

# 柏崎刈羽原子力発電所5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2)

平成21年10月8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 5 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。

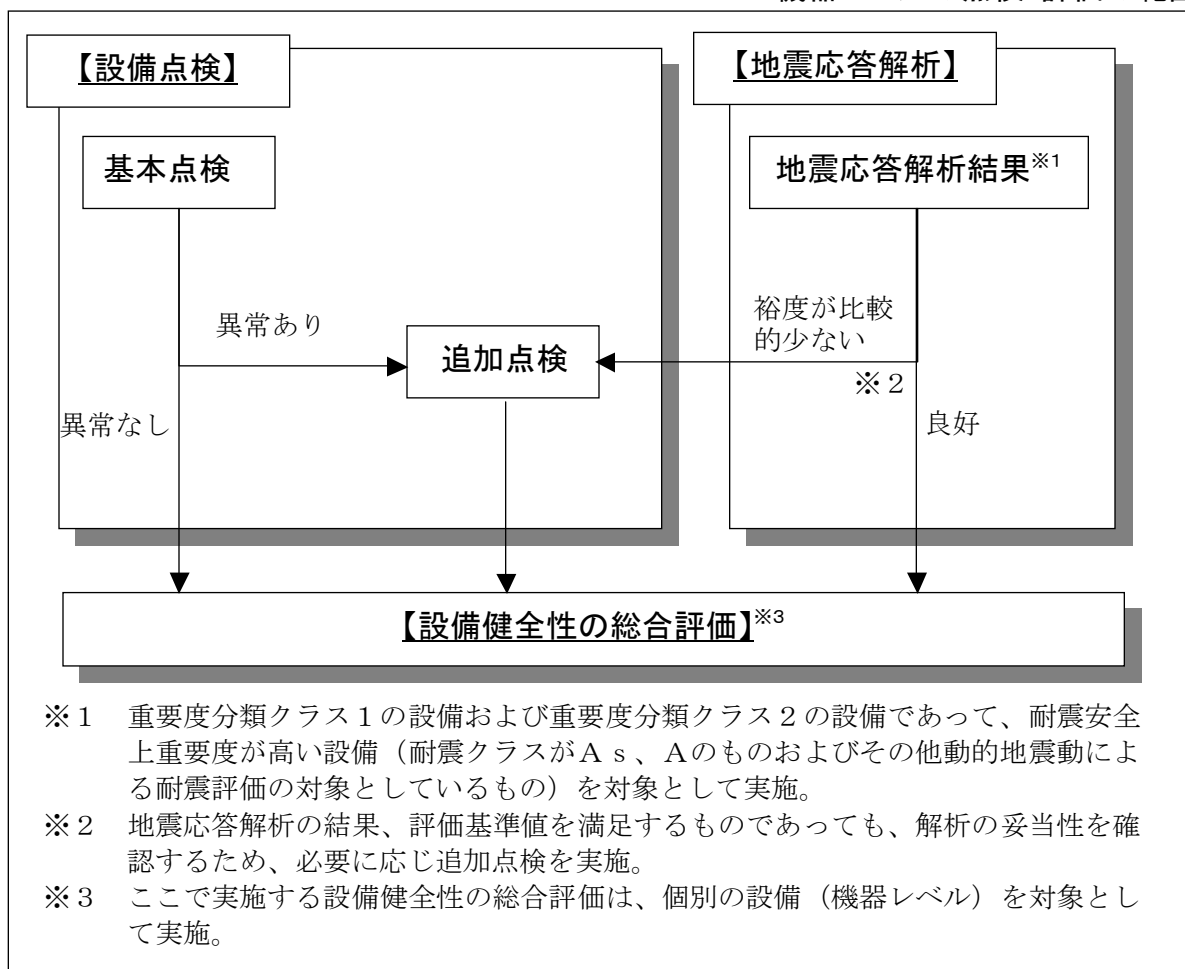
### 2.2.2 系統レベルの点検・評価

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

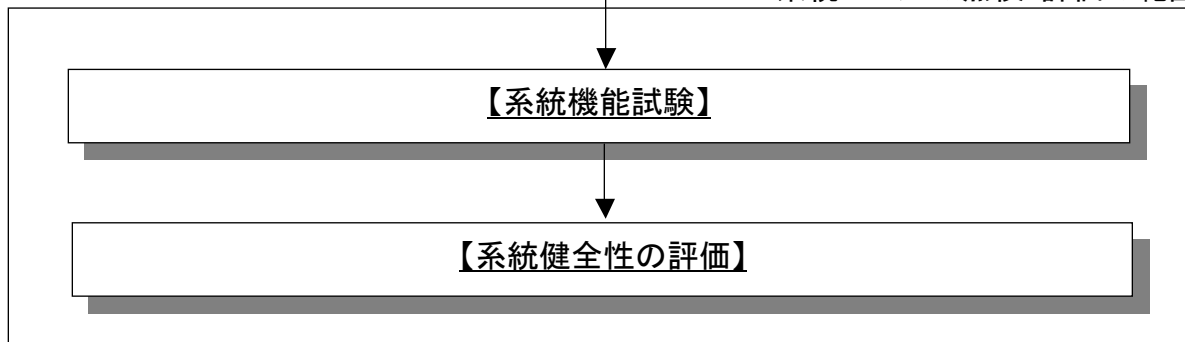


図-2.1 点検・評価の全体フロー

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

注) 固化装置は、これまで使用しておらず、今後も使用する見込みがないことから点検対象外とする。

※ 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。

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<sub>AS</sub>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

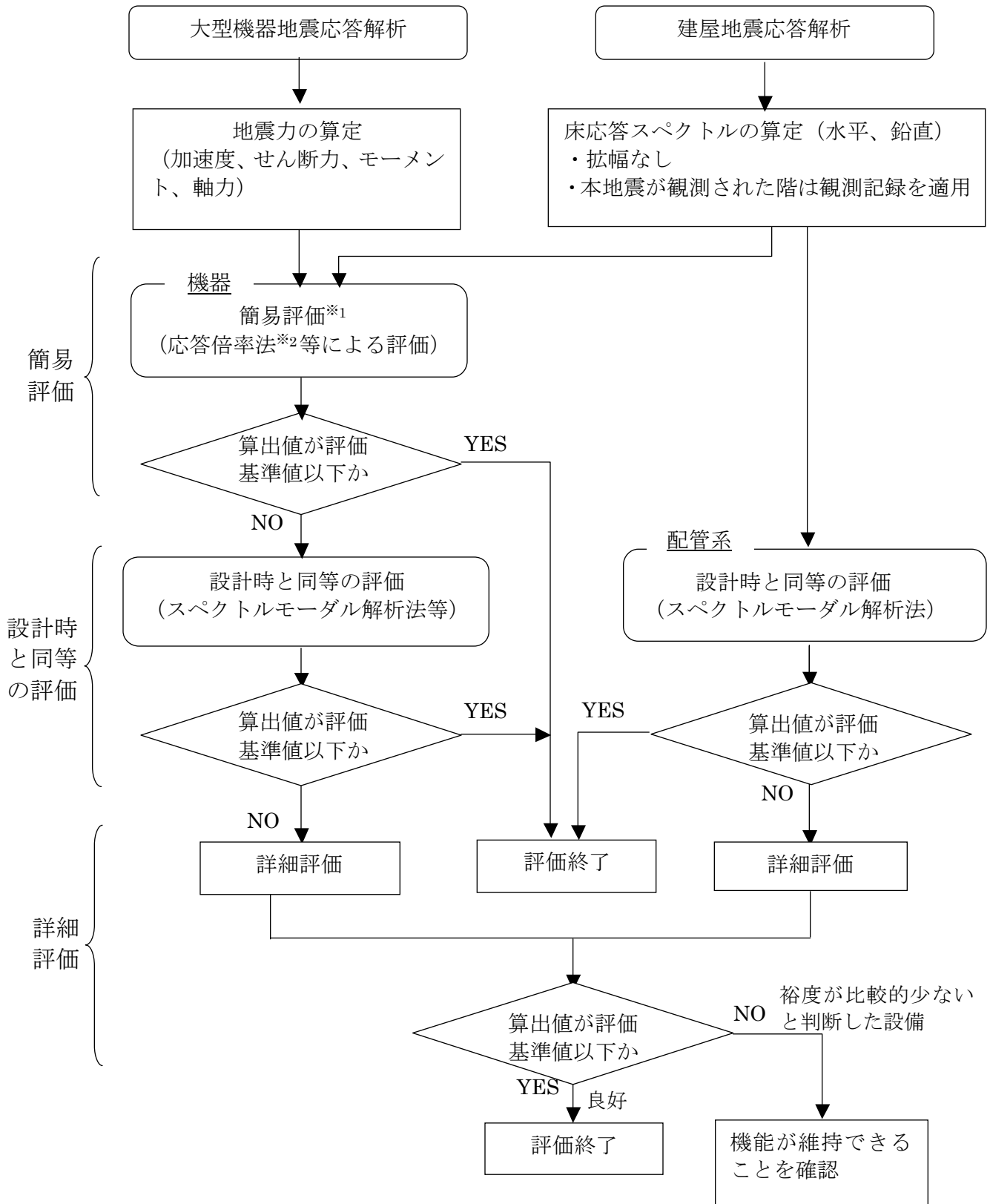
動的機能維持に関する評価は、地震観測記録にもとづき評価対象設備の応答加速度を求め、その加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプ、およびポンプ駆動用タービン等、機種ごとに試験あるいは解析により、動的機能維持

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** : 地震観測記録にもとづく水平加速度と鉛直加速度の二乗和平方根と設計時の水平加速度と鉛直加速度の二乗和平方根との比

### 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 <sub>A</sub> S	評価終了 (損傷はなく算出値はIII <sub>A</sub> S以内)
	②算出値 > III <sub>A</sub> S	・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"> <li>原子炉停止余裕試験<sup>※1</sup></li> </ul>
(2) 原子炉冷却系統設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁機能試験</li> <li>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</li> <li>自動減圧系機能試験</li> <li>タービンバイパス弁機能試験</li> <li>給水ポンプ機能試験</li> </ul>
(3) 計測制御系統設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒駆動系機能試験<sup>※1</sup></li> <li>ほう酸水注入系機能試験</li> <li>原子炉保護系インターロック機能試験</li> <li>計装用圧縮空気系機能試験</li> <li>制御棒駆動機構機能試験<sup>※1</sup></li> <li>選択制御棒挿入機能試験<sup>※1</sup></li> </ul>
(4) 燃料設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋天井クレーン機能試験</li> </ul>
(5) 放射線管理設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ガス処理系機能試験</li> <li>中央制御室非常用循環系機能試験</li> </ul>
(6) 廃棄設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>液体廃棄物処理系機能試験</li> <li>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）</li> <li>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）</li> <li>固体廃棄物処理系焼却炉機能試験</li> </ul>
(7) 原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器漏えい率試験<sup>※1</sup></li> <li>原子炉格納容器隔離弁機能試験</li> <li>可燃性ガス濃度制御系機能試験</li> <li>原子炉格納容器スプレイ系機能試験</li> <li>原子炉建屋気密性能試験</li> <li>主蒸気隔離弁機能試験</li> </ul>
(8) 非常用予備発電装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験</li> <li>直流電源系機能試験</li> </ul>
(9) 電気設備	対象なし <sup>※2</sup>
(10) 蒸気タービン	対象なし <sup>※2</sup>
(11) 補助ボイラー	<ul style="list-style-type: none"> <li>補助ボイラー試運転試験（その1）</li> <li>補助ボイラー試運転試験（その2）</li> </ul>

※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



#### 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。

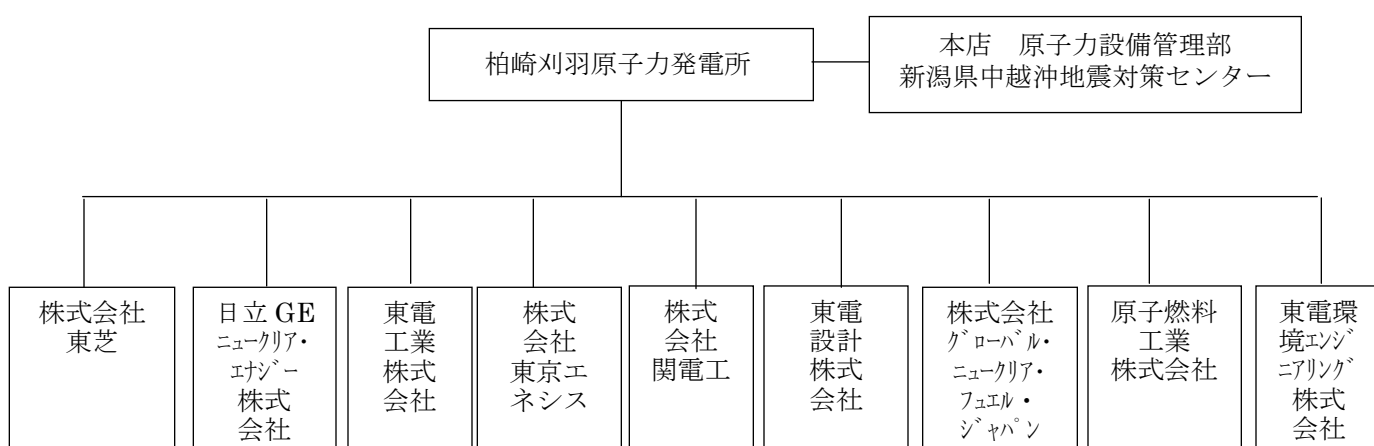
系統機能試験で異常が確認された場合は、原因の究明を行うと共に、必要に応じた対策を講じ、再度系統機能試験を行う。

## 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 21 年				
	3月	4月	5月	8月	9月	10月	11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 5 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5号機 点検・評価対象機器一覧

柏崎刈羽原子力発電所5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	
	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	-	-	炉内構造物	クラス3	A	
		給水スパーージャ	-	-	炉内構造物	クラス3	A	
		高圧炉心スプレイスパーージャ	-	-	炉内構造物	クラス1	A	
		低圧炉心スプレイスパーージャ	-	-	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	
		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
	原子炉圧力容器スタビライザ		-	-	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	
	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	
	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティより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	As	
		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	
	原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁	B21-F001	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	
E					弁	クラス1	As	
F					弁	クラス1	As	
G					弁	クラス1	As	
H					弁	クラス1	As	
J					弁	クラス1	As	
K					弁	クラス1	As	
L					弁	クラス1	As	
M					弁	クラス1	As	
N					弁	クラス1	As	
P	弁	クラス1	As					
Q	弁	クラス1	As					
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	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	
				B	アキュムレータ	クラス1	As	
				C	アキュムレータ	クラス1	As	
				D	アキュムレータ	クラス1	As	
				E	アキュムレータ	クラス1	As	
				F	アキュムレータ	クラス1	As	
				G	アキュムレータ	クラス1	As	
				H	アキュムレータ	クラス1	As	
				J	アキュムレータ	クラス1	As	

柏崎刈羽原子力発電所5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逃がし弁機能用アキュムレータ	B21-A001	K	アキュムレータ	クラス1	As
				L	アキュムレータ	クラス1	As
				M	アキュムレータ	クラス1	As
				N	アキュムレータ	クラス1	As
				P	アキュムレータ	クラス1	As
		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	A	アキュムレータ	クラス1	A
				C	アキュムレータ	クラス1	A
				G	アキュムレータ	クラス1	A
				H	アキュムレータ	クラス1	A
				J	アキュムレータ	クラス1	A
				K	アキュムレータ	クラス1	A
		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-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-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
			B21-F004	A	弁	クラス2	A
				B	弁	クラス2	A
				C	弁	クラス2	A
				D	弁	クラス2	A
	主配管1	-	-	配管	クラス1	As	
	主配管2	-	-	配管	クラス2	A	
	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-F001	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
			B31-F002	A	弁	クラス1	As
				B	弁	クラス1	As
	主配管	-	-	配管	クラス1	As	
	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
				-	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
				-	電動機	クラス2	B
				B	立形ポンプ	クラス2	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-F003	-	弁	クラス1	As		
	G31-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	As	
			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	
	原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	主要弁	E11-F001	A	弁	クラス1
B					弁	クラス1	As
C					弁	クラス1	As
E11-F004			A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
			C	弁	クラス1	As	
E11-F006			A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
			C	弁	クラス1	As	
E11-F007			A	弁	クラス1	As	
			B	弁	クラス1	As	
			C	弁	クラス1	As	
E11-F012			A	弁	クラス1	As	
	B	弁	クラス1	As			
E11-F013	A	弁	クラス1	As			
	B	弁	クラス1	As			

柏崎刈羽原子力発電所5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	残留熱除去系	主要弁	E11-F021	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			E11-F024	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			E11-F025	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			E11-F028	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			E11-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
		残留熱除去系ストレーナ	E11-D001		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	
	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	
				E51-C002	-	ポンプ駆動用タービン	クラス1	As
		主要弁	E51-F004	-	弁	クラス1	As	
				E51-F005	-	弁	クラス1	As
				E51-F006	-	弁	クラス1	As
				E51-F007	-	弁	クラス1	As
				E51-F008	-	弁	クラス1	As
				E51-F009	-	弁	クラス1	As
				E51-F011	-	弁	クラス1	As
				E51-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	
		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
	E22-F003				-	弁	クラス1	As
	主要弁		E22-F004	-	弁	クラス1	As	
				E22-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-D001		-	原子炉格納容器及び付属機器	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	E21-C001	-	立形ポンプ	クラス1	A	
				E21-F001	-	弁	クラス1	As
		主要弁	E21-F003	-	弁	クラス1	As	
				E21-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	
	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機冷却水系熱交換器	P21-B001	A	熱交換器	クラス1	As	
				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		
原子炉冷却系統設備	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	
	主要弁	P21-F071	A	弁	クラス1	As		
			B	弁	クラス1	As		
	P21-F088	A	弁	クラス1	As			
		B	弁	クラス1	As			
	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)	主配管	-	-	配管	クラス1	As	
				-	配管	クラス2	As	
-				配管	クラス3	As		
-				配管	クラス3	C		
-				配管	ノンクラス	C		

柏崎刈羽原子力発電所5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	復水給水系	主要弁	B21-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	B	
	主配管3	-	-	配管	クラス3	B		
	主配管4	-	-	配管	クラス2	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	ノンクラス	B		
主配管4		-	-	配管	ノンクラス	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-G001	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-D010	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-D003	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	B		
	主配管4	-	-	配管	クラス3	As		
	主配管5	-	-	配管	ノンクラス	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	
		主要弁	C41-F007	-	弁	クラス1	As	
				C41-F008	-	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			
原子炉再循環ポンプ可変周波数電源装置	可変速流体継手	C81-C003	A	M-Gセット流体継手	クラス3	C		
			B	M-Gセット流体継手	クラス3	C		
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-E101	-	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	-	-	プールライニング	クラス2	As
			キャスクビット	-	-	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			
燃料設備	燃料プール冷却浄化系	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ろ過脱塩器	G41-D003	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	
主配管3	-	-	配管	クラス3	A			
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	
		フィルタ(非常用ガス処理系前置ガス処理装置)	T22-D001	A	特殊フィルタ	クラス1	A	
				B	特殊フィルタ	クラス1	A	
		フィルタ(非常用ガス処理系後置ガス処理装置)	T22-D002	A	特殊フィルタ	クラス1	A	
				B	特殊フィルタ	クラス1	A	
主配管	-	-	配管	クラス1	A			



柏崎刈羽原子力発電所5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	原子炉棟換気空調系	R/A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	
		R/A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	
	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-B503	-	特殊フィルタ	クラス1	A			
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	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プ	K11-A007	-	タンク	クラス3	B	
		ドライウエル高電導度廃液サンプ	K11-A110	-	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プポンプ	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-F002	-	弁	クラス1	As	
				K11-F003	-	弁	クラス1	As
				K11-F102	-	弁	クラス1	As
				K11-F103	-	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			
主配管3	-	-	配管	クラス3	B			
原子炉格納施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器(一次格納容器)	T11-A001	-	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	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	
		原子炉格納容器スプレイ管(サブレーションチェンバ側)	-	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	A	
		真空破壊弁	T31-F025	A	弁	クラス1	A	
				B	弁	クラス1	A	
				C	弁	クラス1	A	
				D	弁	クラス1	A	
				E	弁	クラス1	A	
				F	弁	クラス1	A	
				G	弁	クラス1	A	
				H	弁	クラス1	A	
				J	弁	クラス1	A	
K	弁			クラス1	A			
L	弁	クラス1	A					
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再結合装置加熱器	T49-B001	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再結合装置内配管	-	A	再結合装置	クラス1	A	
				B	再結合装置	クラス1	A	
		主要弁	T49-F001	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
	T49-F003	A	弁	クラス1	As			
		B	弁	クラス1	As			
原子炉格納施設	可燃性ガス濃度制御系	主配管1	-	-	配管	クラス1	As	
		主配管2	-	-	配管	クラス1	A	

柏崎刈羽原子力発電所5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	不活性ガス系	液化窒素貯槽	-	-	タンク	クラス3	C	
		主要弁	T31-F001	-	弁	ノンクラス	C	
			T31-F002	-	弁	クラス1	As	
			T31-F003	-	弁	クラス1	As	
			T31-F004	A	弁	ノンクラス	C	
				B	弁	ノンクラス	C	
			T31-F005	A	弁	クラス1	As	
				B	弁	クラス1	As	
			T31-F010	-	弁	クラス1	As	
			T31-F011	-	弁	クラス1	As	
			T31-F012	-	弁	クラス1	As	
			T31-F016	-	弁	ノンクラス	C	
			T31-F019	-	弁	クラス1	As	
			T31-F020	-	弁	クラス1	As	
			T31-F021	-	弁	クラス1	As	
		T31-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			
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	
		調速装置及び非常調速装置	-	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-C014	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	クラス1	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	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	
				B-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-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-F752	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-F754	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	
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	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	
				B-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-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	
		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
					調速装置及び非常調速装置	-	H	非常用ディーゼル発電機

柏崎刈羽原子力発電所5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	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	排気タービン過給機	R44-C014	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	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-F752	H	非常用ディーゼル発電機	クラス1	As	
			R44-F754	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		
	高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水系(高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却海水系を含む)	高圧炉心スプレィ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
		高圧炉心スプレィ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
		高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却海水ポンプ	P46-C002	-	-	立形ポンプ	クラス1	As
		高圧炉心スプレィ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	クラス3	As
補助ボイラー	補助ボイラーに付属する管外径150mm以上の管	主配管1	-	-	配管	クラス3	C	
		主配管2	-	-	配管	ノンクラス	C	
	減圧装置	所内温水系バックアップ熱交換器入口減圧弁	P61-F006	-	-	弁	クラス3	C
	安全弁	所内温水系バックアップ熱交換器入口安全弁	P61-F051	-	-	弁	クラス3	C
放射線管理設備	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	
計測制御系統設備	原子炉スクラム信号(原子炉圧力高)	原子炉圧力	B21-PT-023	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-PS-623	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-LT-024	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-LS-624	A	計器	クラス1	As	
				B	計器	クラス1	As	
計測制御系統設備	原子炉スクラム信号(ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	C71-PT-002	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-PS-602	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(中性子束高)(中性子束計装動作不能)	平均出力領域モニタ	C51-NTS-604	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		

柏崎刈羽原子力発電所5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)	流量ユニット	C51-Z-606	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	
		中間領域モニタ	C51-NTS-602	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		
	出力系モニタ盤 区分 I	H11-P608-1	-	制御盤	クラス1	As		
	出力系モニタ盤 区分 II	H11-P608-2	-	制御盤	クラス1	As		
	SRM/IRM盤 区分 I	H11-P635	-	制御盤	クラス1	As		
	SRM/IRM盤 区分 II	H11-P636	-	制御盤	クラス1	As		
	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(B)水位	C12-LS-020	A	計器	クラス1	As	
				B	計器	クラス1	As	
		スクラム排出容器(A)水位	C12-LS-017	C	計器	クラス1	As	
				D	計器	クラス1	As	
		スクラム排出容器(A)水位	C12-LT-017	A	変換器	クラス1	As	
				B	変換器	クラス1	As	
		スクラム排出容器(B)水位	C12-LT-020	C	変換器	クラス1	As	
				D	変換器	クラス1	As	
		スクラム排出容器(A)水位	C12-LS-617	A	計器	クラス1	As	
				B	計器	クラス1	As	
		スクラム排出容器(B)水位	C12-LS-620	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 (主蒸気管放射能高)	主蒸気管放射線モニタ	D11-RE-070	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	
	D11-RIS-670		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 (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(LS4)	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		
		B21-AO-F003(LS4)	C	弁	クラス1	As		
			D	弁	クラス1	As		
原子炉スクラム信号 (主蒸気止め弁閉)	主蒸気止め弁(No.1) 原子炉保護インターロック	N32-POS-102	A-1	計器	クラス1	As		
			A-2	計器	クラス1	As		
	主蒸気止め弁(No.2) 原子炉保護インターロック	N32-POS-102	B-1	計器	クラス1	As		
			B-2	計器	クラス1	As		
	主蒸気止め弁(No.3) 原子炉保護インターロック	N32-POS-102	C-1	計器	クラス1	As		
			C-2	計器	クラス1	As		
	主蒸気止め弁(No.4) 原子炉保護インターロック	N32-POS-102	D-1	計器	クラス1	As		
			D-2	計器	クラス1	As		
計測制御系統設備	原子炉スクラム信号 (蒸気加減弁急速閉)	タービン蒸気加減弁急速閉	N32-PS-101	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(No.1)急閉	N32-POS-103	A-4	計器	クラス1	As		
	蒸気加減弁(No.2)急閉	N32-POS-103	B-4	計器	クラス1	As		
	蒸気加減弁(No.3)急閉	N32-POS-103	C-4	計器	クラス1	As		
蒸気加減弁(No.4)急閉	N32-POS-103	D-4	計器	クラス1	As			

柏崎刈羽原子力発電所5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 (地震加速度大)	地震加速度検出器	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	
			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	
			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	
	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁- 原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-026	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-LS-626	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	
	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁- 主蒸気管圧力低)	主蒸気管圧力	N11-PT-015	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-PS-615	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	
	その他の安全保護系起動信号 (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-RE-070	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	
D11-RIS-670			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		
その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁- 主蒸気管トンネル温度高)			主蒸気管トンネル室漏えい検出 (換気入口温度)	E31-TE-129	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
	主蒸気管トンネル室漏えい検出 (換気出口温度)	E31-TE-130	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		
	主蒸気管トンネル室漏えい検出 (換気入口温度) (換気出口温度)	E31-DTS-729	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		
	主蒸気管トンネル室漏えい検出 (雰囲気温度)	E31-TE-131	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-TS-731	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				
計測制御系統設備	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁- 主蒸気管トンネル温度高)	タービン建屋主蒸気管漏えい検出 (雰囲気温度)	E31-TE-139	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-TS-739	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	
			E31-TE-140	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5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	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁-主蒸気管トンネル温度高)	タービン建屋主蒸気管漏えい検出 (雰囲気温度)	E31-TS-740	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
			E31-TE-141	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-TS-741	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
			E31-TE-142	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-TS-742	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
			E31-TE-143	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-TS-743	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
			E31-TE-144	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-TS-744	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
			E31-TE-145	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-TS-745	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
			E31-TE-146	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-TS-746	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			
E31-TE-147	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-TS-747	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			
計測制御系統設備	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁-主蒸気管流量大)	主蒸気流量(A)	E31-DPT-008	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-DPS-608	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
		主蒸気流量(B)	E31-DPT-009	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-DPS-609	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5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	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁-主蒸気管流量大)	主蒸気流量(C)	E31-DPT-010	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-DPS-610	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
		主蒸気流量(D)	E31-DPT-011	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-DPS-611	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		
	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁-復水器真空度低)	N36-PT-090	復水器真空度	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-PS-690	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	
その他の安全保護系起動信号 (その他の原子炉格納容器隔離弁-ドライウェル圧力高)	C71-PT-002	ドライウェル圧力	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-PS-602	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		
その他の安全保護系起動信号 (その他の原子炉格納容器隔離弁-原子炉水位低)	B21-LT-024	原子炉水位(狭帯域)	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-LS-	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		
その他の安全保護系起動信号 (非常用ガス処理系-原子炉建屋原子炉棟放射能高)	D11-RE-066	燃料取替エリア排気放射線モニタ	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-RIS-666	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		
その他の安全保護系起動信号 (非常用ガス処理系-原子炉建屋原子炉棟放射能高)	D11-RE-067	原子炉棟換気空調系排気放射線モニタ	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-RIS-667	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		
計測制御系統設備	その他の安全保護系起動信号 (非常用ガス処理系-ドライウェル圧力高)	C71-PT-002	ドライウェル圧力	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-PS-602	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	
	その他の安全保護系起動信号 (非常用ガス処理系-原子炉水位低)	B21-LT-024	原子炉水位(狭帯域)	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-LS-624	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5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	その他の安全保護系起動信号 (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-PT-047	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-PS-647	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
	その他の安全保護系起動信号 (高圧炉心スプレイ系-原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-031	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-LS-631	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
	その他の安全保護系起動信号 (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-PT-048	A	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
			B21-PS-648	A-1	計器	クラス1	As
				C-1	計器	クラス1	As
	その他の安全保護系起動信号 (低圧炉心スプレイ系-原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-037	A	変換器	クラス1	As
				C	変換器	クラス1	As
			B21-LS-637	A-1	計器	クラス1	As
				C-1	計器	クラス1	As
	その他の安全保護系起動信号 (残留熱除去系-低圧注水系-ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	B21-PT-048	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-PS-648	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
その他の安全保護系起動信号 (残留熱除去系-低圧注水系-原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-037	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-LS-637	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	
その他の安全保護系起動信号 (自動減圧系-ドライウエル圧力高)	ドライウエル圧力	B21-PT-048	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-PS-648	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	
計測制御系統設備	その他の安全保護系起動信号 (自動減圧系-原子炉水位低)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-037	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-LS-637	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
	その他の安全保護系起動信号 原子炉水位 原子炉圧力	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
	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁-主蒸気管圧力低)	タービン主蒸気系(A)計装ラック	H22-P200	-	計装ラック	クラス1	As
		タービン主蒸気系(B)計装ラック	H22-P201	-	計装ラック	クラス1	As
	その他の安全保護系起動信号 (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-P013	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(I B)計装ラック	H22-P014	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(II A)計装ラック	H22-P015	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(II B)計装ラック	H22-P016	-	計装ラック	クラス1	As
	その他の安全保護系起動信号 (主蒸気隔離弁-復水器真空度低)	復水器内圧力(A)計装ラック	H22-P257	-	計装ラック	クラス1	As
		復水器内圧力(B)計装ラック	H22-P258	-	計装ラック	クラス1	As



柏崎刈羽原子力発電所5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	核計測装置 (中性子源領域計測装置)	中性子源領域計測装置検出器	C51-NE-001	4個	検出器	クラス2	A	
		中性子源領域モニタ	C51-NTS-601	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		
	核計測装置 (中間領域計測装置)	中間領域計測装置検出器	C51-NE-002	8個	検出器	クラス1	A	
		中間領域モニタ	C51-NTS-602	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 区分Ⅰ	H11-P635	-	制御盤	クラス1	As	
	SRM/IRM盤 区分Ⅱ	H11-P636	-	制御盤	クラス1	As		
	核計測装置 (出力領域計測装置)	出力領域計測装置検出器	C51-LPRM	172個	検出器	クラス1	A	
		平均出力領域モニタ	C51-NTS-604	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	
		局部出力領域モニタ	C51-NTS-607	A	計器	クラス1	A	
				B	計器	クラス1	A	
		制御棒引抜監視装置	C51-NTS-605	A	計器	クラス3	C	
				B	計器	クラス3	C	
		流量ユニット	C51-Z-606	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			
出力系モニタ盤 区分Ⅰ	H11-P608-1	-	制御盤	クラス1	As			
出力系モニタ盤 区分Ⅱ	H11-P608-2	-	制御盤	クラス1	As			
核計測装置 (移動式炉心内計測装置)	移動式炉心内計測装置	C51-TIP	5個	検出器	ノンクラス	C		
計測制御系統設備	一次冷却材圧力計測装置 (原子炉圧力)	原子炉圧力	B21-PT-051	A	変換器	クラス2	A	
				B	変換器	クラス2	A	
				B21-PT-023	A	変換器	クラス1	As
					B	変換器	クラス1	As
		B21-PT-061	A	変換器	クラス3	As		
			B	変換器	クラス3	As		
		原子炉圧力(狭帯域)	B21-PT-062	-	変換器	クラス3	As	
	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-PT-002	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-PT-004	-	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蒸気駆動タービン入口蒸気圧力)	RCICタービン入口圧力	E51-PT-007	-	変換器	ノンクラス	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-PT-004	-	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(A)吸込温度	B31-TE-005	A	検出器	クラス3	C	
		PLRポンプ(B)吸込温度	B31-TE-005	B	検出器	クラス3	C	
	一次冷却材温度計測装置 (主蒸気系主蒸気温度)	高圧タービン第1入口蒸気温度	N11-TE-001	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5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(A)入口温度	E11-TE-008	A	検出器	クラス3	C
		RHR熱交換器(B)入口温度	E11-TE-008	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(A)出口温度	E11-TE-010	A	検出器	クラス3	C
		RHR熱交換器(B)出口温度	E11-TE-010	B	検出器	クラス3	C
	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(A)出口温度	N21-TE-217	A	検出器	ノンクラス	B
		第1給水加熱器(B)出口温度	N21-TE-217	B	検出器	ノンクラス	B
	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)	再循環ループ(A)流量	B31-FT-003	A-1	変換器	クラス3	As
		再循環ループ(B)流量	B31-FT-003	B-1	変換器	クラス3	As
	一次冷却材流量計測装置 (主蒸気系主蒸気流量)	主蒸気流量(A)	B21-FT-001	A-1	変換器	クラス3	As
			B21-FT-001	A-2	変換器	クラス3	As
		主蒸気流量(B)	B21-FT-001	B-1	変換器	クラス3	As
			B21-FT-001	B-2	変換器	クラス3	As
		主蒸気流量(C)	B21-FT-001	C-1	変換器	クラス3	As
	主蒸気流量(D)	B21-FT-001	C-2	変換器	クラス3	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-FT-001	A	変換器	ノンクラス	A	
計測制御系統設備	一次冷却材流量計測装置 (残留熱除去系系統流量)	RHR(A)系統流量	E11-FT-005	A	変換器	クラス2	As
		RHR(B)系統流量	E11-FT-005	B	変換器	クラス2	As
		RHR(C)系統流量	E11-FT-005	C	変換器	クラス2	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-FT-005	-	変換器	クラス1	As
	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-FT-005-1	-	変換器	クラス2	As
	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-FT-006	-	変換器	クラス2	A
	一次冷却材流量計測装置 (復水系復水流量)	復水流量	N21-FT-030	A	変換器	ノンクラス	B
	一次冷却材流量計測装置 (給水系給水流量)	給水流量(A)	N21-FT-260	A-1	変換器	クラス3	B
			N21-FT-260	A-3	変換器	クラス3	B
		給水流量(B)	N21-FT-260	B-1	変換器	クラス3	B
	原子炉圧力容器水位計測装置 (原子炉水位)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-026	B-3	変換器	クラス3	B
			B21-LT-026	A	変換器	クラス1	As
			B21-LT-026	B	変換器	クラス1	As
			B21-LT-026	C	変換器	クラス1	As
原子炉圧力容器水位計測装置 (原子炉水位)	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-031	D	変換器	クラス1	As	
		B21-LT-031	A	変換器	クラス1	As	
		B21-LT-031	B	変換器	クラス1	As	
		B21-LT-031	C	変換器	クラス1	As	
	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-036	A	変換器	クラス3	As	
		B21-LT-036	B	変換器	クラス3	As	
		B21-LT-036	C	変換器	クラス3	As	
		B21-LT-036	D	変換器	クラス3	As	
	原子炉水位(広帯域)	B21-LT-037	A	変換器	クラス1	As	
		B21-LT-037	B	変換器	クラス1	As	
		B21-LT-037	C	変換器	クラス1	As	
		B21-LT-037	D	変換器	クラス1	As	

柏崎刈羽原子力発電所5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	原子炉压力容器 水位計測装置 (原子炉水位)	原子炉水位(狭帯域)	B21-LT-024	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-LT-044	A	変換器	クラス3	As			
				B	変換器	クラス3	As			
	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)	CUWろ過脱塩器入口導電率	P91-CE-RB02	-	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ろ過脱塩器(A)出口導電率	P91-CE-RB04	A	検出器	ノンクラス	C
							CUWろ過脱塩器(B)出口導電率	P91-CE-RB04	B	検出器
				一次冷却材水質 計測装置 (復水浄化系復 水のろ過装置入口 導電率)	復水のろ過装置入口導電率	P91-CE-TB06-1			-	検出器
一次冷却材水質 計測装置 (復水浄化系復 水のろ過装置出口 導電率)	復水のろ過装置出口導電率	P91-CE-TB13	-	検出器	ノンクラス	C				
計測制御系統設備	タービン制御	主タービン制御系盤	H11-P685	-	制御盤	クラス3	C			
	原子炉再循環制御	原子炉再循環流量制御系盤	H11-P612-2	-	制御盤	クラス3	C			
	給水制御	給水流量制御系盤	H11-P612-1	-	制御盤	クラス3	C			
	制御棒位置制御	制御棒位置指示系盤	H11-P615	-	制御盤	クラス3	C			
		制御棒操作補助盤	H11-P616	-	制御盤	クラス3	C			
	安全保護系	A系原子炉緊急停止系盤	H11-P609	-	制御盤	クラス1	As			
		B系原子炉緊急停止系盤	H11-P611	-	制御盤	クラス1	As			
		B系・C系残留熱除去系盤	H11-P618	-	制御盤	クラス1	As			
		格納容器内側隔離弁盤	H11-P622	-	制御盤	クラス1	As			
		格納容器外側隔離弁盤	H11-P623	-	制御盤	クラス1	As			
		高圧炉心スプレイ系盤	H11-P625	-	制御盤	クラス1	As			
		A系自動減圧系盤	H11-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	H11-P629	-	制御盤	クラス1	As			
		B系自動減圧系盤	H11-P631	-	制御盤	クラス1	As			
		SGTS・FCS盤 ESS-I	H11-P643	-	制御盤	クラス1	A			
		SGTS・FCS盤 ESS-II	H11-P644	-	制御盤	クラス1	A			
		トリップチャンネル盤 RPS-I A	H11-P661-1	-	制御盤	クラス1	As			
		トリップチャンネル盤 RPS-II A	H11-P661-2	-	制御盤	クラス1	As			
		トリップチャンネル盤 RPS-I B	H11-P662-1	-	制御盤	クラス1	As			
		トリップチャンネル盤 RPS-II B	H11-P662-2	-	制御盤	クラス1	As			
	トリップチャンネル盤 ESS-I	H11-P663	-	制御盤	クラス1	As				
	トリップチャンネル盤 ESS-II	H11-P664	-	制御盤	クラス1	As				
	トリップチャンネル盤 ESS-III	H11-P665	-	制御盤	クラス1	As				
	プロセス放射線モニタ盤 区分I	H11-P604-1	-	制御盤	クラス1	As				
	プロセス放射線モニタ盤 区分II	H11-P604-2	-	制御盤	クラス1	As				
	一次冷却材圧力 計測装置 (原子炉圧力)	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				

柏崎刈羽原子力発電所5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	原子炉圧力容器 水位計測装置 (原子炉水位)	ジェットポンプ(A)計装ラック	H22-P011	-	計装ラック	クラス3	As
		ジェットポンプ(B)計装ラック	H22-P012	-	計装ラック	クラス3	As
	一次冷却材流量 計測装置 (主蒸気系主蒸 気流量)	主蒸気流量(I A)計装ラック	H22-P013	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(I B)計装ラック	H22-P014	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(II A)計装ラック	H22-P015	-	計装ラック	クラス1	As
		主蒸気流量(II B)計装ラック	H22-P016	-	計装ラック	クラス1	As
	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)	原子炉冷却材再循環系(A)計 装ラック	H22-P025	-	計装ラック	クラス3	As
		原子炉冷却材再循環系(B)計 装ラック	H22-P026	-	計装ラック	クラス3	As
原子炉スクラム 信号 (蒸気加減弁急 速閉)	タービン蒸気加減弁急速閉用 計装ラック	H22-P850	-	計装ラック	クラス1	As	
計測制御系統設備	一次冷却材流量 計測装置 (残留熱除去系 系統流量)	残留熱除去系(C)計装ラック	H22-P052	-	計装ラック	クラス2	As
	一次冷却材流量 計測装置 (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-P055	-	計装ラック	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)	高圧炉心スプレイ系計装ラッ ク	H22-P056	-	計装ラック	クラス2	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)	漏えい検出系(A)計装ラック	H22-P057	-	計装ラック	ハンクラス	As
	一次冷却材流量 計測装置 (原子炉隔離時 冷却系ポンプ吐 出圧力)(原子炉 隔離時冷却系系 統流量)	原子炉隔離時冷却系 (原子炉冷却系)計装ラック	H22-P064	-	計装ラック	クラス1	As
	一次冷却材流量 計測装置 (復水系復水流 量)	復水系計装ラック	H22-P203	-	計装ラック	ハンクラス	B
	一次冷却材流量 計測装置 (原子炉冷却材 浄化系ろ過脱塩 器入口導電率) (原子炉冷却材 浄化系ろ過脱塩 器出口導電率) (復水浄化系復 水ろ過装置入口 導電率) (復水浄化系復 水脱塩装置出口 導電率)	原子炉水サンプル分析ラック	H22-P451	-	計装ラック	ハンクラス	C
		復水浄化系サンプル分析ラッ ク	H22-P504	-	計装ラック	ハンクラス	C
放射線管理用計測装置	プロセスモニタリ ング設備	主蒸気管放射線モニタA	D11-RE- 070	A	検出器	クラス3	As
		主蒸気管放射線モニタB		B	検出器	クラス3	As
		主蒸気管放射線モニタC		C	検出器	クラス3	As
		主蒸気管放射線モニタD		D	検出器	クラス3	As
		排ガス放射線モニタ(除湿冷却 器出口)	D11-RE- 001	-	検出器	クラス3	C
		排ガス放射線モニタ(ホールド アップ塔出口)A	D11-RE- 016	A	検出器	クラス3	C
				B	検出器	クラス3	C
		排ガス線形放射線モニタ	D11-RE- 002	-	検出器	ハンクラス	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-RE- 026	-	検出器	ハンクラス	C		

## 柏崎刈羽原子力発電所5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
放射線管理用計測装置	プロセスモニタリング設備	燃料取替エリア排気放射線モニタA	D11-RE-066	A	検出器	クラス3	A
		燃料取替エリア排気放射線モニタB		B	検出器	クラス3	A
		燃料取替エリア排気放射線モニタC		C	検出器	クラス3	A
		燃料取替エリア排気放射線モニタD		D	検出器	クラス3	A
放射線管理用計測装置	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A	D11-RE-037	A	検出器	ノンクラス	C
		気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタB		B	検出器	ノンクラス	C
		気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタC		C	検出器	ノンクラス	C
		気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタD		D	検出器	ノンクラス	C
		原子炉棟換気空調系排気放射線モニタA	D11-RE-067	A	検出器	クラス3	A
		原子炉棟換気空調系排気放射線モニタB		B	検出器	クラス3	A
		原子炉棟換気空調系排気放射線モニタC		C	検出器	クラス3	A
		原子炉棟換気空調系排気放射線モニタD		D	検出器	クラス3	A
		非常用ガス処理系排ガス放射線モニタA(SCIN)	D11-RE-058	A	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B(SCIN)		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A(IC)	D11-RE-062	A	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B(IC)		B	検出器	クラス3	C
		排気筒放射線モニタA(SCIN)	D11-RE-047	A	検出器	クラス3	C
		排気筒放射線モニタB(SCIN)		B	検出器	クラス3	C
		排気筒放射線モニタA(IC)	D11-RE-052	A	検出器	クラス3	C
		排気筒放射線モニタB(IC)		B	検出器	クラス3	C
		原子炉補機冷却水系放射線モニタA	D11-RE-068	A	検出器	ノンクラス	C
		原子炉補機冷却水系放射線モニタB		B	検出器	ノンクラス	C
		高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水系放射線モニタ	D11-RE-069	-	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-RE-082	-	検出器	ノンクラス	C
		ドライウエルドレン放射線モニタ(LCW)	D11-RE-089	-	検出器	ノンクラス	C
		ドライウエルドレン放射線モニタ(HCW)	D11-RE-090	-	検出器	ノンクラス	C
		格納容器内雰囲気放射線モニタA ドライウエル	D23-RE-005	A	検出器	クラス2	A
		格納容器内雰囲気放射線モニタB ドライウエル		B	検出器	クラス2	A
		格納容器内雰囲気放射線モニタA サブプレッジョンチェンバ	D23-RE-006	A	検出器	クラス2	A
		格納容器内雰囲気放射線モニタB サブプレッジョンチェンバ		B	検出器	クラス2	A
		漏えい検出系ダスト放射線モニタ	E31-RE-152	-	検出器	ノンクラス	C

柏崎刈羽原子力発電所5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
放射線管理用計測装置	プロセスモニタリング設備	プロセス放射線モニタ盤 区分Ⅰ	H11-P604-1	-	制御盤	クラス3	As
		プロセス放射線モニタ盤 区分Ⅱ	H11-P604-2	-	制御盤	クラス3	As
		プロセス放射線モニタ盤	H11-P604-3	-	制御盤	クラス3	C
		格納容器内雰囲気モニタ盤 区分Ⅰ	H11-P638	-	制御盤	クラス3	A
		格納容器内雰囲気モニタ盤 区分Ⅱ	H11-P639	-	制御盤	クラス3	A
放射線管理用計測装置	エリアモニタリング設備 (原子炉建屋原子炉棟)	原子炉区域(A)	D21-RE-001	-	検出器	クラス3	C
		原子炉区域(B)	D21-RE-002	-	検出器	クラス3	C
		燃料貯蔵プールエリア(A)	D21-RE-003	-	検出器	クラス3	C
		燃料貯蔵プールエリア(B)	D21-RE-004	-	検出器	クラス3	C
		R/A 4F 南西側エリア	D21-RE-005	-	検出器	クラス3	C
		R/A 4F 南東側エリア	D21-RE-006	-	検出器	クラス3	C
		R/A 3F 北西側エリア	D21-RE-007	-	検出器	クラス3	C
		R/A 3F 南東側エリア	D21-RE-008	-	検出器	クラス3	C
		原子炉冷却材浄化系操作エリア	D21-RE-009	-	検出器	クラス3	C
		R/A 2F 南東側エリア	D21-RE-010	-	検出器	クラス3	C
		R/A 機器搬出入口	D21-RE-013	-	検出器	クラス3	C
		CRD水圧制御ユニット北側エリア	D21-RE-011	-	検出器	クラス3	C
		SRV補修室(B)	D21-RE-012	-	検出器	クラス3	C
		CRD水圧制御ユニット南側エリア	D21-RE-014	-	検出器	クラス3	C
		R/A B1F 北側通路	D21-RE-015	-	検出器	クラス3	C
		R/A B1F 南東側エリア	D21-RE-016	-	検出器	クラス3	C
		R/A B1F 南側通路	D21-RE-017	-	検出器	クラス3	C
		TIP駆動装置室	D21-RE-018	-	検出器	クラス3	C
		TIP装置室	D21-RE-019	-	検出器	クラス3	C
		CRD補修室	D21-RE-020	-	検出器	クラス3	C
		R/A B2F 南東側エリア	D21-RE-021	-	検出器	クラス3	C
		炉水サンプリング室	D21-RE-022	-	検出器	クラス3	C
		R/A B3F 南東側エリア	D21-RE-023	-	検出器	クラス3	C
		R/A B4F 北西側エリア	D21-RE-024	-	検出器	クラス3	C
		R/A B4F 南西側エリア	D21-RE-025	-	検出器	クラス3	C
	エリアモニタリング設備 (原子炉建屋付属棟)	An/A ドラム搬出入口	D21-RE-034	-	検出器	クラス3	C
		An/A B1F 北西側エリア	D21-RE-035	-	検出器	クラス3	C
		RW制御室	D21-RE-036	-	検出器	クラス3	C
		An/A B2F 南東側エリア	D21-RE-037	-	検出器	クラス3	C
		固化設備制御室	D21-RE-038	-	検出器	クラス3	C
		An/A B3F 北西側エリア	D21-RE-039	-	検出器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所5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	
放射線管理用計測装置	エリアモニタリング設備 (原子炉建屋付 属棟)	An/A B4F 北西側エリア	D21-RE-040	-	検出器	クラス3	C	
		An/A B4F 南東側エリア	D21-RE-041	-	検出器	クラス3	C	
		中央制御室	D21-RE-042	-	検出器	クラス3	C	
放射線管理用計測装置	エリアモニタリング設備 (タービン建屋)	T/B オペレーティングフロア	D21-RE-026	-	検出器	クラス3	C	
		T/B 2F 南側ハッチエリア	D21-RE-027	-	検出器	クラス3	C	
		復水給水系サンプリングラック室	D21-RE-028	-	検出器	クラス3	C	
		復水ろ過脱塩装置制御室	D21-RE-029	-	検出器	クラス3	C	
		T/B 機器搬出入口	D21-RE-030	-	検出器	クラス3	C	
		T/B B1F 南側通路	D21-RE-031	-	検出器	クラス3	C	
		排ガスモニタ室	D21-RE-032	-	検出器	クラス3	C	
		T/B B2F 南側通路	D21-RE-033	-	検出器	クラス3	C	
		エリアモニタリング設備(モニタ建屋)	モニタ建屋	D21-RE-043	-	検出器	クラス3	C
		エリアモニタリング設備	エリア放射線モニタ盤	H11-P604-4	-	制御盤	クラス3	C
廃棄設備	液体破棄物処理系 (放射性ドレン移送系)	ドライウエルLCWサンプ液位	K11-LS-001	-	計器	ノンクラス	B	
		ドライウエルHCWサンプ液位	K11-LS-101	-	計器	ノンクラス	B	
計測制御系統設備	制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプ	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	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電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	C81-C002 C81-C004	A	電動機	クラス3	C	
				B	電動機	クラス3	C	
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	B31-C001	A	電動機	クラス1	As	
				B	電動機	クラス1	As	
	残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ	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	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	E21-C001	-	電動機	クラス1	A	
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	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系	原子炉補機冷却海水ポンプ	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		

柏崎刈羽原子力発電所5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	
非常用予備発電設備	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水系	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ	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	P46-C002	-	電動機	クラス1	As	
廃棄設備	放射線ドレン移送系	原子炉建屋原子炉棟高電導度廃液サンプポンプ	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	
廃棄設備	放射線ドレン移送系	タービン建屋低電導度廃液サンプポンプ	K11-C003	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	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		
	気体廃棄物処理系	気体廃棄物処理系排ガスブロワ	N62-C001	-	-	電動機	クラス3	B
原子炉冷却系統設備	復水給水系	復水ポンプ	N21-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	
	復水給水系	電動機駆動原子炉給水ポンプ	N38-C011	A	電動機	クラス3	B	
				B	電動機	クラス3	B	
	補給水系	復水移送ポンプ	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	
	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	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5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	主発電機本体	N41-C001	-	発電機	クラス3	C	
	励磁装置	主発電機AVR	-	-	調整器	クラス3	C	
	主変圧器	主変圧器	S11	-	変圧器	クラス3	C	
	所内変圧器	所内変圧器	R11HTR5	A	変圧器	クラス3	C	
				B	変圧器	クラス3	C	
	2号高起動変圧器(第1, 2, 5号機共用)	2号高起動変圧器	S12	-	変圧器	クラス3	C	
	低起動変圧器	低起動変圧器	S12-LSTR5	A	変圧器	クラス3	C	
				B	変圧器	クラス3	C	
	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1	H11-P675-1-87GA1	-	継電器	クラス3	C	
		発電機比率差動継電器2	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	
		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-A	-	継電器	クラス3	C	
				H11-P675-1-59/95G-1	-	継電器	クラス3	C
				H11-P675-1-59/95G-2	-	継電器	クラス3	C
				H11-P675-1-46G1	-	継電器	クラス3	C
		励磁電源変圧器比率差動継電器	H11-P675-1-87ET	-	継電器	クラス3	C	
		励磁電源変圧器過電流継電器	H11-P675-1-50・51ET	-	継電器	クラス3	C	
		発電機初期励磁盤	H21-P318	-	制御盤 電源盤	クラス3	C	
		スラスト軸受磨耗検出装置	N34-PS-101	A	計器	クラス3	C	
				B	計器	クラス3	C	
	C			計器	クラス3	C		
	N34-PS-100		A	計器	クラス3	C		
			B	計器	クラス3	C		
			C	計器	クラス3	C		

柏崎刈羽原子力発電所5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)	発電機固定子冷却水喪失検出装置	N43-PT-022	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
			N43-TE-032	A	計器	クラス3	C
				B	計器	クラス3	C
				C	計器	クラス3	C
		固定子冷却計装ラック	H22-P271	-	計装ラック	クラス3	C
		発電機界磁地絡継電器(警報用)	H21-P318-64GF	-	継電器	クラス3	C
		発電機電圧不平衡継電器(警報用)	H11-P675-1-60G	-	継電器	クラス3	C
		水素純度低検出装置(警報用)	N42-H2E-032	-	計器	クラス3	C
		水素冷却計装ラック	H22-P272	-	計装ラック	クラス3	C
		水素温度高検出装置(警報用)	N41-TE-001	-	計器	クラス3	C
			N41-TE-002	-	計器	クラス3	C
			N41-TE-004	-	計器	クラス3	C
			N41-TE-005	-	計器	クラス3	C
			N42-PT-030	-	計器	クラス3	C
		水素圧力低検出装置(警報用)	N42-PT-030	-	計器	クラス3	C
		発電機固定子冷却水温度高検出装置(警報用)	N43-TE-030	-	計器	クラス3	C
		発電機冷却監視盤	H21-P313	-	制御盤 電源盤	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-P675-1-1	-	継電器	クラス3	C
		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	551GN	-	継電器	クラス3	C
		主変圧器温度高継電器(警報用)	S11-26M	-	計器	クラス3	C
		主変圧器衝撃油圧継電器(警報用)	S11-69M	-	計器	クラス3	C
		所内変圧器 (保護継電装置の種類)	所内変圧器5A比率差動継電器	H11-P675-1-87HT-5A	-	継電器	クラス3
	所内変圧器5B比率差動継電器		H11-P675-1-87HT-5B	-	継電器	クラス3	C
	所内変圧器5A過電流継電器		H11-P675-1-51HT-5A	-	継電器	クラス3	C
	所内変圧器5B過電流継電器		H11-P675-1-51HT-5B	-	継電器	クラス3	C
	所内変圧器温度高継電器(警報用)		R11-TIS-011	A	計器	クラス3	C
				B	計器	クラス3	C
	所内変圧器衝撃油圧継電器(警報用)		R11-PS-001	A	計器	クラス3	C
		B		計器	クラス3	C	
	2号高起動変圧器 (保護継電装置の種類)	2号高起動変圧器主保護盤1	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		2号高起動変圧器主保護盤2	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		2号高起動変圧器後備保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		2号高起動変圧器比率差動継電器 1	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器比率差動継電器 2	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器過電流継電器 1	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器過電流継電器 2	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器中性点過電流継電器	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器温度高継電器(警報用)	-	-	計器	クラス3	C
		2号高起動変圧器衝撃油圧継電器(警報用)	-	-	計器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所5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 (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	C
		低起動変圧器5SA比率差動 継電器	H11-P675-2-87LST-5A	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SB比率差動 継電器	H11-P675-2-87LST-5B	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SA過電流継 電器	H11-P675-2-51LST-5A	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SB過電流継 電器	H11-P675-2-51LST-5B	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器温度高継電器 (警報用)	26D	A	計器	クラス3	C
				B	計器	クラス3	C
		低起動変圧器衝撃油圧継電 器(警報用)	96-PT-1	A	計器	クラス3	C
				B	計器	クラス3	C
		発電機並列用 500kV遮断器	#5BANK 遮断器	O25	-	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)	500kV 5号母線保護盤 1	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		500kV 5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)	500kV #5 BPR(1)	-	継電器	クラス3	C
		500kV 5号母線保護盤 2	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		500kV 5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)	500kV #5 BPR(2)	-	継電器	クラス3	C
		5号 500kV表示線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		表示線継電器	517-1,2,3	-	継電器	クラス3	C
		OFケーブル表示線保護盤	H11-P920-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		表示線継電器	517-1,2,3	-	継電器	クラス3	C
		発電機比率差動継電器1	H11-P675-1-87GA1	-	継電器	クラス3	C
		発電機比率差動継電器2	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
		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-A	-	継電器	クラス3	C	
		H11-P675-1-59/95G-1	-	継電器	クラス3	C	
		H11-P675-1-59/95G-2	-	継電器	クラス3	C	

## 柏崎刈羽原子力発電所5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)	発電機逆相電流継電器 1	H11-P675 -1-46G1	-	継電器	クラス3	C
		発電機逆相電流継電器 2	H11-P675 -1-46G2	-	継電器	クラス3	C
		5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	556	-	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	551GN	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器5A比率差動継電器	H11-P675 -1-87HT- 5A	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器5B比率差動継電器	H11-P675 -1-87HT- 5B	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器5A過電流継電器	H11-P675 -1-51HT- 5A	-	継電器	クラス3	C
		所内変圧器5B過電流継電器	H11-P675 -1-51HT- 5B	-	継電器	クラス3	C
		励磁電源変圧器比率差動継電器	H11-P675 -1-87ET	-	継電器	クラス3	C
		励磁電源変圧器過電流継電器	H11-P675 -1-50- 51ET	-	継電器	クラス3	C
		ガス圧力低継電器(警報用)	-	O25	計器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所5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	母線用500kV遮断器(第1, 2, 5号機共用)	母線用遮断器	O30	-	遮断器	クラス3	C		
			O40	-	遮断器	クラス3	C		
電気設備	母線用500kV遮断器(第1, 2, 5号機共用) (保護継電装置の種類)	500kV 4号母線保護盤 1	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C		
		500kV 4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)	500kV #4 BPR(1)	-	継電器	クラス3	C		
		500kV 4号母線保護盤 2	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C		
		500kV 4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)	500kV #4 BPR(2)	-	継電器	クラス3	C		
		500kV 5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)	500kV #5 BPR(1)	-	継電器	クラス3	C		
		500kV 5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)	500kV #5 BPR(2)	-	継電器	クラス3	C		
		500kV 4号母線分離盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C		
		500kV 4号母線分離継電器	500kV #4 BDR	-	継電器	クラス3	C		
		500kV 5号母線分離盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C		
		500kV 5号母線分離継電器	500kV #5 BDR	-	継電器	クラス3	C		
		ガス圧力低継電器(警報用)	-	O30	計器	クラス3	C		
		ガス圧力低継電器(警報用)	-	O40	計器	クラス3	C		
		電気設備	2号高起動変圧器受電用500kV遮断器(第1, 2, 5号機共用) 2号高起動変圧器受電用遮断器(第1, 2, 5号機共用) (保護継電装置の種類)	2号高起動変圧器受電用遮断器	O82	-	遮断器	クラス3	C
				500kV 4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)	500kV #4 BPR(1)	-	継電器	クラス3	C
500kV 4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)	500kV #4 BPR(2)			-	継電器	クラス3	C		
2号高起動変圧器比率差動継電器 1	-			-	継電器	クラス3	C		
2号高起動変圧器比率差動継電器 2	-			-	継電器	クラス3	C		
2号高起動変圧器過電流継電器 1	-			-	継電器	クラス3	C		
2号高起動変圧器過電流継電器 2	-			-	継電器	クラス3	C		
2号高起動変圧器中性点過電流継電器	-			-	継電器	クラス3	C		
ガス圧力低継電器(警報用)	-			O82	計器	クラス3	C		

柏崎刈羽原子力発電所5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	母線受電用66kV遮断器(2号高起動変圧器より)	66kV受電用遮断器	O112	-	遮断器	クラス3	C
		66kV 甲母線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
			66kV 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
		66kV 乙母線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	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
		66kV母線分離盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		母線地絡過電圧継電器	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器比率差動継電器 1	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器比率差動継電器 2	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器過電流継電器 1	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器過電流継電器 2	-	-	継電器	クラス3	C
		2号高起動変圧器中性点過電流継電器	-	-	継電器	クラス3	C
		ガス圧力低継電器(警報用)	-	O112	計器	クラス3	C
		母線用66kV遮断器(第1, 2, 5号機共用)	66kV母線用遮断器	O120	-	遮断器	クラス3
	母線用66kV遮断器(第1, 2, 5号機共用) (保護継電装置の種類)	66kV 母線保護盤 1	-	-	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)	66kV BPR(1)	-	継電器	クラス3	C
		66kV 母線保護盤 2	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		66kV 母線保護継電器 2 (母線保護比率差動継電器)	66kV BPR(2)	-	継電器	クラス3	C
		66kV 母線分離盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		66kV 母線分離継電器	66kV BDR	-	継電器	クラス3	C
		ガス圧力低継電器(警報用)	-	O120	計器	クラス3	C
	連絡用66kV遮断器(第1, 2, 5号機共用)	66kV連絡用遮断器	O130	-	遮断器	クラス3	C
			O140	-	遮断器	クラス3	C
			O150	-	遮断器	クラス3	C
			O160	-	遮断器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所5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	連絡用66kV遮断器(第1, 2, 5号機共用) (保護継電装置の種類)	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
		母線地絡過電圧継電器	-	-	継電器	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)	66kV BPR(1)	-	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)	66kV BPR(2)	-	継電器	クラス3	C
		66kV 母線地絡後備盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		母線地絡過電圧継電器	66kV OVG	-	継電器	クラス3	C
		66kV 母線連絡回線A保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		電流差動継電器 A	-	-	継電器	クラス3	C
		66kV 母線連絡回線B保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		電流差動継電器 B	-	-	継電器	クラス3	C
		ガス圧力低継電器(警報用)	-	O130	計器	クラス3	C
			-	O140	計器	クラス3	C
		-	O150	計器	クラス3	C	
		-	O160	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5SA受電用遮断器	O5SA	-	遮断器	クラス3	C
		低起動変圧器5SB受電用遮断器	O5SB	-	遮断器	クラス3	C
	低起動変圧器受電用66kV遮断器(保護継電装置の種類)	66kV 母線保護継電器 1 (母線保護比率差動継電器)	66kV BPR(1)	-	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)	66kV BPR(2)	-	継電器	クラス3	C
		母線地絡過電圧継電器	64	-	継電器	クラス3	C

## 柏崎刈羽原子力発電所5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)	低起動変圧器5SA比率差動継電器	H11-P675-2-87LST-5A	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SB比率差動継電器	H11-P675-2-87LST-5B	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SA過電流継電器	H11-P675-2-51LST-5A	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SB過電流継電器	H11-P675-2-51LST-5B	-	継電器	クラス3	C
		LSTr5SA回線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		低起動変圧器5SA過電流継電器	51	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SA地絡過電圧継電器	64	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SA方向地絡継電器	67	-	継電器	クラス3	C
		LSTr5SB回線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		低起動変圧器5SB過電流継電器	51	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SB地絡過電圧継電器	64	-	継電器	クラス3	C
		低起動変圧器5SB方向地絡継電器	67	-	継電器	クラス3	C
		ガス圧力低継電器(警報用)	-	O5SA	計器	クラス3	C
			-	O5SB	計器	クラス3	C
	補助ボイラ-受電用66kV遮断器	4A補助ボイラ-シャ断器	O116	-	遮断器	クラス3	C
		4B補助ボイラ-シャ断器	O117	-	遮断器	クラス3	C
	補助ボイラ-受電用66kV遮断器(保護継電装置の種類)	66kV 母線保護継電器 1 (母線保護比率差動継電器)	66kV BPR(1)	-	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)	66kV BPR(2)	-	継電器	クラス3	C
		母線地絡過電圧継電器	64	-	継電器	クラス3	C
		補助ボイラ4A回線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		補助ボイラ4A過電流継電器	51	-	継電器	クラス3	C
		補助ボイラ4A地絡過電圧継電器	64	-	継電器	クラス3	C
		補助ボイラ4A方向地絡継電器	67	-	継電器	クラス3	C
		補助ボイラ4B回線保護盤	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		補助ボイラ4B過電流継電器	51	-	継電器	クラス3	C
		補助ボイラ4B地絡過電圧継電器	64	-	継電器	クラス3	C
		補助ボイラ4B方向地絡継電器	67	-	継電器	クラス3	C
		ガス圧力低継電器(警報用)	-	O116	計器	クラス3	C
		-	O117	計器	クラス3	C	



柏崎刈羽原子力発電所5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	6.9kV M/C 5A-1	M/C5A-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		所内母線一起動 母線連絡用6.9kV 遮断器	6.9kV M/C 5A-2	M/C5A-2	-	制御盤 電源盤	クラス3
	負荷用6.9kV遮断器	6.9kV M/C 5B-1	M/C5B-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		6.9kV M/C 5B-2	M/C5B-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	起動母線受電用 6.9kV遮断器	6.9kV M/C 5SA-1	M/C5SA-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		6.9kV M/C 5SA-2	M/C5SA-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		6.9kV M/C 5SB-1	M/C5SB-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		6.9kV M/C 5SB-2	M/C5SB-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	所内母線一起動 母線連絡用6.9kV 遮断器 負荷用6.9kV遮断器 ディーゼル発電 機用6.9kV遮断器	6.9kV M/C 5C	M/C5C	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
		6.9kV M/C 5D	M/C5D	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
		6.9kV M/C 5H	M/C5H	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
	中性点接地装置 (発電機、主変圧 器)	発電機中性点接地装置盤	H21-P320	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	中性点接地装置 (所内変圧器)	所内変圧器中性点接地装置 5A-1	H21-P371A	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		所内変圧器中性点接地装置 5A-2	H21-P372A	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		所内変圧器中性点接地装置 5B-1	H21-P371B	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		所内変圧器中性点接地装置 5B-2	H21-P372B	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	中性点接地装置 (高起動変圧器)	2号高起動変圧器 中性点接地装置	-	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	中性点接地装置 (低起動変圧器)	低起動変圧器 5SA 中性点接地装置 5SA-1	H21- X003A-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		低起動変圧器 5SA 中性点接地装置 5SA-2	H21- X003A-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		低起動変圧器 5SB 中性点接地装置 5SB-1	H21- X003B-1	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		低起動変圧器 5SB 中性点接地装置 5SB-2	H21- X003B-2	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
	所内母線受電用 6.9kV遮断器 (保護継電装置 の種類)	過電流継電器	M/C 5A-1- 1B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-2- 1B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1- 1B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-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)	起動母線過電流継電器	M/C 5SA- 1-1B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5SA- 2-1B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5SB- 1-1B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5SB- 2-1B	51	継電器	クラス3	C

柏崎刈羽原子力発電所5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	所内母線一起動母線連絡用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/C 5A-1-2B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-2-2B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-2B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-2B	51	継電器	クラス3	C
			M/C 5C-1B	51	継電器	クラス3	As
			M/C 5C-8A	51	継電器	クラス3	As
			M/C 5D-1B	51	継電器	クラス3	As
			M/C 5D-8A	51	継電器	クラス3	As
			M/C 5H-1B	51	継電器	クラス3	As
			M/C 5H-3A	51	継電器	クラス3	As
	負荷用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 5A-1-3A	49/50 / 51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-1-4A	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-1-4B	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-1-5A	49/50 / 51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-1-5B	49/50 / 51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-1-6A	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-1-6B	49/50 / 51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-1-7A	49/50 / 51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-1-7B	49/50 / 51	継電器	クラス3	C
			M/C 5A-2-3A	49/50 / 51	継電器	クラス3	C
M/C 5A-2-4A	49/50 / 51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-4B	50/51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-5A	50/51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-5B	50/51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-6A	50/51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-6B	50/51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-7A	49/50 / 51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-7B	49/50 / 51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-8A	50/51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-8B	49/50 / 51	継電器	クラス3	C			
M/C 5A-2-9A	50/51	継電器	クラス3	C			

柏崎刈羽原子力発電所5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	負荷用6.9kV遮断器 (保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 5B-1-3A	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-4A	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-4B	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-5A	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-5B	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-6A	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-6B	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-7A	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-1-7B	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-3A	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-4A	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-4B	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-5A	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-5B	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-6A	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-6B	50/51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-7A	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-7B	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-8A	49/50 /51	継電器	クラス3	C
			M/C 5B-2-8B	49/50 /51	継電器	クラス3	C
電気設備	負荷用6.9kV遮断器 (保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 5C-2A	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-2B	50/51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-3A	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-4A	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-4B	50/51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-5A	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-5B	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-6A	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-6B	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-7A	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5C-7B	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5D-2A	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5D-2B	50/51	継電器	クラス1	As
			M/C 5D-3A	49/50 /51	継電器	クラス1	As
			M/C 5D-4B	50/51	継電器	クラス1	As
			M/C 5D-5A	49/50 /51	継電器	クラス1	As

柏崎刈羽原子力発電所5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	負荷用6.9kV遮断器 (保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 5D-5B	49/50 /51	継電器	クラス1	As	
			M/C 5D-6A	49/50 /51	継電器	クラス1	As	
			M/C 5D-6B	49/50 /51	継電器	クラス1	As	
			M/C 5D-7B	49/50 /51	継電器	クラス1	As	
			M/C 5H-2A	50/51	継電器	クラス1	As	
			M/C 5H-4A	49/50 /51	継電器	クラス1	As	
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)	発電機比率差動継電器	R43-87DA	-	継電器	クラス1	As	
			R43-87DB	-	継電器	クラス1	As	
			R43-87DH	-	継電器	クラス1	As	
		発電機過電流継電器	R43-51VDA	-	継電器	クラス1	As	
			R43-51VDB	-	継電器	クラス1	As	
			R43-51VDH	-	継電器	クラス1	As	
		発電機逆電力継電器	R43-67DA	-	継電器	クラス1	As	
			R43-67DB	-	継電器	クラス1	As	
			R43-67DH	-	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(発電機) (保護継電装置の種類)	発電機比率差動継電器	R43-87DA	-	継電器	クラス1	As	
			R43-67DA	-	継電器	クラス1	As	
		発電機過電流継電器	R43-51VDA	-	継電器	クラス1	As	
			R43-64GDA	-	継電器	クラス1	As	
		発電機界磁地絡継電器(警報用)	R43-64FDA	-	継電器	クラス1	As	
			R43-59DA	-	継電器	クラス1	As	
		発電機比率差動継電器	R43-87DB	-	継電器	クラス1	As	
			R43-67DB	-	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(発電機) (保護継電装置の種類)	発電機過電流継電器	R43-51VDB	-	継電器	クラス1	As	
			R43-64GDB	-	継電器	クラス1	As	
		発電機界磁地絡継電器(警報用)	R43-64FDB	-	継電器	クラス1	As	
			R43-59DB	-	継電器	クラス1	As	
		発電機比率差動継電器	R43-87DH	-	継電器	クラス1	As	
			R43-67DH	-	継電器	クラス1	As	
		発電機過電流継電器	R43-51VDH	-	継電器	クラス1	As	
			R43-64GDH	-	継電器	クラス1	As	
		発電機界磁地絡継電器(警報用)	R43-64FDH	-	継電器	クラス1	As	
			R43-59DH	-	継電器	クラス1	As	
		非常用ディーゼル発電設備(発電機) (励磁装置)	ディーゼル発電機A リアクトル盤ESS-I	H21-P103A	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
				H21-P103B	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
	H21-P103H			-	制御盤 電源盤	クラス1	As	
	H21-P101A			-	調整器	クラス1	As	
	H21-P101B			-	調整器	クラス1	As	
	H21-P101H			-	調整器	クラス1	As	
	H21-P101H			-	調整器	クラス1	As	

柏崎刈羽原子力発電所5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(発電機) (中性点接地装置)	ディーゼル発電機A 中性点接地装置盤ESS-I	H21-P106A	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
		ディーゼル発電機B 中性点接地装置盤ESS-II	H21-P106B	-	制御盤 電源盤	クラス1	As
		ディーゼル発電機HPCS 中性点接地装置盤ESS-III	H21-P106H	-	制御盤 電源盤	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	T49-B001	A	電気ヒータ	クラス1	A
				B	電気ヒータ	クラス1	A
計測制御系統設備	制御棒駆動系	制御棒駆動水加熱器	C12-D007	-	電気ヒータ	クラス3	B
計測制御系統設備	制御棒駆動系	制御棒駆動水加熱器	C12-D007	-	タンク	ノンクラス	B
原子炉格納施設	原子炉格納容器貫通部	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	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
原子炉格納施設	原子炉格納容器貫通部	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
		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
				D	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
		X-105	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	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-P003	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		直流250V充電器 予備	R42-P004	-	制御盤 電源盤	クラス3	C
		直流125V充電器盤 5A	R42-P006A	A	制御盤 電源盤	クラス1	As
		直流125V充電器盤 5B	R42-P006B	B	制御盤 電源盤	クラス1	As
		直流125V充電器盤 予備	R42-P008	-	制御盤 電源盤	クラス3	As

柏崎刈羽原子力発電所5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	
その他の発電装置	蓄電池及び充電器	直流125VHPCS充電器 常用	R42-P006H	-	制御盤 電源盤	クラス1	As	
		直流125VHPCS充電器 予備	R42-P008H	-	制御盤 電源盤	クラス3	As	
		125V蓄電池5A	-	A	蓄電池	クラス1	As	
		125V蓄電池5B	-	B	蓄電池	クラス1	As	
		125V蓄電池HPCS	-	-	蓄電池	クラス1	As	
		250V蓄電池	-	-	蓄電池	クラス3	C	
	バイタル交流電源設備	バイタル交流電源装置5A	R46	A	制御盤 電源盤	クラス1	As	
		バイタル交流電源装置5B	R46	B	制御盤 電源盤	クラス1	As	
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	タービンバイパス弁	N37-F001A	1	弁	クラス2	B	
				3	弁	クラス2	B	
				5	弁	クラス2	B	
				7	弁	クラス2	B	
			N37-F001B	2	弁	クラス2	B	
				4	弁	クラス2	B	
				6	弁	クラス2	B	
				8	弁	クラス2	B	
原子炉冷却系統設備	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2給水加熱器ドレン冷却器	N21-B009	A	給水加熱器	クラス3	B	
				B	給水加熱器	クラス3	B	
		第6給水加熱器ドレン冷却器	N21-B010	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	N38-C001	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-C002	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	N38-C011	A	横形ポンプ	クラス3	B	
				B	横形ポンプ	クラス3	B	
		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			
給水加熱器ドレンベント系	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		
			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		
			I	ろ過脱塩器	クラス3	B		
			J	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		

## 柏崎刈羽原子力発電所5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	復水浄化系	復水脱塩装置陽イオン樹脂再生塔	N27-D003	-	ろ過脱塩器	ノンクラス	B
		復水脱塩装置陰イオン樹脂再生塔	N27-D004	-	ろ過脱塩器	ノンクラス	B
		主配管	-	-	配管	クラス3	B
	抽気系	主配管	-	-	配管	クラス3	B
	タービン補助蒸気系	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-A003	-	タンク	クラス3	C
		計装用圧縮空気系空気貯槽安全弁	P52-F006	-	弁	クラス3	C
		計装用圧縮空気系空気圧縮	P52-C001	A	空気圧縮機	クラス3	C
			P52-C001	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	ノンクラス	C
		計装用圧縮空気系除湿装置	P52-A005	A	除湿塔	クラス3	C
			P52-A005	B	除湿塔	クラス3	C
			P52-A005	C	除湿塔	クラス3	C
			P52-A005	D	除湿塔	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予熱器	N62-B001	A	熱交換器	クラス2	B
			N62-B001	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
			N62-B002	B	熱交換器	クラス2	B
		気体廃棄物処理系除湿冷却	N62-B003	A	熱交換器	クラス2	B
			N62-B003	B	熱交換器	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガスブロワ	N62-C001	-	ファン	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
			N62-D001	B	タンク	クラス2	B
		気体廃棄物処理系脱湿塔	N62-D005	A	除湿塔	クラス2	B
			N62-D005	B	除湿塔	クラス2	B
		気体廃棄物処理系前置フィルタ	N62-D004	A	フィルタ	クラス2	B
			N62-D004	B	フィルタ	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-D007	A	タンク	クラス2	B
			N62-D007	B	タンク	クラス2	B
			N62-D007	C	タンク	クラス2	B
			N62-D007	D	タンク	クラス2	B
			N62-D007	E	タンク	クラス2	B
			N62-D007	F	タンク	クラス2	B
			N62-D007	G	タンク	クラス2	B
			N62-D007	H	タンク	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガスフィルタ	N62-D008	A	タンク	クラス2	B
			N62-D008	B	タンク	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガス抽出器	N62-D009	-	空気抽出器	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガスブロワサイレンサ	N62-D030	-	配管	クラス2	B
		気体廃棄物処理系排ガスブロワ後置冷却器	N62-B005	A	熱交換器	クラス2	B
N62-B005	B		熱交換器	クラス2	B		
主配管	-	-	配管	クラス2	B		
廃棄設備	液体廃棄物処理系	タービン建屋低電導度廃液サンプ	K11-A003	A	タンク	クラス3	B
			K11-A003	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
			K11-A103	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-C003	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
		主配管	-	-	配管	クラス3	B
		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
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
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		

柏崎刈羽原子力発電所5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	第4抽気管	-	-	配管	クラス3	B	
		蒸化器加熱蒸気管	-	-	配管	クラス3	B	
		湿水分離器	N35-D001	A	湿水分離器	クラス3	B	
			N35-D001	B	湿水分離器	クラス3	B	
	調速装置及び非常調速装置の種類	調速装置	-	-	主タービン	クラス3	B	
		非常調速装置	-	-	主タービン	クラス3	B	
	復水器	復水器	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
		復水浄化ポンプ	N25-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	
		復水器真空ポンプ	N21-C009	-	横形ポンプ	ノンクラス	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	
	起動停止用蒸気式空気抽出器	N21-D019	-	空気抽出器	クラス3	B		
	N21-D020	-	空気抽出器	クラス3	B			
復水ヘッドタンク	N25-A001	-	タンク	クラス3	B			
蒸気タービン	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-B007	-	空気抽出器	クラス3	B	
	蒸気タービンに附属する管	主蒸気系の管	-	-	配管	クラス3	B	
		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	
		タービングラウンド蒸気系の管	-	-	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	
		復水浄化系の管	-	-	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-F051	A	弁	クラス3	B	
				B	弁	クラス3	B	
			N33-F012	A	弁	クラス3	B	
				N33-F015	B	弁	クラス3	B
			起動用グラウンド蒸気減圧弁	N33-F027	-	弁	クラス3	B
			グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁	N36-F055	-	弁	クラス3	B
	N36-F056			-	弁	クラス3	B	
	N36-F057			-	弁	クラス3	B	
	N36-F058			-	弁	クラス3	B	
	グラウンド蒸気管安全弁		N33-F040	-	弁	クラス3	B	
		N33-F041	-	弁	クラス3	B		
		N33-F042	-	弁	クラス3	B		
	放射線管理設備	タービン建屋換気空調系	T/B送風機	U41-C301	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-C302	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	
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-F023	-	弁	クラス3	C	
		所内蒸気系タービン建屋入口安全弁	P61-F054	-	弁	クラス3	C	
廃棄設備	廃棄物貯蔵設備	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	
				C	タンク	クラス3	B	
		原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽	K21-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	
				K21-A051	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
		復水浄化系粉末樹脂沈降分離槽	K21-A051	C	プールライニング	クラス3	B	
				D	プールライニング	クラス3	B	
		使用済樹脂槽	K21-A021	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		
	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-A002	A	タンク	クラス3
		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		
サービス建屋高電導度廃液サンブ	K11-A111	-	タンク	クラス3	B			
サービス建屋シャワードレンサンブ	K11-A601	-	タンク	ノンクラス	C			



柏崎刈羽原子力発電所5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
		原子炉建屋付属棟高電導度 廃液サンプポンプ	K11-C102	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
		サービス建屋高電導度廃液 サンプポンプ	K11-C111	A	立形ポンプ	クラス3	B
				B	立形ポンプ	クラス3	B
		サービス建屋シャワードレン サンプポンプ	K11-C601	A	立形ポンプ	ノンクラス	C
				B	立形ポンプ	ノンクラス	C
焼却炉建屋高電導度廃液サ ンプ	K11-A251	-	タンク	クラス3	B		
焼却炉建屋高電導度廃液サ ンプポンプ	K11-C251	A	立形ポンプ	クラス3	B		
		B	立形ポンプ	クラス3	B		
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	圧力抑制室プール水サージボ ンプ室高電導度廃液サンプ	K11-A112	-	タンク	クラス3	B
				K11-C112	A	立形ポンプ	クラス3
			B	立形ポンプ	クラス3	B	
			-	-	配管	クラス3	B
		-	-	配管	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プル槽	K12-A004	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プ	K12-C001	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	クラス3	B
		低電導度廃液系サンプルポン プ	K12-C004	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	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-D003	A	ろ過脱塩器	クラス3	B	
			B	ろ過脱塩器	クラス3	B	
		-	-	配管	クラス3	B	
	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
				D	タンク	クラス3	B
		高電導度廃液系蒸留水タンク	K13-A005	A	タンク	クラス3	B
				B	タンク	クラス3	B
		高電導度廃液系サンプル槽	K13-A002	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
		高電導度廃液系貯留槽	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-D005	A	熱交換器	クラス3	B
				B	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	A	熱交換器	クラス3	B
				B	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
				D	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-C005	A	立形ポンプ	クラス3	B
				B	立形ポンプ	クラス3	B
	高電導度廃液系蒸留水ポン プ	K13-C002	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		
高電導度廃液系貯留水ポン プ	K13-C004	A	横形ポンプ	クラス3	C		
		B	横形ポンプ	クラス3	C		
高電導度廃液系濃縮装置蒸 発缶	K13-D004	A	タンク	クラス3	B		
		B	タンク	クラス3	B		
高電導度廃液系濃縮装置蒸 発デミスタ	K13-D006	A	フィルタ	クラス3	B		
		B	フィルタ	クラス3	B		
高電導度廃液系脱塩塔	K13-D001	A	ろ過脱塩器	クラス3	B		
		B	ろ過脱塩器	クラス3	B		
	-	-	配管	クラス3	B		
	-	-	配管	ノンクラス	C		

柏崎刈羽原子力発電所5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 シャワードレン系	シャワードレン系収集タンク	K16-A002	A	タンク	ノンクラス	C
				B	タンク	ノンクラス	C
		シャワードレン系収集ポンプ	K16-C002	A	横形ポンプ	ノンクラス	C
				B	横形ポンプ	ノンクラス	C
		シャワードレン系受タンク	K16-A001	-	タンク	ノンクラス	C
		シャワードレン系受ポンプ	K16-C001	A	横形ポンプ	ノンクラス	C
				B	横形ポンプ	ノンクラス	C
		シャワードレン系ろ過器	K16-D001	A	ろ過脱塩器	ノンクラス	C
				B	ろ過脱塩器	ノンクラス	C
		主配管	-	-	配管	ノンクラス	C
	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 洗濯廃液系	洗濯廃液系受タンク	K14-A005	A	タンク	ノンクラス	B
				B	タンク	ノンクラス	B
		洗濯廃液系受ポンプ	K14-C005	A	横形ポンプ	ノンクラス	B
				B	横形ポンプ	ノンクラス	B
		洗濯廃液系ろ過機	K14-D013	A	横形ポンプ	ノンクラス	B
				B	横形ポンプ	ノンクラス	B
				C	横形ポンプ	ノンクラス	B
	主配管	-	-	配管	ノンクラス	B	
	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 圧力抑制室プール水排水系	圧力抑制室プール水サージポンプ	U49-C001	-	横形ポンプ	ノンクラス	B
		圧力抑制室プール水サージタンク	U49-A001	-	タンク	クラス3	B
		主配管	-	-	配管	ノンクラス	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-A041	-	タンク	クラス3	B
		廃スラッジ系受タンク	K21-A061	-	タンク	クラス3	B
		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-C001	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-C041	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-C021	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	クラス3	B
		復水浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ	K21-C051	A	横形ポンプ	クラス3	B
				B	横形ポンプ	クラス3	B
		廃スラッジ系受ポンプ	K21-C061	-	横形ポンプ	クラス3	B
		主配管	-	-	配管	クラス3	B
		廃スラッジ拔出装置	K21-D010	-	立形ポンプ	クラス3	B
		焼却炉建屋廃スラッジタンク	K21-A001	-	タンク	クラス3	B
		焼却炉建屋廃スラッジポンプ	K21-C401	-	横形ポンプ	クラス3	B
	焼却炉建屋廃スラッジ供給ポンプ	K21-C402	-	横形ポンプ	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
				C	横形ポンプ	クラス3	B
		主配管	-	-	配管	クラス3	B
	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 固化系	固化系乾燥機給液タンク	K23-A001	-	タンク	クラス3	B
		固化系粉体ホッパ	K23-A201	-	固化装置	クラス3	B
		固化系混合槽	K23-A203	-	固化装置	クラス3	B
		固化系ミストセパレータ	K23-D101	-	固化装置	クラス3	B
		固化系復水器	K23-B101	-	固化装置	クラス3	B
		固化系乾燥機給液ポンプ	K23-C001	-	固化装置	クラス3	B
		固化系乾燥機	K23-D001	-	固化装置	クラス3	B
		固化系粉体移送機	K23-D201	-	固化装置	クラス3	B
		固化系粉体供給機	K23-D202	-	固化装置	クラス3	B
		固化系ヘッドタンク	K23-A002	-	固化装置	クラス3	B
		主配管	-	-	配管	クラス3	B
廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 雑固体系	排ガスクーラ	K26-B001	-	熱交換器	クラス3	B	
	焼却炉	K26-D001	-	焼却装置	クラス3	B	
	排ガス前置フィルタ	K26-D002	A	フィルタ	クラス3	B	
			B	フィルタ	クラス3	B	
	排ガスフィルタ	K26-D003	A	フィルタ	クラス3	B	
			B	フィルタ	クラス3	B	
	排ガスブロウ	K26-C001	-	ファン	クラス3	B	
	排ガス補助ブロウ	K26-C002	-	ファン	クラス3	B	
放射線管理設備	換気設備 廃棄物処理区域 換気空調系	RW/Z送風機	U41-C151	A	ファン	ノンクラス	C
				B	ファン	ノンクラス	C
				C	ファン	ノンクラス	C

柏崎刈羽原子力発電所5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	換気設備 廃棄物処理区域 換気空調系	RW/Z排風機	U41-C152	A	ファン	ハンクラス	C
				B	ファン	ハンクラス	C
				C	ファン	ハンクラス	C
		M/B送風機	U41-C751	A	ファン	ハンクラス	C
				B	ファン	ハンクラス	C
		S/B送風機	U41-C701	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-C702	A	ファン	ハンクラス	C
				B	ファン	ハンクラス	C
		焼却炉建屋送風機	U41-2001	A	ファン	ハンクラス	C
B	ファン			ハンクラス	C		
焼却炉建屋排風機	U41-2002	A	ファン	ハンクラス	C		
		B	ファン	ハンクラス	C		
補助ボイラ	補助ボイラ(4A)	胴 胴取付の主な管台	P62-D001A	4A	ボイラ	クラス3	C
					ボイラ	クラス3	C
	補助ボイラ(4B)	胴 胴取付の主な管台	P62-D001B	4B	ボイラ	クラス3	C
					ボイラ	クラス3	C
	補助ボイラの管 安全弁	補助ボイラ用安全弁	-	-	配管	クラス3	C
					弁	クラス3	C
					弁	クラス3	C
					弁	クラス3	C
	補助ボイラに附 属する給水設備 給水ポンプ	給水ポンプ	P62-C001	A	横形ポンプ	クラス3	C
					横形ポンプ	クラス3	C
					横形ポンプ	クラス3	C
		循環ポンプ	P62-D001A P62-D001B	4A 4B	横形ポンプ	クラス3	C
	横形ポンプ				クラス3	C	
	補助ボイラに附 属する給水設備 貯水設備	給水タンク	P62-A001	A	タンク	クラス3	C
					タンク	クラス3	C
	補助ボイラに附 属するボイラ水 処理設備 薬液注入装置	脱酸剤ポンプ 低負荷用脱酸剤ポンプ 清缶剤ポンプ	P62-C002 P62-C006 P62-C003	-	往復動式ポンプ	ハンクラス	C
					往復動式ポンプ	ハンクラス	C
					往復動式ポンプ	ハンクラス	C
	補助ボイラに附 属する管 外径150mm以 上の管	主蒸気管 給水管 所内蒸気系	-	-	配管	クラス3	C
					配管	クラス3	C
					配管	クラス3	C
	補助ボイラに附 属する管 蒸気だめ	蒸気だめ	P62-G001	A	配管	クラス3	C
					配管	クラス3	C
	補助ボイラに附 属する管 減圧装置	濃縮装置加熱器入口減圧弁	K13-F205	A	弁	ハンクラス	C
					弁	ハンクラス	C
	補助ボイラに附 属する管 安全弁	濃縮装置加熱器入口安全弁	K13-F246	A	弁	ハンクラス	C
					弁	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	純水タンク	Y41-A006C Y41-A006D	No.3 No.4	タンク	ハンクラス	C
					タンク	ハンクラス	C
		純水処理装置	Y41	No.3	ろ過脱塩器	ハンクラス	C
		純水移送ポンプ	P11-C001	A B	横形ポンプ	ハンクラス	C
					横形ポンプ	ハンクラス	C
		純水送水ポンプ	Y41-C029	A B	横形ポンプ	ハンクラス	C
横形ポンプ	ハンクラス				C		
廃棄設備	廃棄物貯蔵設備	濃縮廃液タンク液位	K22-LS-002	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
		原子炉冷却材浄化系粉末樹 脂沈降分離槽液位	K21-LS-002	A	計器	ハンクラス	C
				B	計器	ハンクラス	C
		復水浄化系粉末樹脂沈降分 離槽液位	K21-LS-021	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
		使用済樹脂槽液位	K21-LS-031	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 廃液サンブ液位	K11-LS-005	A	計器	ハンクラス	C
					計器	ハンクラス	C
			K11-LS-004	A	計器	ハンクラス	C
					計器	ハンクラス	C

柏崎刈羽原子力発電所5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	タービン建屋低電導度廃液サンプ液位	K11-LS-011	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
			K11-LS-010	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液位	K11-LS-104	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-LS-103	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液位	K11-LS-111	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
		K11-LS-110	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液位	K11-LS-121	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-LS-120	A	計器	ハンクラス	C		
			B	計器	ハンクラス	C		
		サービス建屋高電導度廃液サンプ液位	K11-LS-131	-	計器	ハンクラス	C	
				-	計器	ハンクラス	C	
		K11-LS-130	-	計器	ハンクラス	C		
			-	計器	ハンクラス	C		
		サービス建屋シャワードレンサンプ液位	K11-LS-323	-	計器	ハンクラス	C	
	-			計器	ハンクラス	C		
	K11-LS-322	-	計器	ハンクラス	C			
		-	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ポンプ電動機	K11-C002	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		
	サービス建屋高電導度廃液サンプポンプ電動機	K11-C111	A	電動機	ハンクラス	C		
			B	電動機	ハンクラス	C		
	サービス建屋シャワードレンサンプポンプ電動機	K11-C601	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 低電導度廃液系	低電導度廃液系収集槽液位	K12-LS-001	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-LS-010	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-C004	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-LS-001	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
	D				計器	ハンクラス	C	
	高電導度廃液系蒸留水タンク液位		K13-LS-020	A	計器	ハンクラス	C	
				B	計器	ハンクラス	C	
高電導度廃液系サンプル槽液位	K13-LS-030		A	計器	ハンクラス	C		
			B	計器	ハンクラス	C		
高電導度廃液系貯留槽液位	K13-LS-040		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		
			D	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-C005		A	電動機	ハンクラス	C		
		B	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	A	電動機	ハンクラス	C			
		B	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			
高電導度廃液系貯留水ポンプ電動機	K13-C004	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 シャワードレン系	シャワードレン系収集タンク液位	K16-LS-011	A	計器	ハンクラス	C		
			B	計器	ハンクラス	C		
	シャワードレン系収集ポンプ電動機	K16-C002	A	電動機	ハンクラス	C		
			B	電動機	ハンクラス	C		
	シャワードレン系受タンク液位	K16-LS-001	-	計器	ハンクラス	C		
			-	計器	ハンクラス	C		
	シャワードレン系受ポンプ電動機	K16-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5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 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-LS-010	-	計器	ハンクラス	C
		廃スラッジ系受タンク液位	K21-LS-040	-	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-C001	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-C041	A	電動機	ハンクラス	C
			B	電動機	ハンクラス	C	
		復水浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ電動機	K21-C051	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-C021	A	電動機	ハンクラス	C
			B	電動機	ハンクラス	C	
	廃スラッジ排出装置ポンプ電動機	K21-C081	-	電動機	ハンクラス	C	
	廃スラッジ排出装置昇降装置電動機	K21-D010	-	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	
			C	電動機	ハンクラス	C	
	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 固化系	固化系乾燥機給液タンク液位	K23-LS-002	-	計器	ハンクラス	C
		固化系乾燥機給液ポンプ電動機	K23-C001	-	固化装置	ハンクラス	C
		固化系乾燥機電動機	K23-D001	-	固化装置	ハンクラス	C
		固化系粉体移送機電動機	K23-D201	-	固化装置	ハンクラス	C
		固化系粉体供給機電動機	K23-D202	-	固化装置	ハンクラス	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	原子炉建屋付属棟低電導度廃液サンプ液位	K11-LS006	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液位	K11-LS-012	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液位	K11-LS-105	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	
		床漏えい検出器継電器盤1	H21-P299-1	-	制御盤	ハンクラス	C
		原子炉建屋付属棟高電導度廃液サンプ液位	K11-LS-112	A	計器	ハンクラス	C
			B	計器	ハンクラス	C	
		床漏えい検出器継電器盤8	H21-P299-4	-	制御盤	ハンクラス	C
		タービン建屋高電導度廃液サンプ液位	K11-LS-122	A	計器	ハンクラス	C
			B	計器	ハンクラス	C	
		床漏えい検出器継電器盤4	H21-P397	-	制御盤	ハンクラス	C
	サービス建屋高電導度廃液サンプ液位	K11-LS-132	-	計器	ハンクラス	C	
	サービス建屋シャワードレンサンプ液位	K11-LS-324	-	計器	ハンクラス	C	
	床漏えい検出器継電器盤6	H21-P531	-	制御盤	ハンクラス	C	
	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 洗濯廃液系	洗濯廃液系受タンク液位	K14-LS111	A-2	計器	ハンクラス	C
			B-2	計器	ハンクラス	C	
		洗濯廃液系受ポンプ電動機	K14-C005	A	電動機	ハンクラス	C
			B	電動機	ハンクラス	C	
		洗濯廃液系ろ過機電動機(高速用)	K14-C013	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	
		洗濯廃液系ろ過機電動機(低速用)	K14-C013	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	
	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	洗濯廃液系受タンク室液位	U46-LS-501	-	計器	ハンクラス	C
	洗濯廃液系制御盤	H21-P690	-	制御盤	ハンクラス	C	
	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	焼却炉建屋高電導度廃液サンプ液位	K11-LS252	-	計器	ハンクラス
K11-LS251				-	計器	ハンクラス	C
焼却炉建屋高電導度廃液サンプポンプ電動機		K11-C251	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5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 固体廃棄物処理系 廃スラッジ系	焼却炉建屋廃スラッジタンク液位	K21-LS401	-	計器	ハンクラス	C
		廃スラッジ系受ポンプ電動機	K21-C061	-	電動機	ハンクラス	C
		焼却炉建屋廃スラッジポンプ電動機	K21-C401	-	電動機	ハンクラス	C
		焼却炉建屋廃スラッジ供給ポンプ電動機	K21-C402	-	電動機	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	圧力抑制室プール水サージポンプ室高電導度廃液サンプル液位	K11-LS-140	-	計器	ハンクラス	C
			K11-LS-141	-	計器	ハンクラス	C
		圧力抑制室プール水サージポンプ室高電導度廃液サンプル電動機	K11-C112	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 圧力抑制室プール水排水系	圧力抑制室プール水サージタンク液位	U49-LS005	-	計器	ハンクラス	C
		圧力抑制室プール水サージポンプ電動機	U49-C001	-	電動機	ハンクラス	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	焼却炉建屋高電導度廃液サンプル液位	K11-LS253	-	計器	ハンクラス	C
		焼却炉建屋床漏えい現場盤	H21-P811	-	制御盤	ハンクラス	C
		圧力抑制室プール水サージポンプ室高電導度廃液サンプル液位	K11-LS-142	-	計器	ハンクラス	C
		圧力抑制室プール水サージタンク液位	U46-LS-401	-	計器	ハンクラス	C
床漏えい検出器継電器盤7		H21-P660	-	制御盤	ハンクラス	C	
電気設備	変圧器	補助ボイラ用変圧器	P62-J004	A	変圧器	ハンクラス	C
				B	変圧器	ハンクラス	C
		補助ボイラ用変圧器比率差動継電器	P62-87	4A	継電器	ハンクラス	C
				4B	継電器	ハンクラス	C
		補助ボイラ用変圧器過電流継電器	P62-57	4A	継電器	ハンクラス	C
				4B	継電器	ハンクラス	C
		補助ボイラ(4A)電気盤	H21-P472A	4A	制御盤	ハンクラス	C
		補助ボイラ(4B)電気盤	H21-P472B	4B	制御盤	ハンクラス	C
		補助ボイラ用変圧器温度高継電器	P62-26	4A	計器	ハンクラス	C
				4B	計器	ハンクラス	C
補助ボイラ用変圧器衝撃油圧継電器	P62-96P	4A	計器	ハンクラス	C		
		4B	計器	ハンクラス	C		
補助ボイラ	補助ボイラに付属する給水設備	給水ポンプ電動機	P62-C001	A	電動機	クラス3	C
				B	電動機	クラス3	C
				C	電動機	クラス3	C
		循環ポンプ電動機	P62-CPA	4A	電動機	クラス3	C
P62-CPB	4B		電動機	クラス3	C		
放射線管理用計測装置	プロセスモニタリング設備	焼却炉建屋排気筒放射線モニタ	D11-RE002	A	検出器	ハンクラス	C
				B	検出器	ハンクラス	C
	エリアモニタリング設備	焼却炉建屋放射線モニタ(1階雑固体一時置場 エリアモニタ)	D21-RE003	-	検出器	ハンクラス	C
		焼却炉建屋放射線モニタ(灰ドラム検査エリア エリアモニタ)	D21-RE004	-	検出器	ハンクラス	C
		焼却炉建屋放射線モニタ(トラック室 エリアモニタ)	D21-RE005	-	検出器	ハンクラス	C
		焼却炉建屋放射線モニタ(2階雑固体一時置場 エリアモニタ)	D21-RE006	-	検出器	ハンクラス	C
		焼却設備放射線モニタ盤	H14-P713	-	制御盤	ハンクラス	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作物について適用する。 各号に定めるところによる。 一 「放射線」は、原子力基本法(昭和30年法律第186号)第3条第5号に規定する放射線又はメガ電子ビーム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。 二 「原子炉施設」とは、原子炉及びその附属設備をいう。 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。 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。 五 「一次冷却システム」とは、一次冷却材が循環する回路をいう。 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中の単一の誤操作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。 七 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の破壊、損壊による原子炉内の燃料の破損等により、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。 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を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせるものをいう。 イ 一次冷却系に係る設備及びその附属設備 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(未臨界に移行し、乗換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 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損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(原子炉圧力容器内において発生した熱を通常運転時において除去する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 ニ 原子炉格納容器及びその隔離弁 ホ 非常用電源設備及びその附属設備 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(空気又は水のうち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密度を超えるおそれがあるものをいう。 十 「周辺監視区域」とは、管理区域の周辺の区域であつて、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及び別に告示する線量限度を超えるおそれがないものをいう。	第1条(適用範囲) 1 本省令の、原子力発電所に対する許可上の位置付けは、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施設するための基準である。 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作物」とは、電気事業法施行規則の別表第3の「一 発電所」及び「(三) 原子力設備」及び「(八) 附属設備」(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作物である。 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つては、当該認可又は届出に当たって申請された仕様又は規格(経年変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。 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あつては、「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。	第1条(適用範囲) 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(実用発電用原子炉の設置、運転等に附する規則(昭和55年12月28日 経済産業省令77号)第2条第2項第8号)に記載される「原子炉の安全設計に関する説明書」及び関係添付書類十(実用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 経済産業省令77号)第2条第2項第10号)の「原子炉の操作上の過失、機械又は設置の故障、地震、火災等があつ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、影響に関する説明書」に含まれる事項がある。 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。 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適合義務、電気事業法に基づく工事計画認可等が求められる。本改正に伴い、ナトリウム冷却型原子力発電設備にかかる以下の事項、高温構造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。 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(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、カーガス、高温構造) 二 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(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、格納容器解除去装置) 三 機能要求は同等であるが仕様と差違がある設備(原子炉冷却材流出を制御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)	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			第2条(定義) 1 第3号に規定する「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気タービン(発電用に限る。))を除く及び「(八) 附属設備」(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作物であつて、次の施設を含む。 (三) 原子力設備 1 原子炉本体 2 原子炉冷却系統設備 3 計測制御系統設備 4 燃料設備 5 放射線管理設備 6 廃棄設備 7 原子炉格納施設 8 排気筒 9 補助ボイラー 10 補助ボイラー 11 補助ボイラーに関する燃料設備 12 補助ボイラーに関するばい煙処理設備 (ハ) 附属設備 1 発電所の運転を管理するための制御装置 2 非常用予備電源装置 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の範囲を定める規程」(JEAC4605-2004)に規定する「工学的安全施設及びその関連施設」をいう。(「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格」に関する技術計画書(平成17年12月)) 3 第9号に規定する「安全設備」のイ、ハ、ニ及びホとは次の設備をいう。 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)に属する設備 ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設 ニ 工学的安全施設(非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその隔離弁を除く) *原子炉隔離時冷却系(BWR) *換熱除去系(原子炉停止時冷却モード)(BWR) *蒸気除去系(PWR) *過がし安全弁(安全弁としての機能)(BWR) *加圧器安全弁(開閉機)(PWR) *制御室非常用換気空調系 *格納容器エアフロッタ(事故時)(PWR) *格納容器雰囲気放射線モニタ(事故時)(BWR) ニ 原子炉建屋(BWR)、アンユラス(PWR)を含む。 ホ イ一次冷却材ポンプを除く。ロ(制御室駆動装置を除く。)&ハ及びニに規定する設備に対してその機能を確保するために電力を供給するもの	第6号に定める用語は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂)」(以下、安全設計審査指針という。))における「運転時の異常な過渡変化」に整合を図っている。 2 第8号イにおいて、原子炉圧力容器は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成2年9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。))のPS-1に属する機能であることから、安全設備に含まれることを明確化している。 また、安全設備の定義に含まれていた「その他の通常時に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ため、削除している。 3 第9号の安全設備と重要度分類指針の「重要度の特に高い安全機能を有する系統」との対応を表2-1(PWRの例)及び表2-2(BWRの例)に示している。 4 第9号ロ、ハ、ニ及びホを合わせると、「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」に規定するMS-1に属する系統および機器及びMS-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系統と同等である。 5 第9号ロに該当する設備として、制御棒、ほう酸注入系、その他の反応度制御及び原子炉停止に係る設備がある。 ロのほう酸注入系は、PWRにおいては化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備のほう酸注入機能が該当し、BWRにおいてはほう酸水注入が該当する。 6 第9号、第10号に定める用語は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日 経済産業省令77号)第1条」に規定されている。 7 第9号に定められている線量限度とは、「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2条及び第11条に定める値である。 8 第10号に定められている線量限度とは、「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。	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
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弁が閉鎖されることにより圧力降下となる部分をいう。</p> <p>十二「燃料許容積損限界」とは、燃料被覆材の損傷の程度であって、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「反応度価値」とは、制御棒の挿入若しくはその引抜き、又は液体制御材の注入等による原子炉の反応度の増大の程度を指すこととする。</p> <p>十四「制御棒の最大反応度価値」とは、原子炉が停炉(臨界近傍を含む。)にある場合において、制御棒を1本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。</p> <p>十五「反応度高止率」とは、制御棒の引抜き等により炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。</p> <p>五 第十二号に規定する「燃料許容積損限界」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「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ポンプ」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ポンプ」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 原子炉を安全に運転するため又は非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、破壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを生じさせるもの(以下「放射線管理施設」に関する管理施設に属するダクトにあつては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。)</p> <p>ロ 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(流体を循環させるためのポンプ、タービン、蒸気機の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの、及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの、)</p> <p>ハ イ及びロに掲げる機器以外の機器であつて、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの。</p> <p>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機器、クラス2機器、原子炉格納容器及び放射線管理施設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ミリベクレル毎立方センチメートル(流体が液体の場合にあつては、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、放射線管理施設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ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの(クラス2管に属する部分を除く。)をいう。</p> <p>二十「原子炉格納容器」とは、容器内の機械器具から放出される放射性物質の有害な物質の濃度を抑制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「コンクリート部」とは、コンクリート製原子炉格納容器のうち鉄筋コンクリート構造又はプレキャストコンクリート構造の部分をいう。</p> <p>二十三「鋼製内張り部等」とは、コンクリート製原子炉格納容器内の機械器具から放出される放射性物質等の有害な物質の漏れを防止するためにコンクリート部内に内張りされている鋼板(以下「ライクレート」という。)、鋼と樹脂のライクレートと接する鋼板(以下「ナフロン」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持する構造物をいう。</p> <p>二十五「運転状態Ⅰ」とは、原子炉施設の通常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態が生じている状態をいう。</p> <p>二十九「試験状態」とは、新任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ている状態をいう。</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(積雪時及び暴風時を除く。)において想定される荷重を受ける状態をいう。</p> <p>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 遠方安全弁作動時の状態(積雪時及び暴風時を除く。)</p> <p>ロ 原子炉格納容器新圧試験時の状態(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態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又は試験状態において生ずる最高の圧力以上の圧力であつて、設計上定められるものをいう。</p> <p>三十五「最高使用温度」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ずる最高の温度以上の温度であつて、設計上定められるものをいう。</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において生ずる最低の温度以上の温度であつて、設計上定められるものをいう。</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、設計上定められるものをいう。</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。(「安全設計分冊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>5 第12号に規定する「燃料許容積損限界」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「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、原子炉圧力容器の内部において燃料集合体を支度け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「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版(2007年追加規格を含む) JSME S NC1-2005(2007)」(以下「設計・建設規格2005(2007)」)と、(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「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2007年追加規格)並びに【特別規程】設計・建設規格(平成16年)の設計(管轄手、フランス)のJIS規格年度代替規定(NC-00-003)及び【事柄規格】設計・建設規格2005年版付録材料表JIS規格年度の代替規定(NC-CC-004)」に関する技術評価書(平成20年10月))以下「設計・建設規格2007技術評価書」という。)</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「燃料許容積損限界」は、安全設計審査指針の「燃料の許容積損限界」と同じである。</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主旨に併せ、機器分類をクラス1からクラス4、原子炉格納容器と再分類するとともに、その定義として、告示501号を適用したものである。</p> <p>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</p> <p>第2種機器 原子炉格納容器</p> <p>第3種機器 クラス2機器</p> <p>第4種機器 クラス3機器</p> <p>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。なお、定義される各設備に含まれる具体的設備は解説図2. 1～2. 6(出典：日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」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確保を主たる目的とするスリーブ以外の鋼製内張り部、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器のドライウエル上鏡部などは、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毎の具体的な荷重組合せは、「日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」JSME S NC1-2005」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「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解説」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号に規定する「機械的荷重」としては、自重、配管反力、安全弁等の吹出し反力等があり、機器、炉心支持構造物等の主な荷重の具象的なものとおりである。</p>	<p>定義</p> <p>その他</p> <p>—</p>	<p>定義についての記載のため、分類をその他とした</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	項	号								
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 前項の規定によらない場合は、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又は本解釈に照らして同等性の判断が困難な場合には、第3条によること。</p> <p>2 前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採用することとする。</p> <p>2 第2項の規定による事項に対応するとして、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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本省令の規定によらない場合</li> <li>・別記一(ナトリウム冷却原子炉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、技術基準を定めるのがナトリウム冷却型原子炉発電設備の特性からその施設を要しない事項</li> <li>・本解釈に照らして同等性の判断が難しい事項</li> </ul> <p>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高めるに相当するとして明文化しているが、その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は、今回の技術基準改正に伴い、直接に関する要求事項が本技術基準に適合し、本規定に基づく特殊設計による施設の利用の対象となる。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に基づき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と照らし判断することとなり、その同等性の判断が困難な場合には本案が適用されることとなる。</p>	特殊な設計による施設	—	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(地すべり、断層、なだれ、洪水、津波、高潮、基礎地盤の不安定な等)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域に事業所、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の措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」には、台風、雷害を含む。</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」には、対象とする発生源から一定の距離を講じることを含む。</p> <p>4 第3項の航空機墜落については、平成14年7月30日付け「実用発電用原子炉施設への航空機墜落下路車に関する技術評価書」(平成14-07-29 原院第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影響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落が含まれるとしており、設置許可の際の審査基準として「航空機墜落下路車に関する技術評価書」(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落下路車に関する技術評価書」)に基づき、航空機墜落下路車を評価する必要がある。その結果、航空機墜落により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、防護施設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ことを規定している。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・指針2 自然現象に対する設計上の考慮</li> <li>・指針3 外部人為事象に対する設計上の考慮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象に対する防護措置</li> <li>・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</li> <li>・航空機墜落に対する防護措置</li> </ul>	—	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	4	2	1	<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、次の措置を講ずること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏入防止その他の措置を講ずること。</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つては、可燃性物質の量等に応じて、不燃材料又は難燃材料を使用すること。</p> <p>ハ 降塵その他の自然現象による火災発生を防止するための避害設備等を施設すること。</p> <p>ニ 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れないよう施設すること。</p> <p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、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ずること。</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よう」とは、以下によること。</p> <p>次号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。これは、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よう、原子炉安全委員会「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」に規定される重要度に応じた対策を講ずること。</p> <p>2 第1項第1号(ホを除く)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「EAG4009-1997」)の適用に当たって別記一(2)に示すこと。</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号の解説については、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「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蓄積、蓄積される可能性が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する。</li> <li>・「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蓄積、蓄積される可能性が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する。</li> <li>・「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、具体的な手法等を規定した解説によること。</li> <li>・(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))</li> </ul>	<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影響・延焼等の影響を受けることにより、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、適切な防火措置を講ずることを定めたものであり、関連法令等において「発電用軽水型原子炉施設の火災防護」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号中に、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号中に明記した。また、第4条の2においては、火災発生防止(火災抑制及び消火並びに火災の影響の低減)の方策を組合せることを要求規定を明記している。</p> <p>第1号ホ(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、第1号ホ(放射線除去系蒸気供給系設備事故)また、安全設計審査指針5 火災に対する設計上の考慮及び火災防護指針との整合性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>3 解釈2は、火災防護に関する設備での要求規定したものであるが、安全設計審査指針5 火災に対する設計上の考慮及び火災防護指針との整合性を考慮したものである。</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ようがないよう要求していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」は火災の影響により原子炉の安全性が損なわれようが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での要求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として(平成20-10-16(原院第3号))で改正された。なお、本改正では解釈本文は変更なく(記-2が改正された)。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・指針5 火災に対する設計上の考慮</li> <li>・発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針</li> </ul>	火災による損傷の防止(火災発生防止)	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項	
原	4	2	1	<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>二 火災の検出及び消火のため、次の措置を講ずること。</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ようがないこと。</p>			火災による損傷の防止(検出及び消火措置)	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項	
原	4	2	1	<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>三 火災の影響を軽減するため、防火壁の設置その他の措置を講ずること。</p>			火災による損傷の防止(防火壁)	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項	
原	4	2	2	<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れないものではない。</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)	—	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		第5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は、これらに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないよう施設しなければならない。	第5条(耐震性) 1 耐震性の評価については、施設の重要度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 炉心前焼結の除去 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。 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「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、発電用原子炉施設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20-04-21(原院第5号))によること。 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13年3月一部改訂(以下「旧耐震設計審査指針」という。))を適用して設置又は設置変更が認可された発電用原子炉施設については、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」(JEA4601-1987)、同補「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力補償」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(通補版)」(JEA4601-1991)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炉施設については、 ・重要な建物・構造物及び機器・配管系の耐震安全性の評価を、その結果に基づいて、資源エネルギー庁がとりまとめた「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、も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渡期的耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過渡期的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5条(耐震性) 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「発電用原子炉施設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-6についても同時に改正された。 3 解釈3は、平成20年2月27日付け「発電用原子炉施設に関する技術基準を定める省令の解釈」についての規定について(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	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
				2	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の構造並びにこれらが破壊した場合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く震害の程度、地震活動の状況等に基づいて求めなければならない。	第6条(流体振動等による損傷の防止) 1 「流体振動により損傷を及ぼさないよう施設しなければならない」とは、流れの乱れ、渦、気ほう等に起因する高サイクル疲労等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。 ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NCI-2005)PV9-3800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が耐圧損傷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体力学評価指針」(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 NCI)」(2005年改訂版)並びに流体力学及び高サイクル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よう施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル疲労」に関する評価指針(JSME S017)に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じること。 なお、供用開始後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 NCI)」(2005年改訂版)並びに流体力学及び高サイクル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体力学及び配管の高サイクル疲労等については、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(原子炉停止冷却モード)(DWR)及び化学体積制御系、余熱除去系(PWR)を含めて措置を講じること。	第6条(流体振動等による損傷の防止) 1 過去の再生熱交換器管群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温度差のある流体の混合等に対しても損傷を受けやすいよう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。 ・高気圧発生伝熱管損傷事例(原院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字管部に流体力学振動が発生し、固定支持の管支持板部に歪変が作用する状態で流体力学振動による繰返し荷重が作用したことにより、高サイクルのクラックで破断した。〕 ・流体力学による損傷事例(もんじゅ) 〔温度計フェルの流体力学振動(一種流れ中に置かれた円柱構造物、流れにより助長される振動)による高サイクル疲労破断〕 ・高サイクル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疲労による過渡配管割れ〕 〔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に関する管群、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が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なることから、「配管内円柱状構造物の流体力学評価指針」(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、炉心流量も重要となるような設計を採用する場合には、試運転後の目視検査により損傷がないことを確認する方法がある。 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流体中の機器及び構造物である燃料体、容器(原子炉容器、高気圧発生器)の内筒構造物の現象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可能性があること、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	耐震性(地震力の設定)	その他	-
原	7	1	第7条 原子力発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないよう壁、さく、へい等を設け、かつ、管理区域である旨を表示しなければならない。	第7条(さく等の施設) 1 第7条に規定する「みだりに」とは、不注意又は知らず」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なる場合」とは、河川、沼、湖、海、断崖等で当該区域の境界が設定されている場合をいう。当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかなる場合をいう。	【関連安全設計審査指針】 指針5B 放射線業務従事者の放射線管理	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	
			2	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という。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。	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		
			3	3 原子力発電所には、業務上立ち入る者以外の方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。当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかなる場合は、この限りでない。	さく等の施設(業務上立ち入る者以外の方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		
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。	1 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(原子力発電所が講ずることについて、「発電用原子炉原子炉の設置、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)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3 外部人及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	

「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	7	3		第7条の3 急傾斜地の前縁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。)の崩壊を助長し、または誘発するおそれがないように施設しなければならない。	第7条の3(急傾斜地の前縁の防止) 1 第7条の3は、急傾斜地の前縁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には、急傾斜地前縁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(急傾斜地の前縁の防止) 1 第7条の3は、急傾斜地の前縁による災害の防止に関する法律において電気事業法の適用を受けるものが適用除外されていることを要して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、他の技術基準との整合を図ったものである。	急傾斜地の前縁の防止	その他	—	他法令に基づき、点検(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の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。	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が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配管、空間等を備えたものであること。 また、試験及び検査には、電気事業法第49条(使用前検査)、同第52条(運転安全管理検査)、同第54条(定期検査)、同第55条(定期安全管理検査、定期事業者検査)に規定する検査及び第11条、第17条第4項、第22条第5号、第22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こと。 2 第3項に規定する「これを安全に処理するよう施設しなければならない」とは、通常運転において蒸留、配管、ポンプ、弁その他の機械器具からの放射性物質を含む液体が漏れ出す場合(ROVの原子炉内探査用ロボット用制御のコントロールリークを含む。)、液体にあつてはこれらを原子炉格納容器内、原子炉建屋、タービン建屋、原子炉補助建屋等に設けられた凝縮又は蒸発のそれぞれ別のシロウタウに収集し、サブプール又はクワから放射性廃棄物処理施設に移送して適切に処理ができるよう施設すること。 3 第4項に規定する「その他の措置防止措置」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、防護対象を偏し、安全性を損なうことがないよう配置又は多重性を考慮すること。 4 第4項に規定する「蒸気タービンの噴出した飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安定性を損なうこと想定される」とは、タービンサイイル室生時の対象物を破壊する確率が10 <sup>-7</sup> 回/年を超えない場合をいう。 「ポンプ等の噴出した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想定される」とは、ROVの原子炉冷却材サブプール内へあつては、原形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、使用に際しても、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ないこととなること。	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」と及び「出力振動に対する抑制」を通常運転時及び過渡変化時の要求事項として明記していること。 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築物、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設計を要求していることから、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。 (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4では、米調Regulatory Guide 1.14(Rev.1)(原子炉冷却材サブプールのフライホールの健全性を参考とし、想定される飛散物)、一次冷却材ポンプのフライホールが含まれるが、フライホールの境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(明確)としている。 [関連安全設計審査指針] ・指針4 内部発生飛来物に対する設計上の考慮 ・指針7 共用に関する設計上の考慮 ・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試験可能性 ・指針22 原子炉冷却材圧力(バウングリ)の供用期間中の試験及び検査 ・指針24 飛散物除去する系統 ・指針25 非常用炉心冷却系 ・指針26 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統 ・指針32 原子炉格納容器熱除去系 ・指針33 格納容器蒸気抑制する系統 ・指針40 燃料の試験設備 ・指針48 電気系統 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取替設備	第8条(原子炉施設) 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、その設定して「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1項の「単一故障」の記載は、「発電用軽水型原子炉施設的安全評価に関する審査指針(平成13年3月29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) 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理由としては、以下の事故シナリオ事例を例としたものである。 —流力振動による構造物事例(福島第二発電所4号機) —復水施設装置出口水質測定用サンプリングノズル管が流力振動により破損したことによるループパワの発生 5 解釈4は、日本電気協会規格「原子力発電用機器類に対する破壊脆弱性の確認試験方法」(JEAC4206-2007)の技術指針が完了したことに伴い、平成21年8月12日付NISA文書平定21-07-30原院第1号で別記-11(「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	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 運転時の異常な過渡変化時における原子炉固有の出力抑制特性及び原子炉の反応度を制御	系統機能	原子炉停止余裕検査 制御棒駆動系機能検査 制御棒駆動機構機能検査 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) ほう酸水注入系機能検査	総合負荷性検査	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な箇所(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。	「ポンプ等の噴出した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想定される」とは、ROVの原子炉冷却材サブプール内へあつては、原形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、使用に際しても、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ないこととなること。	原子炉施設(補助ボイラーを除く。) 原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検(試験及び検査を含む。）」ができるように施設	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ある事項			
原	8	3		3 原子炉施設は、通常運転時において蒸留、配管、ポンプ、弁その他の機械器具から放射性物質を含む液体が漏れ出す場合には、流体力学的に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。			原子炉施設 流体力学的に放射性廃棄物漏入の安全処理	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)			
原	8	4		4 原子炉施設に属する設備であつて、蒸気タービン、ポンプ等の噴出した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措置防止措置を講じなければならない。			原子炉施設 蒸気タービン、ポンプ等の噴出した飛散物による損傷防止	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。			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つて、供用期間中に確認する必要がある事項		
原	8	2	1	第8条の2 第2条第5号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械器具の単一故障(単一の原因)によつて一つの機械器具が所定の安全機能を失ふこと(以下同じ。)が生じた場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、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よう施設しなければならない。	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を、長期間では静的機器の単一故障又は静的機器の想定される単一故障のいずれかをいう。 2 平成2年8月より前に原子炉施設許可を受けた原子炉については、定期安全レビューにおいて運転管理等をいふ事項で多重性又は多様性及び独立性を有する施設と同等の機能特性が確保されており、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、所定の機能を期待している構築物、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 A時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、強度をいう。また、「環境条件」とは、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、配管内円柱状構造物が流体力学により破損物として冷却材に流入することの評価に当たっては、日本電気協会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S012)」を適用すること。 4 第2項について、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあつては、「日本電気協会「原子力発電用機器類に対する破壊脆弱性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)の適用に当たって「別記-11」に示す、破壊しんじんの要求を適用すること。(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「原子力発電用機器類に対する破壊脆弱性の確認試験方法」(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、その設定して「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1項の「単一故障」の記載は、「発電用軽水型原子炉施設的安全評価に関する審査指針(平成13年3月29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) 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理由としては、以下の事故シナリオ事例を例としたものである。 —流力振動による構造物事例(福島第二発電所4号機) —復水施設装置出口水質測定用サンプリングノズル管が流力振動により破損したことによるループパワの発生 5 解釈4は、日本電気協会規格「原子力発電用機器類に対する破壊脆弱性の確認試験方法」(JEAC4206-2007)の技術指針が完了したことに伴い、平成21年8月12日付NISA文書平定21-07-30原院第1号で別記-11(「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 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つて、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	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ではない。この場合において、第1号から第7号まで及び第15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組成(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あつては、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を機械試験等により確認したものであること。</p> <p>ハ クラス1機器(クラス1容器を除く。)又はクラス1支持構造物(クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。)に使用する材料にあつては、当該機器又は当該支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。</p> <p>ニ クラス1機器又はクラス1支持構造物(棒及びボルトに限る。)に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p>	<p>第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項に規定する技術評価書(平成19年8月)によること。</p> <p>2 第1号から第7号まで、及び第15号の規定が、使用前に適用されることは、これらの規定が、材料及び構造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「維持期間にも適用される。」とは、ここで規定される構造及び強度は供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するものである。</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」(JISME S NCI-2001)及び(JISME 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」(NC-CC-002)によること。(日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格」(JISME S NCI-2001)及び(JISME S NCI-2005)【事例規格】(2001年度及び2005年度)事例規格「過圧防護に関する規定」(NC-CC-001)及び事例規格「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮」(NC-CC-002)に関する技術評価書(平成19年8月))</p> <p>5 5号Rにおいて、非炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るストレイン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、「沸騰水型原子力発電設備における非常炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係る劣化性能評価及び構造強度評価について(内閣府(平成17年10月13日原研第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価書(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号を性能規定化し、また、解釈では、これら告示に代わって活用できる民間規格(保安院が設計評価能力を有する技術的認定を受けたもの)を適用している。さらに、工事計画認可等においても適用規格を記載事項とするよう手当てしている。</p> <p>2 第1号から第7号まで、及び第15号の規定が、使用前に適用されることは、これらの規定が、材料及び構造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「維持期間にも適用される。」とは、ここで規定される構造及び強度は供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するものである。</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」(JISME S NCI-2001)及び(JISME 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」(NC-CC-002)によること。(日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格」(JISME S NCI-2001)及び(JISME S NCI-2005)【事例規格】(2001年度及び2005年度)事例規格「過圧防護に関する規定」(NC-CC-001)及び事例規格「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮」(NC-CC-002)に関する技術評価書(平成19年8月))</p> <p>5 第3号ロの「工学的安全施設」に属するクラス3機器には非常用ディーゼル発電機の冷却系が含まれる。(「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書(平成17年12月)」)</p>	材料及び構造(クラス1機器・支持構造物の材料)	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
原	9	二		<p>一 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、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>ハ クラス2機器に属する製造品にあつては、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>	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	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>材料及び構造(クラス3機器の材料)</p>	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	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>材料及び構造(クラス4管の材料)</p>	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	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を機械試験等により確認したものであること。</p>	<p>6 解釈1に規定される「処理の早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」(JISME S NCI-2005)の「破壊靱性試験不要となる材料の規定」において明確化されている。</p> <p>6 第11条第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劣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>材料及び構造(PCV(コンクリート除く)支持構造物の材料)</p>	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	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、有害な亀裂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 コンクリート部へ強度部材として使用する鉄筋並びに鉄張材及び定着具(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>	その他	—	対象設備無し
原	9	七		<p>七 炉心支持構造物に使用する材料は、第1号イ、イ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>	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				技術基準条項	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	八		<p>八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次によること。</p> <p>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される状態(以下「設計状態」といふ。)において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ クラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ハ クラス1容器(オメガシール等を除く。)、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この限りではない。</p> <p>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。</p> <p>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、試験状態において、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局部的な塑性変形はこの限りでない。</p> <p>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。</p> <p>ト クラス1容器、クラス1管、クラス1弁(弁箱に限る。)、及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>チ クラス1容器(筒、蓋板等に限る。)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並びに試験状態において、産層が生じないこと。</p> <p>リ クラス1管にあつては、設計上定める条件において、産層が生じないこと。</p> <p>ル 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、産層が生じないこと。</p> <p>ロ、ハ、ニ、ヘ、ト及びリにかかわらず、クラス1支持構造物であつて、クラス1容器に隣接する伸縮継手において、その境界より、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、材料の引張り強度に対して十分な構造強度を有することとをいふ。</p> <p>7 第8号イ、ロ、ハ及びニの適用に当たっては、解釈により以下を確認すること。</p> <p>(1)イ及びロの「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、一般部に加え、構造上不連続部にあつても塑性変形を許容しないこと。</p> <p>(2)ハの「全体的な塑性変形が生じないこと」とは、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。</p> <p>(3)ニの「延性破断に至る塑性変形が生じないこと」とは、箇所を限定なしに塑性変形が生じること許容するが、構造体の著しい機能喪失に至るような塑性変形は許容しないこと。</p> <p>8 第9号ハ及びヘの「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テーションをいう。</p> <p>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、熱応力等(二次応力)による変形(ひずみ)が弾性的挙動を示す領域を超え繰り加えられる場合に、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。</p> <p>10 第8号チの「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という。</p> <p>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。</p> <p>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、着年の塑性変形は許容するが、圧縮破壊が生じない変形(ひずみ)までに制限することであり、圧縮応力による塑性変形が過大な状態または圧縮破壊を生じている状態は許容しないこと。</p> <p>13 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、着年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)」の対応による。</p> <p>13 解釈8のオメガシール、キャビテーションとは剛性の大きい部品を溶接で接合し、機械密性を果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まいよう設計されたものをいう。</p> <p>14 解釈10に該当する具体例としては以下のものがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高気発生設備管(PWR)</li> <li>・制御棒駆動機構のスタブチューブ(BWR)</li> <li>・加圧器ヒータケース(PWR)</li> </ul> <p>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)」で改正された。また、別記4についても同時に改正された。</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。</p> <p>イ クラス2機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ クラス2機器に隣接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す機会において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ クラス2管(伸縮継手を除く。)にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ニ クラス2容器及びクラス2管にあつては、設計上定める条件において、産層が生じないこと。</p> <p>ホ クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その環境によりクラス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、延性破断及び産層が生じないこと。</p>	<p>14 第9号イの「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、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に加え、材料の引張り強度に対して十分な構造強度を有することとをいふ。</p> <p>15 第9号ロの「伸縮継手」とは、伸縮継手及び伸縮継手を含む部分の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まいよう設計されたものをいう。</p> <p>16 第9号ハの「疲労破壊」とは、繰り返し応力による破壊をいう。</p> <p>17 第9号ニの「産層」とは、脆性破壊をいう。</p> <p>18 第9号ホの「延性破断」とは、脆性破壊をいう。</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)」の対応による。</p> <p>13 解釈8のオメガシール、キャビテーションとは剛性の大きい部品を溶接で接合し、機械密性を果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まいよう設計されたものをいう。</p> <p>14 解釈10に該当する具体例としては以下のものがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高気発生設備管(PWR)</li> <li>・制御棒駆動機構のスタブチューブ(BWR)</li> <li>・加圧器ヒータケース(PWR)</li> </ul> <p>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)」で改正された。また、別記4についても同時に改正された。</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。</p> <p>イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ クラス3機器に隣接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す機会において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ 設計上定める条件において、産層が生じないこと。</p>	<p>19 第10号イの「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、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に加え、材料の引張り強度に対して十分な構造強度を有することとをいふ。</p> <p>20 第10号ロの「伸縮継手」とは、伸縮継手及び伸縮継手を含む部分の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まいよう設計されたものをいう。</p> <p>21 第10号ハの「疲労破壊」とは、繰り返し応力による破壊をいう。</p> <p>22 第10号ニの「産層」とは、脆性破壊をいう。</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)」の対応による。</p> <p>13 解釈8のオメガシール、キャビテーションとは剛性の大きい部品を溶接で接合し、機械密性を果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まいよう設計されたものをいう。</p> <p>14 解釈10に該当する具体例としては以下のものがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高気発生設備管(PWR)</li> <li>・制御棒駆動機構のスタブチューブ(BWR)</li> <li>・加圧器ヒータケース(PWR)</li> </ul> <p>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)」で改正された。また、別記4についても同時に改正された。</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>	<p>23 第11号イの「延性破断」とは、脆性破壊をいう。</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)」の対応による。</p> <p>13 解釈8のオメガシール、キャビテーションとは剛性の大きい部品を溶接で接合し、機械密性を果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まいよう設計されたものをいう。</p> <p>14 解釈10に該当する具体例としては以下のものがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高気発生設備管(PWR)</li> <li>・制御棒駆動機構のスタブチューブ(BWR)</li> <li>・加圧器ヒータケース(PWR)</li> </ul> <p>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)」で改正された。また、別記4についても同時に改正された。</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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、進行性変形による破壊が生じないこと。</p> <p>ホ 原子炉格納容器の伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返す機会において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ヘ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生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。</p> <p>ト 原子炉格納容器にあつては、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、産層が生じないこと。</p> <p>チ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、産層が生じないこと。</p>	<p>24 第12号イの「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、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に加え、材料の引張り強度に対して十分な構造強度を有することとをいふ。</p> <p>25 第12号ロの「伸縮継手」とは、伸縮継手及び伸縮継手を含む部分の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まいよう設計されたものをいう。</p> <p>26 第12号ニの「産層」とは、脆性破壊をいう。</p> <p>27 第12号ホの「延性破断」とは、脆性破壊をいう。</p> <p>28 第12号トの「疲労破壊」とは、繰り返し応力による破壊をいう。</p> <p>29 第12号チの「延性破断」とは、脆性破壊をいう。</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)」の対応による。</p> <p>13 解釈8のオメガシール、キャビテーションとは剛性の大きい部品を溶接で接合し、機械密性を果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まいよう設計されたものをいう。</p> <p>14 解釈10に該当する具体例としては以下のものがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高気発生設備管(PWR)</li> <li>・制御棒駆動機構のスタブチューブ(BWR)</li> <li>・加圧器ヒータケース(PWR)</li> </ul> <p>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)」で改正された。また、別記4についても同時に改正された。</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				技術基準条項	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		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 コンクリートにあっては、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)が取り付け部分を除く。)にあっては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて破断に至らないこと。                      ホ ライナプレート(貫通部スリーブ)が取り付け部分を除く。)にあっては、この規定によるほか、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)が取り付け部分に限る。)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2号ハ、ニ、ヘ及び字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」、「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 ナックルにあっては、第12号ロ、ニ及びへ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号への規定において、「ライナプレート(貫通部スリーブ)が取り付け部分に限る。)、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(ライナプレート)に著しい塑性変形を生じないこと。また、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、内張り損傷に生ずる強制ひずみにより定着金具に生ずる変位量が、破断変位に対し十分な裕度を生ずるものとする。</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。」</p> <p>16 第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。                      (1)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廃棄設備に属する容器(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)に規定する管を含む。)、であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBa/cm3(その内包する放射性物質が液体中にある場合は、37kBq/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 水筒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98kPa                      ハ イ以外の管については、最高使用圧力980Pa(長手継手にあつては、490Pa)                      (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                      (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弁までの部分                      (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うち原子炉格納容器スレイ設備若しくは可燃性ガス濃度制御設備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。)                      (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廃棄設備に属する容器(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6mm(最高使用圧力98kPa未満のもの)であつて、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。))                      (6)上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付(溶接部)である場合を含む。)) (例)・キャンビシールの溶接部・管と管壁との溶接部・耐圧部に直接溶接されるラグ、ブラケット等であつて地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の応力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、鋭い切り欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。                      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生じないことに加え、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こと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を主びがけいものであり、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。                      19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。                      20 第15号イに規定する「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。                      21 第15号ニに規定する「適切な溶接施工等であることをあらかじめ確認した」とは、溶接施工法、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、当該溶接施工法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。                      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) (JISME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。))及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-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」</p>	<p>16 第12号の規定で、「著しい応力が生じる部分」に於いてクラス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。                      17 第12号に規定する「著しい応力が生じる部分」とは、例えばジェット力の影響を考慮する必要がある部分を示し、また、「特殊な形状の部分」としては、例えば、燃料計測室の周縁で大きな構造上の不連続部部分(バルブ)によって締められたフラジ影響を示している。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。                      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)の対応表」による。                      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」の一部改訂について(平成20-10-16(院第9号))で改正された。また、別記-10が追加された。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>	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 設計上定める条件において、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、延性破壊に至る塑性変形が生じないこと。                      ニ 炉心支持構造物にあっては、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。                      ト 運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p>	<p>(1)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廃棄設備に属する容器(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6mm(最高使用圧力98kPa未満のもの)であつて、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。))                      (6)上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付(溶接部)である場合を含む。)) (例)・キャンビシールの溶接部・管と管壁との溶接部・耐圧部に直接溶接されるラグ、ブラケット等であつて地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の応力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、鋭い切り欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。                      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生じないことに加え、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こと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を主びがけいものであり、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。                      19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。                      20 第15号イに規定する「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。                      21 第15号ニに規定する「適切な溶接施工等であることをあらかじめ確認した」とは、溶接施工法、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、当該溶接施工法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。                      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) (JISME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。))及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-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」</p>	<p>16 第12号の規定で、「著しい応力が生じる部分」に於いてクラス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。                      17 第12号に規定する「著しい応力が生じる部分」とは、例えばジェット力の影響を考慮する必要がある部分を示し、また、「特殊な形状の部分」としては、例えば、燃料計測室の周縁で大きな構造上の不連続部部分(バルブ)によって締められたフラジ影響を示している。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。                      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)の対応表」による。                      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」の一部改訂について(平成20-10-16(院第9号))で改正された。また、別記-10が追加された。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>	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2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接金属部及び熱影響部をいう。))は、次によること。                      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なく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと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に溶接したものであること。</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、鋭い切り欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。                      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生じないことに加え、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こと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を主びがけいものであり、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。                      19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。                      20 第15号イに規定する「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。                      21 第15号ニに規定する「適切な溶接施工等であることをあらかじめ確認した」とは、溶接施工法、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、当該溶接施工法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。                      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) (JISME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。))及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-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」</p>	<p>16 第12号の規定で、「著しい応力が生じる部分」に於いてクラス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。                      17 第12号に規定する「著しい応力が生じる部分」とは、例えばジェット力の影響を考慮する必要がある部分を示し、また、「特殊な形状の部分」としては、例えば、燃料計測室の周縁で大きな構造上の不連続部部分(バルブ)によって締められたフラジ影響を示している。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。                      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)の対応表」による。                      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」の一部改訂について(平成20-10-16(院第9号))で改正された。また、別記-10が追加された。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>	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ある事項
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、その破壊を引き起こす割れ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)                      1 第1項に規定する「その破壊を引き起こす割れ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割れその他の欠陥の解釈について(平成21年2月27日付け平成21-02-18 院第2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)                      1 「発電用原子力設備における破壊を引き起こす割れその他の欠陥の解釈について」が、平成21年2月27日付けで改訂されたことに伴い、同日付けにて解釈1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割れその他の欠陥防止	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機器の耐圧部分には、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)                      1 第1項に規定する「その破壊を引き起こす割れ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割れその他の欠陥の解釈について(平成21年2月27日付け平成21-02-18 院第2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)                      1 「発電用原子力設備における破壊を引き起こす割れその他の欠陥の解釈について」が、平成21年2月27日付けで改訂されたことに伴い、同日付けにて解釈1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機器の耐圧部貫通欠陥の防止	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	条	項	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
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) 1 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 NCI-2001)」及び「JSME S NCI-2005【事例規格】過圧防護に関する規定」(NC-CC-001)の技術評価が完了したことから、平成16年9月25日付けで改正している。 2 平成15年9月改正の省令第10条の条本文又はは解説に以下の記載がある	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 安全弁等の弁輪、弁座面からの漏れ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 NCI-2005)又は(JSME S NCI-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 NCI-2001)及び(JSME S NCI-2005)【事例規格】過圧防護に関する規定(NC-CC-001)によること。 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2001年版及び2005年版)【事例規格】過圧防護に関する規定(NC-CC-001)及び【事例規格】応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮(NC-CC-002)に関する技術評価書(平成18年8月))	(3) 安全弁等には、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、流体圧力の推力により自動的に開弁し、かつ、急激又はゆっくり動作を行う弁をいう。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、流体圧力の推力により自動的に開弁し、かつ、急激又はゆっくり動作を行う弁をいう。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ときにその弁の吹き出し圧力が変動しないよう機構を配設し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輪と弁座面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で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 補助動作付きのもの ばね安全弁又はばね逃がし弁の機能他に吐出し圧力を下げる圧力で強制的に圧力を逃す機能(従来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もいう。 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他に、常時はばね抗力に付加する空気圧等の抗力で漏れの防止を図り、所定の吐出し圧力に到達する前には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非平衡性であっても、最大吐出し圧力の1.1倍の圧力を超過しない吹き出し容量を放出できるものもいう。 ② 安全弁の吹下り圧力を吐出し圧力の0.1倍以下と規定しているが、低圧(吐出し圧力0.3MPa以下)用の安全弁では吹下り圧力が圧力計の測定精度範囲内になる場合がある。このような場合の吹下り圧力は、日本工業規格JIS B2101(1994)「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の4.3「吹下り」によることができる。 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がある。 (第1項第1号に対応) ④ 「弁座面での耐漏れ性が確保できる構造」は、例えば弁輪を鉛直にして、弁体、弁輪、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、シート面の耐漏れ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)及び蒸気発生器に設け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)である。 たとえば、沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)の主蒸気配管に安全弁を設ける場合は、原子炉圧力容器の適当箇所(以下に設けていると解釈される。 (第1項第3号及び第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出出して急閉動作することがなく、圧力の昇降に対応して徐閉動作する特徴を持っている。したがって、逃がし弁は、吹き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り圧力を測定することは困難である。 (2)ばね逃がし弁は、吐出エネルギーが小さく、吹下り圧力を規定しなくと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、吹き出し時の圧力降下が急激、かつ、大である。このため、圧縮性ガスを取り扱うばね安全弁と同程度の吹下り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避けることができるので、一律に逃がし弁の吹下り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個の不動作は仮定しておらず、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、原子炉格納容器の果たす安全機能の特殊性に鑑み、1個の不動作を仮定しても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 弁輪の弁座面からの漏れい防止構造	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、次によること。 イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第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あつては、第9条第2号の規定に準ずること。			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つて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	10	1	四	四 補助動作装置付きのものにあつては、当該補助動作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。	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56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 補助動作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つて、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、次によること。 イ 荷圧の影響によりその作動に支障を生ずることを防止するためベローズが設けられる安全弁(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)に設けること。			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つて、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と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する値を減らすことができる。			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、次によること。 イ 安全弁を適当箇所(2個以上)に設けること。			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つて、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より、当該蒸気発生器の過圧防止に必要な容量以上であること。			安全弁等 蒸気発生器の安全弁の容量	機器機能	-	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任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高圧側にこれに接続して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任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つて、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高圧側にこれに接続して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任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つて、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より、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任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任側の圧力に耐えるように設計されているものについて、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、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く。)又は管(前号に掲げるものを除く。)であつて、内部に過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、第6号ロ並びに前号イ、ロ及びこの規定に準じて安全弁等を適当箇所(2個)に設けること。			安全弁等 その他安全弁(6号ロ、7号ロイに準じる)	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、次の各号によるなければならない。 一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次によること。 ロ 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。 ハ 破壊板の破壊により安全弁等の機能に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弁機能支障防止	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、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、次によること。 イ 破壊板は、安全弁等の作動を妨げないように低圧で破壊するものであること。 ロ 破壊板の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、流体が排出する場合の過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に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機構防止	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								
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 設計圧力と定常運転とを適切に組み合わせることで、当該容器の過圧防止に必要な容量以上となるように、適当な箇所1個以上設けること。			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個数	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、原子炉を起動するとき及び運転中に、止め弁が全開していることを確認できる装置を設けなければならない。			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。 二 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当な箇所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、真空破壊弁を適当な箇所1個以上設けること。			安全弁等 真空破壊弁の材料、個数	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、遮り弁、破壊板又は真空破壊弁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設計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 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、次の各号による圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏れがないものでなければならない。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力(原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍)までに減じて著しい漏れがないことを確認することができる。 一 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生じる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合は、燃料装束までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とすることができる。	第11条(耐圧試験等) 1 第1項の規定に適合する耐圧試験は、「設計・建設規格2006/2007」の第11章に適合すること。 (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」は、日本電気協会「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。 2.4に定めるA種試験に以下の条件を付したものである。 A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏れ率に、個々の隔離弁に対して適切に単一故障を想定し、健全に機能することが期待される隔離弁からの漏れ量(以下「個別想定漏れ量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に見込む「漏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)の対象となるものの漏れ量を、定期検査毎にA種試験の実施期間に測定する。 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、個別想定漏れ量を求める場合においては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の閉鎖方法として、内側隔離弁を開とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏れ率試験規程」(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を除く容器、管、主要ポンプ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上の確認をたの小さな真実欠陥がないことを自明とし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度の高い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、耐圧に到達して目標を行うことを伴うため、耐圧部の劣化による破損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、気体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、計装用真空系配管等がある。	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 内部が大気圧未満となることにより、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差を上回る圧力とする。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。		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」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日通産省省令第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」 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日通産省省令第82号)の「設計圧力」の定義に基づく「設計圧力に等しい気圧」 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日通産省省令第57号)の「最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧」 ④ 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。 ⑤ 解釈3について ①でいう「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トレイン(又は、チャンネル)にあるものについて、電源又は信号トレイン(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、設定することである。 ②を求める漏れ量については、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 原子炉格納容器の気密試験の方法	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				技術基準条項	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			第12条 原子炉施設に属する容器であって、1メガエレクトロ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内側には、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十分な、照射の影響を確認できるような次の各号に定める監視試験片を備えなければならない。 一 監視試験片を採取する材料は、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。 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断しん性の劣化を確認できる個数とすること。 三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件となるように配置すること。	第12条(監視試験片) 1 第12条において「原子炉施設に属する容器であって、1メガエレクトロ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、原子炉圧力容器等いう。 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」(JSME S-NC1-2005)又は(JSME S-NC1-2010)の該当規定(第12章 監視試験)に次の規定を付加した要件によること。 「第1号及び第2号の「容器の材料」には、中性子の照射領域に溶接部がある場合、母材・溶接金属と同数の溶接部影響部の監視試験片も設置すること。 なお、既設プラントについては、施設時に適用された以下の告示による監視試験片が設置されていること。 ・「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 ・「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58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)」 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という。(日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)及び原子炉発電所用機器に対する破壊機械的確認試験方法」(JEAC 4206-2007)に関する技術評価書(平成21年8月))」	第12条(監視試験片) 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ことである。この運転条件の制限等については、「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。 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条の材料に対する要求において適切な破断しん性を有することを含む。第9条の2においてき裂等の欠陥を有する場合は脆性破壊に対する健全性を確認することを要している。 3 第2号における、「材料の機械的強度及び破断しん性の劣化を確認できる個数とする」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している。 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「原子炉発電所用機器に対する破壊機械的確認試験方法」(JEAC 4206-2007)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「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	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って、供用期間中に確認する必要がない事項
原	13	1		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。	第13条(炉心等) 【関連安全設計審査指針】 ・指針11 炉心設計 ・指針12 燃料設計	第13条(炉心等) 【関連安全設計審査指針】 ・指針11 炉心設計 ・指針12 燃料設計	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	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	13	2		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、附加重量等に耐えるものでなければならない。	第13条(炉心等) 【関連安全設計審査指針】 ・指針11 炉心設計 ・指針12 燃料設計	第13条(炉心等) 【関連安全設計審査指針】 ・指針11 炉心設計 ・指針12 燃料設計	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		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の熱導へい材を施設しなければならない。	第14条(熱導へい材) 1 第2項でいう「支障を及ぼすおそれがない」とは、導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側構造物に過度の変形を及ぼすことのないように熱導へい材の材料、構造、取付方法を考慮すること。	第14条(熱導へい材) 1 第14条に基づき熱導へい材を設置したものに、PWRの熱導へい材の例がある。(解説別記14、1参照)2 第1項は、中性子に対して適切に導へい性能を有することを規定している。 【関連安全設計審査指針】 ・指針19 原子炉冷却材パワンドラリの健全性 ・指針20 原子炉冷却材圧力パワンドラリの破壊防止	熱導へい材 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導へい	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	14	2		2 前項の熱導へい材は、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。	第14条(熱導へい材) 1 第2項でいう「支障を及ぼすおそれがない」とは、導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側構造物に過度の変形を及ぼすことのないように熱導へい材の材料、構造、取付方法を考慮すること。	第14条(熱導へい材) 1 第14条に基づき熱導へい材を設置したものに、PWRの熱導へい材の例がある。(解説別記14、1参照)2 第1項は、中性子に対して適切に導へい性能を有することを規定している。 【関連安全設計審査指針】 ・指針19 原子炉冷却材パワンドラリの健全性 ・指針20 原子炉冷却材圧力パワンドラリの破壊防止	熱導へい材 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導へい	構造健全性	-	対象設備無し
原	15			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。	第15条(一次冷却材) 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けられ、核的性質としては核反応断面積及び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、腐蝕性及び腐蝕抑制の健全性を有することの「化学的性質」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。	第15条(一次冷却材) 1 PWRでは化学的性質に影響を与える事項として反応制御材のほう素、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ある。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。	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
原	16	一		第16条 原子炉発電所には、次の各号に掲げる設備を施設しなければならない。 一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる容量の一次冷却材を循環させる設備	第16条(循環設備等) 1 解釈1は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材補給系)の時点に対して、第5号の一次冷却材の減少を自動的に補給する設備として、BWRにおいて「給水系」に加え原子炉隔離時冷却系や制御棒駆動水圧系を含めることを明確化している。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 2 解釈1は、第5号の設備で原子炉停止時に機能するものと短時間の全交流電源喪失時に機能するものとを明確にするため、平成18年8月25日付けで改正している。 3 第5号は、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)に対応して、第5号の設備を除去することができる設備に対して、短時間の全交流動力電源喪失時における要求を追加している。短時間の全交流電源喪失時に残留熱を除去できる設備として、BWRでは、原子炉隔離時冷却系又は隔離時復水系、PWRでは、補助給水系がある。 4 解釈3で規定する「短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない」とは、第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な過熱し場へ輸送することを要求しているが、短時間の全交流電源喪失時には、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されないことという。例えば原子炉隔離時冷却系においては、短時間のサプレッションタンクへの蓄熱等の機能が有ることから、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されない。 【関連安全設計審査指針】 ・指針23 原子炉冷却材補給系 ・指針24 残留熱を除去する系統 ・指針26 最終的な過熱し場へ熱を輸送する系統 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針47 計測制御系	循環設備等 原子炉圧力容器内発生熱の輸送するための一次冷却材の循環	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	16	二		二 負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備	第16条(循環設備等) 1 解釈1は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材補給系)の時点に対して、第5号の一次冷却材の減少を自動的に補給する設備として、BWRにおいて「給水系」に加え原子炉隔離時冷却系や制御棒駆動水圧系を含めることを明確化している。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 2 解釈1は、第5号の設備で原子炉停止時に機能するものと短時間の全交流電源喪失時に機能するものとを明確にするため、平成18年8月25日付けで改正している。 3 第5号は、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)に対応して、第5号の設備を除去することができる設備に対して、短時間の全交流動力電源喪失時における要求を追加している。短時間の全交流電源喪失時に残留熱を除去できる設備として、BWRでは、原子炉隔離時冷却系又は隔離時復水系、PWRでは、補助給水系がある。 4 解釈3で規定する「短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない」とは、第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な過熱し場へ輸送することを要求しているが、短時間の全交流電源喪失時には、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されないことという。例えば原子炉隔離時冷却系においては、短時間のサプレッションタンクへの蓄熱等の機能が有ることから、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されない。 【関連安全設計審査指針】 ・指針23 原子炉冷却材補給系 ・指針24 残留熱を除去する系統 ・指針26 最終的な過熱し場へ熱を輸送する系統 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針47 計測制御系	循環設備等 負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動の自動調整	系統機能	タービンバイパス弁機能検査 総合負荷性能検査	蒸気発生以降の点検・評価後に実施	
原	16	三		三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時等に生じた一次冷却材の減少を自動的に補給する設備	第16条(循環設備等) 1 解釈1は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材補給系)の時点に対して、第5号の一次冷却材の減少を自動的に補給する設備として、BWRにおいて「給水系」に加え原子炉隔離時冷却系や制御棒駆動水圧系を含めることを明確化している。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 2 解釈1は、第5号の設備で原子炉停止時に機能するものと短時間の全交流電源喪失時に機能するものとを明確にするため、平成18年8月25日付けで改正している。 3 第5号は、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)に対応して、第5号の設備を除去することができる設備に対して、短時間の全交流動力電源喪失時における要求を追加している。短時間の全交流電源喪失時に残留熱を除去できる設備として、BWRでは、原子炉隔離時冷却系又は隔離時復水系、PWRでは、補助給水系がある。 4 解釈3で規定する「短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない」とは、第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な過熱し場へ輸送することを要求しているが、短時間の全交流電源喪失時には、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されないことという。例えば原子炉隔離時冷却系においては、短時間のサプレッションタンクへの蓄熱等の機能が有ることから、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されない。 【関連安全設計審査指針】 ・指針23 原子炉冷却材補給系 ・指針24 残留熱を除去する系統 ・指針26 最終的な過熱し場へ熱を輸送する系統 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針47 計測制御系	循環設備等 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時等に生じた一次冷却材の減少の自動的補給	系統機能	原子炉隔離時冷却系機能検査 計装用圧縮空気系機能検査	蒸気発生以降の点検・評価計画書に従い実施	
原	16	四		四 一次冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を原子炉発電所の運転に支障を及ぼさない値以下に保つ設備	第16条(循環設備等) 1 解釈1は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材補給系)の時点に対して、第5号の一次冷却材の減少を自動的に補給する設備として、BWRにおいて「給水系」に加え原子炉隔離時冷却系や制御棒駆動水圧系を含めることを明確化している。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 2 解釈1は、第5号の設備で原子炉停止時に機能するものと短時間の全交流電源喪失時に機能するものとを明確にするため、平成18年8月25日付けで改正している。 3 第5号は、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)に対応して、第5号の設備を除去することができる設備に対して、短時間の全交流動力電源喪失時における要求を追加している。短時間の全交流電源喪失時に残留熱を除去できる設備として、BWRでは、原子炉隔離時冷却系又は隔離時復水系、PWRでは、補助給水系がある。 4 解釈3で規定する「短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない」とは、第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な過熱し場へ輸送することを要求しているが、短時間の全交流電源喪失時には、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されないことという。例えば原子炉隔離時冷却系においては、短時間のサプレッションタンクへの蓄熱等の機能が有ることから、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されない。 【関連安全設計審査指針】 ・指針23 原子炉冷却材補給系 ・指針24 残留熱を除去する系統 ・指針26 最終的な過熱し場へ熱を輸送する系統 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針47 計測制御系	循環設備等 一次冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を原子炉発電所の運転に支障を及ぼさない値以下への保持	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	16	五		五 原子炉停止時(短時間の全交流動力電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備	第16条(循環設備等) 1 解釈1は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材補給系)の時点に対して、第5号の一次冷却材の減少を自動的に補給する設備として、BWRにおいて「給水系」に加え原子炉隔離時冷却系や制御棒駆動水圧系を含めることを明確化している。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 2 解釈1は、第5号の設備で原子炉停止時に機能するものと短時間の全交流電源喪失時に機能するものとを明確にするため、平成18年8月25日付けで改正している。 3 第5号は、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)に対応して、第5号の設備を除去することができる設備に対して、短時間の全交流動力電源喪失時における要求を追加している。短時間の全交流電源喪失時に残留熱を除去できる設備として、BWRでは、原子炉隔離時冷却系又は隔離時復水系、PWRでは、補助給水系がある。 4 解釈3で規定する「短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない」とは、第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な過熱し場へ輸送することを要求しているが、短時間の全交流電源喪失時には、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されないことという。例えば原子炉隔離時冷却系においては、短時間のサプレッションタンクへの蓄熱等の機能が有ることから、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されない。 【関連安全設計審査指針】 ・指針23 原子炉冷却材補給系 ・指針24 残留熱を除去する系統 ・指針26 最終的な過熱し場へ熱を輸送する系統 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針47 計測制御系	循環設備等 原子炉停止時(短時間の全交流動力電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残留熱の除去	系統機能	原子炉隔離時冷却系機能検査 直流電源系機能検査 自動減圧系機能検査	蒸気発生以降の点検・評価計画書に従い実施	
原	16	六		六 前号の設備により除去された熱を最終的な過熱し場へ輸送することができる設備	第16条(循環設備等) 1 解釈1は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材補給系)の時点に対して、第5号の一次冷却材の減少を自動的に補給する設備として、BWRにおいて「給水系」に加え原子炉隔離時冷却系や制御棒駆動水圧系を含めることを明確化している。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 2 解釈1は、第5号の設備で原子炉停止時に機能するものと短時間の全交流電源喪失時に機能するものとを明確にするため、平成18年8月25日付けで改正している。 3 第5号は、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)に対応して、第5号の設備を除去することができる設備に対して、短時間の全交流動力電源喪失時における要求を追加している。短時間の全交流電源喪失時に残留熱を除去できる設備として、BWRでは、原子炉隔離時冷却系又は隔離時復水系、PWRでは、補助給水系がある。 4 解釈3で規定する「短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない」とは、第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な過熱し場へ輸送することを要求しているが、短時間の全交流電源喪失時には、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されないことという。例えば原子炉隔離時冷却系においては、短時間のサプレッションタンクへの蓄熱等の機能が有ることから、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な過熱し場へ輸送する機能は要求されない。 【関連安全設計審査指針】 ・指針23 原子炉冷却材補給系 ・指針24 残留熱を除去する系統 ・指針26 最終的な過熱し場へ熱を輸送する系統 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針47 計測制御系	循環設備等 前号の設備により除去された熱を最終的な過熱し場への輸送	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	16	2		第16条の2 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加等に耐えるように施設しなければならない。	第16条の2(原子炉冷却材圧力バウンダリ) 第16条の2に規定する「一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃」とは、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重をいう。また、「炉心の反応度の変化による荷重の増加」とは、運転時の異常な温度変化及び事故時において、反応度が炉心に投入されることにより一次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加をいう。この場合において、浸水燃料の破裂に加え、ペレット/被覆管機械的相互作用原因とする破損による非定常圧力増大に伴う荷重の増加を含む。 2 通常時間・事故時等であって、原子炉運転時にも短時間となり事故時になるおそれある配管の弁(具体的には残留熱除去系配管の隔離弁)に対しては、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」(JEAO4002-2004)の定定である「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。 一 内側隔離弁からの漏れを原因として原子炉冷却材の大量漏れを防止するため、内側隔離弁から外側隔離弁までの配管、外側隔離弁が必要な耐圧機能を有すること	第16条の2(原子炉冷却材圧力バウンダリ) 1 原子炉冷却材圧力バウンダリの要求事項は、安全設計審査指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリ)との整合性を図る観点から、新たに追加したものである。 2 原子炉設置許可申請では、「炉心の反応度変化による荷重の増加」として、冷却材エンタルピーの増加に伴う一次系圧力の増加以外に浸水燃料の破裂、ペレット/被覆管機械的相互作用原因とする破損により発生する荷重増大を考慮するものとしている。 なお、「発電用大型原子炉設置の反応度投入事故における評価指針」及びその後の知見を踏まえてまとめた「発電用大型原子炉設置の反応度投入事故における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」ではBWR、PWRにおける機械的エネルギーの影響評価が検討されており、荷重圧力の機械的エネルギーは原子炉圧力容器の吸収可能なエネルギーと比べて十分小さく、原子炉圧力容器の健全性が損なわれることはないとしている。また、報告書に示される条件を満足する場合は、個別の原子炉における機械的エネルギーが安全圧力についての検討適用を除外できるとされている。 【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	原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加等への耐性	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認			
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れ等) 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れ」を抽出する装置とは、漏れ位置を特定できない格納容器内の漏れに対しては、1時間以内の、0.23方メートルの漏れ量を抽出する機能を有すること。 3 通常時間・事故時等であって、原子炉運転時にも短時間となり事故時になるおそれある配管の弁(具体的には残留熱除去系配管の隔離弁)に対しては、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」(JEAO4002-2004)の定定である「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。 一 内側隔離弁による原子炉冷却材の大量漏れを防止するため、低圧時のみみならぬこと	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏れ等) 1 第1項は、安全設計審査指針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) 2 第2項は、安全設計審査指針21(原子炉冷却材圧力バウンダリ)の漏れ抽出装置)に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏れ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れは漏れ以下に分類される。 ①原子炉冷却材圧力バウンダリ内のポンププールや弁システムからの漏れのうち、材料が生じるもしくは生じる可能性がある箇所(あらかじめ配管系を接続し安全に処理されたよう)にしたもの、これらへの漏れは、配管系に設置された流量計、温度計や収集タンクの水位等(管壁)から漏れである。 ②蒸気発生器(原子炉冷却材圧力バウンダリの一部)から蒸気設備への漏れ(PWR)のように、原子炉格納容器雰囲気内には漏れせず、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統内に漏れするもの。 ③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れでは、原子炉格納容器雰囲気内へ漏れするもの。 第2項に規定する漏れ抽出装置は、上記のような漏れを対象としており、解釈2においては、上記の漏れに対する検出機能は規定している。なお、上記②の漏れ抽出に関連するものとして、第20条(計測装置)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) 3 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れの検出方法の具体例は以下の通りである。 ・BWRにおいては漏れ抽出系が設置され、ドラウウェル内の廃液サンプル水位、放射能濃度、ドラウウェル内ガス冷却装置の凝結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、原子炉格納容器サンプル水位に基づき原子炉格納容器内濃度を測定している。 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れ抽出	原子炉冷却材圧力バウンダリの漏れ等 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)	主蒸気隔離弁機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施			
原	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れを抽出する装置を施設しなければならない。					原子炉格納容器隔離弁機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施			
原	16	3	2						原子炉冷却材圧力バウンダリの漏れ等 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏れ抽出	機器機能	総合負荷性能検査	蒸気発生炉の点検・評価後に実施	
原	17		1	第17条 原子力発電所には、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「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる」とは、軽水型炉心冷却系の性能評価指針(平成4年6月1日「原子力安全委員会一部改定」)に基づいて想定燃料喪失事故の解析を行った結果、燃料温度の過渡、燃料破損の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをい、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)に、①添付書類A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、高圧注入系の高圧タンクの保持圧力及び核燃料温度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限り、設置許可申請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なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、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。 2 第2項第2号に規定する「著しく多量の水を生ずるものではない」とは、前号の要件に基づく想定燃料喪失事故解析において発生する水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記載された仕様を満足すること。なお、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。	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である。 2 解釈2は、平成20年2月7日付けで「非常用炉心冷却設備に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原第1号)」により改正している。 2 解釈3は、平成20年2月7日付けで「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原第1号)」により改正している。 【関連安全設計審査指針】 ・指針16 運転条件に対する安全設計上の考慮 ・指針20 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 燃料被覆管の温度が燃料体の沸騰又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。 二 燃料被覆管と冷却材との反応により著しく多量の水を生ずるものでないこと。						非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイスライス系ディーゼル発電機、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、原子炉格納容器系機能検査	系統機能	自動減圧系機能検査	
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。						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系、低圧注水系、原子炉格納容器系機能検査	
原	17		4	4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状態を確認するため、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。	3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効冷却水量をい、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(内規)(平成20-02-12原第5号)」によること。 4 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」機器とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。					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

「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				技術基準条項	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	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施設に適切に導く施設であること。	第18条(一次冷却材の排出) 1 解釈1で一次冷却材を放射性廃棄物処理設備へ安全に移送するための設備には、第16条第4号の設備、床ドレン(沸騰水型原子力発電設備に限り)及び機器ドレン(弁のグランドリープを含む)の移送系やサブ等がある。	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)	
				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21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へ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) 1 第19条に規定する「逆流するおそれがない場合」とは、直接接続されていない場合、又は十分な圧差を有している場合をいう。	なし	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処理する設備へ放射性物質を含まない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
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。	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(伊周期)が含まれる。 2 第11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、排水路の測定に測定する装置をもつて替える放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することを用いる。 3 第1項第7号はBWRIに対して、第8号はPWRI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、管理区域を規定する以下の3要素のうち外部放射線に係る線量のみの発電用原子力設備に関する放射線に係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、又は若しくはAとCの組み合わせを含む。BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。 A. その場所における外部放射線に係る線量に別に表示される効果線量を超えるおそれがあるもの。 B. 空気中の放射性物質(空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。)の濃度が別に表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表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24年9月30日原子力安全委員会一般取組)に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置)以外にあっては、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。	第20条(計測装置) 1 第1項第6号は、安全設計審査指針 指針47(計測制御系)の解説及び指針59(放射線監視)に対応して、事故時に測定が要求される燃料容器内雰囲気気圧、温度、酸素・水素濃度、放射性物質濃度及び線量当量率を明記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 第1項第12号は、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)に対応して、放射線業務従事者を放射線から防護するために必要な場所及び燃料取扱場所の線量当量率を計測対象として明記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 3 第1項第1号～第14号における計測装置の具体例は、次のとおりである。 4 第1項13号に規定する「放射性物質濃度を計測する装置には、固定式のもの若しくは可搬式のものがある。例として、そのいずれか、若しくは、両方が設置されている。 5 第1項第1号～第14号における計測装置の具体例は、次のとおりである。	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 炉周周			計測装置 炉周用の計測装置	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材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材を使用する場合にあつては、その濃度	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 蒸気発生以降の点検・評価後に実施
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、可燃性ガスの濃度、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、可燃性ガスの濃度、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 蒸気発生管中及び空気抽出器排ガス中の放射性物質の濃度			計測装置 蒸気発生管中及び空気抽出器排ガス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	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の第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(燃料取扱場所等をいう。)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(燃料取扱場所等をいう。)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、多量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量性及び独立性	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、併用期間に確認する必要がある事項
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	BWRI	PWRI
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(原子炉炉床電率)、原子炉プラントプロセス計装(純水圧力・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	格納容器内雰囲気気計装(格納容器内圧力・温度、酸素ガス濃度、水素ガス濃度)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(格納容器内線量当量率)、燃料採取系(格納容器内放射性物質濃度、水素ガス濃度)	格納容器内雰囲気気計装(格納容器内圧力・温度、格納容器内高レベルアラーム)、燃料容器内線量当量率、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)	PWRI対象なし
8号	BWRI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、蒸気発生器プラントワン水放射線モニタ、復水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59 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				技術基準条項	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	1	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若しくは同条第12号及び第13号の総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(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えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。	<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。</p> <p>第1項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</p> <table border="1"> <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</td> <td>加圧器水位低又は高</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉圧力高</td> <td>原子炉圧力高</td> </tr> <tr> <td></td> <td>中性子束高</td> <td>中性子束高</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉建屋放射能高</td> <td>原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td></td> <td>主蒸気管放射能高</td> <td>復水器排気放射能高</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	加圧器水位低又は高		原子炉圧力高	原子炉圧力高		中性子束高	中性子束高		原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高		主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高	<p>第21条(警報装置等) 【関連安全設計審査指針】 ・指針45 遠隔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号の総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えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して自動的に警報する装置の施設</p>	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)	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
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	加圧器水位低又は高																										
	原子炉圧力高	原子炉圧力高																										
	中性子束高	中性子束高																										
	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高																										
	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高																										
原	21	2	2	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>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号の総量当量率が著しく上昇した場合</p> <table border="1"> <tr> <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>周辺監視区域放射能高</td> <td>周辺監視区域放射能高</td> </tr> </table> <p>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えいするおそれが生じた場合</p> <table border="1"> <tr> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> </tr> </table>	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	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	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 遠隔連絡設備に関する設計上の考慮</p>	<p>警報装置等 原子炉並びに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>	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												
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																											
周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高																											
機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位																											
原	21	3	3	3 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷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遠隔連絡設備を施設しなければならない。	<p>3 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う。</p> <p>4 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出しては、床への漏えい又はそのおそれ(敷油程度の最少漏えいを除く。)を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</p> <p>5 第2項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯を行う。</p> <p>6 第3項に規定する「適切な遠隔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等が発生した場合、人が立ち入り可能な原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人の中に制御室等から操作、作業、退避の指示、連絡ができる設備を設けずること。</p>	<p>第22条(安全保護装置) 【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 安全保護系の事故時の機能 ・指針38 安全保護系の監視機能 ・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>警報装置等 一次冷却系統に係る施設の故障、損傷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遠隔連絡設備の施設</p>	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項																		
原	22	—	—	第22条 原子力発電所には、安全保護装置を次の号により施設しなければならない。	<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、設置許可申請書の返付書類の施設仕様及び同付添書類十において評価した運転時の異常な過渡変化の評価の条件に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>2 第2号に規定する「独立性を有すること」とは、チャンネル間の分離、パワールール、電気的隔離装置等により、相互を分離することを行う。</p> <p>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(別記一)」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。</p> <p>2 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(安全保護系の事故時の機能)、指針38(安全保護系の監視機能)、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的機能共有に当たっての審査事項を明記している。</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 解釈1は、設置(変更)許可申請書添付書類10に記載された仕様及び添付書類十における評価条件を満足することを確認することと定めたものである。</p> <p>4 解釈2に規定する「非保守的な変更がない」とは、添付書類十に記載の安全保護系の設定値を確認することである。</p> <p>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結果に当たって、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は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順序を有する状態(ハーストラム、バーンストリップル)にし、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。</p> <p>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(別記一)「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(RG)を設計、管理要求等に参考している。</p> <p>RG. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全システムでの計算機使用基準 RG. 1.153(Rev.1) 安全系の動力、計装及び制御部分の基準 RG. 1.168(Rev.1) 原子炉プラントの安全系に使用されるデジタル計算機ソフトウェアの検証、審査及び監査 RG. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェアの構成管理 RG. 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算機のソフトウェア試験文書 RG. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア・ユニットの試験 RG. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア仕様 RG. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア・ソフトウェア・プロセスの開発 RG. 1.174(Rev.1) 発行の許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</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の機能による燃料貯蔵制限機能の維持</p>	<p>制動棒駆動系機能検査 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、高圧炉心スプレイスライ系、低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、原子炉格納冷却系機能検査</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</p>																			
原	22	二	二	二 系統を構成する機械器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないように、多重性を有すること。	<p>安全保護装置 R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェアの構成管理 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算機のソフトウェア試験文書</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>	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	22	三	三	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>安全保護装置 R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア・ユニットの試験 R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア仕様</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>	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	22	四	四	四 駆動部の喪失、系統の過断その他の不利な状況が生じた場合においても、原子炉施設から安全状態に移行するか、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>安全保護装置 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア・ソフトウェア・プロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 発行の許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</p>	<p>安全保護装置 駆動部の喪失、系統の過断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>	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	22	五	五	五 計測制御の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離されたものであること。	<p>安全保護装置 【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 安全保護系の監視機能 ・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>	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	22	六	六	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>安全保護装置 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア・ソフトウェア・プロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 発行の許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</p>	<p>安全保護装置 原子炉運転中の必要な試験</p>	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	22	七	七	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>安全保護装置 R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア・ソフトウェア・プロセスの開発 R.G. 1.174(Rev.1) 発行の許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</p>	<p>安全保護装置 運転条件に応じた作動設定値の変更</p>	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	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もよい。	1 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、キセンノ前境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、キセンノ前境により反応度が追加された以降の長期的な未臨界の維持は、他の原子炉停止系統(ほう酸注入系)、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統(非常用炉心冷却設備)の作動をきむことができる。	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、旧省令のタイトル「制御系統」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。 また、安全設計審査指針(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に区別し評価 ・制御棒固有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ダリが破損しないよう最大反応度値等を制限することを明確化(安全設計審査指針の要求事項「放射線への反映」) 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(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装置)あり、炉心の有性及びあって、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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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制によるほう酸注入も期待した性能要求となっている。 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はできない。 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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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。 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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。」とは、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等がいずれかあるいはこれらの両者の設備が機能する場が該当する。装置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材がおり、これらの事象にたいは、高温停止状態を「固る状態」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。解説書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中にこの評価条件及び添付書類A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値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では制御棒の瞬時及び長期的に想定していることから反応度添加率の確認項目がない。 6 解釈4に規定する「それに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜き手順に従って操作されてい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。	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	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損傷限界を超えることなく制御でき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未臨界を維持できる」とは、高温臨界未満の状態からキセンノ前境及び一次冷却材温度変化による反応度追加を補償しつつ原子炉を低温状態でも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、挿入できないことをいう。 なお、ABWRにあっては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の固着を考慮すること。 4 第4項の規定は、設置許可申請書添付書類中における「制御棒飛び出し(BWR)」「制御棒落下(BWR)」の評価で想定した下記の内容を検証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価値モニターが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限する装置 【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耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐酸性、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 反応度制御系統の制御能力	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、燃料許容損傷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、この場合において、非常用炉心冷却設備等の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる)。	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、燃料許容損傷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、この場合において、非常用炉心冷却設備等の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる)。	「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装置)、ほう酸濃度の制御(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装置)あり、炉心の有性及びあって、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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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制によるほう酸注入も期待した性能要求となっている。 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はできない。 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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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。 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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。」とは、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等がいずれかあるいはこれらの両者の設備が機能する場が該当する。装置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材がおり、これらの事象にたいは、高温停止状態を「固る状態」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。解説書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中にこの評価条件及び添付書類A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値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では制御棒の瞬時及び長期的に想定していることから反応度添加率の確認項目がない。 6 解釈4に規定する「それに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜き手順に従って操作されてい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。	系統機能	制御棒駆動系統機能検査	ほう酸水注入系統機能検査		
原	23	3	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。	「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装置)、ほう酸濃度の制御(化学体積制御系)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制によるほう酸注入も期待した性能要求となっている。 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はできない。 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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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。 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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。」とは、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等がいずれかあるいはこれらの両者の設備が機能する場が該当する。装置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材がおり、これらの事象にたいは、高温停止状態を「固る状態」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。解説書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中にこの評価条件及び添付書類A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値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では制御棒の瞬時及び長期的に想定していることから反応度添加率の確認項目がない。 6 解釈4に規定する「それに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜き手順に従って操作されてい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。	系統機能	制御棒駆動系統機能検査	ほう酸水注入系統機能検査		
原	23	3	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、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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。	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、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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。	「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装置)、ほう酸濃度の制御(化学体積制御系)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制によるほう酸注入も期待した性能要求となっている。 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はできない。 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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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。 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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。」とは、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等がいずれかあるいはこれらの両者の設備が機能する場が該当する。装置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材がおり、これらの事象にたいは、高温停止状態を「固る状態」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。解説書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中にこの評価条件及び添付書類A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値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では制御棒の瞬時及び長期的に想定していることから反応度添加率の確認項目がない。 6 解釈4に規定する「それに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜き手順に従って操作されてい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。	系統機能	制御棒駆動系統機能検査	ほう酸水注入系統機能検査		
原	23	3	四 制御棒を用いる場合にあつては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第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、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第1号から第3号までの規定に適合すること。	「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装置)、ほう酸濃度の制御(化学体積制御系)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制によるほう酸注入も期待した性能要求となっている。 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はできない。 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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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。 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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。」とは、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等がいずれかあるいはこれらの両者の設備が機能する場が該当する。装置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材がおり、これらの事象にたいは、高温停止状態を「固る状態」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。解説書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中にこの評価条件及び添付書類A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値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では制御棒の瞬時及び長期的に想定していることから反応度添加率の確認項目がない。 6 解釈4に規定する「それに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜き手順に従って操作されてい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。	系統機能	原子炉停止余裕検査			
原	23	4	4 制御棒の最大反応度値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値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。	「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装置)、ほう酸濃度の制御(化学体積制御系)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制によるほう酸注入も期待した性能要求となっている。 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はできない。 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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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。 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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。」とは、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等がいずれかあるいはこれらの両者の設備が機能する場が該当する。装置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材がおり、これらの事象にたいは、高温停止状態を「固る状態」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。解説書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中にこの評価条件及び添付書類A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値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では制御棒の瞬時及び長期的に想定していることから反応度添加率の確認項目がない。 6 解釈4に規定する「それに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜き手順に従って操作されてい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。	機器機能	—	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、通常運転における圧力、温度及び放射線によっ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、通常運転における圧力、温度及び放射線によっ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。	「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装置)、ほう酸濃度の制御(化学体積制御系)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制によるほう酸注入も期待した性能要求となっている。 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はできない。 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追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追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。 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動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。」とは、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等がいずれかあるいはこれらの両者の設備が機能する場が該当する。装置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材がおり、これらの事象にたいは、高温停止状態を「固る状態」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。解説書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中にこの評価条件及び添付書類A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値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では制御棒の瞬時及び長期的に想定していることから反応度添加率の確認項目がない。 6 解釈4に規定する「それに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜き手順に従って操作されてい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。	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	24	一	二	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(この間に炉心に加わる負の反応度)が、当該原子炉の燃料貯蔵容器対称圧力バウダリの損傷を防ぐために適切な値となす速度で炉心内へ挿入されること。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中の仕様及び添付書類中に記載の運転時の異常な過渡変化及び事故の発生を想定した時間を示していること。 2 第2号に規定する「制御棒の異常な引き抜きが生じた場合でも燃料貯蔵容器損傷限界を超え速度で駆動できない」とは、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」により、制御棒が異常に引き抜かれた場合でも、燃料貯蔵容器損傷限界を超え引き抜き速度が制限されること。この場合にあっては、設置許可申請書添付書類中に評価した「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き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(境界近傍)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、事故の進展(反応度投入速度)が影響を及ぼすことから制御棒の引抜速度を解析条件として示している。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速度を解析条件と示していない。解析では、制御棒が出力運転中に同時に引き抜きられ、当該制御棒の反応度が付加された状態として、事故状態は中子多量の突に引(制御棒)として、燃料貯蔵容器損傷限界への適合性を保持するに留意している。これは、出力運転状態であることから制御棒損傷が低く、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調整により制御棒、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」により調整を緩和する方法がある。 【関連安全設計審査指針】 ・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制御棒の駆動	系統機能	制御棒駆動系統機能検査 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、制御棒の異常な引き抜きが生じた場合でも燃料貯蔵容器損傷限界を超え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、動力喪失時で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き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		
				三 制御棒を駆動するための動力源がなくなった場合に、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。	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 制御棒を駆動するための動力源がなくなっ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	
				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って、供用期間中に確認する必要がある事項	
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原子炉制御室の動作状態 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 ④第2項に規定するその他の装置とは、監視装置、機械器具の動作状態を指示する装置をいう。 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、原子炉炉心、原子炉冷却圧力(ワンダリ)及び原子炉排熱器(ワンダリ)並びにこれらに関する系統の健全性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、中性子束、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、温度、流量、水位等の重要なパラメータを計測し、かつ表示する装置をいう。 4 第2項に規定する「第21条第1項に規定する装置」【集中】施設するに当たり、当該設備の専用制御室内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装置を共用する場合は、廃棄物処理装置に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される制御棒については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により駆動が抑制されること。 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の、電動弁用電動機に類した過負荷保護装置(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、保護装置が事故時発生、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動作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3項に規定する「監視することなく、適切に運転操作することができる」とは「原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項(別記-8)」によること。 8 第3項は、制御室等には事故・異常時においても従事者が制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る進入制限、放射線量率の計測装置の設置等適切な放射線防護措置が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみならず防護具等を用いた対策も含まれる。「一定期間」とするとは、運転が必要な交替も含め、一次冷却喪失等の事故時に過剰な滞在をしないこととなり、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するための入退室する通路及び設備をいう。 10 第3項に規定する「進入し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、進入にとり必要な操作、措置を行う運転員が放射線の被ばくを避けられないように施設し、運転員が制御室に入り、とどまる際の被ばく(実効線量率)の制限、運転員が放射線の被ばくを抑制するために線量限度を定める告示(平成13年3月21日通産省告示(第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。 このほか放射線計測装置の被ばく(評価は、制室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)に基づき、チャールフィルタを通過しない空気は制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の維持管理一併における対称環境内での空気流入(影響を及ぼす事故の際、及び、定量的に測定可能なこと。なお、チャールフィルタを通過しない空気流入量)を、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。 11 第3項に規定する「火災発生により発生した放射線量率及び放射線物質をいう。 12 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、制御室への火災等により発生した放射線量率(取り入れることのない)より原子炉制御室の換気設備の外気との連絡口を遮断可能であること。また、隔離時の隙欠防止を考慮して外気吸入等の運転が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみで防護具等を用いた対策も含まれる。 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った居住性の悪化の影響が及ぶおそれない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を高温停止できる機能を有した装置であること。	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」で要求する誤操作防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、適切に運転操作が行えることを要求を明記している。 2 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5に記載する「バイパス状態及び使用不能状態の表示」は、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(タグを付与)すること等により駆動が抑制されることを要求を明記している。(米調 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に記載する「安全設備の電動弁用電動機の過負荷保護装置のバイパス表示」は、安全設備を運転中に試験するための、電動弁用電動機に類した過負荷保護装置(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使用不能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等を明記している。この表示装置により、試験時に過負荷保護装置を使用する時以外は常にバイパスされていることを運転員は確認することができる。(保護装置が常時使用され、事故時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動作しないように設定されている場合は、この限りでないこと)を要求を明記している。(米調Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映-関連Regulatory Guide 1.106 Rev.1)「電動弁の電動機の過負荷保護」 4 解釈7に規定する誤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」を参考と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(これに制御室に対する放射線防護)に関する規定があるが、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」で要求する火災等より発生する有害ガスが防護の対象となるため、第24条の2(有害ガスに対する防護措置)を要求を明記している。 6 第3項に規定する「進入し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があること」について事業者が確認する必要があること。また、同確認においては制御室へのフィルターを通過し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(解釈10)を明記している。(米調Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映-関連Regulatory Guide 1.106 「原子炉制御室の居住性」)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日付け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、制御室への火災に対する措置を指す対象として、制御室内に発生する火災の場合、第4条の2に規定する「原子力発電所の火災防護指針」UEAG 4607-1999(3.21 消火装置設置対策区域)」、中央制御室については、可搬式消火器等適切な消火装置で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え、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「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高温停止せよとまで責任限外確保するものであり、その後は、現場操作を含めて低減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8 運転員操作に対する設計上の考慮 ・指針41 制御室 ・指針42 制御室外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
				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操作する装置、非常用心動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安全に運転するための必要な装置(第1条第1項に規定する装置を含む。)を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう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操作する装置、非常用心動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安全に運転するための必要な装置(第1条第1項に規定する装置を含む。)を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう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	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	
				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を行うための、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に、進入しその他の適切な放射線防護措置及び制御室への火災等より発生した有害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の運転の停止等を行うための、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に、進入しその他の適切な放射線防護措置及び制御室への火災等より発生した有害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。	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を行うための、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまるための適切な防護措置	系統機能	中央制御室非常用循環系統機能検査		
				4 原子力発電所には、火災等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。	原子炉制御室等 火災等より原子炉制御室が使用できない場合に於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	24	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種類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) 第24条の3に規定する「発電所緊急時対策」の機能としては、一次冷却材喪失事故が発生した場合において、該体系が必要期間にわたりに安定で、制御室中の運転員を十分に監視等を可能にするよう速やかに把握できること。また、発電所内外部連絡網との連絡確保のための少なくとも一つの専用回線を含む多重の連絡回線を有すること。	第24条の3(発電所緊急時対策) 1 原子力災害対策特別措置法施行規則第12条(原子力防災責機材)において、非常用通信機種の他の資材又は機材に関して規定されているの。第24条の3は緊急時対策の設備のみを規定している。 2 第24条の3は、昭和54年3月米東で発生したTMI事故の場合、事故時に制御室に人が集まり混雑を生じたことに加え、一次冷却材喪失事故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に、必要な対応の指令を発することができ発電所緊急時対策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	発電所緊急時対策所 一次冷却系統に係る施設の破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を原子炉制御室以外の場所へ	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	25	一		第25条 通常運転時に必要とする燃料体又は使用済燃料(以下「燃料」という。)を貯蔵する設備は、次の各号により施設しなければならない。一 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。	第25条(燃料貯蔵設備) 1 第1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。 2 第2号に規定する「燃料が溶融しないものであること」については、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。 3 第3号に規定する「燃料を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、炉心分以上の容量を確保すること。この場合において、「容量」は、第6号に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。	第25条(燃料貯蔵設備) 1 第25条は、燃料体又は使用済燃料を貯蔵する設備について定めたものであり、燃料体は第6条及び第13条にも使用されているため、用語の整合を図る上、目的等の表現に「通常運転時」が必要であると述べている。よって、通常運転時に必要とする燃料体は、新燃料及び再使用燃料であることを明確化している。 2 第25条に規定する「燃料貯蔵設備」とは、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備(再使用燃料を含む)がある。 3 解釈3に規定する「取替燃料」は、再使用燃料及び新燃料がある。なお、2つの原子炉で使用済燃料貯蔵槽を共用している場合は、2つの原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加え、炉心分以上の容量を確保することとなる。 4 解釈5に規定する「補給系統」は、Regulatory Guide1.13「使用済燃料貯蔵施設の設計基準」を反映したものである。(米国Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映) 5 第2号に規定する「水その水の水道」は、安全設計審査指針「51 燃料貯蔵場所のモニタリング」に対して、「燃料プールの水温計測」を記載している。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 6 第4号に規定する「水その水の水道」は、安全設計審査指針「51 燃料貯蔵場所のモニタリング」に対して、「燃料プールの水温計測」を記載している。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 7 解釈7は、水位、水温については、監視装置、水位については特に警報の設置を要求していることを明確にするため、平成18年8月25日付で改正している。なお、水位の監視は水位警報の設置で実施している。	燃料貯蔵設備 燃料の臨界防止構造	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ある事項
原	25	二		二 破壊漏れにより燃料が溶融しないものであること。	2 第2号に規定する「燃料が溶融しないものであること」については、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。	燃料貯蔵設備 破壊漏れによる燃料の溶融防止	系統機能	総合負荷性能検査	総合負荷性能検査にて、燃料プール冷却浄化系の性能確認を実施	
原	25	三		三 燃料を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。	3 第3号に規定する「燃料を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、炉心分以上の容量を確保すること。この場合において、「容量」は、第6号に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。	燃料貯蔵設備 燃料の貯蔵容量	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	25	四		四 使用済燃料その他高放射性の燃料を貯蔵する水槽は、次によること。イ 水があふれ、又は漏れるおそれがない構造であること。	四 使用済燃料その他高放射性の燃料を貯蔵する水槽は、次によること。イ 水があふれ、又は漏れるおそれがない構造であること。	燃料貯蔵設備 使用済燃料その他高放射性の燃料を貯蔵する水槽の構造	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ある事項	
原	25	ロ		ロ 燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水があること。	ロ 燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水があること。	燃料貯蔵設備 使用済燃料その他高放射性の燃料を貯蔵する水槽の燃料の放射線遮へいのための水量	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	25	ハ		ハ 燃料の液覆が著しく漏れようとするおそれがある場合は、これを防止すること。	ハ 燃料の液覆が著しく漏れようとするおそれがある場合は、これを防止すること。	燃料貯蔵設備 使用済燃料その他高放射性の燃料を貯蔵する水槽の液覆の漏れ防止	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	25	ニ		ニ 水の漏れ及び水槽の水温の異常を検知できること。	ニ 水の漏れ及び水槽の水温の異常を検知できること。	燃料貯蔵設備 燃料貯蔵所その他高放射性の燃料を貯蔵する水槽の漏れ及び水温の異常検知	機器機能	—	設備点検・定期事業者検査にて確認	
原	25	ホ		ホ 燃料取扱口中に想定される燃料の落下時においてもその機能が損なわれないこと。	ホ 燃料取扱口中に想定される燃料の落下時においてもその機能が損なわれないこと。	燃料貯蔵設備 燃料取扱口中の燃料落下時の機能	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	25	五		五 燃料落下により燃料が破壊して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による原子力発電所外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納する施設及び放射性物質の放出を低減する施設を施設すること。	五 燃料落下により燃料が破壊して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による原子力発電所外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納する施設及び放射性物質の放出を低減する施設を施設すること。	燃料貯蔵設備 燃料落下により燃料が破壊して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合の燃料貯蔵設備を格納する施設及び放射性物質の放出を低減する施設	系統機能	原子炉種屋気密性能検査 非常用ガス処理系統性能検査		
原	25	六	イ	六 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)は、次によること。イ 使用済燃料が内蔵する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。	六 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)は、次によること。 11 第6号に規定する「乾式キャスク」は、第25条第1号及び第2号に規定する臨界防止機能及び除熱機能に加え、第6号の要件を満すこと 12 第6号イの規定は以下によること。 ・耐熱性、耐食性等を有し、耐火性の高い金属ガセット等のシールを採用すること ・蓋部を一次蓋と二次蓋の二重とし、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより耐熱性を監視すること ・キャスク内部の負圧を維持できること	燃料貯蔵設備 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスクにおける放射線に対しての遮へい能力	機器機能	—	対象設備無し	
原	25	ロ		ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮へい能力を有すること。	ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮へい能力を有すること。	燃料貯蔵設備 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスクにおける放射線に対しての遮へい能力	その他	—	対象設備無し	
原	25	ハ		ハ 使用済燃料の液覆の著しい腐食又は変形を防止できること。	ハ 使用済燃料の液覆の著しい腐食又は変形を防止できること。	燃料貯蔵設備 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスクにおける液覆の腐食又は変形防止	構造健全性	—	対象設備無し	
原	25	ニ		ニ キャスク本体等は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。	ニ キャスク本体等は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。	燃料貯蔵設備 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスクにおけるキャスク本体等の材料及び構造	構造健全性	—	対象設備無し	
原	25	七		七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。	七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。	燃料貯蔵設備 取扱者以外の者の立ち入り防止	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				技術基準条項	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裝荷、取出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において、関連する機器間を接続し、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5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5に規定する原子炉建屋天井クレーンの主巻きに対する要求は、米国Regulatory Guide 1.13(Rev.1)「使用済燃料貯蔵施設設計基準」(皮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-61「燃料の貯蔵と取扱い」及び放射能監視)を満足するための条件として、耐震設計、外部飛来物対策、漏えい防止、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、耐震性を備えた補給水系の設置等を規定している。 4 解釈5に規定する「燃料を取り扱う設備」は、プール本体をクレーンの稼働範囲から外すようなレール敷設・インターロッキングによる措置による物理的措置があり、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。 ・キヤスクの移動等は、作業責任者の下実施する。 ・天井クレーン使用時には、運転者への合図を行う合図者を配置する。 ・オベフロ上のキヤスク移動は、移動経路(燃料貯蔵エリア)内に入り込まないよう指定したマーキングを行い、このマークにそって行う。 第6号については、燃料を封入する容器の積重当量率(積重又は「積重率」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場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666号)の第4条による。これに基づき容積の表面の積重当量率が20g/毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において積重当量率が100μSv/毎時以下と定められている。	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。	3 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」。	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却能力を有すること。 5 第4号に規定する「燃料が破損するおそれがないこと」とは、以下によること。 ・燃料交換機にあっては、掘り機械のワイヤーを二重化する。ただし、昭和52年以前に製造し、又は設計されたものは、掘り機械の構造が確認されること。 ・燃料交換機にあっては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。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める。 ・原子炉建屋天井クレーンにあっては、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上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含めることとする。この運用管理にあっては、運搬用容器が燃料上に行かないことを確保するものであること。また、フックのワイヤー止めを設けること。 6 第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省令第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、破損等が生じおそれがないものであること。	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 前条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却能力を有すること。 5 第4号に規定する「燃料が破損するおそれがないこと」とは、以下によること。 ・燃料交換機にあっては、掘り機械のワイヤーを二重化する。ただし、昭和52年以前に製造し、又は設計されたものは、掘り機械の構造が確認されること。 ・燃料交換機にあっては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。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める。 ・原子炉建屋天井クレーンにあっては、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上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含めることとする。この運用管理にあっては、運搬用容器が燃料上に行かないことを確保するものであること。また、フックのワイヤー止めを設けること。 6 第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省令第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、破損等が生じおそれがないものであること。	燃料取扱設備 前条より燃料が溶融しないものであること	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	四		四 取扱い中に燃料が破損するおそれがないこと。	・燃料交換機にあっては、掘り機械のワイヤーを二重化する。ただし、昭和52年以前に製造し、又は設計されたものは、掘り機械の構造が確認されること。 ・燃料交換機にあっては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。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める。 ・原子炉建屋天井クレーンにあっては、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上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含めることとする。この運用管理にあっては、運搬用容器が燃料上に行かないことを確保するものであること。また、フックのワイヤー止めを設けること。 6 第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省令第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、破損等が生じおそれがないものであること。	燃料取扱設備 取扱い中に燃料が破損するおそれがないこと	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、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。	・燃料交換機にあっては、掘り機械のワイヤーを二重化する。ただし、昭和52年以前に製造し、又は設計されたものは、掘り機械の構造が確認されること。 ・燃料交換機にあっては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。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める。 ・原子炉建屋天井クレーンにあっては、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上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含めることとする。この運用管理にあっては、運搬用容器が燃料上に行かないことを確保するものであること。また、フックのワイヤー止めを設けること。 6 第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省令第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、破損等が生じおそれがないものであること。	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損防止	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、その表面の積重当量率及びその表面から1メートルの距離における積重当量率がそれぞれに告示する積重当量率を超えないように違へいできるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。	なお、「核燃料物質等の工場又は事業場の外における運搬に関する規則(通商産業省令第77号(昭和53年12月28日)を準用し、移動時又は適切な状態(実態)に所定の機能が確保されていること。 B 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 前号の容器の内部に燃料を入れた場合における違へい能力	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った場合に、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。	第7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(通商産業省令第77号(昭和53年12月28日)を準用し、移動時又は適切な状態(実態)に所定の機能が確保されていること。 B 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 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなっ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		
原	27	1		第27条(生体達へい) 一 放射線障害を防止するために必要な違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えい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。	1 第1項第1号に規定する「違へい能力を有する」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」に基づく積重限度等を定める告示(平成13年3月21日経済産業省告示第179号(平成13年2月26日)第2条)を満足することとし、これを違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っては、定期的な積重率の測定、従事者の被ばく線量の確認により上記告示を満足していることを確認すること。 2 第1項第2号に規定する「放射線漏えい防止措置」としては、次の措置によること。 (1)開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所(通路の防止扉、高所等)への開口部設置 (2)貫通部に対する違へい補強(スリーブと配管の間隙への違へい材の充てん等) (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できない措置 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達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あわせて、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積重限度(年間1mSv)に比へ十分下回る水準とする。ここで、十分下回る水準とは、「発電用原子炉施設安全審査における敷地周辺の空間線量率について」(平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂)に記載の空気カーマで年間50μGy程度としている。 4 第27条に規定する「生体達へい」及び違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、管理のための区域区分を行っている事項については、要求事項の達成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達へい設計指針」(平成15年10月)および、「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)」	第27条(生体達へい) 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、違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 周辺の放射線防護」に対応して、敷地周辺の空間線量率の要求を明確化するための措置としている。 (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化している。 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	生体達へい等 外部放射線による放射線障害を防止するための生体達へいの施設	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	27	2		二 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、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積重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「生体達へい」及び違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、管理のための区域区分を行っている事項については、要求事項の達成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達へい設計指針」(平成15年10月)および、「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)」	生体達へい等 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施設時の敷地周辺の空間線量率の積重	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	の	項	号											
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。	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液体の放射線物質の濃度が $37\text{mBq}/\text{cm}^3$ 以上のもの(クラス4管)は、第9条に基づく構造とするときに第1条の耐圧試験により漏えいし難い構造であることが確認されていること。また、「逆流するおそれがない」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、気体状の放射性元素を除去するようろ過(サニター又は同等品)フィルター及び放射性微粒子を除去する微粒子(高性能粒子又は同等品)フィルターを用いること。 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、換気設備から過渡的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4号に規定する「汚染された空気を吸入し難い」とは、排気路から十分に離れた位置に設置すること。	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3号は、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 ようろ(サニター又は同等品)フィルターと同品とは、超遠隔フィルターをいい、微粒子(高性能粒子又は同等品)フィルターと同品とは、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例は以下がある。	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	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 放射性物質により汚染された空気が漏えいし難い構造で、かつ、逆流するおそれがないこと。		<table border="1"> <tr> <td>BWR</td> <td>PWR</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>原子炉建屋換気空調系、廃棄物処理建屋換気空調系、中央制御室換気空調系、アニュラス空気浄化系を構成する送風機、排風機、ろ過装置</td> </tr> </table>	BWR	PWR	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、廃棄物処理建屋換気空調系、中央制御室換気空調系、アニュラス空気浄化系を構成する送風機、排風機、ろ過装置	換気設備 放射性物質により汚染された空気の漏えい、逆流防止構造	系統機能	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	
BWR	PWR													
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、廃棄物処理建屋換気空調系、中央制御室換気空調系、アニュラス空気浄化系を構成する送風機、排風機、ろ過装置													
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。		BWRの非常用ガス処理系及びPWRのアニュラス空気浄化系は、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 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。			換気設備 吸気口の放射性物質により汚染された空気を吸入防止	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ひん繁に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であつて、人が触れるおそれがある部分」とは、管理区域内で人が頻りに出入りする場所の床面、壁面(人が触れるおそれのある高さまで)、手摺、梯子をいう。また「表面は、放射性物質による汚染を除去し易いもの」とは、当該表面が平滑に施工されていること。	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2項に規定する「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がある。 ・工具類除染用シンク ・床除染用の純水補給ホースコネクション ・ポットシャワー設備 【関連安全設計審査指針】 指針57 放射性業務従事者の放射性防護	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物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。			放射性物質による汚染の防止 人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染除去設備の施設	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				
原	29	2		第29条の2 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であつて、原子力発電所外に排水を排出するものには、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設しなければならない。	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越えないようにできる設備であること。 ここで、「適切な処理」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度の異常を検出した場合には、当該排水の排出をすみやかに停止することができ、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射線の時間による減衰、多量の気による希釈等の方法により排出中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。	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ある排水路について定めたものであり、1981年に発生した廃棄物のタンクから漏えいたる廃液が、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象を踏まえ、多文化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要求している。 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「発電用原子力設備の設置、運転等に関する規程」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す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				技術基準条項	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		<p>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れ出す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。)を設置すること。</p>	<p>(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、エアララス空気浄化設備 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: エアロラス部 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、設置許可申請書添付書類中に評価した当該事業におけ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中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、設置許可時の解析条件のうち以下の値に非保守的な変更がないことを確認すること。 (1) BWR a) 非常用ガス処理設備 ・ガス処理設備のフィルターおよびろ過除去効率 ・エアララス装置の処理容量 (2) PWR a) エアララス空気浄化設備 ・浄化装置のフィルターおよびろ過除去効率 ・エアララス装置の処理時間 ・浄化装置の処理容量 15 第4号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊による敷地境界外の実効線量が「発電用炉心型原子炉施設の安全基準に關する審査指針(平成20年9月30日)解説 Ⅱ.3.判断基準について」に規定する線量を超える場合をいう。</p>	<p>(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れ出しに対し、原子炉格納容器を格納し(以下、二次格納施設という)、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における評価条件及び添付書類中に規定された仕様を確認することを定めたものである。 17 解釈15の線量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(以下、公衆の被ばくに対する年実効線量限度として、1mSvを勧告しているが、特別な状況に於いては、5年間にわたる平均が年当たり1mSvを超えるければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもあり得ることとなっている。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の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSv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27日付「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去装置に係る審査指針の改訂等について(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「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19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における評価条件及び添付書類中に規定された仕様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、例えばテストランを用いて試験(格納容器熱除去装置)に係る審査指針を施設することという。 【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 原子炉格納容器の制御機能 ・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</p>	原子炉格納容器スプレイ系機能検査			
原	32	五		<p>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発生した蒸気を除去する設備(以下「格納容器熱除去設備」という。)を次により施設すること。 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。</p>	<p>(原子炉格納容器熱除去装置) 16 第5号の「安全性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放射性物質の放出によ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れし公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずるほど大きなこと」という。 17 第5号に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も厳しい、格納容器熱除去設備に係る審査指針の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る審査指針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中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中に規定された仕様を満たすものであること。なお、第3条第2項に規定する試験及び検査並びに第32条第5号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中に記載された仕様値が同添付書類中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上の制約及び設計時の精度を考慮することができ、同添付書類中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、「動的機器(ポンプ及び事故時1動作する弁等)」をいう。</p>	原子炉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	ロ	<p>ロ 格納容器熱除去設備は、その能力を確認するために、原子炉の運転中に試験ができること。</p>	<p>19 第5号に規定する「原子炉の運転中に試験ができる」機器とは、「動的機器(ポンプ及び事故時1動作する弁等)」をいう。</p>	原子炉格納容器熱除去設備の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	33	1		<p>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発電可能なものであって、使用電圧が1万V以上を超え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。</p>	<p>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号に規定される装置 ・燃料プール補給水系 ・第2条第9項第6号に規定する事故時監視計器 ・制御室外からの原子炉停止装置 ・PWRの加圧器送し弁(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料系 2 第3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電源設備等という。 「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を兼ねて設置してもよい。 3 第4項に規定する「蓄電池」には、非常用電源設備の機能を達成するため燃料系を含むこと。 4 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到達し、継続的に供給できる容量をいう。工学的安全施設等の設備に継続的に供給できる容量に達する時間は、設置許可申請書添付書類中に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資料書類中に規定された仕様を満たすものであること。</p>	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		<p>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、内蔵機能を駆動するための発電装置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。</p>	<p>3 第3条の「継続的に供給できる容量」とは、燃料貯蔵容量に對して、要求しているもので、これは、米国Regulatory Guide 1.137(Rev.)「非常用予備動力の燃料系」を参考にしたものである。同ガイドでは、非常用予備動力の燃料系に對して、燃料要件(GDC-17(燃料系))を満たすための条件として、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。(米国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における評価条件及び添付書類中に記載された仕様を確認することを定めたものである。</p>	保安電源設備 電気の供給が停止した場合における保安を確保するための非常用予備動力装置の施設	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格納冷却系機能検査		
原	33	3		<p>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。</p>	<p>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)に對して、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、当該指針に對する要求を満たすよう蓄電池等の設置を求め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項に規定する蓄電池は、第16条第5号の全交流動力電源喪失時の原子炉停止、冷却材供給のために必要な非常用電源であり、対象設備としては、タービン駆動のポンプ(PWRのタービン駆動給排水ポンプ、BWRの原子炉隔離時冷却系等)の制御、原子炉状態の監視に必要(関連安全設計審査指針) ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針48 電気系統</p>	保安電源設備 原子力発電所の保安を確保するために必要な設備への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の施設	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		<p>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、その系を維持する機械器具の同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。</p>	<p>6 第5項に規定する蓄電池は、第16条第5号の全交流動力電源喪失時の原子炉停止、冷却材供給のために必要な非常用電源であり、対象設備としては、タービン駆動のポンプ(PWRのタービン駆動給排水ポンプ、BWRの原子炉隔離時冷却系等)の制御、原子炉状態の監視に必要(関連安全設計審査指針) ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針48 電気系統</p>	保安電源設備 非常用電源設備及びその附属設備の多重性又は多様性、独立性、工学的安全施設等の設備がその機能を確保するための容量	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低圧炉心スプレイ系低圧注水系原子炉格納冷却系機能検査		
原	33	5		<p>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に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。</p>	<p>保安電源設備 原子力発電所への必要な容量を有する蓄電池等の施設</p>	保安電源設備 原子力発電所への必要な容量を有する蓄電池等の施設	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への適用にあっては、蒸気タービン等の軸封からの漏れ防止のための衝撃(シール)蒸気及び低圧タービンの空気の流れ防止のための衝撃(シール)蒸気を含め、 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機、補助ボイラに関する燃料燃焼設備若しくは蒸気タービンに係る給水機又は補助ボイラ若しくは蒸気タービンに係る管であって、外径150mm以上のもの、 のち、次の圧力以上の圧力が加えられるもの イ 水側の管壁又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa ロ 以外の容器については、最高使用圧力980kPa(長手継手においては、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」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である。 (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容器及び管については、第9条、第10条及び第11条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の境を適用すること。 6 発電用原子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)の準用に当たっては、「発電用原子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 原院第3号(NISA-234a-07+6))」の該当部分によること。 ただし、平成9年9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で衝撃蒸気を安全に処理する装置の具体的な設備例としては、グラント蒸気復水器、グラント蒸気排風機を介して排気筒から放出するもの、グラント蒸気復水器、封水回収ポンプを介して、復水器へ導くもの等がある。 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との溶接部を含む。 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關し、冷却材供給ポンプ等の駆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。管壁は、 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 原院第9号)で追加された。 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」、始動用空気系及び冷却系がある。 7 解釈6に規定する「発電用原子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と明確化するため、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」についての一部改正について(平成20・10・16原院第9号)にて解釈6を変更している。 8 第5項は、「発電用原子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)との整合により見直したものである。	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	液体廃棄物処理機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインテグリティ機能検査(その1) 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインテグリティ機能検査(その2)	
原	34	2		2 第9条第15号の規定及び発電用原子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。	ロ以外の容器については、最高使用圧力980kPa(長手継手においては、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」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である。 (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容器及び管については、第9条、第10条及び第11条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の境を適用すること。 6 発電用原子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)の準用に当たっては、「発電用原子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 原院第3号(NISA-234a-07+6))」の該当部分によること。 ただし、平成9年9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。	準用 第9条第15号の規定及び発電用原子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原子力設備に関する技術基準を定める省令第3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。	定を適用すること。 6 発電用原子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)の準用に当たっては、「発電用原子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 原院第3号(NISA-234a-07+6))」の該当部分によること。 ただし、平成9年9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。	準用 第9条第15号の規定及び発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第3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 発電用原子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。	定を適用すること。 6 発電用原子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)の準用に当たっては、「発電用原子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 原院第3号(NISA-234a-07+6))」の該当部分によること。 ただし、平成9年9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。	準用 発電用原子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			(ボイラー等の材料)～火力技術基準第5条～ ボイラー(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)であって、当該加熱により当該媒体を発生させる他の設備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、 ガス化炉設備(石炭、石油その他の燃料を加熱し、熱媒と化学反応させることによりガス化させ、発生したガスガスタービンに供給する設備(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。を除く。以下同じ。、独立燃焼炉(火気、燃焼ガスその他の熱媒ガス又は電気によって高温を発生するもの(ボイラー、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「ボイラー等」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(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に及ぼす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強度を有するものでなければならない。	なし	なし	ボイラー等の材料	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	6			(ボイラー等の構造)～火力技術基準第6条～ ボイラー等及びその附属設備を除く。以下この章において同じ。の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。この場合において、耐圧部分に生ずる応力は当該部分に使用する材料の許容応力を超えてはならない。	なし	なし	ボイラー等の構造 ボイラー等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2項 構造健全性 (系統機能)	補助ボイラー試験運転検査(K 5、6申請)	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施 5、6号機の点検・評価計画書に従って実施
火	7			(安全弁)～火力技術基準第7条～ ボイラー等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、当該安全弁は、その作動時にボイラー等及びその附属設備に過熱が生じないように監視しなければならない。	なし	なし	安全弁 ボイラー等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、その圧力を逃がすために適当な安全弁を設置	34条第2項 機器機能 (系統機能)	補助ボイラー試験運転検査(K 5、6申請)	機器機能の確認であるが、系統機能試験として実施 5、6号機の点検・評価計画書に従って実施
火	8	1		(給水装置)～火力技術基準第8条第1項～ ボイラーには、その最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる給水装置を設けなければならない。	なし	なし	給水装置 ボイラーには、その最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる給水装置を設けなければならない。	34条第2項 機器機能 (系統機能)	補助ボイラー試験運転検査(K 5、6申請)	機器機能の確認であるが、系統機能試験として実施 5、6号機の点検・評価計画書に従って実施
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、循環ボイラーの水位又は貫流ボイラーの給水流量が著しく低下した際に、急速に燃料の送込を遮断してもなおボイラーに損傷を与えるような熱が残存する場合には、当該ボイラーには、当該損傷が生ずることのないよう予備の給水装置を設けなければならない。	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を設置	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	9	1		(蒸気及び給水の遮断)～火力技術基準第9条第1項～ ボイラーの蒸気出口(安全弁からの蒸気出口及び再燃器からの蒸気出口を除く。))は、蒸気の流出を遮断できる構造でなければならない。ただし、他のボイラーへ給水されたボイラー以外のボイラーから発生する蒸気が供給される設備の入口で蒸気の流路を遮断することができる場合における当該ボイラーの蒸気出口又は二個以上のボイラーが一体となって蒸気を発生しこれを他に供給する場合における当該ボイラー間の蒸気出口にあってはこの限りでない。	なし	なし	蒸気及び給水の遮断 ボイラーの蒸気出口は、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～ ボイラーの給水の入口は、給水の流路を自動的に遮断で、かつ、確実に遮断できる構造でなければならない。ただし、ボイラーごとに給水装置を設ける場合において、ボイラーに最も近い給水加熱器の出口又は給水装置の出口が、給水の流路を速やかに自動で、かつ、確実に遮断できる構造である場合における当該ボイラーの給水入口又は二個以上のボイラーが一体となって蒸気を発生しこれを他に供給する場合における当該ボイラー間の給水の入口にあってはこの限りでない。	なし	なし	蒸気及び給水の遮断 ボイラーの給水の入口は、給水の流路を速やかに自動で、かつ、確実に遮断できる構造	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	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 (系統機能)	補助ボイラー試験運転検査(K 5、6申請)	機器機能の確認であるが、系統機能試験として実施 5、6号機の点検・評価計画書に従って実施

「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								
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、圧縮機及び液化ガス設備を除く。)に属する容器及び管①の新設部分に使用する材料は、最高使用温度において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的構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		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ある事項
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		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		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		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	蒸気タービン性能検査(その1) 蒸気タービン性能検査(その2)	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たものの(蒸気タービン)の危険速度は、調速装置により調整することができる回転速度のうち最小の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。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よう十分な対策を講じた場合は、この限りではない。	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ある事項
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(液化ガス設備を除く。第16条において同じ。)①の新設部分の構造は、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		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3項 構造健全性	蒸気タービン性能検査(その2)	蒸気発生以降の点検・評価計画書に従い実施
火	14			(調速装置)～火力技術基準第14条～ 調速装置と結合する蒸気タービン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)にあっては、その最大の負荷)を遮断した場合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		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～ 4万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知し警報する装置①を設けなければならない。	なし		警報及び非常停止装置 4万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知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①を設けなければならない。	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3項 機器機能	蒸気タービン性能検査(その2)	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じるおそれのあるものにおいて、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		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、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		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		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 内燃機関の軸受けは、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		内燃機関等の構造等 内燃機関の軸受けは、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(液化ガス設備を除く。第28条において同じ。)の新設部分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		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～ 調速装置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、定格負荷を遮断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		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	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
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に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		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に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おいて、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		過圧防止装置 内燃機関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			(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		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	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認

## 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 (その1)					
					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検査	「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6)					
					非常用予備電源装置検査 (その1)					
	自動減圧系機能試験	「原子炉水位低」および「ドライウエル圧力高」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7)					
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

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	当該システムを手動で起動し、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作動要素を模擬し、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器の動作を確認する。	・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 (その1) 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	当該システム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、当該システムの圧縮機が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、位置表示装置が動作することを確認する。	・常駆動の確認	○	制御棒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動作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

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	「原子炉棟換気空調系排気放射能高高」の模擬信号を発生し、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逆止ダンパーの動作確認	○	プロセスモニタ機能検査(その1) 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	「原子炉棟換気空調系排気放射能高高」等の模擬信号を発生し、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(その1) 原子炉保護系インターロック機能検査(その5)	○	○	※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生し、ポンプ作動や弁の作動を確認する。	・サブ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生し、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る主要なパラメータを確認)	○	なし	○	-	※1	○	-
	固体廃棄物処理系焼却炉機能試験	焼却炉で雑固体廃棄物を焼却した際の、温度、流量等の運転状態を確認する。	・運転状態確認(処理能力及び固体廃棄物処理に係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」の模擬信号を発生し、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	当該システムを手動で起動し、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

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) 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)	○	-	※1	○	-
	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	対象なし	-	-	-	-	-	-	-	-	-
(11) 補助ボイラー	補助ボイラー一試運転試験(その1)	補助ボイラー(4A)の保安装置を作動させる模擬信号を発信し、警報及び弁等の作動を確認するとともに定格負荷における運転性能を確認する。	・論理回路の確認 ・定格負荷での運転状態確認	○	なし	○	-	※1	○	-
	補助ボイラー一試運転試験(その2)	補助ボイラー(4B)の保安装置を作動させる模擬信号を発信し、警報及び弁等の作動を確認するとともに定格負荷における運転性能を確認する。	・論理回路の確認 ・定格負荷での運転状態確認	○	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