事項を確実にする。 a) 業務または原子力施設に対する要求事項が 定められている。 b) 業務または原子力施設に対する要求事項が 以前に提示されたものと異なる場合には、それ について解決されている。 c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力 をもっている。 (3) このレビューの結果の記録、およびそのレ ビューを受けてとられた処置の記録を維持す る(4.2.4参照)。 (4) 業務または原子力施設に対する要求事項が 書面で示されない場合には、組織はその要求事 項を適用する前に確認する。 (5) 業務または原子力施設に対する要求事項が 変更された場合には、組織は、関連する文書を 修正する。また、変更後の要求事項が、関連す る要員に理解されていることを確実にする。</p>	<p>7.2.2 業務又は原子炉施設に対する要求事項の レビュー (1) 組織は、業務又は原子炉施設に対する要求 事項をレビューする。このレビューは、その要 求事項を適用する前に実施する。 (2) レビューでは、次の事項を確実にする。 a) 業務又は原子炉施設に対する要求事項が定 められている。 b) 業務又は原子炉施設に対する要求事項が以 前に提示されたものと異なる場合には、それ について解決されている。 c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力 をもっている。 (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビ ューを受けてとられた処置の記録を維持する (4.2.4参照)。 (4) 業務又は原子炉施設に対する要求事項が書 面で示されない場合には、組織はその要求事項 を適用する前に確認する。 (5) 業務又は原子炉施設に対する要求事項が変 更された場合には、組織は、関連する文書を修 正する。また、変更後の要求事項が、関連する 要員に理解されていることを確実にする。</p>	
<p>(発電用原子炉施設の外部の者との情報の伝 達) 第二十八条 発電用原子炉設置者は、発電用原 子炉施設の外部の者との情報の伝達のために 実効性のある方法を明らかにして、これを実施 しなければならない。</p>	<p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 組織は、原子力安全に関して外部とのコミュ ニケーションを図るための効果的な方法を明確 にし、実施しなければならない。 [解説 7.2.3]</p>	<p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 組織は、原子力安全に関して外部とのコミュ ニケーションを図るための効果的な方法を明確 にし、実施する。</p>	<p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 組織は、原子力安全に関して外部とのコミュ ニケーションを図るための効果的な方法を明確 にし、実施する。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(設計開発計画) 第二十九条 発電用原子炉設置者は、設計開発(発電用原子炉施設に必要な要求事項を考慮し、発電用原子炉施設の仕様を定めることをいう。以下同じ。)の計画(以下「設計開発計画」という。)を策定するとともに、設計開発を管理しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にしなければならない。</p> <p>一 設計開発の段階 二 設計開発の各段階それぞれにおいて適切な照査、検証及び妥当性確認 三 設計開発に係る部門及び職員の責任(保安活動の内容について説明する責任を含む。)及び権限</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理監督しなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、第一項の規定により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じ適切に更新しなければならない。</p>	<p>7.3 設計・開発 [解説 7.3]</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 組織は、原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理しなければならない。</p> <p>(2) 設計・開発の計画において、組織は、次の事項を明確にしなければならない。</p> <p>a) 設計・開発の段階 b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認 c) 設計・開発に関する責任及び権限</p> <p>(3) 組織は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理しなければならない。</p> <p>(4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新しなければならない。</p> <p>注記 設計・開発のレビュー、検証及び妥当性確認は、異なった目的をもっている。それらは、原子力施設及び組織に適するように、個々に又はどのような組み合わせでも、実施し、記録することができる。</p>	<p>7.3 設計・開発</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 組織は、原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。</p> <p>(2) 設計・開発の計画において、組織は、次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の段階 b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証および妥当性確認 c) 設計・開発に関する責任および権限</p> <p>(3) 組織は、効果的なコミュニケーションならびに責任および権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。</p>	<p>7.3 設計・開発</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 組織は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。</p> <p>(2) 設計・開発の計画において、組織は、次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の段階 b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認 c) 設計・開発に関する責任及び権限</p> <p>(3) 組織は、効果的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。</p>	
<p>(設計開発に係るプロセス入力情報) 第三十条 発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設に係る要求事項に関連した次に掲げる設計開発に係るプロセス入力情報を明確にするとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>一 意図した使用方法に応じた機能又は性能に係る発電用原子炉施設に係る要求事項 二 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発へのプロセス入力情報として適用可能なもの 三 関係法令 四 その他設計開発に必須の要求事項</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、設計開発に係るプロセス入力情報について、その妥当性を照査し、承認しなければならない。</p>	<p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。インプットには、次の事項を含めなければならない。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項 b) 適用される法令・規制要求事項 c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報 d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューしなければならない。要求事項は、漏れがなく、あいまい(曖昧)でなく、相反することがあってはならない。</p>	<p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する(4.2.4参照)。インプットには、次の事項を含める。</p> <p>a) 機能および性能に関する要求事項 b) 適用される法令・規制要求事項 c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報 d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまい(曖昧)でなく、相反することがないものとする。</p>	<p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する(4.2.4参照)。インプットには、次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項 b) 適用される法令・規制要求事項 c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報 d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまい(曖昧)でなく、相反することがないものとする。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(設計開発に係るプロセス出力情報) 第三十一条 発電用原子炉設置者は、設計開発に係るプロセス出力情報を、設計開発に係るプロセス入力情報と対比した検証を可能とする形式により保有しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、設計開発からプロセスの次の段階に進むことを承認するに当たり、あらかじめ、当該設計開発に係るプロセス出力情報を承認しなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、設計開発に係るプロセス出力情報を、次に掲げる条件に適合するものとしなければならない。</p> <p>一 設計開発に係るプロセス入力情報たる要求事項に適合するものであること。</p> <p>二 調達、個別業務の実施及び発電用原子炉施設の使用のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>三 適否決定基準を含むものであること。</p> <p>四 発電用原子炉施設の安全かつ適正な使用方法に不可欠な当該発電用原子炉施設の特性を規定しているものであること。</p>	<p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式でなければならない。また、リリースの前に、承認を受けなければならない。</p> <p>(2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態でなければならない。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。 [解説 7.3.3-1]</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。 [解説 7.3.3-2]</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子力施設の特性を明確にする。</p> <p>注記 業務の実施に対する情報には、原子力施設の保存に関する詳細を含めることができる。</p>	<p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を行う。</p> <p>(2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査および試験の合否判定基準を含むか、またはそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用および適正な使用に不可欠な原子力施設の特性を明確にする。</p>	<p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を行う。</p> <p>(2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。</p>	
<p>(設計開発照査) 第三十二条 発電用原子炉設置者は、設計開発について、その適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な照査（以下「設計開発照査」という。）を実施しなければならない。</p> <p>一 設計開発の結果が要求事項に適合することができるかどうかについて評価すること。</p> <p>二 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を識別できるようにするとともに、必要な措置を提案すること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、設計開発照査に、当該照査の対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、設計開発照査の結果の記録及び当該結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を作成し、これを管理しなければならない。</p>	<p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1参照)体系的なレビューを行わなければならない。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者が含まれていなければならない。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。</p>	<p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1参照)体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者および当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	<p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1参照)体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(設計開発の検証) 第三十三条 発電用原子炉設置者は、設計開発に係るプロセス出力情報が当該設計開発に係るプロセス入力情報たる要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施しなければならない。この場合において、設計開発計画に従ってプロセスの次の段階に進む場合には、要求事項に対する適合性の確認をしなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、前項の検証の結果の記録(当該検証結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を含む。)を作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、当該設計開発に係る部門又は職員に第一項の検証をさせてはならない。</p>	<p>7.3.5 設計・開発の検証 [解説 7.3.5] (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)検証を実施しなければならない。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施しなければならない。</p>	<p>7.3.5 設計・開発の検証 (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)検証を実施する。この検証の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者またはグループが実施する。</p>	<p>7.3.5 設計・開発の検証 (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p>	
<p>(設計開発の妥当性確認) 第三十四条 発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設を、規定された性能、使用目的又は意図した使用方法に係る要求事項に適合するものとするために、当該発電用原子炉施設に係る設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認(以下この条において「設計開発妥当性確認」という。)を実施しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設を使用するに当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了しなければならない。ただし、当該発電用原子炉施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合においては、当該発電用原子炉施設の使用を開始する前に、設計開発妥当性確認を行わなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該妥当性確認の結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を作成し、これを管理しなければならない。</p>	<p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認 (1) 結果として得られる原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施しなければならない。</p> <p>(2) 実行可能な場合にはいつでも、原子力施設の使用前に、妥当性確認を完了しなければならない。 [解説7.3.6]</p> <p>(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。</p>	<p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認 (1) 結果として得られる原子力施設が、指定された用途または意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。</p> <p>(2) 実行可能な場合にはいつでも、原子力施設の使用前に、妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 妥当性確認の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	<p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認 (1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。</p> <p>(2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	
<p>(設計開発の変更の管理) 第三十五条 発電用原子炉設置者は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別できるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、設計開発の変更を実施するに当たり、あらかじめ、照査、検証及</p>	<p>7.3.7 設計・開発の変更管理 (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。 [解説7.3.7-1]</p> <p>(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承</p>	<p>7.3.7 設計・開発の変更管理 (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 変更に対して、レビュー、検証および妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承</p>	<p>7.3.7 設計・開発の変更管理 (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>び妥当性確認を適切に行い、承認しなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、設計開発の変更の照査の範囲を、当該変更が発電用原子炉施設に及ぼす影響の評価(当該発電用原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。)を含むものとしなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、第二項の規定による変更の照査の結果に係る記録(当該照査結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を含む。)を作成し、これを管理しなければならない。</p>	<p>認しなければならない。</p> <p>(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子力施設を構成する要素及び関連する原子力施設に及ぼす影響の評価を含めなければならない。 [解説7.3.7-2]</p> <p>(4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。</p> <p>注記 “変更のレビュー”とは、変更に対して適切に行われたレビュー、検証及び妥当性確認のことである。</p>	<p>承認する。</p> <p>(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子力施設を構成する要素および関連する原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。</p> <p>(4) 変更のレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	<p>認する。</p> <p>(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。</p> <p>(4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	
<p>(調達プロセス)</p> <p>第三十六条 発電用原子炉設置者は、外部から調達する物品又は役務(以下「調達物品等」という。)が、自らの規定する調達物品等に係る要求事項(以下「調達物品等要求事項」という。)に適合するようにしなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を、当該調達物品等が個別業務又は発電用原子炉施設に及ぼす影響に応じて定めなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、調達物品等要求事項に従って、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定しなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、調達物品等の供給者の選定、評価及び再評価に係る判定基準を定めなければならない。</p> <p>5 発電用原子炉設置者は、第三項の評価の結果に係る記録(当該評価結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を含む。)を作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>6 発電用原子炉設置者は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項(当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報(保安に係るものに限る。))の取得及び当該情報を他の発電用原子炉設置者と共有するために必要な措置に関する事項を含む。)及びこれが確実に守られるよう管理する方法を定めなければならない。</p>	<p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にしなければならない。</p> <p>(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定めなければならない。 [解説7.4.1-1]</p> <p>(3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定しなければならない。選定、評価及び再評価の基準を定めなければならない。</p> <p>(4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。</p> <p>(5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定めなければならない。 [解説7.4.1-2]</p>	<p>7.4 調達</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。</p> <p>(2) 供給者および調達製品に対する管理の方式および程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。</p> <p>(3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価および再評価の基準を定める。</p> <p>(4) 評価の結果の記録、および評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(5) 組織は、調達製品の調達後における、維持または運用に必要な技術情報(保安に係るものに限る。)を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有するために必要な措置に関する方法を定める。</p>	<p>7.4 調達</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。</p> <p>(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。</p> <p>(3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な技術情報(保安に係るものに限る。)を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有するために必要な措置に関する方法を定める。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(調達物品等要求事項)</p> <p>第三十七条 発電用原子炉設置者は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち該当するものを含めなければならない。</p> <p>一 調達物品等の供給者の業務の手順及びプロセス並びに設備に係る要求事項</p> <p>二 調達物品等の供給者の職員の適格性の確認に係る要求事項</p> <p>三 調達物品等の供給者の品質管理監督システムに係る要求事項</p> <p>四 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項</p> <p>五 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>六 その他調達物品等に関し必要な事項</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認しなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させなければならない。</p>	<p>7.4.2 調達要求事項 [解説 7.4.2-1]</p> <p>(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含めなければならない。</p> <p>a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項 [解説 7.4.2-2]</p> <p>b) 要員の適格性確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>(2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にしなければならない。</p>	<p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>a) 製品、手順、プロセスおよび設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の適格性確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告および処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(3) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p>	<p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の適格性確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(3) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p>	
<p>(調達物品等の検証)</p> <p>第三十八条 発電用原子炉設置者は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検査試験その他の個別業務を定め、実施しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、調達物品等の供給者の施設において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法を、前条の調達物品等要求事項の中で明確にしなければならない。</p>	<p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施しなければならない。</p> <p>(2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にしなければならない。 [解説 7.4.3]</p>	<p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査またはその他の活動を定めて、実施する。</p> <p>(2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領および調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。</p>	<p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。</p> <p>(2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。</p>	
<p>(個別業務の管理)</p> <p>第三十九条 発電用原子炉設置者は、個別業務を、次に掲げる管理条件（個別業務の内容等から該当しないと認められる管理条件を除く。）の下で実施しなければならない。</p> <p>一 保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。</p>	<p>7.5 業務の実施 [解説 7.5]</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>組織は、業務を管理された状態で実施しなければならない。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含めなければならない。 [解説 7.5.1-1]</p> <p>a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。 [解説 7.5.1-2]</p>	<p>7.5 業務の実施</p> <p>組織は、業務の計画（7.1 参照）に基づき、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>組織は、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。</p>	<p>7.5 業務の実施</p> <p>組織は、業務の計画（7.1 参照）に基づき、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>組織は、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>二 手順書が利用できる体制にあること。</p> <p>三 当該個別業務に見合う設備を使用していること。</p> <p>四 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</p> <p>五 第四十九条の規定に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>六 この規則の規定に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</p>	<p>b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリースが実施されている。 [解説 7.5.1-3]</p>	<p>b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器および測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視および測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリースが実施されている。</p>	<p>b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリースが実施されている。</p>	
<p>(個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認)</p> <p>第四十条 発電用原子炉設置者は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果であるプロセス出力情報を検証することができない場合(個別業務が実施された後にのみ不具合が明らかになる場合を含む。)においては、妥当性確認を行わなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、前項のプロセスが第二十五条第一項の計画に定めた結果を得ることができることを、妥当性確認によって実証しなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、第一項の規定により妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項を明らかにしなければならない。ただし、当該プロセスの内容等から該当しないと認められる事項を除く。</p> <p>一 当該プロセスの照査及び承認のための判定基準</p> <p>二 設備の承認及び職員の適格性の確認</p> <p>三 方法及び手順</p> <p>四 第七条に規定する記録に係る要求事項</p> <p>五 再妥当性確認(個別業務に関する手順を変更した場合等において、再度妥当性確認を行うことをいう。)</p>	<p>7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認 [解説 7.5.2-1]</p> <p>(1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行わなければならない。 [解説7.5.2-2]</p> <p>(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証しなければならない。</p> <p>(3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立しなければならない。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 設備の承認及び要員の適格性確認</p> <p>c) 所定の方法及び手順の適用</p> <p>d) 記録に関する要求事項(4.2.4 参照)</p> <p>e) 妥当性の再確認</p>	<p>7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視または測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。</p> <p>a) プロセスのレビューおよび承認のための明確な基準</p> <p>b) 設備の承認および要員の適格性確認</p> <p>c) 所定の方法および手順の適用</p> <p>d) 記録に関する要求事項(4.2.4 参照)</p> <p>e) 妥当性の再確認</p>	<p>7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 設備の承認及び要員の適格性確認</p> <p>c) 所定の方法及び手順の適用</p> <p>d) 記録に関する要求事項(4.2.4 参照)</p> <p>e) 妥当性の再確認</p>	
<p>(識別)</p> <p>第四十一条 発電用原子炉設置者は、個別業務に関する計画及び個別業務の実施に係る全てのプロセスにおいて、適切な手段により個別業務及び発電用原子炉施設を識別しなければならない。</p> <p>(追跡可能性の確保)</p> <p>第四十二条 発電用原子炉設置者は、追跡可能性(履歴、適用又は所在を追跡できる状態にあ</p>	<p>7.5.3 識別及びトレーサビリティ [解説 7.5.3]</p> <p>(1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別しなければならない。</p> <p>(2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務の状態を識別しなければならない。</p> <p>(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務について一意の識別</p>	<p>7.5.3 識別およびトレーサビリティ</p> <p>(1) 必要な場合には、組織は、業務の計画および実施の全過程において適切な手段で業務および原子力施設を識別する。</p> <p>(2) 組織は、業務の計画および実施の全過程において、監視および測定の要求事項に関連して、業務および原子力施設の状態を識別する。</p> <p>(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務または原子力施設に</p>	<p>7.5.3 識別及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務及び原子炉施設を識別する。</p> <p>(2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務及び原子炉施設の状態を識別する。</p> <p>(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務又は原子炉施設につ</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>ることをいう。)の確保が個別業務等要求事項である場合においては、個別業務又は発電用原子炉施設を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理しなければならない。</p>	<p>を管理し、記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。 注記 構成管理(configuration management)は識別及びトレーサビリティを維持する手段の一つである。</p>	<p>ついて一意の識別を管理し、記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	<p>いて一意の識別を管理し、記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	
<p>(発電用原子炉施設の外部の者の物品) 第四十三条 発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、当該物品に関する記録を作成し、これを管理しなければならない。</p>	<p>7.5.4 組織外の所有物 組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。 [解説 7.5.4] 注記 組織外の所有物には、知的財産及び個人情報を含めることができる。</p>	<p>7.5.4 組織外の所有物 組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	<p>7.5.4 組織外の所有物 組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	
<p>(調達物品の保持) 第四十四条 発電用原子炉設置者は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品の状態を保持(識別、取扱い、包装、保管及び保護を含む。)しなければならない。</p>	<p>7.5.5 調達製品の保存 組織は、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存しなければならない。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含めなければならない。保存は、取替品、予備品にも適用しなければならない。 [解説 7.5.5]</p>	<p>7.5.5 調達製品の保存 組織は、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管および保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。</p>	<p>7.5.5 調達製品の保存 組織は、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。</p>	
<p>(監視測定のための設備の管理) 第四十五条 発電用原子炉設置者は、個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確にしなければならない。 2 発電用原子炉設置者は、監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施しなければならない。 3 発電用原子炉設置者は、監視測定の結果の妥当性を確保するために必要な場合においては、監視測定のための設備を、次に掲げる条件に適合するものとしなければならない。 一 あらかじめ定めた間隔で、又は使用前に、計量の標準(当該標準が存在しない場合においては、校正又は検証の根拠について記録すること。)まで追跡することが可能な方法により校正又は検証がなされていること。</p>	<p>7.6 監視機器及び測定機器の管理 (1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定を明確にしなければならない。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にしなければならない。 [解説7.6-1] (2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立しなければならない。 (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たさなければならない。 a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する(4.2.4参照)。</p>	<p>7.6 監視機器および測定機器の管理 組織は、業務の計画(7.1参照)に基づき、次の事項を実施する。 (1) 業務または原子力施設に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視および測定を社内規定にて明確にする。また、そのために必要な監視機器および測定機器を明確にする。 (2) 組織は、監視および測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視および測定が実施できることを確実にするプロセスを確立する。 (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たす。 a) 定められた間隔または使用前に、国際または国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正もしくは検証、またはその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正または検証に用いた基準を記録する(4.2.4参照)。</p>	<p>7.6 監視機器及び測定機器の管理 組織は、業務の計画(7.1参照)に基づき、次の事項を実施する。 (1) 業務又は原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定を社内規定にて明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。 (2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立する。 (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たす。 a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正もしくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する(4.2.4参照)。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>二 所要の調整又は再調整がなされていること。</p> <p>三 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</p> <p>四 監視測定の結果が無効とする操作から保護されていること。</p> <p>五 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録しなければならない。</p> <p>5 発電用原子炉設置者は、前項の場合において、当該監視測定のための設備及び前項の不適合により影響を受けた個別業務又は発電用原子炉施設について、適切な措置を講じなければならない。</p> <p>6 発電用原子炉設置者は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>7 発電用原子炉設置者は、個別業務等要求事項の監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、初回使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認し、必要に応じ再確認を行わなければならない。</p>	<p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録しなければならない(4.2.4参照)。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとらなければならない。校正及び検証の結果の記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。 [解説7.6-2]</p> <p>(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認しなければならない。この確認は、最初に使用するのに先立って実施しなければならない。また、必要に応じて再確認しなければならない。</p> <p>注記 意図した用途を満たすコンピュータソフトウェアの能力の確認には、通常、その使用の適切性を維持するための検証及び構成管理も含まれる。</p>	<p>b) 機器の調整をする、または必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取り扱い、保守および保管において、損傷および劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4.2.4参照)。組織は、その機器、および影響を受けた業務または原子力施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正および検証の結果の記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(4) 規定要求事項にかかわる監視および測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視および測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。</p>	<p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取り扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4.2.4参照)。組織は、その機器、及び影響を受けた業務又は原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。</p>	
<p>第六章 監視測定、分析及び改善 (監視測定、分析及び改善)</p> <p>第四十六条 発電用原子炉設置者は、次に掲げる業務に必要な監視測定、分析及び改善に係るプロセスについて、計画を策定し(適用する検査試験の方法(統計学的方法を含む。))及び当該方法の適用の範囲の明確化を含む。)、実施しなければならない。</p> <p>一 個別業務等要求事項への適合性を実証すること。</p> <p>二 品質管理監督システムの適合性を確保し、実効性を維持すること。</p>	<p>8. 評価及び改善 [解説 8]</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施しなければならない。</p> <p>a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。[解説8.1]</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含めなければならない。</p>	<p>8. 評価および改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析および改善のプロセスを計画し、実施する。</p> <p>a) 業務または原子力施設に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、およびその使用の程度を決定することを含める。</p>	<p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。</p> <p>a) 業務又は原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(発電用原子炉施設の外部の者からの意見) 第四十七条 発電用原子炉設置者は、品質管理監督システムの実施状況の監視測定の一環として、保安の確保に対する発電用原子炉施設の外部の者の意見を把握しなければならない。 2 発電用原子炉設置者は、前項の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確にしなければならない。</p>	<p>8.2 監視及び測定 8.2.1 原子力安全の達成 組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視しなければならない。この情報の入手及び使用の方法を定めなければならない。 [解説 8.2.1]</p>	<p>8.2 監視および測定 8.2.1 原子力安全の達成 組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手および使用の方法を定める。</p>	<p>8.2 監視及び測定 8.2.1 原子力安全の達成 組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を定める。</p>	
<p>(内部監査) 第四十八条 発電用原子炉設置者は、品質管理監督システムが次に掲げる要件に適合しているかどうかを明確にするために、あらかじめ定めた間隔で、客観的な評価を行う部門又は発電用原子炉施設の外部の者による内部監査を実施しなければならない。 一 個別業務計画、この規則の規定及び当該品質管理監督システムに係る要求事項に適合していること。 二 実効性のある実施及び維持がなされていること。 2 発電用原子炉設置者は、内部監査の対象となるプロセス、領域の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して、内部監査実施計画を策定しなければならない。 3 発電用原子炉設置者は、内部監査の判定基準、範囲、頻度及び方法を定めなければならない。 4 発電用原子炉設置者は、内部監査を行う職員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保しなければならない。 5 発電用原子炉設置者は、内部監査員に自らの個別業務を内部監査させてはならない。 6 発電用原子炉設置者は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告及び記録の管理について、その責任及び権限並びに要求事項を手順書の中で定めなければならない。 7 発電用原子炉設置者は、内部監査された領域に責任を有する管理者に、発見された不適合及び当該不適合の原因を除去するための措置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させなければならない。</p>	<p>8.2.2 内部監査 (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で内部監査を実施しなければならない。 a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画(7.1 参照)に適合しているか、この規程の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。 [解説 8.2.2-1] b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。 (2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定しなければならない。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定しなければならない。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保しなければならない。監査員は、自らの業務を監査してはならない。 [解説 8.2.2-2] (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を規定するために、“文書化された手順”を確立しなければならない。 (4) 監査及びその結果の記録は、維持しなければならない(4.2.4参照)。 (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にしなければならない。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含めなければならない(8.5.2参照)。 注記 JIS Q 19011 を参照。</p>	<p>8.2.2 内部監査 組織は、「内部品質監査要領」を定め、次の事項を実施する。 (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で内部監査を実施する。 a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画(7.1 参照)に適合しているか、JEAC4111 の要求事項に適合しているか、および組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。 b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。 (2) 組織は、監査の対象となるプロセスおよび領域の状態および重要性、ならびにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度および方法を規定する。監査員の選定および監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は、自らの業務を監査しない。 (3) 監査の計画および実施、記録の作成および結果の報告に関する責任および権限、ならびに要求事項を規定する。 (4) 監査およびその結果の記録は、維持する(4.2.4 参照)。 (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合およびその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正および是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証および検証結果の報告を含める(8.5.2 参照)。</p>	<p>8.2.2 内部監査 組織は、「内部品質監査要領」を定め、次の事項を実施する。 (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で内部監査を実施する。 a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画(7.1 参照)に適合しているか、JEAC4111 の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。 b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。 (2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は、自らの業務を監査しない。 (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任及び権限、並びに要求事項を規定する。 (4) 監査及びその結果の記録は、維持する(4.2.4 参照)。 (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める(8.5.2 参照)。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(プロセスの監視測定) 第四十九条 発電用原子炉設置者は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う監視測定の方法を適用しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、前項の監視測定の方法により、プロセスが第十二条第一項及び第二十五条第一項の計画に定めた結果を得ることができることを実証しなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、第十二条第一項及び第二十五条第一項の計画に定めた結果を得ることができない場合においては、個別業務等要求事項の適合性を確保するために、修正及び是正処置を適切に講じなければならない。</p>	<p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用しなければならない。 [解説8.2.3]</p> <p>(2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものでなければならない。</p> <p>(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとらなければならない。</p>	<p>8.2.3 プロセスの監視および測定</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、および適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。</p> <p>(2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正および是正処置をとる。</p>	<p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。</p> <p>(2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。</p>	
<p>(発電用原子炉施設に対する検査試験) 第五十条 発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設が要求事項に適合していることを検証するために、発電用原子炉施設に対して検査試験を行わなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、前項の検査試験を、個別業務計画及び第三十九条第一項第二号に規定する手順書に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において行わなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、検査試験の適否決定基準への適合性の証拠となる検査試験の結果に係る記録等を作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った者を特定する記録を作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>5 発電用原子炉設置者は、個別業務計画に基づく検査試験を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしてはならない。</p> <p>6 発電用原子炉設置者は、個別業務及び発電用原子炉施設の重要度に応じて、検査試験を行う者を定めなければならない。この場合において、検査試験を行う者の独立性を考慮しなければならない。</p>	<p>8.2.4 検査及び試験 [解説 8.2.4-1]</p> <p>(1) 組織は、原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、原子力施設を検査及び試験しなければならない。検査及び試験は、業務の計画(7.1参照)に従って、適切な段階で実施しなければならない。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持しなければならない(4.2.4参照)。 [解説8.2.4-2]</p> <p>(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定めなければならない。</p> <p>(3) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を、記録しておかなければならない(4.2.4参照)。 [解説8.2.4-3]</p> <p>(4) 業務の計画(7.1参照)で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子力施設を据え付けたり、運転したりしてはならない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。</p>	<p>8.2.4 検査および試験</p> <p>(1) 組織は、原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、社内規定に基づき、原子力施設を検査および試験する。検査および試験は、業務の計画(7.1参照)に従って、適切な段階で実施する。検査および試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 検査および試験要員の独立の程度を定める。</p> <p>(3) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を、記録する(4.2.4参照)。</p> <p>(4) 業務の計画(7.1参照)で決めた検査および試験が完了するまでは、当該原子力施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。</p>	<p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>(1) 組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、社内規定に基づき、原子炉施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画(7.1参照)に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。</p> <p>(3) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を、記録する(4.2.4参照)。</p> <p>(4) 業務の計画(7.1参照)で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。</p>	
<p>(不適合の管理) 第五十一条 発電用原子炉設置者は、要求事項に適合しない個別業務又は発電用原子炉施設が放置されることを防ぐよう、当該個別業務又は発電用原子炉施設を識別し、これが管理され</p>	<p>8.3 不適合管理 [解説 8.3-1]</p> <p>(1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にしなければならない。</p>	<p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 組織は、業務または原子力施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p>	<p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 組織は、業務又は原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>ているようにしなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、不適合の処理に係る管理及びそれに関連する責任及び権限を手順書に定めなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理しなければならない。</p> <p>一 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>二 個別業務の実施、発電用原子炉施設の使用又はプロセスの次の段階に進むことの承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。</p> <p>三 本来の意図された使用又は適用ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>四 個別業務の実施後に不適合を発見した場合においては、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な措置を講ずること。</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）の記録を作成し、これを管理しなければならない。</p> <p>5 発電用原子炉設置者は、不適合に対する修正を行った場合においては、修正後の個別業務等要求事項への適合性を実証するための再検証を行わなければならない。</p>	<p>(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を規定するために、“文書化された手順”を確立しなければならない。</p> <p>(3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理しなければならない。</p> <p>a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。</p> <p>b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。 [解説8.3-2]</p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。 [解説8.3-3]</p> <p>注記 “c)本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる”とは“廃棄すること”を含む。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行わなければならない。</p> <p>(5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持しなければならない(4.2.4参照)。</p>	<p>(2) 不適合の処理に関する管理およびそれに関連する責任および権限を規定した社内規定を定める。</p> <p>(3) 該当する場合には、組織は、次の一つまたはそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p> <p>a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。</p> <p>b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、または合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>c) 本来の意図された使用または適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後または業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響または起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。</p> <p>(5) 不適合の性質の記録、および不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、公開基準を「品質保証基準」に定め、該当する不適合を、公開のデータベースである「ニューシア」に登録する。</p>	<p>(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を規定した社内規定を定める。</p> <p>(3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p> <p>a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。</p> <p>b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。</p> <p>(5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、公開基準を「品質保証基準」に定め、該当する不適合を、公開のデータベースである「ニューシア」に登録する。</p>	
<p>(データの分析)</p> <p>第五十二条 発電用原子炉設置者は、品質管理監督システムが適切かつ実効性のあるものであることを実証するため、及びその品質管理監督システムの実効性の改善の余地を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、前項のデータの分析により、次に掲げる事項に係る情報を得なければならない。</p> <p>一 第四十七条第二項の規定による方法により収集する発電用原子炉施設の外部の者からの意見</p> <p>二 個別業務等要求事項への適合性</p>	<p>8.4 データの分析</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析しなければならない。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含めなければならない。</p> <p>(2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供しなければならない。 [解説8.4-1]</p> <p>a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8.2.1参照)</p> <p>b) 業務に対する要求事項への適合(8.2.3及</p>	<p>8.4 データの分析</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視および測定の結果から得られたデータならびにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8.2.1参照)</p> <p>b) 業務または原子力施設に対する要求事項へ</p>	<p>8.4 データの分析</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8.2.1参照)</p> <p>b) 業務又は原子炉施設に対する要求事項への</p>	

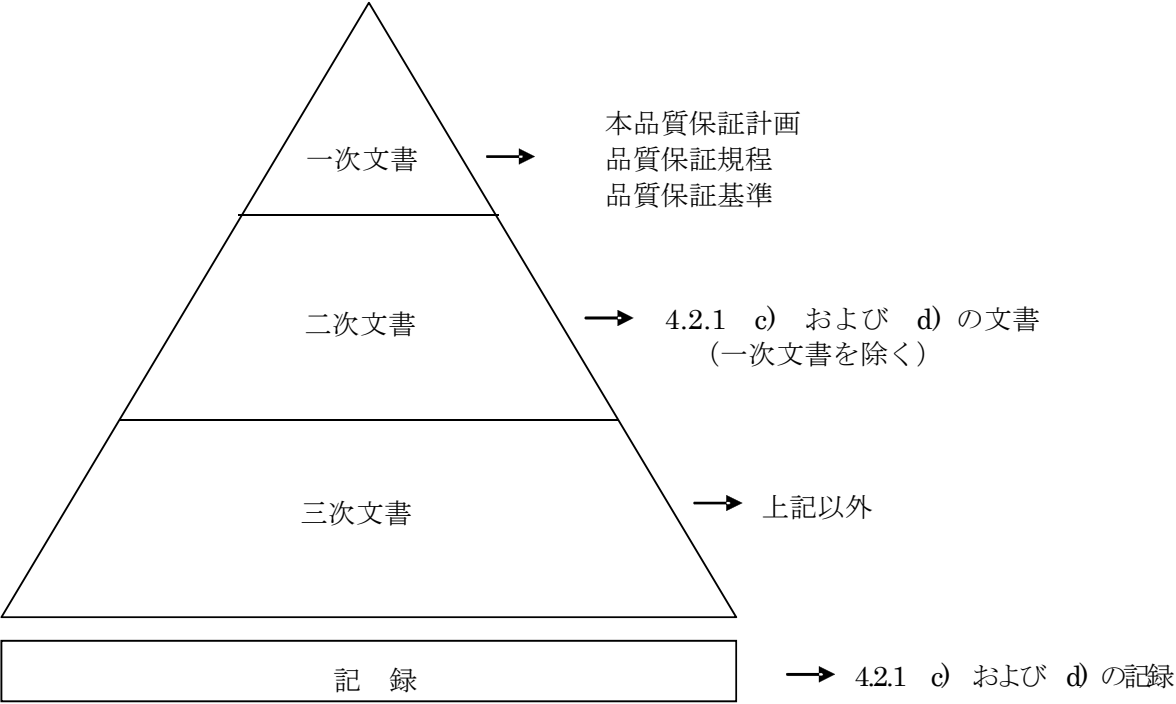
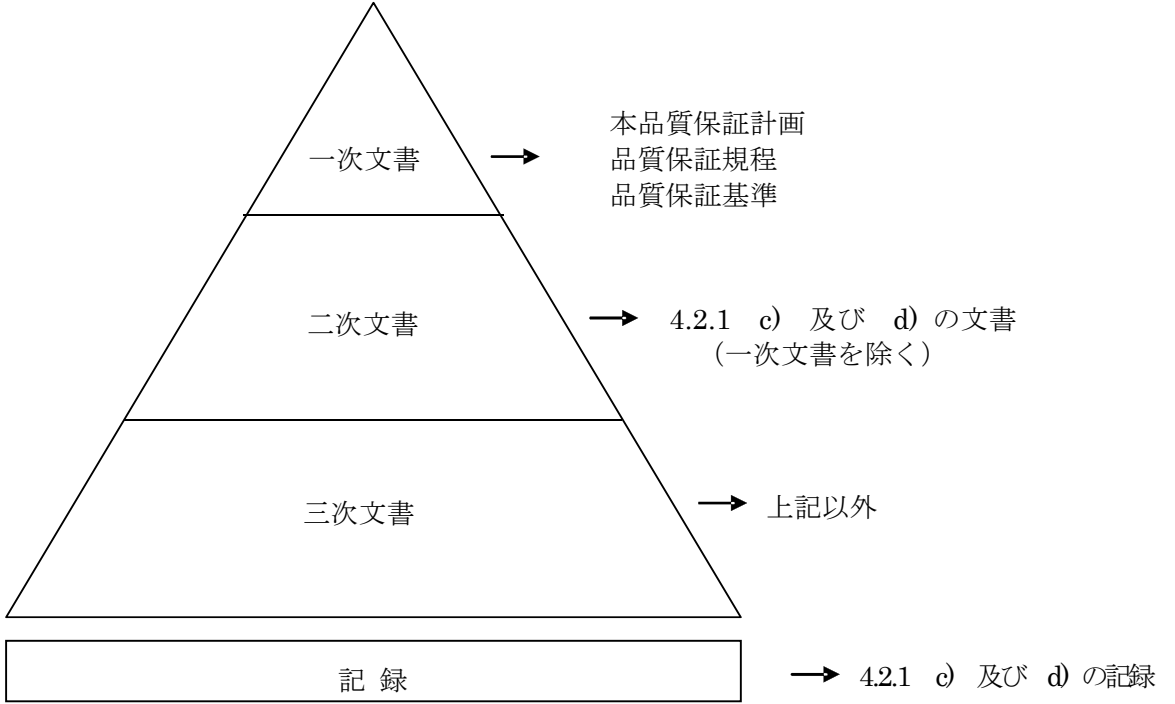
品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>三 プロセス、発電用原子炉施設の特性及び傾向(予防処置を行う端緒となるものを含む。)</p> <p>四 調達物品等の供給者の供給能力</p>	<p>び8.2.4参照) [解説8.4-2]</p> <p>c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子力施設の、特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4参照)</p> <p>注記 データの分析には、中長期的な視点(10年程度の間隔)に立脚して行われる「原子炉施設の定期的な評価(PSR)」も含まれる。 [解説 8.4-3]</p>	<p>の適合(8.2.3および8.2.4参照)</p> <p>c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセスおよび原子力施設の、特性および傾向(8.2.3および8.2.4参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4参照)</p>	<p>適合(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の、特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4参照)</p>	
<p>(改善)</p> <p>第五十三条 発電用原子炉設置者は、その品質方針、品質目標、内部監査の結果、データの分析、是正処置、予防処置及び経営責任者照査の活用を通じて、品質管理監督システムの妥当性及び実効性を維持するために変更が必要な事項を全て明らかにするとともに、当該変更を実施しなければならない。</p>	<p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善しなければならない。</p>	<p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置およびマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p>	<p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p>	
<p>(是正処置)</p> <p>第五十四条 発電用原子炉設置者は、発見された不適合による影響に照らし、適切な是正処置を講じなければならない。この場合において、原子力の安全に影響を及ぼすものについては、発生した根本的な原因を究明するために行う分析(以下「根本原因分析」という。)を、手順を確立した上で、行わなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、次に掲げる要求事項を規定した是正処置手順書を作成しなければならない。</p> <p>一 不適合の照査</p> <p>二 不適合の原因の明確化</p> <p>三 不適合が再発しないことを確保するための措置の必要性の評価</p> <p>四 所要の是正処置(文書の更新を含む。)の明確化及び実施</p> <p>五 是正処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた是正処置の結果の記録</p> <p>六 講じた是正処置及びその実効性についての照査</p>	<p>8.5.2 是正処置</p> <p>(1) 組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとらなければならない。</p> <p>(2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものでなければならない。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項(附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を規定するために、“文書化された手順”を確立しなければならない。 [解説8.5.2-1]</p> <p>a) 不適合の内容確認 [解説 8.5.2-2]</p> <p>b) 不適合の原因の特定</p> <p>c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった処置の結果の記録(4.2.4参照)</p> <p>f) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>注記 f)における“とった是正処置”とは、a)～e)のことである。</p>	<p>8.5.2 是正処置</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。</p> <p>(2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項(JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を規定する。</p> <p>a) 不適合のレビュー</p> <p>b) 不適合の原因の特定</p> <p>c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価</p> <p>d) 必要な処置の決定および実施</p> <p>e) とった処置の結果の記録(4.2.4参照)</p> <p>f) とった是正処置の有効性のレビュー</p>	<p>8.5.2 是正処置</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。</p> <p>(2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項(JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を規定する。</p> <p>a) 不適合のレビュー</p> <p>b) 不適合の原因の特定</p> <p>c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった処置の結果の記録(4.2.4参照)</p> <p>f) とった是正処置の有効性のレビュー</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

品証技術基準規則 (平成 25 年 7 月 8 日施行)	原子力発電所における安全のための 品質保証規程 JEAC4111-2009	保安規定第 3 条 品質保証計画 (平成 25 年 7 月 8 日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第 3 条と工事計画 届出書の品質保証計画と の相違点
<p>(予防処置) 第五十五条 発電用原子炉設置者は、起こり得る問題の影響に照らし、適切な予防処置を明確にして、これを講じなければならない。この場合において、自らの発電用原子炉施設における保安活動の実施によって得られた知見のみならず他の施設から得られた知見を適切に反映しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、次に掲げる要求事項（根本原因分析に係る要求事項を含む。）を定めた予防処置手順書を作成しなければならない。</p> <p>一 起こり得る不適合及びその原因の明確化 二 予防処置の必要性の評価</p> <p>三 所要の予防処置の明確化及び実施 四 予防処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた予防処置の結果の記録 五 講じた予防処置及びその実効性についての照査</p>	<p>8.5.3 予防処置</p> <p>(1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見の活用を含め、その原因を除去する処置を決めなければならない。 [解説8.5.3-1]</p> <p>(2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものでなければならない。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項（附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定するために、“文書化された手順”を確立しなければならない。 [解説8.5.3-2]</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因の特定 b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 c) 必要な処置の決定及び実施 d) とった処置の結果の記録(4.2.4 参照)</p> <p>e) とった予防処置の有効性のレビュー</p> <p>注記1 (1)における“活用”には、保安活動の実施によって得られた知見を他の組織と共有することも含まれる。 [解説 8.5.3-3]</p> <p>注記2 e)における“とった予防処置”とは、a)～d)のことである。</p>	<p>8.5.3 予防処置</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見および他の施設から得られた知見（PWR 事業者連絡会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。</p> <p>(2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。</p> <p>a) 起こり得る不適合およびその原因の特定 b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 c) 必要な処置の決定および実施 d) とった処置の結果の記録(4.2.4 参照)</p> <p>e) とった予防処置の有効性のレビュー</p>	<p>8.5.3 予防処置</p> <p>組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（PWR 事業者連絡会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。</p> <p>(2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因の特定 b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 c) 必要な処置の決定及び実施 d) とった処置の結果の記録(4.2.4 参照)</p> <p>e) とった予防処置の有効性のレビュー</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

保安規定第3条 品質保証計画 (平成25年7月8日変更申請)	工事計画届出書の品質保証計画	保安規定第3条と工事計画届出書の品質保証計画との相違点
 <p>図1 品質マネジメントシステム文書体系図</p>	 <p>図1 品質マネジメントシステム文書体系図</p>	

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

表1 品質マネジメントシステムに係る社内規定一覧および各条文との関連

3条の要求事項	社内規定			
	一次文書 (3条以外の関連条文)	制定者	二次文書 (3条以外の関連条文)	制定者
4.1 一般要求事項	品質保証規程 品質保証基準 品質保証基準 品質保証基準	社長 原子力本部長 社長 原子力本部長	設備の重要度分類管理内規	発電所長
4.2.1 一般	品質保証規程 (132) 品質保証基準 (132)	社長 原子力本部長	-	-
4.2.3 文書管理	品質保証規程 (132)	社長	書類等管理標準 (132)	原子力部長
4.2.4 記録の管理	品質保証基準 (132)	原子力本部長	書類等管理標準 (132) 文書・品質記録管理内規 (132) 設計・調達管理標準(原子力発電所) (132) 文書・品質記録管理内規 (132) 内部品質監査要領 (132)	原子力燃料部長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長 審査室原子力監査担当部長
5.1 経営者のコミットメント	品質保証規程 (132)	社長	-	-
5.2 原子力安全の重視	品質保証規程 (2の2, 2の3, 119)	社長	-	-
5.3 品質方針	品質保証規程 (2の2, 2の3)	社長	-	-
5.4 計画	品質保証基準 (2の2, 2の3, 119)	原子力本部長	-	-
5.5.1 責任および権限	品質保証規程 (2の2, 2の3)	社長	内部品質監査要領	審査室原子力監査担当部長
5.5.2 管理責任者	品質保証規程 (4, 5)	社長	品質保証委員会運営要領	原子力部長
5.5.3 プロセス責任者	品質保証基準 (4, 5)	原子力本部長	原子力発電安全委員会運営要領 (6) 品質保証運営委員会運営標準 品質保証運営委員会運営標準 品質保証運営委員会運営内規 訓練活用情報検討会運営内規	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長
5.5.4 内部コミュニケーション	品質保証基準 (6, 7)	原子力本部長	品質保証委員会運営要領 原子力発電安全委員会運営要領 (6) 品質保証運営委員会運営標準 品質保証運営委員会運営標準 品質保証運営委員会運営内規 訓練活用情報検討会運営内規 品質保証委員会運営内規 (7) 安全運営委員会運営内規 品質保証運営委員会運営内規 予防処置管理内規 設計管理内規	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長 発電所長 発電所長

表1 品質マネジメントシステムに係る社内規定一覧

要求事項	社内規定			
	一次文書	制定者	二次文書	制定者
4.1 一般要求事項	品質保証規程 品質保証基準 品質保証規程 品質保証基準	社長 原子力本部長 社長 原子力本部長	設備の重要度分類管理内規	発電所長
4.2.1 一般	品質保証規程 品質保証基準	社長 原子力本部長	-	-
4.2.3 文書管理	品質保証規程	社長	書類等管理標準 書類等管理標準	原子力部長 原子力燃料部長
4.2.4 記録の管理	品質保証基準	原子力本部長	品質保証運営委員会運営内規 係修訓練内規 運転訓練内規 定期安全レビュー(確率論的安全評価)内規 設計・調達管理標準(原子力発電所) 文書・品質記録管理内規 内部品質監査要領	原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長 審査室原子力監査担当部長
5.1 経営者のコミットメント	品質保証規程	社長	-	-
5.2 原子力安全の重視	品質保証規程	社長	-	-
5.3 品質方針	品質保証基準	原子力本部長	-	-
5.4 計画	品質保証規程 品質保証基準 品質保証規程	社長 原子力本部長 社長	内部品質監査要領	審査室原子力監査担当部長
5.5.1 責任及び権限	品質保証規程	社長	内部品質監査要領	原子力部長
5.5.2 管理責任者	品質保証基準	原子力本部長	品質保証委員会運営要領 原子力発電安全委員会運営標準 品質保証運営委員会運営標準 品質保証運営委員会運営内規 品質保証運営委員会運営標準 安全運営委員会運営内規 品質保証運営委員会運営内規 予防処置管理内規 設計管理内規	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長 発電所長 発電所長
5.5.3 プロセス責任者	品質保証規程	社長	-	-
5.5.4 内部コミュニケーション	品質保証基準	原子力本部長	-	-

保安規定第3条と工事計画届出書の品質保証計画との相違点

- ・保安規定の社内規定については、原子力保安研修所の文書整理に伴い変更申請中である。
- ・表題については、保安規定特有の記載であるため、本届出書には記載していない。

品質保証計画と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

表1 つづき

3条の要求事項		社内規定				保安規定第3条 品質保証計画 (平成25年7月8日変更申請)	
3条の分類	3条の要求事項	一次文書 (3条以外の関連条文)	制定者	二次文書 (3条以外の関連条文)	制定者		
4.2.1 d)	マネジメントレビュー	品質保証規程(2の2, 2の3) 品質保証基準(2の2, 2の3) 品質保証規程(2の2, 2の3)	社長 原子力本部長 社長	-	-	審査室原子力監査担当部長	
d)	資源の提供	品質保証規程(4, 5)	社長	-	-	審査室原子力監査担当部長	
d)	人的資源	品質保証規程(4, 5) 品質保証基準(4, 5, 8, 9)	社長 原子力本部長	設計/調査管理標準 原子炉施設の定期的な評価および高経年化対策検討要領(10, 119の3) 定期安全レビュー(最新の技術的知見の反映評価)標準(10) 高経年化対策検討標準(119の3) 設計/調査管理標準 保修訓練内規 運転訓練内規 定期安全レビュー(確率論的安全評価)内規(10) 設計/調査管理標準(原子力発電所) 教育訓練内規(130, 131) 内部品質監査要領	原子力部長 原子力部長 原子力部長 原子力部長 原子燃料部長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長 審査室原子力監査担当部長		
d)	原子炉施設およびインフラストラクチャー	品質保証規程(2の2, 2の3) 品質保証基準(2の2, 2の3, 119, 133)	社長 原子力本部長	運転総括内規(12~17, 17の3, 19~92, 96, 99~101, 120の2, 120の3, 122, 125, 128) 燃料管理内規(33, 40, 68, 70, 72, 74, 77, 79~83, 93~98) 炉心管理内規(19~26, 28~34, 49) 放射線管理総括内規(17, 99~102, 104~117, 119) 保守内規(119) 工事管理内規(119) 化学管理総括内規(18, 47) 防火計画(原子力災害編)(120, 121~129, 133) 火災防護計画(17の2, 120の3) 緊急時対応内規(120の2, 120の3)	発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 原子力部長 原子燃料部長 土木建築部長 発電所長		
d)	設計・開発	品質保証基準	原子力本部長	設計/調査管理標準 設計/調査管理標準(原子力発電所) 設計管理内規	原子力部長 原子燃料部長 土木建築部長 発電所長		

表1 つづき

4.2.1の分類		社内規定				工事計画届出書の品質保証計画		保安規定第3条と工事計画届出書の品質保証計画との相違点	
4.2.1の分類	要求事項	一次文書	制定者	二次文書	制定者				
d)	マネジメントレビュー	品質保証規程 品質保証基準 品質保証規程	社長 原子力本部長 社長	-	-	審査室原子力監査担当部長			
d)	資源の提供	品質保証規程	社長	-	-	審査室原子力監査担当部長			
d)	人的資源	品質保証規程 品質保証基準	社長 原子力本部長	設計/調査管理標準 原子炉施設の定期的な評価および高経年化対策検討要領 定期安全レビュー(最新の技術的知見の反映評価)標準 高経年化対策検討標準 設計/調査管理標準 保修訓練内規 運転訓練内規 定期安全レビュー(確率論的安全評価)内規 設計/調査管理標準(原子力発電所) 教育訓練内規 内部品質監査要領	原子力部長 原子力部長 原子力部長 原子燃料部長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長 審査室原子力監査担当部長				
d)	原子炉施設及びインフラストラクチャー	品質保証規程 品質保証基準	社長 原子力本部長	運転総括内規 燃料管理内規 炉心管理内規 放射線管理総括内規 保守内規 工事管理内規 化学管理総括内規 防火計画(原子力災害編) 初期火災活動計画 緊急時対応内規(建設)	発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 原子力部長 原子燃料部長 土木建築部長 発電所長				
d)	業務の実施	品質保証基準	原子力本部長	設計/調査管理標準(原子力発電所) 設計管理内規	原子燃料部長 原子燃料部長 土木建築部長 発電所長				
d)	監視機器及び測定機器の管理	品質保証基準	原子力本部長	設計/調査管理標準(原子力発電所) 設計管理内規	原子燃料部長 原子燃料部長 土木建築部長 発電所長				
d)	プロセスの監視及び測定	品質保証基準	原子力本部長	設計/調査管理標準(原子力発電所) 設計管理内規	原子燃料部長 原子燃料部長 土木建築部長 発電所長				

保安規定については、新規制基準施行を踏まえ変更申請中である。

品質保証計画と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

表 1 つづき

3条の要求事項	3条 4.2.1 の分類	社内規定			制定者
		一次文書 (3条以外の関連条文)	二次文書 (3条以外の関連条文)	制定者	
7.4 調達	d)	品質保証基準	設計/調達管理標準 設計/調達管理標準(原子力発電所) 調達管理内規	原子力本部長 原子力燃料部長 土木建築部長 発電所長	原子力部長 原子力燃料部長 土木建築部長 発電所長
8.1 一般	d)	品質保証基準	-	原子力本部長	-
8.2.1 原子力安全の達成	d)	品質保証基準	内部品質監査要領	社長	審査室原子力監査担当部長
8.4 データの分析	d)	品質保証基準	原子炉施設の定期的な評価および高経年化対策検討要領 (10, 119の3)	原子力本部長	原子力部長
8.5.1 継続的改善	d)	品質保証基準	定期安全レビュー(最新の技術的知見の反映評価)標準(10) 高経年化対策検討標準(119の3) 定期安全レビュー(確率論的安全評価)内規(10) 定期安全レビュー(保安活動の実施状況の評価)内規(10)	原子力本部長	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 発電所長
8.2.2 内部監査	c)	品質保証規程	検査および試験管理内規(119の2)	社長	審査室原子力監査担当部長
8.2.3 プロセスの監視および測定	d)	品質保証基準	原子炉施設の定期的な評価および高経年化対策検討要領 (10, 119の3)	原子力本部長	原子力部長
8.2.4 検査および試験	d)	品質保証基準	検査および試験管理内規(119の2)	原子力本部長	原子力部長
8.3 不適合管理	c)	品質保証基準(133)	設計/調達管理標準 異常時措置連絡要領(133) 非常事態対策要領(133) 設計/調達管理標準 不適合管理内規 設計/調達管理標準(原子力発電所) 不適合管理内規	原子力本部長	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長
8.5.2 是正処置	c)	品質保証基準	設計/調達管理標準 設計/調達管理標準 不適合管理内規 設計/調達管理標準(原子力発電所) 不適合管理内規	原子力本部長	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長
8.5.3 予防処置	c)	品質保証基準	設計/調達管理標準 設計/調達管理標準 不適合管理内規 設計/調達管理標準(原子力発電所) 不適合管理内規 予防処置管理内規	原子力本部長	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長

表 1 つづき

要求事項	4.2.1 の分類	社内規定			制定者
		一次文書	二次文書	制定者	
7.4 調達	d)	品質保証基準	設計/調達管理標準 設計/調達管理標準(原子力発電所) 調達管理内規	原子力本部長 原子力燃料部長 土木建築部長 発電所長	原子力部長 原子力燃料部長 土木建築部長 発電所長
8.1 一般	d)	品質保証基準	-	原子力本部長	-
8.2.1 原子力安全の達成	d)	品質保証基準	内部品質監査要領	社長	審査室原子力監査担当部長
8.4 データの分析	d)	品質保証基準	原子炉施設の定期的な評価および高経年化対策検討要領 (10, 119の3)	原子力本部長	原子力部長
8.5.1 継続的改善	d)	品質保証基準	定期安全レビュー(最新の技術的知見の反映評価)標準 高経年化対策検討標準 定期安全レビュー(確率論的安全評価)内規 定期安全レビュー(保安活動の実施状況の評価)内規	原子力本部長	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 発電所長
8.2.2 内部監査	c)	品質保証規程	検査および試験管理内規	社長	審査室原子力監査担当部長
8.2.3 プロセスの監視及び測定	d)	品質保証基準	原子炉施設の定期的な評価および高経年化対策検討要領 (10, 119の3)	原子力本部長	原子力部長
8.2.4 検査及び試験	d)	品質保証基準	検査および試験管理内規	原子力本部長	原子力部長
8.3 不適合管理	c)	品質保証基準	設計/調達管理標準 異常時措置連絡要領 非常事態対策要領 設計/調達管理標準 設計/調達管理標準(原子力発電所) 不適合管理内規	原子力本部長	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長
8.5.2 是正処置	c)	品質保証基準	設計/調達管理標準 設計/調達管理標準 不適合管理内規 設計/調達管理標準(原子力発電所) 不適合管理内規	原子力本部長	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長
8.5.3 予防処置	c)	品質保証基準	設計/調達管理標準 設計/調達管理標準(原子力発電所) 予防処置管理内規	原子力本部長	原子力部長 原子力燃料部長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長

保安規定第3条と工事計画届出書の品質保証計画との相違点

- ・保安規定の社内規定については、原子力保安研修所の文書整理に伴い変更申請中である。
- ・保安規定の関連条文については、新規制基準施行を踏まえ変更申請中である。

品証技術基準規則等と工事計画届出書の品質保証計画との対比表

保安規定第3条 品質保証計画 (平成25年7月8日変更申請)										工事計画届出書の品質保証計画										保安規定第3条と工事計画届出書の品質保証計画との相違点				
部門	プロセス	規制	社長	原子力本部長	審査室原子力監査担当部長	原子力部	原子燃料部	土木建築部	発電所	原子力保安研究所	資材部	部門	プロセス	規制	社長	原子力本部長	審査室原子力監査担当部長	原子力部	原子燃料部	土木建築部	発電所	原子力保安研究所	資材部	
運営管理	経営者の責任		5.1 経営者のコミットメント 5.2 原子力安全の重視 5.3 品質方針											5.1 経営者のコミットメント 5.2 原子力安全の重視 5.3 品質方針										
	資源の運用管理		5.4 計画					5.5 責任・権限およびコミュニケーション						5.4 計画					5.5 責任・権限及びコミュニケーション					
業務の計画および実施	資源の運用管理		6.2 人的資源					6.3 原子力施設およびインフラストラクチャー 6.4 作業環境					6.2 人的資源					6.3 原子力施設及びインフラストラクチャー 6.4 作業環境						
	業務の計画		7.1 業務の計画					7.5 業務の実施 ・関係法令および保安規定の遵守 ・安全文化の醸成					7.1 業務の計画					7.5 業務の実施 ・関係法令及び保安規定の遵守 ・安全文化の醸成						
	業務の計画	法令・規制要求事項	7.2 業務または原子力施設に対する要求事項に関するプロセス					7.3 設計・開発					7.2 業務又は原子力施設に対する要求事項に関するプロセス					7.3 設計・開発						
	業務の計画		7.4 調達					7.5 業務の実施 ・運転管理 ・燃料管理 ・放射性廃棄物管理 ・放射線管理 ・保守管理 ・非常時の措置 7.6 監視機器および測定機器の管理					7.4 調達					7.5 業務の実施 ・運転管理 ・燃料管理 ・放射性廃棄物管理 ・放射線管理 ・保守管理 ・非常時の措置 7.6 監視機器及び測定機器の管理					供給者の選定	
	業務の実施		8.2 監視および測定					8.4 データ分析					8.2 監視及び測定					8.4 データ分析						
評価および改善	評価		8.3 不適合管理					8.5.2 是正処置					8.3 不適合管理					8.5.2 是正処置						
	改善		8.5.3 予防処置					8.2.2 内部監査					8.5.3 予防処置					8.2.2 内部監査						
	改善	外部からの評価	8.2.2 内部監査					5.6 マネジメントレビュー					8.2.2 内部監査					5.6 マネジメントレビュー						

図2 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

図2 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

「別表第2」の添付の整理及び「別表第3」の届出の要否について

1. 概要

本資料では、補助ボイラー燃料タンク取替工事に関する「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」に基づく工事計画届出にて添付する書類について整理する。また、「原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第3」により定められている届出の要否についても整理する。

2. 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく工事計画届出に添付する書類

補助ボイラー燃料タンク取替工事に係る工事計画届出に添付する書類は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第2」にて要求されている。

補助ボイラーに対して要求される添付書類の要求及び本届出に係る添付資料の要否の検討結果を表1に示す。

3. 「電気事業法」に基づく工事計画届出に添付する書類

補助ボイラー燃料タンク取替工事に係る工事計画届出に添付する書類は、「原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第2」にて要求されている。

補助ボイラーに対して要求される添付資料の要求及び本届出に係る添付の要否の検討結果を表2に示す。

また、「原子力発電工作物の保安に関する省令第15条第1号の規定に基づく指示について(原規技発第1307081号 20130628 商第22号 平成25年7月8日)」において、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」による認可申請又は届出時に提出している添付書類は、「電気事業法」における認可申請又は届出時において省略することができるとの指示がある。

表2の検討結果により添付が必要と判断した添付資料に関して、上記指示により省略できる書類を検討した結果を表3に示す。

4. 「原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第3」により定められている届出の要否

「原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第3」における届出の要否についての検討結果を表4に示す。

検討の結果、本工事計画届出において「原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第3」により定められている届出を要するものではない。

以上

表 1 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく届出における
添付書類の要求事項及び本届出に係る添付書類の要否の検討結果

(1 / 3)

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第 2 添付書類	添付の要否 (○・×)	理 由
各発電用原子炉施設に共通		
送電関係一覧図	×	本届出工事は送電設備に影響を与えない工事のため不要。
急斜面崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	本届出において急斜面崩壊危険区域内での作業はないため不要。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	本届出工事は地形図に影響を与えない工事のため不要。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	既工認において、屋外の主要施設(原子炉建屋等)の記載はされているが、附属の設備(燃料タンク等)に関しては記載がされていないため不要。
単線結線図	×	本届出では該当する設備はないため不要。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	本届出工事では新技術を使用していない工事のため不要。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	本届出工事では発電用原子炉施設の熱精算に影響を与えないため不要。
熱出力計算書	×	本届出工事は熱出力に影響を与えないため不要。
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」により添付要求があるため必要。
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第2 添付書類	添付の要否 (○・×)	理 由
耐震設計上重要な設備を設置する施設に関する説明書(自然現象への配慮に関する説明書を含む。)	×	本届出では該当する設備はないため不要。
排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
取水口及び放水口に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
設定根拠に関する説明書	○	補助ボイラー燃料タンク及び補助ボイラー燃料サービスタンクの容量について説明書を添付する。
環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
クラス1機器及び炉心指示構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
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	×	本届出では安全設備、重大事故等対処設備に該当する設備はないため不要。
発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
蒸気タービン、ポンプ等の破損に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
通信連絡に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
非常用照明に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第2 添付書類	添付の要否 (○・×)	理 由
その他発電用原子炉の附属施設 3 補助ボイラー		
補助ボイラーに附属する主配管の配置の概要を明示した図面及び系統図	×	「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」において「補助ボイラーに附属する主配管については、給水配管（給水タンクから給水止め弁まで）及び蒸気管（蒸気止め弁から蒸気ヘッダー止め弁まで）」と記載があるため、本届出工事は補助ボイラーに附属する主配管に該当しないため不要。
水循環系統図	×	燃料油系統に関する届出のため不要。
補助ボイラーに属する燃料系統図	○	燃料油系統に関する届出のため必要。
強度に関する説明書	○	「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」に基づき「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」を適用しており、「強度に関する説明書」の添付要求があるため必要。
構造図	○	タンクの構造を示すために必要。
補助ボイラーの基礎に関する説明書	×	補助ボイラー附属設備に関する添付書類は「補助ボイラーに属する燃料系統図」等と記載され、補助ボイラー附属設備および本体に関する共通の添付書類は「強度に関する説明書」のように対象を限定する記載はない。補助ボイラー本体に関する添付書類は「補助ボイラーの基礎に関する説明書」と記載されていることから、本資料は不要。
制御方法に関する説明書	○	「電気事業法」において「補助ボイラーに属する燃料設備の制御方法に関する説明書」の添付要求があるため必要。
安全弁の吹き出し量計算書(バネ式のものに限る。)	×	今回の届出範囲において安全弁は存在しないため不要。
設計及び工事に係る品質管理の方法に関する説明書	○	「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」により添付要求があるため必要。

表 2 「電気事業法」に基づく届出における添付書類の要求事項及び本届出に係る添付書類の要否の検討結果

(1 / 5)

原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第2 添付書類	添付の要否 (○・×)	理 由
一 発電所		
送電関係一覧図	×	本届出工事は送電設備に影響を与えない工事のため不要。
事業用電気工作物が電気の円滑な供給を確保するため技術上適切なものであることの説明書	×	本届出は補助ボイラー燃料タンクの取替に関する届出のため不要。
特定対象事業に係るものであっては、特定対象事業実施区域内の主要工作物及び主要仮設備の配置図	×	本届出において設置する設備は、特定対象事業に該当しないため不要。
特定対象事業に係るものであっては、その特定対象事業に係る法第四十六条の十七第二項の規定による通知に係る評価書に従っている環境の保全のための措置に関する説明書	×	本届出において設置する設備は、特定対象事業に該当しないため不要。
大気汚染防止法第二条第二項のばい煙発生施設を設置する場合は、ばい煙に関する説明書	×	本届出において設置する設備は、ばい煙発生施設に該当しないため不要。
騒音規制法第三条第一事項の規定により指定された地域内に同法第二条第一項の特定施設を設置する場合は、騒音に関する説明書	×	本届出において設置する設備は、特定施設に該当しないため不要。

原子力発電工作物の保安 に関する命令 別表第2 添付書類	添付の要否 (○・×)	理 由
水質汚濁防止法第五条第 三項に規定する有害物質 貯蔵指定施設に関する説 明書	×	本届出において設置する設備は、特定施設に該当し ないため不要。
振動規制法第三条第一項 の規定により指定された 地域内に同法第二条第一 項の特定施設を設置する 場合は、振動に関する説明 書	×	本届出において設置する設備は、特定施設に該当し ないため不要。
ダイオキシン類対策措置 法第二条第二項の特定施 設を設置する場合は、ダイ オキシン類に関する説明 書	×	本届出において設置する設備は、特定施設に該当し ないため不要。
急傾斜地崩壊危険区域内 において行う制限工事に 係る場合は、当該区域内の 急傾斜地の崩壊防止措置 に関する説明書	×	本届出において急斜面崩壊危険区域内での作業はな いため不要。
発電所の概要を明示した 地形図	×	本届出工事は地形図に影響を与えないため不要。
主要設備の配置の状況を 明示した平面図及び断面 図	×	既工認において、屋外の主要施設(原子炉建屋等)の 記載はされているが、附属の設備(燃料タンク等)に 関しては記載がされていないため不要。
単線結線図	×	本届出では該当する設備はないため不要。

原子力発電工作物の保安 に関する命令 別表第2 添付書類	添付の要否 (○・×)	理 由
(一) 原子力施設		
発電所熱精算図	×	本届出工事では発電所の熱精算に影響を与えないため不要
熱出力計算書	×	本届出工事では熱出力に影響を与えないため不要
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	本届出工事では該当する設備はないため不要
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する原子力発電所内の場所における線量に関する説明書	×	本届出工事において、線量に影響を与えるおそれはないため不要
原子力設備の耐震設計上重要な設備を設置する施設及び非常用に係る取水設備の耐震性に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
取水口及び放水口に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
設定根拠に関する説明書	×	「補助ボイラーに属する燃料設備は除く。」との記載があるため不要。
風向又は風速を測定する装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。

原子力発電工作物の保安 に関する命令 別表第2 添付書類	添付の要否 (○・×)	理 由
クラス1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
安全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	×	本届出では該当する設備はないため不要。
緊急時対策所の設置を明示した図面及び機能に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
火災防護に関する説明書並びに消火設備及び警報装置の取付箇所を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
ナトリウム漏えいによる物理的又は化学的影響を抑制する措置に関する説明書、建物内に敷設するライニング設備の敷設範囲及び圧力解放ダンパの配置を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
安全避難通路に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	本届出では該当する設備はないため不要。

原子力発電工作物の保安 に関する命令 別表第2 添付書類	添付の要否 (○・×)	理 由
1 0 補助ボイラー		
水循環系統図	×	燃料油系統に関する届出のため不要。
補助ボイラーの制御方法 に関する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
補助ボイラーの基礎に関 する説明書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
補助ボイラー並びに補助 ボイラーに附属する熱交 換器の強度に関する説明 書(構造図を含む)	×	本届出では該当する設備はないため不要。
補助ボイラーの安全弁の 吹出量計算書	×	本届出では該当する設備はないため不要。
補助ボイラーに附属する 主配管の配置の概要を明 示した図面及び系統図	×	「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」において「補助ボイラーに附属する主配管については、給水配管（給水タンクから給水止め弁まで）及び蒸気管（蒸気止め弁から蒸気ヘッダー止め弁まで）」と記載があるため、燃料油系統は主配管に該当しないため不要。
1 1 補助ボイラーに属する燃料設備		
補助ボイラーに属する燃 料系統図	○	燃料油系統に関する届出のため必要。
補助ボイラーに属する燃 料設備の制御方法に関す る説明書	○	本届出において燃料設備の制御(サービスタンク油面制御)があるため必要。
油タンクの構造図	○	本届出は油タンクに関する届出のため必要。
外径が三百ミリメートル 以上の油の輸送管の強度 に関する説明書	×	本届出において使用する配管は外径が 300mm 未満であるため必要なし。

表3 「原子力発電工作物の保安に関する省令第15条第1号の規定に基づく指示について」
 において「電気事業法」に基づく届出時に添付を省略できる添付書類の整理結果

「原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第2」に基づく添付書類		「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく添付	「原子力発電工作物の保安に関する省令第15条第1号の規定に基づく指示について」による省略の可否 (可・否)
補助ボイラー	補助ボイラーに属する燃料系統図	○	可
	補助ボイラーに属する燃料設備の制御方法に関する説明書	○	可
	油タンクの構造図	○	可

表4 「原子力発電工作物の保安に関する命令 別表第3」に届出を要するものであるかの検討結果

(1/4)

工事の種類	事前届出を要するもの	事前届出の要否(○・×)	理由
一 大気汚染防止法第二条第二項に規定するばい煙発生施設に該当する電気工作物に係る工事	1 ガスタービン又は内燃機関の設置又は改造であって燃料の燃焼能力若しくは燃料の種類の変更を伴うもの 2 燃料電池発電設備に係る改質器の設置又は改造であって乾燥能力の変更を伴うもの 3 発電所におけるボイラー又は独立過熱器の改造であって伝熱面積又はバーナーの燃料の燃焼能力若しくは燃料の種類の変更を伴うもの 4 発電所における廃棄物焼却炉の設置又は改造であって焼却能力の変更を伴うもの 5 非常用予備発電装置又は非常用予備動力装置の設置又は改造であって原動機の出力的変更を伴うもの	×	本届出は、ボイラー又は独立過熱器の伝熱面積又はバーナーの燃料の燃焼能力若しくは燃料の種類の変更を伴うものではないため不要

工種の種類	事前届出を要するもの	事前届出の要否 (○・×)	理由
二 大気汚染防止法第二条第三項に規定するばい煙処理施設に該当する電気工作物に係る工事	<p>1 次に掲げる設備に附属するばい煙処理設備の設置、改造であつてばい煙処理能力の変更を伴うもの又は廃止</p> <p>(1) ボイラー</p> <p>(2) ガスタービン</p> <p>(3) 内燃機関</p> <p>(4) 発電所における廃棄物焼却炉</p> <p>(5) 非常用予備発電装置</p> <p>(6) 非常用予備動力装置</p> <p>(7) ガス化炉設備</p> <p>2 次に掲げる設備に附属する通風設備の設置、改造又は廃止であつて、煙突の種類、出口におけるガスの速度、温度若しくは大気汚染防止法第六条第二項に規定するばい煙濃度、口径、地表上の高さ又は排出ガス量の変更を伴うもの</p> <p>(1) ボイラー</p> <p>(2) 独立過熱器</p> <p>(3) ガスタービン</p> <p>(4) 内燃機関</p> <p>(5) ばい煙処理設備</p> <p>(6) 燃料電池発電設備に属する改質器</p> <p>(7) 発電所における廃棄物焼却炉</p> <p>(8) 非常用予備発電装置</p> <p>(9) 非常用予備動力装置</p> <p>(10) ガス化炉設備</p>	<p>×</p>	<p>本届出は、ボイラーのばい煙処理設備の設置、改造であつてばい煙処理能力の変更を伴うものではないため不要</p>

工種の種類	事前届出を要するもの	事前届出の要否 (○・×)	理 由
三 ダイオキシ ン類対策特別措 置法第二条第二 項に規定する特 定施設に該当す る電気工作物に 係る工事	<p>1 発電所における廃棄物焼却炉の設置又は改造であって焼却能力の変更を伴うもの</p> <p>2 廃棄物焼却炉から発生するガスを処理する施設のうち次に掲げるもの及び当該廃棄物焼却炉において生ずる灰の貯留施設であって汚水又は廃液を排出するものの設置又は改造であって汚水又は廃液の排出量の変更を伴うもの</p> <p>(1) 廃ガス洗浄施設</p> <p>(2) 湿式集じん施設</p>	×	本届出は、届出を要する工事に該当しないため不要
四 水質汚濁防 止法第二条第二 項に規定する特 定施設に該当す る電気工作物を 設置する事業場 の電気工作物に 係る工事	<p>廃ガス洗浄施設(水質汚濁防止法第二条第二項に規定する特定施設に該当するものに限る。)若しくはこれに係る設備の設置又は改造であって、構造、設備(当該廃ガス洗浄施設が同法第二条第八項に規定する有害物質使用特定施設に該当しない場合又は同法第五条第二項の規定に該当する場合を除く。)、使用の方法、汚水等の処理の方法、排出水の汚染状態若しくは量(同法第四条の五第一項に規定する指定地域内事業場に係る場合にあつては、排水系統別の汚染状態若しくは量を含む。)、同法第二条第八項に規定する特定地下浸透水の浸透の方法又は用水若しくは排水の系統の変更を伴うもの</p>	×	本届出は、届出を要する工事に該当しないため不要

工事の種類	事前届出を要するもの	事前届出の要否 (○・×)	理 由
五 水質汚濁防止法第五条第三項に規定する有害物質貯蔵指定施設に該当する電気工作物を設置する事業場の電気工作物に係る工事	水質汚濁防止法第五条第三項に規定する有害物質貯蔵指定施設に該当する電気工作物の設置又は改造であって、構造、設備、使用の方法又は当該施設において貯蔵される同法第二条第二項第一号に規定する有害物質（以下「有害物質」という。）に係る搬入若しくは搬出の系統の変更を伴うもの	×	本届出は、届出を要する工事に該当しないため不要
六 騒音規制法第二条第一項に規定する特定施設に該当する電気工作物(同法第三条第一項の規定により指定された地域内に設置するものに限る。)を設置する事業場の電気工作物に係る工事	発電所、電力保安用通信設備若しくはこれらの設置のための事業場における空気圧縮機、送風機、通風機、破砕機、粉砕機若しくは摩砕機(騒音規制法第二条第一項に規定する特定施設に該当するものに限る。)の設置(特定施設の種類の数に当該特定施設の種類の種類について直近に届け出た数の二倍以内の数に増加する場合を除く。)又はこれらに係る騒音防止設備の廃止若しくは改造であって騒音防止の能力の減少を伴うもの	×	本届出は、届出を要する工事に該当しないため不要
七 振動規制法第二条第一項に規定する特定施設に該当する電気工作物(同法第三条第一項の規定により指定された地域内に設置するものに限る。)を設置する事業場の電気工作物に係る工事	発電所、電力保安用通信設備若しくはこれらの設置のための事業場における圧縮機、破砕機、粉砕機若しくは摩砕機(振動規制法第二条第一項に規定する特定施設に該当するものに限る。)の設置若しくは改造であって能力の変更を伴うもの又はこれらに係る振動防止設備の廃止若しくは改造であって振動防止の能力の減少を伴うもの	×	本届出は、届出を要する工事に該当しないため不要

補助ボイラー燃料タンクの運用について

1. 概要

補助ボイラー燃料タンクは、容量 140kL（公称値）の埋設式タンクを設置することとしており、補助ボイラーの運転に支障がないよう、燃料補給に関する運用方法について、運転操作マニュアルに定めることとしており、運用方法の概要を以下に示す。

2. 補助ボイラー燃料タンクへの燃料補給

(1) 1, 2, 3号機停止時

1, 2, 3号機停止時における蒸気使用量は、これまでの実績を踏まえ約 10t/h を想定しており、その時の 1 日の燃料消費量は約 20kL であることから、補助ボイラー燃料タンクの容量 140kL にて十分対応可能である。

具体的には、補助ボイラー燃料タンクの油面レベル低下により、約 50kL^{※1}にて警報発信する設計としており、運転監視により原則約 50kL 以上の燃料を確保するよう管理を行う。仮に、警報発信した場合においても、速やかに燃料補給を実施^{※2}することに加え、必要により蒸気使用量を制限する等の対応を行うことで、補助ボイラーの運転を継続することができる。

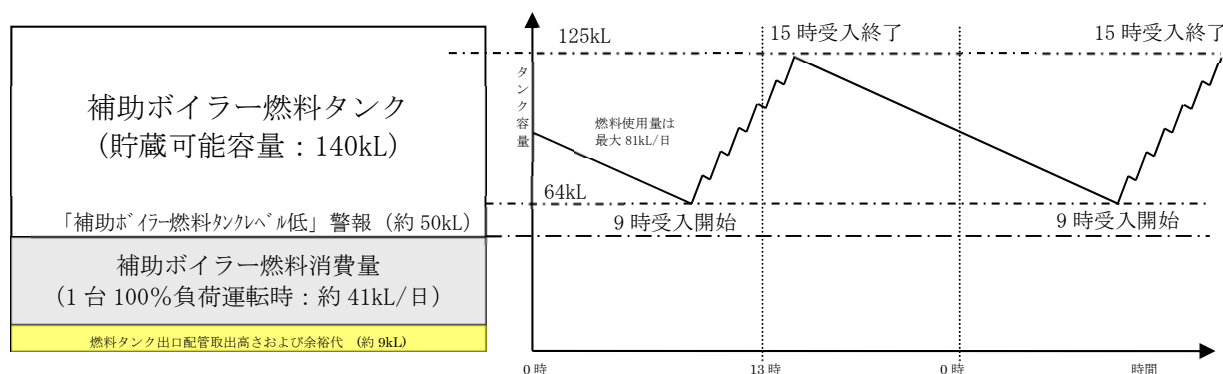
※1：補助ボイラー1台の最大負荷（発生蒸気量：20t/h）運転時の1日の燃料消費量約 41kL に余裕等を考慮した容量

※2：四国内にある石油元売り会社と調整し、警報発信後 24 時間程度で燃料補給が可能

(2) 1, 2号機停止中の3号機起動操作時

3号機起動操作時（真空上昇開始～並列）の間は、起動時における蒸気使用量約 37t/h に余裕を考慮し、補助ボイラー2台最大負荷運転時における1日の燃料消費量が約 81kL であることから、毎日最大 81kL の燃料受入が可能ないように燃料補給を計画する。

具体的には、14kL のタンクローリー6台にて燃料を補給することで、81kL の燃料を補給することが可能である。本運用は、1, 2号機停止中の3号機起動操作時のみであり、起動工程に合わせて、下図のような燃料補給計画を事前に検討することで、補助ボイラーの運転を継続することができる。



以上のとおり、燃料補給に関する運用方法を定めることにより、補助ボイラーの運転に支障がないことを確認している。

以上

補助ボイラー燃料タンク取替工事に係る消防法に基づく 手続き及び検査について

1. はじめに

補助ボイラー燃料タンク取替工事は、大きく分けて以下の4項目を実施する工事であり、これらに対して、消防法に基づく手続き及び検査が必要である。

- ①補助ボイラー燃料タンクの設置
- ②補助ボイラー燃料移送ポンプ他の設置
- ③補助ボイラー燃料サービスタンクの設置
- ④既設補助ボイラー燃料タンクの撤去

2. 消防法に基づく手続きについて

補助ボイラー燃料タンク取替工事は、消防法に基づき、下表に示す手続きが必要であり、適切な時期に申請・届出を実施することとしている。

表 工事項目に対する手続き

工事項目	手続き	適用法令
①補助ボイラー燃料タンクの設置	危険物貯蔵所設置許可申請 (平成27年1月下旬)	法第11条第1項
③補助ボイラー燃料サービスタンクの設置	危険物取扱所変更許可申請 (平成27年4月初旬)	法第11条第1項
④既設補助ボイラー燃料タンクの撤去	危険物貯蔵所廃止届出 (平成27年9月初旬)	法第12条の6

消防法（抜粋）

〔危険物施設の設置、変更等〕

第十一条 製造所、貯蔵所又は取扱所を設置しようとする者は、政令で定めるところにより、製造所、貯蔵所又は取扱所ごとに、次の各号に掲げる製造所、貯蔵所又は取扱所の区分に応じ、当該各号に定める者の許可を受けなければならない。製造所、貯蔵所又は取扱所の位置、構造又は設備を変更しようとする者も、同様とする。

〔廃止の届出〕

第十二条の六 製造所、貯蔵所又は取扱所の所有者、管理者又は占有者は、当該製造所、貯蔵所又は取扱所の用途を廃止したときは、遅滞なくその旨を市町村長等に届け出なければならない。

3. 消防法に基づく検査項目について

補助ボイラー燃料タンク取替工事は、消防法に基づき、2. での許可申請に係る完成検査等を受検する必要がある。具体的な検査項目を下表に示す。

(1) 補助ボイラー燃料タンク（地下タンク貯蔵所）の検査項目

今回の工事計画届出に關係する検査項目は、太枠で示す完成検査前検査の水圧検査である。その他の検査項目については、タンク本体（鋼板）の外表面保護及び漏えい検知層を構成する強化プラスチック（FRP）に係る検査であり、今回の工事計画届出対象外である。

検査区分	検査項目	検査箇所 ^{※4}	検査場所	立会程度	
完成検査前検査 (消防法第 11 条の 2)	水圧検査 ^{※2}	鋼板	工場	立会検査	
中間検査 (消防指導による ^{※1})	①	外観検査	FRP	工場	記録確認
		強化プラスチックの厚さ	FRP	工場	記録確認
		検知層の空隙確認検査	FRP	工場	記録確認
		ピンホール検査	FRP	工場	記録確認
		気密性検査	FRP	工場	記録確認
	②	吊り込み時の損傷防止	FRP	現地	立会検査
		据え付け接触面の保護	FRP	現地	立会検査
完成検査 (消防法第 11 条第 5 項)	気密性検査 ^{※3}	FRP	現地	記録確認	
	漏えい検知層の性能 ^{※3}	FRP	現地	記録確認	

※1：地元消防の指導により、完成検査までに立会検査又は報告書等記録確認により実施する検査

※2：危険物の規制に関する政令第 13 条第 1 項第 6 号に基づく

※3：地元消防との調整に基づく

※4：鋼板及びFRPについては、添付資料-1 に示す

(2) 補助ボイラー燃料サービスタンク（一般取扱所屋内タンク）の検査項目（暫定）

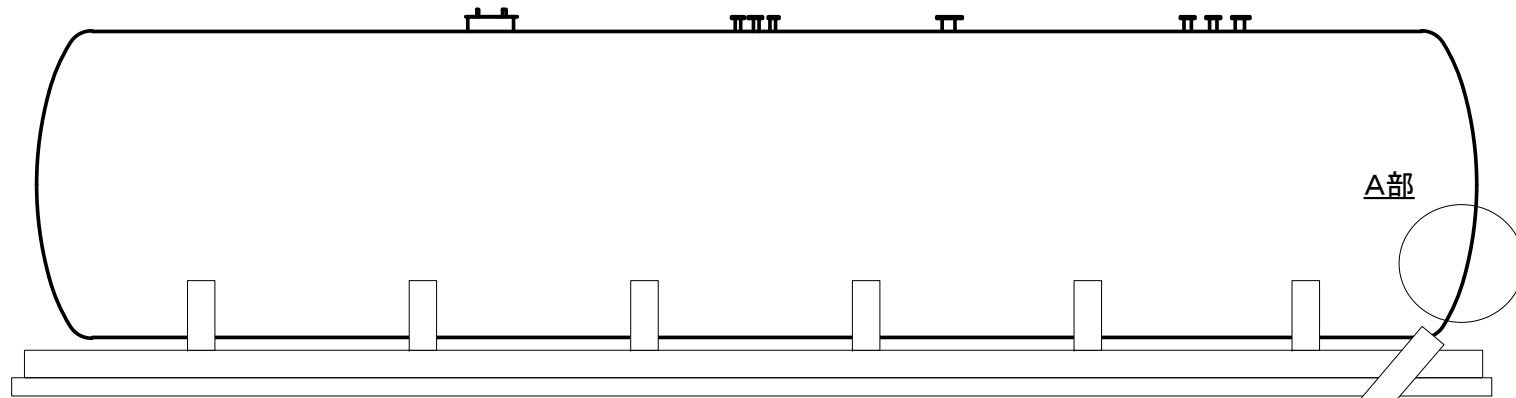
検査区分 ^{※1}	検査項目 ^{※1}	検査箇所	検査場所	立会程度
完成検査前検査 (消防法第 11 条の 2)	水張検査 ^{※2}	鋼板	工場	立会検査
完成検査 (消防法第 11 条第 5 項)	据付・外観検査	燃料系統 変更箇所一式	現地	立会検査

※1：一般取扱所の変更許可申請については、今後地元消防と調整予定であり、検査区分及び検査項目については、追加される可能性がある

※2：危険物の規制に関する政令第 12 条第 1 項第 5 号に基づく

以上

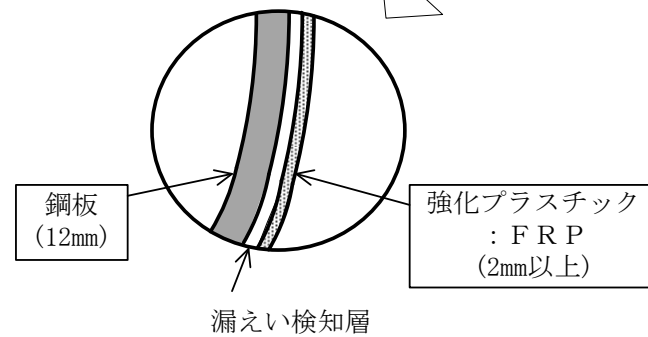
補助ボイラー燃料タンクの検査箇所について



(A部概要説明)

- 補助ボイラー燃料タンク本体は、鋼板にて製作し、タンク本体の外表面保護のため強化プラスチック（FRP）を施工する。
- 強化プラスチックの被覆厚さは2mm以上とする。

A部詳細



補助ボイラー燃料タンク取替工事に係る消防法手続および検査工程（案）

工程	平成27年									
	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月
地下タンク貯蔵所 (補助ボイラー燃料タンク)		▽危険物貯蔵所設置許可申請 ▽危険物貯蔵所設置許可	▽完成検査前検査 ▽中間検査 ①	▽中間検査 ② (現地吊り込み時)					▽危険物貯蔵所完成検査申請 ▽完成検査	
一般取扱所 屋内タンク (補助ボイラー燃料サービスタンク)				▽一般取扱所変更許可申請 ▽一般取扱所仮使用申請 ▽一般取扱所変更許可 ▽完成検査前検査				▽一般取扱所完成検査申請 ▽完成検査		

補助ボイラー燃料タンク取替工事に係る当社社員の力量認定について

当社社員の力量認定については、工事計画届出書の本文に示す「3.16 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」の「6.2.2 力量、教育・訓練及び認識」のプロセスに基づき、具体的実施事項を定めた社内規定「原子力発電所品質保証基準等」により力量認定をしている。補助ボイラー燃料タンク取替工事（以下「本工事」という。）に係る当社社員の力量認定について以下に示す。

また、これらの活動については、業務に必要な社内規定を定め文書体系を構築している。

1. 本工事における力量認定

(1) 原子力部及び土木建築部の力量認定

原子力部及び土木建築部の担当グループリーダーは、調達管理業務（工事計画の策定、発注仕様書の作成・承認等）に従事する要員が社内規定（原子力部 設計／調達管理標準、土木建築部 設計／調達管理標準(原子力発電所)）に基づき力量要件を満足していることを確認・認定し、調達管理業務に従事させている。

(2) 伊方発電所の力量認定

伊方発電所の工事主管課の課長は、保守管理業務（発注仕様書の作成・承認、工事管理(試験・検査を含む)等）に従事する要員が社内規定（伊方発電所 教育訓練内規、伊方発電所 保守内規 細則－8 保修技術技能認定細則）に基づき保修技術技能認定の要件を満足していることを確認・認定し、保守管理業務に従事させている。

2. 使用前検査における力量認定

本工事の使用前検査を受検する伊方発電所の設備担当課長は、使用前検査の受検業務に従事する要員が社内規定（伊方発電所 教育訓練内規、伊方発電所 検査および試験管理内規(使用前検査業務管理マニュアル)）に基づき受検担当者や受検検査員等の選任基準の要件を満足していることを確認・認定し、使用前検査受検体制を構築するとともに、使用前検査を受検する。

以上