

柏崎刈羽原子力発電所3号機

新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る

点検・評価計画書

(改訂1)

平成22年11月11日
東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 点検・評価の計画の策定	1
2.1. 点検・評価の位置付け	1
2.2. 点検・評価に関する基本的な考え方	1
2.2.1 機器レベルの点検・評価	1
2.2.2 系統レベルの点検・評価	2
2.3. 参照法令・規格基準等	4
3. 機器レベルの点検・評価	5
3.1. 設備点検	6
3.1.1 点検対象設備	6
3.1.2 点検方法策定にあたっての基本的考え方	6
3.1.3 点検方法の策定	6
3.1.4 安全管理	10
3.2. 地震応答解析	11
3.2.1 解析対象設備	11
3.2.2 解析方法	11
3.3. 総合評価	17
3.3.1 設備点検で異常が確認されなかった場合	17
3.3.2 設備点検で異常が確認された場合	18
4. 系統レベルの点検・評価	19
4.1. 対象系統	20
4.2. 試験方法の策定	20
4.3. 系統健全性の評価	23
5. 記録	24
6. 点検・評価の体制	24
7. スケジュール	25
8. 添付資料	25

1. はじめに

本計画書は、「新潟県中越沖地震を受けた柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性に係る点検・評価計画について（経済産業省 平成 19・11・06 原院第 2 号 平成 19 年 11 月 9 日）」を受け、柏崎刈羽原子力発電所 3 号機における点検・評価の計画を纏めたものである。

2. 点検・評価の計画の策定

2.1. 点検・評価の位置付け

当社においては、これまで、新潟県中越沖地震（以下、「本地震」という）後の設備点検として、耐震設計に関する知見を有する技術者による目視点検や安全上重要な機器に対する機能確認試験等を実施し、冷温停止状態が安全に維持可能であることを確認している。

今回の点検・評価の位置付けは、

- ・ 既に確認されている設備の損傷、本地震後の機器の運転状況を踏まえつつ、個別の設備（機器レベル）の損傷の有無、損傷の程度、原因について確認を行うこと
- ・ 機器レベルの健全性が確認された後に、系統レベルの健全性を確認し、系統に要求される機能が正常に発揮されることを確認すること
- ・ 今回の点検以降に計画・実施する、原子炉の蒸気を発生することが可能となった時期以降に行う性能確認試験等に先立ち、地震による設備への影響を確認すること

である。

2.2. 点検・評価に関する基本的な考え方

2.2.1 機器レベルの点検・評価

機器レベルの点検・評価とは、設備点検、地震応答解析による評価および両者の結果を踏まえた設備健全性の総合評価をいう。

設備点検では、各設備の特徴に応じて各設備が受けた地震による影響を、点検・試験等によって確認し、地震応答解析では、本地震の観測波にもとづく各設備の解析的な評価を実施する。

設備点検は、各設備に共通的に実施する目視点検、作動試験等の基本点検、および基本点検の結果や地震応答解析結果等に応じて実施する分解点検、非破壊試験等の追加点検からなる。

機器レベルの点検・評価に関する基本的な考え方は以下のとおり。(図-2.1 参照)

- ・ 原子炉安全上重要な設備については、基本点検とあわせて地震応答解析を実施し、さらに、基本点検において異常が確認された設備および地震応答解析により裕度が比較的少ないものと判断された設備については追加点検を実施する。
- ・ その他の設備については、設備点検を主体に実施し、基本点検において異常が確認された設備に対し追加点検を実施する。
- ・ 設備点検および地震応答解析による評価の両者の結果を踏まえ、設備健全性の総合評価を行う。

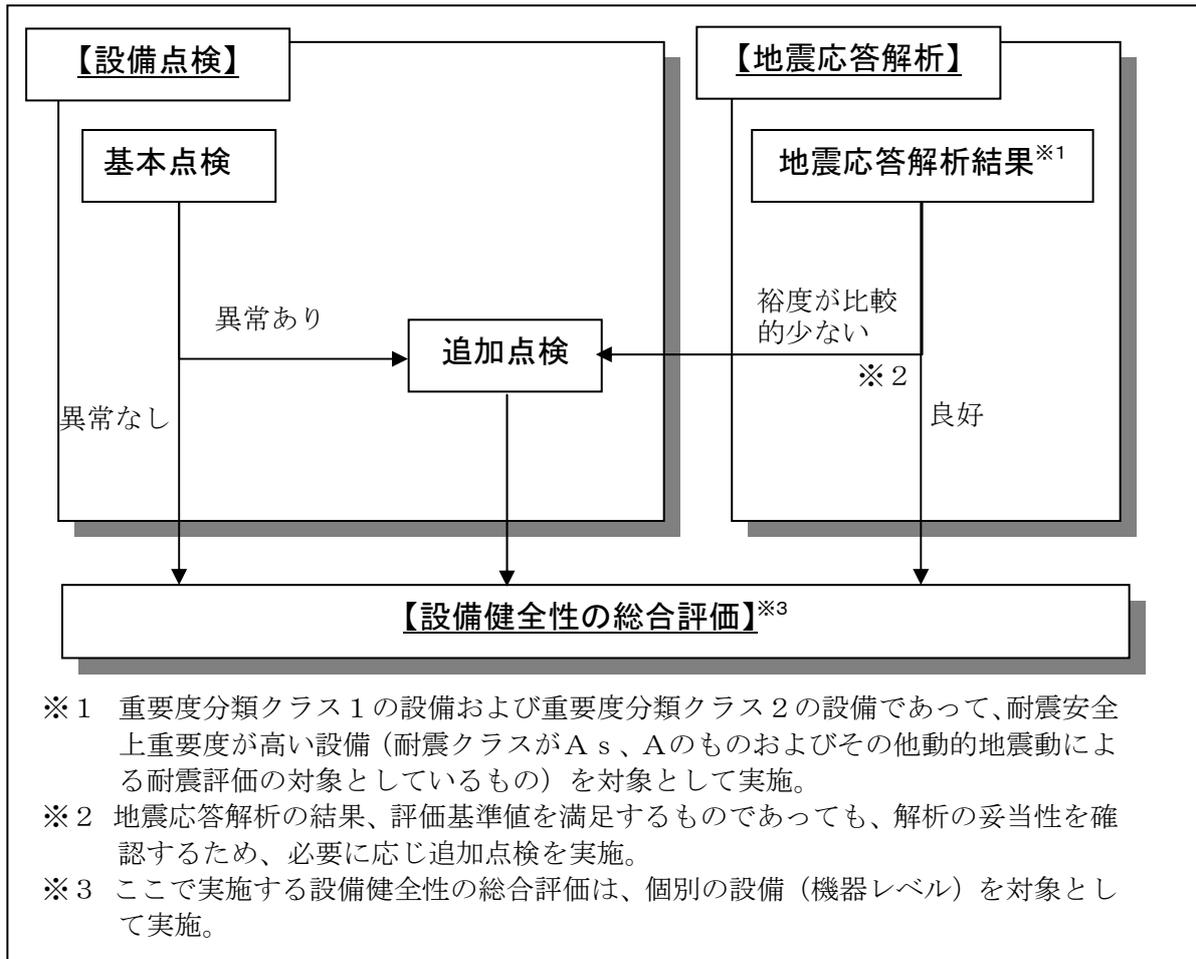
2.2.2 系統レベルの点検・評価

系統レベルの点検・評価とは、系統レベルの健全性を確認する試験(以下、「系統機能試験」という)および系統レベルの健全性の評価(以下、「系統健全性の評価」という)をいう。

系統機能試験では、系統の運転等によって、インターロック、警報の作動、弁の作動、系統流量等の状況を確認し、系統健全性の評価では、系統機能試験の結果から、系統全体の機能が正常に発揮されることを総合的に評価する。

なお、系統機能試験は、試験に係わる設備の健全性が、機器レベルの点検・評価によって確認された後に実施する。(図-2.1 参照)

機器レベルの点検・評価の範囲



系統レベルの点検・評価の範囲

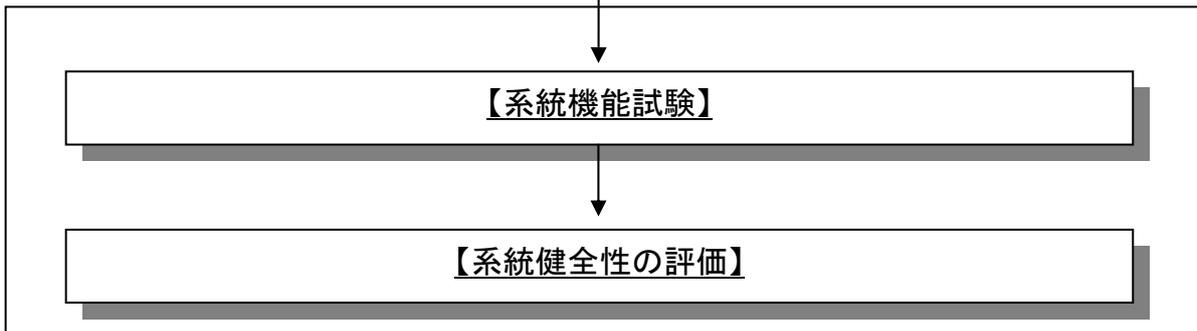


図-2.1 点検・評価の全体フロー

2.3. 参照法令・規格基準等

今回の点検計画の策定は、柏崎刈羽原子力発電所3号機における、保守管理の一環として実施する観点から、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定にて適用している「日本電気協会 原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2003)」および「日本電気協会 保守管理規程 (JEAC4209-2003)」に基づき実施する。

また、点検・評価にあたって参照する法令・規格基準等については以下のとおり。

- ・ 電気事業法
- ・ 電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
- ・ 電気設備に関する技術基準を定める省令
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- ・ 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準
- ・ 日本工業規格 (JIS)
- ・ 電気学会電気規格調査会規格 (JEC)
- ・ 日本電機工業会規格 (JEM)
- ・ 日本電気協会電気技術規程 (JEAC)
- ・ 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格
- ・ 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
- ・ 日本電気協会軽水型原子力発電所の運転保守指針 (JEAG4803)
- ・ 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針
- ・ 日本電気協会原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601) 等

3. 機器レベルの点検・評価

- 3. 1 設備点検
- 3. 2 地震応答解析
- 3. 3 総合評価

3.1. 設備点検

3.1.1 点検対象設備

電気事業法にもとづく事業用電気工作物の工事計画書に記載のある全ての設備とする（添付資料-1 参照）。また、耐震上、考慮している支持構造物等については、工事計画書に記載がない場合も点検対象とする。

なお、以下の場合には、代表設備または代表部位による点検を実施できるものとする。

- ・ 同一の設備が複数存在する場合は、地震応答の観点から、点検対象設備を選定する。
- ・ 配管系のように類似設備が多数存在する場合は、設計時の余裕度（算出値と許容値の余裕度等）、仕様、使用条件等を考慮して点検対象設備を選定する。

3.1.2 点検方法策定にあたっての基本的考え方

点検方法の策定にあたっては、以下を考慮して策定する。

- ① 各設備の種類、設置方法等から地震時に想定される損傷の形態を分析し、点検手法に反映させる。
- ② 安全上重要な機能を有する動的機器、計装系、安全保護系等については、機能確認試験を点検方法に盛り込むこと。
- ③ 現場における点検によって十分に健全性が証明できないと考えられる場合は、適宜モックアップ試験等の実施を検討すること。
- ④ 作業員被ばく低減、人身安全等の観点から点検が困難な場合は、合理的な点検を策定すること。

3.1.3 点検方法の策定

(1) 点検対象設備の分類

点検方法を策定するにあたり、原子力発電所耐震設計技術指針における機種分類を参考に、点検対象設備を地震による機能・構造への影響が類似していると考えられる機種に分類する。（表-3.1 参照）

表-3.1 点検対象設備分類一覧

動的機器	静的機器
1) 立形ポンプ	19) 原子炉圧力容器および付属機器
2) 横形ポンプ	20) 炉内構造物
3) 往復動式ポンプ	21) 配管
4) ポンプ駆動用タービン	22) 燃料ラック類
5) 電動機	23) 熱交換器
6) ファン	24) 復水器、給水加熱器、湿分分離器
7) 空気圧縮機	25) プールライニング
8) 冷凍機	26) 変圧器
9) 弁	27) 蓄電池
10) 非常用ディーゼル発電機	28) 遮断器
11) 制御棒	29) 計器、継電器、調整器、検出器、 変換器
12) ダンパ	30) 原子炉格納容器および付属機器
13) 制御棒駆動機構	31) アキュムレータ
14) 主タービン	32) ろ過脱塩器
15) 発電機	33) ストレーナ、フィルタ
16) 再循環ポンプ	34) 空気抽出器
17) 燃料取替機	35) 除湿塔
18) クレーン	36) タンク
	37) 計装ラック
	38) 制御盤・電源盤
	39) 空調ダクト
	40) 燃料体（燃料集合体およびチャン ネルボックス）
	41) 電気ヒータ
	42) 再結合装置
	43) 特殊フィルタ

※ 原子炉建屋等の建物・構築物については、その構造特性に応じた点検および構造評価を行うこととする。

(2) 各機種における点検方法

各設備が本地震を受けたことを考慮し、地震の影響が及ぶ可能性のある部位に着目した点検を行う必要がある。そこで、各機種ごとに要求機能の整理と、各部位への地震による損傷要因の想定を行ったうえで、要求機能の喪失に至る各部位の損傷形態を整理し、それぞれの損傷形態に応じた点検手法を選定する。

各機種ごとに基本点検および追加点検の手法は異なるが、運転状態の確認による点検が有効な動的機器、構造強度の確認が主体となる静的機器、一般に地震による影響が考慮され、各機種全般にわたる共通的な確認が必要な支持構造物等について、基本点検、追加点検の概要を整理すると下記のとおりとなる。

a. 動的機器

動的機器は、回転、開閉等の機能が要求されており、地震力による軸受等の損傷が想定されるが、これらの兆候の確認には、外観の確認や機器の運転状態における性能低下、振動等の確認が有効であると考えられるため、目視点検、作動試験を主体とした基本点検を実施する。

さらに、地震応答解析により裕度が比較的少ないものと判断された設備の他、以下の設備については追加点検として分解点検を行う。

- ・ 基本点検の結果、異常が確認された設備
- ・ 地震後の運転状況、運転データから分解点検を実施することが望ましいと判断した設備
- ・ 駆動源が蒸気である等の理由により、停止中に作動試験の実施が困難な設備

なお、作動試験等からは確認困難な、機能上影響のない微細なきず等についても念のために把握するとの観点から、各機種毎に適切な代表設備を選定して分解点検を実施することも考慮する。

b. 静的機器

配管、熱交換器等には耐圧、強度等の機能が要求されており、地震力による変形、割れ等の発生が想定されるが、これらの確認には、外観の確認や通水状態における漏えい確認等が有効であると考えられるため、目視点検、漏えい試験を主体とした基本点検を実施する。なお、復水器等、プラント運転状態が負圧となる設備については、真空上昇操作を実施し、インリーク試験による漏えい確認を実施する。

燃料体（燃料集合体およびチャンネルボックス）は、制御棒挿入性の確保（チャンネルボックス）、崩壊熱除去可能な形状の維持（燃料被覆管）が要求されており、地震力による変形等の発生が想定されるが、これらの確認には、外観の確認等が有効であると考えられるため、目視点検を主体とした基本点検を実施する。

また、計器、遮断器等の電気計装機器には機器性能の健全性が要求されており、地震力による機器本体の損傷や機能不全が想定されるが、これらの確認には、目視点検や絶縁抵抗測定、機能確認試験等が有効であると考えられるため、これらを主体とした基本点検を実施する。

さらに、地震応答解析により裕度が比較的少ないものと判断された設備の他、基本点検の結果、異常が確認された設備については、追加点検として非破壊試験、寸法確認等を行う。

c. 支持構造物等

耐震上、考慮している支持構造物等は、主に機器基礎部、支持脚、静的レストレイント、動的レストレイント等から構成され、これらには、構造、強度等の機能が要求されている。地震力により支持構造物本体の変形等やコンクリート定着部等の損傷（基礎ボルトの損傷、コンクリートのひび割れ等）が想定されるが、これらの確認には、変形や移動痕等に対する外観上の確認が有効であると考えられるため、目視点検を主体とした基本点検を実施する。

さらに、地震応答解析により裕度が比較的少ないものと判断された設備の他、基本点検の結果、異常が確認された設備については、追加点検として

非破壊試験、表面検査等を行う。なお、動的レストレイントについては走行試験もしくは分解点検を行う。

d. その他

- ・基本点検の実施が困難な設備については、当該設備の追加点検、類似仕様の他設備の基本点検または追加点検結果、ないしは地震応答解析結果等を以て代替点検とする。
- ・これまでに確認されている設備の損傷その他の不具合事例を踏まえて、適切な点検手法を策定する。
- ・本計画に則り得られる点検の結果および知見については、今後、策定する他の号機の点検・評価計画に適切に反映する。

(3) 評価方法

設備点検の手順および判定基準については、原則として、これまでの保守点検等において用いられる規格・指針等（表-3.2 参照）を準用して策定するが、準用が困難である場合には技術的に妥当であると確認されたものを採用するなど、各点検対象設備ごとに手順および判定基準を適切に策定する。

表-3.2 各点検・評価方法の判定基準例一覧

検査手法	手順および判定基準
目視点検	・日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-3 等
漏えい試験	・日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-2 等
作動試験	・定例試験実施時の値 ・定期事業者検査等の機能・性能試験における手順および判定基準 ・軽水型原子力発電所の運転保守指針（JEAC4803-1999） 等
絶縁抵抗測定	・電気設備に関する技術基準を定める省令 等
機能確認試験	・定期事業者検査等の機能・性能試験における手順および判定基準 等
分解点検	・定期事業者検査等の分解検査における手順および判定基準 等

3.1.4 安全管理

安全上重要な設備の点検にあたっては、マニュアル等（店所業務取扱文書「原子力プラント停止時の安全管理要領」等）を遵守して事前に他系統の運転状況、インターロックその他の安全機能のチェックを確実に実施し、原子力安全の確保を確実にする。

3.2. 地震応答解析

3.2.1 解析対象設備

重要度分類クラス1の設備および重要度分類クラス2の設備であって、耐震安全上重要度が高い設備（耐震クラスがAs、Aのものおよびその他動的地震動による耐震評価の対象としているもの）について地震応答解析を実施する。評価にあたり、下記の観点から解析対象設備を選定する。

- ・ 同一の設備が複数存在する場合は、据付床の床応答等を考慮して解析対象設備を選定する。
- ・ 配管系のように類似設備が多数存在する場合は、設計時の余裕度（算出値と許容値の余裕度等）、仕様、使用条件等を考慮して解析対象設備を選定する。

3.2.2 解析方法

(1) 地震応答解析の概要

本地震に対する設備の地震応答解析は、地震時に観測した水平方向および鉛直方向の地震記録を用いた動的解析によることを基本とし、機器・配管系の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で応答解析を行い、その結果求められた応力値、または応答加速度をもとに評価する。

原子炉建屋内の大型機器である原子炉格納容器、原子炉圧力容器および炉内構造物等の評価にあたっては、水平地震動と鉛直地震動による建屋・機器連成応答解析を行う。また、それ以外の機器・配管系の評価については、当該設備の据付床の水平方向および鉛直方向それぞれの床応答を用いた応答解析等を行う。

地震応答解析においては、設備の構造強度評価および動的機能維持評価を行う。

構造強度評価に際しては、設備の評価部位として、地震力の影響が大きいと考えられる部位（固定部等）、設計時の評価にて余裕度の小さい部位（許容値に対して算出値が厳しい部位）を選定する。

動的機能維持評価に際しては、地震時に動的機能が要求される動的機器を選定する。また、選定した動的機器の据付床における応答加速度と機能確認済加速度との比較を基本として動的機能維持評価を行う。

(2) 地震応答解析に用いる建屋応答加速度

本地震が観測された階については観測記録を用い、それ以外の階については、観測記録をもとに建屋応答解析で算出された建屋応答加速度を用いる。建屋応答加速度は、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会にて確認された値を用いる。

なお、建設時の床応答スペクトルの作成においては、建屋の地震応答の不確かさ（地盤物性、建屋剛性、地盤ばね定数の算出式および減衰定数、模擬地震波の位相特性等）を考慮して拡幅が行われるが、本評価では、観測記録、または観測記録にもとづく建屋応答解析による応答加速度を用いるため拡幅は行わない。

(3) 構造強度評価の方法

地震応答解析のうち構造強度評価は、設計時と同等の評価（スペクトルモーダル解析法等）を実施することを基本とするが、規格基準の範疇で評価の合理化を行うことも考慮する。また、余裕度の大きな設備については、簡易評価（応答倍率法等）の結果を算出値とする。評価の手順を図 3-1 に示す。

なお、疲労による影響が比較的大きいと考えられる設備については、構造強度評価にあわせて疲労評価も実施する。

a. 簡易評価（応答倍率法による評価）

大型機器である原子炉格納容器、原子炉圧力容器および炉内構造物等については、観測記録にもとづく地震力（加速度、せん断力、モーメント、軸力）と設計時における地震力との比を求め、設計時の応力に乗じることにより算出値を求め、評価基準値と比較する。

また、それ以外の機器については、本地震の観測記録にもとづく床の最大応答加速度と設計時における床の最大応答加速度の比、またはそれぞれの床応答スペクトルの比を求め、設計時の応力に乗じることにより算出値を求め、評価基準値と比較する。

b. 設計時と同等の評価

簡易評価（応答倍率法等）により、評価基準値を満足しない設備については、設計時と同等の評価を行い算出値を求め、評価基準値と比較する。

配管系は、スペクトルモーダル解析法による評価を行い算出値を求め、評価基準値と比較する。

なお、必要に応じて下記の条件を考慮する。

- ・燃料装荷の有無等、運転状態を考慮した条件の適用
- ・これまでの試験、研究等により妥当性が確認された評価手法、評価パラメータの適用
- ・床応答加速度の方向成分（NS/EW）を考慮
- ・解析モデルの精緻化

c. 詳細評価

「b. 設計時と同等の評価」にて評価基準値を満足できない場合には、より現実に近い応答が得られるよう、解析モデルへの有限要素法の適用、時刻歴解析の採用、減衰定数の見直し等、規格基準の範疇で評価の合理化を行う。

d. 評価基準値

構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補・1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991 追補版」に規定される許容応力状態Ⅲ_{AS}における許容応力を用いる。

許容応力は、設計時に用いられた値を基本とするが、運転状態における温度を考慮して値を設定することも考慮する。

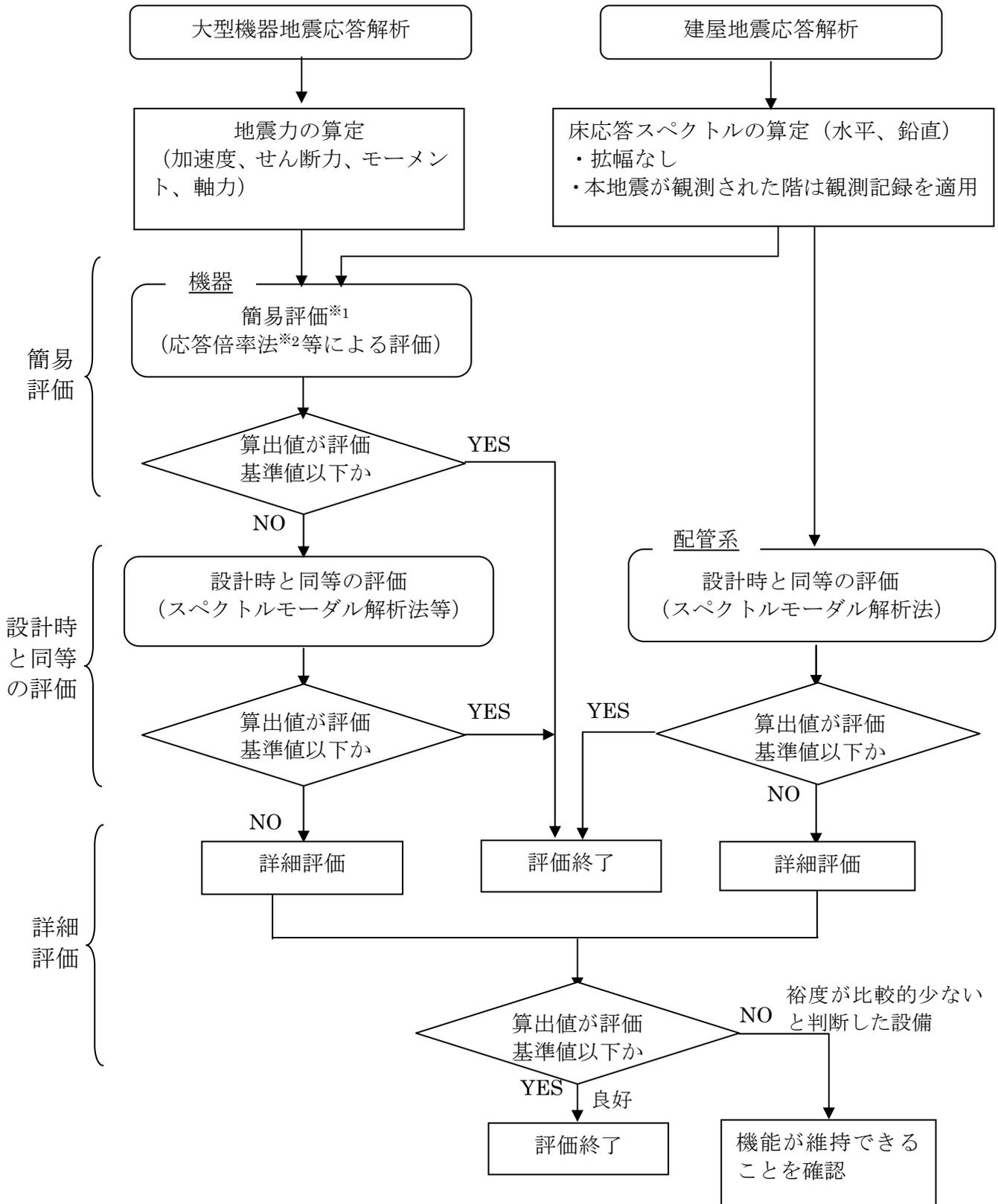
(4) 動的機能維持の評価方法

動的機能維持に関する評価は、地震観測記録にもとづき評価対象設備の応答加速度を求め、その加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプ、およびポンプ駆動用タービン等、機種ごとに試験あるいは解析により、動的機能維持

が確認された加速度である。

機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に準拠するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。

制御棒の地震時挿入性（制御棒およびチャンネルボックスの健全性）については、地震観測記録にもとづく燃料集合体の相対変位を求め、その相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認する。



※1 設備によっては、簡易評価を行わず設計時と同等の評価に移行する場合もある

※2 次ページに詳細説明を記載

図 3-1 地震応答解析の手順

※ 応答倍率法による評価

地震観測記録にもとづく地震力による算出値は、以下の方法で求める。

- ① 地震観測記録にもとづく地震力による算出値 = 設計時の応力 × 応答比
(地震および地震以外による応力)
- ② 地震観測記録にもとづく地震力による算出値 = 設計時の応力 + 設計時の応力 × 応答比
(地震以外による応力) (地震による応力)

上記の応答比は以下による。

- (a) 原子炉圧力容器や炉内構造物等、算出値を求めるにあたり、加速度、せん断力、モーメント、軸力を用いる機器

応答比 1 : 地震観測記録にもとづく地震力と設計時の地震力との比 (加速度, せん断力, モーメント, 軸力毎に応答比を算定)

- (b) ポンプの基礎ボルト等、算出値を求めるにあたり、水平加速度、鉛直加速度を用いる機器

応答比 2 : 水平方向及び上下方向のそれぞれについて算定した地震観測記録にもとづく応答加速度 (剛な設備は最大床加速度) と設計時の応答加速度 (剛な設備は最大床加速度) との比のうち、大きい方の比

3.3. 総合評価

設備点検および地震応答解析による評価の両者の結果を踏まえ、設備健全性の総合評価を行う。基本的な考え方は、以下のように設備点検で異常が確認されなかった場合と異常が確認された場合に分けて評価を実施する。

3.3.1 設備点検で異常が確認されなかった場合

(1) 構造強度評価

- ① 設備点検結果が良好で、かつ、地震応答解析において評価基準を満足する設備については、設備健全性を満足するものと評価する。
- ② 設備点検結果が良好にもかかわらず、地震応答解析において評価基準を満足しないとの結果が得られた設備については、
 - ・ 地震応答解析がなお余裕度を有している可能性、ないしは、
 - ・ 実施可能な設備点検手法によっては地震による設備への微小な影響が把握できない可能性

を考慮し、モックアップ試験、構造強度解析の合理化（規格基準の範疇に対し、より現実的な計算結果を与える合理的解析の実施）等により当該設備が十分な構造強度を有することが確認できる場合には、設備健全性を満足するものと評価する。

なお、当該設備の補修、補強または取替を実施する場合には、この限りではない。

表-3.3 設備強度に関する総合評価（解析-点検）

		設備点検：問題なし
地震応答解析 規格基準の範 疇での評価	①算出値 < III _A S	評価終了 (損傷はなく算出値はIII _A S以内)
	②算出値 > III _A S	<ul style="list-style-type: none"> ・モックアップ試験等 ・追加評価（規格基準の範疇に対し、より現実的な計算結果を与える合理的解析の実施）

(2) 動的機能維持評価

動的機能維持に関する総合評価は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に準拠し、下記のように実施する。

- ① 設備点検（分解点検、作動試験等）結果が良好で、かつ、応答加速度が機能確認済加速度を満足する設備については、設備健全性を満足するものと評価する。
- ② 応答加速度が機能確認済加速度を満足しない場合、基本点検（目視試験、作動試験）に加え、前述のように追加点検（分解点検）を実施する。損傷箇所が確認されない場合、当該設備は機能確認済加速度を超えて機能維持が可能であると考え、設備は健全性を有しているものと評価する。

表-3.4 動的機能維持に関する総合評価(解析-点検)

		設備点検：問題なし
地震応答解析	① 応答加速度 < 機能確認済加速度	評価終了
設備の応答加速度を算定し、機能確認済加速度と比較	② 応答加速度 > 機能確認済加速度	・ 追加点検（分解点検）を実施し、損傷箇所が確認されない場合、評価基準である機能確認済加速度が余裕度を有しているものと評価

3.3.2 設備点検で異常が確認された場合

(1) 構造強度評価

設備点検結果が良好では無い設備については、損傷原因の究明を行うとともに補修、補強、取替ないしは、損傷の設備健全性に与える影響の検討等の対策を講じる。

(2) 動的機能維持評価

設備点検（作動試験、分解点検等）において異常が認められた場合には、原因の究明を実施するとともに、破損箇所があれば補修、補強または取替を実施する。

4. 系統レベルの点検・評価

4. 1 対象系統

4. 2 試験方法の策定

4. 3 系統健全性の評価

4.1. 対象系統

対象系統は電気事業法に基づく事業用電気工作物の工事計画書に記載のある全ての系統とする（表-4.1 参照）。

4.2. 試験方法の策定

(1) 実施する試験

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」にて要求される系統機能を確認するため、電気事業法第55条に基づく定期事業者検査の項目のうち、系統の機能を確認する検査項目（添付資料-2 参照）を系統機能試験として実施する（表-4.1 参照）。

(2) 試験方法

系統機能試験は、検出器等の模擬作動信号あるいは手動によって系統を作動（模擬作動を含む）させ、

- ・ 論理回路の作動状況（警報表示、遮断器の作動等）
- ・ 機器の実作動状況（中操ランプ表示、現場開度計、ポンプ作動時間、弁作動時間）
- ・ 系統流量
- ・ 漏えい率

など、系統の状態を確認するためのパラメータを確認する。なお、それぞれの試験の具体的な試験方法（手順、判定基準等）については、定期事業者検査にて実施される方法を用いる。

また、地震影響に特に注意する観点から、以下の項目については重点的に確認する（添付資料-3 参照）。

a. 試験実施前の前提条件の確認

系統機能試験実施前の前提条件の確認として、試験に係わる設備の健全性が、機器レベルの点検・評価によって確認されていること及び系統機能試験に関連する定期事業者検査が完了していることを確認し、系統機能試験時に実作動の状態を確認しない論理回路確認等については、定期事業者検査の記録を個別に確認する。

b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認

インターロックから実作動までの一連の作動試験となる検査については、以下の実作動の状態を確認する。

- ① 弁の開度・作動状態
- ② ポンプ・ファンの作動状態
- ③ その他の作動機器の状態

なお、試験項目に応じて、現場での確認を実施し、確認が困難なものにあっては、測定値等により確認する。また、これらの確認においては振動診断等も活用し実施する。

c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認

設備点検で異常が確認された設備は、系統機能試験前に健全であることを確認するが、系統機能試験時に当該設備が作動する場合は、異常の内容を考慮し、復旧状態が健全であることを重点的に確認できる確認項目を定め、これを確認する。

d. 前回の試験結果(地震前)との比較

今回の試験結果については、判定基準を満たしていることに加え、前回の試験結果(地震前)との比較を行い、評価する。

表-4.1 系統機能試験一覧

対象系統	系統機能試験
(1) 原子炉本体	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止余裕試験※¹
(2) 原子炉冷却系統設備	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁機能試験 非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験 自動減圧系機能試験 タービンバイパス弁機能試験 給水ポンプ機能試験
(3) 計測制御系統設備	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒駆動系機能試験※¹ ほう酸水注入系機能試験 原子炉保護系インターロック機能試験 計装用圧縮空気系機能試験 制御棒駆動機構機能試験※¹ 選択制御棒挿入機能試験※¹
(4) 燃料設備	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋天井クレーン機能試験
(5) 放射線管理設備	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ガス処理系機能試験 中央制御室非常用循環系機能試験
(6) 廃棄設備	<ul style="list-style-type: none"> 液体廃棄物処理系機能試験 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その1） 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その2）
(7) 原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器漏えい率試験※¹ 原子炉格納容器隔離弁機能試験 可燃性ガス濃度制御系機能試験 原子炉格納容器スプレイ系機能試験 原子炉建屋気密性能試験 主蒸気隔離弁機能試験
(8) 非常用予備発電装置	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験 非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験 直流電源系機能試験
(9) 電気設備	対象なし※ ²
(10) 蒸気タービン	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気タービン性能試験（その2）※³

※1 燃料装荷状態で実施する試験

※2 原子炉の蒸気発生以前に実施する試験はなし

※3 原子炉の蒸気発生以降に実施する試験を除く

4.3. 系統健全性の評価

系統機能試験の結果を踏まえ、系統健全性の評価を行う。

系統機能試験において判定基準を満足する場合は、系統機能が正常に発揮されているものと評価する。

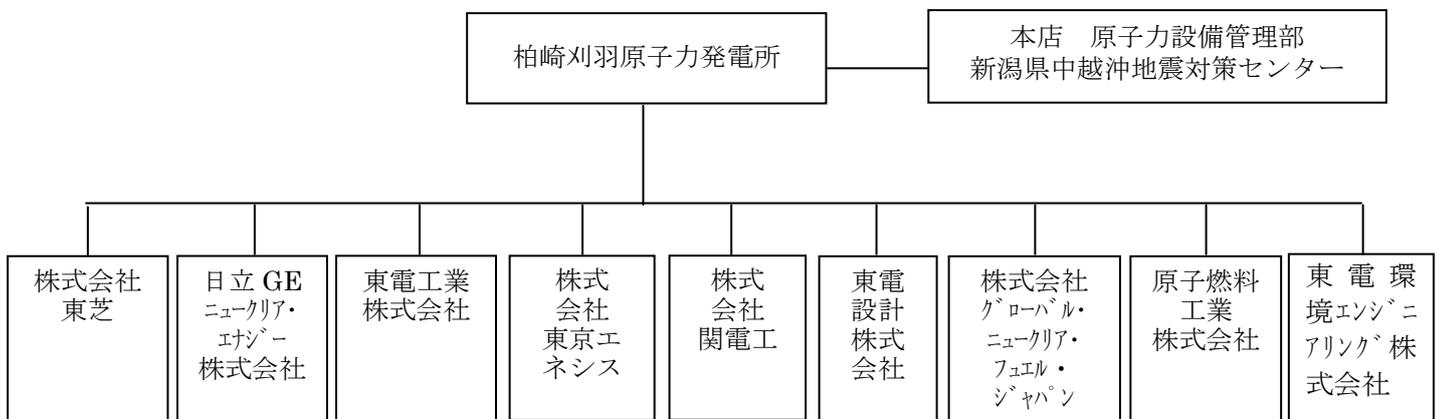
系統機能試験で異常が確認された場合は、原因の究明を行うと共に、必要に応じた対策を講じ、再度系統機能試験を行う。

5. 記録

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の原子炉施設の保守管理記録に基づき、点検・評価の実施記録、評価の結果等を記録し、当該記録の保存期間は、保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後五年が経過するまでの期間とする。

6. 点検・評価の体制

点検・評価の体制については以下のとおり。



※ 現時点における主要な体制を記載

図 6-1 点検・評価体制

点検・解析の実施者の力量管理については以下のとおりとする。

- ・ 非破壊検査作業等の有資格作業等については、必要となる有資格者を配置する。
- ・ 目視点検については、以下に留意した人員配置を行う。
 - NDIS 3413 「非破壊試験技術者の視力及び色覚の試験方法」にて準用される、JIS Z 2305 「非破壊検査—技術者の資格及び認証」にて非破壊検査員に要求される近方視力の確認を行う等、視力に問題のない者を配置すること。
 - 業務経験年数等、適切な力量を有する者を配置すること。
 - 必要に応じ、地震によって影響を受け破損しやすい箇所等を把握可能な設計者に意見を求めることが可能な体制とすること。
- ・ 系統機能試験については、検査に関する教育を受けたもの等、定期事業者検査における人員配置で実施する。

7. スケジュール

全体の工程については、以下のとおりとする。

実施内容	平成 20 年				《	平成 22 年				平成 23 年		《
	2月	3月	4月			9月	10月	11月	12月	1月	2月	
1. 機器レベルの点検・評価												
(1) 設備点検	[]				《	[]				《	※1	》
(2) 地震応答解析	[]				《	[]						
(3) 設備健全性に係る総合評価			[]		《	[]				《	※1	》
2. 系統レベルの点検・評価												
(1) 系統機能試験								[]		《		》
(2) 系統健全性の評価								[]		《		》

※1 設備点検の未実施分（漏えい確認等）

図 7-1 概略スケジュール

なお、当該工程は現時点におけるものであり、点検・評価等の進捗等により変更する可能性がある。

8. 添付資料

- (1) 柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 点検・評価対象機器一覧
- (2) 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（省令 6 2 号）の要求についての整理表
- (3) 系統機能試験における試験方法一覧

添付資料-1

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
原子炉本体	原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	B11-D003	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1	As
	原子炉圧力容器 付属構造物	原子炉格納容器スタビライザ	-	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1	As
		原子炉圧力容器基礎ボルト	-	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1	As
	原子炉圧力容器 内部構造物	蒸気乾燥器 ①蒸気乾燥器ユニット ②蒸気乾燥器ハウジング	-	-	炉内構造物	クラス3	A
		シュラウドヘッド	-	-	炉内構造物	クラス3	A
		気水分離器及びスタンドパイプ ①気水分離器 ②スタンドパイプ	-	-	炉内構造物	クラス3	A
		給水スパージャ	-	-	炉内構造物	クラス3	A
		高圧炉心スプレイスパージャ	-	-	炉内構造物	クラス1	A
		低圧炉心スプレイスパージャ	-	-	炉内構造物	クラス1	A
		ジェットポンプ	-	-	炉内構造物	クラス1	A
		残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)	-	-	炉内構造物	クラス1	A
		高圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)	-	-	炉内構造物	クラス1	A
		低圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)	-	-	炉内構造物	クラス1	A
		差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)	-	-	炉内構造物	クラス1	A
		中性子束計測案内管	-	-	炉内構造物	クラス1	A
		原子炉圧力容器 付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	-	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1
	制御棒駆動機構ハウジング		-	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1	As
	制御棒駆動機構ハウジング支持金具		-	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1	As
	中性子束計測ハウジング		-	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1	As
	ジェットポンプ計測管貫通部シール		-	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1	As
	差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーよりN11ノズルまでの外管)		-	-	炉内構造物	クラス1	As
	炉心支持構造物		炉心シュラウド	-	-	炉内構造物	クラス1
		シュラウドサポート	-	-	原子炉圧力容器及び付属機器	クラス1	As
		上部格子板	-	-	炉内構造物	クラス1	As
		炉心支持板	-	-	炉内構造物	クラス1	As
		燃料支持金具 ①中央燃料支持金具 ②周辺燃料支持金具	-	-	炉内構造物	クラス1	As
		制御棒案内管	-	-	炉内構造物	クラス1	As
		炉心	燃料集合体	-	764	燃料体	クラス1
	チャンネルボックス		-	764	燃料体	クラス1	As

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度		
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁	B21-NO-F001	A	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	B	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	C	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	D	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	E	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	F	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	G	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	H	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	J	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	K	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	L	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	M	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	N	弁	クラス1	As		
			B21-NO-F001	P	弁	クラス1	As		
		B21-NO-F001	Q	弁	クラス1	As			
				主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	B21-A001	A	アキュムレータ	クラス1	As
					B21-A001	B	アキュムレータ	クラス1	As
					B21-A001	C	アキュムレータ	クラス1	As
					B21-A001	D	アキュムレータ	クラス1	As
					B21-A001	E	アキュムレータ	クラス1	As
					B21-A001	F	アキュムレータ	クラス1	As
					B21-A001	G	アキュムレータ	クラス1	As
					B21-A001	H	アキュムレータ	クラス1	As
					B21-A001	J	アキュムレータ	クラス1	As
			B21-A001		K	アキュムレータ	クラス1	As	
			B21-A001		L	アキュムレータ	クラス1	As	
			B21-A001		M	アキュムレータ	クラス1	As	
			B21-A001	N	アキュムレータ	クラス1	As		
			B21-A001	P	アキュムレータ	クラス1	As		
			B21-A001	Q	アキュムレータ	クラス1	As		
			主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	B21-A002	C	アキュムレータ	クラス1	A	
				B21-A002	D	アキュムレータ	クラス1	A	
				B21-A002	H	アキュムレータ	クラス1	A	
				B21-A002	J	アキュムレータ	クラス1	A	
				B21-A002	N	アキュムレータ	クラス1	A	
				B21-A002	P	アキュムレータ	クラス1	A	
		B21-A002	Q	アキュムレータ	クラス1	A			

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主蒸気流量制限器	B21-FE001	A	配管	クラス1	As
				B	配管	クラス1	As
				C	配管	クラス1	As
				D	配管	クラス1	As
		主要弁	B21-NO-F002	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
				C	弁	クラス1	As
				D	弁	クラス1	As
			B21-AO-F003	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
				C	弁	クラス1	As
				D	弁	クラス1	As
		主配管1	-	-	配管	クラス1	As
		主配管2	-	-	配管	クラス2	B
		主配管3	-	-	配管	クラス3	As
	主配管4	-	-	配管	クラス3	A	
	主配管5	-	-	配管	クラス3	B	
	復水給水系	主要弁	B21-AO-F051	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
			B21-F052	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
		主配管1	-	-	配管	クラス1	As
		主配管2	-	-	配管	クラス2	As
		主配管3	-	-	配管	クラス2	B
		主配管4	-	-	配管	クラス3	B
	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ	B31-C001	A	再循環ポンプ	クラス1	As
				B	再循環ポンプ	クラス1	As
		主要弁	B31-MO-F001	A	弁	クラス1	As
B				弁	クラス1	As	
B31-MO-F002			A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
主配管1		-	-	配管	クラス1	As	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	G31-B001	-	熱交換器	クラス2	B
		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	G31-B002	A	熱交換器	クラス2	B
				B	熱交換器	クラス2	B
		原子炉冷却材浄化系ポンプ	G31-C001	A	立形ポンプ	クラス2	B
				B	立形ポンプ	クラス2	B
		原子炉冷却材浄化系ポンプ電動機	G31-C001	A	電動機	クラス2	B
				B	電動機	クラス2	B
		原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	G31-D003	A	ろ過脱塩器	クラス2	B
				B	ろ過脱塩器	クラス2	B
		主要弁	G31-MO-F003	-	弁	クラス1	As
				G31-MO-F004	-	弁	クラス1
		主配管1	-	-	配管	クラス1	As
		主配管2	-	-	配管	クラス2	B
		残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	E11-B001	A	熱交換器	クラス1
	B				熱交換器	クラス1	As
	残留熱除去系ポンプ		E11-C001	A	立形ポンプ	クラス1	As
				B	立形ポンプ	クラス1	As
				C	立形ポンプ	クラス1	As
	主要弁		E11-MO-F001	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
				C	弁	クラス1	As
			E11-MO-F004	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
			E11-MO-F006	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
				C	弁	クラス1	As
			E11-NO-F007	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
				C	弁	クラス1	As
			E11-MO-F012	A	弁	クラス1	As
	B			弁	クラス1	As	
	E11-MO-F013		A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
	E11-MO-F021		A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
	E11-MO-F024		A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
	E11-MO-F025		A	弁	クラス1	As	
B			弁	クラス1	As		
E11-MO-F028	A		弁	クラス1	As		
	B		弁	クラス1	As		
E11-NO-F029	A		弁	クラス1	As		
	B		弁	クラス1	As		
主配管1	-		-	配管	クラス1	As	
主配管2	-		-	配管	クラス1	A	
主配管3	-	-	配管	クラス3	As		
残留熱除去系ストレーナ	E11-D001 2個/組	A	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As		
		B	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As		
		C	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
原子炉冷却系統設備	低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系ポンプ	E21-C001	-	立形ポンプ	クラス1	A
		主要弁	E21-MO-F001	-	弁	クラス1	As
			E21-MO-F003	-	弁	クラス1	As
			E21-NO-F004	-	弁	クラス1	As
		主配管1	-	-	配管	クラス1	As
		主配管2	-	-	配管	クラス1	A
		低圧炉心スプレイ系ストレーナ	E21-D001	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As
	高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系ポンプ	E22-C001	-	立形ポンプ	クラス1	As
		主要弁	E22-MO-F003	-	弁	クラス1	As
			E22-NO-F004	-	弁	クラス1	As
			E22-MO-F006	-	弁	クラス1	As
		主配管1	-	-	配管	クラス1	As
		主配管2	-	-	配管	クラス1	B
		高圧炉心スプレイ系ストレーナ	E22-D010	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	E51-C001	-	横形ポンプ	クラス1	As
		原子炉隔離時冷却系ポンプ背圧式蒸気タービン	E51-C002	-	ポンプ駆動用タービン	クラス1	As
		主要弁	E51-MO-F004	-	弁	クラス1	As
			E51-AO-F005	-	弁	クラス1	As
			E51-NO-F006	-	弁	クラス1	As
			E51-MO-F007	-	弁	クラス1	As
			E51-MO-F008	-	弁	クラス1	As
			E51-MO-F009	-	弁	クラス1	As
			E51-MO-F011	-	弁	クラス1	As
			E51-MO-F012	-	弁	クラス1	As
		主配管1	-	-	配管	クラス1	As
		主配管2	-	-	配管	クラス3	As
		原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系熱交換器	P21-B001	A	熱交換器	クラス1
	B				熱交換器	クラス1	As
	C				熱交換器	クラス1	As
	D				熱交換器	クラス1	As
E	熱交換器				クラス1	As	
F	熱交換器				クラス1	As	
原子炉補機冷却水ポンプ	P21-C001		A	横形ポンプ	クラス1	As	
			B	横形ポンプ	クラス1	As	
			C	横形ポンプ	クラス1	As	
			D	横形ポンプ	クラス1	As	
主配管1	-		-	配管	クラス1	As	
主配管2	-		-	配管	クラス3	As	
主配管3	-		-	配管	クラス3	C	
主配管4	-		-	配管	ノンクラス	C	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
原子炉冷却系統設備	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	P41-C001	A	立形ポンプ	クラス1	As
				B	立形ポンプ	クラス1	As
				C	立形ポンプ	クラス1	As
				D	立形ポンプ	クラス1	As
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	P41-D001	A	ストレーナ	クラス1	As
				B	ストレーナ	クラス1	As
				C	ストレーナ	クラス1	As
				D	ストレーナ	クラス1	As
				E	ストレーナ	クラス1	As
				F	ストレーナ	クラス1	As
	主配管1	-	-	配管	クラス1	As	
	主配管2	-	-	配管	クラス3	As	
	補給水系	復水移送ポンプ	P13-C001	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	クラス3	B
				C	横形ポンプ	クラス3	B
		復水貯蔵槽	P13-A001	-	プールライニング	クラス1	B
		主配管1	-	-	配管	クラス1	B
		主配管2	-	-	配管	クラス3	B
		主配管3	-	-	配管	ハンクラス	B
		主配管4	-	-	配管	ハンクラス	C
計測制御系統設備	制御材	制御棒	-	185	制御棒	クラス1	As
	制御材駆動装置	制御棒駆動機構	B11-D008	185	制御棒駆動機構	クラス1	As
	制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプ	C12-C001	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	クラス3	B
		水圧制御ユニット(アキュムレータ)	C12-D001-125	185	アキュムレータ	クラス1	As
		水圧制御ユニット(窒素容器)	C12-D001-128	185	タンク	クラス1	As
		スクラム排出容器	C12-D011	A	タンク	クラス3	B
				B	タンク	クラス3	B
		サクシオンフィルタ	C12-D003	A	フィルタ	クラス3	B
				B	フィルタ	クラス3	B
		制御棒駆動水フィルタ	C12-D004	A	フィルタ	クラス3	B
				B	フィルタ	クラス3	B
		主配管1	-	-	配管	クラス1	As
		主配管2	-	-	配管	クラス1	B
	主配管3	-	-	配管	クラス3	As	
	主配管4	-	-	配管	クラス3	B	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	C41-C001	A	往復動式ポンプ	クラス1	A
				B	往復動式ポンプ	クラス1	A
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001	-	タンク	クラス1	A
		主配管1	-	-	配管	クラス1	As
		主配管2	-	-	配管	クラス1	A
		主配管3	-	-	配管	クラス3	A

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
燃料設備	燃料取扱装置	燃料取替機	F15-E001	-	燃料取替機	クラス2	B	
		原子炉建屋クレーン	U31-E001	-	クレーン	クラス2	B	
	燃料貯蔵設備	新燃料貯蔵設備	-	-	燃料ラック類	クラス2	C	
	使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵プール	F31-V001	-	プールライニング	クラス2	As	
		キャスクピット	F31-V004	-	プールライニング	クラス2	As	
		使用済燃料貯蔵ラック	-	-	燃料ラック類	クラス2	As	
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	-	-	燃料ラック類	クラス2	As	
		制御棒貯蔵ラック	-	-	燃料ラック類	クラス2	B	
		制御棒貯蔵ハンガ	-	-	燃料ラック類	クラス2	B	
		燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ	G41-C001	A	横形ポンプ	クラス3	B
	B			横形ポンプ	クラス3	B		
	燃料プール冷却浄化系熱交換器		G41-B001	A	熱交換器	クラス3	B	
			B	熱交換器	クラス3	B		
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器		G41-D011	A	ろ過脱塩器	クラス3	B	
			B	ろ過脱塩器	クラス3	B		
	主配管1		-	-	配管	クラス2	A	
	主配管2		-	-	配管	クラス3	B	
	放射線管理設備	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機	T22-C001	A	ファン	クラス1	A
				B	ファン	クラス1	A	
			非常用ガス処理系フィルタ	T22-D002	-	特殊フィルタ	クラス1	A
主配管			-	-	配管	クラス1	A	
中央制御室換気空調系		MCR送風機	U41-C501	A	ファン	クラス1	A	
			B	ファン	クラス1	A		
		MCR排風機	U41-C502	A	ファン	クラス1	A	
			B	ファン	クラス1	A		
		MCR再循環送風機	U41-C503	A	ファン	クラス1	A	
			B	ファン	クラス1	A		
MCR再循環フィルタ		U41-D574	-	特殊フィルタ	クラス1	A		
原子炉建屋換気空調系		R/B送風機	U41-C101	A	ファン	クラス3	C	
				B	ファン	クラス3	C	
				C	ファン	クラス3	C	
				D	ファン	クラス3	C	
		R/B排風機	U41-C102	A	ファン	クラス3	C	
				B	ファン	クラス3	C	
				C	ファン	クラス3	C	
				D	ファン	クラス3	C	
		ページ用排風機	U41-C104	-	ファン	ノンクラス	C	
	生体しゃへい装置	原子炉しゃへい壁	-	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	B	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度			
廃棄設備	液体廃棄物処理系	原子炉建屋原子炉棟高電導度廃液サンブ	K11-A101	A	タンク	クラス3	B			
				B	タンク	クラス3	B			
				C	タンク	クラス3	B			
				ドライウエル低電導度廃液サンブ	K11-A003	-	タンク	クラス3	B	
				ドライウエル高電導度廃液サンブ	K11-A105	-	タンク	クラス3	B	
			原子炉建屋原子炉棟高電導度廃液サンブポンプ	K11-C101	A	立形ポンプ	クラス3	B		
		B			立形ポンプ	クラス3	B			
		C			立形ポンプ	クラス3	B			
		D			立形ポンプ	クラス3	B			
		E			立形ポンプ	クラス3	B			
	F	立形ポンプ			クラス3	B				
		主要弁	K11-AO-F002	-	弁	クラス1	As			
				K11-AO-F003	-	弁	クラス1	As		
				K11-AO-F102	-	弁	クラス1	As		
				K11-AO-F103	-	弁	クラス1	As		
		廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性ドレン移送系	主配管1	-	-	配管	クラス1	As		
			主配管2	-	-	配管	クラス3	B		
	主配管3		-	-	配管	ノンクラス	B			
	主配管4		-	-	配管	ノンクラス	C			
原子炉格納施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器	T11	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
		原子炉格納容器貫通部(配管貫通部)	-	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
	圧力低減装置その他の安全装置	真空破壊弁	T11-NO-F025	A	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				B	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				C	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				D	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				E	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				F	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				G	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				H	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				J	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				K	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
				L	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
					ダイヤフラムフロア	-	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A
					ベント管	-	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A
		原子炉格納容器スプレイ管	ドライウエル側	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A			
	サブレクションチェンバ側		-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A				

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
原子炉格納施設	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置ブロウ	T49-C001	A	再結合装置	クラス1	A	
				B	再結合装置	クラス1	A	
		可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置加熱器	-	A	再結合装置	クラス1	A	
				B	再結合装置	クラス1	A	
		可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置	T49-A001	A	再結合装置	クラス1	A	
				B	再結合装置	クラス1	A	
		可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置内配管	-	-	配管	クラス1	A	
		主要弁	T49-MO-F001	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			T49-MO-F003	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			T49-MO-F007	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			T49-MO-F008	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			主配管1	-	-	配管	クラス1	As
			主配管2	-	-	配管	クラス1	A
		不活性ガス系	主要弁	T31-AO-F001	-	弁	クラス1	As
	T31-AO-F002			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F003			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F004			A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F005			A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F010			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F011			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F012			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F016			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F019			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F020			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F021			-	弁	クラス1	As	
	T31-AO-F022			-	弁	クラス1	As	
	主配管1	-	-	配管	クラス1	As		
主配管2	-	-	配管	クラス3	C			
主配管3	-	-	配管	ノンクラス	C			

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	R43-C001	A	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
		调速装置	R43-C001 付属	A	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
		非常调速装置	R43-C001 付属	A	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
		排気タービン過給機	R43-C001 付属	A-R	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				A-L	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B-R	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B-L	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
		機関付清水ポンプ	R43-C007	A	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
		空気だめ	R43-A004	A-1	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				A-2	非常用ディーゼル発電機	ノンクラス	As
				B-1	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B-2	非常用ディーゼル発電機	ノンクラス	As
		空気だめの安全弁	R43-F070	A	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
			R43-F071	A	非常用ディーゼル発電機	ノンクラス	As
				B	非常用ディーゼル発電機	ノンクラス	As
		空気圧縮機	R43-C005	A-1	非常用ディーゼル発電機	クラス3	As
				A-2	非常用ディーゼル発電機	クラス3	As
				B-1	非常用ディーゼル発電機	クラス3	As
				B-2	非常用ディーゼル発電機	クラス3	As
燃料ディタンク	R43-A005	A	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As		
		B	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As		
内燃機関に附属する煙突	R43-D007	A	非常用ディーゼル発電機	クラス3	As		
		B	非常用ディーゼル発電機	クラス3	As		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
非常用予備発電装置	高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発 電設備	ディーゼル機関	R44-C001	H	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
		调速装置	R44-C001 付属	H	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
		非常调速装置	R44-C001 付属	H	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
		排気タービン過給機	R44-C001H 付属	操作側	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
				発電機 側	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
		機関付清水ポンプ	R44-C007	H	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
		空気だめ	R44-A004	H-1	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
				H-2	非常用ディーゼル 発電機	ノンクラス	As	
		空気だめの安全弁	R44-F070	H	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
				H	非常用ディーゼル 発電機	ノンクラス	As	
		空気圧縮機	R44-C005	H-1	非常用ディーゼル 発電機	クラス3	As	
				H-2	非常用ディーゼル 発電機	クラス3	As	
		燃料ディタンク	R44-A005	H	非常用ディーゼル 発電機	クラス1	As	
	内燃機関に附属する煙突	R44-D007	H	非常用ディーゼル 発電機	クラス3	As		
	高圧炉心スプレ イディーゼル補機 冷却水系	高圧炉心スプレディーゼル 補機冷却水ポンプ	P26-C001	-	横形ポンプ	クラス1	As	
		高圧炉心スプレディーゼル 補機冷却水系熱交換器	P26-B001	-	熱交換器	クラス1	As	
		主管	-	-	配管	クラス1	As	
		高圧炉心スプレ イディーゼル補機 冷却海水系	高圧炉心スプレディーゼル 補機冷却海水ポンプ	P46-C001	-	立形ポンプ	クラス1	As
			高圧炉心スプレディーゼル 補機冷却海水系ストレーナ	P46-D001	-	ストレーナ	クラス1	As
主管1			-	-	配管	クラス1	As	
主管2	-		-	配管	クラス3	As		
補助ボイラー	補助ボイラーに 附属する設備の 減圧装置及び安 全弁	所内蒸気系原子炉建屋入口 減圧弁	P61-PCV- F051	-	弁	ノンクラス	C	
		所内温水系バックアップ熱交 換器入口減圧弁	P61-PCV- F069	-	弁	ノンクラス	C	
		所内蒸気系原子炉建屋入口 安全弁	P61-F054	-	弁	ノンクラス	C	
	補助ボイラーに 附属する管外径 150mm以上の 管	主管1	-	-	配管	クラス3	C	
		主管2	-	-	配管	ノンクラス	C	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
計測制御系統設備	一次冷却材流量計測装置 (原子炉冷却材再循環系冷却材再循環流量)	PLRポンプ吸込流量	B31-FT003	A	変換器	クラス3	A	
				E	変換器	クラス3	A	
	一次冷却材流量計測装置 (主蒸気系主蒸気流量)	主蒸気管流量	B21-FT001	A-1	変換器	クラス3	As	
				A-2	変換器	クラス3	As	
				B-1	変換器	クラス3	As	
				B-2	変換器	クラス3	As	
				C-1	変換器	クラス3	As	
				C-2	変換器	クラス3	As	
				D-1	変換器	クラス3	As	
				D-2	変換器	クラス3	As	
	原子炉圧力容器水位計測装置 (原子炉水位)	原子炉水位(狭帯域)	B21-LT024	A	変換器	クラス1	As	
				B	変換器	クラス1	As	
				C	変換器	クラス1	As	
				D	変換器	クラス1	As	
			B21-LT038	A	変換器	クラス1	As	
				B	変換器	クラス1	As	
			B21-LT061	A	変換器	クラス3	As	
				B	変換器	クラス3	As	
			原子炉水位(広帯域)	B21-LT026	A	変換器	クラス1	As
					B	変換器	クラス1	As
					C	変換器	クラス1	As
					D	変換器	クラス1	As
		B21-LT031		A	変換器	クラス1	As	
				B	変換器	クラス1	As	
				C	変換器	クラス1	As	
				D	変換器	クラス1	As	
		B21-LT036		A	変換器	クラス3	As	
				B	変換器	クラス3	As	
				C	変換器	クラス3	As	
				D	変換器	クラス3	As	
		B21-LT037	A	変換器	クラス1	As		
			B	変換器	クラス1	As		
			C	変換器	クラス1	As		
D			変換器	クラス1	As			
原子炉水位(燃料域)	B21-LT044	A	変換器	クラス3	As			
		B	変換器	クラス3	As			
	一次冷却材圧力計測装置 (原子炉圧力)	原子炉圧力	B21-PT023	A	変換器	クラス1	As	
				B	変換器	クラス1	As	
C				変換器	クラス1	As		
D				変換器	クラス1	As		
B21-PT051	A	変換器	クラス2	As				
	B	変換器	クラス2	As				
	B21-PT059	-	変換器	クラス3	As			
	B21-PT062	-	変換器	クラス3	As			
一次冷却材流量計測装置 (残留熱除去系系統流量)	RHR系統流量	E11-FT005	A	変換器	クラス2	As		
			B	変換器	クラス2	As		
			C	変換器	クラス2	A		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	一次冷却材温度計測装置 (残留熱除去系熱交換器入口温度)	RHR熱交換器入口温度	E11-TE008	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
	一次冷却材温度計測装置 (残留熱除去系熱交換器出口温度)	RHR熱交換器出口温度	E11-TE010	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
	一次冷却材流量計測装置 (低圧炉心スプレイ系 系統流量)	LPCS系統流量	E21-FT006	-	変換器	クラス2	A
	一次冷却材流量計測装置 (高圧炉心スプレイ系 系統流量)	HPCS系統流量	E22-FT007-2	-	変換器	クラス2	As
	一次冷却材圧力計測装置 (高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力)	HPCSポンプ吐出圧力	E22-PT006	-	変換器	ノンクラス	As
	一次冷却材流量計測装置 (原子炉冷却材浄化系 系統流量)	CUW入口流量	E31-FT001	A	変換器	ノンクラス	As
	一次冷却材流量計測装置 (原子炉隔離時冷却系 系統流量)	RCIC系統流量	E51-FT004	-	変換器	クラス1	As
	一次冷却材圧力計測装置 (原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力)	RCICポンプ吐出圧力	E51-PT003	-	変換器	ノンクラス	As
	一次冷却材圧力計測装置 (原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン入口蒸気圧力)	RCICタービン入口圧力	E51-PT007	-	変換器	ノンクラス	As
	一次冷却材温度計測装置 (原子炉冷却材再循環系 冷却材再循環水温度)	PLRポンプ吸込温度	B31-TE005	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
	一次冷却材圧力計測装置 (主蒸気系 主蒸気圧力)	主蒸気圧力	N11-PT003	A	変換器	ノンクラス	B
				B	変換器	ノンクラス	B
				C	変換器	ノンクラス	B
一次冷却材温度計測装置 (主蒸気系 主蒸気温度)	主蒸気タービン入口温度	N11-TE006	A	検出器	ノンクラス	B	
			B	検出器	ノンクラス	B	
			C	検出器	ノンクラス	B	
			D	検出器	ノンクラス	B	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	一次冷却材流量計測装置 (給水系 給水流量)	原子炉給水流量	N21-FT087	A-1	変換器	クラス3	B
				A-2	変換器	クラス3	B
				B-1	変換器	クラス3	B
				B-2	変換器	クラス3	B
	一次冷却材流量計測装置 (復水系 復水流量)	復水脱塩装置出口流量	N21-FT023	A	変換器	ノンクラス	B
	一次冷却材温度計測装置 (給水系 給水温度)	第1給水加熱器出口給水温度	N21-TE086	A	検出器	ノンクラス	B
				B	検出器	ノンクラス	B
	一次冷却材水質計測装置 (原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器入口導電率)	原子炉水 導電率	P91-CE-RB03A(A)	-	検出器	ノンクラス	C
	一次冷却材水質計測装置 (原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器出口導電率)	CUW F/D出口導電率	P91-CE-RB04	A	検出器	ノンクラス	C
				B	検出器	ノンクラス	C
	一次冷却材水質計測装置 (復水浄化系復水ろ過装置入口導電率)	復水ろ過装置入口導電率	P91-CE-TB05A(A)	-	検出器	ノンクラス	C
	一次冷却材水質計測装置 (復水浄化系復水脱塩装置出口導電率)	復水脱塩装置出口導電率	P91-CE-TB07A	-	検出器	ノンクラス	C
	原子炉水位 原子炉水位低 原子炉圧力高	原子炉系(I A)計装ラック	H22-P001	-	計装ラック	クラス1	As
		原子炉系(I B)計装ラック	H22-P002	-	計装ラック	クラス1	As
		原子炉系(II A)計装ラック	H22-P003	-	計装ラック	クラス1	As
		原子炉系(II B)計装ラック	H22-P004	-	計装ラック	クラス1	As
	原子炉水位	ジェットポンプ(A系)計装ラック	H22-P009	-	計装ラック	クラス3	As
		ジェットポンプ(B系)計装ラック	H22-P010	-	計装ラック	クラス3	As
	主蒸気系(主蒸気流量)	主蒸気流量(I A)計装ラック	H22-P011	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(I B)計装ラック	H22-P012	-	計装ラック	クラス1	As
主蒸気流量(II A)計装ラック		H22-P013	-	計装ラック	クラス1	As	
主蒸気流量(II B)計装ラック		H22-P014	-	計装ラック	クラス1	As	
原子炉冷却材再循環系(冷却材再循環流量)	原子炉冷却材再循環系(I系)計装ラック	H22-P020	-	計装ラック	クラス3	A	
原子炉水位	PLRポンプトリップ(I系)計装ラック	H22-P024	-	計装ラック	クラス3	As	
	PLRポンプトリップ(II系)計装ラック	H22-P025	-	計装ラック	クラス3	As	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	残留熱除去系(系統流量)	残留熱除去系(A)計装ラック	H22-P047	-	計装ラック	クラス2	As
		残留熱除去系(B)計装ラック	H22-P048	-	計装ラック	クラス2	As
		残留熱除去系(C)計装ラック	H22-P049	-	計装ラック	クラス2	A
	低圧炉心スプレイ系(系統流量)	低圧炉心スプレイ系計装ラック	H22-P051	-	計装ラック	クラス2	A
	高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系計装ラック	H22-P053	-	計装ラック	クラス2	As
	原子炉冷却材浄化系(系統流量)	漏えい検出系(I系)計装ラック	H22-P055	-	計装ラック	ノンクラス	As
	原子炉隔離時冷却系(系統流量)	原子炉隔離時冷却系計装ラック	H22-P063	-	計装ラック	クラス1	As
	原子炉冷却材浄化系(ろ過脱塩器入口導電率)	原子炉水導電率計ラック	H22-P455	-	計装ラック	ノンクラス	C
	復水浄化系復水ろ過装置入口導電率	復水浄化系導電率計ラック	H22-P518	-	計装ラック	ノンクラス	C
	主蒸気系(主蒸気圧力)	MSPS計器架台	H22-P701	-	計装ラック	ノンクラス	B
	復水系(復水流量)	復水脱塩装置出口流量計器架台	H22-P708	-	計装ラック	ノンクラス	B
	給水系(給水流量)	原子炉給水流量計器架台	H22-P826	-	計装ラック	クラス3	B
	中性子源領域計測装置	SRM(検出器)	C51-SRM	4個	検出器	クラス2	A
		SRMユニット	C51-Z601	A	計器	クラス2	A
				B	計器	クラス2	A
				C	計器	クラス2	A
				D	計器	クラス2	A
	中間領域計測装置	IRM(検出器)	C51-IRM	8個	検出器	クラス1	A
		IRMユニット	C51-Z602	A	計器	クラス1	A
				B	計器	クラス1	A
				C	計器	クラス1	A
D				計器	クラス1	A	
E				計器	クラス1	A	
F				計器	クラス1	A	
G				計器	クラス1	A	
H				計器	クラス1	A	
SRM/IRM盤	H11-P635	-	制御盤	クラス1	A		
		H11-P636	-	制御盤	クラス1	A	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	出力領域計測装置	LPRM(検出器)	C51-LPRM	172個	検出器	クラス1	A
		APRM	C51-Z654	A	計器	クラス1	A
				B	計器	クラス1	A
				C	計器	クラス1	A
				D	計器	クラス1	A
				E	計器	クラス1	A
				F	計器	クラス1	A
		LPRM	C51-Z655	A	計器	クラス1	A
				B	計器	クラス1	A
		RBMユニット	C51-Z656	A	計器	クラス3	C
				B	計器	クラス3	C
		出力領域モニタ盤	H11-P608-1	-	制御盤	クラス1	A
				H11-P608-2	-	制御盤	クラス1
		移動式炉心内計測装置	TIP(検出器)	C51-NE008	A	検出器	ノンクラス
	B				検出器	ノンクラス	C
	C				検出器	ノンクラス	C
	D				検出器	ノンクラス	C
	E				検出器	ノンクラス	C
	原子炉スクラム信号(原子炉圧力高)	原子炉圧力	B21-PT023	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			B21-PS623	A-1	計器	クラス1	As
				B-1	計器	クラス1	As
				C-1	計器	クラス1	As
				D-1	計器	クラス1	As
	原子炉スクラム信号(原子炉水位低)	原子炉水位(狭帯域)	B21-LT024	A	変換器	クラス1	As
B				変換器	クラス1	As	
C				変換器	クラス1	As	
D				変換器	クラス1	As	
B21-LS624			A	計器	クラス1	As	
			B	計器	クラス1	As	
			C	計器	クラス1	As	
			D	計器	クラス1	As	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
計測制御系統設備	原子炉スクラム信号(中性子束高)(中性子束計装動作不能)	IRMユニット	C51-Z602	A	計器	クラス1	A	
				B	計器	クラス1	A	
				C	計器	クラス1	A	
				D	計器	クラス1	A	
				E	計器	クラス1	A	
				F	計器	クラス1	A	
				G	計器	クラス1	A	
				H	計器	クラス1	A	
			APRM	C51-Z654	A	計器	クラス1	A
					B	計器	クラス1	A
					C	計器	クラス1	A
					D	計器	クラス1	A
					E	計器	クラス1	A
					F	計器	クラス1	A
	原子炉スクラム信号(スクラムディスチャージボリュウム水位高)	スクラム排出容器水位(レベルスイッチ)	C12-LS016	1C	計器	クラス1	As	
				1D	計器	クラス1	As	
				2A	計器	クラス1	As	
				2B	計器	クラス1	As	
			スクラム排出容器水位(差圧検出器)	C12-LT016	1A	変換器	クラス1	As
					1B	変換器	クラス1	As
					2C	変換器	クラス1	As
					2D	変換器	クラス1	As
		C12-LS616		1A	計器	クラス1	As	
				1B	計器	クラス1	As	
			2C	計器	クラス1	As		
			2D	計器	クラス1	As		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	原子炉スクラム信号(ドライウェル圧力高)	ドライウェル圧力	C71-PT002	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			C71-PS602	A-1	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
	原子炉スクラム信号(地震加速度大)	水平方向地震加速度検出器(T. M. S. L. -32. 5m)	C71-D001	A	検出器	クラス1	As
				B	検出器	クラス1	As
				C	検出器	クラス1	As
				D	検出器	クラス1	As
		水平方向地震加速度検出器(T. M. S. L. 12. 8m)	C71-D002	A	検出器	クラス1	As
				B	検出器	クラス1	As
				C	検出器	クラス1	As
				D	検出器	クラス1	As
		鉛直方向地震加速度検出器(T. M. S. L. -32. 5m)	C71-D003	A	検出器	クラス1	As
				B	検出器	クラス1	As
				C	検出器	クラス1	As
				D	検出器	クラス1	As
	原子炉スクラム信号(主蒸気管放射能高)	主蒸気管放射線モニタ	D11-RE001	A	検出器	クラス1	A
				B	検出器	クラス1	A
				C	検出器	クラス1	A
				D	検出器	クラス1	A
			D11-Z601	A	計器	クラス1	A
				B	計器	クラス1	A
				C	計器	クラス1	A
				D	計器	クラス1	A
	原子炉スクラム信号(主蒸気止め弁閉)	主蒸気止め弁(MSV-1~4)原子炉保護用-2	N32-POS115	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
主蒸気止め弁(MSV-1~4)原子炉保護用-1		N32-POS120	A	計器	クラス1	As	
			B	計器	クラス1	As	
			C	計器	クラス1	As	
			D	計器	クラス1	As	
原子炉スクラム信号(蒸気加減弁急速閉)	第1~4蒸気加減弁急速作動電磁弁作動用	N32-POS113	A	計器	クラス1	As	
			B	計器	クラス1	As	
			C	計器	クラス1	As	
			D	計器	クラス1	As	
	蒸気加減弁(CV-1~4)急閉用	N32-PS022	A	計器	クラス1	As	
			B	計器	クラス1	As	
			C	計器	クラス1	As	
			D	計器	クラス1	As	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	その他の原子炉格納容器隔離弁(原子炉水位低)	原子炉水位(狭帯域)	B21-LT024	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			B21-LS624	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
		原子炉水位(広帯域)	B21-LT026	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			B21-LS626	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
	非常用ガス処理系(原子炉水位低)	原子炉水位(狭帯域)	B21-LT024	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			B21-LS624	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
	高圧炉心スプレイ系(原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT031	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
B21-LS631			A	計器	クラス1	As	
			B	計器	クラス1	As	
			C	計器	クラス1	As	
			D	計器	クラス1	As	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	低圧炉心スプレイ系(原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT037	A	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
			B21-LS637	A-2	計器	クラス1	As
				C-2	計器	クラス1	As
	残留熱除去系(原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT037	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			B21-LS637	A-2	計器	クラス1	As
				B-2	計器	クラス1	As
				C-2	計器	クラス1	As
				D-2	計器	クラス1	As
自動減圧系(原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT037	A	変換器	クラス1	As	
			B	変換器	クラス1	As	
			C	変換器	クラス1	As	
			D	変換器	クラス1	As	
		B21-LS637	A-2	計器	クラス1	As	
			B-2	計器	クラス1	As	
			C-2	計器	クラス1	As	
			D-2	計器	クラス1	As	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	その他の原子炉格納容器隔離弁(ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	C71-PT002	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			C71-PS602	A-1	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
	非常用ガス処理系(ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	C71-PT002	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			C71-PS602	A-1	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
	高圧炉心スプレイ系(ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	B21-PT047	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			B21-PS647	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
	低圧炉心スプレイ系(ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	B21-PT048	A	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
			B21-PS648	A	計器	クラス1	A
				C	計器	クラス1	A
残留熱除去系(ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	B21-PT048	A	変換器	クラス1	As	
			B	変換器	クラス1	As	
			C	変換器	クラス1	As	
			D	変換器	クラス1	As	
		B21-PS648	A	計器	クラス1	A	
			B	計器	クラス1	A	
			C	計器	クラス1	A	
			D	計器	クラス1	A	
自動減圧系(ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	B21-PT048	A	変換器	クラス1	As	
			B	変換器	クラス1	As	
			C	変換器	クラス1	As	
			D	変換器	クラス1	As	
		B21-PS648	A	計器	クラス1	A	
			B	計器	クラス1	A	
			C	計器	クラス1	A	
			D	計器	クラス1	A	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	非常用ガス処理系 (原子炉建屋原子炉棟放射能高)	燃料取替エリア排気放射線モニタ	D11-RE022	A	検出器	クラス1	A
				B	検出器	クラス1	A
				C	検出器	クラス1	A
				D	検出器	クラス1	A
			D11-Z622	A	計器	クラス1	A
				B	計器	クラス1	A
				C	計器	クラス1	A
				D	計器	クラス1	A
		原子炉建屋換気空調系排気放射線モニタ	D11-RE003	A	検出器	クラス1	A
				B	検出器	クラス1	A
				C	検出器	クラス1	A
				D	検出器	クラス1	A
	D11-Z603		A	計器	クラス1	A	
			B	計器	クラス1	A	
			C	計器	クラス1	A	
			D	計器	クラス1	A	
	主蒸気隔離弁 (原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT026	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			B21-LS626	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
主蒸気隔離弁 (主蒸気管放射能高)		主蒸気管放射線モニタ	D11-RE001	A	検出器	クラス1	A
				B	検出器	クラス1	A
				C	検出器	クラス1	A
				D	検出器	クラス1	A
	D11-Z601	A	計器	クラス1	A		
		B	計器	クラス1	A		
		C	計器	クラス1	A		
		D	計器	クラス1	A		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	主蒸気隔離弁 (主蒸気管流量大)	主蒸気管(A)差圧	E31-D PT008	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			E31-D DPS608	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
		主蒸気管(B)差圧	E31-D PT009	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			E31-D DPS609	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
		主蒸気管(C)差圧	E31-D PT010	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
			E31-D DPS610	A	計器	クラス1	As
				B	計器	クラス1	As
				C	計器	クラス1	As
				D	計器	クラス1	As
		主蒸気管(D)差圧	E31-D PT011	A	変換器	クラス1	As
				B	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
				D	変換器	クラス1	As
E31-D DPS611	A		計器	クラス1	As		
	B		計器	クラス1	As		
	C		計器	クラス1	As		
	D		計器	クラス1	As		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	主蒸気隔離弁 (主蒸気管トンネル温度高)	主蒸気管区域漏えい検出(換気入口温度)	E31-TE129	A	検出器	クラス1	As
				B	検出器	クラス1	As
				C	検出器	クラス1	As
				D	検出器	クラス1	As
		主蒸気管区域漏えい検出(換気出口温度)	E31-TE130	A	検出器	クラス1	As
				B	検出器	クラス1	As
				C	検出器	クラス1	As
				D	検出器	クラス1	As
		主蒸気管区域漏えい検出(周囲温度)	E31-TE131	A	検出器	クラス1	As
				B	検出器	クラス1	As
				C	検出器	クラス1	As
				D	検出器	クラス1	As
	E31-TE139		A	検出器	クラス1	As	
			B	検出器	クラス1	As	
			C	検出器	クラス1	As	
			D	検出器	クラス1	As	
	E31-TE140		A	検出器	クラス1	As	
			B	検出器	クラス1	As	
			C	検出器	クラス1	As	
			D	検出器	クラス1	As	
	E31-TE141	A	検出器	クラス1	As		
		B	検出器	クラス1	As		
		C	検出器	クラス1	As		
		D	検出器	クラス1	As		
	E31-TE142	A	検出器	クラス1	As		
		B	検出器	クラス1	As		
		C	検出器	クラス1	As		
		D	検出器	クラス1	As		
E31-TE143	A	検出器	クラス1	As			
	B	検出器	クラス1	As			
	C	検出器	クラス1	As			
	D	検出器	クラス1	As			
E31-TE144	A	検出器	クラス1	As			
	B	検出器	クラス1	As			
	C	検出器	クラス1	As			
	D	検出器	クラス1	As			

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
計測制御系統設備	主蒸気隔離弁 (主蒸気管トンネル温度高)	主蒸気管区域漏えい検出(周囲温度)	E31-TE145	A	検出器	クラス1	As	
				B	検出器	クラス1	As	
				C	検出器	クラス1	As	
				D	検出器	クラス1	As	
			E31-TE146	A	検出器	クラス1	As	
				B	検出器	クラス1	As	
				C	検出器	クラス1	As	
				D	検出器	クラス1	As	
			E31-TE147	A	検出器	クラス1	As	
				B	検出器	クラス1	As	
				C	検出器	クラス1	As	
				D	検出器	クラス1	As	
			各所蒸気漏えい温度	E31-TS601	A	計器	クラス1	As
					B	計器	クラス1	As
					C	計器	クラス1	As
					D	計器	クラス1	As
	主蒸気隔離弁 (主蒸気管圧力低)	主蒸気タービン入口圧力-1~4	N11-PT005	A	変換器	クラス1	As	
				B	変換器	クラス1	As	
				C	変換器	クラス1	As	
				D	変換器	クラス1	As	
			N11-PS605	A	計器	クラス1	As	
				B	計器	クラス1	As	
				C	計器	クラス1	As	
				D	計器	クラス1	As	
	主蒸気隔離弁 (復水器真空度低)	復水器器内圧力(MSIV閉用)	N36-PT026	A	変換器	クラス1	As	
				B	変換器	クラス1	As	
				C	変換器	クラス1	As	
				D	変換器	クラス1	As	
N36-PS626			A	計器	クラス1	A		
			B	計器	クラス1	A		
			C	計器	クラス1	A		
			D	計器	クラス1	A		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	原子炉水位 原子炉水位低 原子炉圧力高	原子炉系(I A)計装ラック	H22-P001	-	計装ラック	クラス1	As
		原子炉系(I B)計装ラック	H22-P002	-	計装ラック	クラス1	As
		原子炉系(II A)計装ラック	H22-P003	-	計装ラック	クラス1	As
		原子炉系(II B)計装ラック	H22-P004	-	計装ラック	クラス1	As
	格納容器圧力高	ドライウエル圧力(I A)計装ラック	H22-P005	-	計装ラック	クラス1	As
		ドライウエル圧力(I B)計装ラック	H22-P006	-	計装ラック	クラス1	As
		ドライウエル圧力(II A)計装ラック	H22-P007	-	計装ラック	クラス1	As
		ドライウエル圧力(II B)計装ラック	H22-P008	-	計装ラック	クラス1	As
	主蒸気隔離弁 (主蒸気管流量大)	主蒸気流量(I A)計装ラック	H22-P011	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(I B)計装ラック	H22-P012	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(II A)計装ラック	H22-P013	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(II B)計装ラック	H22-P014	-	計装ラック	クラス1	As
	主蒸気隔離弁 (主蒸気管圧力低)	原子炉保護用主蒸気圧力(A)計器架台	H22-P710	-	計装ラック	クラス1	As
		原子炉保護用主蒸気圧力(B)計器架台	H22-P711	-	計装ラック	クラス1	As
	蒸気加減弁急速閉	原子炉保護用加減弁急閉計器架台-1	H22-P720	-	計装ラック	クラス1	As
		原子炉保護用加減弁急閉計器架台-2	H22-P721	-	計装ラック	クラス1	As
	主蒸気隔離弁 (復水器真空度低)	MSIV閉用復水器器内圧力(A)計器架台	H22-P704	-	計装ラック	クラス1	As
		MSIV閉用復水器器内圧力(B)計器架台	H22-P705	-	計装ラック	クラス1	As
	スクラムディスチャージボリューム水位高	CRDスクラム排出容器(A)水位計器架台	H22-P850	-	計装ラック	クラス1	As
		CRDスクラム排出容器(B)水位計器架台	H22-P851	-	計装ラック	クラス1	As
圧力制御	主タービンEHC盤	H12-P685	-	制御盤	クラス3	C	
原子炉再循環流量制御	原子炉再循環流量制御系盤	H12-P612-2	-	制御盤	クラス3	C	
給水制御	給水流量制御系盤	H12-P612-1	-	制御盤	クラス3	C	
制御棒位置制御	制御棒監視制御盤	H11-P615	-	制御盤	クラス3	C	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度		
計測制御系統設備	安全保護系	原子炉緊急停止系盤	H11-P609	A	制御盤	クラス1	As		
			H11-P611	B	制御盤	クラス1	As		
		出力領域モニタ盤	H11-P608-1	-	制御盤	クラス1	A		
			H11-P608-2	-	制御盤	クラス1	A		
		B系・C系残留熱除去系盤	H12-P618	-	制御盤	クラス1	As		
		格納容器内側隔離弁盤	H12-P622	-	制御盤	クラス1	As		
		格納容器外側隔離弁盤	H12-P623	-	制御盤	クラス1	As		
		高圧炉心スプレイ系盤	H12-P625	-	制御盤	クラス1	As		
		A系自動減圧系盤	H12-P628	-	制御盤	クラス1	As		
		低圧炉心スプレイ系・A系残留熱除去系盤	H12-P629	-	制御盤	クラス1	As		
		B系自動減圧系盤	H12-P631	-	制御盤	クラス1	A		
		SRM/IRM盤	H11-P635	-	制御盤	クラス1	A		
			H11-P636	-	制御盤	クラス1	A		
		SGTS・FCS盤	H12-P643	-	制御盤	クラス1	A		
		SGTS・FCS盤	H12-P644	-	制御盤	クラス1	A		
		トリップチャンネル盤	H11-P661-1	-	制御盤	クラス1	As		
			H11-P661-2	-	制御盤	クラス1	As		
			H11-P662-1	-	制御盤	クラス1	As		
			H11-P662-2	-	制御盤	クラス1	As		
			H12-P663	-	制御盤	クラス1	As		
			H12-P664	-	制御盤	クラス1	As		
			H12-P665	-	制御盤	クラス1	As		
		漏えい検出系盤	H11-P632	-	制御盤	クラス1	As		
			H11-P642	-	制御盤	クラス1	As		
		放射線管理設備	プロセスモニタリング設備	排ガス放射線モニタ(排ガス除湿冷却器出口)対数	D11-RE081	-	検出器	クラス3	C
				排ガス放射線モニタ(排ガス除湿冷却器出口)線形	D11-RE082	-	検出器	クラス3	C
排ガス放射線モニタ(活性炭式希ガスホールドアップ塔出口)	A			検出器	クラス3	C			
	B			検出器	クラス3	C			
グラウンド蒸気復水器及び復水器真空ポンプ排ガス放射線モニタ	D11-RE101	-	検出器	ノンクラス	C				

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
放射線管理設備	プロセスモニタリング設備	気体廃棄物処理系設備エリア 排気放射線モニタ	D11-RE111	A	検出器	ノンクラス	C
				B	検出器	ノンクラス	C
				C	検出器	ノンクラス	C
				D	検出器	ノンクラス	C
		排気筒放射線モニタ(SCIN)	D11-RE041	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
		排気筒放射線モニタ(IC)	D11-RE043	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
		非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ(SCIN)	D11-RE011	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
		非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ(IC)	D11-RE002	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
		燃料取替エリア排気放射線モニタ	D11-RE022	A	検出器	クラス3	A
				B	検出器	クラス3	A
				C	検出器	クラス3	A
				D	検出器	クラス3	A
		原子炉建屋換気空調系排気放射線モニタ	D11-RE003	A	検出器	クラス3	A
				B	検出器	クラス3	A
				C	検出器	クラス3	A
				D	検出器	クラス3	A
		原子炉補機冷却水系放射線モニタ	D11-RE051	-	検出器	ノンクラス	C
			D11-RE052	-	検出器	ノンクラス	C
		高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系放射線モニタ	D11-RE055	-	検出器	ノンクラス	C
		主蒸気管放射線モニタ	D11-RE001	A	検出器	クラス3	A
				B	検出器	クラス3	A
				C	検出器	クラス3	A
				D	検出器	クラス3	A
		格納容器内雰囲気放射線モニタ	D23-RE005	A	検出器	クラス2	A
B	検出器			クラス2	A		
D23-RE006	A		検出器	クラス2	A		
	B		検出器	クラス2	A		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
放射線管理設備	プロセスモニタリング設備	漏えい検出系ダスト放射線モニタ	E31-RE101	-	検出器	ノンクラス	C
		ドライウェルドレン(LCW)放射線モニタ	D11-RE023	-	検出器	ノンクラス	C
		ドライウェルドレン(HCW)放射線モニタ	D11-RE024	-	検出器	ノンクラス	C
		液体廃棄物処理系排水放射線モニタ	D11-RE061	-	検出器	ノンクラス	C
		放射線モニタ盤	H11-P604	-	制御盤	クラス3	C
		SRM/IRM盤	H11-P635	-	制御盤	クラス3	A
			H11-P636	-	制御盤	クラス3	A
		格納容器内雰囲気モニタ盤	H11-P638	-	制御盤	クラス2	A
			H11-P639	-	制御盤	クラス2	A
		エリアモニタリング設備(原子炉建屋放射線モニタ)	R/A 3F 南西側エリア	D21-RE001	-	検出器	クラス3
	原子炉区域(A)		D21-RE002	-	検出器	クラス3	C
	原子炉区域(B)		D21-RE003	-	検出器	クラス3	C
	R/A 3F 南東側エリア		D21-RE004	-	検出器	クラス3	C
	燃料貯蔵プールエリア(A)		D21-RE005	-	検出器	クラス3	C
	燃料貯蔵プールエリア(B)		D21-RE006	-	検出器	クラス3	C
	R/A 2F 北東側エリア		D21-RE007	-	検出器	クラス3	C
	R/A 2F 南東側エリア		D21-RE008	-	検出器	クラス3	C
	CUW・FPC操作エリア		D21-RE009	-	検出器	クラス3	C
	R/A 機器搬出入口		D21-RE010	-	検出器	クラス3	C
	MSIVバルブラッピング室		D21-RE011	-	検出器	クラス3	C
	CRD水圧制御ユニットエリア(A)		D21-RE012	-	検出器	クラス3	C
	CRD水圧制御ユニットエリア(B)		D21-RE013	-	検出器	クラス3	C
	R/A B1F 南東側エリア		D21-RE014	-	検出器	クラス3	C
	計装ラック室(A)		D21-RE015	-	検出器	クラス3	C
	計装ラック室(B)		D21-RE016	-	検出器	クラス3	C
	R/A B2F 南東側エリア		D21-RE017	-	検出器	クラス3	C
	TIP装置室		D21-RE018	-	検出器	クラス3	C
	TIP駆動装置室		D21-RE019	-	検出器	クラス3	C
	CRD補修室		D21-RE020	-	検出器	クラス3	C
	炉水サンプリング室		D21-RE021	-	検出器	クラス3	C
	R/A B3F 南東側エリア		D21-RE022	-	検出器	クラス3	C
	R/A B4F 南東側エリア		D21-RE023	-	検出器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
放射線管理設備	エリアモニタリング設備(原子炉建屋放射線モニタ)	R/A B5F 南西側エリア	D21-RE024	-	検出器	クラス3	C
		R/A B5F 北西側エリア	D21-RE025	-	検出器	クラス3	C
		中央制御室	D21-RE034	-	検出器	クラス3	C
		雑固体置場	D21-RE035	-	検出器	クラス3	C
		ドラム搬出入口	D21-RE036	-	検出器	クラス3	C
		An/A B1F 北東側エリア	D21-RE037	-	検出器	クラス3	C
		An/A B2F 南東側エリア	D21-RE038	-	検出器	クラス3	C
		An/A B3F 北側通路	D21-RE039	-	検出器	クラス3	C
		An/A B4F 北西側エリア	D21-RE040	-	検出器	クラス3	C
		An/A B5F 南東側エリア	D21-RE041	-	検出器	クラス3	C
		放射線モニタ盤	H11-P604	-	制御盤	クラス3	C
	エリアモニタリング設備(タービン建屋放射線モニタ)	T/B 機器搬出入口	D21-RE026	-	検出器	クラス3	C
		T/B オペレーティングフロア	D21-RE027	-	検出器	クラス3	C
		復水ろ過脱塩装置制御盤室	D21-RE028	-	検出器	クラス3	C
		復水系サンプリングラック室	D21-RE029	-	検出器	クラス3	C
		T/B B1F 南東側エリア	D21-RE030	-	検出器	クラス3	C
		T/B B2F 北東側エリア	D21-RE031	-	検出器	クラス3	C
		排ガスモニタ室	D21-RE032	-	検出器	クラス3	C
		T/B B3F 北東側エリア	D21-RE033	-	検出器	クラス3	C
		放射線モニタ盤	H11-P604	-	制御盤	クラス3	C
		エリアモニタリング設備(モニタ建屋放射線モニタ)	モニタ建屋	D21-RE042	-	検出器	クラス3
	放射線モニタ盤		H11-P604	-	制御盤	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	保護継電装置の種類(スラスト軸受摩耗検出装置)	主タービン軸受給油圧力(タービン側スラスト保護装置作動I NT用)	N34-PS051	A	計器	クラス3	C
				B	計器	クラス3	C
				C	計器	クラス3	C
		主タービン軸受給油圧力(発電機側スラスト保護装置作動I NT用)	N34-PS054	A	計器	クラス3	C
				B	計器	クラス3	C
				C	計器	クラス3	C
	保護継電装置の種類(発電機固定子冷却水喪失検出装置)	固定子冷却水入口圧力	N43-PT012	A	変換器	クラス3	C
				B	変換器	クラス3	C
				C	変換器	クラス3	C
		固定子冷却水計装ラック	H22-P236	-	計装ラック	クラス3	C
		固定子冷却水出口温度	N43-TE015	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
	C			検出器	クラス3	C	
	保護継電装置の種類(水素純度低検出装置)	水素ガス/炭酸ガス純度	N42-H2T005	-	変換器	クラス3	C
		水素ガス計装ラック	H22-P235	-	計装ラック	クラス3	C
	保護継電装置の種類(水素温度高検出装置)	水素ガス冷却器入口ガス温度(タービン側)	N41-TE073	-	検出器	クラス3	C
		水素ガス冷却器入口ガス温度(コレクタ側)	N41-TE076	-	検出器	クラス3	C
		水素ガス冷却器出口ガス温度(タービン側)	N41-TE075	-	検出器	クラス3	C
		水素ガス冷却器出口ガス温度(コレクタ側)	N41-TE078	-	検出器	クラス3	C
	保護継電装置の種類(水素圧力高低検出装置)	機内水素ガス圧力	N42-PS006	-	計器	クラス3	C
			N42-PS007	-	計器	クラス3	C
水素ガス計装ラック		H22-P235	-	計装ラック	クラス3	C	
保護継電装置の種類(発電機固定子冷却水温度高検出装置)	固定子冷却水出口温度	N43-TE014	-	検出器	クラス3	C	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
計測制御系統設備	原子炉スクラム信号(主蒸気隔離弁閉)	主蒸気内側隔離弁(リミットスイッチ)	B21-NO-F002 (LS1)	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
				C	弁	クラス1	As
				D	弁	クラス1	As
			B21-NO-F002 (LS2)	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
				C	弁	クラス1	As
				D	弁	クラス1	As
	主蒸気外側隔離弁(リミットスイッチ)	B21-AO-F003 (LS1)	A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
			C	弁	クラス1	As	
			D	弁	クラス1	As	
		B21-AO-F003 (LS2)	A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
			C	弁	クラス1	As	
			D	弁	クラス1	As	
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプ電動機	C12-C001	A	電動機	クラス3	B	
			B	電動機	クラス3	B	
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ電動機	C41-C001	A	電動機	クラス1	A	
			B	電動機	クラス1	A	
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置A	C81-P001	A	制御盤電源盤	クラス3	C	
	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置B	C81-P001	B	制御盤電源盤	クラス3	C	
計測制御系統設備	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置入力変圧器A	C81-J001	A	変圧器	クラス3	C
		原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置入力変圧器B	C81-J001	B	変圧器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ電動機	B31-C001	A	電動機	クラス3	C
				B	電動機	クラス3	C
	残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ電動機	E11-C001	A	電動機	クラス1	As
				B	電動機	クラス1	As
				C	電動機	クラス1	As
	高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系ポンプ電動機	E22-C001	-	電動機	クラス1	As
	低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系ポンプ電動機	E21-C001	-	電動機	クラス1	A
	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機冷却水ポンプ電動機	P21-C001	A	電動機	クラス1	As
				B	電動機	クラス1	As
				C	電動機	クラス1	As
				D	電動機	クラス1	As
		原子炉補機冷却海水ポンプ電動機	P41-C001	A	電動機	クラス1	As
				B	電動機	クラス1	As
				C	電動機	クラス1	As
D				電動機	クラス1	As	
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電機	R43-C001	A	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
				B	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	R44-C001	H	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As
	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系(高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系を含む)	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ電動機	P26-C001	-	電動機	クラス1	As
		高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ電動機	P46-C001	-	電動機	クラス1	As

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
廃棄設備	液体廃棄物処理系	原子炉建屋原子炉棟高電導度廃液サンプポンプ電動機	K11-C101	A	電動機	クラス3	B	
				B	電動機	クラス3	B	
				C	電動機	クラス3	B	
				D	電動機	クラス3	B	
				E	電動機	クラス3	B	
				F	電動機	クラス3	B	
原子炉冷却系統設備	復水給水系	高圧復水ポンプ電動機	N21-C002	A	電動機	クラス3	B	
				B	電動機	クラス3	B	
				C	電動機	クラス3	B	
		電動機駆動原子炉給水ポンプ電動機	N21-C008	A	電動機	クラス3	B	
				B	電動機	クラス3	B	
				C	電動機	クラス3	B	
	補給水系	復水移送ポンプ電動機	P13-C001	A	電動機	クラス3	B	
				B	電動機	クラス3	B	
				C	電動機	クラス3	B	
廃棄設備	気体廃棄物処理系	気体廃棄物処理系排ガス真空ポンプ電動機	N62-C001	A	電動機	クラス2	B	
				B	電動機	クラス2	B	
	液体廃棄物処理系	タービン建屋低電導度廃液サンプポンプ電動機	K11-C002	A	電動機	クラス3	B	
				B	電動機	クラス3	B	
				C	電動機	クラス3	B	
				D	電動機	クラス3	B	
		タービン建屋高電導度廃液サンプポンプ電動機	K11-C103	A	電動機	クラス3	B	
				B	電動機	クラス3	B	
				C	電動機	クラス3	B	
				D	電動機	クラス3	B	
	燃料設備	燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ電動機	G41-C001	A	電動機	クラス3	B
					B	電動機	クラス3	B

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	発電機	発電機本体	-	-	発電機	クラス3	C
		励磁制御盤	H21-P225	-	調整器	クラス3	C
		サイリスタ制御盤	H21-P227	-	調整器	クラス3	C
	変圧器	主変圧器	S11-MTR	-	変圧器	クラス3	C
		所内変圧器	R11-HTR-3	A	変圧器	クラス3	C
				B	変圧器	クラス3	C
		低起動変圧器	S12-LSTr3S	A	変圧器	クラス3	C
				B	変圧器	クラス3	C
		所内母線受電用6.9kV遮断器 起動母線受電用6.9kV遮断器 所内母線-起動母線連絡用6.9kV遮断器 所内母線負荷用6.9kV遮断器 ディーゼル発電機用6.9kV遮断器	6.9kV メタクラ 3A-1	M/C3A-1	-	制御盤 電源盤	クラス3
	6.9kV メタクラ 3A-2		M/C3A-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	6.9kV メタクラ 3B-1		M/C3B-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	6.9kV メタクラ 3B-2		M/C3B-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	6.9kV メタクラ 3C		M/C3C	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
	6.9kV メタクラ 3D		M/C3D	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
	6.9kV メタクラ 3H		M/C3H	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
	6.9kV メタクラ 3SA-1		M/C3SA-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	6.9kV メタクラ 3SA-2		M/C3SA-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	6.9kV メタクラ 3SB-1		M/C3SB-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	6.9kV メタクラ 3SB-2		M/C3SB-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	中性点接地装置 (発電機, 主変圧器)		発電機中性点接地装置	H21-P230	-	制御盤 電源盤	クラス3
		中性点接地装置	所内変圧器3A NGR盤3A-1	H21-P231	-	制御盤 電源盤	クラス3
	所内変圧器3A NGR盤3A-2		H21-P232	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	所内変圧器3B NGR盤3B-1		H21-P233	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	所内変圧器3B NGR盤3B-2		H21-P234	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	低起動変圧器 NGR盤3SA-1		H21-P238	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	低起動変圧器 NGR盤3SA-2		H21-P239	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	低起動変圧器 NGR盤3SB-1		H21-P240	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	低起動変圧器 NGR盤3SB-2		H21-P241	-	制御盤 電源盤	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	発電機 (保護継電装置 の種類)	発電機・変圧器保護継電器盤	H11-P675-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		発電機比率差動継電器A1	H11-P675-1-87GA1	-	継電器	クラス3	C
		発電機比率差動継電器A2	H11-P675-1-87GA2	-	継電器	クラス3	C
		発電機・主変圧器比率差動継電器	H11-P675-1-87GMT	-	継電器	クラス3	C
		発電機後備保護継電器 (距離継電器(過電流保護))	H11-P675-1-44G	-	継電器	クラス3	C
		スラスト軸受摩耗検出装置	-	-	計器	クラス3	C
		発電機逆電力継電器	H11-P675-1-67G	-	継電器	クラス3	C
		発電機地絡継電器1	H11-P675-1-64G1	-	継電器	クラス3	C
		発電機地絡継電器2	H11-P675-1-64G2	-	継電器	クラス3	C
		発電機界磁喪失継電器	H11-P675-1-40G	-	継電器	クラス3	C
	発電機 (保護継電装置 の種類)	発電機・変圧器過励磁継電器	H11-P675-1-59/95G	-	継電器	クラス3	C
		発電機逆相過電流保護継電器盤	H11-P737	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		発電機逆相電流継電器1	H11-P737-46G1	-	継電器	クラス3	C
		発電機逆相電流継電器2	H11-P737-46G2	-	継電器	クラス3	C
		発電機固定子冷却水喪失検出装置	-	-	計器	クラス3	C
		励磁電源変圧器比率差動継電器	H21-P225-87ET	-	継電器	クラス3	C
		励磁電源変圧器過電流継電器	H21-P225-51E	-	継電器	クラス3	C
		発電機界磁地絡継電器	H21-P225-64F	-	継電器	クラス3	C
		発電機電圧不平衡継電器	H11-P675-1-60G	-	継電器	クラス3	C
		水素純度低検出装置	-	-	計器	クラス3	C
		水素温度高検出装置	-	-	計器	クラス3	C
		水素圧力高低検出装置	-	-	計器	クラス3	C
		発電機固定子冷却水温度高検出装置	-	-	計器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	所内変圧器(保護継電装置の種類)	所内変圧器3A比率差動継電器	H11-P675-1-87HT-3A	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3B比率差動継電器	H11-P675-1-87HT-3B	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3A過電流継電器	H11-P675-1-51HT-3A	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3B過電流継電器	H11-P675-1-51HT-3B	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3A温度高継電器	-	-	計器	クラス3	C
		所内変圧器3B温度高継電器	-	-	計器	クラス3	C
		所内変圧器3A衝撃油圧継電器	-	-	計器	クラス3	C
		所内変圧器3B衝撃油圧継電器	-	-	計器	クラス3	C
	主変圧器(保護継電装置の種類)	発電機・主変圧器比率差動継電器	H11-P675-1-87GMT	-	継電器	クラス3	C
		発電機後備保護継電器(距離継電器(過電流保護))	H11-P675-1-44G	-	継電器	クラス3	C
		主変圧器比率差動継電器	H11-P675-1-87MT	-	継電器	クラス3	C
		主変圧器後備保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		主変圧器中性点過電流継電器	351GN	-	継電器	クラス3	C
		主変圧器温度高継電器	-	-	計器	クラス3	C
		主変圧器衝撃油圧継電器	-	-	計器	クラス3	C
		低起動変圧器(保護継電装置の種類)	低起動変圧器保護継電器盤	H11-P675-2	-	制御盤 電源盤	クラス3
	低起動変圧器3SA比率差動継電器		H11-P675-2-87LST-3A	-	継電器	クラス3	C
	低起動変圧器3SB比率差動継電器		H11-P675-2-87LST-3B	-	継電器	クラス3	C
	低起動変圧器3SA過電流継電器		H11-P675-2-51LST-3A	-	継電器	クラス3	C
	低起動変圧器3SB過電流継電器		H11-P675-2-51LST-3B	-	継電器	クラス3	C
	低起動変圧器3SA温度高継電器		-	-	計器	クラス3	C
	低起動変圧器3SB温度高継電器		-	-	計器	クラス3	C
	低起動変圧器3SA衝撃油圧継電器		-	-	計器	クラス3	C
	低起動変圧器3SB衝撃油圧継電器		-	-	計器	クラス3	C
	低起動変圧器受電用66kV遮断器		低起動変圧器3SA遮断器	O3SA	-	遮断器	クラス3
		低起動変圧器3SB遮断器	O3SB	-	遮断器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	低起動変圧器受電用66kV遮断器(保護継電装置の種類)	ガス圧力低継電器(警報)	-	O3SA	計器	クラス3	C
		ガス圧力低継電器(警報)	-	O3SB	計器	クラス3	C
		低起動変圧器3SA比率差動継電器	H11-P675-2-87LST-3A	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器3SB比率差動継電器	H11-P675-2-87LST-3B	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器3SA過電流継電器	H11-P675-2-51LST-3A	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器3SB過電流継電器	H11-P675-2-51LST-3B	-	継電器	クラス3	C
		66kV 甲母線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		66kV 乙母線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		66kV 母線分離盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		66kV 甲母線保護継電器(母線保護比率差動継電器)	-	-	継電器	クラス3	C
		66kV 乙母線保護継電器(母線保護比率差動継電器)	-	-	継電器	クラス3	C
		66kV 母線地絡過電圧継電器	-	-	継電器	クラス3	C
		2号工事用変圧器受電用66kV遮断器	#2工事用変圧器受電用遮断器	O119	-	遮断器	クラス3
	2号工事用変圧器受電用66kV遮断器(保護継電装置の種類)	ガス圧力低継電器(警報)	-	O119	計器	クラス3	C
		工事用変圧器保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		工事用変圧器比率差動継電器	87	-	継電器	クラス3	C
		工事用変圧器過電流継電器	51P	-	継電器	クラス3	C
		66kV母線保護盤1	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		66kV母線保護盤2	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		66kV母線地絡後備盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		66kV母線保護継電器1(母線保護比率差動継電器)	-	-	継電器	クラス3	C
		66kV 母線保護継電器 2(母線保護比率差動継電器)	-	-	継電器	クラス3	C
		66kV 母線地絡過電圧継電器	-	-	継電器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	所内母線受電用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	所内変圧器3A比率差動継電器	H11-P675-1-87HT-3A	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3B比率差動継電器	H11-P675-1-87HT-3B	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3A過電流継電器	H11-P675-1-51HT-3A	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3B過電流継電器	H11-P675-1-51HT-3B	-	継電器	クラス3	C
		所内母線過電流継電器	M/C3A-1-1B-51	-	継電器	クラス3	C
		所内母線過電流継電器	M/C3A-2-1B-51	-	継電器	クラス3	C
		所内母線過電流継電器	M/C3B-1-1B-51	-	継電器	クラス3	C
		所内母線過電流継電器	M/C3B-2-1B-51	-	継電器	クラス3	C
	起動母線受電用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	低起動変圧器3SA比率差動継電器	H11-P675-2-87LST-3A	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器3SA過電流継電器	H11-P675-2-51LST-3A	-	継電器	クラス3	C
		低起動母線過電流継電器	M/C3SA-1-1B-51	-	継電器	クラス3	C
		低起動母線過電流継電器	M/C3SA-2-1B-51	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器3SB比率差動継電器	H11-P675-2-87LST-3B	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器3SB過電流継電器	H11-P675-2-51LST-3B	-	継電器	クラス3	C
		低起動母線過電流継電器	M/C3SB-1-1B-51	-	継電器	クラス3	C
		低起動母線過電流継電器	M/C3SB-2-1B-51	-	継電器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	所内母線-起動母線連絡用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	連絡母線過電流継電器	M/C3A-1-3B-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3A-2-3A-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3B-1-3B-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3B-2-3A-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3C-1B-51	-	継電器	クラス3	As
		連絡母線過電流継電器	M/C3C-2B-51	-	継電器	クラス3	As
		連絡母線過電流継電器	M/C3D-1B-51	-	継電器	クラス3	As
		連絡母線過電流継電器	M/C3D-2B-51	-	継電器	クラス3	As
		連絡母線過電流継電器	M/C3H-1B-51	-	継電器	クラス3	As
		連絡母線過電流継電器	M/C3H-2B-51	-	継電器	クラス3	As
		連絡母線過電流継電器	M/C3SA-1-2B-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3SA-1-5A-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3SA-2-2B-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3SA-2-5A-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3SB-2-2B-51	-	継電器	クラス3	C
		連絡母線過電流継電器	M/C3SB-2-5A-51	-	継電器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	所内母線負荷用 6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C3A-1-2B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-1-4A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-1-4B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-1-5A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-1-5B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-1-6A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-1-6B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-2-2B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-2-3B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-2-4A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-2-4B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3A-2-5B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-1-2B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-1-4A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-1-4B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-1-5A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	所内母線負荷用 6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C3B-1-5B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-1-6A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-1-6B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-2-2B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-2-3B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-2-4A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-2-4B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-2-5B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3B-2-6A-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3C-3A-49-50-51	-	継電器	クラス3	As
		過電流継電器	M/C3C-4A-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3C-4B-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3C-5A-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3C-5B-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3C-6A-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3C-6B-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3C-7A-49-50-51	-	継電器	クラス1	As

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	所内母線負荷用 6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C3D-4A-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3D-4B-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3D-5A-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3D-5B-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3D-6A-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3D-6B-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3D-7A-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3H-4A-49-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3H-4B-50-51	-	継電器	クラス1	As
		過電流継電器	M/C3SA-1-4A-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SA-1-4B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SA-1-5B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SA-1-6B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SA-2-4A-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SA-2-4B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SA-2-5B-50-51	-	継電器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	所内母線負荷用 6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C3SA-2-6B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SB-1-2B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SB-1-4A-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SB-1-5A-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SB-1-5B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SB-1-6B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SB-2-4A-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SB-2-4B-49-50-51	-	継電器	クラス3	C
		過電流継電器	M/C3SB-2-5B-50-51	-	継電器	クラス3	C
		発電機並列用 500kV遮断器	#3BANK遮断器	O23	-	遮断器	クラス3
	発電機並列用 500kV遮断器(保護継電装置の種類)	ガス圧力低継電器(警報)	-	O23	計器	クラス3	C
		500kV 3号母線保護盤1	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		500kV 3号母線保護盤2	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		500kV 3号母線保護継電器 1 (母線保護比率差動継電器) (母線高速後備継電器) (高速後備継電器)	-	-	継電器	クラス3	C
		500kV 3号母線保護継電器 2(母線保護比率差動継電器) (母線高速後備継電器) (高速後備継電器)	-	-	継電器	クラス3	C
		新潟系統安定化装置A	NPSS-A	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		新潟系統安定化装置B	NPSS-B	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		新潟系統安定化装置A (系統安定化継電装置)	NPSS-A	-	継電器	クラス3	C
	新潟系統安定化装置B (系統安定化継電装置)	NPSS-B	-	継電器	クラス3	C	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	発電機並列用500kV遮断器(保護継電装置の種類)	発電機比率差動継電器A1	H11-P675-1-87GA1	-	継電器	クラス3	C
		発電機比率差動継電器A2	H11-P675-1-87GA2	-	継電器	クラス3	C
		発電機・主変圧器比率差動継電器	H11-P675-1-87GMT	-	継電器	クラス3	C
		発電機後備保護継電器(距離継電器(過電流保護))	H11-P675-1-44G	-	継電器	クラス3	C
		発電機逆電力継電器	H11-P675-1-67G	-	継電器	クラス3	C
		発電機地絡継電器1	H11-P675-1-64G1	-	継電器	クラス3	C
		発電機地絡継電器2	H11-P675-1-64G2	-	継電器	クラス3	C
		発電機界磁喪失継電器	H11-P675-1-40G	-	継電器	クラス3	C
		発電機・変圧器過励磁継電器	H11-P675-1-59/95G	-	継電器	クラス3	C
		発電機逆相電流継電器1	H11-P737-46G1	-	継電器	クラス3	C
		発電機逆相電流継電器2	H11-P737-46G2	-	継電器	クラス3	C
		3号発電機脱調分離盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		発電機脱調分離継電器	-	-	継電器	クラス3	C
		主変圧器比率差動継電器	H11-P675-1-87MT	-	継電器	クラス3	C
		主変圧器中性点過電流継電器	351GN	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3A比率差動継電器	H11-P675-1-87HT-3A	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3B比率差動継電器	H11-P675-1-87HT-3B	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3A過電流継電器	H11-P675-1-51HT-3A	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器3B過電流継電器	H11-P675-1-51HT-3B	-	継電器	クラス3	C
		励磁電源変圧器比率差動継電器	H21-P225-87ET	-	継電器	クラス3	C
		励磁電源変圧器過電流継電器	H21-P225-51E	-	継電器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
電気設備	ディーゼル発電機用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	D/G 3A 比率差動継電器	R43-87DGA	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3A 過電流継電器	R43-51DGA	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3A 逆電力継電器	R43-67DGA	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3B 比率差動継電器	R43-87DGB	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3B 過電流継電器	R43-51DGB	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3B 逆電力継電器	R43-67DGB	-	継電器	クラス1	As
		HPCS D/G 比率差動継電器	R44-87DGH	-	継電器	クラス1	As
		HPCS D/G 過電流継電器	R44-51DGH	-	継電器	クラス1	As
		HPCS D/G 逆電力継電器	R44-67DGH	-	継電器	クラス1	As
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電機3A制御盤	H21-P601	A	制御盤 電源盤	クラス1	As
		非常用ディーゼル発電機3B制御盤	H21-P601	B	制御盤 電源盤	クラス1	As
		励磁装置	H21-P603 H21-P604	A	調整器	クラス1	As
		励磁装置	H21-P603 H21-P604	B	調整器	クラス1	As
		中性点接地装置	H21-P608	A	制御盤 電源盤	クラス1	As
		中性点接地装置	H21-P608	B	制御盤 電源盤	クラス1	As
		D/G 3A 比率差動継電器	R43-87DGA	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3A 逆電力継電器	R43-67DGA	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3A 過電流継電器	R43-51DGA	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3A 地絡検出継電器	R43-64DGA	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3A 界磁地絡検出継電器	R43-64DGF A	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3A 過電圧継電器	R43-59DGA	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3B 比率差動継電器	R43-87DGB	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3B 逆電力継電器	R43-67DGB	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3B 過電流継電器	R43-51DGB	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3B 地絡検出継電器	R43-64DGB	-	継電器	クラス1	As
		D/G 3B 界磁地絡検出継電器	R43-64DGF B	-	継電器	クラス1	As
D/G 3B 過電圧継電器	R43-59DGB	-	継電器	クラス1	As		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度				
非常用予備発電装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機制御盤	H21-P611	-	制御盤 電源盤	クラス1	As				
		励磁装置	H21-P613 H21-P614	-	調整器	クラス1	As				
		中性点接地装置	H21-P618	-	制御盤 電源盤	クラス1	As				
		HPCS D/G 比率差動継電器	R44-87DGH	-	継電器	クラス1	As				
		HPCS D/G 逆電力継電器	R44-67DGH	-	継電器	クラス1	As				
		HPCS D/G 過電流継電器	R44-51DGH	-	継電器	クラス1	As				
		HPCS D/G 地絡検出継電器	R44-64DGH	-	継電器	クラス1	As				
		HPCS D/G 界磁地絡検出継電器	R44-64DGFH	-	継電器	クラス1	As				
		HPCS D/G 過電圧継電器	R44-59DGH	-	継電器	クラス1	As				
原子炉格納施設	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	-	A	電気ヒータ	クラス1	A				
				B	電気ヒータ	クラス1	A				
	原子炉格納容器貫通部	特別高圧動力	特別高圧動力	X-100	A	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
					B	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
					C	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
					D	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
					低圧動力	低圧動力	X-101	A	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As
								B	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As
								C	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As
								D	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As
		制御・計装	制御・計装	X-102	A	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
					B	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
					C	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
					D	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			
					E	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As			

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
原子炉格納施設	原子炉格納容器 貫通部	計装	X-103	A	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
				B	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
				C	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
			X-104	A	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
				B	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
				C	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
				D	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
			信号(核計装)	X-105	A	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1
		B			原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
		C			原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
		D			原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
		制御・計装	X-300	A	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
				B	原子炉格納容器 及び付属機器	クラス1	As
		その他の発電装置	蓄電池及び充電器	直流250V充電器常用	R42-P007	-	制御盤 電源盤
直流250V充電器予備	R42-P012			-	制御盤 電源盤	クラス3	C
直流125V充電器 3A	R42-P001			A	制御盤 電源盤	クラス1	As
直流125V充電器 3B	R42-P001			B	制御盤 電源盤	クラス1	As
直流125V充電器 予備	R42-P010			-	制御盤 電源盤	クラス1	As
直流125VHPCS充電器常用	R42-P003			-	制御盤 電源盤	クラス1	As
直流125VHPCS充電器予備	R42-P011			-	制御盤 電源盤	クラス1	As
直流250V蓄電池	R42			-	蓄電池	クラス3	C
直流125V蓄電池 3A	R42			A	蓄電池	クラス1	As
直流125V蓄電池 3B	R42			B	蓄電池	クラス1	As
直流125VHPCS蓄電池	R42			-	蓄電池	クラス1	As
バイタル交流電 源設備	プラントバイタルCVCF 3A			R46-P002	A	制御盤 電源盤	クラス1
	プラントバイタルCVCF 3B		R46-P002	B	制御盤 電源盤	クラス1	As

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	タービンバイパス弁	N37-F001	(1)	弁	クラス2	B
				(2)	弁	クラス2	B
				(3)	弁	クラス2	B
	復水給水系	第1給水加熱器	N21-B001	A	給水加熱器	クラス3	B
				B	給水加熱器	クラス3	B
		第2給水加熱器	N21-B002	A	給水加熱器	クラス3	B
				B	給水加熱器	クラス3	B
		第3給水加熱器	N21-B003	A	給水加熱器	クラス3	B
				B	給水加熱器	クラス3	B
				C	給水加熱器	クラス3	B
		第4給水加熱器	N21-B004	A	給水加熱器	クラス3	B
				B	給水加熱器	クラス3	B
				C	給水加熱器	クラス3	B
		第5給水加熱器	N21-B005	A	給水加熱器	クラス3	B
				B	給水加熱器	クラス3	B
				C	給水加熱器	クラス3	B
		第6給水加熱器	N21-B006	A	給水加熱器	クラス3	B
				B	給水加熱器	クラス3	B
				C	給水加熱器	クラス3	B
		第6給水加熱器ドレン冷却器	N21-B007	A	給水加熱器	クラス3	B
				B	給水加熱器	クラス3	B
				C	給水加熱器	クラス3	B
		タービン駆動原子炉給水ポンプ	N21-C007	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	クラス3	B
	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	N38-C001	A	ポンプ駆動用タービン	クラス3	B	
			B	ポンプ駆動用タービン	クラス3	B	
	電動機駆動原子炉給水ポンプ	N21-C008	A	横形ポンプ	クラス3	B	
B			横形ポンプ	クラス3	B		
高圧復水ポンプ	N21-C002	A	横形ポンプ	クラス3	B		
		B	横形ポンプ	クラス3	B		
		C	横形ポンプ	クラス3	B		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
原子炉冷却系統設備	給水加熱器ドレンベント系	第6給水加熱器ドレンタンク	N22-A001	A	タンク	クラス3	B	
				B	タンク	クラス3	B	
				C	タンク	クラス3	B	
			主配管	-	-	配管	クラス3	B
	復水浄化系	復水ろ過装置復水ろ過器	N26-D001	A	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				B	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				C	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				D	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				E	ろ過脱塩器	クラス3	B	
		復水脱塩装置復水脱塩塔	N27-D001	A	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				B	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				C	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				D	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				E	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				F	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				G	ろ過脱塩器	クラス3	B	
				H	ろ過脱塩器	クラス3	B	
			復水脱塩装置陽イオン樹脂再生塔	N27-D003	-	タンク	ハンクラス	B
			復水脱塩装置陰イオン樹脂再生塔	N27-D004	-	タンク	ハンクラス	B
			主配管	-	-	配管	クラス3	B
	抽気系	主配管	-	-	配管	クラス3	B	
	計測制御系統設備	計装用圧縮空気系	計装用圧縮空気系空気貯槽	P52-A001	-	タンク	クラス3	C
			計装用圧縮空気系空気貯槽安全弁	P52-F008	-	弁	クラス3	C
計装用圧縮空気系空気圧縮機			P52-C001	A	空気圧縮機	クラス3	C	
				B	空気圧縮機	クラス3	C	
主配管1			-	-	配管	クラス3	C	
主配管2			-	-	配管	ハンクラス	C	
計装用圧縮空気系除湿装置除湿塔			P52-D015	A	除湿塔	クラス3	C	
				B	除湿塔	クラス3	C	
				C	除湿塔	クラス3	C	
				D	除湿塔	クラス3	C	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
放射線管理設備	タービン建屋換気空調系	T/B送風機	U41-C201	A	ファン	クラス3	C
				B	ファン	クラス3	C
				C	ファン	クラス3	C
		T/B排風機	U41-C202	A	ファン	クラス3	C
				B	ファン	クラス3	C
				C	ファン	クラス3	C
廃棄設備	気体廃棄物処理系	気体廃棄物処理系排ガス循環水タンク	N62-A001	A	タンク	クラス2	B
				B	タンク	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガス予熱器	N62-B001	A	熱交換器	クラス2	B
				B	熱交換器	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガス復水器	N62-B002	A	熱交換器	クラス2	B
				B	熱交換器	クラス2	B
		気体廃棄物処理系除湿冷却器	N62-B003	A	熱交換器	クラス2	B
				B	熱交換器	クラス2	B
		気体廃棄物処理系脱湿塔	N62-B004	A	熱交換器	クラス2	B
				B	熱交換器	クラス2	B
				C	熱交換器	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガス真空ポンプ	N62-C001	A	横形ポンプ	クラス2	B
				B	横形ポンプ	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガス再結合器	N62-D001	A	タンク	クラス2	B
				B	タンク	クラス2	B
		気体廃棄物処理系前置フィルタ	N62-D004	-	タンク	クラス2	B
		気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔	N62-D005	A	タンク	クラス2	B
				B	タンク	クラス2	B
	C			タンク	クラス2	B	
	D			タンク	クラス2	B	
	気体廃棄物処理系排ガスフィルタ	N62-D006	A	タンク	クラス2	B	
			B	タンク	クラス2	B	
	主配管	-	-	配管	クラス2	B	
	液体廃棄物処理系	タービン建屋低電導度廃液サンプ	K11-A002	A	タンク	クラス3	B
				B	タンク	クラス3	B
		タービン建屋高電導度廃液サンプ	K11-A103	A	タンク	クラス3	B
				B	タンク	クラス3	B
タービン建屋低電導度廃液サンプポンプ		K11-C002	A	立形ポンプ	クラス3	B	
			B	立形ポンプ	クラス3	B	
			C	立形ポンプ	クラス3	B	
			D	立形ポンプ	クラス3	B	
タービン建屋高電導度廃液サンプポンプ		K11-C103	A	立形ポンプ	クラス3	B	
			B	立形ポンプ	クラス3	B	
			C	立形ポンプ	クラス3	B	
			D	立形ポンプ	クラス3	B	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
蒸気タービン	蒸気タービン	高圧タービン	N31-C001	-	主タービン	クラス3	B
		低圧タービン	N31-C002	A	主タービン	クラス3	B
				B	主タービン	クラス3	B
				C	主タービン	クラス3	B
		リード管	-	-	配管	クラス3	B
		クロスアラウンド管	-	-	配管	クラス3	B
		第1抽気管	-	-	配管	クラス3	B
		第2抽気管	-	-	配管	クラス3	B
		第3抽気管	-	-	配管	クラス3	B
		第4抽気管	-	-	配管	クラス3	B
		湿分分離器	N35-D001	A	湿分分離器	クラス3	B
				B	湿分分離器	クラス3	B
		調速装置及び非常調速の種類	調速装置	-	-	主タービン	クラス3
	非常調速装置		-	-	主タービン	クラス3	B
	復水器に係る次の事項	復水器	N61-B001	A	復水器	クラス3	B
				B	復水器	クラス3	B
				C	復水器	クラス3	B
		起動停止用蒸気式空気抽出器	N21-D022	-	空気抽出器	クラス3	B
				N21-D023	-	空気抽出器	クラス3
		復水器真空ポンプ	N21-C005	-	横形ポンプ	ノンクラス	B
		低圧復水ポンプ	N21-C001	A	立形ポンプ	クラス3	B
				B	立形ポンプ	クラス3	B
				C	立形ポンプ	クラス3	B
		循環水ポンプ	N71-C001	A	立形ポンプ	クラス3	C
				B	立形ポンプ	クラス3	C
	C			立形ポンプ	クラス3	C	
	蒸気タービンに附属する熱交換器	グラウンド蒸気蒸化器	N33-B001	-	熱交換器	クラス3	B
		グラウンド蒸気復水器	N33-B002	-	熱交換器	クラス3	B
		蒸気式空気抽出器	N21-D020	A	空気抽出器	クラス3	B
				B	空気抽出器	クラス3	B
		N21-D021	A	空気抽出器	クラス3	B	
			B	空気抽出器	クラス3	B	
N21-B008	-	空気抽出器	クラス3	B			

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
蒸気タービン	蒸気タービンに 附属する管	タービン補助蒸気系の管	-	-	配管	クラス3	B
		抽気系の管	-	-	配管	クラス3	B
		タービングランド蒸気系の管	-	-	配管	クラス3	B
		復水器空気抽出系の管	-	-	配管	クラス3	B
		復水給水系の管	-	-	配管	クラス3	B
		給水加熱器ドレンベント系の管	-	-	配管	クラス3	B
		グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁	N36-F022	-	弁	クラス3	B
			N36-F023	-	弁	クラス3	B
		グラウンド蒸気減圧弁	N33-F002	A	弁	クラス3	B
				B	弁	クラス3	B
		起動用グラウンド蒸気減圧弁	N33-F006	-	弁	クラス3	B
		グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁	N36-F010	A	弁	クラス3	B
				B	弁	クラス3	B
				C	弁	クラス3	B
		グラウンド蒸気管安全弁	N33-F011	A	弁	クラス3	B
				B	弁	クラス3	B
補助ボイラー	補助ボイラーに 附属する管	所内蒸気系タービン建屋入口減圧弁	P61-F201	-	弁	クラス3	C
		所内蒸気系タービン建屋入口安全弁	P61-F214	-	弁	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
廃棄設備	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性ドレン移送系	原子炉建屋付属棟低電導度 廃液サンブ	K11-A001	A	タンク	クラス3	B
				B	タンク	クラス3	B
		原子炉建屋付属棟高電導度 廃液サンブ	K11-A102	A	タンク	クラス3	B
				B	タンク	クラス3	B
		原子炉建屋付属棟低電導度 廃液サンブポンブ	K11-C001	A	立形ポンブ	クラス3	B
				B	立形ポンブ	クラス3	B
				C	立形ポンブ	クラス3	B
				D	立形ポンブ	クラス3	B
		原子炉建屋付属棟高電導度 廃液サンブポンブ	K11-C102	A	立形ポンブ	クラス3	B
				B	立形ポンブ	クラス3	B
				C	立形ポンブ	クラス3	B
				D	立形ポンブ	クラス3	B
		サービス建屋高電導度廃液サンブ	K11-A104	-	タンク	クラス3	B
		原子炉建屋付属棟シャワードレンサンブ	K11-A202	-	タンク	ノンクラス	C
		サービス建屋シャワードレンサンブ	K11-A201	-	タンク	ノンクラス	C
		サービス建屋高電導度廃液サンブポンブ	K11-C104	A	立形ポンブ	クラス3	B
				B	立形ポンブ	クラス3	B
		原子炉建屋付属棟シャワードレンサンブポンブ	K11-C202	A	立形ポンブ	ノンクラス	C
				B	立形ポンブ	ノンクラス	C
		サービス建屋シャワードレンサンブポンブ	K11-C201	A	立形ポンブ	ノンクラス	C
	B			立形ポンブ	ノンクラス	C	
	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 低電導度廃液系	低電導度廃液系収集槽	K12-A001	A	プールライニング	クラス3	B
				B	プールライニング	クラス3	B
				C	プールライニング	クラス3	B
		低電導度廃液系サンブ槽	K12-A003	A	プールライニング	クラス3	B
				B	プールライニング	クラス3	B
		低電導度廃液系収集ポンブ	K12-C001	A	横形ポンブ	クラス3	B
				B	横形ポンブ	クラス3	B
		低電導度廃液系サンブポンブ	K12-C003	A	横形ポンブ	クラス3	B
				B	横形ポンブ	クラス3	B
		低電導度廃液系ろ過器	K12-D001	A	ろ過脱塩器	クラス3	B
				B	ろ過脱塩器	クラス3	B
		低電導度廃液系脱塩塔	K12-D002	A	ろ過脱塩器	クラス3	B
				B	ろ過脱塩器	クラス3	B
		主配管	-	-	配管	クラス3	B

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
廃棄設備	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 高電導度廃液系	高電導度廃液系収集タンク	K13-A001	A	タンク	クラス3	B
				B	タンク	クラス3	B
				C	タンク	クラス3	B
		高電導度廃液系蒸留水タンク	K13-A002	-	タンク	クラス3	B
		高電導度廃液系サンプル槽	K13-A003	A	プールライニング	クラス3	B
				B	プールライニング	クラス3	B
		高電導度廃液系濃縮装置加熱器	K13-D001	-	熱交換器	クラス3	B
		高電導度廃液系濃縮装置復水器	K13-B001	-	熱交換器	クラス3	B
		高電導度廃液系収集ポンプ	K13-C001	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	クラス3	B
				C	横形ポンプ	クラス3	B
		高電導度廃液系濃縮装置循環ポンプ	K13-C251	-	横形ポンプ	クラス3	B
		高電導度廃液系蒸留水ポンプ	K13-C002	-	横形ポンプ	クラス3	B
		高電導度廃液系サンプルポンプ	K13-C003	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	クラス3	B
		高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶	K13-D002	-	タンク	クラス3	B
		高電導度廃液系濃縮装置デミスタ	K13-D003	-	フィルタ	クラス3	B
		高電導度廃液系脱塩塔	K13-D004	-	ろ過脱塩器	クラス3	B
	主配管	-	-	配管	クラス3	B	
	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 シャワードレン系	シャワードレン系受タンク	K16-A002	-	タンク	ハンクラス	C
		シャワードレン系収集槽	K16-A001	A	プールライニング	ハンクラス	C
				B	プールライニング	ハンクラス	C
		シャワードレン系受ポンプ	K16-C002	A	横形ポンプ	ハンクラス	C
				B	横形ポンプ	ハンクラス	C
		シャワードレン系収集ポンプ	K16-C001	A	横形ポンプ	ハンクラス	C
				B	横形ポンプ	ハンクラス	C
		シャワードレン系ろ過器	K16-D001	A	ろ過脱塩器	ハンクラス	C
B				ろ過脱塩器	ハンクラス	C	
主配管		-	-	配管	ハンクラス	C	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
廃棄設備	廃棄物処理設備 圧力抑制室プールの排水系	主配管	-	-	配管	ハンクラス	B	
		廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 廃スラッジ系	復水浄化系逆洗水受タンク	K21-A001	-	タンク	クラス3	B
	廃棄物貯蔵設備	原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽	原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ	K21-C101	A	横形ポンプ	クラス3	B
			B		横形ポンプ	クラス3	B	
		復水浄化系逆洗水移送ポンプ	K21-C001	A	横形ポンプ	クラス3	B	
				B	横形ポンプ	クラス3	B	
		使用済樹脂槽デカントポンプ	K21-C301	A	横形ポンプ	クラス3	B	
				B	横形ポンプ	クラス3	B	
		スラッジ移送ポンプ	K21-C202	-	横形ポンプ	クラス3	B	
	主配管	-	-	配管	クラス3	B		
	廃棄物貯蔵設備	原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽	K21-A101	A	プールライニング	クラス3	B	
				B	プールライニング	クラス3	B	
		使用済樹脂槽	K21-A301	A	プールライニング	クラス3	B	
				B	プールライニング	クラス3	B	
		濃縮廃液タンク	K22-A001	A	タンク	クラス3	B	
				B	タンク	クラス3	B	
	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 濃縮廃液系	濃縮廃液ポンプ	K22-C001	A	横形ポンプ	クラス3	B	
				B	横形ポンプ	クラス3	B	
		主配管	-	-	配管	クラス3	B	
	放射線管理設備	換気設備 サービス建屋換気空調系(ホットラボ区域)	S/Bホットラボ送風機	U41-C403	A	ファン	ハンクラス	C
					B	ファン	ハンクラス	C
S/B排風機			U41-C402	A	ファン	ハンクラス	C	
				B	ファン	ハンクラス	C	
換気設備 モニタ建屋換気空調系		M/B送風機	U41-C901	A	ファン	ハンクラス	C	
				B	ファン	ハンクラス	C	
蒸気タービン	蒸気タービンに 附属する給水処理設備	純水移送ポンプ	P11-C001	A	横形ポンプ	ハンクラス	C	
				B	横形ポンプ	ハンクラス	C	
補助ボイラー	補助ボイラー 補助ボイラーに 附属する管 減圧装置	濃縮装置加熱器入口減圧弁	K13-F311	-	弁	ハンクラス	C	
		補助ボイラー 補助ボイラーに 附属する管 安全弁	濃縮装置加熱器入口安全弁	K13-F316	-	弁	ハンクラス	C

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
廃棄設備	廃棄物貯蔵設備	濃縮廃液タンク液位	K22-LS001	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
		原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽液位	K21-LS101	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
			使用済樹脂槽液位	K21-LS302	A	計器	ハンクラス	C
					B	計器	ハンクラス	C
	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性ドレン移送系	原子炉建屋付属棟低電導度廃液サンプル液位	K11-LS004	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
			K11-LS003	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
			タービン建屋低電導度廃液サンプル液位	K11-LS008	A	計器	ハンクラス	C
					B	計器	ハンクラス	C
		K11-LS007		A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
		原子炉建屋原子炉棟高電導度廃液サンプル液位	K11-LS104	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
				C	計器	ハンクラス	C	
			K11-LS103	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
				C	計器	ハンクラス	C	
		原子炉建屋付属棟高電導度廃液サンプル液位	K11-LS108	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
			K11-LS107	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
		タービン建屋高電導度廃液サンプル液位	K11-LS112	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
			K11-LS111	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
		原子炉建屋付属棟低電導度廃液サンプルポンプ電動機	K11-C001	A	電動機	ハンクラス	C	
				B	電動機	ハンクラス	C	
	C			電動機	ハンクラス	C		
	D			電動機	ハンクラス	C		
原子炉建屋付属棟高電導度廃液サンプルポンプ電動機	K11-C102	A	電動機	ハンクラス	C			
		B	電動機	ハンクラス	C			
		C	電動機	ハンクラス	C			
		D	電動機	ハンクラス	C			

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
廃棄設備	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 低電導度廃液系	低電導度廃液系収集槽液位	K12-LS001	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
				C	計器	ハンクラス	C	
		低電導度廃液系サンプル槽液位	K12-LS008	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
		低電導度廃液系収集ポンプ電動機	K12-C001	A	電動機	ハンクラス	C	
				B	電動機	ハンクラス	C	
		低電導度廃液系サンプルポンプ電動機	K12-C003	A	電動機	ハンクラス	C	
				B	電動機	ハンクラス	C	
		廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 高電導度廃液系	高電導度廃液系収集タンク液位	K13-LS001	A	計器	ハンクラス	C
					B	計器	ハンクラス	C
					C	計器	ハンクラス	C
	高電導度廃液系蒸留水タンク液位		K13-LS004	-	計器	ハンクラス	C	
	高電導度廃液系サンプル槽液位		K13-LS008	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
	高電導度廃液系収集ポンプ電動機		K13-C001	A	電動機	ハンクラス	C	
				B	電動機	ハンクラス	C	
				C	電動機	ハンクラス	C	
	高電導度廃液系濃縮装置循環ポンプ電動機		K13-C251	-	電動機	ハンクラス	C	
	高電導度廃液系蒸留水ポンプ電動機		K13-C002	-	電動機	ハンクラス	C	
	高電導度廃液系サンプルポンプ電動機		K13-C003	A	電動機	ハンクラス	C	
		B		電動機	ハンクラス	C		
	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 廃スラッジ系	復水浄化系逆洗水受タンク液位	K21-LS001	-	計器	ハンクラス	C	
		原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ電動機	K21-C101	A	電動機	ハンクラス	C	
				B	電動機	ハンクラス	C	
		復水浄化系逆洗水移送ポンプ電動機	K21-C001	A	電動機	ハンクラス	C	
				B	電動機	ハンクラス	C	
		使用済樹脂槽デカントポンプ電動機	K21-C301	A	電動機	ハンクラス	C	
				B	電動機	ハンクラス	C	
		スラッジ移送ポンプ電動機	K21-C202	-	電動機	ハンクラス	C	
廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系濃縮廃液系	濃縮廃液ポンプ電動機	K22-C001	A	電動機	ハンクラス	C		
			B	電動機	ハンクラス	C		

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度
廃棄設備	漏えいの検出装置及び警報装置 流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び警報装置	原子炉建屋付属棟低電導度廃液サンプ液位	K11-LS005	A	計器	ノンクラス	C
				B	計器	ノンクラス	C
		タービン建屋低電導度廃液サンプ液位	K11-LS009	A	計器	ノンクラス	C
				B	計器	ノンクラス	C
		原子炉建屋原子炉棟高電導度廃液サンプ液位	K11-LS105	A	計器	ノンクラス	C
				B	計器	ノンクラス	C
	C			計器	ノンクラス	C	
	R/A床漏えい検出現場盤	H21-P670	-	制御盤	ノンクラス	C	
	原子炉建屋付属棟高電導度廃液サンプ液位	K11-LS109	A	計器	ノンクラス	C	
			B	計器	ノンクラス	C	
	An/A床漏えい検出現場盤	H21-P672A	-	制御盤	ノンクラス	C	
	タービン建屋高電導度廃液サンプ液位	K11-LS113	A	計器	ノンクラス	C	
			B	計器	ノンクラス	C	
	T/B床漏えい検出現場盤	H21-P671	-	制御盤	ノンクラス	C	

柏崎刈羽原子力発電所3号機 点検・評価対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	
廃棄設備	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性ドレン移送系	サービス建屋高電導度廃液サ ンプ液位	K11-LS116	-	計器	ノンクラス	C	
			K11-LS115	-	計器	ノンクラス	C	
		原子炉建屋付属棟シャワー ドレンサンプ液位	K11-LS206	-	計器	ノンクラス	C	
			K11-LS205	-	計器	ノンクラス	C	
		サービス建屋シャワードレンサ ンプ液位	K11-LS202	-	計器	ノンクラス	C	
			K11-LS201	-	計器	ノンクラス	C	
		サービス建屋高電導度廃液サ ンプポンプ電動機	K11-C104	A	電動機	ノンクラス	C	
				B	電動機	ノンクラス	C	
		原子炉建屋付属棟シャワー ドレンサンプポンプ電動機	K11-C202	A	電動機	ノンクラス	C	
				B	電動機	ノンクラス	C	
		サービス建屋シャワードレンサ ンプポンプ電動機	K11-C201	A	電動機	ノンクラス	C	
				B	電動機	ノンクラス	C	
		廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 シャワードレン系	シャワードレン系受タンク液位	K16-LS011	-	計器	ノンクラス	C
					シャワードレン系収集槽液位	K16-LS001	A	計器
	B		計器	ノンクラス			C	
	シャワードレン系受ポンプ電 動機		K16-C002	A	電動機	ノンクラス	C	
				B	電動機	ノンクラス	C	
	シャワードレン系収集ポンプ電 動機		K16-C001	A	電動機	ノンクラス	C	
				B	電動機	ノンクラス	C	
	漏えいの検出装 置及び警報装置 流体状の放射性 廃棄物の漏えい の検出装置及び 警報装置		サービス建屋高電導度廃液サ ンプ液位	K11-LS117	-	計器	ノンクラス	C
			原子炉建屋付属棟シャワー ドレンサンプ液位	K11-LS207	-	計器	ノンクラス	C
			サービス建屋シャワードレンサ ンプ液位	K11-LS203	-	計器	ノンクラス	C
		S/B床漏えい検出現場盤	H21-P673	-	制御盤	ノンクラス	C	

添付資料-2

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項号							
原	1	この省令は、原子力を原動力として電気を発生するために施設する電気工物について適用する。	<p>第1条(適用範囲)</p> <p>1 本省令の、原子力発電所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。</p> <p>2 第1条は、本省令の適用範囲を定めたもので、「原子力を原動力として電気を発生するために施設する電気工物」とは、電気事業法施行規則の別表第3の「一 発電所」の「(三) 原子力設備」及び「(八) 附帯設備」(原子力発電所に施設するものに限る。)に掲げられている事項を含む電気工物である。</p> <p>3 本技術基準は、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、原子力発電所が設計建設時(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、電気事業法第47条に基づく工事計画認可又は同法第48条に基づく工事計画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>4 本技術基準は、電気事業法に基づく(原子力を原動力として電気を発生するための施設)に対して適用されるが、ナトリウム冷却型原子力発電設備に係るものにおいては、「ナトリウム冷却型原子力発電設備への技術基準の適用に当たって(別記-1)」によること。</p>	<p>第1条(適用範囲)</p> <p>1 設置(変更)許可申請における安全審査の確認事項としては、安全審査の添付書類八(発電用原子力設備の設置、運転等に関する規則(昭和50年12月28日 通商産業省令第7号)第2条第2項第9号)に記載される「原子炉の安全設計に関する説明書」及び同添付書類十(発電用原子力設備の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日 通商産業省令第7号)第2条第2項第10号)の「原子炉の操作上の過失、漏洩又は設置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書」に含まれる事項がある。</p> <p>また、電気事業法第47条及び第48条に基づいて、原子炉の安全性の観点から重要なものについて、工事計画の認可や届出を義務付けており、本技術基準との適合性を審査事項の一つとしている。</p> <p>2 ナトリウム冷却型原子力発電設備は、発電用原子力設備であり、電気事業法上の技術基準上の義務、電気事業法に基づく工事計画認可等が求められる設備である。未事故(圧入)、ナトリウム冷却型原子力発電設備にかかる以下の事項、高温高圧等に関する詳細な要求事項を「ナトリウム冷却型原子力発電設備への技術基準への適用に当たって(別記-1)」で明確にしている。</p> <p>一 軽水炉(BWR)及びPWR)に関する要求事項に加え追加的な要求事項</p> <p>(ナトリウム漏えいへの措置、ナトリウムを用いた循環設備、カバーガス、高温構造)</p> <p>一本技術基準第3条(特殊な設計による認可)により適用除外可能な事項</p> <p>(安全弁、原子炉容器内圧力の変動を自動的に調整する装置、格納容器排気設備)</p> <p>一 機能要求は同等であるが仕様に差違がある設備</p> <p>(原子炉冷却材流出を抑制するための隔離装置、非常用炉心冷却設備、反応度制御系統及び原子炉停止系統)</p>	適用範囲	その他	-	適用範囲についての記載のため、分類をその他とした。
原	2	<p>第2条 この省令において、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 「放射線」とは、原子力基本法(昭和30年法律186号)第3条第5号に規定する放射線又はメガ電子ボルト未満のエネルギーを有する電子線若しくはエックス線であつて、自然に存在するもの以外のものをいう。</p> <p>二 「原子炉施設」とは、原子炉及びその附属設備をいう。</p> <p>三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。</p> <p>四 「二次冷却材」とは、一次冷却材の熱を熱交換機により取り出すための流体であつて、タービンを駆動させることを主たる目的とするものをいう。</p> <p>五 「一次冷却系統」とは、一次冷却材が循環する回路をいう。</p> <p>六 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の運転時に予想される機械器具の単一の故障若しくはその操作又は運転器具の単一の故障及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によつて生ずる異常な状態をいう。</p> <p>七 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の故障、損壊等による原子炉内の燃料の破壊等により、多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制又は防止するための機能を有する施設をいう。</p> <p>八 「安全設備」とは、次に掲げる設備であつてその故障、損壊等により公衆に放射線障害及び有害な放射線照射を及ぼすおそれがあるものをいう。</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(通常運転時に反応度を調整する系統をいう。以下同じ。及び原子炉停止系統(本条第11号に修訂し、未燃費を維持するために原子炉を停止する系統をいう。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生じる場合、地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合、及び一次冷却材喪失等の事故時に原子炉停止系統を自動的に作動させ、かつ、原子炉内の燃料の破壊等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(原子炉圧力降下等において発生した熱を通常運転時において除去する施設がその機能を失つ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。))その他非常時に原子炉の安全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附属設備</p> <p>ホ 非常用電源設備及びその附属設備</p> <p>九 「管理区域」とは、原子力発電所内の場所であつて、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線量を超え、空気中の放射性物質(空気中の放射性物質に自然に含まれているものを除く。以下同じ。)の濃度が別に告示する濃度を超え、又は放射性物質によつ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濃度を超えおそれがあるものをいう。</p> <p>十 「監視区域」とは、管理区域の周辺区域であつて、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が別に告示する線量限度を超えおそれがないものをいう。</p>	<p>第2条(定義)</p> <p>1 第2条に規定する「原子炉施設」は、電気事業法施行規則別表第3の「一 発電所」の「(三) 原子力設備」(9蒸気タービン(発電用に限る。))を除く)及び「(八) 附帯設備」(原子力発電所に施設するものに限る。)に掲げられている事項を含む電気工物であつて、次の施設を含む。</p> <p>(三) 原子力設備</p> <p>1 原子炉本体</p> <p>2 原子炉冷却系統設備</p> <p>3 計測制御系統設備</p> <p>4 燃焼設備</p> <p>5 放射線管理設備</p> <p>6 廃棄設備</p> <p>7 原子炉格納施設</p> <p>8 排気筒</p> <p>10 補助ボイラー</p> <p>11 補助ボイラーに属する燃料設備</p> <p>12 補助ボイラーに属するばい煙処理設備</p> <p>(八) 附帯設備</p> <p>1 発電所の運転を管理するための制御装置</p> <p>2 非常用予備発電装置</p> <p>2 第7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に関する日本電気協会規格に関する技術指針(平成17年12月)」</p> <p>3 第8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、ポンプ等であつて原子炉冷却材圧力バウンダリーに属する設備</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> <p>・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)</p> <p>・原子炉隔離時冷却系(BWR)</p> <p>・残熱除去系(PWR)</p> <p>・過熱安全弁(安全弁としての機能)(BWR)</p> <p>・加圧安全弁(閉機能)(PWR)</p> <p>・制御室排気系(非常用空室系)</p> <p>・格納容器エアモニタ(事故時)(PWR)</p> <p>・格納容器雰囲気放射線モニタ(事故時)(BWR)</p> <p>ニ 原子炉建屋(BWR)、エアラス(PWR)を含むボイラー(一次冷却材を循環させる)及びMCC(異常運転時停止のクラス2)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>1 本技術基準上は、発電用原子力設備として、「原子炉施設」と「蒸気タービン及びその附属設備」に大別しており、「原子炉施設」に対応する電気事業法施行規則別表第3の設備は、條第1の号であり、「蒸気タービン及びその附属設備」に対応する別表第3の設備は第34条で運用されている「9 蒸気タービン」となる。</p> <p>2 第5号に規定する「一次冷却系統」は、一次冷却材が循環する回路であり、具体的には以下の設備がある。</p> <p>(「原子力発電設備に係る工事計画の運用について(内規)」(平成17年12月17日付け平成17-12-22原統第2号)BWR)</p> <p>[原子炉冷却材再循環設備]原子炉压力容器、再循環ポンプ、主要弁、主配管</p> <p>[原子炉冷却材循環設備]蒸気タービン設備を除く、主蒸気系、復水専用水系、給復水系、給水加熱器(1)ンベント系及び抽気系が含まれる熱交換器、ポンプ、容器、ろ過装置、主蒸気流量制限器、安全弁、逃がし弁、主要弁及び主配管、主蒸気隔離弁漏えい抑制装置</p> <p>3 第6号に規定する「運転時の異常な過渡変化」とは、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計指針」(平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂)における「運転時の異常な過渡変化」と整合を図るため、追加したものである。</p> <p>本技術基準では定義されていないが、安全設計審査指針において定義された他の運転状態として以下がある。</p> <p>「通常運転時」: 計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温待機、燃料調整等の原子炉施設の運転であつて、その運転状態が所定の範囲内にあるものをいう。</p> <p>「事故時」: 「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であつて、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。</p> <p>なお、第25号-第28号の「運転状態Ⅰ-Ⅳ」は機器への荷重条件を定めるものであり、上記の定義とは区別される。</p> <p>4 第7号に規定する「工学的安全施設」についても、安全設計審査指針の整合を図り、新たに追加したものである。</p> <p>なお、工学的安全施設の具体的設備としては、條第2にあるとおりIEAC 4606-2004を採用することとしているが、その適用に当たっての構造面での考慮事項として、第9条解釈5(「工学的安全施設」に関するクラス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。)がある。</p> <p>5 第8号の「安全設備」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全設備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。以下「重要度分類指針」という。)における「重要度の特に高い安全機能を有する系統より、PS-1(異常発生防止系のクラス1)、MS-1(異常運転時停止のクラス1)及びMS-2(異常運転時停止のクラス2)のうち事故時のプラント状態の把握機能を果たすべき機能を有する設備」とし、また、反応度制御系統は、原子炉停止系と関連する設備であることから、これも安全設備に含まれるものとしている。</p>	定義	その他	-	定義についての記載のため、分類をその他とした。

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号								
原	2			<p>十一「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、一次冷却系統に係る施設の破壊等に伴い自動的に閉が閉鎖されることにより圧力降とならざる部分という。</p> <p>十二「燃料許容損傷限界」とは、燃料棒覆材の損傷の程度であつて、安全設計上許容される範囲内でかつ原子炉を安全に運転することができる限界をいう。</p> <p>十三「反応度係数」とは、制御棒の挿入若しくはその引抜き、又は液体制御棒材の注入等による原子炉の反応度の変化を意味する。</p> <p>十四「制御棒の最大反応度係数」とは、原子炉が臨界(臨界近傍を含む。)にある場合において、制御棒を1本引抜くことにより炉心に生ずる反応度係数の最大値をいう。</p> <p>十五「反応度増加率」とは、制御棒の引抜き等により炉心に追加される単位時間当たりの反応度の量を用いる。</p> <p>五「12号に規定する「燃料許容損傷限界」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)の4.1.1運転時の異常な過渡変化」によること。</p> <p>十六「クラス1容器」、「クラス1管」、「クラス1ボンプ」又は「クラス1弁」(以下「クラス1機器」という。)とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。</p> <p>十七「クラス2容器」、「クラス2管」、「クラス2ボンプ」又は「クラス2弁」(以下「クラス2機器」という。)とは、次に掲げる機器をいう。</p> <p>イ 原子炉を安全に停止するため又は非常時に安全を確保するために必要な装置であつて、その故障、破壊等により公称圧力維持等を及ぼすおそれを関係に生じさせるものに属する機器(放射線管理設備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壁までの部分に限る。)</p> <p>ロ タービンを駆動させることを主たる目的とする流体(蒸気及び給水を含む。)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もの弁までのもの、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もの弁までのもの、及びクラス1機器の上下流側に位置する給水系統の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壁又は外側隔壁までのもの。</p> <p>十八「クラス3容器」又は「クラス3管」(以下「クラス3機器」という。)とは、クラス1容器、クラス2容器、原子炉格納容器及び放射線管理設備に属するダクト以外の容器又は管(内包する流体の放射性物質の濃度が37ミリアベ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、37キロボヘ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等メガパスカールを超える管に限る。)をいう。</p> <p>十九「クラス4管」とは、放射線管理設備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37ミリアベ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>二十「原子炉格納容器」とは、容器内の格納容器から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するために設けられる容器をいう。</p> <p>二十一「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つて、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>二十二「コンクリート製」又は「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」とは、コンクリート製原子炉格納容器内の機械器具から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するためにコンクリート部が内張りされている鋼板(以下「ライナプレート」という。)、鋼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>二十四「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える構造物をいう。</p> <p>二十五「運転状態Ⅰ」とは、原子炉施設の運転運転時の状態をいう。</p> <p>二十六「運転状態Ⅱ」とは、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>二十七「運転状態Ⅲ」とは、原子炉施設の故障、誤作動等により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>二十八「運転状態Ⅳ」とは、原子炉施設の安全設計上想定される異常な事象が生じている状態をいう。</p> <p>二十九「試験状態」とは、耐圧試験により原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられる状態をいう。</p> <p>三十「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(積雪時又は暴風時を除く。)において想定される荷重を受ける状態をいう。</p> <p>三十一「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 過剰(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>三十二「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>三十三「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象が生じている状態をいう。</p> <p>三十四「最高使用圧力」とは、対象とする機器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において突ける最高の圧力以上の圧力であつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>三十五「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において生じる最高の温度以上の温度であつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>三十六「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>三十七「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付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>4 第11号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ」は、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」(JEAC4602-2004)によること。「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」に関する技術指図書(平成17年12月)」</p> <p>5 第12号に規定する「燃料許容損傷限界」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)」の「4.1.1運転時の異常な過渡変化」によること。</p> <p>6 「炉心支持構造物」とは、原子炉炉心管理の内部において燃料束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>7 第34号、第35号及び第36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「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追加版を含む。))(JSM E 3 NC1-2005/2007)」(以下「設計・建設規格2005/2007」という。)、GNR-2110 及び同解説に規定される「供用状態」をいう。</p> <p>(日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格」(2007年追加版)並びに「準用規格」)「設計・建設規格2005年版」の「管の設計」(管継手、フランジ)のJIS規格年度改訂規定(NC-CC-003)及び「準用規格」(設計・建設規格2005年版)「放射線材料規格JIS規格年度の改訂規定(NC-CC-004)」に関する技術指図書(平成20年10月)」(以下「設計・建設規格2007技術指図書」という。)</p>	<p>その中で、従来安全設備としていなかった原子炉圧力容器はPS-1対象設備であるので安全設備に含まれることから追加している。また、従来安全設備の定義に含まれていた「その他の通常時において原子炉を安全に運転するために必要な設備」は具体的に該当する設備がないことから安全設備より削除している。</p> <p>なお、第8号の安全設備と重要度分類指針のPS-1、MS-1及びMS-2の一部との対応を解説表2.1(PWRの例)及び解説表2.2(BWRの例)に記している。</p> <p>第9号、第10号に定める用語は「発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和63年12月28日 通商産業省令77号)第1条に規定されている。</p> <p>7 第9号に定められている線量限度とは、「発電用原子炉設備に関する放射線による線量等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示188号)」第1条の規定で準用している「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(平成13年3月21日 経済産業省告示187号)」第3条及び第11条に定める値である。</p> <p>8 第10号に定められている線量限度とは、「発電用原子炉設備に関する放射線による線量等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示188号)」第2条の規定で準用している「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(平成13年3月21日 経済産業省告示187号)」第3条及び第11条に定める値である。</p> <p>9 JEAC4602-2004の適用に当たつての留意事項は、第16条の2の解釈及び第16条の3の解釈に記載されている。</p> <p>10 第12号の「燃料許容損傷限界」、安全設計審査指針の「燃料の許容設計」として用いている。</p> <p>11 第16号から第19号までの機器及び第24号の支持構造物に関する定義は、本技術基準改正の一つの柱である性能規定と学協会規格の活用を旨に併せ、機器分類をクラス1からクラス4、原子炉格納容器と分類するとともに、その定義として、告示501号を適用したものである。告示501号による分類、本技術基準による分類</p> <p>第1種機器 クラス1機器 第2種機器 原子炉格納容器 第3種機器 クラス2機器 第4種機器 クラス3機器 第5種機器 クラス4管</p> <p>なお、技術基準に規定されている各クラス毎の代表的対象設備は解説表2.3のとおりである。</p> <p>12 第21号から第23号までの定義は、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(告示452号)を適用したものである。</p> <p>なお、定義される各設備に含まれる具体的設備は解説表2.1~2.5 出典「日本機械学会 発電用原子炉設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」とおりである。</p> <p>13 第23号「鋼製内張り部等」の定義においては、コンクリート製原子炉格納容器のうち、鋼製部のみで、原子炉格納容器の構造及び強度の機能をもつ構造部におけるスリーブ以外の鋼製部(耐圧、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器のドラウエル上鉄部など)は、コンクリート製格納容器はコンクリート部及び鋼製部により必要強度を有するものと定義されるので「鋼製内張り部等」には該当しない。</p> <p>14 第25号から第29号までの「運転状態」の分類は告示501号を適用したものであり、第30号から第33号までのコンクリート製原子炉格納容器を対象とした「荷重状態」の分類は告示452号を適用したものである。</p> <p>なお、コンクリート製原子炉格納容器に関する運転状態の荷重の組合せは解説表2.4のとおり整理できる。</p> <p>15 第30号から第33号に規定する荷重状態等の具体的な荷重組合せは、「日本機械学会 発電用原子炉設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」(JSM E 3 NE1-2003)に記載されている。</p> <p>16 第34号から第37号までの定義は、告示501号を適用したものである。</p> <p>17 解釈7は、平成20年10月31日付け「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成20-10-16 原院第3号)で改正された。</p> <p>18 第37号に掲げる「機械的荷重」としては、自重、配管反力、安全弁等の吐出反力等があり、機器、炉心支持構造物等の主な荷重の具体例は次のとおりである。</p> <p>(1) クラス1 機器 (イ) 自重 (ロ) 配管反力 (ハ) 安全弁等の吐出反力</p> <p>(2) 原子炉格納容器 (イ) 自重 (ロ) 貫通部配管反力 (ハ) クレーン吊荷重</p> <p>(3) クラス2 機器 (イ) 自重 (ロ) 安全弁等の吐出反力</p> <p>(4) 炉心支持構造物 (イ) 自重 (ロ) 流体荷重</p>	定義	その他	-	定義についての記載のため、分類をその他とした

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項							
原	3	<p>第3条 特別の理由により経済産業大臣の認可を受けた場合は、この省令の規定によらないで原子炉および蒸気タービンならびにこれらの附属設備を施設することができる。</p> <p>2 前項の認可を受けようとする者は、その理由および施設方法を記載した申請書に関係図面を添付して申請しなければならない。</p>	<p>第3条(特殊な設計による施設)</p> <p>1 本省令の規定によらない場合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。</p> <p>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、次のとおりである。</p>	<p>第3条(特殊な設計による施設)</p> <p>1 平成18年1月施行の本技術基準改正は、規制当局が定める要求事項は性能規定化し、その仕様として学協会規格を活用することとしているが、解釈1のような事例に対するため、本文を規定している。</p> <p>解釈1に該当する事例としては以下の例がある。</p> <p>・本省令の規定によらない場合 別添1(ナトリウム冷却型原子力発電設備への技術基準への適用に当たって)にあるように、本技術基準を求めざるもの、ナトリウム冷却型原子力発電設備の特性からその施設を要しない事項</p> <p>・本解釈に照らして同等性の判断が難しい事項 規制の一貫性や事業者の利便性の観点からも、学協会規格を本解釈において本技術基準を適用する仕様として明示しているが、そのような学協会規格と全く体系が異なる規格の適用等、同等性の判断が困難な事項</p> <p>なお、今回の技術基準改正に伴い、溶接に関する要求事項が本技術基準に追加され、本規定に基づく特殊な設計による施設の認可の対象となる。その場合、技術評価を受けて本技術基準を満たすものとして明確化されている日本機械学会溶接規格、平成12年までの溶接に関する技術基準と異なる特殊設計認可を受けた要求事項との同等性を最新の知見も踏まえ判断することになり、その同等性の判断が困難な場合には本条項が適用されることとなる。</p>	特殊な設計による施設	その他	—	特殊な設計による施設ができること及びその申請についての記載のため、分類をその他とした。
原	4	<p>(防護施設の設置等)</p> <p>第4条 原子炉施設並びに一次冷却材又は二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備が想定される自然現象(すべり、崩壊、なだれ、洪水、津波、地震、基礎地盤の不同沈下等)を、ただし、地震を除く。)により原子炉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盤に事業所、鉄道、道路等がある場合において、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等の事故等により原子炉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原子炉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4条(防護施設の設置等)</p> <p>1 第4条に規定する「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「適切な措置を含む。」</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」には、台風、雪害を含む。</p> <p>3 第2項に規定する「適切な措置を講じなければならない」とは、対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</p> <p>4 第3項の航空機墜下については、平成14年7月30日付け「実用発電用原子炉施設の航空機墜下の航空機墜下後の評価について」(平成14-07-29 原設第4号)に基づいて確認すること。この場合において、設置許可申請時の軌路に変更がないことにより確認すること。</p>	<p>第4条(防護施設の設置等)</p> <p>1 第4条は、第5条で定める耐震性の要求を除き、想定される自然災害又は外部からの人為的災害により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合に、適切な措置を講ずることを求めるものである。</p> <p>2 第3項は、安全設計審査指針 指針3(外部人為事象に対する設計上の考慮)の解説において、外部人為事象には航空機墜下が含まれるとしており、設置許可の際の審査基準として、航空機墜下墜落に関する評価を「講じること」を追加規定している。</p> <p>(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映)</p> <p>3項に規定する「適切な措置を含む」とは、評価内容を損なうおそれがあるかについてを判断するために、設置許可以降、軌路が断絶し設置されていないか等を確認し、状況が変わっている場合には、評価基準である平成14年7月30日付け「実用発電用原子炉施設への航空機墜下墜落の評価について」(平成14-07-29原設第4号)に基づき、航空機墜下墜落を評価する必要がある。その結果、航空機墜下により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、防護壁の設置等の防護措置や軌路変更の要請等その他の適切な措置を検討する必要がある。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針2 自然現象に対する設計上の考慮</p> <p>・指針3 外部人為事象に対する設計上の考慮</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・自然事象に対する防護措置 ・周辺監視区域に隣接する事業所、鉄道、道路等がある場合に、火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両等の事故等に対する防護措置 ・航空機墜下に対する防護措置 	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	4	<p>第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講じること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏洩防止その他の措置を講じること。</p> <p>ロ ケーブル、原子炉制御室その他原子炉の附属設備にあっては、可燃性物質の量等に応じて、可燃材料又は難燃材料を使用すること。</p> <p>ハ 落雷その他の自然現象による火災発生を防止するための避雷設備等を施設すること。</p> <p>二 水素の供給設備等にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても原子炉の安全性を損なわないよう施設すること。</p> <p>イ 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、原子炉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じること。</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2に規定する「原子炉の安全性が損なわれることのないよう、次の各号に掲げる対策を適切に組み合わせた措置を講じなければならない」とは、火災の発生により、安全設備の機能が損なわれ、原子炉の停止機能、除熱機能及び放射性物質の制御されない放出を防止する機能が損なわれないよう、原子炉安全委員会「実用発電用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に規定される重要度に応じた対策を講じること。</p> <p>2 第1項第1号(水を除く)から第3号及び第2項に規定する措置とは、「日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針(IEAG4607-1999)」の適用に当たって(別添1-2)」によること。</p> <p>(「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)」)</p> <p>3 第1項第1号等の規定については、以下によること。</p> <p>・「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、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって原子炉で発生する水素が漏洩、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがあることという。この場合において、水素燃焼によっても燃焼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(許容系配管等)にあっては、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがないものとみなすことができる。</p> <p>・「水素の蓄積を防止する措置」とは、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」(平成17年10月)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。</p> <p>(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」(平成17年10月)に関する技術評価書(平成17年12月))</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生、燃焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を講ずること定めたものであり、関連法令と併せて、「発電機冷却水循環系火災防護に関する審査指針」を受けて火災発生防止措置として、水素に関連した設備の要求事項(水素供給設備の防火区域外の設置及び換気の実施等)を第1号に、放射線分解等に伴う水素による火災発生防止に関する要求事項を第1号に、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号に明記した。また、第4条の2において、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の3方面を組合せることと規定を規定している。</p> <p>第1号(放射線分解等に伴う水素による火災発生防止)に関する要求事項の追加は、原則1(燃焼除去済気体循環系配管破損事故、また、安全設計審査指針6 火災に対する設計上の考慮)及び火災防護指針との整合を考慮したものである。</p> <p>安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映及び主要事故トラブル事例の技術基準への反映)</p> <p>2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないことにより要求されていることから、第1項に規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることと想定されるケーブルが対象となる。</p> <p>3 解釈2は、火災防護に関する設備面での要求を規定したものであるが、火災防護に当たっては、可燃物の持ち込み制限、火災発生時の手続きの整備等の運用管理面による対応にも留意することが望ましい。本解釈は、平成17年10月31日付け「発電機冷却水循環系配管破損事故に関する技術基準を定める省令の解釈について」の一部改正により(平成17-10-原設第3号)にて改正された。なお、本改正では解釈本文は変更なく別添2が改正された。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針2 火災に対する設計上の考慮</p> <p>・発電機冷却水循環系原子炉施設の火災防護に関する審査指針</p>	火災による損傷の防止(火災発生防止)	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	4	<p>第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講じること。</p> <p>イ 早期に消火を行える検出設備及び消火設備を施設すること。</p> <p>ロ イに定める検出設備及び消火設備は、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その能力が損なわれないこと。</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2に規定する「原子炉の安全性が損なわれることのないよう、次の各号に掲げる対策を適切に組み合わせた措置を講じなければならない」とは、火災の発生により、安全設備の機能が損なわれ、原子炉の停止機能、除熱機能及び放射性物質の制御されない放出を防止する機能が損なわれないよう、原子炉安全委員会「実用発電用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に規定される重要度に応じた対策を講じること。</p> <p>2 第1項第1号(水を除く)から第3号及び第2項に規定する措置とは、「日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針(IEAG4607-1999)」の適用に当たって(別添1-2)」によること。</p> <p>(「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)」)</p> <p>3 第1項第1号等の規定については、以下によること。</p> <p>・「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、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって原子炉で発生する水素が漏洩、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがあることという。この場合において、水素燃焼によっても燃焼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(許容系配管等)にあっては、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがないものとみなすことができる。</p> <p>・「水素の蓄積を防止する措置」とは、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」(平成17年10月)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。</p> <p>(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」(平成17年10月)に関する技術評価書(平成17年12月))</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生、燃焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を講ずること定めたものであり、関連法令と併せて、「発電機冷却水循環系火災防護に関する審査指針」を受けて火災発生防止措置として、水素に関連した設備の要求事項(水素供給設備の防火区域外の設置及び換気の実施等)を第1号に、放射線分解等に伴う水素による火災発生防止に関する要求事項を第1号に、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号に明記した。また、第4条の2において、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の3方面を組合せることと規定を規定している。</p> <p>第1号(放射線分解等に伴う水素による火災発生防止)に関する要求事項の追加は、原則1(燃焼除去済気体循環系配管破損事故、また、安全設計審査指針6 火災に対する設計上の考慮)及び火災防護指針との整合を考慮したものである。</p> <p>安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映及び主要事故トラブル事例の技術基準への反映)</p> <p>2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないことにより要求されていることから、第1項に規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることと想定されるケーブルが対象となる。</p> <p>3 解釈2は、火災防護に関する設備面での要求を規定したものであるが、火災防護に当たっては、可燃物の持ち込み制限、火災発生時の手続きの整備等の運用管理面による対応にも留意することが望ましい。本解釈は、平成17年10月31日付け「発電機冷却水循環系配管破損事故に関する技術基準を定める省令の解釈について」の一部改正により(平成17-10-原設第3号)にて改正された。なお、本改正では解釈本文は変更なく別添2が改正された。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針2 火災に対する設計上の考慮</p> <p>・発電機冷却水循環系原子炉施設の火災防護に関する審査指針</p>	火災による損傷の防止(検出及び消火措置)	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	4	<p>第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講じること。</p> <p>イ 早期に消火を行える検出設備及び消火設備を施設すること。</p> <p>ロ イに定める検出設備及び消火設備は、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その能力が損なわれないこと。</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2に規定する「原子炉の安全性が損なわれることのないよう、次の各号に掲げる対策を適切に組み合わせた措置を講じなければならない」とは、火災の発生により、安全設備の機能が損なわれ、原子炉の停止機能、除熱機能及び放射性物質の制御されない放出を防止する機能が損なわれないよう、原子炉安全委員会「実用発電用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に規定される重要度に応じた対策を講じること。</p> <p>2 第1項第1号(水を除く)から第3号及び第2項に規定する措置とは、「日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針(IEAG4607-1999)」の適用に当たって(別添1-2)」によること。</p> <p>(「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)」)</p> <p>3 第1項第1号等の規定については、以下によること。</p> <p>・「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、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって原子炉で発生する水素が漏洩、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがあることという。この場合において、水素燃焼によっても燃焼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(許容系配管等)にあっては、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがないものとみなすことができる。</p> <p>・「水素の蓄積を防止する措置」とは、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」(平成17年10月)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。</p> <p>(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」(平成17年10月)に関する技術評価書(平成17年12月))</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生、燃焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を講ずること定めたものであり、関連法令と併せて、「発電機冷却水循環系火災防護に関する審査指針」を受けて火災発生防止措置として、水素に関連した設備の要求事項(水素供給設備の防火区域外の設置及び換気の実施等)を第1号に、放射線分解等に伴う水素による火災発生防止に関する要求事項を第1号に、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号に明記した。また、第4条の2において、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の3方面を組合せることと規定を規定している。</p> <p>第1号(放射線分解等に伴う水素による火災発生防止)に関する要求事項の追加は、原則1(燃焼除去済気体循環系配管破損事故、また、安全設計審査指針6 火災に対する設計上の考慮)及び火災防護指針との整合を考慮したものである。</p> <p>安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映及び主要事故トラブル事例の技術基準への反映)</p> <p>2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないことにより要求されていることから、第1項に規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることと想定されるケーブルが対象となる。</p> <p>3 解釈2は、火災防護に関する設備面での要求を規定したものであるが、火災防護に当たっては、可燃物の持ち込み制限、火災発生時の手続きの整備等の運用管理面による対応にも留意することが望ましい。本解釈は、平成17年10月31日付け「発電機冷却水循環系配管破損事故に関する技術基準を定める省令の解釈について」の一部改正により(平成17-10-原設第3号)にて改正された。なお、本改正では解釈本文は変更なく別添2が改正された。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針2 火災に対する設計上の考慮</p> <p>・発電機冷却水循環系原子炉施設の火災防護に関する審査指針</p>	火災による損傷の防止(防火壁)	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	4	<p>2 前項第2号イに規定する検出設備及び消火設備は、故障、損壊、誤作動等により安全設備の機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2に規定する「原子炉の安全性が損なわれることのないよう、次の各号に掲げる対策を適切に組み合わせた措置を講じなければならない」とは、火災の発生により、安全設備の機能が損なわれ、原子炉の停止機能、除熱機能及び放射性物質の制御されない放出を防止する機能が損なわれないよう、原子炉安全委員会「実用発電用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に規定される重要度に応じた対策を講じること。</p> <p>2 第1項第1号(水を除く)から第3号及び第2項に規定する措置とは、「日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針(IEAG4607-1999)」の適用に当たって(別添1-2)」によること。</p> <p>(「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)」)</p> <p>3 第1項第1号等の規定については、以下によること。</p> <p>・「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、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって原子炉で発生する水素が漏洩、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがあることという。この場合において、水素燃焼によっても燃焼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(許容系配管等)にあっては、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがないものとみなすことができる。</p> <p>・「水素の蓄積を防止する措置」とは、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」(平成17年10月)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。</p> <p>(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」(平成17年10月)に関する技術評価書(平成17年12月))</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生、燃焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を講ずること定めたものであり、関連法令と併せて、「発電機冷却水循環系火災防護に関する審査指針」を受けて火災発生防止措置として、水素に関連した設備の要求事項(水素供給設備の防火区域外の設置及び換気の実施等)を第1号に、放射線分解等に伴う水素による火災発生防止に関する要求事項を第1号に、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号に明記した。また、第4条の2において、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の3方面を組合せることと規定を規定している。</p> <p>第1号(放射線分解等に伴う水素による火災発生防止)に関する要求事項の追加は、原則1(燃焼除去済気体循環系配管破損事故、また、安全設計審査指針6 火災に対する設計上の考慮)及び火災防護指針との整合を考慮したものである。</p> <p>安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映及び主要事故トラブル事例の技術基準への反映)</p> <p>2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないことにより要求されていることから、第1項に規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることと想定されるケーブルが対象となる。</p> <p>3 解釈2は、火災防護に関する設備面での要求を規定したものであるが、火災防護に当たっては、可燃物の持ち込み制限、火災発生時の手続きの整備等の運用管理面による対応にも留意することが望ましい。本解釈は、平成17年10月31日付け「発電機冷却水循環系配管破損事故に関する技術基準を定める省令の解釈について」の一部改正により(平成17-10-原設第3号)にて改正された。なお、本改正では解釈本文は変更なく別添2が改正された。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針2 火災に対する設計上の考慮</p> <p>・発電機冷却水循環系原子炉施設の火災防護に関する審査指針</p>	火災による損傷の防止(検出設備及び消火設備の故障等による安全設備の機能喪失防止)	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項 号							
原	5	1	<p>第5条(耐震性)</p> <p>1 耐震性の評価については、施設の重要性に応じて適用される地震力に対し、地震時にも敷地周辺の公衆に放射線の影響を与えないとの観点から、 ① 地震による事故発生の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心熔融の除去 ④ 事故時に必要な設備の健全性の保持 等に必要設備の機能維持又は構造強度の確保を解析等により確認すること。</p> <p>2 原子力安全委員会「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)」(以下「新耐震設計審査指針」という。)に適合すること。具体的な評価方法については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)」に照らした「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第5条への適合性に関する審査要領(内規)(平成20年4月23日付け平成20-04-2「原研第8号)」によること。</p> <p>なお、原子力安全委員会「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和53年9月策定、昭和56年7月一部改訂)、平成19年3月一部改訂(以下「旧耐震設計審査指針」という。))を適用し「設置又は設置変更が認可された発電用原子力設備については、旧耐震設計審査指針に適合すること。具体的な評価手法については、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEA-G4601-1987)、同補「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類(併用電力用)」(JEA-G4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(補修)」(JEA-G4601-1991)によること。また、新耐震設計審査指針又は旧耐震設計審査指針のいずれも適用せず設置又は設置変更が許可された発電用原子力設備については、重要な建物・構造物及び設備・配管等の耐震安全性が評価され、その結果に基づいて、貴課エネルギー一行がとりまとめた「指針策定前の原子力発電所の耐震安全性(平成7年9月)」において旧耐震設計審査指針の考え方に照らし、耐震安全性が確保されていると判断されていること。 ⑤ 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過設置の耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過設置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号)」によること。</p>	<p>第5条(耐震性)</p> <p>1 第5条は、安全設計審査指針の「指針2 自然現象に対する設計上の考慮」(第1項)及び発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針に対応する。 2 解釈2は、平成20年4月23日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成20-04-21原院第2号)で改正された。また、別記一について同時に改正された。 3 解釈3は、平成20年2月27日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」について一部改正について(平成20-02-27原院第1号)で追加された。 【関連安全設計審査指針】 指針2 自然現象に対する設計上の考慮 ・発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針</p>	耐震性(地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないよう施設)	構造健全性(系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能検査	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施
原	5	2	<p>2 前項の地震力は、原子炉施設並びに一次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備は、これらに作用する地震力による損壊における災害の程度に応じて、基礎地盤の状況、その地方における過去の地震記録に基づき災害の程度、地震活動の状況等を基礎として求めなければならない。</p>	<p>第5条(耐震性)</p> <p>1 過去の再生熱交換器配管及び出口配管の損傷事例を踏まえ、従来の流体振動に加えて温度差のある流体の混合等に対しても損傷を受けないように施設することを規定している。 これは、具体的に、以下の事故トラブル事例を反映したものである。 ー 再生熱交換器損傷事例(表第2号機) (伝熱管が振止め金具で支持されていなかったため、伝熱管のU字管部に流力弾性振動が発生し、固定支持の管支持板部に面圧が作用する状態で流力弾性振動による繰り返し荷重が作用したことにより、高サイクルのフレンジングで破断した。)の ー 流力振動による損傷事例(もんじゅ) (温度計ウエルの流力振動一様流れ中に置かれた円柱構造物の、流れにより励起される振動)による高サイクル疲労破断) ー 高サイクル熱疲労による損傷事例(敦賀2号機、泊2号機) (再生熱交換器における、低温水と高温水との混合による温度ゆらぎを主要因とする高サイクル熱疲労による過熱配管割れ) (主要事故トラブル事例の技術基準への反映) 2 条文では一次冷却材系統に属する容器、管、ポンプ及び弁といった機器を対象としているが、管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものは、機器と同様に流体振動に対する健全性を確保することが必要とことから、「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012)の適用を要求したものである。 3 炉心支持構造物については、先行プラントで実績がない流路設計となるものであって、炉心流量も変更となるような設計を採用する場合に、試験後の自然振動による損傷が心配と判断された。 4 昭和55年の改正においてポンプ及び弁を追加規定した理由は、次のとおりである。 「従来は流体振動による損傷の防止という観点から実質的に問題となる構造物の構成及び構造物である燃料棒、容器(原子炉容器、廃棄発生器等)の内筒構造物の規制を主たる対象としていたが、昭和55年の改正ではポンプ及び弁も流体振動発生の可能性があると、それらに接続される配管の損傷等を考慮して、振動による損傷防止規程の対象にポンプ及び弁を追加したものである。」 【関連安全設計審査指針】 指針11 炉心設計 指針12 燃料設計 指針19 原子炉冷却材(バウンダリ)の健全性</p>	耐震性(地震力の設定)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	6		<p>第6条(流体振動等による損傷の防止)</p> <p>「流体振動により損傷を受けやすい施設しなければならない」とは、流れの乱れ、渦、気泡等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。 ・高気圧部伝熱管の曲げ部については、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S-NC1-2005)P49-3000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。 なお、耐圧機能を有しないものについては第8条の2第2項によること。 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S-NC1)) (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) 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やすい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、損傷の発生防止を講じること。 なお、供用開始における運転管理等の運用上の対応を考慮して施設することができる。 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S-NC1)) (2005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) 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、熱除去系(PWR)を含めて措置を講じること。</p>	<p>第6条(流体振動等による損傷の防止)</p> <p>1 過去の再生熱交換器配管及び出口配管の損傷事例を踏まえ、従来の流体振動に加えて温度差のある流体の混合等に対しても損傷を受けないように施設することを規定している。 これは、具体的に、以下の事故トラブル事例を反映したものである。 ー 再生熱交換器損傷事例(表第2号機) (伝熱管が振止め金具で支持されていなかったため、伝熱管のU字管部に流力弾性振動が発生し、固定支持の管支持板部に面圧が作用する状態で流力弾性振動による繰り返し荷重が作用したことにより、高サイクルのフレンジングで破断した。)の ー 流力振動による損傷事例(もんじゅ) (温度計ウエルの流力振動一様流れ中に置かれた円柱構造物の、流れにより励起される振動)による高サイクル疲労破断) ー 高サイクル熱疲労による損傷事例(敦賀2号機、泊2号機) (再生熱交換器における、低温水と高温水との混合による温度ゆらぎを主要因とする高サイクル熱疲労による過熱配管割れ) (主要事故トラブル事例の技術基準への反映) 2 条文では一次冷却材系統に属する容器、管、ポンプ及び弁といった機器を対象としているが、管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものは、機器と同様に流体振動に対する健全性を確保することが必要とことから、「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012)の適用を要求したものである。 3 炉心支持構造物については、先行プラントで実績がない流路設計となるものであって、炉心流量も変更となるような設計を採用する場合に、試験後の自然振動による損傷が心配と判断された。 4 昭和55年の改正においてポンプ及び弁を追加規定した理由は、次のとおりである。 「従来は流体振動による損傷の防止という観点から実質的に問題となる構造物の構成及び構造物である燃料棒、容器(原子炉容器、廃棄発生器等)の内筒構造物の規制を主たる対象としていたが、昭和55年の改正ではポンプ及び弁も流体振動発生の可能性があると、それらに接続される配管の損傷等を考慮して、振動による損傷防止規程の対象にポンプ及び弁を追加したものである。」 【関連安全設計審査指針】 指針11 炉心設計 指針12 燃料設計 指針19 原子炉冷却材(バウンダリ)の健全性</p>	流体振動等による損傷の防止	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	7	1	<p>第7条(さく等の施設)</p> <p>1 第7条に規定する「みだり」とは、不注意又は知らずに容易に立ち入ることという。 2 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となる場合は、河川、沼、湖、海、崖、断崖等で遊歩道が確保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となる場合をいう。</p>	<p>第7条(さく等の施設)</p> <p>【関連安全設計審査指針】 指針58 放射線業務従事者の放射線管理</p>	さく等の施設(人がみだりに立ち入らないよう壁、さく、へい等を設け管理区域である旨を表示)	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	7	2	<p>2 原子力発電所には、保安区域(原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする場所であって、管理区域以外のものをいう。以下同じ。)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さく、へい等を設けるか、または保安区域である旨を表示しなければならない。</p>	<p>第7条(さく等の施設)</p> <p>【関連安全設計審査指針】 指針58 放射線業務従事者の放射線管理</p>	さく等の施設(保安区域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さく、へい等を設けるか、又は保安区域である旨を表示)	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	7	3	<p>3 原子力発電所には、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さく、へい等を設けるか、また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となる場合は、この限りでない。</p>	<p>第7条(さく等の施設)</p> <p>【関連安全設計審査指針】 指針58 放射線業務従事者の放射線管理</p>	さく等の施設(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さく、へい等を設けるか、又は周辺監視区域である旨を表示)	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考		
条	項									
原	7	2	第7条の2(原子力発電所)には、安全設備が設置されている施設に人が不法に侵入することを防止するため、適切な侵入防止措置を講じなければならない。	第7条の2に規定する「適切な侵入防止措置」とは、さく等の障壁による区画、出入口の常時管理設備の施設をいう。	第7条の2(不法侵入の防止) 1 関係省令として、防護区域を設定、見張り人による防護区域出入口の常時監視(出入口に施設した場合を除く)等の防護のために必要な措置を原子炉施設が講ずるものとして、「(発電用原子力発電所の設置、運転等に関する規則)(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)第15条の3に規定されている。 【関連安全設計審査指針】 指針5 外部人急入事象に対する設計上の考慮	不法侵入の防止	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項	
原	7	3	第7条の3(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)第3条第1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電気工作物)は、当該区域内の急傾斜地(同法第2条第1項に規定するものという。)の地盤を助長し、または誘発するおそれないように施設しなければならない。	第7条の3は、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電気工作物を施設する場合は、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。	第7条の3(急傾斜地の崩壊の防止) 1 第7条の3は、急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律において電業事業法の適用を受けるもの適用除外されていることを受け「規定されたものであり、急傾斜地崩壊危険区域として指定された地域に電気工作物を施設する場合については、他の技術基準との整合を図ったものである。	急傾斜地の崩壊の防止	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項	
原	8	1	第8条 原子炉施設は、通常運転時において原子炉の反応度を安全かつ安定に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに原子炉の反応度を制御することにより核分裂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。	第8条(原子炉施設) 1 第2項に規定する「保守点検(試験及び検査を含む。)ができるように施設しなければならない」とは、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。 また、試験及び検査には、電業事業法第49条(使用前検査)、同第52条(清浄安全管理検査)、同第55条(定期検査)、同第55条(定期安全管理検査、定期安全検査)に規定する検査及び第11条、第17条第4項、第22条第6号、第32条第1号ハ、同第2号ホ、同第5号ロに規定する試験又は検査を含む。 2 第3項に規定する「その他の機構防止措置」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、防護対象を構造的に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。 3 第4項に規定する「飛散防止(圧力容器)の供用期間中の試験及び検査を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるときは、タービナミール発生時の対象物を破壊する確率が10〜7回/年を超える場合をいう。 【ポンプ等の構造的に原子炉施設より損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるときは、PWRの原子炉冷却材ポンプフライホイールにおいては、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。 5 第5項に規定する「原子炉の安全性を損なわないよう施設しなければならない」とは、併用によっても、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることがないこと。	第8条(原子炉施設) 1 第1項は、安全設計審査指針13(原子炉の特性)に対応して、固有の出力抑制特性)及び(出力振動)に対する抑制を通常運転時及び過渡変化時における原子炉の反応度の安全かつ安定制御 2 第2項は、安全設計審査指針10(試験可能性に関する設計上の考慮)において、安全機能を有する構造物、系統及び機器は、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる状態を要していることから、同指針との対応において試験実施可能性に関する要求を明確化したものである。 3 解釈4では、米調Regulatory Guide 1.14(RG1.1)「原子炉冷却材ポンプのフライホイールの健全性」を参考とし、想定する飛散物に、一次冷却材ポンプのフライホイールが含まれるが、フライホイールの限界回転数が最大回転数に比べて十分大きいことが確認できれば、安全性を損なうことが想定されない旨明確にしている。 【関連安全設計審査指針】 指針4 内部発生飛散物に対する設計上の考慮 指針7 共用系に対する設計上の考慮 指針13 原子炉の特性 指針10 試験可能性に関する設計上の考慮 指針15 原子炉停止系の独立性及び戻線可能性 指針22 飛散防止(圧力容器)の供用期間中の試験及び検査 指針24 残留熱を除去する系統 指針25 非常用炉心冷却系 指針26 最終的な熱の逃げ場へ熱を輸送する系統 指針32 原子炉冷却材循環系統 指針33 格納施設雰囲気制御する系統 指針40 安全保護系の試験可能性 指針48 電気系統 指針49 燃料の貯蔵設備及び取替設備	原子炉施設 通常運転時における原子炉の反応度の安全かつ安定制御	系統機能	制御棒駆動系機能検査 制御棒駆動機機能検査 選択制御棒挿入機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査(その1) 総合負荷性能検査	—	蒸気発生以降の点検・評価後に実施
原	8	2	2 原子炉施設(補助ボイラーを除く。)は、その健全性及び能力を確認するために、原子炉の運転中又は停止中に必要箇所の保守点検(試験及び検査を含む。)ができるように施設しなければならない。	2 原子炉施設(補助ボイラーを除く。)は、その健全性及び能力を確認するために、原子炉の運転中又は停止中に必要箇所の保守点検(試験及び検査を含む。)ができるように施設しなければならない。	指針4 内部発生飛散物に対する設計上の考慮 指針7 共用系に対する設計上の考慮 指針13 原子炉の特性 指針10 試験可能性に関する設計上の考慮 指針15 原子炉停止系の独立性及び戻線可能性 指針22 飛散防止(圧力容器)の供用期間中の試験及び検査 指針24 残留熱を除去する系統 指針25 非常用炉心冷却系 指針26 最終的な熱の逃げ場へ熱を輸送する系統 指針32 原子炉冷却材循環系統 指針33 格納施設雰囲気制御する系統 指針40 安全保護系の試験可能性 指針48 電気系統 指針49 燃料の貯蔵設備及び取替設備	原子炉施設(補助ボイラーを除く。)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	8	3	3 原子炉施設は、通常運転時において蒸器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具から放射性物質を含む流体が著しく漏入する場合は、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施設しなければならない。	【ポンプ等の構造的に原子炉施設より損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるときは、PWRの原子炉冷却材ポンプフライホイールにおいては、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。 5 第5項に規定する「原子炉の安全性を損なわないよう施設しなければならない」とは、併用によっても、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることがないこと。	指針25 非常用炉心冷却系 指針26 最終的な熱の逃げ場へ熱を輸送する系統 指針32 原子炉冷却材循環系統 指針33 格納施設雰囲気制御する系統 指針40 安全保護系の試験可能性 指針48 電気系統 指針49 燃料の貯蔵設備及び取替設備	原子炉施設 流体状の放射性廃棄物漏入の安全処理	系統機能	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その1) 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その2)	—	—
原	8	4	4 原子炉施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、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。	4 原子炉施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、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。	指針4 内部発生飛散物に対する設計上の考慮 指針7 共用系に対する設計上の考慮 指針13 原子炉の特性 指針10 試験可能性に関する設計上の考慮 指針15 原子炉停止系の独立性及び戻線可能性 指針22 飛散防止(圧力容器)の供用期間中の試験及び検査 指針24 残留熱を除去する系統 指針25 非常用炉心冷却系 指針26 最終的な熱の逃げ場へ熱を輸送する系統 指針32 原子炉冷却材循環系統 指針33 格納施設雰囲気制御する系統 指針40 安全保護系の試験可能性 指針48 電気系統 指針49 燃料の貯蔵設備及び取替設備	原子炉施設 蒸気タービン、ポンプ等の損傷に伴う飛散物による構造健全性	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	8	5	5 原子炉施設に属する設備を他の原子炉施設と併用する場合は、原子炉の安全性を損なわないよう施設しなければならない。	5 原子炉施設に属する設備を他の原子炉施設と併用する場合は、原子炉の安全性を損なわないよう施設しなければならない。	指針4 内部発生飛散物に対する設計上の考慮 指針7 共用系に対する設計上の考慮 指針13 原子炉の特性 指針10 試験可能性に関する設計上の考慮 指針15 原子炉停止系の独立性及び戻線可能性 指針22 飛散防止(圧力容器)の供用期間中の試験及び検査 指針24 残留熱を除去する系統 指針25 非常用炉心冷却系 指針26 最終的な熱の逃げ場へ熱を輸送する系統 指針32 原子炉冷却材循環系統 指針33 格納施設雰囲気制御する系統 指針40 安全保護系の試験可能性 指針48 電気系統 指針49 燃料の貯蔵設備及び取替設備	原子炉施設 原子炉施設に属する設備を他の原子炉施設と併用する場合は、原子炉の安全性を損なわないよう施設しなければならない	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	8	2	1 第8条の2(安全設備) 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で、長期間では静的機器の単一故障又は動的機器の想定される単一故障のいずれかをいう。 2 平成26年8月1日より前に原子炉設置許可を受けた原子炉においては、定期安全レビューにおいて運転管理等において多重性又は多様性、及び独立性を有する施設に関する損傷機が確認され、運転管理等の対応がなされている場合には、構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を有する」とみなすことができる。 3 第2項に規定する「想定されているすべての環境条件とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び事故時において、所定の機能を期待されている構造物、系統及び機器が、その間にさらされたと考えられるすべ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LOCが時々の状態において考えられる圧力、温度、放射線、震動など。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。この場合において、配管内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検討に当たっては、日本機械学会「配管内柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S20)」を適用すること。 4 第2項について、安全設備のうち供用期間中に中性子照射強化の影響を受ける原子炉圧力容器については、「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)の適用に当たって(別記-11)に掲げる、破壊靱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」(JEAC 4201-2007)及び「原子力発電所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))	第8条の2(安全設備) 1 第1項は、安全設計審査指針9(信頼性に関する設計上の考慮)に対応して、多重性又は多様性及び独立性、その定定して単一故障に加え、外部電源が使用できない場合の考慮を、安全設備に関する要求事項として明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 第1項に規定する「想定されているすべての環境条件とは、通常運転時に関する審査指針(平成13年3月23日原子力安全委員会一部改訂)5.2(2)と同等である。 3 第2項は、安全設計審査指針6(環境条件に対する設計上の考慮)に対応して、その機能が期待されているすべての環境条件に適合できるように施設することを、安全設備に関する要求事項として明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 4 解釈3において、「環境条件」として冷却材中の破損物等を規定している根拠としては、以下の事故シナリオ事例を反映したものである。 —流力振動による損傷事例(福島第二発電所4号機)復次施設設置出口水質測定用ポンプ/リングスラムが流力振動により破損したことによるルースパーティクルの発生 5 解釈4は、日本電気協会規格「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC4206-2007)の技術評価が完了したことにより、平成21年8月12日付NISA文書平成21-07-30原院第1号で別記-11とともに追加された。 【関連安全設計審査指針】 指針6 環境条件に対する設計上の考慮 指針9 信頼性に関する設計上の考慮 第2項、第3項	安全設備 安全設備を構成する機械器具の単一故障、外部電源喪失時の多重性又は多様性、及び独立性	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項		
原	8	2	2 安全設備は、想定されているすべての環境条件においてその機能が発揮できるように施設しなければならない。	2 安全設備は、想定されているすべての環境条件においてその機能が発揮できるように施設しなければならない。	指針4 内部発生飛散物に対する設計上の考慮 指針7 共用系に対する設計上の考慮 指針13 原子炉の特性 指針10 試験可能性に関する設計上の考慮 指針15 原子炉停止系の独立性及び戻線可能性 指針22 飛散防止(圧力容器)の供用期間中の試験及び検査 指針24 残留熱を除去する系統 指針25 非常用炉心冷却系 指針26 最終的な熱の逃げ場へ熱を輸送する系統 指針32 原子炉冷却材循環系統 指針33 格納施設雰囲気制御する系統 指針40 安全保護系の試験可能性 指針48 電気系統 指針49 燃料の貯蔵設備及び取替設備	安全設備 環境条件の考慮	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号								
原	9	一		<p>第9条 原子炉施設(圧縮機及び補助ボイラーを除く。)に属する容器、管、ポンプ若しくは弁(以下「機器」という。)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、次の各号に示すものからなければならない。この場合において、第1号から第7号まで及び第10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 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、次によること。</p> <p>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、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分(使用中の応力等)に対する適切な耐食性を有すること。</p> <p>ロ クラス1容器に使用する材料については、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重等の条件に対して適切な破壊じん性を有すること。</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弁を除く。)に使用する材料については、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。</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。)に使用する材料については、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9条(材料及び構造)</p> <p>1 第8号から第14号までの構造強度は、電気事業法第39条第1項に定める維持段階にも適用される。</p> <p>2 第1号イの「使用中の応力等」に対する適切な耐食性を有む」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 NCI-2001)及び「(JSME S NCI-2005)【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生抑制」に対する考慮」(NG-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(NG-CC-001)及び事例規格「応力腐食割れ発生抑制」に対する考慮(NG-CC-002)」に関する技術評書(平成18年2月))</p> <p>3 第1号ロの「圧力」は、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圧力や材質により確認することができる。</p> <p>4 BWVRIにおける非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るストレナーの材料及び構造については、第9条第2号及び第9号の規定を準用するとともに、「沸騰水型原子炉発電設備における非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係る伝導率の性能評価及び構造強度評価について(内規)(平成17-10-13 原院第4号)」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書(平成17年12月)」</p>	<p>第9条(材料及び構造)</p> <p>1 本案では、告示第501号及び告示第452号の性能規格化し、また、解説では、これら告示に代わって活用できる民間規格(保安院が政府産出を行う技術産出規格)をも明確化している。</p> <p>2 第1号から第7号まで、及び第10号の規定が、材料及び接合の施工に関する規定であり、設計・建設段階での要求であることを示している。</p> <p>3 解釈1の「維持段階にも適用される。」は、ここで規定される構造及び強度は供用開始後の経年劣化によっても、適用される規格を満たすことを要求したものである。</p> <p>4 解釈2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 NCI-2001)及び「(JSME S NCI-2005)【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生抑制」に対する考慮」(NG-CC-002)の技術産出規格(完了)したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。</p> <p>また、解釈2で示されている要求事項は、トラブル事例の多い応力腐食割れ(SCC)に対し、材料選択において、新応力腐食割れ性に関する配慮を求めたものである。SCCは、材料選定のみにて、完全に防止できるものではなく、過去の経験などもとどき、その原因とされる発生応力の低減、環境条件の改善についても考慮することを明確にしている。</p> <p>これに関連するものとして、米国Regulatory Guide(R.G.)に、「非金属材料(保温材、塗料、パッキン、テープ、洗浄剤等)は、SCCを助長し得る汚染物質を制限するような管理が必要である。」との記述があり、水質管理のみならず、機器への付着物によりSCCが発生する可能性に対して、注意を払うことが重要であるとしている。</p> <p>R.G.130「オーステナイト系ステンレス鋼に対する非金属材料の選定と使用について、SCCの要因となる保温材に含まれる汚染物質を最小限にすることを規定</p> <p>R.G.137「軽水炉の流体系・付属機器の洗浄に対する品質保証要件」(オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する流体系の選定と使用について、SCCの要因とならないように洗浄剤に含まれる化学含有物の使用制限について規定</p> <p>R.G.138(Rev.2)「軽水炉機器・部品、材料等の梱包、輸送、受入及び取扱いに対する品質保証要件」(オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する梱包材(テープ)等の選定と使用について、SCCの要因とならないように梱包材(テープ)等に含まれる化学含有物の使用制限について規定R.G.154(Rev.1)「軽水炉における保護塗装の品質保証要件」(オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する塗料の選定と使用について、SCCの要因となる化学含有物の使用制限等について規定(主要事故トラブル事例と米国Regulatory Guideの技術知見の技術基準への反映)</p> <p>5 解釈3に規定される「板厚の薄い材料や高ニッケル合金等」については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NCI-2005)の「破壊耐性試験と異なる材料の規定」において明確化されている。</p> <p>6 第1項第1号イ及びロの規定では、クラス1容器の原子炉圧力容器炉心領域材料は、運転期間中に中性子の影響を受けることから中性子照射脆化の影響を考慮して評価することを踏まえ、放射線の使用条件において適切な機械的強度及び化学的組成、適切な破壊じん性を有することを要求している。</p> <p>7 第1号ハでクラス1管及びクラス1弁を支持するクラス1支持構造物を除外する理由は、弁は管に接続されている関係上、弁本体を支持せずにも管を支持することが一般的で、しかもその場合は多数の支持装置によって支持されているので、そのうちの1つが遠隔しても管及び弁の健全性に悪影響を与えないとの考え方によったものである。</p> <p>8 解釈4は、日本電気協会「原子力発電所工学的安全施設及び格納容器熱除去設備に係る伝導率の性能評価等について(内規)(平成20-02-12 原院第5号)」が改正されたことに伴い、同日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」について改正している(平成20-02-27 原院第1号)により改正している。</p> <p>9 解釈5に規定する内蔵機器(非常用ディーゼル発電機の附属設備に属する容器及び管)については、第34条の解釈3で、第9条、第10条及び第11条の規定適用が要求されている。</p> <p>10 解釈6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」(IEA4065-2004)において、非常用ディーゼル発電機の冷却系が工学的安全施設に含まれることが明確でないことから、追加したものである。</p> <p>11 第6号ロで規定する「長期の耐久性を有すること」については、供用期間中にコンクリートが劣化に影響を及ぼすのは鉄筋腐食による圧縮強度の低下をおこさないことを求めたものであり、コンクリートの材料選定段階において、含有される塩化物等不純物量を制限する方法がある。</p>	<p>材料及び構造(クラス1機器・支持構造物の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>-</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>
原	9	二		<p>ニ 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、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成を有すること。</p> <p>ロ クラス2機器に使用する材料については、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。</p> <p>ハ 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>ニ 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、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成を有すること。</p> <p>ロ クラス2機器に使用する材料については、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。</p> <p>ハ 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>材料及び構造(クラス2機器・支持構造物の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>-</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	三		<p>三 クラス3機器に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成を有すること。</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等により確認したものであること。</p>	<p>三 クラス3機器に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成を有すること。</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等により確認したものであること。</p>	<p>材料及び構造(クラス3機器の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>-</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	四		<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、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成を有すること。</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、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成を有すること。</p>	<p>材料及び構造(クラス4管の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>-</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	五		<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、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成を有すること。</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。</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、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成を有すること。</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。</p>	<p>材料及び構造(PCV(コンクリートを除く)支持構造物の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>-</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	六		<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、次によること。</p> <p>イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な圧縮強度を有すること。</p> <p>ロ コンクリートにあつては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。</p> <p>ハ コンクリート部強度部材として使用する鉄筋並びに張材及び定着具(以下「鉄筋等」という。)にあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度、化学的組成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つては、前号イ及びロの規定に準ずること。</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、次によること。</p> <p>イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な圧縮強度を有すること。</p> <p>ロ コンクリートにあつては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。</p> <p>ハ コンクリート部強度部材として使用する鉄筋並びに張材及び定着具(以下「鉄筋等」という。)にあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度、化学的組成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つては、前号イ及びロの規定に準ずること。</p>	<p>材料及び構造(コンクリートPCVの材料)</p>	<p>その他</p>	<p>-</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	七		<p>七 炉心支持構造物に使用する材料は、第1号イ、ハ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1号イ、ハ及びロの規定に準ずること。</p>	<p>材料及び構造(炉心支持構造物の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>-</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	9	八		<p>ハクラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次によること。 イクラス1機器にあつては、最高使用温度、最高使用圧力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。 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。 ハクラス1容器(オメガシール等を除く)、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部的な塑性変形は生じないこと。また、構造上の不連続部における局部的な塑性変形は生じないこと。 ニクラス1容器(オメガシール等を除く)、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。 ホクラス1容器(ボルト、オメガシール等を除く。)にあつては、試験状態Ⅰ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生じないこと。 ヘクラス1容器(ボルト等を除く)、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、疲労破壊が生じないこと。 テクラス1容器(筒、継手等に限る。))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Ⅰにおいて、座屈が生じないこと。 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。 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。 ルロ、ハ、ニ、ヘト及びテに於ては、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の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>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。 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。 (1)イ及びロの「全体的な変形を弾性域に抑えること」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。 (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部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。 (3)ニの「延性破断に至る塑性変形が生じないこととは、箇所限定したしに塑性変形が生じないことを許容するが、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。 8 第8号ホ及びヘの「ボルト等」とは、ボルト及びナットをいう。ハからホの「オメガシール等」とは、オメガシール及びキャビニシールをいう。 9 第8号ヘの「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、高応力等(二次応力)による変形(ひずみ)が弾性的挙動を示す領域を越え繰り返し追加される場合に、その変形(ひずみ)が一方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。 10 第8号テの「等」とは外面から圧力を受ける円筒形若しくは管状のものを用いる。 11 第1号から5号、7号から12号及び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」の規定に、「日本機械学会『設計・建設規格』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。(設計・建設規格2007技術評価書) 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1-13)」によること。 12 第13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)までに制する程度であり、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。 13 第13号ロの「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>12 解釈6、解釈7及び解釈9は具体的に「日本機械学会『設計・建設規格』の適用に当たって(別記4)の対応表による。」 13 解釈8のオメガシール、キャビニシールとは剛性の大きい部品を溶接で接合し、機械密性を保たせることを目的としているもので、解説図9-1に示すように両端が剛性が大きい部品により拘束され、急激な圧力、機械的荷重を直接に受けないように設計されたものをいう。 14 解釈10に該当する具体例としては以下のものがある。 ・蒸気発生器伝熱管(PWR) ・制御棒駆動機構のスタブチューブ(BWWR) ・加圧管-ケース(PWR) 15 解釈11は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈についての一部改正について(平成20-10-16原院第3号)」で改正され、別記4についても同時に改正された。 新たな解釈21第12月25日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈についての一部改正について(平成21-11-18原院第2号)」で改正され、別記1-13が追加された。</p>	材料及び構造(クラス1機器・支持構造物の構造・強度)	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	9	九		<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、次によること。 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。 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。 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。 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。 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の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>11 第13号イの「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>	材料及び構造(クラス2機器・支持構造物の構造・強度)	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	9	十		<p>十クラス3機器の構造及び強度は、次によること。 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。 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。 ハ設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p>		材料及び構造(クラス3機器の構造・強度)	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	9	十一		<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>		材料及び構造(クラス4管の構造・強度)	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	9	十二		<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、次によること。 イ原子炉格納容器(口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。 ロ原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分にあつては、第8号イ、ハ、ニ及びホのクラス1容器の規定を準用する。 ハ原子炉格納容器支持構造物にあつては、第8号ロ、ハ及びニのクラス1支持構造物の規定を準用する。 ニ原子炉格納容器のうち著しい応力が生じ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、延性破断が生じないこと。 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。 ヘ原子炉格納容器のうち著しい応力が生じ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。 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。 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>		材料及び構造(PCV(コンクリート除く)・支持構造物の構造・強度)	構造健全性(系統機能)	原子炉格納容器漏えい率検査	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施	

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号	号							
原	9		十三	<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、次によること。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。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。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。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において著しい残変ひずみが生じず、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。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12号への原子炉格納容器の規定を準用する。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、すべ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12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12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Ⅲ、運転状態Ⅳ及び運転状態Ⅴ」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」と読み替へるものとする。ト.フックにあつては、第12号ロ、ニ及びヘの原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。</p>	<p>14 第13号の規定において、「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、すべ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。)」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、破断位置に対し十分な裕度を有することをいう。</p> <p>15 第6号及び13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-5)の要件を付したものであること。(日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格(JSME S NEI-2003)」技術評価書)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(溶接部を除く。)(1)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは構築設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。)、これらの設備に属する外径150mm以上の管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。であつて、その内容包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³(その内容包する放射性物質が液体中にある場合は、37Bq/cm³)未満のもの又は非常用予備発電装置に属する容器のうち、次の圧力以上の圧力が加えられるものイ.水用の容器又は管であつて、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.イ以外の容器については、最高使用圧力980kPaパイ以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手にあつては、490kPa)</p> <p>(2)原子炉本体若しくは原子炉格納施設に属する容器又は原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備若しくは放射線管理設備に属する容器であつ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であつて、それが取り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)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、放射線管理設備又は原子炉格納施設の原子炉格納容器又は原子炉格納施設に属する管であつて、非常時に安全装置として使用されるもの(3)に規定する部分を除く。</p> <p>(5)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは構築設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。又はこれらの設備に属する外径61mm(最高使用圧力98kPa未満の管)にあつては、100mmを超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内容包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³(その内容包する放射性物質が液体中にある場合は、37Bq/cm³)以上のもの</p> <p>(6)上記(1)〜(5)に規定する容器又は管の前記部に取付溶接部(非耐圧部である場合を含む。)(例)「キャンピングシールの溶接部」管と管との溶接部・耐圧部材に直接溶接されるラグ、フラグ等であつて地震、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>17 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>18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれがない」とは、溶接後の非破壊試験において割れがないことに加え、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」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないこととをいう。</p> <p>19 第15号ロに規定する「非破壊試験」とは、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>20 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とをいう。</p> <p>21 第15号ニに規定する「適切な溶接施工等であることとあらかじめ確認したものと」とは、溶接施工、溶接設備及び溶接士技能について適切であることをあらかじめ確認したものをいい、当該溶接施工等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。</p> <p>22 第15号の規定に適合する溶接部とは、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 NEI-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-10)」の要件を付したものに適合した溶接部をいう。(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) (以下「溶接規格2007技術評価書」という。))及び「設計・建設規格2007(技術評価書)」なお、ウエルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウエルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	<p>16 第12号ロの規定で、「著しい応力が生じる部分」に対してクラス1容器の規定を準用しているが、これは、格納容器では一般に「公式による設計」(Design by Rule)としているが、応力が高くなる部分には、クラス1容器と同様に「解析による設計」(Design by Analysis)を適用して適切な設計を行うことを規定している。</p> <p>17 第12号ロに規定する「著しい応力が生じる部分」とは、例えばゼット力の影響を考慮する必要がある部分を示し、また、「特異な形状の部分」としては、いわゆる隅角計算の適用できない構造上の不連続部分(円山)によって締められたフランジ部等を示している。日本機械学会「設計・建設規格」のクラスMC容器PVE-3100及び同解説に具体的な取り扱いが示されている。</p> <p>18 解説12、解説13及び解説14は、具体的には「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-5)の対応による。</p> <p>19 解説16〜22は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成20・10・16原院第3号)で改正され、別記-10が追加された。</p> <p>これにともない、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 第9条第15号等の解釈」については、廃止された。</p> <p>第9条第15号等の解釈については、平成21年12月25日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成21・11・18原院第2号)で改正され、別記-13が追加された。</p>	材料及び構造(コンクリートPCVの構造・強度)	構造健全性	-	対象設備無し
原	9		十四	<p>十四 炉心支持構造物の構造及び強度は、次によること。イ.設計上定められた条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。ロ.運転状態Ⅰ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はない。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。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、延性変形による破壊が生じないこと。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。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、産面が生じないこと。</p>	<p>(1)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは構築設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。又はこれらの設備に属する外径61mm(最高使用圧力98kPa未満の管)にあつては、100mmを超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内容包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³(その内容包する放射性物質が液体中にある場合は、37Bq/cm³)以上のもの</p> <p>(6)上記(1)〜(5)に規定する容器又は管の前記部に取付溶接部(非耐圧部である場合を含む。)(例)「キャンピングシールの溶接部」管と管との溶接部・耐圧部材に直接溶接されるラグ、フラグ等であつて地震、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>17 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>18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれがない」とは、溶接後の非破壊試験において割れがないことに加え、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」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないこととをいう。</p> <p>19 第15号ロに規定する「非破壊試験」とは、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>20 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とをいう。</p> <p>21 第15号ニに規定する「適切な溶接施工等であることとあらかじめ確認したものと」とは、溶接施工、溶接設備及び溶接士技能について適切であることをあらかじめ確認したものをいい、当該溶接施工等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。</p> <p>22 第15号の規定に適合する溶接部とは、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 NEI-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-10)」の要件を付したものに適合した溶接部をいう。(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) (以下「溶接規格2007技術評価書」という。))及び「設計・建設規格2007(技術評価書)」なお、ウエルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウエルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	<p>16 第12号ロの規定で、「著しい応力が生じる部分」に対してクラス1容器の規定を準用しているが、これは、格納容器では一般に「公式による設計」(Design by Rule)としているが、応力が高くなる部分には、クラス1容器と同様に「解析による設計」(Design by Analysis)を適用して適切な設計を行うことを規定している。</p> <p>17 第12号ロに規定する「著しい応力が生じる部分」とは、例えばゼット力の影響を考慮する必要がある部分を示し、また、「特異な形状の部分」としては、いわゆる隅角計算の適用できない構造上の不連続部分(円山)によって締められたフランジ部等を示している。日本機械学会「設計・建設規格」のクラスMC容器PVE-3100及び同解説に具体的な取り扱いが示されている。</p> <p>18 解説12、解説13及び解説14は、具体的には「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-5)の対応による。</p> <p>19 解説16〜22は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成20・10・16原院第3号)で改正され、別記-10が追加された。</p> <p>これにともない、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 第9条第15号等の解釈」については、廃止された。</p> <p>第9条第15号等の解釈については、平成21年12月25日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成21・11・18原院第2号)で改正され、別記-13が追加された。</p>	材料及び構造(炉心支持構造物の構造・強度)	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	9		十五	<p>十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接部を電動引抜装置等からいう。)は、次によること。イ.不連続で特異な形状でないものであること。ロ.溶接による割れが生ずるおそれがないこと。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を非破壊試験により確認したものであること。ハ.適切な強度を有するものであること。ニ.機械試験等により適切な溶接施工等であることをあらかじめ確認したものとにより溶接したものであること。</p>	<p>(1)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは構築設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。又はこれらの設備に属する外径61mm(最高使用圧力98kPa未満の管)にあつては、100mmを超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内容包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³(その内容包する放射性物質が液体中にある場合は、37Bq/cm³)以上のもの</p> <p>(6)上記(1)〜(5)に規定する容器又は管の前記部に取付溶接部(非耐圧部である場合を含む。)(例)「キャンピングシールの溶接部」管と管との溶接部・耐圧部材に直接溶接されるラグ、フラグ等であつて地震、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>17 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>18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれがない」とは、溶接後の非破壊試験において割れがないことに加え、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」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないこととをいう。</p> <p>19 第15号ロに規定する「非破壊試験」とは、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>20 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とをいう。</p> <p>21 第15号ニに規定する「適切な溶接施工等であることとあらかじめ確認したものと」とは、溶接施工、溶接設備及び溶接士技能について適切であることをあらかじめ確認したものをいい、当該溶接施工等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。</p> <p>22 第15号の規定に適合する溶接部とは、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 NEI-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-10)」の要件を付したものに適合した溶接部をいう。(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) (以下「溶接規格2007技術評価書」という。))及び「設計・建設規格2007(技術評価書)」なお、ウエルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウエルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	<p>16 第12号ロの規定で、「著しい応力が生じる部分」に対してクラス1容器の規定を準用しているが、これは、格納容器では一般に「公式による設計」(Design by Rule)としているが、応力が高くなる部分には、クラス1容器と同様に「解析による設計」(Design by Analysis)を適用して適切な設計を行うことを規定している。</p> <p>17 第12号ロに規定する「著しい応力が生じる部分」とは、例えばゼット力の影響を考慮する必要がある部分を示し、また、「特異な形状の部分」としては、いわゆる隅角計算の適用できない構造上の不連続部分(円山)によって締められたフランジ部等を示している。日本機械学会「設計・建設規格」のクラスMC容器PVE-3100及び同解説に具体的な取り扱いが示されている。</p> <p>18 解説12、解説13及び解説14は、具体的には「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-5)の対応による。</p> <p>19 解説16〜22は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成20・10・16原院第3号)で改正され、別記-10が追加された。</p> <p>これにともない、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 第9条第15号等の解釈」については、廃止された。</p> <p>第9条第15号等の解釈については、平成21年12月25日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成21・11・18原院第2号)で改正され、別記-13が追加された。</p>	材料及び構造(溶接部の構造)	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	9	2	1	<p>第9条の2 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き裂その他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第9条の2(使用中のき裂等による破壊の防止)</p> <p>1 第1項に規定する「その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があつてはならない」とは、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の発現にたいして(平成21年12月25日付け平成21・11・18原院第1号)」の規定に適合するものであること。</p>	<p>第9条の2(使用中のき裂等による破壊の防止)</p> <p>1 「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の発現にたいして(平成21年12月25日付け平成21・11・18原院第1号)」の規定にたいして解釈を変更している。</p>	使用中のき裂等による破壊の防止 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の破壊を引き起こすき裂その他の欠陥防止	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	9	2	2	<p>2 使用中のクラス1機器の前記部分には、その耐圧部分を貫通するき裂その他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第9条の2(使用中のき裂等による破壊の防止)</p> <p>1 第1項に規定する「その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があつてはならない」とは、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の発現にたいして(平成21年12月25日付け平成21・11・18原院第1号)」の規定に適合するものであること。</p>	<p>第9条の2(使用中のき裂等による破壊の防止)</p> <p>1 「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の発現にたいして(平成21年12月25日付け平成21・11・18原院第1号)」の規定にたいして解釈を変更している。</p>	使用中のき裂等による破壊の防止 クラス1機器の前記部貫通欠陥の防止	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号	技術基準条文			技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	項	号						
原 10	1	一	第10条 原子炉施設には、次の各号により安全弁又は逃がし弁(安全弁等)という。以下この条において同じ。)を設けなければならない。 一 安全弁等は、確実に作動する機構を有すること。	第10条(安全弁等) 第10条において規定した「安全弁等」とは、安全弁(蒸気又は他のガスを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。	第10条(安全弁等) 1 解釈2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】過圧防護に関する規定」(NC-CO-001)の技術指図が完了したことにより、平成18年8月28日付けで改正している。	安全弁等 確実に作動する機構	機器機能	-	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原 10	1	二	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。	2 第10条で規定する安全弁等は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1-2005)又は「JSME S NC1-2001」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 S NC1-2001)及び「JSME S NC1-2005」【事例規格】過圧防護に関する規定」(NC-CO-001)によること。	2 安全弁の種類及び機構に関しては、平成15年9月改正の省令第10条の全文もしくは(解説)以下に記載がある。 ① 安全弁等は、次のような種類のものがある。 (1)ばね安全弁(円筒形コイルばねによる直動式の安全弁) 流体圧力によって生ずる推力を直接その弁体で受け、同推力に対する抗力としてばねを使用するもので、流体圧力の増大により自動的に開弁し、かつ、急激な圧力変動を行わずに閉弁する。なお、ばね安全弁には、非平衡型及び平衡型のばね安全弁がある。 (2)ばね逃がし弁(円筒形コイルばねによる直動式の逃がし弁) 流体圧力によって生ずる推力を直接その弁体で受け、同推力に対する抗力としてばねを使用するもので、流体圧力の増大により自動的に開弁し、かつ、急激な圧力変動を行わずに閉弁する。なお、ばね逃がし弁には、非平衡型及び平衡型のばね逃がし弁がある。 (3)平衡型ばね安全弁又は平衡型ばね逃がし弁 ばね安全弁又はばね逃がし弁の出口側圧力が変動した場合にその弁の吐出圧力が変動しないよう機構上配慮された型式のばね安全弁又はばね逃がし弁をいう。この目的のために弁軸に直積し弁座口の面積に等しい有効受圧面積を持つベローズ等を使用するものである。 (4)非平衡型ばね安全弁又は非平衡型ばね逃がし弁 平衡型における機構上の配慮を行っていない型式のばね安全弁又はばね逃がし弁をいう。 (5)ばね安全弁又はばね逃がし弁には、さらに次のような附属装置を設けるものがある。 イ 補助作動付きのもの ばね安全弁又はばね逃がし弁の機能の他に吐出し圧力を下げる圧力で強制的に圧力を減らす機構(逆戻し逃がし弁機能等といわれる機能)を補助機構として持っているものを用い、 ロ 漏れ防止装置付きのもの ばね安全弁又はばね逃がし弁の機能の他に、常時はばね抗力に付加する空圧等の抗力でばねのばねを押し、弁の吐出し圧力が到達する前にこの付加抗力を自動的に取り除くための機構が設置されており、更にこの付加抗力がそのまま維持されていても、最高使用圧力の1.1倍の圧力を超えない「吹き出し容量を放出できるものを用い、 ② 安全弁の吹下し圧力を吐出し圧力の1.1倍以上と規定しているが、低圧(吐出し圧力、3MPa以下)用の安全弁では吹下し圧力が圧力計の測定範囲内にある場合がある。このような場合の吹下し圧力は、日本工業規格 JIS B8210(1994)「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の4.3 吹下し圧力とすることができる。 ③ 「確実に作動する機構を有すること」とは、円筒形コイルばねによる直動式である。 (第1項第1号に対応) ④ 弁座面の新築漏えい性が確保できる構造」は、例えば弁軸を鉛直にして、弁体、弁軸、ばね、その他の荷重が弁体シート面に鉛直にかかることにより、シー-面の耐漏えい性を確保するもの等がある。 (第1項第2号に対応) ⑤ 原子炉圧力容器(加圧器がある場合は、加圧器)及び蒸気発生器に接続する安全弁の設置場所(「適当箇所」とは、当該容器又は当該容器に接続される配管に設けること。以下「BWR」という。)の主要配管に安全弁を設けている場合は、原子炉圧力容器の適当箇所(以下「適当箇所」と呼称される。 (第1項第5号イ及び第6号イに対応) ⑥ ばね逃がし弁に対して、「吹き出し圧力を下回った後に速やかに吹き止まること」を規定しない。理由は、次のとおりである。 (1)ばね逃がし弁はばね安全弁と比較して急閉作動することがなく、圧力の昇降に対応して徐閉作動する特徴をもっている。したがって、逃がし弁は、吹止り時に流出液体が急速に打ち切られることがないことから逃がし弁の吹下し圧力を規定することは困難である。 (2)ばね逃がし弁は、排出エネルギーが小さく、吹下し圧力を規定したとしても安全上支障はない。 (3)ばね逃がし弁は、取り扱う液体が非圧縮性であることから、吹下し時の液体噴射が危険、かつ、である。このため、圧縮性流体を取り扱うばね安全弁と同程度の吹下し圧力を規定することはできない。 (4)ばね逃がし弁については、徐閉機能を持たせることにより、弁作動時の水撃現象を軽減することができるので、一律にばね逃がし弁の吹下し圧力を規定する必要がない。 (第1項第7号に対応) ⑦ 「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のあるもの」とは、原子炉格納容器等がある。 (第5項に対応) ⑧ 真空破壊弁については、1個の不作為は仮定しておらず、原子炉格納容器以外の容器又は管に対しては1個以上の設置を要求しているが、原子炉格納容器については、原子炉格納容器の持つ安全機能の特殊性に鑑み、1個の不作為を仮定して必要な容量が得られるように設計するのが妥当と考えられる。 (第5項第2号に対応)	安全弁等 弁軸の弁座面からの漏えい防止構造	機器機能	-	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原 10	1	三	三 安全弁等の材料は、次にによること。 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ついては、第9条第1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ついては、第9条第2号の規定に準ずること。	(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-CO-001)及び事例規格「応力腐食割れ発生への対策」(NC-CO-002)に関する技術指図(平成18年8月)。 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。 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年10月30日公布)」の第101条、第102条、第103条の規定 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日公布)」の第72条、第73条の規定 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準の細目を定める告示(昭和40年6月15日公布)」の第23条、第24条の規定	安全弁等 材料	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原 10	1	四	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。			安全弁等 補助作動装置故障時に所定吹き出し容量が確保できる構造	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 10	1	五	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、次にによること。 イ 荷圧の影響によりその作用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る安全弁(第7号において「ベローズ付き安全弁」という。)を適当箇所(2個以上)設けること。 ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吐出し圧力設置個数とを適切に組み合わせることにし、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量を減らすことができる。			安全弁等 原子炉圧力容器の安全弁の設置個数	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 10	1	五	ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吐出し圧力設置個数とを適切に組み合わせることにし、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量を減らすことができる。			安全弁等 原子炉圧力容器の安全弁の容量	機器機能	-	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原 10	1	六	六 蒸気発生器にあつては、次にによること。 イ 安全弁を適当箇所(2個以上)設けること。			安全弁等 蒸気発生器の安全弁の個数	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 10	1	六	ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吐出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにし、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。			安全弁等 蒸気発生器の安全弁の容量	その他	-	対象設備無し
原 10	1	六	ハ 安全弁は、吐出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。			安全弁等 蒸気発生器の安全弁の吹き止まり	機器機能	-	対象設備無し
原 10	1	七	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機器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2個以上設けること。			安全弁等 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機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されているものについて、ベローズ付き安全弁等の設置箇所及び個数	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 10	1	七	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1個以上設けること。			安全弁等 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機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されているものについて、ベローズ付き安全弁等の設置箇所及び個数	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 10	1	七	ハ 安全弁等の容量の合計は、当該安全弁等の吐出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにし、減圧弁が全開したとき管の高圧側の部分及びこれに接続する機器の過圧防止に必要な容量以上であること。			安全弁等 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機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されているものについて、安全弁等の容量	機器機能	-	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原 10	1	七	二 安全弁は、吐出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。			安全弁等 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機器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ついて、吹き止まり。	機器機能	-	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原 10	1	八	八 原子炉施設に属する容器(第5号、第6号及び第3項に掲げるもの、補助ボイラ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のあるものにあつては、第6号ロ並びに前号イ、ロ及び二の規定に準じて安全弁等を適当箇所(2個以上)設けること。			安全弁等 その他安全弁(6号ロ、7号イロに準じる)	機器機能	-	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原 10	2	一	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、次の各号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、次にによること。 イ 破壊板の吐出し圧力は、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支障を及ぼさないようにすること。			安全弁等 破壊板を設ける場合の破壊板の吹き出し圧力及び破壊時の安全機能支障防止	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 10	2	二	二 安全弁等の出口側に設ける場合は、次にによること。 イ 破壊板は、安全弁等の作用を妨げないよう低圧で破壊するものであること。 ロ 破壊板の吐出し圧力に安全弁等の吐出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吐出し圧力より小さくなること。 ハ 破壊板の支持機構は、流体が噴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吐出し管の機能を支障を及ぼさないようにすること。			安全弁等 破壊板を設ける場合の破壊板の吹き出し圧力、支持機構及び破壊時の吹き出し管の機能損傷防止	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	項								
原	10	3	一	3 原子炉施設に属する容器であつて、内部に液体炭酸ガス等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、次の各号により破壊板を設けなければならない。 一次は、第9条第1号の規定に準ずること。 二次は、第9条第2号の規定に準ずること。	安全弁等 破壊板を設ける場合の液体炭酸ガス等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の容量及び値数	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	3	二	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。	安全弁等 破壊板を設ける場合の液体炭酸ガス等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の連絡管の断面積	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	4		4 第1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、原子炉を起動させるとき及び運転中、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。	安全弁等 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の全開確認装置	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	5	一 ／ 二 ／ 三	5 原子炉施設に属する容器又は管であつて、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のあるものには、次の各号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真空破壊弁の材料にあつては、第9条第1号の規定に準ずること。 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9条第2号の規定に準ずること。 一 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当箇所2個以上設けること。 三 前号に掲げる容器以外の容器又は管にあつては、真空破壊弁を適当箇所1個以上設けること。	安全弁等 真空破壊弁の材料、個数	一：その他 二：三 機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	10	6		6 原子炉施設は、安全弁、逃がし弁、破壊板又は真空破壊板から放出される液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。	安全弁等 放出される液体放射性物質の安全処理	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項	
原	11	1	一	第11条(耐圧試験等) 1 第1項の規定する耐圧試験は、「設計・建設規格2006(2007)」の第11条に適合すること。 (設計・建設規格2007技術評価書) 2 第2項の漏れ試験は、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 NAI-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 NAI-2008)に関する技術評価書(平成21年2月)) 3 第3項に規定する気密試験を行ったとき、著しい漏れがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏れ率試験規程」(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、全体漏れ率に、個々の隔離弁に別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れ量(以下「個別想定漏れ量」という。)を考慮し、許容基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に見込み「漏れ量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れ量は、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つて、原子炉格納容器局漏れ率試験(C種試験)の対象となる隔離弁の漏れ量を定期検査にA種試験の実施前に測定する。 ③ 隔離弁の個数(①)と測定した漏れ量(②)を用いて、個別想定漏れ量を求める。 また、個別想定漏れ量を測定し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、内側隔離弁を閉とし、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れ率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書(平成21年2月))	第11条(耐圧試験等) 1 第11条は、供用開始前後における耐圧・漏れに係わる要求事項及びその検証方法を定めるものである。 2 第1項は、原子炉施設に属する補助ボイラーを除く容器、管、主要ボンブ及び主要弁の耐圧試験について定めたものである。 3 第1項のただし書において、気圧による耐圧試験で試験圧力を下げてもよいとした理由は、次のとおりである。 (1)耐圧試験は、設計で期待している強度を十分な余裕をもって有しているかどうかを確認することを目的とするため、最高使用圧力を超える圧力をかけることに意味がある。耐圧試験のうち漏れ試験では強度の確認をした後の小さな貫通欠陥がないことを目標によって確認することを目的としていると考えられるため、必ずしも最高使用圧力を超える程の高圧力をかける必要はないと考えられる。 (2)また、漏れ試験では、耐圧部に接近して目視を行うことを行うため、耐圧部の方がその破壊による人身の傷害発生という事故の危険をできるだけ少なくする配慮も必要とされる。特に気圧による漏れ試験等には、この種の考慮を十分に払ふ必要がある。 したがって、気圧による漏れ試験では、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0.9倍まで下げることが適切であり、これによっても漏れ試験本来の目的が損なわれることはない。なお、気圧による耐圧試験を行うものの代表例としては、原子炉格納容器、計装用圧縮空気配管等がある。 4 解釈1は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成20-10-16 原第9号)で改正された。 5 解釈2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 NAI-2008)の技術評価が完了したことにより、平成21年2月27日付けで改正している。 7 第3項は、原子炉格納容器は、放射性物質の外殻への漏れに対する最終障壁であることから国の安全審査において安全評価された漏れ率が実際に確保されているかどうかを気密試験により確認することを規定している。 7 第3項は、原子炉格納容器の気密試験(漏れ率試験)について定めたものである。本項における「最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧」とは、旧省令による以下の規定と同等の仕様要求である。 ① 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)の「設計圧力」の定義に基づき「設計圧力の0.9倍に等しい気圧」 ② 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の一部を改正する省令(昭和45年9月3日通商産業省令第82号)の「設計圧力」の定義に基づく「設計圧力の0.9倍に等しい気圧」 ③ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の一部を改正する省令(昭和55年10月30日通商産業省令第67号)の「最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧」 8 解釈3は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏れ率試験規定」(JEAC4203-2008)の技術評価が完了したことにより、平成21年2月27日付けで改正している。 9 解釈3については、 ①で「隔離弁の個数を設定する。」とは、隔離弁単独の機械的な故障、又は、当該プラントの隔離弁のうち同一の駆動電源系統または隔離指令信号ライン(又は、チャンネル)にあるものについて、電源又は信号ライン(又は、チャンネル)の単一故障により閉止しなくなる隔離弁の個数の抽出から、設定することを行う。 ②で求める総漏れ量については、①で抽出された弁の組み合わせ、および自動的に閉となる弁単独の機械的故障を勘案した場合に、何れか最大となるものについて算出するものとする。	耐圧試験等 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の耐圧試験の方法	その他	—	耐圧試験方法についての記載のため、分類をその他とした
原	11	1	二	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。	耐圧試験等 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の耐圧試験の方法	その他	—	耐圧試験方法についての記載のため、分類をその他とした	
原	11	2		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れ試験を行ったとき、著しい漏れがないものでなければならない。	耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管の漏れ試験の方法	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	11	3		3 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏れがないものでなければならない。	耐圧試験等 原子炉格納容器の気密試験の方法	構造健全性 (系統機能)	原子炉格納容器漏れ率検査	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施	

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号			技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号							
原	12		<p>第12条 原子炉施設に属する容器であつて、1メガエレクトロン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の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するため、照射の影響を確認できるような各号に定める監視試験片を備えなければならない。</p> <p>一 監視試験片を採取する材料は、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トリート、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12条(監視試験片)</p> <p>1 第12条において「原子炉施設に属する容器であつて、1メガエレクトロン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のあるもの」とは、原子炉圧力容器をいう。</p> <p>2 第12条に適合する監視試験片は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSM E S NC1-2005)又は(JSM E S NC1-2001)の該当規定(第12章 監視試験片)に次の規定を付加した要件によること。</p> <p>・「真1号及び真5号の容器の材料には、中性子の照射領域に溶接線がある場合、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。</p> <p>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。</p> <p>・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年10月30日公布)適用プラントについては同告示第105条の規定</p> <p>・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日公布)適用プラントについては同告示第15条の規定</p> <p>・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準の細目を定める告示(昭和40年6月15日公布)」</p> <p>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)の適用に当たって(別記-12)により、監視試験片の取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用いる。(日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)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))</p>	<p>第12条(監視試験片)</p> <p>1 第12条に定める監視試験片の設置目的は、それを用いた試験結果を受けた運転条件の制限等によって、原子炉圧力容器が脆性破壊を引き起こさないようにすることである。この運転条件の制限については、「発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)」に基づいて定められる保安規定に規定される。</p> <p>2 脆性破壊を防止するための措置としては、本案のほか、第9条の材料に関する要求において適切な破壊じん性を有することを、また、第9条の2においてき裂等の欠陥を有する場合の脆性破壊に対する健全性を確認することを要求している。</p> <p>3 第2号における、「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」とは、運転終了までの材料特性の変化が把握できることを要求している。</p> <p>4 解釈3は、日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)の技術評価が完了したことにより、平成21年8月12日付けNSA文書平成21-07-30版附録1号で別記-12とともに追加された。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針6 環境条件に対する設計上の考慮</p>	監視試験片 監視試験片の材料、個数、配置	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	13	1	<p>第13条 燃料体、減速材及び反射材並びにこれらを支える構造物の材料は、通常運転における圧力、温度及び放射線によって起る最もきびしい条件において、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>第13条(炉心等)</p> <p>1 第1項の「最もきびしい条件」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、中性子照射量等のうち想定される最もきびしい条件をいう。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、核性質等であり、化学的性質については耐酸性、化学的安定性等をいう。</p> <p>2 第2項における「附加荷重等」とは、燃料体における核分裂生成物物質の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重を含むものとする。</p>	<p>第13条(炉心等)</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針11 炉心設計</p> <p>・指針12 燃料設計</p>	炉心等 燃料体、減速材及びおよび反射材並びにこれらを支える構造物の材料	構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原	13	2	<p>2 燃料体、減速材及び反射材並びにこれらを支える構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重等に耐えるものでなければならない。</p>			炉心等 燃料体、減速材及びおよび反射材並びにこれらを支える構造物の強度	構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原	14	1	<p>第14条 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へい材を施設しなければならない。</p>	<p>第14条(熱遮へい材)</p> <p>1 第2項でいう「支障を及ぼすおそれがない」とは、遮へい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へい材の材料、構造、取付方法等を考慮すること。</p>	<p>第14条(熱遮へい材)</p> <p>1 第14条に基づき熱遮へい材を設置したものに、PWRの熱遮へい材のがある。(解説第14-1参照)</p> <p>2 第1項は、中性子に対して適切な遮へい性能を有することを規定している。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針19 原子炉冷却材バウンダリの健全性</p> <p>・指針20 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止</p>	熱遮へい材 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の熱遮へい	構造健全性	—	対象設備無し
原	14	2	<p>2 前項の熱遮へい材は、熱応力による変形により原子炉の運転に支障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>			熱遮へい材 熱応力による変形により原子炉の運転に支障を及ぼすおそれがないこと	構造健全性	—	対象設備無し
原	15		<p>第15条 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きびしい条件において、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>第15条(一次冷却材)</p> <p>1 第15条の「必要な物理的性質」は、核的性質と熱水力的性質に分かれ、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、熱水力的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>	<p>第15条(一次冷却材)</p> <p>1 PWRでは化学的性質に影響を与える事項として反応度制御材のほう素、pH調整剤である水酸化リチウム及び混入した不純物によるものが、また化学的性質を計測する手法としてpHや電導率の測定がある。</p>	一次冷却材 物理的及び化学的性質の保持	その他	—	運転管理、放射線管理等の保守管理以外の保安活動により確認される事項

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	項								
原 16	3	1	第16条の3 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ために隔離装置を施設しなければならない。	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等) 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。 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」を抽出する装置とは、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時間以内の、2.9立方メートルの漏えい量を抽出する能力を有すること。 第3項に規定する「通常時・事故時」にあって、原子炉運転時にも短時間となり事故時期間になるおそれある配管の弁(具体的には残留熱除去配管の隔離弁)に対しては、日本電気株式会社「原子炉冷却材圧力バウンダリ」原子炉格納容器圧力バウンダリの範囲を受ける範囲である40402-2004の規定である「内側隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする」を適用するに当たって、以下の要件を満たすこと。 ① 内側隔離弁閉による原子炉冷却材の大量漏えいを防止するため、低圧時にのみ閉となること。	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等) 第1項は、安全設計審査指針 指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性)第2項に対応して、原子炉冷却材圧力バウンダリにおける隔離弁の設置要求を規定している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 第2項は、安全設計審査指針 指針21(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい抽出)に対応して、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい抽出要求を規定している。 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の態様は以下に分類される。 ① 原子炉冷却材圧力バウンダリ内のポンプノズルおよび弁システムからの漏えい ② 原子炉冷却材圧力バウンダリに生じる可能性のある箇所(あらかじめ配管系を接続し安全に処理されるようにした)もの、これらの漏えいは、配管系に設置された流量計、温度計と収集タンクの水位計等で管理された漏えいである。 ③ 内側隔離弁閉による原子炉冷却材圧力バウンダリの一部から主蒸気設備への漏えい(PWR)のように、原子炉格納容器雰囲気内には漏えいせず、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統内へ漏えいするもの。 ④ 上記①)及び②以外の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいで、原子炉格納容器雰囲気内へ漏えいするもの。 第2項に規定する漏えい抽出装置は、上記のような漏えいを対象としており、解釈2においては、上記の漏えいに対する抽出能力を規定している。なお、上記②の漏えい抽出に関連するものとして、指針2(設計測定装置)第8号において、PWRの場合、二次冷却材中の放射性物質の濃度を計測する装置を規定している。また、BWRの場合、上記②に相当する設備はない。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 第2項に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリに係る配管・機器類からの原子炉冷却材の漏えいの抽出方法の具体例は以下の通りである。 ・BWRにおいては漏えい抽出系が設置され、ドラウエル内の腐蝕サンプル水位・放射線濃度、ドラウエル内ガス冷却装置の凝縮水量を測定している。 ・PWRにおいては原子炉格納容器内放射性物質濃度、原子炉格納容器ポンプ水位と昇率および原子炉格納容器内凝縮水量を測定している。 4 解釈3の低圧時とは、外側隔離弁より外側の系統の最高使用圧力より低い圧力をいう。 【関連安全設計審査指針】 指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性 指針21 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい抽出	原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等 原子炉冷却材の流出を制限するための隔離	機器機能 (系統機能)	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	
			2	2 原子炉施設には、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抽出する装置を施設しなければならない。	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等) 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。 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」を抽出する装置とは、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時間以内の、2.9立方メートルの漏えい量を抽出する能力を有すること。 第3項に規定する「通常時・事故時」にあって、原子炉運転時にも短時間となり事故時期間になるおそれある配管の弁(具体的には残留熱除去配管の隔離弁)に対しては、日本電気株式会社「原子炉冷却材圧力バウンダリ」原子炉格納容器圧力バウンダリの範囲を受ける範囲である40402-2004の規定である「内側隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする」を適用するに当たって、以下の要件を満たすこと。 ① 内側隔離弁閉による原子炉冷却材の大量漏えいを防止するため、低圧時にのみ閉となること。	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等) 第1項は、安全設計審査指針 指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性)第2項に対応して、原子炉冷却材圧力バウンダリにおける隔離弁の設置要求を規定している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 第2項は、安全設計審査指針 指針21(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい抽出)に対応して、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい抽出要求を規定している。 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の態様は以下に分類される。 ① 原子炉冷却材圧力バウンダリ内のポンプノズルおよび弁システムからの漏えい ② 原子炉冷却材圧力バウンダリに生じる可能性のある箇所(あらかじめ配管系を接続し安全に処理されるようにした)もの、これらの漏えいは、配管系に設置された流量計、温度計と収集タンクの水位計等で管理された漏えいである。 ③ 内側隔離弁閉による原子炉冷却材圧力バウンダリの一部から主蒸気設備への漏えい(PWR)のように、原子炉格納容器雰囲気内には漏えいせず、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統内へ漏えいするもの。 ④ 上記①)及び②以外の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいで、原子炉格納容器雰囲気内へ漏えいするもの。 第2項に規定する漏えい抽出装置は、上記のような漏えいを対象としており、解釈2においては、上記の漏えいに対する抽出能力を規定している。なお、上記②の漏えい抽出に関連するものとして、指針2(設計測定装置)第8号において、PWRの場合、二次冷却材中の放射性物質の濃度を計測する装置を規定している。また、BWRの場合、上記②に相当する設備はない。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 第2項に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリに係る配管・機器類からの原子炉冷却材の漏えいの抽出方法の具体例は以下の通りである。 ・BWRにおいては漏えい抽出系が設置され、ドラウエル内の腐蝕サンプル水位・放射線濃度、ドラウエル内ガス冷却装置の凝縮水量を測定している。 ・PWRにおいては原子炉格納容器内放射性物質濃度、原子炉格納容器ポンプ水位と昇率および原子炉格納容器内凝縮水量を測定している。 4 解釈3の低圧時とは、外側隔離弁より外側の系統の最高使用圧力より低い圧力をいう。 【関連安全設計審査指針】 指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性 指針21 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい抽出	原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等 原子炉冷却材の流出を制限するための隔離	機器機能 (系統機能)	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
原 16	3	2	2 原子炉施設には、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抽出する装置を施設しなければならない。	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等) 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。 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」を抽出する装置とは、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時間以内の、2.9立方メートルの漏えい量を抽出する能力を有すること。 第3項に規定する「通常時・事故時」にあって、原子炉運転時にも短時間となり事故時期間になるおそれある配管の弁(具体的には残留熱除去配管の隔離弁)に対しては、日本電気株式会社「原子炉冷却材圧力バウンダリ」原子炉格納容器圧力バウンダリの範囲を受ける範囲である40402-2004の規定である「内側隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする」を適用するに当たって、以下の要件を満たすこと。 ① 内側隔離弁閉による原子炉冷却材の大量漏えいを防止するため、低圧時にのみ閉となること。	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等) 第1項は、安全設計審査指針 指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性)第2項に対応して、原子炉冷却材圧力バウンダリにおける隔離弁の設置要求を規定している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 第2項は、安全設計審査指針 指針21(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい抽出)に対応して、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい抽出要求を規定している。 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の態様は以下に分類される。 ① 原子炉冷却材圧力バウンダリ内のポンプノズルおよび弁システムからの漏えい ② 原子炉冷却材圧力バウンダリに生じる可能性のある箇所(あらかじめ配管系を接続し安全に処理されるようにした)もの、これらの漏えいは、配管系に設置された流量計、温度計と収集タンクの水位計等で管理された漏えいである。 ③ 内側隔離弁閉による原子炉冷却材圧力バウンダリの一部から主蒸気設備への漏えい(PWR)のように、原子炉格納容器雰囲気内には漏えいせず、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統内へ漏えいするもの。 ④ 上記①)及び②以外の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいで、原子炉格納容器雰囲気内へ漏えいするもの。 第2項に規定する漏えい抽出装置は、上記のような漏えいを対象としており、解釈2においては、上記の漏えいに対する抽出能力を規定している。なお、上記②の漏えい抽出に関連するものとして、指針2(設計測定装置)第8号において、PWRの場合、二次冷却材中の放射性物質の濃度を計測する装置を規定している。また、BWRの場合、上記②に相当する設備はない。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 第2項に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリに係る配管・機器類からの原子炉冷却材の漏えいの抽出方法の具体例は以下の通りである。 ・BWRにおいては漏えい抽出系が設置され、ドラウエル内の腐蝕サンプル水位・放射線濃度、ドラウエル内ガス冷却装置の凝縮水量を測定している。 ・PWRにおいては原子炉格納容器内放射性物質濃度、原子炉格納容器ポンプ水位と昇率および原子炉格納容器内凝縮水量を測定している。 4 解釈3の低圧時とは、外側隔離弁より外側の系統の最高使用圧力より低い圧力をいう。 【関連安全設計審査指針】 指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性 指針21 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい抽出	原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等 原子炉冷却材の流出を制限するための隔離	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施
原 17		1	第17条 原子炉発電所には、非常用炉心冷却設備を施設しなければならない。	第17条(非常用炉心冷却設備) 第2項第1号に規定する「燃焼物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、燃料破損の程度、燃料破損の化学的酸化反応が同指針に規定する判断基準を満足することをい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第24条(または第26条)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。)添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、添付書類十(添付書類八に記載のない事項)における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、PWRにあっては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの維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。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請書添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、設置プラントにおける測定上の制約及び設計時の相違を考慮することができる。同添付書類十に適用された入力仕様値を満足することにより確認することができる。	第17条(非常用炉心冷却設備) 1 解釈1及び解釈2は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することと定めたものである。 2 解釈2は、平成20年2月27日付付「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過渡装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号)」が改正されたことに伴い、同日付「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(についての改正について(平成20-02-27原院第1号))」により改正している。 2 解釈3は、平成20年2月27日付付「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過渡装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号)」が改正されたことに伴い、同日付「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(についての改正について(平成20-02-27原院第1号))」により改正している。 【関連安全設計審査指針】 指針9 運転条件に対する設計上の考慮 指針25 非常用炉心冷却系	非常用炉心冷却設備 非常用炉心冷却設備の施設	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 17		2	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 燃料破損後の温度が燃焼物の劣化又は燃焼物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。 二 燃料破損後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。	第17条(非常用炉心冷却設備) 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、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、同条の要求条件に基づき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、具体的には、非常用炉心冷却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、同添付書類十における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請書添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、設置プラントにおける測定上の制約及び設計時の相違を考慮することができる。同添付書類十に適用された入力仕様値を満足することにより確認することができる。	第17条(非常用炉心冷却設備) 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、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、同条の要求条件に基づき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、具体的には、非常用炉心冷却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、同添付書類十における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請書添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、設置プラントにおける測定上の制約及び設計時の相違を考慮することができる。同添付書類十に適用された入力仕様値を満足することにより確認することができる。	非常用炉心冷却設備 非常用炉心冷却設備の施設	系統機能	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイスライヤードセル発電機 高圧炉心スプレイスライヤードセル発電機 低圧炉心スプレイスライヤードセル発電機 低圧炉心スプレイスライヤードセル発電機 燃料破損後の温度上昇防止 二 燃料破損後と冷却材との反応	自動連系系統機能検査
原 17		3	3 非常用炉心冷却設備のポンプは、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。	第17条(非常用炉心冷却設備) 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等効塩濃度水素濃度、非常用炉心冷却設備に係る過渡装置の性能評価等については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過渡装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号)」によること。 第4項に規定する「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」とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。	第17条(非常用炉心冷却設備) 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等効塩濃度水素濃度、非常用炉心冷却設備に係る過渡装置の性能評価等については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過渡装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号)」によること。 第4項に規定する「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」とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。	非常用炉心冷却設備 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での正常に機能する能力	系統機能	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイスライヤードセル発電機 高圧炉心スプレイスライヤードセル発電機 低圧炉心スプレイスライヤードセル発電機 低圧炉心スプレイスライヤードセル発電機 燃料破損後の温度上昇防止 二 燃料破損後と冷却材との反応	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 17		4	4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確保するため、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。	第17条(非常用炉心冷却設備) 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等効塩濃度水素濃度、非常用炉心冷却設備に係る過渡装置の性能評価等については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過渡装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号)」によること。 第4項に規定する「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」とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。	第17条(非常用炉心冷却設備) 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等効塩濃度水素濃度、非常用炉心冷却設備に係る過渡装置の性能評価等については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過渡装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号)」によること。 第4項に規定する「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」とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。	非常用炉心冷却設備 原子炉運転中の試験	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 18			第18条 放射性物質を含む一次冷却材(第16条第4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。	第18条(一次冷却材の排出) 第1項に規定する「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。	第18条(一次冷却材の排出) 第1項に規定する「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。	一次冷却材の排出 放射性物質を含む一次冷却材(第16条第4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一次冷却系統外に排出する場合の安全に処理する装置の施設	系統機能	液体廃棄物処理系統機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その1) 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その2)	
原 19			第19条 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28条及び第31条に規定するものを除く。第2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。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。	第19条(逆止め弁) 第1項に規定する「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。	第19条(逆止め弁) 第1項に規定する「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。	逆止め弁 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む流体を導く管への逆止め弁の施設	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	項号								
原	20	1	一	第20条 原子力発電所には、次の各号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。この場合において、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もつて替えることができる。 一 炉心における中性子束密度	第20条(計測装置) 1 第20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(祈周期)が含まれる。 第1号の計測の場合、「間接的に測定する装置をもつて替えることができる」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第1項第6号に規定する「可能性ガス濃度」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。 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。 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、管理区域を指定する以下の要素のうち外部放射線に係る線量のみが発電用原子力設備に関する放射線による線量等の技術基準(平成13年告示第188号)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と若しくはA、Bとの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はBとCの組み合わせで指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。 5 第3項に規定する「計測結果を表示し、かつ、記録することができる」とは、事故時の情報を与える主たる放射線計測装置(「発電用軽水型原子力発電所における事故時の放射線計測に関する審査指針(平成28年8月30日原子力安全委員会一部改訂)」に定める放射線計測器分類1及び2の計測装置)以外においては、運転員等が測定結果を記録し、その確認ができることにかえることができる。	計測装置 炉心における中性子束密度	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施
原	20	1	二	二 炉周期	計測装置 炉周期の計測装置	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	20	1	三	三 制御棒の位置及び液体制御棒を使用する場合にあつては、その濃度	計測装置 制御棒の位置及び液体制御棒を使用する場合にあつては、その濃度	機器機能(系統機能)	制御棒駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	
原	20	1	四	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	計測装置 一次冷却材(放射性物質及び不純物の濃度、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)	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	20	1	五	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	計測装置 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の計測装置の施設	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	20	1	六	六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可能性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率	計測装置 原子炉格納容器内の圧力、温度、可能性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	20	1	七	七 主蒸気管中及び空気抽出器排ガス中等の放射性物質の濃度	計測装置 主蒸気管中及び空気抽出器排ガス中等の放射性物質の濃度	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	20	1	八	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	計測装置 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	機器機能	—	対象設備無し	
原	20	1	九	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	計測装置 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	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	20	1	十	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	計測装置 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	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	20	1	十一	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第2条第9号の規定に基づき告示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	計測装置 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	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	20	1	十二	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(燃料取扱場所等)の線量当量率	計測装置 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(燃料取扱場所等)の線量当量率	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	20	1	十三	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濃度	計測装置 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濃度	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	20	1	十四	十四 原子力発電所における風向及び風速	計測装置 原子力発電所における風向及び風速	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項	
原	20	2		2 前項第6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有しなければならない。	計測装置 前項第6号に掲げる装置であつて線量当量率を計測する装置の多重性及び独立性	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	20	3		3 第1項第1号及び第3号から第14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、かつ、記録することができるものではない。	計測装置 第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項を計測する装置の計測結果の表示、記録	機器機能(系統機能)	制御棒駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	

20条	BWR	PWR
1~2号	原子炉核計装	原子炉核計装
3号	原子炉制御系(制御棒位置表示)	原子炉制御系
4号	燃料採取系(原子炉水導管)、原子炉プラントプロセス計装(排水圧力・温度・流量、主蒸気圧力・温度・流量)	燃料採取系(一次冷却材の放射性物質及び不純物の濃度)、プロセス計装(一次冷却材の圧力、温度、流量)
5号	原子炉プラントプロセス計装(原子炉水位)	プロセス計装(加圧器水位・蒸気発生器水位)
6号	格納容器内空気計装(格納容器内圧力・温度、酸素ガス濃度・水素ガス濃度)、格納容器内放射性物質モニタ、燃料採取系(格納容器内放射性物質濃度、水素ガス濃度)	格納容器内空気計装(格納容器内圧力・温度)、格納容器内高レベルモニタ、燃料採取系(格納容器内放射性物質濃度、水素ガス濃度)
7号	プロセスモニタリング設備(主蒸気管放射線モニタ、空気抽出器排ガス放射線モニタ)	PWR対象なし
8号	BWR対象なし	プロセス計装(主蒸気圧力・流量)、プロセスモニタリング設備(主蒸気管放射線モニタ、空気抽出器排ガス放射線モニタ)
9~11号	プロセスモニタリング設備(排気、排水等)	プロセスモニタリング設備(排気、排水等)
12号	エリアモニタリング設備(燃料取扱場所等)	エリアモニタリング設備(燃料取扱場所等)
13号	周辺モニタリング設備(周辺監視区域隣接地域)	周辺モニタリング設備(周辺監視区域隣接地域)
14号	気象観測設備	気象観測設備

【関連安全設計審査指針】
 指針47 計測制御系
 指針51 燃料取扱場所のモニタリング
 指針58 放射線業務従事者の放射線管理
 指針59 放射線監視及び
 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

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考															
条	項	号																							
原	21	1		<p>第21条 原子力発電所には、その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合、前条第9号の放射性物質の濃度が著しく上昇した場合及び第13号の流量当量率が著しく上昇した場合又は気体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く、以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合に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>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。 第2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"> <tr> <td>第21条</td> <td>BWR</td> <td>PWR</td> </tr> <tr> <td>その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合</td> <td>原子炉水位低又は高 原子炉圧力高 中性子率高 原子炉建屋放射能高</td> <td>加圧器水位低又は高 原子炉圧力高 中性子率高 原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td>第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の流量当量率が著しく上昇した場合</td> <td>主蒸気管放射能高 排気筒放射能高</td> <td>復水器排気放射能高 排気筒放射能高</td> </tr> <tr> <td>第2項に規定する「検出装置」</td> <td>エリア放射線モニタ放射能高</td> <td>エリア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td>流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く、以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合</td> <td>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の水位</td> <td>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の水位</td> </tr> </table>	第21条	BWR	PWR	その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合	原子炉水位低又は高 原子炉圧力高 中性子率高 原子炉建屋放射能高	加圧器水位低又は高 原子炉圧力高 中性子率高 原子炉格納容器内放射能高	第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の流量当量率が著しく上昇した場合	主蒸気管放射能高 排気筒放射能高	復水器排気放射能高 排気筒放射能高	第2項に規定する「検出装置」	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く、以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合	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の水位	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の水位	<p>第21条(警報装置等) [関連安全設計審査指針] 指針45 通信連絡設備に関する設計上の考慮</p>	<p>警報装置等 機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合、前条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の流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の処理設備、貯蔵設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して自動的に警報する装置の施設</p>	<p>機器機能 (系統機能)</p>	<p>原子炉保護系インターロック機能検査(その1)</p>	<p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p>
第21条	BWR	PWR																							
その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合	原子炉水位低又は高 原子炉圧力高 中性子率高 原子炉建屋放射能高	加圧器水位低又は高 原子炉圧力高 中性子率高 原子炉格納容器内放射能高																							
第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の流量当量率が著しく上昇した場合	主蒸気管放射能高 排気筒放射能高	復水器排気放射能高 排気筒放射能高																							
第2項に規定する「検出装置」	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高																							
流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く、以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合	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の水位	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の水位																							
原	21	2		<p>2 原子力発電所には、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>第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の流量当量率が著しく上昇した場合</p> <table border="1"> <tr> <td>第20条</td> <td>エリア放射線モニタ放射能高</td> <td>エリア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td>流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く、以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合</td> <td>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の水位</td> <td>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の水位</td> </tr> </table>	第20条	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く、以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合	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の水位	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の水位	<p>第20条(警報装置等) 一次冷却系統及び放射性廃棄物の処理設備、貯蔵する設備に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置の施設</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>										
第20条	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高																							
流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く、以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合	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の水位	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の水位																							
原	21	3		<p>3 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等の際に当該原子力発電所内の人に対し必要な指示ができるように適切な通信連絡設備を施設しなければならない。</p>	<p>第1項に規定する「流体状の放射性廃棄物」とは、流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ふ。 第1項に規定する「放射性廃棄物」が著しく漏れいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出しては、床への漏れい又はそのおそれ(洩洩程度の減少漏れいを除く。)を早期に検出するよう、ホッ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、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。 第2項における表示すべき動作状態の情報は、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表示ランプの点灯をいう。 第3項に規定する「適切な通信連絡設備を施設しなければならない」とは、原子力発電所における一次冷却材喪失事故が発生した場合、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に人に中央制御室等から操作、作業、退避の指示、連絡ができる設備を設置すること。</p>	<p>警報装置等 一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等の際に当該原子力発電所内の人に対し必要な指示ができるように適切な通信連絡設備の施設</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>日常的な点検で機能が確認される事項</p>																
原	22	一		<p>第22条(安全保護装置) 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(人の設置仕様及び同添付書類1)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。 2 第2号に規定する「独立性を有することとは、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によること。 3 デジタル安全保護系の適用に当たっては、「デジタル安全保護系を適用するに当たっての要求事項(別記-7)」によること。</p>	<p>第22条(安全保護装置) 1 第22条は、安全設計審査指針の要求事項との整合性を考慮して、旧省令のタイトル「非常停止装置」から「安全保護装置」に変更している。 第22条は、安全設計審査指針 指針34(安全保護系の多重性)、指針35(安全保護系の独立性)、指針36(安全保護系の過渡時の機能)、指針37(安全保護系の事故時の機能)、指針38(安全保護系の故障時の機能)、指針39(安全保護系と計測制御系との分離)及び指針40(安全保護系の試験可能性)に対応して、安全保護装置に関して、求められる機能、多重性、独立性、フェールセーフ、計測制御系との部分機能共有に当たっての留意事項を明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 3 解釈1は、設置(変更)許可申請書添付書類1に記載された仕様及び添付書類1における評価条件を確認することを確認することであることである。 4 解釈1に規定する「非保守的な変更がないこととは、添付書類1に記載の安全保護系の設定値を確認することである。 5 第2号の(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に、多重性を有することとは、第6号で要求している原子炉運転中の試験の実施等に当たっても、安全保護機能を失わないことを要求したものである。具体例としては、原子炉停止系について2重の1 out of 2ロジックの場合には、1つの1 out of 2ロジックを原子炉停止係を発生する状態(1 out of 2ロジック)に、残された1 out of 2ロジックにより多重性を確保する方法がある。 6 解釈3のデジタル安全保護系に対する規定は、米国NRC標準審査指針(SRP)第7章に規定されるデジタル安全保護系に課せられる要件を参考にし(別記-7)「デジタル安全保護系を適用するに当たっての要求事項」としてまとめられている。また、以下の米国Regulatory Guide(R.G.)を設計、管理要求等に照して参考としている。 R.G. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統での計測機器使用基準 R.G. 1.153(Rev.1) 安全系駆動力、計測及び制御の要求 R.G. 1.168(Rev.1) 原子力プラントの安全系に使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証、審査及び監査 R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの構成管理計画 R.G. 1.170 原子力発電プラントの安全系に使用されているデジタル計測機のソフトウェア試験文書 R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証 R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェア要件仕様 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアソフトウェアプロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 現行の許認可基準のプラント個別変更に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ [関連安全設計審査指針] 指針34 安全保護系の多重性 指針35 安全保護系の独立性 指針36 安全保護系の過渡時の機能 指針37 安全保護系の事故時の機能 指針38 安全保護系の故障時の機能 指針39 安全保護系と計測制御系との分離 指針40 安全保護系の試験可能性</p>	<p>安全保護装置 運転時の異常な過渡変化が生じる場合等での原子炉停止系統及び工学的安全施設機能による燃料許容領域境界の維持</p>	<p>機器機能 (系統機能)</p>	<p>制御棒駆動系機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査(その1) 非常用ディーゼル発電機高圧心スプレイ系ディーゼル発電機高圧心スプレイ系低圧原子炉補機冷却系機能検査 原子炉隔離時冷却系機能検査 自動減圧系機能検査 非常用ガス処理系機能検査 主蒸気隔離弁機能検査 原子炉格納容器隔離弁機能検査</p>	<p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p>	<p>蒸気発生以降の点検・評価計画に従い実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p>															
原	22	二		<p>二 系統を構成する機械器具又はチャンネルは、単一故障が起きる場合又は使用状態からの単一を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に、多重性を有すること。</p>	<p>R.G. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統での計測機器使用基準 R.G. 1.153(Rev.1) 安全系駆動力、計測及び制御の要求 R.G. 1.168(Rev.1) 原子力プラントの安全系に使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証、審査及び監査 R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの構成管理計画 R.G. 1.170 原子力発電プラントの安全系に使用されているデジタル計測機のソフトウェア試験文書 R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証 R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェア要件仕様 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアソフトウェアプロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 現行の許認可基準のプラント個別変更に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ [関連安全設計審査指針] 指針34 安全保護系の多重性 指針35 安全保護系の独立性 指針36 安全保護系の過渡時の機能 指針37 安全保護系の事故時の機能 指針38 安全保護系の故障時の機能 指針39 安全保護系と計測制御系との分離 指針40 安全保護系の試験可能性</p>	<p>安全保護装置 系統を構成する機械器具又はチャンネルの安全保護機能の維持のための多重性</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>																
原	22	三		<p>三 系統を構成するチャンネルは、相互を分離し、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独立性を有すること。</p>	<p>R.G. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統での計測機器使用基準 R.G. 1.153(Rev.1) 安全系駆動力、計測及び制御の要求 R.G. 1.168(Rev.1) 原子力プラントの安全系に使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証、審査及び監査 R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの構成管理計画 R.G. 1.170 原子力発電プラントの安全系に使用されているデジタル計測機のソフトウェア試験文書 R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証 R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェア要件仕様 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアソフトウェアプロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 現行の許認可基準のプラント個別変更に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ [関連安全設計審査指針] 指針34 安全保護系の多重性 指針35 安全保護系の独立性 指針36 安全保護系の過渡時の機能 指針37 安全保護系の事故時の機能 指針38 安全保護系の故障時の機能 指針39 安全保護系と計測制御系との分離 指針40 安全保護系の試験可能性</p>	<p>安全保護装置 系統を構成するチャンネルの安全保護機能の維持のための独立性</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>																
原	22	四		<p>四 駆動線の喪失、系統の過渡その他の不利な状況が生じた場合においても、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、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持すること。</p>	<p>R.G. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統での計測機器使用基準 R.G. 1.153(Rev.1) 安全系駆動力、計測及び制御の要求 R.G. 1.168(Rev.1) 原子力プラントの安全系に使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証、審査及び監査 R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの構成管理計画 R.G. 1.170 原子力発電プラントの安全系に使用されているデジタル計測機のソフトウェア試験文書 R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証 R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェア要件仕様 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアソフトウェアプロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 現行の許認可基準のプラント個別変更に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ [関連安全設計審査指針] 指針34 安全保護系の多重性 指針35 安全保護系の独立性 指針36 安全保護系の過渡時の機能 指針37 安全保護系の事故時の機能 指針38 安全保護系の故障時の機能 指針39 安全保護系と計測制御系との分離 指針40 安全保護系の試験可能性</p>	<p>安全保護装置 駆動線の喪失、系統の過渡その他の不利な状況が生じた場合における原子炉施設の安全上支障がない状態の維持</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>																
原	22	五		<p>五 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合に、その安全保護機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離されたものがあること。</p>	<p>R.G. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統での計測機器使用基準 R.G. 1.153(Rev.1) 安全系駆動力、計測及び制御の要求 R.G. 1.168(Rev.1) 原子力プラントの安全系に使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証、審査及び監査 R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの構成管理計画 R.G. 1.170 原子力発電プラントの安全系に使用されているデジタル計測機のソフトウェア試験文書 R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証 R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェア要件仕様 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアソフトウェアプロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 現行の許認可基準のプラント個別変更に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ [関連安全設計審査指針] 指針34 安全保護系の多重性 指針35 安全保護系の独立性 指針36 安全保護系の過渡時の機能 指針37 安全保護系の事故時の機能 指針38 安全保護系の故障時の機能 指針39 安全保護系と計測制御系との分離 指針40 安全保護系の試験可能性</p>	<p>安全保護装置 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合の安全保護機能の維持のための分離</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>																
原	22	六		<p>六 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>R.G. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統での計測機器使用基準 R.G. 1.153(Rev.1) 安全系駆動力、計測及び制御の要求 R.G. 1.168(Rev.1) 原子力プラントの安全系に使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証、審査及び監査 R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの構成管理計画 R.G. 1.170 原子力発電プラントの安全系に使用されているデジタル計測機のソフトウェア試験文書 R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証 R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェア要件仕様 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアソフトウェアプロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 現行の許認可基準のプラント個別変更に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ [関連安全設計審査指針] 指針34 安全保護系の多重性 指針35 安全保護系の独立性 指針36 安全保護系の過渡時の機能 指針37 安全保護系の事故時の機能 指針38 安全保護系の故障時の機能 指針39 安全保護系と計測制御系との分離 指針40 安全保護系の試験可能性</p>	<p>安全保護装置 原子炉運転中の必要な試験</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>																
原	22	七		<p>七 安全保護装置は、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>R.G. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統での計測機器使用基準 R.G. 1.153(Rev.1) 安全系駆動力、計測及び制御の要求 R.G. 1.168(Rev.1) 原子力プラントの安全系に使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証、審査及び監査 R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの構成管理計画 R.G. 1.170 原子力発電プラントの安全系に使用されているデジタル計測機のソフトウェア試験文書 R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアの検証 R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェア要件仕様 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計測ソフトウェアソフトウェアプロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 現行の許認可基準のプラント個別変更に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ [関連安全設計審査指針] 指針34 安全保護系の多重性 指針35 安全保護系の独立性 指針36 安全保護系の過渡時の機能 指針37 安全保護系の事故時の機能 指針38 安全保護系の故障時の機能 指針39 安全保護系と計測制御系との分離 指針40 安全保護系の試験可能性</p>	<p>安全保護装置 運転条件に応じての作動設定値の変更</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>																

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号								
原	23	1		第23条 原子力発電所には、反応度制御系統及び原子炉停止系統を施設しなければならない。この場合において、反応度制御系統と原子炉停止系統とを独立させて設置しなくてはならない。	第3項第1号に規定する「高温状態において原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること」とは、キセノン崩壊により反応度が追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追加された以降の長期的未臨界の維持は、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)の作用を含むことができる。	第23条(反応度制御系統及び原子炉停止系統) 1 第23条は、安全設計審査指針の要求事項との整合性を考慮して、旧省令の「原子炉停止系統」から「反応度制御系統及び原子炉停止系統」に変更している。 2 第23条は、安全設計審査指針(指針14(反応度制御系)、指針15(原子炉停止系の独立性及び試験可能性)、指針16(制御棒による原子炉の停止余裕)、指針17(原子炉停止系の停止能力)、指針18(原子炉停止系の事故時の能力)及び指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリ)の健全性)の要求事項に対応し、以下の事項を明確化している。 ・反応度制御系統及び原子炉停止系統の施設 ・反応度制御系統に関する要求事項 ・原子炉停止系統に関する要求事項を高温状態、低温状態、一次冷却材喪失等の事故時に際し明確化 ・制御棒固着の仮定条件を明確化 ・反応度投入事象により原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しないよう重大反応度過渡等を抑制することを明確化 ・安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映 3 第23条における原子炉停止系統及び反応度制御系統に係る具体的対象及び制御方法は、以下のとおりである。 【BWR】 ・起動/停止を含む通常運転時における反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る制御方法の例としては、制御棒の位置の制御(制御棒クラスト及び制御棒駆動系)、原子炉再循環流量の制御(原子炉再循環系)がある。 ・過渡・事故時に動作する原子炉停止系統に係る例としては、制御棒の挿入(制御棒及び制御棒駆動系)があり、炉心特性をあいまって、高温状態及び低温状態において炉心を臨界未満にできるとともに、臨界未満を維持できる。 また、ほう酸水注入系は、制御棒が挿入されなかった場合のバックアップとして、高温状態及び低温状態での未臨界への移行及び維持ができる。 なお、ほう酸水注入により負の反応度を添加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に添加される量である反応度添加率の単位として、 $\Delta k/\text{min}$ を使用している。 【PWR】 ・起動/停止を含む通常運転時における反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る制御方法の例としては、制御棒の位置の制御(制御棒クラスト及び制御棒駆動装置)、ほう酸濃度の制御(化学体積制御)がある。 ・過渡・事故時に動作する原子炉停止系統に係る例としては、制御棒挿入(制御棒クラスト及び制御棒駆動装置)、ほう酸注入(化学体積制御系)がある。 また、主蒸気管破断等による原子炉冷却材減温事象では、非常用炉心冷却設備によるほう酸注入も期待した性能要となる。 例えば、高温状態においては、制御棒により炉心を臨界未満に移行させ、それ以降の低温状態においては、ほう酸(非常用冷却設備等による注入を含む)により、炉心を臨界未満にして臨界未満を維持できる。 この場合、制御棒は、低温状態での未臨界への移行及び維持できない。 また、化学体積制御系は、制御棒が挿入されなかった場合のバックアップとして、高温状態での未臨界への移行ができる。 なお、ほう酸注入により負の反応度を添加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に添加される量である反応度添加率の単位として、 $(\Delta k/k)/\text{min}$ を使用している。 4 第3項第1号及び第3号において規定する、「非常用炉心冷却設備等の作用に伴って注入される液体制御棒による反応度過渡を加えることができる。上は、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等のいずれかあるいはこれらの複数の設備が機能する場合が該当する。複数の設備が機能する具体例としては、PWRにおける2次冷却系の異常な減圧、主蒸気管破断等の減温事象若しくは一次冷却材喪失での長期的な炉心冷却が有り、これらの事象においては、高温停止状態での7面状態まで冷却されることから、複数の設備の機能が必要となる。解説表23_1及び解説図23_1に原子炉停止系統の具体例を示す。 5 解釈4は、設置(変更)許可申請書添付書類13における評価条件及び添付書類14に規定された仕様を定めることを確認することを要するものであり、BWRの確認項目の1項、2項及びPWRの確認項目は制御棒の最大反応度過渡に関するものである。また、BWRの確認項目3項は反応度添加率に関するものである。なお、PWRでは制御棒の瞬時飛び出しを抑制するために規定していることから反応度過渡の確保項目がない。 6 解釈4に規定する「それらに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜き手順に従って操作されることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行うことである。 【設置安全設計審査指針】 ・指針6 環境条件に対する設計上の考慮 ・指針14 反応度制御系 ・指針15 原子炉停止系の独立性及び試験可能性 ・指針16 制御棒による原子炉の停止余裕 ・指針17 原子炉停止系の停止能力 ・指針18 原子炉停止系の事故時の能力 ・指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性	反応度制御系統及び原子炉停止系統	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	23	2		2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料許容範囲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。	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、原子炉を未臨界に移行して未臨界を維持できること」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過渡を補償しつつ原子炉を低温状態未臨界に移行して維持できること。 3 第3項第4号に規定する「制御棒一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」という。 なお、ABWRにおいては、同一の水位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。 4 第4項の規定は、設置許可申請書添付書類13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。 【BWR】 ・制御棒引抜き手順が定められていること ・定められた制御棒引抜き手順に沿った操作が行われていることを制御棒値モニタリング又はそれに替わる運用管理によって確認できること ・制御棒落下速度を制御する装置 【PWR】 ・制御棒挿入限界 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放射線特性、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毒性、化学的安定性をいう。	反応度制御系統及び原子炉停止系統	系統機能	総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	23	3	—	3 原子炉停止系統は、制御棒、液体制御材等による二つ以上の独立した系統を有するものであり、かつ、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原子炉を未臨界に移行し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、燃料許容範囲限界を超えることなく(原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること)の場合において、非常用炉心冷却設備等の作用に伴って注入される液体制御材による反応度過渡を加えることができる。	3 原子炉停止系統は、制御棒、液体制御材等による二つ以上の独立した系統を有するものであり、かつ、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原子炉を未臨界に移行し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、燃料許容範囲限界を超えることなく(原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること)の場合において、非常用炉心冷却設備等の作用に伴って注入される液体制御材による反応度過渡を加えることができる。	反応度制御系統及び原子炉停止系統	系統機能	制御棒駆動系機能検査	原子炉停止余裕検査	
原	23	3	二	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、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること。	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、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること。	反応度制御系統及び原子炉停止系統	系統機能	制御棒駆動系機能検査	原子炉停止余裕検査	
原	23	3	三	三 一次冷却材喪失等の事故時において、少なくとも一つは、原子炉を未臨界へ移行することができる。少なくとも一つは、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等の作用に伴って注入される液体制御材による反応度過渡を加えることができる。	三 一次冷却材喪失等の事故時において、少なくとも一つは、原子炉を未臨界へ移行することができる。少なくとも一つは、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等の作用に伴って注入される液体制御材による反応度過渡を加えることができる。	反応度制御系統及び原子炉停止系統	系統機能	制御棒駆動系機能検査	原子炉停止余裕検査	
原	23	3	四	四 制御棒を用いる場合にあつては、反応度過渡の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第1号から第3号までの規定に適合すること。	四 制御棒を用いる場合にあつては、反応度過渡の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第1号から第3号までの規定に適合すること。	反応度制御系統及び原子炉停止系統	系統機能	制御棒駆動系機能検査	原子炉停止余裕検査	
原	23	4		4 制御棒の最大反応度過渡及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象(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、炉心冷却を損なうような炉心等の損傷を起こさないものでなければならない。	4 制御棒の最大反応度過渡及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象(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、炉心冷却を損なうような炉心等の損傷を起こさないものでなければならない。	反応度制御系統及び原子炉停止系統	制御棒の最大反応度過渡及び反応度添加率の想定される反応度投入事象(原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。))における能力	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	23	5		5 制御棒、液体制御材等は、通常運転時における圧力、温度及び放射線量によつて起こ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。	5 制御棒、液体制御材等は、通常運転時における圧力、温度及び放射線量によつて起こ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。	反応度制御系統及び原子炉停止系統	制御棒、液体制御材等の最も厳しい条件下での必要な物理的及び化学的性質の保持	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号	号							
原	24	一		第24条 制御棒を駆動する装置は、次の各号により施設しなければならない。 一 原子炉の特性に適合した速度で制御棒を駆動できるものであること。	第24条(制御棒駆動装置) 1 第1号に規定する「原子炉の特性に適合した速度で制御棒を駆動できる」とは、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パワントリ等の機構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、設置許可申請書添付書類八の仕様及び添付書類十における運転時の異常な過渡変化及び事故の評価で設定した時間を示していること。 2 第2号に規定する「制御棒の異常な引抜きが生じた場合でも燃料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、制御棒が異常に引抜かれた場合でも、燃料許容損傷限界を超えないよう引抜き速度が制限されていること。この場合において、設置許可申請書添付書類十において評価した「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き速度に非保守的な変更がないことを確認すること。	第24条(制御棒駆動装置) 1 解釈2についてBWRの場合、低出力状態(臨界近傍)の「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」の解析においては、事象の進展に反応度投入速度が影響を及ぼすことから制御棒の引抜き速度を解析条件として与えている。一方、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の解析においては制御棒の引抜き速度を解析条件として与えていない。解析では、制御棒が出力運転中に即時に引き抜かれ、当該制御棒の反応度が付加されたと仮定した上で、表面熱流率は中性子束の変化に比例して遅延れしとして、燃料許容損傷限界への適合性を保守的に評価している。これは、出力運転状態であることから制御棒値が低く、炉心に入る反応度が小さいためである。 2 第4号の「制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、反射材等を損傷しないための具体例として、ダッシュポットなどを設けること」により衝撃を緩和する方法がある。 【関連安全設計審査指針】 ・指針11 炉心設計 ・指針14 反応度制御系	制御棒駆動装置 原子炉の特性に適合した速度での制御棒の駆動	系統機能	制御棒駆動系機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査(その1)	
				二 原子炉の通常運転時において、制御棒の異常な引抜きが生じた場合でも燃料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。	3 第3号に規定する「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。 一 BWRにおいては、次によること。 ・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。 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。		制御棒駆動装置 原子炉の通常運転時の制御棒の異常な引抜きが生じた場合における速度制限	系統機能	制御棒駆動機構機能検査	
原	24	三		三 制御棒を駆動するための動力源がなくなつた場合に、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。			制御棒駆動装置 制御棒を駆動するための動力源がなくなつた場合の制御棒動作	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原	24	四		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、反射材等を損傷しないものであること。			制御棒駆動装置 制御棒の挿入その他の衝撃による制御棒、燃料体、反射材等の損傷防止	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	項	号	号								
原	24	2	1	第24条の2 原子力発電所には、原子炉制御室を施設しなければならない。	第24条の2(原子炉制御室等) 1 第2項に規定する「原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械器具の動作状態」とは次の状態をいう。 (1)原子炉制御機の動作状態 (2)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)原子炉及び一次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態 2 第2項に規定する「その他の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。 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、原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力(ワンダリ)及び原子炉格納容器(ワンダリ)並びにこれらに関する事故の検出を確保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、中性子率、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、かつ監視できる装置をいう。 4 第2項に規定する第21条第1項に規定する装置(以下「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、複数の原子炉で廃棄物処理設備等を共有する場合においては、当該設備の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。 5 第22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により運転員が的確に認知できること。 6 第2項に規定する安全保護装置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、保護装置が事故時又は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作動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。 7 第2項に規定する「監視できる装置」とは、運転時において表示することができるものは「原子炉制御室における操作防止のための設備等へ要求事項(別記-8)」によること。 8 第3項は、制御室等とは事故・異常時においても従事者が制御室に立ち入り、一定期間を要するよう設計されていること。放射線量等の計測装置の設置等の適切な放射線防護措置が図られていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備上の対策のみではなく防護員等運用用の対策も含まれる。「一定期間」とするとは、運転員が必要な交待も兼ね、一次冷却材喪失等の事故時に運転を継続しなくてはならない、必要な操作を行う期間をいう。 9 第3項に規定する「これに連絡する通路等」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代のための入退域する通路及び区域をいう。 10 第3項に規定する「遠へい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事故時に、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に施設し、運転員が制御室に入り、とどまる際の被ばくを(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規程の規定に基づく線量限度等を定める告示「平成13年3月21日通商産業省告示187号」)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。 11 第3項に規定する「評価」とは、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かかわる被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27 原院第1号)に基づいて、チャコールフィルタを通らない空気量の制御室への流入量については、「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)に基づき、制御室換気設備の新設及び制御室換気設備再構築等一時における対象範囲境界部での空気量の流入に影響を与える改造の設計、及び定期的な確認し確認すること。なお、チャコールフィルタを通らない空気流入量が、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。 12 第3項に規定する「火災等により発生した有毒ガス」とは、火災により発生する有機ガス、事故により放出することがあり得る気体状放射性物質をいう。 13 第3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、制御室外の火災等により発生した有毒ガスを制御室に取り入れることのないよう原子炉制御室の換気設備が外気との連絡を遮断可能であること。また、隔離時の脱気防止を考慮して外気取入れ等の運転が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備上の対策のみではなく防護員等運用用の対策も含まれる。 13 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、中央制御室を構成する区画壁の外であって、制御室退避の原因となつ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、「安全な状態に維持する」とは「安全な状態」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を過渡停	第24条の2(原子炉制御室等) 1 第2項において、適切な操作を行うために必要な装置を集中して施設するよう規定しているが、安全設計審査指針「指針8 運転員操作に対する設計上の考慮」で要求する停止対策については不明確であるため、誤判断・誤操作を防止し、適切な運転操作が行えることの要求を明記している。 2 解釈に際しては「バイパス状態及び使用不能状態の表示」、安全保護系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、自動的に表示(タグを含む)すること等により運転員が的確に認知できることの要求を明記している。(米園Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映、関連Regulatory Guide 1.47「原子力発電所安全系のバイパス状態及び使用不能状態の表示」) なお、安全保護装置の施設要求は第22条に規定されている。 3 解釈6に際しては「安全設備の電動弁用電動機の過負荷保護装置へのバイパス表示」、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、表示装置を設けることの要求を明記している。(米園Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映、関連Regulatory Guide 1.47「原子力発電所安全系のバイパス状態及び使用不能状態の表示」) 4 解釈7に規定する操作防止に関する要件は、国際電気標準会議IEC-60964(1989)「原子力発電所制御室の設計(参考)に規定されたものである。 5 第4条の2(火災による損傷の防止)において制御室の火災防護、第24条の2(2)において制御室に対する放射線防護に対する規定があるが、これらの項目以外にも安全設計審査指針「指針43 制御室の居住性に関する設計上の考慮」で要求する火災等により発生する有毒ガスが防護の対象となるため、第24条の2(1)における防護措置を明記している。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 6 第3項に規定する「遠へいその他の適切な放射線防護措置」に関して、「従事者に対して適切な防護措置であること」として従事者が確認する必要があること。また、同確認の上では制御室へのフィルタを通らない空気の流れを考慮した上でその適切性を確認することが求められることとを解釈10に明記している。(米園Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映、関連Regulatory Guide 1.98「原子炉の制御室の居住性」と及びNRC Generic Letter 2003-01「Control Room Habitability, June 12, 2003」) なお、解釈10は、平成21年8月12日付NSA文書平成21-07-30 原院第1号で変更された。また、「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)が発行されたことにより、別記-9は削除された。 7 第3項は、制御室外の火災に対する措置を対象としているが、制御室内で発生する火災時は、第4条の2に規定する「原子力発電所の火災防護指針」(EAG 4607-19993.1.2.1 消火装置設置対象区域)に、中央制御室については、可搬式消火器等適切な消火装置に対処することと示されている。 8 第4項は、火災等の原因により原子炉制御室に立ち入ることができない場合を考へ、制御室外からも原子炉を停止し、かつ、安全な状態に維持できることを要求している。 9 第4項でいう「安全な状態に維持する装置」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を過渡停止させることを最低限担保するものであり、その後は、現場操作等を省くことで低過渡状態に移行させることを想定したものである。 【関連安全設計審査指針】 指針1 運転員操作に対する設計上の考慮 指針41 制御室 指針42 制御室からの原子炉停止機能 指針43 制御室の居住性に関する設計上の考慮	原子炉制御室等 原子炉制御室の施設	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がある事項	
原	24	2	2	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等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械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原子炉を安全に運転するための主要な装置(第21条第1項に規定する装置を含む。)を集中し、かつ、監視することなく適切に運転操作することができるように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等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械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原子炉を安全に運転するための主要な装置(第21条第1項に規定する装置を含む。)を集中し、かつ、監視することなく適切に運転操作することができるように施設しなければならない。	原子炉制御室等 原子炉制御室の施設	機器機能(系統機能)	原子炉保護系インターロック機能検査(その1) 制御棒駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	
原	24	2	3	3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、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の運転の停止等の措置をとるため、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるよう、遠へいその他の適切な放射線防護措置及び制御室外の火災等により発生した有毒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。	3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、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代のための入退域する通路及び区域をいう。 10 第3項に規定する「遠へい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事故時に、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に施設し、運転員が制御室に入り、とどまる際の被ばくを(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規程の規定に基づく線量限度等を定める告示「平成13年3月21日通商産業省告示187号」)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。 11 第3項に規定する「評価」とは、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かかわる被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27 原院第1号)に基づいて、チャコールフィルタを通らない空気量の制御室への流入量については、「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)に基づき、制御室換気設備の新設及び制御室換気設備再構築等一時における対象範囲境界部での空気量の流入に影響を与える改造の設計、及び定期的な確認し確認すること。なお、チャコールフィルタを通らない空気流入量が、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。 12 第3項に規定する「火災等により発生した有毒ガス」とは、火災により発生する有機ガス、事故により放出することがあり得る気体状放射性物質をいう。 13 第3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、制御室外の火災等により発生した有毒ガスを制御室に取り入れることのないよう原子炉制御室の換気設備が外気との連絡を遮断可能であること。また、隔離時の脱気防止を考慮して外気取入れ等の運転が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備上の対策のみではなく防護員等運用用の対策も含まれる。 13 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、中央制御室を構成する区画壁の外であって、制御室退避の原因となつ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、「安全な状態に維持する」とは「安全な状態」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を過渡停	3 原子炉制御室等とは事故・異常時においても従事者が制御室に立ち入り、一定期間を要するよう設計されていること。放射線量等の計測装置の設置等の適切な放射線防護措置が図られていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備上の対策のみではなく防護員等運用用の対策も含まれる。「一定期間」とするとは、運転員が必要な交待も兼ね、一次冷却材喪失等の事故時に運転を継続しなくてはならない、必要な操作を行う期間をいう。 9 第3項に規定する「これに連絡する通路等」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代のための入退域する通路及び区域をいう。 10 第3項に規定する「遠へい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事故時に、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に施設し、運転員が制御室に入り、とどまる際の被ばくを(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規程の規定に基づく線量限度等を定める告示「平成13年3月21日通商産業省告示187号」)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。 11 第3項に規定する「評価」とは、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かかわる被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27 原院第1号)に基づいて、チャコールフィルタを通らない空気量の制御室への流入量については、「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)に基づき、制御室換気設備の新設及び制御室換気設備再構築等一時における対象範囲境界部での空気量の流入に影響を与える改造の設計、及び定期的な確認し確認すること。なお、チャコールフィルタを通らない空気流入量が、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。 12 第3項に規定する「火災等により発生した有毒ガス」とは、火災により発生する有機ガス、事故により放出することがあり得る気体状放射性物質をいう。 13 第3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、制御室外の火災等により発生した有毒ガスを制御室に取り入れることのないよう原子炉制御室の換気設備が外気との連絡を遮断可能であること。また、隔離時の脱気防止を考慮して外気取入れ等の運転が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備上の対策のみではなく防護員等運用用の対策も含まれる。 13 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、中央制御室を構成する区画壁の外であって、制御室退避の原因となつ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、「安全な状態に維持する」とは「安全な状態」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を過渡停	原子炉制御室等 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、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の運転の停止等の措置をとるため、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるよう、遠へいその他の適切な防護措置	系統機能	中央制御室非常用循環系機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
原	24	2	4	4 原子力発電所には、火災等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。	4 原子力発電所には、火災等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。	4 原子力発電所には、火災等により原子炉制御室に立ち入ることができない場合を考へ、制御室外からも原子炉を停止し、かつ、安全な状態に維持できることを要求している。 9 第4項でいう「安全な状態に維持する装置」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を過渡停止させることを最低限担保するものであり、その後は、現場操作等を省くことで低過渡状態に移行させることを想定したものである。 【関連安全設計審査指針】 指針1 運転員操作に対する設計上の考慮 指針41 制御室 指針42 制御室からの原子炉停止機能 指針43 制御室の居住性に関する設計上の考慮	原子炉制御室等 火災等により原子炉制御室が使用できない場合における原子炉制御室以外の場所から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の施設	機器機能	-	設備点検、定期事業者検査によって確認	
原	24	3	3	第24条の3 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の損壊等が生じた場合に適切な措置をとるための発電所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。	第24条の3(発電所緊急時対策所) 1 第24条の3(1)に規定する「発電所緊急時対策所」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って運転できる、制御室の運転員を必要に応じて緊急時対策所へ誘導し、また、制御室内外関連箇所との通信連絡のための少なくとも一つの専用回線を含む多量の連絡回線を有すること。	第24条の3(発電所緊急時対策所) 1 原子力災害対策特別措置法施行規則第12条(原子力防災機関)において、非常用通信機器その他の資材又は機材に関しては規定されているので、第24条の3では緊急時対策所の設置のみを規定している。 2 第24条の3は、昭和58年3月1日発生したTMI事故の場合、事故時に制御室に人が集まり混乱を生じたことと鑑み、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、発電所敷地内で制御室以外の適当な場所から、必要な対応の指令を発することができる発電所緊急時対策所を設けることを定めたものである。 【関連安全設計審査指針】 指針44 原子力発電所緊急時対策所	発電所緊急時対策所 一次冷却系統に係る施設の損壊等が生じた場合に適切な措置をとるための発電所緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所への施設	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がある事項	

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号	技術基準条文		技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	項号						
原 26	一	第26条 燃料を取り扱う設備は、次の各号により施設しなければならない。 一 通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力を有するものであること。	第26条(燃料取扱設備) 1 第26条に規定する「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供給、取又は保管等を行うために使用する設備をいう 2 第1号に規定する「通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いはいて、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。	第26条(燃料取扱設備) 1 第26条の各々の適用は、以下の通り。 新燃料又は使用済燃料(再使用燃料を含む)を取り扱う機器には、第1号～第4号及び第7号が対応する。 使用済燃料運搬用容器には、第5号及び第6号が対応する。 2 解釈6に規定する3つの事項は、全ての項目を満足する必要があることを要求している。 3 解釈6に規定する原子炉建屋天井クレーンの主書きに対する要求は、米調Regulatory Guide 1.13(Rev.1)「使用済燃料貯蔵施設的设计基準」を参考にしたものであり、クレーンの稼働範囲制限等を規定している。なお、同ガイドでは、使用済燃料貯蔵施設について、規制要件(GDC-6)「燃料貯蔵と取扱い(燃料貯蔵管理)」を満足するための条件として、耐震設計、外部飛来物対策、漏れ防止、燃料落下対策、冷却材の機能維持、プール水位監視及び放射能監視、クレーンの稼働範囲制限、耐震性を備えた補助水系の設置等を規定している。 4 解釈6に規定する「走行できない措置」とは、プール本体をクレーンの稼働範囲から外すようなレベル敷設・インターロックによる措置等による物理的措置であり、また運用管理での対応とは、下記の内容が明記された作業要領書等がある。 ・キャタックの移動等は、作業責任者の下実施する。 ・天井クレーン使用時には、運転者への各図を行う合図等を配置する。 ・オペフロ上のキャタック移動は、移動経路(燃料貯蔵エリア側)に入り込まないような設定上で一工程を行い、この工程にそって行う。 5 第6号については、燃料を封入する容器の積量当量率(積量又は「積量率」が、経済産業大臣が定める放射線量率として工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)の第4条による。これに基づき容器の表面の積量当量率が2mSv/毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において積量当量率が100μSv/毎時以下と定められている。 6 第6号に規定する「ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの」とについては、この限りでない。については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)第13条第3項に規定している。 7 第26条(燃料貯蔵設備)と第26条(燃料取扱設備)における規定は、安全設計審査指針(指針49 燃料貯蔵設備及び取扱設備)の要求にほぼ対応しているが、貯蔵設備に対する格納系の設置、燃料集合体落下時の健全性維持については明確でないため、第7号に燃料取扱設備における動力源が無くなった場合の燃料落下防止の要求を明記している。 なお、「動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる」例を下記に示す。(電気) ・燃料ホイスのブレーキに、電源断で動作する電磁ブレーキ(OFFブレーキ)を使用し、電源断で燃料ホイスの動作が停止し燃料を吊り落とさない構造にしている。(空気) ・燃料つかみ具のフックの開閉用エアシリンダー内に、フック閉じ方向に動作するバネが入ってエアシリンダー内の空気が喪失しても、フックが閉じ方向に動作しない構造にしている。 ・燃料つかみ具のフックに、メカニカルロック機構があり、燃料吊り状態ではフックの開閉を阻止し燃料を吊り落とさない構造にしている。 安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 【関連安全設計審査指針】 ・指針49 燃料貯蔵設備及び取扱設備 ・指針50 燃料貯蔵防止 ・指針51 燃料取扱場所のモニタリング	燃料取扱設備 通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力	機器機能 (系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能 検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
原 26	二	二 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。	5 第2号に規定する「燃料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。		燃料取扱設備 燃料が臨界に達するおそれがない構造	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 26	三	三 前号により燃料が溶融しないものであること。	4 第3号に規定する「燃料が溶融しない」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卻能力を有すること。 5 第4号に規定する「燃料が破壊するおそれがないこと」とは、以下によること。 ・燃料交換機にあつては、掘み機構のワイヤーを二重化すること。ただし、昭和52年以前に施設し、又は施設し動手した原子炉施設においては、構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮し、同等の機能維持が確認されること。 ・燃料交換機にあつては、燃料取扱中に過荷重となつ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が燃料プールに貯蔵された燃料と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。 6 第5号に規定する「容易に破壊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(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)第13条第1項第3号に規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運転中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破壊等が生じるおそれがないものであること」。		燃料取扱設備 前号による燃料溶融防止	その他	—	貯蔵設備、取扱設備共通の設備に対する要求であるが、貯蔵設備への要求として取扱設備としては、その他とする
原 26	四	四 取扱い中に燃料が破壊するおそれがないこと。	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条等の規定に基づき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(平成2年11月29日 科学技術庁告示第5号)を満たすものを、「燃料を封入する容器」として用いてもよい。		燃料取扱設備 取扱い中の燃料破壊防止	機器機能 (系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能 検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
原 26	五	五 燃料を封入する容器は取扱い中における衝撃、熱等に耐久、かつ、容易に破壊しないものであること。	7 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(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」を準用し、理論的又は適切な試験・実験により所定の機能が満足されていること。 8 第7号に規定する「燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源が無くなった場合でも燃料を保持する機構」とは、動力源である電源又は空気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。		燃料取扱設備 燃料を封入する容器の取扱い中における破壊防止	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 26	六	六 前号の容器は、内部に燃料を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の積量当量率及びその表面から1メートルの距離における積量当量率がそれぞれ別に告示する積量当量率を超えないように造り得るものであること。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。			燃料取扱設備 前号の容器の内部に燃料を入れた場合における運へい能力	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 26	七	七 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなつた場合に、燃料を保持する機構を設ける等により燃料の落下を防止すること。			燃料取扱設備 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなつた場合の燃料の落下防止	機器機能 (系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能 検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号			技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	項	号								
原	27	1	第27条 原子力発電所内の場所であつて、外部放射線による放射線障害を防止する必要があるものには、次の各号により生体適へい施設を設けなければならない。 一 放射線障害を防止するために必要な遮へい能力を有するものであること。 二 開口部又は配管等の貫通部があるものにあつては、必要に応じて放射線漏れ防止措置が講じられていること。 三 自重、附加荷重および熱応力に耐えるものであること。	第27条(生体適へい) 1 第1項第1号に規定する「遮へい能力を有する」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」(平成13年3月21日 経済産業省告示第187号)第2条、第6条を満足すること並びにこれを遮へい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取捨を満足していることを確認すること。 2 第1項第2号に規定する「放射線漏れ防止措置」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(通路の行止り部、箇所等)への開口部設置 (2) 貫通部に対する遮へい構造(スリーブと配管の間隙への遮へい材の充てん等) (3) 線源機器と貫通孔の位置関係により、貫通孔から線源機器が直接見えない措置 3 第2項は、第1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適へい等を適切に施設すること及び原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離と見まわして、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率について(平成13年3月29日 原子力安全委員会一部改訂)」に記載の空気カメラで年間50μGy程度としている。	第27条(生体適へい) 1 第2項に規定する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺の空間線量率は、遮へい及び敷地までの距離によって低減されるので、安全設計審査指針(指針56 周辺の放射線管理)に準拠して、敷地周辺の空間線量率の要求を明確化するために追記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 第2項において、通常運転時の評価に対する安全評価指針との対応を明確にしている。 (安全評価審査指針との整合性) 【関連安全設計審査指針】 指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 指針56 周辺の放射線防護 指針57 放射線業務従事者の放射線防護	生体適へい等 外部放射線による放射線障害を防止するための生体適へい施設	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	27	2	2 原子炉施設並びに二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備は、通常運転時において当該施設又は設備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敷地周辺の空間線量率が別に告示する線量限度を十分下回るよう施設しなければならない。	4 第27条に規定する「生体適へい」とは、遮へい設計の具体的な仕様に関する規定(外部放射線による放射線障害の防止措置のうち、管理のための地域区分を行っている事項については、当該地域の用途のために補助的に用いられる便宜上の分類を除く)は、日本電気協会「原子力発電所放射線適へい設計指針」(JEA 4615-2003)に関する、「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」に関する技術評書(平成17年12月)	生体適へい等 原子炉施設並びに二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備施設時の敷地周辺の空間線量率の線量	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項		
原	28	一	第28条 原子力発電所内の場所であつて、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ものには、次の各号により換気設備を施設しなければならない。 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 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性物質を除去するよう素(活性炭又は同等品)フィルター及び放射性強粒子を除去する機能性(高性能粒子又は同等品)フィルターを用いること。 三 第3号に規定する「ろ過装置」の取替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、ろ過装置の取替が容易な構造であること。 四 第3号に規定する「ろ過装置」の取替が容易な構造であることとは、必要に応じて梯子等に設置すること。	第28条(換気設備) 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97mBq/cm ³ 以上のもの(クラスA管)は、第9条に基づく構造とするとともに第1条の耐圧放射線に耐え難いし難い構造であること確認されていること。また、「浸透するおそれがない」とは、ファン、逆流防止用ダンパー等を設けること。 2 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性物質を除去するよう素(活性炭又は同等品)フィルター及び放射性強粒子を除去する機能性(高性能粒子又は同等品)フィルターを用いること。 3 第3号に規定する「ろ過装置」の取替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、ろ過装置の取替が容易な構造であること。 4 第3号に規定する「ろ過装置」の取替が容易な構造であることとは、必要に応じて梯子等に設置すること。	第28条(換気設備) 1 第28条は、原子力発電所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、換気設備を設けることを定めたものである。 2 第9条は、設備の点検・保守に対する機能要求であり、本要求は第8条(原子炉施設)第2項に含まれているが、容易な構造を明確化する観点から本条でも要求している。 3 よう素(活性炭又は同等品)フィルターの同等品とは、炭素質フィルターといふ、機能性(高性能粒子又は同等品)フィルターの同等品とは、超高性能粒子フィルター(Ultra Low Penetration Air)がある。 4 第28条に規定する具体的な設備については、BWR PWR	換気設備 放射線障害を防止するために必要な換気能力	系統機能 放射線障害を防止するために必要な換気能力	中央制御室非常用循環系機能検査 非常用ガス処理系機能検査	—	—
原	28	二	二 放射線物質により汚染された空気漏れし難い構造で、かつ、逆流するおそれがないこと。	原子炉建屋換気空調系、タービン建屋換気空調系、廃棄物処理建屋換気空調系、中央制御室換気空調系、非常用ガス処理系を構成する送風機、排風機、ろ過装置	原子炉建屋換気空調系、タービン建屋換気空調系、廃棄物処理建屋換気空調系、中央制御室換気空調系、非常用ガス処理系を構成する送風機、排風機、ろ過装置	換気設備 放射線物質により汚染された空気漏れ、逆流防止構造	構造健全性(系統機能)	非常用ガス処理系機能検査	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施	
原	28	三	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またはろ過装置の取替が容易な構造であること。	ろ過装置の放射性物質による汚染の除去またはろ過装置の取替が容易な構造であること。	ろ過装置の放射性物質による汚染の除去またはろ過装置の取替が容易な構造であること。	換気設備 排出する空気を浄化する装置の構造	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	28	四	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。	BWRの非常用ガス処理系及びPWRのエアロスエア浄化系は、第32条(原子炉格納施設)で系統の施設を要求し、具体的な設備に対する要求を第28条で規定している。 【関連安全設計審査指針】 指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 指針57 放射線業務従事者の放射線防護	BWRの非常用ガス処理系及びPWRのエアロスエア浄化系は、第32条(原子炉格納施設)で系統の施設を要求し、具体的な設備に対する要求を第28条で規定している。 【関連安全設計審査指針】 指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 指針57 放射線業務従事者の放射線防護	換気設備 吸気口の放射性物質により汚染された空気吸入防止	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	29	1	第29条 原子力発電所内の人が入る出入りする建物等の内部の壁、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つて、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。	第29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」とは、人が触れるおそれがある部分とは、管理区域内で人が頻り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、棒状物等。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。	第29条(放射性物質による汚染の防止) 1 第29条は、放射性物質により汚染されるおそれがある部分であつて、人の触れるおそれがある部分の表面は汚染を除去し易いこと及び汚染を除去する設備を設けることを定めたものである。 2 第29条に規定する「放射性物質による汚染を除去する設備」の具体的な設備例は以下である。 ・工具類除染シット ・床除染用の純水補給水ホースコネクशन ・ポットウォッシュ設備 【関連安全設計審査指針】 指針17 放射性業務従事者の放射線防護	放射性物質による汚染の防止 原子力発電所内の建物等の内部の壁、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の表面処理	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項	
原	29	2	2 原子力発電所には、人が触れるおそれがある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。	第29条の2(管理区域内に開口部がある排水路) 1 第29条の2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ー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。 2 第29条の2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別に告示する値を超えないようにできる設備であること。 3 解釈2で規定する「別に告示する値」とは、「発電用原子力設備に関する放射線による線量率等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示第188号)」第3条の規定で準用している「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(平成13年3月21日 経済産業省告示第187号)第9条に定める値である。 【関連安全設計審査指針】 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設	第29条の2(管理区域内に開口部がある排水路) 1 第29条の2に規定する「排水監視設備」とは、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について定めていたものであり、1981年に発生した廃棄物のタンクから漏れ出した廃液が、廃棄物処理建屋の下を通る一般排水路に流入し、一般排水路を介して環境(海)に放射性物質が無管理状態で放出された事案を反省して英文化されたものである。 2 排水監視設備の施設要求は、第20条(計測装置)にも同じ要求があり重複しているが、本条では排水を安全に処理する設備を施設することを要求しており、それを確認する目的として監視設備を施設することも合わせて記載している。 3 解釈2で規定する「別に告示する値」とは、「発電用原子力設備に関する放射線による線量率等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示第188号)」第3条の規定で準用している「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(平成13年3月21日 経済産業省告示第187号)第9条に定める値である。 【関連安全設計審査指針】 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設	放射性物質による汚染の防止 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の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施設	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考						
条	項													
原	30	1	一	第30条 原子力発電所には、次の各号により放射性廃棄物処理する設備(排気筒を含み、第28条及び次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、それぞれ別に告示する値以下になるように原子力発電所において発生する放射性廃棄物処理する能力を有するものであること。	第30条(廃棄物処理設備等) 1 第1項第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物処理する設備」とは、液体状の放射性廃棄物(第21条第3項参照)に係る廃棄設備のうち、液体状の放射性廃棄物処理する貯蔵槽、貯蔵室、濃縮槽、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、機器トランクリンク、床トランクリンクが含まれる。 2 第1項第3号に規定する「化学薬品等」の等とは、不純物をいう。(第31条第1項第3号も同じ。) 3 第1項第5号で対象とする「液体状の放射性廃棄物」は、内包する液体の放射性物質の濃度が0.7mCi/cm ³ 、液体状の廃棄物の場合においては、37kBq/cm ³ 以上のもの(クラス3相当)をいう。 4 第1項第5号における「原子炉冷却材圧力バウンダリ」に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物とは、炉内構造物取替工事に伴って発生するシラウド等、高放射線/高熱等により経量基準が定まるものは除く)の主要な固体状放射性廃棄物という。 なお、「高経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線量(核燃料物質等の工場又は事業所内における運搬に関する技術上の基準に係る数値を定める告示(平成24年科学技術庁告示第5号)第3条第1号ア(濃縮改正 平成18年12月26日文部科学省経済産業省国土交通省告示第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)において、それぞれ放射性物質の放射線の量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。 5 第1項第5号に規定する「取り扱いは中における衝撃、熱等」に耐え、かつ、一部に破損し、ないものがあること。とは、実用炉則第13条第1項第3号に規定されている「容易且つ安全に取り扱うことができ、且つ運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により破損、破砕等が生じおそれのないもの」であること。 また、液体状の放射性廃棄物を運搬する容器は、第9条のクラス3容器の規定を満足すること。主要な固体放射性廃棄物運搬する容器については、第31条第1項第2号及び第3号の規定を満足すること。 6 第2項に規定する「施設」とは、液体状の放射性廃棄物処理する設備が設置される経量全面(第31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、液体状の放射性廃棄物処理する設備が設置される施設内であっても、液体状の放射性物質が流入するおそれがない場所(例えば施設内の貯蔵室、換気空間等、換気室等)及び二重容器構造等により液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とすることができる。 7 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、床面等及び両者の接合部には防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」に必要な床面及び壁面の不透水部はラバーフープ又はモルタル等の充填が施されていること等、機器を漏えいさ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(第31条において同じ)。 8 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取組」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取換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(例えば、排水溝、床面取除きと同様の効果を有するものを含む)。 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすること防止するための取組」とは、処理する設備に係る配管について、長さが当該設備に接続される配管の径の1/2、継手がその配管の内径の1/2の穴を有する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、開口からの液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、液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施設すること。この場合の仮定の漏えい量を算定するためにのみに掲げるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に押し戻され、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、床トランクリンクの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「中から発生す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中から発生する排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本来を適用除外とすることができる。 11 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号に準じて連搬容器の周辺に堰、受(トレイ)、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれがない構造」とは、前の二重容器構造とフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	第30条(廃棄物処理設備等) 1 第1項では、特殊な設計による許認可実績を踏まえて、液体状の放射性廃棄物の事業所内運搬について、液体状の放射性廃棄物の漏洩拡大防止とともに、適切な能力等の施設方法に関する要求事項を第6号、第6号及び第3項に追加規定している。また、炉内構造物等(取替・伴)固体状の放射性廃棄物処理する事業所内運搬する場合は想定されることから、原子炉冷却材圧力バウンダリから発生する固体状の放射性廃棄物についても対象としている。(許認可実績の技術基準への反映) 2 第30条に規定する廃棄物処理設備等の内、運転操作等のため人が駐在する場所については、放射線レベルの監視(エリア経量当量率の計測)が要求されるが、本内容については第20条第12号に規定している。 3 第30条に規定する放射性廃棄物処理する設備の具体例は以下がある。 気体廃棄物処理系、液体廃棄物処理系、固体廃棄物処理系を構成するホップ、タンク、ろ過装置等の機器(貯蔵する設備を除く)および排気筒 4 第1項第1号に規定する「別に告示する値」とは、「発電用原子力設備に関する放射線による経量等の技術基準(平成13年3月21日 経産省告示第188号)第9条の規定(準用している「実用発電用原子炉の設備、運転等に関する規則」の規定に基づく経量限度等を定める告示(平成13年3月21日 経産省告示第187号)第9条)に定める値である。 5 第1項第5号の「化学薬品等」の化学薬品とは、例えばBWRの場合、樹脂再生に使用する硫酸と苛性ソーダ等がある。(第31条第1項第3号も同じ。) 6 第1項第5号の「ただし、管理区域内においてのみ使用される場合は、この限りではない。」については、「実用発電用原子炉の設備、運転等に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 7 解釈4に規定する「高経量の」の具体的判断基準を明確化するため、平成18年3月23日付にて解説4をお書きを追加している。 8 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」の具体例としては、炉内構造物取替工事に伴って発生する炉内構造物等「炉内中心領域」の原子炉容器・機器・配管の取替・取替工事で発生する高経量の固体放射性廃棄物がある。 9 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」に該当しないものであっても「固体放射性廃棄物」の構内輸送については、「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬」に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)に定められている。 なお、平成21年2月27日付付番21-02-18原第3号「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について告示の最終改正が明示された。 10 第1項第6号に規定する「放射線障害を防止するために必要なしゃへい能力」とは、実用炉則第13条に規定されており、経済産業大臣が定める放射線量率として工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)の第4条、第8条による。ここに基き、容器の表面の経量当量率(2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離における経量当量率(100μSv毎時以下)であること。又は容器の表面の経量当量率(10mSv毎時以下)と定められている。 11 第1項第6号に規定する「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。」については、「実用発電用原子炉の設備に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 12 解説9は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課に記載されている。 【関連安全計画書指針】 指針52 放射性液体廃棄物の処理施設 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 指針54 放射性固体廃棄物の処理施設	液体廃棄物処理系機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その1) 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その2) 気体廃棄物処理系機能検査 総合負荷性検査	系統機能	放射線発生以外の点検・評価計画書に記す 放射線発生以外の点検・評価後に実施					
				原	30	1	二	二 放射性廃棄物以外の廃棄物処理する施設と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の放射性廃棄物の放射性廃棄物処理する設備に併設する場合において、液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。	第30条(廃棄物処理設備等) 第2項に規定する「施設」とは、液体状の放射性廃棄物処理する設備が設置される経量全面(第31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、液体状の放射性廃棄物処理する設備が設置される施設内であっても、液体状の放射性物質が流入するおそれがない場所(例えば施設内の貯蔵室、換気空間等、換気室等)及び二重容器構造等により液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とすることができる。 7 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、床面等及び両者の接合部には防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」に必要な床面及び壁面の不透水部はラバーフープ又はモルタル等の充填が施されていること等、機器を漏えいさ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(第31条において同じ)。 8 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取組」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取換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(例えば、排水溝、床面取除きと同様の効果を有するものを含む)。 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすること防止するための取組」とは、処理する設備に係る配管について、長さが当該設備に接続される配管の径の1/2、継手がその配管の内径の1/2の穴を有する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、開口からの液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、液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施設すること。この場合の仮定の漏えい量を算定するためにのみに掲げるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に押し戻され、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、床トランクリンクの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「中から発生す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中から発生する排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本来を適用除外とすることができる。 11 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号に準じて連搬容器の周辺に堰、受(トレイ)、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれがない構造」とは、前の二重容器構造とフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	第30条(廃棄物処理設備等) 第2項に規定する「施設」とは、液体状の放射性廃棄物処理する設備が設置される経量全面(第31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、液体状の放射性廃棄物処理する設備が設置される施設内であっても、液体状の放射性物質が流入するおそれがない場所(例えば施設内の貯蔵室、換気空間等、換気室等)及び二重容器構造等により液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とすることができる。 7 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、床面等及び両者の接合部には防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」に必要な床面及び壁面の不透水部はラバーフープ又はモルタル等の充填が施されていること等、機器を漏えいさ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(第31条において同じ)。 8 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取組」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取換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(例えば、排水溝、床面取除きと同様の効果を有するものを含む)。 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすること防止するための取組」とは、処理する設備に係る配管について、長さが当該設備に接続される配管の径の1/2、継手がその配管の内径の1/2の穴を有する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、開口からの液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、液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施設すること。この場合の仮定の漏えい量を算定するためにのみに掲げるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に押し戻され、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、床トランクリンクの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「中から発生す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中から発生する排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本来を適用除外とすることができる。 11 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号に準じて連搬容器の周辺に堰、受(トレイ)、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれがない構造」とは、前の二重容器構造とフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	放射性廃棄物処理設備等 放射性廃棄物以外の廃棄物処理する施設と区別しての施設	その他	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がある事項	
				原	30	1	三	三 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、化学薬品等により著しく腐しやすおそれがないものであること。	第30条(廃棄物処理設備等) 5 第1項第5号の「ただし、管理区域内においてのみ使用される場合は、この限りではない。」については、「実用発電用原子炉の設備、運転等に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 7 解釈4に規定する「高経量の」の具体的判断基準を明確化するため、平成18年3月23日付にて解説4をお書きを追加している。 8 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」の具体例としては、炉内構造物取替工事に伴って発生する炉内構造物等「炉内中心領域」の原子炉容器・機器・配管の取替・取替工事で発生する高経量の固体放射性廃棄物がある。 9 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」に該当しないものであっても「固体放射性廃棄物」の構内輸送については、「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬」に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)に定められている。 なお、平成21年2月27日付付番21-02-18原第3号「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について告示の最終改正が明示された。 10 第1項第6号に規定する「放射線障害を防止するために必要なしゃへい能力」とは、実用炉則第13条に規定されており、経済産業大臣が定める放射線量率として工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)の第4条、第8条による。ここに基き、容器の表面の経量当量率(2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離における経量当量率(100μSv毎時以下)であること。又は容器の表面の経量当量率(10mSv毎時以下)と定められている。 11 第1項第6号に規定する「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。」については、「実用発電用原子炉の設備に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 12 解説9は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課に記載されている。 【関連安全計画書指針】 指針52 放射性液体廃棄物の処理施設 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 指針54 放射性固体廃棄物の処理施設	放射性廃棄物処理設備等 高放射線の固体状の放射性廃棄物を原子力発電所内において運搬するための容器の取り扱いは中からの破損防止	放射性廃棄物処理設備等 高放射線の固体状の放射性廃棄物を原子力発電所内において運搬するための容器の取り扱いは中からの破損防止	構造健全性	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	30	1	四	四 気体状の放射性廃棄物処理する設備は、第28条第3号の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。	第30条(廃棄物処理設備等) 7 解釈4に規定する「高経量の」の具体的判断基準を明確化するため、平成18年3月23日付にて解説4をお書きを追加している。 8 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」の具体例としては、炉内構造物取替工事に伴って発生する炉内構造物等「炉内中心領域」の原子炉容器・機器・配管の取替・取替工事で発生する高経量の固体放射性廃棄物がある。 9 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」に該当しないものであっても「固体放射性廃棄物」の構内輸送については、「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬」に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)に定められている。 なお、平成21年2月27日付付番21-02-18原第3号「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について告示の最終改正が明示された。 10 第1項第6号に規定する「放射線障害を防止するために必要なしゃへい能力」とは、実用炉則第13条に規定されており、経済産業大臣が定める放射線量率として工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)の第4条、第8条による。ここに基き、容器の表面の経量当量率(2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離における経量当量率(100μSv毎時以下)であること。又は容器の表面の経量当量率(10mSv毎時以下)と定められている。 11 第1項第6号に規定する「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。」については、「実用発電用原子炉の設備に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 12 解説9は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課に記載されている。 【関連安全計画書指針】 指針52 放射性液体廃棄物の処理施設 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 指針54 放射性固体廃棄物の処理施設	放射性廃棄物処理設備等 気体状の放射性廃棄物処理する設備の排気筒の出口以外箇所における気体状の放射性廃棄物の排出	構造健全性	設備点検、定期事業者検査にて確認						
原	30	1	五	五 液体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリに施設されたものから発生する高放射線の固体状の放射性廃棄物を原子力発電所内において運搬するための容器は、取扱い中における衝撃、熱等により、かつ、容易に破損し難いものであること。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。	第30条(廃棄物処理設備等) 7 解釈4に規定する「高経量の」の具体的判断基準を明確化するため、平成18年3月23日付にて解説4をお書きを追加している。 8 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」の具体例としては、炉内構造物取替工事に伴って発生する炉内構造物等「炉内中心領域」の原子炉容器・機器・配管の取替・取替工事で発生する高経量の固体放射性廃棄物がある。 9 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」に該当しないものであっても「固体放射性廃棄物」の構内輸送については、「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬」に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)に定められている。 なお、平成21年2月27日付付番21-02-18原第3号「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について告示の最終改正が明示された。 10 第1項第6号に規定する「放射線障害を防止するために必要なしゃへい能力」とは、実用炉則第13条に規定されており、経済産業大臣が定める放射線量率として工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)の第4条、第8条による。ここに基き、容器の表面の経量当量率(2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離における経量当量率(100μSv毎時以下)であること。又は容器の表面の経量当量率(10mSv毎時以下)と定められている。 11 第1項第6号に規定する「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。」については、「実用発電用原子炉の設備に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 12 解説9は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課に記載されている。 【関連安全計画書指針】 指針52 放射性液体廃棄物の処理施設 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 指針54 放射性固体廃棄物の処理施設	放射性廃棄物処理設備等 高放射線の固体状の放射性廃棄物を原子力発電所内において運搬するための容器の取り扱いは中からの破損防止	構造健全性	設備点検、定期事業者検査にて確認						
原	30	1	六	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、その表面の経量当量率及びその表面から1メートルの距離における経量当量率がそれぞれ別に告示する経量当量率を超えないようにでき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。	第30条(廃棄物処理設備等) 7 解釈4に規定する「高経量の」の具体的判断基準を明確化するため、平成18年3月23日付にて解説4をお書きを追加している。 8 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」の具体例としては、炉内構造物取替工事に伴って発生する炉内構造物等「炉内中心領域」の原子炉容器・機器・配管の取替・取替工事で発生する高経量の固体放射性廃棄物がある。 9 解釈4に規定する「高経量の主要な固体放射性廃棄物」に該当しないものであっても「固体放射性廃棄物」の構内輸送については、「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬」に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)に定められている。 なお、平成21年2月27日付付番21-02-18原第3号「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について告示の最終改正が明示された。 10 第1項第6号に規定する「放射線障害を防止するために必要なしゃへい能力」とは、実用炉則第13条に規定されており、経済産業大臣が定める放射線量率として工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第66号)の第4条、第8条による。ここに基き、容器の表面の経量当量率(2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離における経量当量率(100μSv毎時以下)であること。又は容器の表面の経量当量率(10mSv毎時以下)と定められている。 11 第1項第6号に規定する「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。」については、「実用発電用原子炉の設備に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 12 解説9は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課に記載されている。 【関連安全計画書指針】 指針52 放射性液体廃棄物の処理施設 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 指針54 放射性固体廃棄物の処理施設	放射性廃棄物処理設備等 前号の容器の内部に放射性廃棄物を入れた場合におけるしゃへい能力	その他	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がある事項						
原	30	2	一	二 液体状の放射性廃棄物処理する設備が設置される施設(液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、次の各号により施設しなければならない。 一 施設内部の床面及び壁面は、液体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。	第30条(廃棄物処理設備等) 8 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取組」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取換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(例えば、排水溝、床面取除きと同様の効果を有するものを含む)。 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすること防止するための取組」とは、処理する設備に係る配管について、長さが当該設備に接続される配管の径の1/2、継手がその配管の内径の1/2の穴を有する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、開口からの液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、液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施設すること。この場合の仮定の漏えい量を算定するためにのみに掲げるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に押し戻され、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、床トランクリンクの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「中から発生す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中から発生する排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本来を適用除外とすることができる。 11 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号に準じて連搬容器の周辺に堰、受(トレイ)、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれがない構造」とは、前の二重容器構造とフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	放射性廃棄物処理設備等 施設内部の床面及び壁面の構造	その他	日常的な点検で機能が確認される事項						
原	30	2	二	二 施設内部の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられたみぞの傾斜により液体状の放射性廃棄物が排水出口に導かれる構造であり、かつ、液体状の放射性廃棄物処理する設備の周辺部には、液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。	第30条(廃棄物処理設備等) 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすること防止するための取組」とは、処理する設備に係る配管について、長さが当該設備に接続される配管の径の1/2、継手がその配管の内径の1/2の穴を有する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、開口からの液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、液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施設すること。この場合の仮定の漏えい量を算定するためにのみに掲げるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に押し戻され、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、床トランクリンクの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「中から発生す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中から発生する排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本来を適用除外とすることができる。 11 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号に準じて連搬容器の周辺に堰、受(トレイ)、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれがない構造」とは、前の二重容器構造とフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	放射性廃棄物処理設備等 施設外に通じる出入口又はその周辺部への液体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えい防止堰	その他	日常的な点検で機能が確認される事項						
原	30	2	三	三 施設外に通じる出入口又はその周辺部には、液体状の放射性廃棄物が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、施設内部の床面が排水出口又は地表面より低い場合であつて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。	第30条(廃棄物処理設備等) 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすること防止するための取組」とは、処理する設備に係る配管について、長さが当該設備に接続される配管の径の1/2、継手がその配管の内径の1/2の穴を有する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、開口からの液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、液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施設すること。この場合の仮定の漏えい量を算定するためにのみに掲げるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に押し戻され、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、床トランクリンクの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「中から発生す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中から発生する排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本来を適用除外とすることができる。 11 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号に準じて連搬容器の周辺に堰、受(トレイ)、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれがない構造」とは、前の二重容器構造とフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	放射性廃棄物処理設備等 原子力発電所外に排水を排出する排水路上に施設内部の床面施設禁止	その他	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がある事項						
原	30	2	四	四 原子力発電所外に排水を排出する排水路(中から発生す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)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。)上に施設内部の床面がないように施設すること。	第30条(廃棄物処理設備等) 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすること防止するための取組」とは、処理する設備に係る配管について、長さが当該設備に接続される配管の径の1/2、継手がその配管の内径の1/2の穴を有する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、開口からの液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、液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施設すること。この場合の仮定の漏えい量を算定するためにのみに掲げるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に押し戻され、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、床トランクリンクの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「中から発生す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中から発生する排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本来を適用除外とすることができる。 11 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号に準じて連搬容器の周辺に堰、受(トレイ)、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれがない構造」とは、前の二重容器構造とフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	放射性廃棄物処理設備等 原子力発電所外に排水を排出する排水路上に施設内部の床面施設禁止	その他	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がある事項						
原	30	3		3 第1項第5号の液体状の放射性廃棄物運搬するための容器は、第2項第3号に準じて液体状の放射性廃棄物の漏えい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。	第30条(廃棄物処理設備等) 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすること防止するための取組」とは、処理する設備に係る配管について、長さが当該設備に接続される配管の径の1/2、継手がその配管の内径の1/2の穴を有する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、開口からの液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、液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施設すること。この場合の仮定の漏えい量を算定するためにのみに掲げるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に押し戻され、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、床トランクリンクの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「中から発生す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中から発生する排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本来を適用除外とすることができる。 11 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号に準じて連搬容器の周辺に堰、受(トレイ)、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれがない構造」とは、前の二重容器構造とフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	放射性廃棄物処理設備等 液体状の放射性廃棄物運搬するための容器の漏えいの拡大防止	その他	日常的な点検で機能が確認される事項						

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号		技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項号							
原 32	四	四 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏入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施設を含む。)を施設すること。	(放射性物質の濃度低減設備) 13 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、エアロソール空気浄化設備 また、「当該放射性物質を格納する施設」とは、具体的には以下の設備をいう。 BWR: 原子炉建屋原子炉棟 PWR: アニュラス部 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。 14 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、設置許可申請書及び同添付書類中に評価した当該装置に係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、設置許可の発給条件のうち以下の他に特殊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 ・ガス処理設備のフルローのよう素除去効率 ・ガス処理設備の処理容量 (2) PWR a) アニュラス空気浄化設備 ・浄化装置のフルローのよう素除去効率 ・アニュラス負圧達成時間 ・浄化装置の処理容量	(放射性物質の濃度低減設備) 14 第4号は、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に、原子炉格納容器からの気体状の放射性物質の漏入に対し、原子炉格納容器を格納し、以下、二次冷却施設をいう。気体状の放射性物質を低減する装置を設けることを定めたものである。 15 解釈13の当該放射性物質を格納する施設の気密性の確保は、定期的な検査により、負圧が達成、維持されていることを確認することである。 16 解釈14は、設置(変更)許可申請書添付書類八における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することを定めたものである。 17 解釈15の検査については安全評価審査指針において以下のように解説されている。 「著しい放射線被ばくのリスクを、事故による線量と事故の発生頻度の兼ね合いを考慮して判断するものである。ICRPの1990年勧告によれば、公衆の被ばくに対する年有効線量限度として、1 mSvを勧告しているが、特殊な状況に於いては、被ばく量が平均値当たり1 mSvを超えなければ、単一年にこれよりも高い有効線量が許されることもありうるとなっている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい事故10の場合にも適用すること、最悪公衆の有効線量の評価値が発生事故当たり5 mSvを超えなければ(リスク)は小さいと判断する。 (原子炉格納容器熱除去装置) 18 解釈17は、平成20年2月2日付け「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過装置の性能評価等について(内規(平成20-02-12院第5号))」が改正されたことに伴い、同日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての改正について(平成20-02-27院第第1号))」により改正している。 19 解釈18は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することを定めたものである。 20 第5号中の「試験ができる」とは、例えばストラインを用いて試験ができるよう設備や機器を施設するをいう。 【関連安全設計審査指針】 指針28 原子炉格納容器の機能 第1項 指針30 原子炉格納容器の隔離機能 指針31 原子炉格納容器隔離弁 指針32 原子炉格納容器熱除去系 指針33 格納施設雰囲気制御システム	原子炉格納容器スプレイ系機能検査 非非常用ガス処理系機能検査 原子炉建屋気密性能検査			
		五 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊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に支障が生ずる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。)を次に規定する。こ イ 格納容器熱除去設備のポンプは、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。	(原子炉格納容器熱除去装置) 15 第5号の「安全に支障が生ずることとは、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊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入し事が公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずると大きくならないこと。 17 第5号に規定する「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、格納容器熱除去設備に係る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過装置の性能評価等について(内規(平成20-02-12 院第5号))」によること。 18 第5号に規定する「正常に機能する」とは、想定冷却材喪失事故における格納容器スプレイ設備のポンプの容量が設置許可申請書添付書類十で想定した評価の条件を満たしていることをいう。また当該設備は、設置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。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第32条第5号ロに規定する試験の格納容器熱除去ポンプへの適用に際し、設置許可申請書添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定の観測及び設計時の観測を考慮することができる。同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 19 第5号ロに規定する「原子炉の運転中に試験ができる」機器とは、「動的機能(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。	原子炉格納施設格納容器熱除去設備の原子炉格納容器内の想定される最も厳しい条件下での機能確保	原子炉格納施設格納容器熱除去設備の原子炉格納容器内の想定される最も厳しい条件下での機能確保	原子炉格納容器スプレイ系機能検査		
原 32	五	イ				系統機能	原子炉格納容器スプレイ系機能検査	
原 32	五	ロ				系統機能	非非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 原子炉建屋冷却系機能検査	
原 32	五	コ				その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 33	1	第33条 原子力発電所に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、当該原子力発電所において受電可能なものであって、使用電圧が6万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該原子力発電所を電力系統に連系するように施設しなければならない。	第33条(保安電源設備) 1 第2項に規定する「保安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8号ホに規定される装置 ・燃料プール補給水系 ・第2条第9号イに規定する事故時監視計器 ・制御室外からの原子炉停炉装置 ・制御室からの原子炉停炉装置 ・PWRの加圧器逃がし弁(手動開閉機能)及び同弁弁 ・非常用電源設備の機能を達成するための燃焼系 2 第4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33条第5項に規定する蓄電池等は含まれておらず、また当該設備は、第5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焼系を含め、第4項に示す「工学的安全施設等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維持し、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期間は、設置許可申請書添付書類十において評価した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足していることを確認すること。また当該設備は、設置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。	第33条(保安電源設備) 1 第3条は、要求事項との整合性を考慮して、旧省令のタイトル「原子力発電所に接続する電線路等」から「保安電源設備」に変更している。2 2項の「同等以上の機能を有する非常用予備動力装置」としては、ガスタービン等がある。 3 解釈1の「継続的に供給できる容量」とは、燃料貯蔵容量に対しては、要求しているもので、これは、米調Regulatory Guide 1.137 Rev.1「非常用ディーゼル発電機の燃料系」を参考にしたものである。同ガイドでは、非常用ディーゼル発電機の燃料系について、規制要件(GDC-17(電源))に規定する「特に必要な設備」として、燃料貯蔵容量、ポンプ性能、防火対策等への要求事項を規定している。(英国Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映) 4 解釈4後段は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に記載された仕様を満足することを確認することを定めたものである。 5 第5項は、安全設計審査指針 指針27「電源喪失に対する設計上の考慮」に対応し、全交流動力電源喪失を想定した場合の対策を明確にするため、当該指針における要求を満たすような蓄電池等の設置を求める規定を明記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 6 第5項で規定する蓄電池は、第16条第5号の全交流動力電源喪失時又は、設置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。 7 指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 指針48 電気系統	保安電源設備 原子力発電所に接続する電線路	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原 33	2	2 原子力発電所には、前項の電線路及び当該原子力発電所において常時使用されている発電機からの電気の供給が停止した場合において、保安を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を駆動力とする発電機又はこれと同等以上の機能を有する非常用予備動力装置を施設しなければならない。				系統機能	非非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 原子炉建屋冷却系機能検査	
原 33	3	3 原子力発電所の安全を確保するため特に必要な設備には、無停電電源装置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。				機器機能(系統機能)	直流電源系機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
原 33	4	4 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性、及び独立性を有し、その系統を構成する機械設備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一次冷却材喪失等の事故時において工学的安全施設等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。				系統機能	非非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 原子炉建屋冷却系機能検査	
原 33	5	5 原子力発電所には、短時間の全交流動力電源喪失時においても原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に冷却するための設備が動作することができるよう必要な容量を有する蓄電池等を施設しなければならない。				機器機能(系統機能)	直流電源系機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号	技術基準条文		技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	項号						
原 34	1	第34条 第8条第3項の規定は、原子力発電所に施設する一次冷却材により駆動する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。	第34条(準用) 1 第1項の適用に当たっては、第8条第3項の解釈によること。BWRへの適用にあつては、高圧タービンの軸封部からの漏えい防止のための衝動(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衝動(シール)蒸気を含めると。 2 第2項及び第3項において準用する第9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。 原子力発電所に係る補助ボイラ、蒸気タービンに係る蒸気だめ、補助ボイラに係る燃料燃焼設備若しくは蒸気タービンに係る熱交換器又は補助ボイラ若しくは蒸気タービンに係る管であつて、外径150mm以上のものうち、次の圧力以上の圧力が加えられるもの イ 水筒の容量又は管であつて、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 以外の容器については、最高使用圧力980kPa ハイ以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手にあつては、490kPa) 3 第2項及び第3項において準用する第9条第15号の規定に適合する溶接部とは、「溶接規格2007技術評価書及び設計・建設規格2007技術評価書」 4 第3項において蒸気タービン及びその附属設備について火力省令第3章の規定を準用する範囲は、PWRでは図-1、BWRでは図-2の区分によること 5 内燃機関の附属設備に属する技術基準を定める省令(平成9年通商産業省令第51号)の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈(平成19年9月3日付け平成19-08-10 原第3号(NSA-234-07-め))」の該当部分によること。 ただし、平成9年3月26日まで施設し、または施設に着手した原子炉施設については、なお従前の例による。	第34条(準用) 1 解釈1で衝動蒸気を安全に処理する装置の具体的な設備例としては、グラウンド蒸気復水器、グラウンド蒸気排風機を介して排気筒から放出するもの、グラウンド蒸気復水器、封水回収ポンプを介して、復水器へと導くもの等がある。 2 第2項及び第3項において準用する第9条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」には耐圧部に取り付く非耐圧部の溶接部を含む。 3 第2項、第3項及び第4項に規定される設備の準用規定対応表を解説表34-1に示す。 4 第3項において、火力省令第3章の規定を準用する範囲に関し、冷却材補給ポンプ等の原動機として使用されるタービンについても可能な限り火力省令第3章の規定によることとする。 5 解釈3は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成20-10-16 原第3号)にて追加された。 6 解釈5の「内燃機関の附属設備」のうち、第9条、第10条、第11条の規定を適用するものに、始動用空気系及び冷却系がある。 7 解釈6に規定する「発電用火力設備の技術基準の解釈」は、平成17年12月14日付けで制定され、平成19年9月3日付けで一部改正されていることを明確化するため、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」について一部改正について(平成20-10-16 原第3号)にて追加された。 8 第5項は、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年通商産業省令第51号)」との整合により発したものである。	準用 第8条第3項の規定は、原子力発電所に施設する一次冷却材により駆動する蒸気タービン及びその附属設備について準用	系統機能	液体廃棄物処理系機能検査	
		液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その1) 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査(その2) 総合負荷性能検査 気体廃棄物処理系機能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施 蒸気発生以降の点検・評価計画書に従い実施					
原 34	2	2 第9条第15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9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する補助ボイラについて準用する。	第9条第15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9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する補助ボイラについて準用する。		準用 第9条第15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9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する補助ボイラについて準用	構造健全性 機器機能	火力技術基準5条～11条参照	
原 34	3	3 第9条第15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9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。	第9条第15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9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。		準用 第9条第15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9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する蒸気タービン及びその附属設備について準用	構造健全性 機器機能	火力技術基準12条～17条参照	
原 34	4	4 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第25条及び第26条から第29条までの規定は原子力発電所に施設する内燃機関について準用する。	4 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第25条及び第26条から第29条までの規定は原子力発電所に施設する内燃機関について準用する。		準用 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第25条及び第26条から第29条までの規定は原子力発電所に施設する内燃機関について準用	構造健全性 機器機能	火力技術基準25条～29条参照	
火 5		(ボイラ等の材料)～火力技術基準第5条～ ボイラ(火気、燃焼ガスその他の高温ガス若しくは電気によって水等の熱媒体を加熱するものであつて、当該加熱により当該蒸気を発生させこれを他の熱媒体に供給するもの又は当該加熱・相変化を伴うものを除く。)により当該水等の熱媒体を大気圧力における飽和温度以上とし、これを蒸気タービン若しくはガスタービンに供給するものうち、ガス化炉設備(石炭、石油その他の燃料を加熱し、酸素と化学反応させることによりガス化させ、発生したガスをガスタービンに供給する容器(以下「ガス化炉」という。)、そのガスを送ることによって熱交換等を行う容器及びこれらに附属する設備のうち、液化ガス設備(液化ガスの貯蔵、輸送、気化等を行う設備及びこれに附属する設備をいう。以下同じ。)を除く。以下同じ。)、独立過熱器(火気、燃焼ガスその他の高温ガス又は電気によって蒸気を過熱するもの(ボイラ、ガスタービン、内燃機関又は燃料電池設備に属するものを除く。))をいう。以下同じ。))又は蒸気貯蔵器(以下「ボイラ等」という。))及びその附属設備(ポンプ、圧縮機及び液化ガス設備を除く。)に属する容器及び管の耐圧部分に使用する材料は、最高使用温度において材料及び化学的及び物理的影響に耐し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	ボイラ等の材料	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
火 6		(ボイラ等の構造)～火力技術基準第6条～ ボイラ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、耐圧部分に使用する材料の許容応力を超えてはならない。	なし	なし	ボイラ等の構造	34条第2項 構造健全性	-	対象設備無し
火 7		(安全弁)～火力技術基準第7条～ ボイラ等及びその附属設備であつて過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、その圧力を逃がすために適当な安全弁を設けなければならない。この場合において、当該安全弁は、その作動時にボイラ等及びその附属設備に過熱が生じないように設計しなければならない。	なし	なし	安全弁 ボイラ等及びその附属設備であつて過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、その圧力を逃がすために適当な安全弁の設置	34条第2項 機器機能	-	対象設備無し
火 8	1	(給水装置)～火力技術基準第9条第1項～ ボイラには、その最大連続蒸気供給において、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。	なし	なし	給水装置 ボイラには、その最大連続蒸気供給において、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。	34条第2項 機器機能	-	対象設備無し
火 8	2	(給水装置)～火力技術基準第8条第2項～ 2 設備の異常等により、循環ボイラの水位又は貫流ボイラの給水流量が著しく低下した際に、急速に燃料の流入を遮断してなおボイラに損傷を及ぼすような危険が生ずる場合には、当該ボイラには、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。	なし	なし	給水装置 設備の異常等により、損傷が生ずることのないよう予備の給水装置の設置	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
火 9	1	(蒸気及び給水の遮断)～火力技術基準第9条第1項～ ボイラの蒸気出口(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、他のボイラと接続されたボイラ以外のボイラから発生する蒸気が供給される設備の入口で蒸気の流出を遮断することが生ずる場合には、当該ボイラの蒸気出口は二個以上のボイラが一体となつて蒸気を生じこれを他に供給する場合における当該ボイラ間の蒸気出口にあつてはこの限りでない。	なし	なし	蒸気及び給水の遮断 ボイラの蒸気出口は、蒸気の流出を遮断できる構造	34条第2項 機器機能	-	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火 9	2	(蒸気及び給水の遮断)～火力技術基準第9条第2項～ ボイラの給水の入口は、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、ボイラごとに給水装置を設ける場合において、ボイラに最も近い給水装置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の給水の入口又は二個以上のボイラが一体となつて蒸気を生じこれを他に供給する場合における当該ボイラ間の給水の入口にあつてはこの限りでない。	なし	なし	蒸気及び給水の遮断 ボイラの給水の入口は、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	34条第2項 機器機能	-	設備点検、 定期事業者検査にて確認

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号			技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	項	号								
火	10		(ボイラーの水抜き装置)～火力技術基準第10条～ 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。	なし	なし	ボイラーの水抜き装置 循環ボイラーのボイラー水を抜くことができる装置の設置	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
火	11		(計測装置)～火力技術基準第11条～ 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。	なし	なし	計測装置 ボイラー等の運転状態を計測する装置の設置	34条第2項 機器機能	—	—	対象設備無し
火	12		(蒸気タービンの附属設備の材料)～火力技術基準第12条～ 蒸気タービンの附属設備(ポンプ、圧縮機及び強化ガス設備を除く。)に属する容器及び管①の耐圧部分に使用する材料は、最高使用温度において材料及び化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的組成及び機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービンの附属設備の材料	その他	—	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
火	13	1	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第1項～ 蒸気タービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	34条第3項 構造健全性	—	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	13	2	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第2項～ 2 蒸気タービンは、主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンは、主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	34条第3項 構造健全性	—	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	13	3	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第3項～ 3 蒸気タービンの軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないもの①でなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンの軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないものでなければならない。	34条第3項 構造健全性 (系統機能)	蒸気タービン性能検査(その1)	—	蒸気発生以降の点検・評価計画書に従い実施
火	13	4	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第4項～ 4 蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したもの(蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合しない場合)においては蒸気タービンの危険速度は、調速装置①より調整することによって達する回転速度のうちの最もものから非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間にあってはならない。①ただし、危険速度における振動が当該蒸気タービンの運転に支障を及ぼすことのない十分な対策を講ずる場合は、この限りではない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したものの危険速度	その他	—	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
火	13	5	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第5項～ 5 蒸気タービン及びその附属設備(強化ガス設備を除く。第16条において同じ。)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。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービン及びその附属設備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。	34条第4項 構造健全性	—	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	14		(調速装置)～火力技術基準第14条～ 誘導発電機と結合する蒸気タービン以外の蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため、蒸気タービンに流入する蒸気を自動的に調整する調速装置①を設けなければならない。この場合において、調速装置は、定格負荷(定格負荷を超えて蒸気タービンの運転を行う場合)においては、その最大の負荷を運転したときに達する回転速度を非常調速装置が作動する回転速度未満にする能力を有するものでなければならない。	なし	なし	調速装置 蒸気タービンに流入する蒸気を自動的に調整する調速装置の設置	34条第3項 機器機能	蒸気タービン性能検査(その1)	—	蒸気発生以降の点検・評価計画書に従い実施
火	15	1	(警報及び非常停止装置)～火力技術基準第15条第1項～ 40万キロワット以上の蒸気タービンには、運転中に支障を及ぼすおそれのある振動を検出し警報する装置①を設けなければならない。	なし	なし	警報及び非常停止装置 四十万キロワット以上の蒸気タービンには、運転中に支障を及ぼすおそれのある振動を検出し警報する装置を設けなければならない。	34条第3項 機器機能	—	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	15	2	(警報及び非常停止装置)～火力技術基準第15条第2項～ 2 蒸気タービンには、運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため、その異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的につす速やかに遮断する非常調速装置①を設けなければならない。	なし	なし	警報及び非常停止装置 異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的につす速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置の設置	34条第3項 機器機能	蒸気タービン性能検査(その2)	—	原子炉の蒸気発生以降に実施する試験項目は蒸気発生以降の点検・評価計画書に従い実施
火	16		(過圧防止装置)～火力技術基準第16条～ 蒸気タービン及びその附属設備であって過圧が生ずるおそれのあるものにおいては、その圧力を速がすために適当な過圧防止装置①を設けなければならない。	なし	なし	過圧防止装置 蒸気タービン及びその附属設備であって過圧が生ずるおそれのあるものにおいては、その圧力を速がすために適当な過圧防止装置の設置	34条第3項 機器機能	—	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	17		(計測装置)～火力技術基準第17条～ 蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため運転状態を計測する装置①を設けなければならない。	なし	なし	計測装置 蒸気タービンには、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。	34条第3項 機器機能	蒸気タービン性能検査(その1)	—	蒸気発生以降の点検・評価計画書に従い実施
火	25	1	(内燃機関等の構造)～火力技術基準第25条第1項～ 内燃機関①は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	34条第4項 構造健全性	—	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	25	2	(内燃機関等の構造)～火力技術基準第25条第2項～ 2 内燃機関の軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないもの①でなければならない。	なし	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関の軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないものでなければならない。	34条第4項 構造健全性	—	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	25	3	(内燃機関等の構造)～火力技術基準第25条第3項～ 3 内燃機関及びその附属設備(強化ガス設備を除く。第28条において同じ。)の耐圧部分①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。	なし	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関及びその附属設備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。	34条第4項 構造健全性	—	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	26		(調速装置)～火力技術基準第26条～ 誘導発電機と結合する内燃機関以外の内燃機関には、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため、内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置①を設けなければならない。この場合において、調速装置は、定格負荷を運転した場合に達する回転速度を非常用調速装置が作動する回転速度未満にする能力を有するものでなければならない。	なし	なし	調速装置 内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置の設置	34条第4項 機器機能 (系統機能)	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイスターター発電機 高圧炉心スプレイスターター発電機 高圧炉心スプレイスターター発電機 炉種冷却系機能検査	—	機器機能の確認であるが、系統機能試験として実施

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	の	項	号								
火	27			(非常停止装置)～火力技術基準第27条～ 内燃機関には、運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置①その他の非常停止装置②を設けなければならない。	なし	なし	非常停止装置 異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置の設置	34条第4項 機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認	
火	28			(過圧防止装置)～火力技術基準第28条～ 内燃機関及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものにあつては、その圧力を逃がすために適当な過圧防止装置①を設けなければならない。	なし	なし	過圧防止装置 内燃機関及びその附属設備であつて過圧が生ずるおそれのあるものへの、その圧力を逃がすために適当な過圧防止装置の設置	34条第4項 機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認	
火	29		1	(計測装置)～火力技術基準第29条第1項～ 内燃機関には、設備の損傷を防止するため運転状態を計測する装置①を設けなければならない。	なし	なし	計測装置 内燃機関の運転状態を計測する装置の設置	34条第4項 機器機能 (系統機能)	非常用ディーゼル発電機 高圧 炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系 圧注炉心 スプレイ系 低圧注水系 原子 炉補機冷却系機能検査	—	機器機能の確認であるが、系統機能試験として実施

添付資料-3

系統機能試験における試験方法一覧

系統機能試験における試験方法一覧

対象系統	系統機能試験	定期事業者検査にて実施される方法		重点確認項目					試験実施に係る前提条件	
		試験概要	主な試験内容	a. 試験実施前の前提条件の確認		b. インターロックから実作動までの一連の動作確認		c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認		d. 地震前の試験結果との比較※2
				機器レベルの設備点検及び関連する定期事業者検査の完了確認	個別に記録確認を実施する定期事業者検査	確認要否	振動診断の実施			
(1) 原子炉本体	原子炉停止余裕試験	制御棒1本を全引抜きし、原子炉が臨界未満であることを確認する。	・停止余裕の確認	○	なし	—	—	※1	○	燃料装荷状態
(2) 原子炉冷却系統設備	主蒸気隔離弁機能試験	「原子炉水位低」の模擬信号を発信し、主蒸気隔離弁が完全に閉まるまでの時間を確認する。	・弁動作確認	○	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	○	—	※1	○	—
					プロセスモニタ機能検査					
					原子炉保護系インターロック機能検査 (その3)					
	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイスターゼン発電機、高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験	「原子炉冷却材喪失」および「外部電源喪失」の模擬信号を発信し、非常用ディーゼル発電機および非常用設備のポンプ等が自動起動することを確認する。	・自動起動における電源確立時間及び負荷ピックアップ時間の確認 ・定格負荷での運転状態確認	○	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	○	○	※1	○	—
					監視機能健全性確認検査 (その1)					
					原子炉保護系インターロック機能検査 (その5)					
					非常用予備電源装置検査 (その1)					
					非常用予備電源装置検査 (その2)					
	自動減圧系機能試験	「原子炉水位低」および「ドライウェル圧力高」の模擬信号を発信し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁が完全に開くことを確認する。	・自動動作確認	○	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	○	—	※1	○	—
					監視機能健全性確認検査 (その1)					
原子炉保護系インターロック機能検査 (その6)										
主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査										
タービンバイパス弁機能試験	タービンの運転状態を模擬し、タービンを手動で停止させ、主蒸気止め弁が完全に閉まることとタービンバイパス弁が完全に開くことを確認する。	・弁動作確認	○	なし	○	—	※1	○	蒸気タービン復旧後	
給水ポンプ機能試験	原子炉給水ポンプ(常用機)の2台運転を模擬し、1台を手動で停止させ、原子炉給水ポンプ(予備機)の2台が自動起動することを確認する。	・予備機給水ポンプの自動起動確認	○	なし	○	○	※1	○	給・復水系の水張り後	

注記 ※1: 設備点検結果に応じて実施
 ※2: 試験結果において、測定値等の数値データがないものについては、点検結果が「良」であることを確認する。
 ※3: タービン設備に関わるインターロックおよびスクラム弁作動の試験項目
 ※4: 原子炉の蒸気発生以降に実施する試験を除く

系統機能試験における試験方法一覧

対象系統	系統機能試験	定期事業者検査にて実施される方法		重点確認項目					試験実施に係る前提条件	
		試験概要	主な試験内容	a. 試験実施前の前提条件の確認		b. インターロックから実作動までの一連の動作確認		c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認		d. 地震前の試験結果との比較※2
				機器レベルの設備点検及び関連する定期事業者検査の完了確認	個別に記録確認を実施する定期事業者検査	確認要否	振動診断の実施			
(3) 計測制御系統設備	制御棒駆動系機能試験	制御棒を1本ずつ全引抜き位置から原子炉緊急停止(スクラム)テストスイッチによりスクラムさせ、規定時間内にスクラムすることを確認する。	スクラム機能の確認(規定時間内に制御棒が挿入されることの確認)	○	制御棒価値ミニマイザ機能検査 安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	○	-	※1	○	燃料装荷状態
	ほう酸水注入系機能試験	当該系統を手動で起動し、運転性能を確認する。	・運転状態確認 ・ほう酸質量の確認	○	なし	○	○	※1	○	-
	原子炉保護系インターロック機能試験	原子炉緊急停止(スクラム)系論理回路のスクラム要素を模擬し、全スクラムさせてスクラム弁等の動作を確認する。また、原子炉再循環ポンプトリップ論理回路の動作要素を模擬し、原子炉再循環ポンプ可変周波数電源装置受電遮断器の動作並びに、原子炉再循環ポンプ可変周波数電源装置の停止を確認する。	・論理回路の確認 ・弁動作確認 ・遮断器動作確認	○	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装) 安全保護系設定値確認検査(核計測装置) プロセスモニタ機能検査 監視機能健全性確認検査(その6)(原子炉分) 監視機能健全性確認検査(その6)(電気分) 監視機能健全性確認検査(その3)(タービン分) 監視機能健全性確認検査(その3)(計測制御分)	○	-	※1	○	一部試験項目 ※3は主蒸気止め弁・蒸気加減弁復旧後
	計装用圧縮空気系機能試験	当該系統の圧力低下を示す模擬信号を発信し、バックアップ弁が自動的に開くことなどを確認する。また、当該系統の圧縮機が1台運転時に圧力低下を示す模擬信号を発信し、予備機が自動起動することを確認する。	・弁動作確認 ・自動起動の確認	○	なし	○	○	※1	○	-
	制御棒駆動機構機能試験	制御棒を駆動させ、全挿入位置から全引抜き位置および全引抜き位置から全挿入位置までに要する時間を測定するとともに、位置表示装置が作動することを確認する。	・常駆動の確認	○	制御棒価値ミニマイザ機能検査 安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	○	-	※1	○	燃料装荷状態
	選択制御棒挿入機能試験	原子炉再循環ポンプのトリップ模擬および選択制御棒手動挿入操作により、選択制御棒挿入論理回路の動作を確認する。また、自動論理回路にて選択制御棒挿入機能が作動することをスクラム弁の動作により確認する。	・論理回路の確認 ・スクラム弁の動作確認	○	なし	○	-	※1	○	燃料装荷状態
	(4) 燃料設備	原子炉建屋天井クレーン機能試験	天井クレーンの作動の確認、動力源喪失時の荷重保持、インターロックが正常に機能することを確認する。	・外観確認 ・動作確認	○	なし	○	-	※1	○

注記 ※1: 設備点検結果に応じて実施
 ※2: 試験結果において、測定値等の数値データがないものについては、点検結果が「良」であることを確認する。
 ※3: タービン設備に関わるインターロックおよびスクラム弁作動の試験項目
 ※4: 原子炉の蒸気発生以降に実施する試験を除く

系統機能試験における試験方法一覧

対象系統	系統機能試験	定期事業者検査にて実施される方法		重点確認項目						試験実施に係る前提条件
		試験概要	主な試験内容	a. 試験実施前の前提条件の確認		b. インターロックから実作動までの一連の動作確認		c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	d. 地震前の試験結果との比較※2	
				機器レベルの設備点検及び関連する定期事業者検査の完了確認	個別に記録確認を実施する定期事業者検査	確認要否	振動診断の実施			
(5) 放射線管理設備	非常用ガス処理系機能試験	「原子炉建屋換気空調系排気放射能高高」等の模擬信号を発信し、当該系統が自動起動することならびに運転性能を確認する。	・自動起動及び運転状態の確認 ・運転状態におけるファン及び自動弁の動作確認	○	プロセスモニタ機能検査 安全保護系設定値確認検査（プロセス計装） 原子炉保護系インターロック機能検査（その2）	○	○	※1	○	-
	中央制御室非常用循環系機能試験	「原子炉建屋換気空調系排気放射能高高」等の模擬信号を発信し、当該再循環送風機が自動起動することならびに送風機の運転状態を確認する。	・自動起動及び運転状態確認（自動隔離及び外気取入状態確認）	○	プロセスモニタ機能検査	○	○	※1	○	-
(6) 廃棄設備	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その1）	液体廃棄物貯蔵設備および処理設備のインターロック機能を作動させる模擬信号を発信し、ポンプ作動や弁の作動を確認する。	・サンプポンプ自動起動確認 ・弁動作確認	○	監視機能健全性確認検査（その7） 流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び警報装置機能検査	○	-	※1	○	-
	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その2）	液体廃棄物貯蔵設備および処理設備のインターロック機能を作動させる模擬信号を発信し、弁の作動を確認する。	・弁動作確認	○	なし	○	-	※1	○	-
	液体廃棄物処理系機能試験	濃縮装置で放射性廃液を蒸発処理した際の、流量、液位等の運転状態を確認する。	・運転状態確認（処理能力及び液体廃棄物処理に係わる主要なパラメータを確認）	○	なし	○	-	※1	○	-
(7) 原子炉格納施設	原子炉格納容器漏えい率試験	窒素ガスにより原子炉格納容器を加圧し、原子炉格納容器の漏えい率を確認する。	・漏えい確認	○	なし	-	-	※1	○	燃料装荷状態
	原子炉格納容器隔離弁機能試験	「原子炉水位低」の模擬信号を発信し、原子炉格納容器隔離弁が完全に閉まることを確認する。	・弁動作確認	○	安全保護系設定値確認検査（プロセス計装） 原子炉保護系インターロック機能検査（その2）	○	-	※1	○	-
	可燃性ガス濃度制御系機能試験	当該系統を手動で起動し、ガス温度が所定の温度に到達するまでの時間と運転性能を確認する。	・運転状態確認（再結合器昇温状態を確認）	○	なし	○	○	※1	○	-
	原子炉格納容器スプレイ系機能試験	弁の作動を確認するとともに、ポンプ運転による運転性能を確認する。	・運転状態確認	○	なし	○	○	※1	○	-

注記

- ※1: 設備点検結果に応じて実施
- ※2: 試験結果において、測定値等の数値データがないものについては、点検結果が「良」であることを確認する。
- ※3: タービン設備に関わるインターロックおよびスクラム弁作動の試験項目
- ※4: 原子炉の蒸気発生以降に実施する試験を除く

系統機能試験における試験方法一覧

対象系統	系統機能試験	定期事業者検査にて実施される方法		重点確認項目						試験実施に係る前提条件
		試験概要	主な試験内容	a. 試験実施前の前提条件の確認		b. インターロックから実作動までの一連の動作確認		c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	d. 地震前の試験結果との比較※2	
				機器レベルの設備点検及び関連する定期事業者検査の完了確認	個別に記録確認を実施する定期事業者検査	確認要否	振動診断の実施			
(7) 原子炉格納施設	原子炉建屋気密性能試験	非常用ガス処理系を運転し、原子炉建屋原子炉区域内の負圧が規定値以上であることを確認する。	・気密性の確認	○	なし	-	-	※1	○	-
	主蒸気隔離弁機能試験	対象系統 (2) 原子炉冷却系統設備「主蒸気隔離弁機能試験」と同様								
(8) 非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験	対象系統 (2) 原子炉冷却系統設備「非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験」と同様								
	非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験	非常用ディーゼル発電機を定格発電機出力にて運転し、容量の確認をするとともに、運転状態を確認する。	・定格負荷での運転状態確認	○	非常用予備電源装置検査 (その1)	○	-	※1	○	-
				非常用予備電源装置検査 (その2)						
				非常用予備電源装置検査 (その3)						
	直流電源系機能試験	充電状態における充電器の電圧、蓄電池の電圧および比重などを確認し、直流電源系の運転状態を確認する。	・機能確認	○	なし	-	-	※1	○	-
(9) 電気設備	対象なし	-	-	-	-	-	-	-	-	-
(10) 蒸気タービン	蒸気タービン性能試験 (その2)※4	模擬信号により、タービン保安装置が作動することを確認する。	・論理回路の確認 ・保安装置の動作確認	○	なし	○	-	※1	○	蒸気タービン復旧後

注記
 ※1: 設備点検結果に応じて実施
 ※2: 試験結果において、測定値等の数値データがないものについては、点検結果が「良」であることを確認する。
 ※3: タービン設備に関わるインターロックおよびスクラム弁作動の試験項目
 ※4: 原子炉の蒸気発生以降に実施する試験を除く