

# 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  
プラント全体の機能試験・評価計画書(案)

平成22年 月 日  
東京電力株式会社

## 目次

1. はじめに.....	1
2. プラント全体の機能試験・評価の策定.....	1
2.1 プラント全体の機能試験・評価の位置付け.....	1
2.2 プラント全体の機能試験・評価に関する基本的な考え方.....	2
2.3 その他の特別な保全計画.....	3
2.4 その他の確認事項.....	3
2.5 参照法令・規格基準等.....	4
3. プラント起動時の設備点検.....	5
3.1 点検対象設備.....	5
3.2 設備点検にあたっての基本的考え方.....	5
3.3 点検方法の策定.....	5
3.4 設備健全性の評価.....	8
4. プラント起動時の系統機能試験.....	9
4.1 対象となる系統機能試験.....	9
4.2 試験方法の策定.....	9
4.3 系統健全性の評価.....	11
5. プラント確認試験.....	12
5.1 試験対象設備.....	12
5.2 プラント確認試験方法の策定.....	12
5.3 確認手順および判定基準の策定.....	13
5.4 プラント確認試験の評価.....	14
6. 留意事項.....	15
6.1 プラント起動前確認事項.....	15
6.2 異常発生時の措置.....	15
6.3 安全管理.....	16
6.4 プラントの長期停止の影響確認.....	16
6.5 保全プログラムへの反映.....	16
7. 記録.....	17
8. 体制.....	17
8.1 プラント全体の機能試験・評価体制.....	17
8.2 評価会議体制について.....	18
9. スケジュール.....	18
10. 添付資料.....	18

## 1. はじめに

当社においては、これまで、「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、新潟県中越沖地震(以下、「本地震」という)後の特別な保全計画として、「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」(以下、「起動前の点検・評価計画書」という)を定め、原子炉の蒸気発生前までに健全性確認ができる設備、システムを対象に、点検・試験および評価を実施し、設備・システムに要求される機能が正常に発揮されることを確認している。

本計画書は、柏崎刈羽原子力発電所 5 号機におけ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点検、試験および評価(以下、「プラント全体の機能試験・評価」という)の計画について纏めたものである。

## 2. プラント全体の機能試験・評価の策定

### 2.1 プラント全体の機能試験・評価の位置付け

プラント全体の機能試験・評価の位置付けは、機能試験のための起動準備操作、原子炉起動、発電機の並列および定格運転状態までの出力上昇操作(以下、「プラント起動」という)を行い、以下によって、地震による設備への影響を確認するとともに、プラント全体の健全性評価を行い、今後、継続的に運転が可能であることを確認するものである。

- ・ 蒸気を通気させることで、初めて機能確認(作動確認、漏えい確認等)が可能となる設備について、機器レベルの設備点検およびシステムレベルの機能試験を実施し、設備健全性を確認すること
- ・ プラント全体の総合性能を確認すること
- ・ プラント全体の総合性能の確認において、特に地震の影響を考慮した運転状態を確認すること

## 2.2 プラント全体の機能試験・評価に関する基本的な考え方

### 2.2.1 プラント全体の機能試験・評価の構成

プラント全体の機能試験・評価は、以下の内容で構成する。(図-2.1 参照)  
なお、これらについては、ホールドポイントを設け、各点検、試験の結果を評価する。

#### (1) プラント起動時の設備点検

プラント起動時の各段階において、初めて実施可能となる、作動確認および漏えい確認等、機器レベルの設備点検。

#### (2) プラント起動時の系統機能試験

プラント起動時の各段階において、初めて実施可能となる、安全機能を有する機器等の系統レベルの機能試験。

#### (3) プラント確認試験

プラント起動時における各段階で、プラント全体の総合性能(系統間の相互作用、プラント運転状態の安定性等)の確認、ならびに、特に地震の影響を考慮した運転状態の確認。

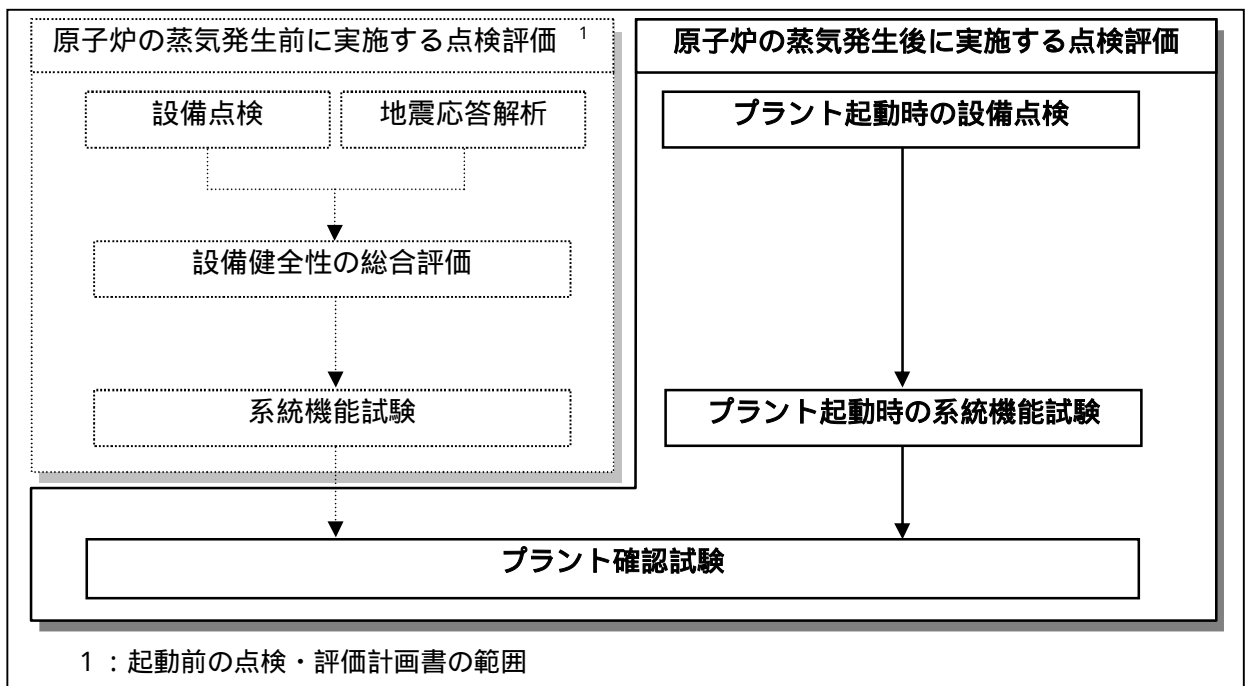


図-2.1 プラント全体の機能試験・評価の全体フロー

## 2.2.2 地震の影響に対する確認方針

上記の内容のうち、プラント起動時の設備点検および系統機能試験については、起動前の点検・評価計画書と同様に、地震の影響を考慮した機種分類、点検手法の策定を行う。

また、プラント確認試験については、通常の定期検査時の起動操作にて実施される点検等に加え、以下を考慮する。

### (1) 地震による影響に対する考慮

基本的には、起動前の点検・評価計画書に基づく機器レベルの設備点検ならびに系統レベルの機能試験によって地震による設備健全性への影響の有無は確認されているものと考えるが、これまで実施した点検および評価結果をより確実なものとするために、地震前後の運転状態の比較、漏えい確認、熱移動等、地震による影響を考慮した点検および状態監視を実施する。

### (2) これまでの点検で異常が確認された設備に対する考慮

これまでの点検で異常が確認された設備については、異常に対する是正処置等の実施により、設備健全性は確保されているものと考えるが、異常の内容を考慮した確認項目を設定し、重点的な確認を実施する。

## 2.3 その他の特別な保全計画

長期停止に起因する発錆、固着等によって設備の故障等が懸念されることから、これらによる不適合を防止するよう考慮し、保管管理等の保全活動の実施結果を確認する。

## 2.4 その他の確認事項

今回の停止期間中に耐震強化工事を実施した設備について、プラント起動に合わせ、配管および支持構造物に熱移動の影響による干渉等の異常がないことの確認として、目視による干渉確認およびインジケータ指示の確認を行う。また、支持構造物の追加等による拘束条件の変更に伴い、振動性状が変化すると

考えられることから、運転時の振動が比較的大きい箇所に対して振動測定を行い、振幅が設計上許容される範囲内にあることを確認する。なお、地震前に測定した振動データがあるものについては、今回の振動測定結果との比較を行う。

## 2.5 参照法令・規格基準等

プラント全体の機能試験・評価は、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)」および「日本電気協会 保守管理規程(JEAC4209)」に基づき実施する。

また、評価等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）
- ・ 原子力発電所の設備診断に関する技術指針 - 回転機械振動診断技術（JEAG4221）

等

### 3. プラント起動時の設備点検

#### 3.1 点検対象設備

プラント起動時の設備点検において点検対象となる設備は、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設備のうち、原子炉の蒸気が通気されることにより作動確認および漏えい確認等が可能となる設備とする（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。

#### 3.2 設備点検にあたっての基本的考え方

プラント起動時の設備点検の実施にあたっては、

- ・ 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。
- ・ 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、合理的な点検手法を策定する。

#### 3.3 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（JEAG4601）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) <u>横形ポンプ</u>	22) 炉内構造物
3) 往復動式ポンプ	23) <u>配管</u>
4) <u>ポンプ駆動用タービン</u>	24) 燃料ラック類
5) 電動機	25) <u>熱交換器</u>
6) ファン	26) <u>復水器、給水加熱器、湿分分離器</u>
7) 冷凍機	27) プールライニング
8) 空気圧縮機	28) <u>変圧器</u>
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) <u>計器、継電器、調整器、検出器、 変換器</u>
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) <u>主タービン</u>	34) ろ過脱塩器
15) <u>発電機</u>	35) ストレーナ/フィルタ
16) 再循環ポンプ	36) <u>空気抽出器</u>
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>1</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

これらの機種については、起動前の点検・評価計画書に基づき、既に設備点検が完了していることから、本計画書は、下線の機種を設備点検の対象とする。

1 固化装置については使用しない為、点検対象外とする。



## (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を整理し、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。ここで、起動前の点検・評価計画書に基づき目視点検等の停止中に実施できる点検については完了していることから、プラント起動時の設備点検では、蒸気が通気されることによる作動確認および漏えい確認を主体とした点検方法を策定する。

動的機器、静的機器、支持構造物等について点検の概要を整理すると以下のとおりとなる。

### a. 動的機器

ポンプ・弁等の動的機器は、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、これらの確認には、機器の運転状態における性能、振動等の確認が有効であると考えられるため、作動試験を主体とした基本点検を実施する。なお、これらの対象設備は、起動前の点検・評価計画書に基づき、機器の分解点検等を実施し、設備の異常の有無を確認している。

### b. 静的機器

配管・熱交換器等の静的機器は、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、これらの兆候の確認には、通気または通水状態における漏えい確認等が有効であると考えられるため、漏えい確認を主体とした基本点検を実施する。なお、これらの対象設備は、起動前の点検・評価計画書に基づき、詳細な目視点検等を実施し、設備の異常の有無を確認している。

### 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。これらの支持構造物等は、高温流体の通気または通水によって設備が熱膨張した場合においても支持構造物等に要求される機能が発揮されることを確認するため、プラント起動時の高温状態における目視点検を主体とした基本点検を実施する。

d. 追加点検

基本点検によって異常が確認された場合には、異常の発生状況、当該機器の仕様等に応じて、追加点検手法を策定し、実施する。

(3) 設備点検の手順および判定基準の策定

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。

3.4 設備健全性の評価

設備点検の結果、判定基準を満足する場合は、設備健全性を満足するものと評価する。また、設備点検で異常が確認された場合は、原因の究明を行うと共に、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。

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（JEAG4803） 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

#### 4. プラント起動時の系統機能試験

##### 4.1 対象となる系統機能試験

プラント起動時の系統機能試験の対象となる系統は、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系統とし、プラント起動時に実施可能となる試験を実施する。

##### 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（添付資料-2 参照）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、プラント起動時に系統の機能を確認することが可能となる検査項目を系統機能試験として実施する（表-4.1 参照）。

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	実施済み <sup>1</sup>
(2) 原子炉冷却系統設備	・ 原子炉隔離時冷却系機能試験
(3) 計測制御系統設備	実施済み <sup>1</sup>
(4) 燃料設備	実施済み <sup>1</sup>
(5) 放射線管理設備	実施済み <sup>1</sup>
(6) 廃棄設備	・ 気体廃棄物処理系機能試験
(7) 原子炉格納施設	実施済み <sup>1</sup>
(8) 非常用予備発電装置	実施済み <sup>1</sup>
(9) 電気設備	対象なし <sup>2</sup>
(10) 蒸気タービン	・ 蒸気タービン性能試験（その1） ・ 蒸気タービン性能試験（その2）
(11) 補助ボイラー	実施済み <sup>1</sup>

1 原子炉の蒸気発生前の系統機能試験において実施済み

2 電気設備については、設備点検およびプラント確認試験にて総合性能の確認を実施する

## (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

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する。また、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。

弁の開度・作動状態

ポンプ・ファンの作動状態

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た確認項目を設定し、補修等の復旧状態を確認する。

d. 地震前の試験結果との比較

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、地震前の試験結果（前回データ等）との比較を行う。

#### 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、必要に応じて対策を実施し、再度系統機能試験を行う。

## 5. プラント確認試験

### 5.1 試験対象設備

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設備とする。

### 5.2 プラント確認試験方法の策定

プラント確認試験は、プラント起動時の各段階で、以下の基本的な考え方に基づき実施する。これら、主要パラメータ採取および地震影響を考慮した総合確認により、今後、プラントが継続的かつ安定的に運転可能であることを確認する。

#### (1) 主要パラメータ採取による総合確認

- ・ 原子炉圧力、原子炉水位、原子炉水温度、炉心流量、主蒸気流量、給水流量、発電機出力等、総合負荷性能検査、蒸気タービン性能検査（その1）で確認しているパラメータに加え、復水器真空度等、プラントの状態変化に応じて監視する必要があると判断したパラメータの採取によって、各系統機能を総合したプラント全体の総合性能を確認する（添付資料-4 参照）。
- ・ これらの主要パラメータについて、地震前の運転データとの比較を行う。

#### (2) 地震影響を考慮した総合確認

地震の影響を確認する観点から、

- ・ 主要ポンプ等の地震前後における運転状態の比較
- ・ 蒸気系、高温系配管等からの漏えいを検知するための目視点検、圧力確認および放射線モニタ等の確認

などの、地震による影響を考慮した点検およびパラメータ採取を実施する。

起動前の点検・評価計画書に基づく点検で異常が確認された設備については、以下の通り点検およびパラメータ採取を実施する。

- ・ 地震を起因とした事象が確認されたが、機能に影響がない等の理

由により、補修、取替を実施していない設備については、関連するパラメータ等を重点的に確認することで当該事象が運転に影響を与えないことを確認する。

- ・地震を起因とした事象が確認され、補修、取替を実施した設備については、当該事象が再度発生していることは考え難いが、念のためプラント起動に合わせて設備の健全性を確認する。

なお、地震を起因としない異常が確認された設備については、通常の保全プログラムに基づき、確認を行う。

上記 および の観点から採取するパラメータは、通常の運転監視や総合負荷性能検査で確認している主要パラメータ以外のパラメータも含めて採取する（添付資料-4 参照）。

### 5.3 確認手順および判定基準の策定

#### 5.3.1 確認手順

プラント確認試験(主要パラメータ採取による総合確認および地震影響を考慮した総合確認)については、以下の手順により実施する。

##### (1) 原子炉起動から発電機並列まで

各段階でパラメータ採取を行うとともに、復水器真空度や原子炉圧力等、起動操作に伴い変化するパラメータについて、一定時間毎にパラメータ採取を実施する。

昇圧過程における変化をより慎重に確認するとの観点で、原子炉格納容器内設備の確認は、通常起動時に定格圧力近傍で実施している原子炉圧力約 7.0MPa（炉水温度約 280 ）での確認に加え、定格圧力の約半分まで加圧され炉水温度が定格温度近傍となる、原子炉圧力約 3.5MPa（炉水温度約 240 ）においても、機器の加圧状態および入熱状態での確認を実施する。ここでは、圧力上昇および温度上昇に伴い、配管や弁グランド部からの漏えい等の有無、熱移動による配管や支持構造物の干渉等の異常のないことを、目視により確認する。

また、動的機器の振動確認を開始する。

## (2) 発電機並列以降から定格熱出力到達まで

発電機の各出力段階（約 20%、約 50%、約 75%）で出力を安定させ、主要設備のパラメータ採取を実施する。なお、定格熱出力到達前に、発電機出力約 100%時においても、主要設備のパラメータ採取を実施する。また、発電機出力約 20%、約 50%時には、蒸気系配管が概ね定格圧力、温度に達し、定格熱出力運転時に必要となる主要ポンプが全てインサービスされるため、設備点検が概ね完了するが、それ以降の出力段階においても、出力上昇に伴う影響確認を行う観点から、動的機器の振動確認および巡視での外観上から判断できる漏えい確認、異音、異臭等の有無の確認による状態監視を実施し、配管系からの漏えいおよび機器の入熱による影響等を継続的に確認する。

## (3) 定格熱出力到達以降

定格熱出力到達以降、安定した運転状態において、主要設備のパラメータ採取を実施する。なお、今後、安定的にプラントが運転可能であることを確認するため、定格熱出力での評価期間を十分に設けるとともに、定期的な主要設備のパラメータ採取、巡視による設備の状態監視を実施する。

### 5.3.2 判定基準の策定

主要パラメータ採取による総合確認および、地震影響を考慮した総合確認の判定基準は、定期事業者検査における判定基準等を用いることを基本とする。

### 5.4 プラント確認試験の評価

判定基準を満足する場合は、プラント運転性能が正常に発揮されているものと評価する。また、出力上昇段階での主要パラメータ等、判定基準が定められていないものについては、地震前のデータ（建設時あるいは過去の起動時におけるデータ等）を参考に異常のないことを確認する。

これらの評価によって、異常が確認された場合は、原因の究明を行うとともに



にプラントの安定運転に与える影響の有無について検討し、必要に応じた対策を講じる。

## 6. 留意事項

### 6.1 プラント起動前確認事項

プラント起動にあたっては、以下の要件が満たされていることを確認する。

- ・ 起動前の点検・評価計画書で定める原子炉の蒸気発生前に実施する設備点検、および系統機能試験が終了し、異常のないこと。
- ・ 地震後に確認されたプラント起動および定格運転状態に関する設備の不適合に対し、他プラントで確認されている不適合も含め適切な処置が実施されていること。
- ・ プラント起動に関する運転計画が定められていること。
- ・ プラント起動および異常発生時における対応操作に関する運転手順が定められていること。
- ・ プラント起動に必要となる系統のラインナップが完了していること。
- ・ 原子炉の運転に必要な運転員が確保されていること。

### 6.2 異常発生時の措置

プラント起動時において設備に異常が確認された場合には、異常の状況、プラントの運転への影響等を速やかに評価し、必要に応じてプラントを停止し、原因究明と対策を実施する。なお、現時点において、プラントを停止する必要がある異常（通常の保全の範囲で復旧できないもの）としては、

- ・ 蒸気系配管からの著しい漏えいが確認された場合
- ・ 入熱の影響により支持構造物に異常な変形や干渉等が確認された場合
- ・ 蒸気タービンについて再度のバランス調整が必要と判断される場合

等が考えられる。

### 6.3 安全管理

プラント全体の機能試験・評価の実施にあたっては、マニュアル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。

### 6.4 プラントの長期停止の影響確認

プラントが長期間停止していたことに鑑み、「プラント長期停止時対応マニュアル」に基づく、発錆防止・固着防止等を考慮した適切な保管管理が機器の特性に応じて実施されていることを確認する。

また、長期間停止した後のプラント起動における、過去の不適合事象を抽出し、水平展開の要否を検討する。

### 6.5 保全プログラムへの反映

プラント全体の機能試験・評価で得られた結果および知見については、今後の点検・評価計画に適切に反映する。また、本評価の完了後も回転機器等の状態監視および主要パラメータの確認を継続的に実施するとともに、地震を起因とした異常が確認された設備における点検周期の検討を行うなど保全プログラムへの反映事項についても検討していく。

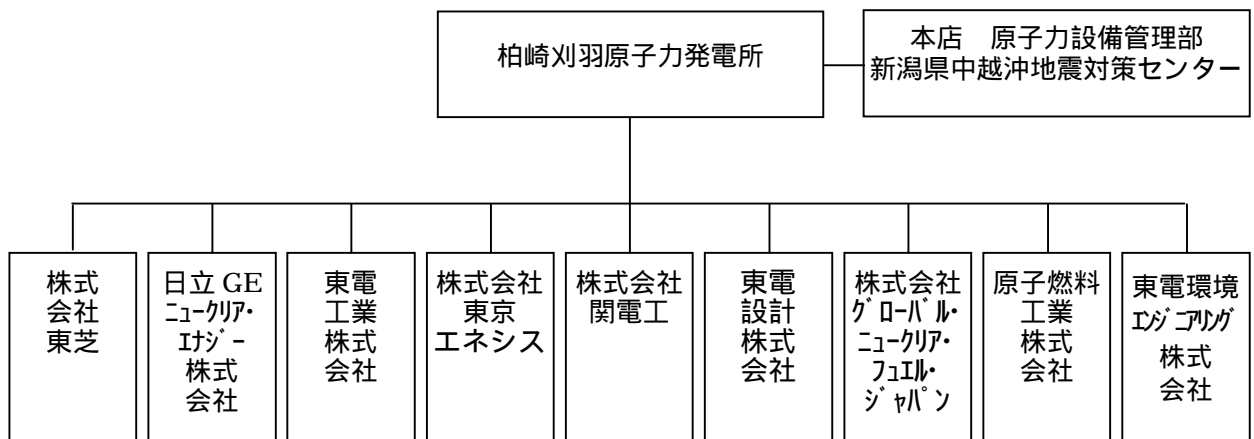
## 7. 記録

「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。

## 8. 体制

### 8.1 プラント全体の機能試験・評価体制

プラント全体の機能試験・評価の体制 を図-8.1 に示す。



現時点における主要な体制を記載

図-8.1 試験・評価体制

試験・評価の実施者の力量管理については以下のとおりとする。

- ・ 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。

## 8.2 評価会議体制について

プラント全体の機能試験では、ホールドポイント毎に評価会議を実施し、プラント運転状態について、運転部門、保全部門の関係箇所の責任者による評価を行う。この評価会議では、プラントの状況の確認、ならびに設備の不適合事象や気づき事項等の内容、対応状況について審議し、次ステップへの移行の判断を行う。評価会議体制を図-8.2 に示す。

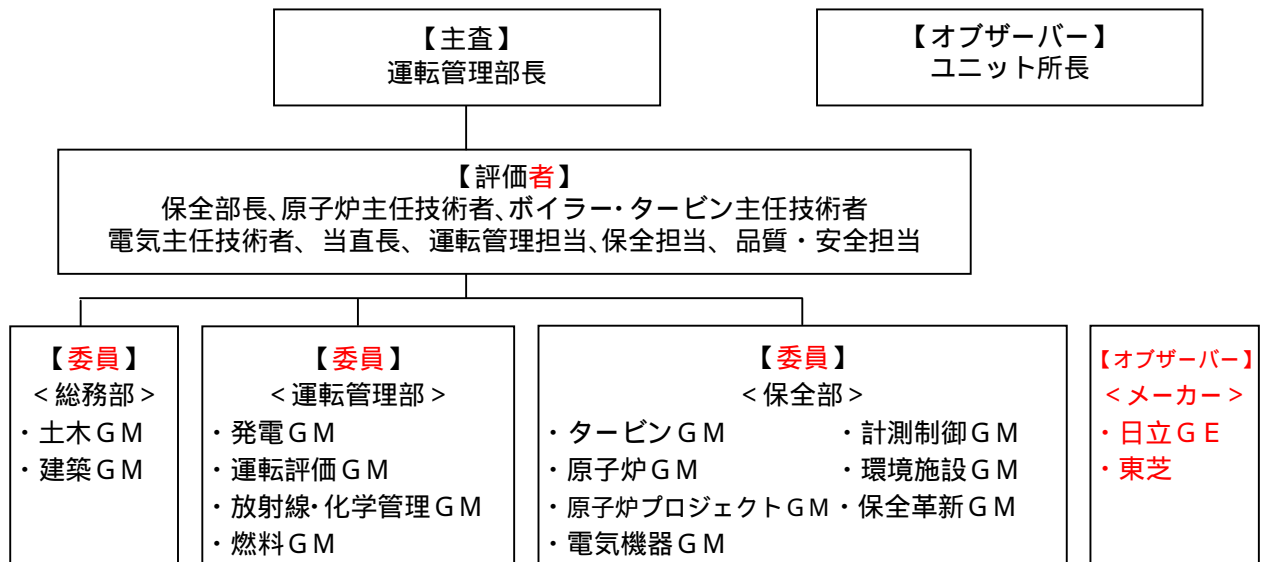


図-8.2 評価会議体制

注：GM（グループマネージャー：当該グループの管理責任者）

## 9. スケジュール

現時点において、本計画書に基づいて実施するプラント全体の機能試験の実施時期は未定である。プラント起動に関する詳細な試験工程については、添付資料-5 に示すプラント全体の機能試験工程を基本に、必要な点検および評価を行う。

## 10. 添付資料

- (1) 柏崎刈羽原子力発電所5号機 プラント起動時の設備点検対象機器一覧
- (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62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
- (4) プラント全体の機能試験・評価において採取するパラメーター一覧
- (5) プラント全体の機能試験工程

以上

## 添付資料-1

# 柏崎刈羽原子力発電所5号機 プラント起動時の設備点検 対象機器一覧

柏崎刈羽原子力発電所5号機 プラント起動時の設備点検対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	安全重要度	耐震重要度	プラント起動時の設備点検	
							作動試験機能確認	漏えい確認
<b>(2) 横形ポンプ</b>								
原子炉冷却系統設備	復水給水系	タービン駆動原子炉給水ポンプ	N38-C001	A	クラス3	B	○	○
				B	クラス3	B	○	○
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	E51-C001	-	クラス1	As	○	○
<b>(4) ポンプ駆動用タービン</b>								
原子炉冷却系統設備	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ背圧式蒸気タービン	E51-C002	-	クラス1	As	○	○
	復水給水系	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	N38-C002	A	クラス3	B	○	○
				B	クラス3	B	○	○
<b>(9) 弁</b>								
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	クラス2	B	-	○
				3	クラス2	B	-	○
				5	クラス2	B	-	○
				7	クラス2	B	-	○
			N37-F001B	2	クラス2	B	-	○
				4	クラス2	B	-	○
				6	クラス2	B	-	○
				8	クラス2	B	-	○
	原子炉隔離時冷却系	主要弁	E51-F004	-	クラス1	As	-	○
				E51-F009	-	クラス1	As	-
蒸気タービン	蒸気タービンに附属する管	グラント蒸気減圧弁	N33-F012	A	クラス3	B	-	○
				N33-F015	B	クラス3	B	-
		グラント蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁	N36-F055	-	クラス3	B	-	○
			N36-F056	-	クラス3	B	-	○
			N36-F057	-	クラス3	B	-	○
			N36-F058	-	クラス3	B	-	○
		グラント蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁	N36-F051	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
<b>(14) 主タービン</b>								
蒸気タービン	蒸気タービン	高圧タービン	N31-C001	-	クラス3	B	○	○
		低圧タービン	N31-C002	A	クラス3	B	○	○
				B	クラス3	B	○	○
				C	クラス3	B	○	○

柏崎刈羽原子力発電所5号機 プラント起動時の設備点検対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	安全重要度	耐震重要度	プラント起動時の設備点検	
							作動試験機能確認	漏えい確認
	調速装置及び非常調速装置の種類	調速装置	-	-	クラス3	B	○	-
		非常調速装置	-	-	クラス3	B	○	-
<b>(15) 発電機</b>								
電気設備	発電機	主発電機本体	N41-C001	-	クラス3	C	○	○
<b>(23) 配管</b>								
原子炉冷却系統設備	給水加熱器ドレンベント系	主配管	-	-	クラス3	B	-	○
		タービン補助蒸気系	-	-	クラス3	B	-	○
	抽気系	主配管	-	-	クラス3	B	-	○
	復水給水系	主配管2	-	-	クラス2	B	-	○
		主配管3	-	-	クラス3	B	-	○
		主配管4	-	-	クラス2	As	-	○
	原子炉隔離時冷却系	主配管1	-	-	クラス1	As	-	○
		主配管2	-	-	クラス3	As	-	○
	主蒸気系	主配管2	-	-	クラス2	A	-	○
		主配管3	-	-	クラス2	B	-	○
主配管4		-	-	クラス3	B	-	○	
蒸気タービン	蒸気タービン	クロスアラウンド管	-	-	クラス3	B	-	○
		第1抽気管	-	-	クラス3	B	-	○
		第2抽気管	-	-	クラス3	B	-	○
		第3抽気管	-	-	クラス3	B	-	○
		第4抽気管	-	-	クラス3	B	-	○
		蒸化器加熱蒸気管	-	-	クラス3	B	-	○
		リード管	-	-	クラス3	B	-	○
	蒸気タービンに附属する管	給水加熱器ドレンベント系の管	-	-	クラス3	B	-	○
		タービングラウンド蒸気系の管	-	-	クラス3	B	-	○
		タービン補助蒸気系の管	-	-	クラス3	B	-	○
		抽気系の管	-	-	クラス3	B	-	○
<b>(25) 熱交換器</b>								
蒸気タービン	蒸気タービンに附属する熱交換器	グラウンド蒸気復水器	N33-B002	-	クラス3	B	-	○
		グラウンド蒸気蒸化器	N33-B001	-	クラス3	B	-	○

柏崎刈羽原子力発電所5号機 プラント起動時の設備点検対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	安全重要度	耐震重要度	プラント起動時の設備点検	
							作動試験機能確認	漏えい確認
<b>(26) 復水器、給水加熱器、湿分離器</b>								
蒸気タービン	復水器	復水器	N61-B001	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	クラス3	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	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
		第2給水加熱器	N21-B002	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
		第3給水加熱器	N21-B003	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	クラス3	B	-	○
		第4給水加熱器	N21-B004	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	クラス3	B	-	○
		第5給水加熱器	N21-B005	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	クラス3	B	-	○
		第6給水加熱器	N21-B006	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	クラス3	B	-	○
		第2給水加熱器ドレン冷却器	N21-B009	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
第6給水加熱器ドレン冷却器	N21-B010	A	クラス3	B	-	○		
		B	クラス3	B	-	○		
		C	クラス3	B	-	○		
蒸気タービン	蒸気タービン	湿分離器	N35-D001	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
<b>(28) 変圧器</b>								
電気設備	主変圧器	主変圧器	S11	-	クラス3	C	○	-
	所内変圧器	所内変圧器	R11HTR5	A	クラス3	C	○	-
				B	クラス3	C	○	-



柏崎刈羽原子力発電所5号機 プラント起動時の設備点検対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	安全重要度	耐震重要度	プラント起動時の設備点検	
							作動試験機能確認	漏えい確認
<b>(31)計器、継電器、調整器、検出器、変換器</b>								
計測制御系統設備	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	ノンクラス	C	○	-
	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	クラス1	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	クラス1	A	○	-
	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	クラス2	A	○	-
電気設備	励磁装置	主発電機AVR	-	-	クラス3	C	○	-
<b>(36)空気抽出器</b>								
蒸気タービン	蒸気タービンに 附属する 熱交換器	蒸気式空気抽出器	N21-B007	-	クラス3	B	-	○

## 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

省令事項番号	条 項 号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	項	号								
原 1					この省令は、原子力を原動力として電気を発生するために施設する電気工物について適用する。	<p>第1条(適用範囲)</p> <p>1 本省令の、原子力発電所に対する許認可上の位置付けは、設置(変更)許可申請における安全審査で確認された事項を、工事計画等の施設設計において具体的に確認するための基準である。</p> <p>2 第1条は、本省令の適用範囲を変更したもので、「原子力を原動力として電気を発生するために施設する電気工物」とは、電気事業法施行規則別表第3の「一 発電所」の「(三) 原子力設備」及び「(ハ) 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物である。」と掲げられている事項を含む。</p> <p>3 本技術基準は、各条文において別途適用除外が規定されている場合を除き、原子力発電所が設計建設時(改定時を含む。)に、満足すべき基準であること、従って開示した後に、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条に基づき工事計画認可又は同法第48条に基づき工事計画届出を行った場合であっても、当該認可又は届出に当たって申請された技術基準(安全を含む。)を、必要事項を含む。)を維持することが求められる。</p> <p>4 本技術基準は、電気事業法に基づく原子力を原動力として電気を発生するための施設に対して適用されるが、ナトリウム冷却型原子力発電設備に係るものについては、「ナトリウム冷却型原子力発電設備への技術基準の適用に当たって(別記一)」によること。</p>	<p>第1条(適用範囲)</p> <p>1 設置(変更)許可申請における安全審査の確認事項としては、安全審査の要件及び(発電用原子力の設置、運転に関する措置(昭和53年12月28日 通商産業省令77号)第2条第2項第8号)に記載される「原子力の安全設計に関する説明書」及び同添付書類「(発電用原子力の設置、運転に関する措置(昭和53年12月28日 通商産業省令77号)第2条第2項第10号)の「原子力の操作上の過失、故障予兆の検出、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子力の事故の経路、程度、影響等」への対応策」に含まれる事項がある。</p> <p>また、電気事業法第47条及び第48条に基づいて、原子力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業務付けしており、本技術基準との適合性を審査事項の一つとしている。</p> <p>2 ナトリウム冷却型原子力発電設備は、発電用原子力発電設備であり、電気事業法上の電気事業者等、電気事業法に基づく工事計画認可等が求められる設備である。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等(「ナトリウム冷却型原子力発電設備への技術基準を定める省令」(別記一))で明確にしている。</p> <p>一 軽水炉(BWR及びPWR)に関する要求事項に加え追加的な要求事項(「ナトリウム漏えいへの措置、ナトリウムを用いた循環設備、カバーガス、高温構造」)</p> <p>一 本技術基準第3条(特殊な設計による認可)により適用除外可能な事項(安全弁、原子炉容器内圧力の変動が自動的に調整する装置、格納容器)</p>	適用範囲	その他	-	適用範囲についての記載のため、分類をその他とした。
原 2					<p>第2条(定義)</p> <p>この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>一 「放射線」とは、原子力基本法(昭和30年法律186号)第3条第5号に掲げる放射線及び「原子力基本法」の施行令(昭和30年12月28日 通商産業省令77号)第2条第2項第10号に掲げる放射線若しくはエックス線であつて、自然に存在するもの以外のものをいう。</p> <p>二 「原子炉施設」とは、原子炉及びその附属設備をいう。</p> <p>三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。</p> <p>四 「二次冷却材」とは、一次冷却材の熱を熱交換器により取り出すための流体であつて、タービンを駆動させることを主たる目的とするものをいう。</p> <p>五 「一次冷却系統」とは、一次冷却材が循環する回路をいう。</p> <p>六 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の運転時に予想される機械的負荷の第一の段階若しくはその後継又は運転員の第一の誤操作及びそこから発展して発生すると予想される外乱に基づき生ずる異常な状態をいう。</p> <p>七 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の故障、損壊等による原子炉内の燃料の燃焼率(原子炉の運転に支障が生ずる場合、及び一次冷却材喪失等の事故時に原子炉の運転を自動的に停止させる装置)及び、原子炉内の燃料の燃焼率による異常な放射性物質の放出の防止が図られる場合に、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った場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する装置)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装置及びそれらの附属設備</p> <p>八 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ずる場合、及び一次冷却材喪失等の事故時に原子炉の運転を自動的に停止させる装置)及び、原子炉内の燃料の燃焼率による異常な放射性物質の放出の防止が図られる場合に、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った場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する装置)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装置及びそれらの附属設備</p> <p>九 「管理区域」とは、原子力発電所内の場所であつて、その場所における放射線に係る機能が別に示されている場合、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。)、濃度を別に告示する濃度を超え、又は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濃度が別に告示する濃度を超えおそれがあるものをいう。</p> <p>十 「周辺維持区域」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濃度が別に告示する濃度を超えおそれがないものをいう。</p>	<p>第2条(定義)</p> <p>1 第2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第条から「(三) 発電用」に限る。)を除き、「(ハ) 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物であつて、次の施設を含む。</p> <p>(三) 原子力設備</p> <p>1 原子炉本体</p> <p>2 原子炉冷却系統設備</p> <p>3 計測制御系統設備</p> <p>4 燃料設備</p> <p>5 放射線管理設備</p> <p>6 廃棄設備</p> <p>7 原子炉格納施設</p> <p>8 排気筒</p> <p>10 補助ボイラ</p> <p>11 補助ボイラに属する燃料設備</p> <p>12 補助ボイラに属するばい煙処理設備</p> <p>(ハ) 附属設備</p> <p>1 発電所の運転を管理するための制御装置</p> <p>2 非常用予備発電装置</p> <p>3 第7号に規定する「工学的安全施設」は、日本電気協会「原子力発電所工学的安全施設及びその附属設備の機能等に関する規程」(平成17年12月)に「(安全設計分類及び放射線管理分野における日本電気協会規格)に属する設備(安全設計分類「安全設備」のイ、ハ、ニ及びホは次の設備をいう。イ 音線、配管、ボンプ等であつて原子炉冷却材圧力ハウジングに属する設備</p> <p>ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設</p> <p>「工学的安全施設(非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその附属設備)」</p> <p>一 原子炉隔離時冷却系(BWR)</p> <p>一 異常除去系(原子炉停止時冷却モード)(BWR)</p> <p>一 自動除去系(PWR)</p> <p>一 減がし安全弁(安全弁としての機能)(BWR)</p> <p>一 加圧安全弁(機能)(PWR)</p> <p>一 制御非常用排気系統</p> <p>一 格納容器エアモータ(事故時)(PWR)</p> <p>一 格納容器排気放射線モニタ(事故時)(BWR)</p> <p>ニ 原子炉冷却系(BWR)、エアモータ(PWR)を含む</p> <p>ホ イ一次冷却材ポンプを除く。ロ(制御線駆動装置を除く。ハ及びニに属する設備)に對してその機能を確保するために電力を供給するもの</p>	<p>1 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、安全設計審査指針をいう。)(における「運転時の異常な過渡変化」に整合を図っている。</p> <p>2 第8号において、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8月30日原子力安全委員会決定)」(以下、重要度分類指針をいう。)(の「9」に属する設備であることから、安全設備に含まれることを明確化している。</p> <p>また、安全設備の定義に含まれていないその他の通常時において原子炉を安全に運転するための必要な設備は、具体的に指し示する設備がないため、削除している。</p> <p>3 第8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」上の対応を表2-1(PWRの例)及び表2-2(BWRの例)に示している。</p> <p>4 第8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く系統と同等級である。</p> <p>5 第8号ロに該当する機器として、制御線、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。</p> <p>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の確保、BWRにおいてはほう酸注入系が該当する。</p> <p>6 第9号、第10号に定める用語は「発電用原子力設備に関する規程(昭和53年12月28日 通商産業省令77号)第1条」に規定されている。</p> <p>7 第9号に定められている線量限度とは、「発電用原子力設備に関する放射線に係る規制等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省令188号)第1条の規定で準用している「発電用原子力の設置、運転等に関する規制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 経済産業省令187号)第3条及び第11条」に定める値である。</p> <p>8 第10号に定められている線量限度とは、「発電用原子力設備に関する放射線に係る規制等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省令188号)第2条の規定で準用している「発電用原子力の設置、運転等に関する規制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 経済産業省令187号)第3条及び第11条」に定める値である。</p>	定義	その他	-	定義についての記載のため、分類をその他とした。

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

省令番号	省令項目	技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
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蒸発の顕著等に伴い自動的に弁が閉鎖されこれにより圧力調整となる部分を含む。</p> <p>十二「燃料貯蔵槽内」とは、燃料被覆材の損傷の程度であつて、安全設計上許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範囲をいう。</p> <p>十三「反応度係数」とは、制御棒の挿入若しくはその引抜き、又は液体制御材の注入等による原子炉の反応度の増減をいう。</p> <p>十四「制御棒の最大反応度係数」とは、原子炉が運転(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係数の最大値をいう。</p> <p>十五「反応度係数抑制」とは、制御棒の引抜き等により炉心に追加される単位時間当たりの反応度の量をいう。</p> <p>十六「2年ごとの定期検査」は、制御棒の引抜き等に関する判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の新設計に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」の4.「運転時の異常な過渡変化」によること。</p> <p>十七「クラス1機器」、「クラス1管」、「クラス1ボンプ」又は「クラス1ポンプ」を構成する機器をいう。これは、原子炉が運転(クラス1バウンダリ)を構成する機器をいう。</p> <p>十八「クラス2機器」、「クラス2管」、「クラス2ボンプ」又は「クラス2ポンプ」を構成する機器をいう。これは、次に掲げる機器をいう。</p> <p>イ 原子炉を安全に停止するため又は非常時に安全を確保するために必要な設備であつて、その設置、維持等により炉心に放射線露を及ぼすおそれや損傷にさらされるものに関する機器(放射線照射を受けるダクトにあつては、原子炉格納容器の真通部から外側隔層非までの部分に限る。)</p> <p>ロ クラウドを駆動させることを主たる目的とする流体(蒸気及び給水をいう。)が循環する回路に係る設備に関する機器であつて、クラス1機器の直前に設置する蒸気発生器のうち、蒸気発生器からこれに最も近い出口が弁で閉鎖し、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、原子炉格納容器の真通部から内側隔層又は外側隔層非までのもの。</p> <p>ニ 「クラス3機器」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設備に関するクラス以外の容器又は管(内蔵する流体の放射性物質の濃度が3マリベックル毎立方センチメートル(流体が液体の場合にあつては、3マリベックル毎立方センチメートル)以上の管又は最高使用圧力が常メカニカルを超えらるるに限る。)をいう。</p> <p>十九「クラス4管」とは、放射線管理設備に関するダクトであつて、内蔵する流体の放射性物質の濃度がマリベック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、容器内の機器等から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えい防止するためのに設計される容器をいう。</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含む。</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設備から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するためにコンクリート部に内張りされている鋼板(以下「ライナレーン」という。)前と底部のライナレーンを接続する鋼板(以下「ナックル」という。)貫通スリーブ及びコンクリート部との定着金をいう。</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緊急に必要な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、耐圧試験により原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加せ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 遠がし安全弁作動時の状態(積雪時及び暴風時を除く。)</p> <p>ロ 原子炉格納容器耐圧試験時の状態(積雪時及び暴風時を除く。)</p> <p>ハ 運転状態Ⅰにおける積雪時の状態(暴風時を除く。)</p> <p>ニ 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く運転状態において受ける最高の圧力以上の圧力であつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>三十五「最高使用温度」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く運転状態において生じる最高の温度以上の温度であつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>三十六「最低使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべく運転状態又は試験状態において生ずる最低の温度以下の温度であつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>三十七「機械的荷重」とは、自重、管又は支持構造物からの反力その他付加荷重のうち地盤荷重を除くものであつて、設計上定めるものをいう。</p>	<p>4 第11号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ」は、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの機能を定める規格」(JEA4602-2004)によること。「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評書(平成17年12月)」</p> <p>5 第12号に規定する「燃料貯蔵槽内」に関する判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の新設計に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」の4.「運転時の異常な過渡変化」によること。</p> <p>6 「炉心支持構造物」とは、原子炉炉心容器の内部において燃料集合体を直接に支持するもの又は取替するものをいう。</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く運転状態」とは、日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格(2005年)(2007年追補版を含む。)(JSGE S NC1-2005/2007) (以下「設計・建設規格2005/2007」という。)(GNR-2110)及び同解説に規定される「格付状態」をいう。</p> <p>8 日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格」(2007年追補版)並びに「事例規格」設計・建設規格2005年版「管の設計」(管継手、フランジ)のJIS規格年度の経緯規定(NG-CC-003)及び「事例規格」設計・建設規格2005年版「燃料貯蔵槽」JIS規格年度の経緯規定(NG-CO-004)に関する技術評書(平成20年10月)」(以下「設計・建設規格2007技術評書」という。)</p> <p>9 JEA4602-2004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「燃料貯蔵槽内」は、安全設計審査指針の「燃料貯蔵槽設計界」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、本技術基準正の第一の柱である性能規定と安全規格の活用を旨に併せ、機器分類をクラス1からクラス4、原子炉格納容器と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。告示501号による管、本技術基準による分類</p> <p>第1種機器 クラス1機器 第2種機器 原子炉格納容器 第3種機器 クラス2機器 第4種機器 クラス3機器 第5種機器 クラス4管</p> <p>なお、技術基準に規定されている各クラス毎の代表的対象設備は解説表2.3のとおりである。</p> <p>12 第21号から第23号までの定義は、コンクリート製原子炉格納容器に関する機器等の技術基準(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表2.1～2.2を参照。日本機械学会「発電用原子炉設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」(以下「規格」)</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、鋼製のみで、原子炉格納容器の構造及び炉心の構造をもつ負荷側におけるスリーブ以外の鋼製耐圧部、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器のドライウェルと鋼部などは、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」とは該当しない。</p> <p>14 第25号から第29号までの「運転状態」の分類は告示501号を適用したものであり、第30号から第33号までのコンクリート製原子炉格納容器を対象とした「荷重状態」の分類は告示452号を適用したものである。</p> <p>なお、コンクリート製原子炉格納容器に関する運転状態の荷重の組合せは解説表2.4のとおり整理できる。</p> <p>15 第30号から第33号に規定する荷重状態毎の具体的な荷重組合せは、「日本機械学会 発電用原子炉設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」(JSGE S NC1-2003)に記載されている。</p> <p>16 第34号から第37号までの定義は、告示501号を適用したものである。</p> <p>17 解釈7は、平成20年10月31日付「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一部改正について(平成20-10-16 第68号等)にて改正された。</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、安全弁等の吐出し反力等があり、機器、炉心支持構造物等の主要な荷重の具体例は次のとおりである。</p> <p>(1) クラス1機器 (イ) 自重 (ロ) 配管反力 (ハ) 安全弁等の吐出反力 (ニ) 原子炉格納容器 (イ) 自重 (ロ) 貫通部配管反力 (ハ) クレーン吊り重 (3) クラス2管 (イ) 自重 (ロ) 安全弁等の吐出反力 (4) 炉心支持構造物 (イ) 自重 (ロ) 流体荷重</p>	定義	その他	-	定義についての記載のため、分類をその他とした	

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

省令項目番号	省令項目番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	の	項	号							
原	3				第3条 特別の理由により経済産業大臣の認可を受けた場合は、この省令の規定によらないで原子炉および蒸気タービンならびにこれらの附属設備を施設する上では、 2 前項の認可を受けようとする者は、その理由および施設方法を記載した申請書に関係図面を添付して申請しなければならない。	第3条(特殊な設計による施設) 1 本省令の規定によらない場合は又は本解釈に照らして同等性の判断が困難な場合については、第3項によること。 2 第2項の規定により申請する場合の申請書の様式及び添付図面は、次のとおりである。	第3条(特殊な設計による施設) 1 平成18年1月施行の本技術基準改正は、規制当局が定める要求事項は性能等效性その他の特殊な理由で、学協会規格を適用することとしているが、解釈1のような事例に対応するため、本文を規定している。 解釈1に該当する事例としては以下の例がある。 本省令の規定によらない場合は 別記1(ナトリウム冷却型原子力発電設備への技術基準への適用に当たって)にあるように、本技術基準上要求があるものの、ナトリウム冷却型原子力発電設備の特性からその施設が難しい事項。 本解釈に照らして同等性の判断が難しい事項 規制の一貫性や事業者の利便性の観点からも、学協会規格を本解釈において本技術基準を凌ぐことと併用しているが、そのような学協会規格と全く体系が異なる規格の適用等、同等性の判断が困難な事項 なお、今回の技術基準改正に伴い、溶接に関する要求事項が本技術基準に追加され、本規定に基づく特殊な設計による施設の認可の対象となる。その場合、技術評価を受け本技術基準を満たすものとして申請化されている日本核学会溶接規格、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も踏まえ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条項の適用とされることとなる。	特殊な設計による施設	その他	-	特殊な設計による施設ができること及びその理由についての記載のため、分類をその他とした
原	4				(防護施設の設置等) 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、なげ、洪水、津波、高潮、基礎地盤の不均等沈下等)を、ただし、地震を除く)により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。 2 周辺監視区域に隣接する地域に、車庫、鉄道、遊園地がある場合において、車庫における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両等の事故等により原子炉の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。 3 軌道の震源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。	第4条(防護施設の設置等) 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」は、供用中に於ける運転管理等の運用上の措置を含む。 2 第1項に規定する「地震」は、台風、雷を含む。 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」は、対象とする発生源から一定の距離を設けることを含む。 4 第3項の経過措置については、平成14年7月30日付付「実用発電用原子炉施設への航空機落下率の評価について」(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、設置許可申請時の前提に変更がないことにより確認すること。	第4条(防護施設の設置等) 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急激な影響により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、適切な防護措置を講じなければならないこととする。 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)の解釈において、外部人為事象には航空機落下が考慮されていること、この評価基準に適合しない場合に対策を講じることが想定している。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 3 第3項に規定する「航空機の震落により原子炉の安全性を損なうおそれがあるかどうかを判断するために、設置許可以降、軌跡が新規に設置されていないものを除き、状況が変わっている場合は、評価基準である平成14年7月30日付付「実用発電用原子炉施設への航空機落下率の評価について」(平成14-07-29 原院第4号)に基づき、航空機落下率の評価を必要とする。その結果、航空機落下により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、防護措置の設置等の防護措置や軌跡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。 【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 -指針3 外部人為事象に対する設計上の考慮	- 自然現象に対する防護措置 -周辺監視区域に隣接する車庫等、鉄道、道路等がある場合に、火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両等の事故等に対する防護措置 -航空機落下に対する防護措置	その他	-	設計段階において確認された事項であって、併用期間中に確認する必要がない事項
原	4	2	1	-	第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講じること。 イ 耐火性又は防火性の物質を内蔵する系統の漏えい防止その他の措置を講じること。 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。 ハ 溶接その他の自然現象による火災発生を防止するための避難設備等を設置すること。 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ないよう施設すること。 ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急激な燃焼によつて、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の燃焼を防止する措置を講じること。	第4条の2(火災による燃焼の防止) 1 第4条の2に規定する「原子炉の安全性が損なわれない」とは、火災の発生による、次の各号に掲げる対策を適切に組み合わせた措置を講じなければならないこととする。 イ 火災の発生を防止し、安全設備の機能が損なわれ、原子炉の停止機能、除熱機能及び放射性物質の制御されない放出を防止する機能が損なわれないこと。 ロ 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審査要領」に規定する審査指針1に規定する審査要領に於いて、対策を講じること。 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、日本核学会「原子力発電用原子炉施設設計ガイドライン(2007-1999)」の適用に当たって(別記2-2)によること。 3 第1項第1号ホの規定については、以下によること。 イ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急激な燃焼によつて、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つて原子炉で発生する水素が燃焼、蓄積される可能性のある配管等の燃焼により、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。この場合において、水素燃焼によつても燃焼可能性が極めて小さい配管内容積(1〜30リットル程度)を有し、燃焼対策として充弁を想定して燃焼部を隔離できる配管(許容圧配管等)にあつては、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがないものとみなすことができる。 ロ 水素の燃焼を防止する措置としては、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR設計に関する場合(水素・燃焼) 放射線分解に関するガイドライン(平成17年10月)」の本文のみならず、具体的な評価手法等を規定した解説によること。 社団法人火力原子力発電技術協会「BWR設計における混合ガス(水素・酸素) 燃焼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18年12月)」	第4条の2(火災による燃焼の防止) 1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生・延焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を能くその定められたものであり、炭素法と併せて、発電用軽水型原子炉施設(火災防止)に関する審査指針を受けて火災防止措置として、水素・燃焼に関する審査事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象となる。 3 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 4 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象となる。 5 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 6 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象となる。 7 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 8 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象となる。 9 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 10 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象となる。 11 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 12 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象となる。 13 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 14 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。	火災による燃焼の防止(火災発生防止)	その他	-	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	4	2	1	二	第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。 二 火災の検出及び消火のため、次の措置を講じること。 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。 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ることがないこと。	第4条の2(火災による燃焼の防止) 1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生・延焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を能くその定められたものであり、炭素法と併せて、発電用軽水型原子炉施設(火災防止)に関する審査指針を受けて火災防止措置として、水素・燃焼に関する審査事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象となる。 3 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 4 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。	第4条の2(火災による燃焼の防止) 1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生・延焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を能くその定められたものであり、炭素法と併せて、発電用軽水型原子炉施設(火災防止)に関する審査指針を受けて火災防止措置として、水素・燃焼に関する審査事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 3 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 4 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 5 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 6 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 7 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 8 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 9 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 10 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 11 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 12 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 13 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 14 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。	火災による燃焼の防止(検出及び消火設備)	その他	-	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	4	2	1	三	第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。 三 火災の影響を軽減するため、防火型の設置その他の措置を講じること。	第4条の2(火災による燃焼の防止) 1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生・延焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を能くその定められたものであり、炭素法と併せて、発電用軽水型原子炉施設(火災防止)に関する審査指針を受けて火災防止措置として、水素・燃焼に関する審査事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 3 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 4 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 5 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 6 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 7 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 8 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 9 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 10 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 11 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 12 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 13 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 14 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。	火災による燃焼の防止(防火壁)	その他	-	他法令に基づき、点検(確認)される事項	
原	4	2	2		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、損傷、誤作動等により安全設備の機能を損なわないものでなければならない。	第4条の2(火災による燃焼の防止) 1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生・延焼等の影響を受けるとにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を能くその定められたものであり、炭素法と併せて、発電用軽水型原子炉施設(火災防止)に関する審査指針を受けて火災防止措置として、水素・燃焼に関する審査事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 3 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 4 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 5 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 6 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 7 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 8 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 9 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 10 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 11 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 12 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。 13 解説は、火災防止に関する設備等の要求事項(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号ニに、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号ホに、可燃性材料の取扱いに関する要求事項を第1号ロに明記した。また、第4条の2において、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象ラプトル事例の技術基準への反映 14 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないという要求事項を規定していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」とは火災の影響により原子炉の安全性が損なわれることが想定されるケーブルを対象とする。	火災による燃焼の防止(検出設備及び消火設備の故障等による安全設備の機能喪失防止)	その他	-	他法令に基づき、点検(確認)される事項	

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

省令条項番号	省令条項番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
	条	の	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傷により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。	第5条(耐震性) 1 耐震性の評価については、施設の重要性に応じて適用される地震力に対して、地震動(もれ地震動の公衆に放射線の影響を及ぼさないとの観点から、① 地震による事故発生の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心損傷の防止 ④ 事故時に必要な設備の健全性の維持 ⑤ 必要な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(関係条への適合性に関する審査要領(内規)) (平成20年4月29日付け平成20-04-21(原院第3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58年9月策定、昭和64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。具体的な評価については、日本電気産業電気技術指針「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部分(炉心・貯蔵力炉)」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(通規)」(JEA4601-1991)によること。 また、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が評価され、その結果に基づいて、真鍮パイプがとりよめ「指針策定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ても耐震安全性が確保されていると判断されていること。 3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12(原院第5号))」によること。	第5条(耐震性) 1 耐震性の評価については、施設の重要性に応じて適用される地震力に対して、地震動(もれ地震動の公衆に放射線の影響を及ぼさないとの観点から、① 地震による事故発生の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心損傷の防止 ④ 事故時に必要な設備の健全性の維持 ⑤ 必要な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(関係条への適合性に関する審査要領(内規)) (平成20年4月29日付け平成20-04-21(原院第3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58年9月策定、昭和64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。具体的な評価については、日本電気産業電気技術指針「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部分(炉心・貯蔵力炉)」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(通規)」(JEA4601-1991)によること。 また、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が評価され、その結果に基づいて、真鍮パイプがとりよめ「指針策定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ても耐震安全性が確保されていると判断されていること。 3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12(原院第5号))」によること。	第5条(耐震性) 1 耐震性の評価については、施設の重要性に応じて適用される地震力に対して、地震動(もれ地震動の公衆に放射線の影響を及ぼさないとの観点から、① 地震による事故発生の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心損傷の防止 ④ 事故時に必要な設備の健全性の維持 ⑤ 必要な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(関係条への適合性に関する審査要領(内規)) (平成20年4月29日付け平成20-04-21(原院第3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58年9月策定、昭和64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。具体的な評価については、日本電気産業電気技術指針「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部分(炉心・貯蔵力炉)」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(通規)」(JEA4601-1991)によること。 また、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が評価され、その結果に基づいて、真鍮パイプがとりよめ「指針策定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ても耐震安全性が確保されていると判断されていること。 3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12(原院第5号))」によること。	耐震性(地震力による損傷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	原子炉建屋天井クレーン機	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施
原	5		2		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構成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、地震活動の状況等を基礎として求めなければならない。	第5条(耐震性) 1 耐震性の評価については、施設の重要性に応じて適用される地震力に対して、地震動(もれ地震動の公衆に放射線の影響を及ぼさないとの観点から、① 地震による事故発生の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心損傷の防止 ④ 事故時に必要な設備の健全性の維持 ⑤ 必要な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(関係条への適合性に関する審査要領(内規)) (平成20年4月29日付け平成20-04-21(原院第3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58年9月策定、昭和64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。具体的な評価については、日本電気産業電気技術指針「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部分(炉心・貯蔵力炉)」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(通規)」(JEA4601-1991)によること。 また、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が評価され、その結果に基づいて、真鍮パイプがとりよめ「指針策定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ても耐震安全性が確保されていると判断されていること。 3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12(原院第5号))」によること。	第5条(耐震性) 1 耐震性の評価については、施設の重要性に応じて適用される地震力に対して、地震動(もれ地震動の公衆に放射線の影響を及ぼさないとの観点から、① 地震による事故発生の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心損傷の防止 ④ 事故時に必要な設備の健全性の維持 ⑤ 必要な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(関係条への適合性に関する審査要領(内規)) (平成20年4月29日付け平成20-04-21(原院第3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58年9月策定、昭和64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。具体的な評価については、日本電気産業電気技術指針「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部分(炉心・貯蔵力炉)」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(通規)」(JEA4601-1991)によること。 また、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が評価され、その結果に基づいて、真鍮パイプがとりよめ「指針策定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ても耐震安全性が確保されていると判断されていること。 3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12(原院第5号))」によること。	第5条(耐震性) 1 耐震性の評価については、施設の重要性に応じて適用される地震力に対して、地震動(もれ地震動の公衆に放射線の影響を及ぼさないとの観点から、① 地震による事故発生の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心損傷の防止 ④ 事故時に必要な設備の健全性の維持 ⑤ 必要な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(関係条への適合性に関する審査要領(内規)) (平成20年4月29日付け平成20-04-21(原院第3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58年9月策定、昭和64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。具体的な評価については、日本電気産業電気技術指針「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部分(炉心・貯蔵力炉)」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(通規)」(JEA4601-1991)によること。 また、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が評価され、その結果に基づいて、真鍮パイプがとりよめ「指針策定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ても耐震安全性が確保されていると判断されていること。 3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る機器装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12(原院第5号))」によること。	耐震性(地震力の設定)	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	6				第6条 燃料棒及び反射材並びにこれらを支える構造物、熱源へい材並びに一次冷却系統に係る施設に属する容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材若しくは二次冷却材の腐蝕、沸騰等により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。	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受けないよう施設しなければならない」とは、流れる液体、蒸気、気体等によって生ずる高サイクル疲労による損傷の発生防止を指すものから、以下の措置を講じること。 - 高気発生器伝熱管等の曲げ部については、日本機械学会「設計・建設規格」(JISME S NCI-2000) PVB-3600 に規定する手法を適用すること。 - 管に設置された円柱状構造物「耐震機能等に関する指針」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振動評価指針」(JSME S012)に規定する手法を適用すること。 なお、耐震機能を有しないものについては第8条の2項2項によること。 (日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格」(JISME S NCI1) 2005年改訂版並びに流体力学振動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ないよう施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学振動評価指針」(JSME S012)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、供用期間中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「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格」(JISME S NCI1) 2005年改訂版並びに流体力学振動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振動及び配管の高サイクル疲労等については、一次冷却材が管理する施設として、原子炉炉心浄化系、残留熱除去系(原子炉停止時冷卻モード) (BWR)及び化学体積制御系、余熱除去系(PWR)を念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連絡配管及び出口配管の損傷事例を踏まえ、従来の流体振動に加え温度差のある流体の混合等に対しても損傷を受けないよう施設することを規定している。 これは、具体的には、以下の事故トラブル事例を反映したものである。 - 高気発生器伝熱管損傷事例(美浜2号機) (伝熱管が流体力学振動により破断したため、伝熱管の1字管部に流体力学振動が発生し、固定支持の管支持部部に歪みが生ずる状態で流体力学振動による破断し、高気発生器が破断したため、高気発生器の破断による流体振動(もんじゅ) (温度計ワウルの流体力学振動一種流中に置かれた円柱状構造物の、流れにより破断した流体振動による高サイクル疲労) - 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因とする高サイクル疲労による管割れ) (主要事故トラブル事例の技術基準への反映) 2 本文では一次冷却材系統に属する容器、管、ポンプ及び弁といった機器を対象としているが、管に設置された円柱状構造物も耐震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振動評価指針」(JSME S012)の適用を要求したものである。 3 円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、円心流量も重要となるような設計を採用する場合には、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年の改訂においてポンプ及び弁を追加した理由は、次のとおりである。 「従来の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棒、容器(原子炉容器、高気発生器等)の内部構造物の規制を主たる対象としたが、昭和55年の改訂ではポンプ及び弁も流体振動発生の可能性があること、それらに損傷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。」 【構造健全設計審査指針】 - 指針11 炉心設計 - 指針12 燃料設計 - 指針19 原子炉冷却材パウンドラの健全性	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連絡配管及び出口配管の損傷事例を踏まえ、従来の流体振動に加え温度差のある流体の混合等に対しても損傷を受けないよう施設することを規定している。 これは、具体的には、以下の事故トラブル事例を反映したものである。 - 高気発生器伝熱管損傷事例(美浜2号機) (伝熱管が流体力学振動により破断したため、伝熱管の1字管部に流体力学振動が発生し、固定支持の管支持部部に歪みが生ずる状態で流体力学振動による破断し、高気発生器が破断したため、高気発生器の破断による流体振動(もんじゅ) (温度計ワウルの流体力学振動一種流中に置かれた円柱状構造物の、流れにより破断した流体振動による高サイクル疲労) - 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因とする高サイクル疲労による管割れ) (主要事故トラブル事例の技術基準への反映) 2 本文では一次冷却材系統に属する容器、管、ポンプ及び弁といった機器を対象としているが、管に設置された円柱状構造物も耐震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振動評価指針」(JSME S012)の適用を要求したものである。 3 円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、円心流量も重要となるような設計を採用する場合には、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年の改訂においてポンプ及び弁を追加した理由は、次のとおりである。 「従来の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棒、容器(原子炉容器、高気発生器等)の内部構造物の規制を主たる対象としたが、昭和55年の改訂ではポンプ及び弁も流体振動発生の可能性があること、それらに損傷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。」 【構造健全設計審査指針】 - 指針11 炉心設計 - 指針12 燃料設計 - 指針19 原子炉冷却材パウンドラの健全性	流体振動等による損傷の防止	構造健全性	-	設備点検、定期事業検査にて確認
原	7		1		第7条 原子炉発電所には、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、不注意又は知らずには容易に立ち入ることという。 2 第7条に規定する「当該区域」は、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合とは、河川、川、湖、海、新道等当該区域の境界が設定されているような場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合という。	【構造健全設計審査指針】 指針58 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、かつ、管理区域である旨を表示)	その他	-	日常的な点検で機能が確認される事項	
原	7		2		2 原子炉発電所には、保安区域(原子炉施設の保安のために特に管理を必要とする場所であって、管理区域以外のものをいう。以下同じ。)と管理区域以外の場所との境界には他の場所を区別するためのさく、へい等を設け、または保安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、不注意又は知らずには容易に立ち入ることという。 2 第7条に規定する「当該区域」は、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合とは、河川、川、湖、海、新道等当該区域の境界が設定されているような場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合という。	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を区別するためのさく、へい等を設けるか、又は保安区域である旨を表示)	その他	-	日常的な点検で機能が確認される事項		
原	7		3		3 原子炉発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するためさく、へい等を設けるが、また周辺監視区域である旨を表示しなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合は、この限りでない。	第7条(さく等の施設) 1 第7条に規定する「みだりに」とは、不注意又は知らずには容易に立ち入ることという。 2 第7条に規定する「当該区域」は、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合とは、河川、川、湖、海、新道等当該区域の境界が設定されているような場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合という。	さく等の施設 (業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するためさく、へい等を設けるが、又は周辺監視区域である旨を表示)	その他	-	日常的な点検で機能が確認される事項		

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

原	省令項目番号				技術基準本文	技術基準解説	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	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当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域、出入口の常時管理設備の設置である。	第7条の2(不法侵入の防止) 1 関係者(出入口に設置した警備員)等の防護のため必要な措置を原子力発電所が講じるものについて、「(発電用原子力発電所の設置、運転等に関する規則)(昭和59年12月28日通商産業省令第77号)第18条の1に規定されている。 【関連安全設計審査指針】 指針3 外部人高専案に対する設計上の考慮	不法侵入の防止	その他	-	日常的な点検で機能が確認される事項			
原	7		3		第7条の3 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律(昭和44年法律第57号)第3条第1項の規定により指定された急傾斜地崩壊危険区域内に施設する電気工事は、当該区域内の急傾斜地(同法第2条第1項に規定するものをいう。)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(急傾斜地の崩壊の防止) 1 第7条の3は、急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律(昭和44年法律第57号)に基づき急傾斜地崩壊危険区域内に指定された地域に電気工事を施設する場合は、急傾斜地崩壊防止工事の技術基準(同法施行令)によること。	第7条の3(急傾斜地の崩壊の防止) 1 第7条の3は、急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律において電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受けて規定されたものであり、急傾斜地崩壊危険区域内に指定された地域に電気工物を施設する場合について、他の技術基準との整合を踏ったものである。	急傾斜地の崩壊の防止	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駆動の出力抑制特性を有するとともに原子炉の反応度を制御することにより核分裂連鎖反応を抑制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、原子炉施設が所定の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能で構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間等を備えらなければならないこと。 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(浮遊安全管理検査)、同第54条(定期検査)、同第55条(定期安全管理検査、定期検査(再検査))に規定する検査及び第11条、第17条第4項、第22条第6号、第32条第1号ハ、同第2号ホ、同第5号ロに規定する試験又は検査を含む。 2 第3項に規定する「(1)は安全に処理するように施設しなければならない」とは、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具からの放射線物質を含む液体が漏れこみ入る場合(いわゆる原子炉再稼働時)の放射線防護(オーバーホール)を含むこと。液体が漏れこみ入る原子炉格納容器内、原子炉建屋、タービン建屋、原子炉補助建屋等に設けられた機器又は床のそれらのドレンダンプ又はタンクに収集し、タンクはタンクから放射性廃棄物処理施設に送られて適切に処理されるような施設とする。 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位置と揮散の発生位置を推定すること。又は、(2)想定される飛散物の飛散方向を考慮し、防護対象を損傷し安全性を損なうことのないように配置上の配慮又は多重性を考慮すること。 4 第4項に規定する「飛散抑制対策」は、飛散抑制対策により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される)とは、タービンシフト発生時の対象物を保護する確率が10〜7%/年を超えない場合をいふ。 【ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される)とは、PWRの原子炉冷却材ポンプオーバーホールにおいては、飛散抑制対策が完了するまで最大寸法が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に施設しなければならない)とは、原則として、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることのないこと。	第8条(原子炉施設) 1 第1項は、安全設計審査指針 指針13(原子炉の特性)に対応して、「固有の出力抑制特性」及び「出力変動に対する抑制」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。 【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 指針10(試験機能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施設を有していること。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。 【関連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、米国Regulatory Guide 1.14(Riv.)「原子炉冷却材ポンプのオーバーホール」の健全性を参考とし、想定する飛散物に、一次冷却材ポンプのオーバーホールが及ぼされるが、オーバーホールの最悪状態が最大寸法に比べて十分大きいことが確認できれば、安全性を損なうことが想定されない旨明記している。 【関連安全設計審査指針】 -指針4 内部発生飛散物に対する設計上の考慮 -指針7 共用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 原子炉停止時の独立性及び試験可能性 -指針22 原子炉冷却材ポンプ(オーバーホール)の使用期間中の試験及び検査 -指針24 残留物を除去する系統 -指針25 非常用炉心冷却 -指針28 燃焼生成物の処理と熱を輸送する系統 -指針32 原子炉格納容器除去系 -指針33 燃料施設排気系を制御する系統 -指針34 燃料施設排気系を抑制する系統 -指針48 電気系統 -指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備	原子炉施設 通常運転時における原子炉の反応度の安全かつ安定制御 原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所で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 制御棒駆動系統機能検査 制御棒駆動機構機能検査 選択制御棒挿入機能検査 原子炉保護システムロック機能検査	原子炉施設(補助ボイラを除く)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の保守点検(試験及び検査を含む。)ができるように施設しなければならない。	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	8		2		2 原子炉施設(補助ボイラを除く)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の保守点検(試験及び検査を含む。)ができるように施設しなければならない。	【ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される)とは、PWRの原子炉冷却材ポンプオーバーホールにおいては、飛散抑制対策が完了するまで最大寸法が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に施設しなければならない)とは、原則として、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることのないこと。	原子炉施設(補助ボイラを除く)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の保守点検(試験及び検査を含む。)ができるように施設しなければならない。	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項				
原	8		3		3 原子炉施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプその他の機械器具から放射性物質を含む液体が漏れこみ入る場合、液体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。	【ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される)とは、PWRの原子炉冷却材ポンプオーバーホールにおいては、飛散抑制対策が完了するまで最大寸法が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に施設しなければならない)とは、原則として、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることのないこと。	原子炉施設 液体状の放射性廃棄物漏えい安全処理	系統機能	液体廃棄物処理系統機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査 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	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項			
原	8		4		4 原子炉施設に関する設備であって、蒸気タービン、ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の措置防止措置を講じなければならない。	【ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される)とは、PWRの原子炉冷却材ポンプオーバーホールにおいては、飛散抑制対策が完了するまで最大寸法が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に施設しなければならない)とは、原則として、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることのないこと。	原子炉施設 高気圧タービン、ポンプ等の損傷に伴う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 原子炉施設に関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に施設しなければならない。	【ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される)とは、PWRの原子炉冷却材ポンプオーバーホールにおいては、飛散抑制対策が完了するまで最大寸法が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に施設しなければならない)とは、原則として、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることのないこと。	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に施設しなければならない。	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項				
原	8	2	1		第8条の2 第2条第8号ハ及びロ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(単一の原因によって一つの機械器具が所定の安全機能を失ふこと)により、当該安全設備が、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、多重性及び多様性、及び独立性を有するように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で、長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の想定される単一故障のいずれかである。 2 平成28年8月19日に原子炉設置許可を受けた原子炉においては、定期安全点検において運転管理等において多重性及び多様性、及び独立性を有する施設と同等の信頼維持が確認されており、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、多重性及び多様性、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状態において、所定の機能が維持されている構築物、系統及び機器が、その間に与えられると考えられるすべての環境条件の中で、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOC(炉心溶融)の状態に引き込まれる力、速度、放射線、温度である。また、「環境条件」には、冷却材の性状(冷却材中の破砕物等の異物を含む)が含まれる。この場合において、配管内内柱状破砕物が流体運動により破砕物として冷却材に混入することの恐れを踏まえて、日本核燃料学会「配管内内柱状破砕物の流動挙動評価指針(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中性子照射硬化の影響を受け原子炉力用機器については、「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊確率の検証試験方法」(JEA4 2006-2007)の適用に当たって(別記「11」)に掲げる、検証人による要求を満足すること。 【関連安全設計審査指針】 -指針4 内部発生飛散物に対する設計上の考慮 -指針7 共用に関する設計上の考慮 -指針10 試験可能性に関する設計上の考慮 -指針15 原子炉停止時の独立性及び試験可能性 -指針22 原子炉冷却材ポンプ(オーバーホール)の使用期間中の試験及び検査 -指針24 残留物を除去する系統 -指針25 非常用炉心冷却 -指針28 燃焼生成物の処理と熱を輸送する系統 -指針32 原子炉格納容器除去系 -指針33 燃料施設排気系を制御する系統 -指針34 燃料施設排気系を抑制する系統 -指針48 電気系統 -指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備	第8条の2(安全設備) 1 第1項は、安全設計審査指針 指針9(信頼性に関する設計上の考慮)に対応して、多重性及び多様性及び独立性、その設定として一般原則に加え、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、「発電用原子力発電所の設置、運転等に関する規則(平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂)」5.21と同様である。 3 第2項は、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)に対応して、その機能が維持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。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砕物等を規定している理由としては、以下の事象(トラブル)事象が原因としたものである。 -流力変動による損傷事例(福島第二発電所4号機) -海水取込装置出口水質測定用サンプリングノズル管が流力変動により破砕したことによるスラミーの発生 5 解釈4は、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊確率の検証試験方法」(JEA4206-2007)の技術評価が完了したことにより、平成21年12月24日FNSA文書平成21-01-30(原研1号で別記「11」とともに追加された。 【関連安全設計審査指針】 -指針4 内部発生飛散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10 試験可能性に関する設計上の考慮 -指針15 原子炉停止時の独立性及び試験可能性 -指針22 原子炉冷却材ポンプ(オーバーホール)の使用期間中の試験及び検査 -指針24 残留物を除去する系統 -指針25 非常用炉心冷却 -指針28 燃焼生成物の処理と熱を輸送する系統 -指針32 原子炉格納容器除去系 -指針33 燃料施設排気系を制御する系統 -指針34 燃料施設排気系を抑制する系統 -指針48 電気系統 -指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全設備 安全設備を構成する機械器具の単一故障、外部電源喪失時の多重性及び多様性、及び独立性	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項			
原	8	2	2		2 安全設備は、想定されているすべての環境条件においてその機能が発揮できるように施設しなければならない。	【ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される)とは、PWRの原子炉冷却材ポンプオーバーホールにおいては、飛散抑制対策が完了するまで最大寸法が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に施設しなければならない)とは、原則として、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることのないこと。	安全設備 環境条件の考慮	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項				

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目







# 「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	省令の項号	技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考		
									条	の
原	9	十三	十三	<p>13 コンクリート製原子炉格納容器的構造及び強度は、次によること。 イ コンクリートにあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて非破壊検査が生じず、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起因する非破壊検査が生じないこと。 ロ 鋼筋等にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて既設せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて既設しなくてはならないこと。 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起因す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。)にあつては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて著しい積留り生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて腐蝕に起因すること、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。)にあつては、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。</p> <p>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塑性変形を塑性域に陥えることができないものを除く。)にあつては、第12号のニ、ハ及びイ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 ナールにあつては、第12号ロ、ニ及びハ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を除く。)」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塑性変形を塑性域に陥えることができないものを除く。)」とは、機械的強度に対する許容荷重として弾性変形の範囲に陥ることなく、かつ、弾性範囲に生ずる変形ひずみにより定着金具に生ずる変形量が、破壊応力に対し十分な余裕を有することという。 15 第13号及び18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」の規格に、「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。 技術評価書 16 第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接」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、放射線管理設備及び産業設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。 これらに設備に属する外径150mm以上の管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。であつて、その内容する放射線物質の濃度が37kBq/cm<sup>3</sup>以下のものを除く。また、その内容する放射線物質が液体中にある場合は、37kBq/cm<sup>3</sup>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以外の容器又は管であつて、最高使用圧力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60kPa ハ以外の管については、最高使用圧力3889kPa(長手継ぎにあつては、480kPa) (2) 原子炉本体又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、計測制御系統設備又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施設に属する管であつて、それが取り付け付けた当該容器の最も近い止め弁までの部分(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5層原子炉格納容器スリーブ設備又は放射性ガス濃度検知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(5)に規定する部分を除く。 (5) 原子炉冷却系統設備、燃料設備、放射線管理設備又は産業設備に属する容器(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1mm(最高使用圧力88kPa未満の管にあつては、10mm)を超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内容する放射性物質の濃度が37kBq/cm<sup>3</sup>以下のものを除く。また、その内容する放射性物質が液体中にある場合は、37kBq/cm<sup>3</sup>以上のもの (6) 上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付く溶接部(非耐圧部である場合を含む。)(9) キヤムナールの溶接部、管と管板との溶接部・耐圧部材に直接溶接されるラグ、フラケット等であつて地震、熱影響、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの 17 第15号に規定する「不連続で特殊な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の閉塞等の形状を配し、鋭い欠き等の不連続で特殊な形状でないものという。 18 第15号に規定する「溶接による割れが生ずるおそれがない」とは、溶接部の非破壊検査において割れが生じないことに加え、溶接部の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことという。「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がない」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じないものであり、溶接部の有害な欠陥(有害な欠陥がないこと)という。 19 第15号に規定する「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、遠透探傷試験、目視試験等」とは、 20 第15号に規定する「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いう。 21 第15号に規定する「適切な溶接施工法等であること」をあらかじめ確認したものは、溶接施工、溶接検査及び検査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う。当該溶接施工等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。 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) (JIS S 6 N1-2007)」(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)」の事項を付したものに適合し、溶接部をいう。〔日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)」に関する技術評価書(平成20年10月) (以下「溶接規格2007技術評価書」という。)]及び「設計・建設規格2007技術評価書」なお、ウエルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウエルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	<p>16 第12号口の規定で、「著しい応力が生じる部分」に対してクラス1容器の規定を準用しているが、これは、格納容器では一般に「公式による設計」(Design by Rule)としているが、応力が異なる部分は、クラス1容器と同様に「解析による設計」(Design by Analysis)を通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、例えばゼット力の影響を考慮する必要がある部分を示し、また、「特殊な形状の部分」としては、いわゆる規格計算の適用できない構造上の不連続部分(バルブ)によって決められたフランジ部等を示している。日本機械学会「設計・建設規格」のクラスMC容器PVE-3100及び同規格に具体的な取り扱いが示されている。 18 第15号、第13号及び第14号は、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 第16～22号は、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閣議第3号)で改正された。また、別記-10が追加された。これにも関わらず「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(コンクリートPCVの構造・強度)	構造健全性	-	対象設備無し
原	9	十四	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、全体的な塑性変形に起因すること、ロ 運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局部的な塑性変形はこの限りではない。 ハ 運転状態Ⅳにおいて、局部的な塑性変形が生じないこと。 ニ 炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、運行変形による破損が生じないこと。 ホ 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破損が生じないこと。 ヘ 運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、産腐が生じないこと。</p>	<p>(1) 炉心支持構造物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、放射線管理設備又は原子炉本体に属する管であつて、それが取り付け付けた当該容器の最も近い止め弁までの部分(3)に規定する部分を除く。 (5) 炉心支持構造物に属する容器(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1mm(最高使用圧力88kPa未満の管にあつては、10mm)を超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内容する放射性物質の濃度が37kBq/cm<sup>3</sup>以下のものを除く。また、その内容する放射性物質が液体中にある場合は、37kBq/cm<sup>3</sup>以上のもの (6) 上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付く溶接部(非耐圧部である場合を含む。)(9) キヤムナールの溶接部、管と管板との溶接部・耐圧部材に直接溶接されるラグ、フラケット等であつて地震、熱影響、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの 17 第15号に規定する「不連続で特殊な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の閉塞等の形状を配し、鋭い欠き等の不連続で特殊な形状でないものという。 18 第15号に規定する「溶接による割れが生ずるおそれがない」とは、溶接部の非破壊検査において割れが生じないことに加え、溶接部の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことという。「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がない」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じないものであり、溶接部の有害な欠陥(有害な欠陥がないこと)という。 19 第15号に規定する「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、遠透探傷試験、目視試験等」とは、 20 第15号に規定する「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いう。 21 第15号に規定する「適切な溶接施工法等であること」をあらかじめ確認したものは、溶接施工、溶接検査及び検査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う。当該溶接施工等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。 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) (JIS S 6 N1-2007)」(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)」の事項を付したものに適合し、溶接部をいう。〔日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)」に関する技術評価書(平成20年10月) (以下「溶接規格2007技術評価書」という。)]及び「設計・建設規格2007技術評価書」なお、ウエルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウエルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	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	十五	<p>十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接金属部及び熱影響部をいう。)は、次によること。 イ 不連続で特殊な形状でないものにあつては、 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、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法等であることをあらかじめ確認したものであり、溶接したものであること。</p>	<p>17 第15号に規定する「不連続で特殊な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の閉塞等の形状を配し、鋭い欠き等の不連続で特殊な形状でないものという。 18 第15号に規定する「溶接による割れが生ずるおそれがない」とは、溶接部の非破壊検査において割れが生じないことに加え、溶接部の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことという。「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がない」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じないものであり、溶接部の有害な欠陥(有害な欠陥がないこと)という。 19 第15号に規定する「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、遠透探傷試験、目視試験等」とは、 20 第15号に規定する「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いう。 21 第15号に規定する「適切な溶接施工法等であること」をあらかじめ確認したものは、溶接施工、溶接検査及び検査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う。当該溶接施工等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。 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) (JIS S 6 N1-2007)」(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)」の事項を付したものに適合し、溶接部をいう。〔日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)」に関する技術評価書(平成20年10月) (以下「溶接規格2007技術評価書」という。)]及び「設計・建設規格2007技術評価書」なお、ウエルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウエルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	材料及び構造(溶接部の構造)	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	9	2	1	<p>第9条の2 使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破損を引き起こすおそれのない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損の防止) 1 第1項に規定する「その破損を引き起こすおそれのない欠陥があつてはならない」とは、「発電用原子力設備」における破損を引き起こすおそれのない欠陥の解釈について(平成21年12月25日付け平成21-11-18 原院第1号)の規定に適合するものであること。</p>	使用中のき裂等による破損の防止	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損の防止) 1 1 「発電用原子力設備」における破損を引き起こすおそれのない欠陥の解釈について(平成21年12月25日付け平成21-11-18 原院第1号)の規定に適合するものであること。</p>	使用中のき裂等による破損の防止	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

省令項目番号	条	の	項	号	技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
原 10	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過がし弁(安全弁等)が、以下この条において同じ。)を設けなければならない。 一 安全弁は、確実に作動する機能を有すること。	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(蒸気又は他のガスに使用されるもの)及び過がし弁(水又は他の液体に使用されるもの)をいう。 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-2001)又はJSME S NCI-2001の第10条(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」(安全対策)発生時の取扱いに関する規定(NC-CC-002)に関する技術評書(平成18年8月)】 なお、既設プラントの安全弁等については、施設時に適用された以下の各号によること。 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年10月30日公布)」の第701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30日公布)」の第72条、第78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46年10月16日公布)」の第28条、第24条の規定	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)又はJSME S NCI-2005【事例規格】過圧防護に関する規定」(NC-CC-001)の技術評書が完了したことから、平成18年8月25日付けで改正している。 弁は15年毎に点検する省令第10条の条本文もしくは解説に以下の記載がある。 ① 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、高圧力の推力により自動的に開弁し、かつ、急激な圧力変動を許容しない。なお、ばね安全弁には、非平衡型および平衡型のばね安全弁がある。 (2) ばね過がし弁(円筒形コイルばねによる直動式の過がし弁) 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、高圧力の推力により自動的に開弁し、かつ、急激な圧力変動を許容しない。なお、ばね過がし弁には、非平衡型および平衡型のばね過がし弁がある。 (3) 平衡型ばね安全弁又は過がし弁 ばね安全弁又はばね過がし弁の出口側圧力が変動した場合にその弁の吐出し圧力が変動しないよう構造上調整された型式のばね安全弁又はばね過がし弁をいう。この目的のために弁体に特殊なばねの配置に等しい有効作用面積を持つペ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過がし弁 平衡型とは異なる構造上の配置を行っていない型式のばね安全弁又はばね過がし弁をいう。 (5) ばね安全弁又はばね過がし弁には、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過がし弁の機能の他に吐出し圧力を下向きで自動的に圧力変動機構(従来がし弁機能等)といわれる機能)を補助機構として持っているものをいう。 ロ 漏れ防止機構付きのもの ばね安全弁又はばね過がし弁の機能の他に、常時ばねばねに付加する空気圧等の抗力で漏れの防止を認め、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なくなるまで維持されている。最高使用圧力の1.1倍の圧力を耐え、吐出し圧力を検出できるものをいう。 2 安全弁の吹下り圧力を吹上り圧力の1.1倍以下で規定しているが、低圧(吐出し圧力: 3MPa以下)の安全弁又は吹下り圧力を圧力計の測定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 B8221(1994)「高気圧及びガス用ばね安全弁」の「4. 吹下り圧力」によることである。 3 「確実に作動する機能を有すること」とは、円筒形コイルばねによる直動式である。 (第1項第5号に対応) 4 「弁体等の耐漏えい性が確保できる構造は、朝え弁軸を軸固にして、弁軸、弁体、ばね、その他の重要な弁軸と同一面に軸固に加工することにより、シール面の耐漏えい性を確保するものがある。 (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)及び高気圧発生器に設ける安全弁の設置場所等(「適当な箇所」とは、当該容器又は当該容器に接続される配管)に設けることという。「DWR」という。)の主要配管に安全弁を設けている場合は、原子炉圧力容器の適当な箇所に設けていると解釈される。 (第1項第5号及び第6号に対応) 6 ばね過がし弁に對して、「吹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) ばね過がし弁は安全弁と異なって徐閉動作することなく、圧力の昇降に對して徐閉動作する特徴を有している。したがって、過がし弁は、吹下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過がし弁の吹下り圧力を規定することは困難である。 (2) ばね過がし弁は、排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) ばね過がし弁は、取り扱った液体が非圧縮性であることから、吹出し時の圧力降下が急峻、かつ、ため、圧縮性流体を取り扱った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) ばね過がし弁については、制御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、一律に過がし弁の吹下り圧力を規定する必要がない。 (第1項第5号に対応) 7 「内部が大気圧未満となることにより外部に設計上定める圧力を越える圧力を受けおそれのあるもの」は、原子炉格納容器等がある。 (第5項第2号に対応) 8 真空破壊等については、1個の不動作は許定しておらず、原子炉格納容器以外の容器又は管に對しては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、原子炉格納容器の設計上安全機能の特性に基き、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。	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	10		1	二	二 安全弁等の弁軸は、弁端面からの漏えいを適切に防止できる構造であること。			安全弁等 弁軸の弁端面からの漏えい防止構造	機器機能	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
原 10	10		1	三	三 安全弁等の材料は、次によること。 イ クラスI容器及びクラスII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II容器及びクラスII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	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。			安全弁等 補助動作装置故障時に所定吹き出し容量が確保できる構造	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原 10	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 弁軸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ペローズが取り付けられた安全弁(第7号)においてペローズ付き安全弁としない。)を適当な箇所に2個以上設けること。			安全弁等 原子炉圧力容器の安全弁の設置個數	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	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數とを適切に組み合わせることに、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する値を減ずることができること。			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	10		1	六	イ 安全弁を適当な箇所に2個以上設けること。			安全弁等 高気圧発生器の安全弁の個數	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	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數とを適切に組み合わせることに、当該高気圧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 高気圧発生器の安全弁の容量	機器機能	-	対象設備無し
原 10	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 高気圧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	10		1	七	七 減圧を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものにあつては、次によること。 イ クラスI管にあつては、ペローズ付き安全弁を減圧弁の低圧側にこれに接続して2個以上設けること。			安全弁等 減圧を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものについて、ペローズ付き安全弁等の設置箇所及び個數	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	10		1	七	ロ 已に掲げる管以外の管にあつては、安全弁等を減圧弁の低圧側にこれに接続して1個以上設けること。			安全弁等 減圧を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものについて、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	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數とを適切に組み合わせることに、減圧弁が変動したとき等の低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 減圧を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものについて、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	10		1	七	ニ 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 減圧を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものについて、吹き止まり。	機器機能	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
原 10	10		1	八	八 原子炉施設に関する容器(第6号、第6号及び第3項に掲げるもの、補助ボイラ一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号ロ及び前号イ、ロ及びニの規定に準じて安全弁等を適当な箇所に設けること。 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、次の各号に準じなければならない。 一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次によること。 イ 破壊板の吐出し圧力は、当該容器の最高使用圧力以下の圧力であること。 ロ 破壊板の破壊により安全弁等の機能に支障を及ぼさないようにすること。 ニ 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は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渡圧力が安全弁等の出口の破壊以上となるものであつて、 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 その他安全弁(6号ロ、7号イロに準じる)	機器機能	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
原 10	10		2	一	一 安全弁等の入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は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渡圧力が安全弁等の出口の破壊以上となるものであつて、 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吐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	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は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渡圧力が安全弁等の出口の破壊以上となるものであつて、 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吐出し圧力、支持機構及び破壊時の吹き出し管の機能支障防止	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	10		3	一	三 原子炉施設に属する容器であつて、内部に液体放射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は、次の各号により破壊板を設けなければならない。 一 吐出し圧力と設置個數とを適切に組み合わせることに、当該容器の過圧防止に必要な容量以上となるように、適当な箇所に1個以上設けること。 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放射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數	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	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放射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

# 「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

原	省令条項番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	の	項	号							
原	10		4		4 第1項又は前項の場合において、安全弁又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合は、原子炉を起動させるとき及び運転中に、止め弁が全開していることを確認できる措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って、供用期間中に確認する必要がない事項
原	10		5	一 / 二 / 三	5 原子炉施設に関する容器又は管であって、内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定められた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、次のこと。 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に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に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、 定期事後検査にて確認
原	10		6		6 原子炉施設は、安全弁、過かし弁、破壊板又は真空破壊弁から放出される流体が放射性物質を含む場合は、これを安全に処理することができるように施設しなければならない。			安全弁等 放出される流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	-	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2005(2007)」の第1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「漏えい試験」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S 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「真空試験を行ったとき、著しい漏えいがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008) 2.4に定める種試験に以下の要件を付したものであること。 A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏えい率に、個々の隔離弁に対して適切に単一故障率想定し、健全に動作することが期待される隔離弁からの漏えい量(以下「個別想定漏えい量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に見込む「漏えいの増大要因を考慮した余裕係数(1.0、2とする)と、 なお、隔離弁の個別想定漏えい量は、以下の手順により求めること。 ① 隔離弁の自動閉止機能の単一故障で閉止しない隔離弁の個数を設定する。 ② 事故時に自動的に閉となる隔離弁であって、原子炉格納容器局部漏えい率試験(C種試験)の対象となるもの漏えい量を、定期検査毎にA種試験の実験値に測定する。 ③ 隔離弁の個数(①)と測定した漏えい量(②)を用いて、個別想定漏えい量を求める。また、個別想定漏えい量を求めない場合にあつては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の個数分として、内側隔離弁を割とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008)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1項の規定に適合する耐圧試験は、「設計・建設規格2005(2007)」の第1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「漏えい試験」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S 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「真空試験を行ったとき、著しい漏えいがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008) 2.4に定める種試験に以下の要件を付したものであること。 A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏えい率に、個々の隔離弁に対して適切に単一故障率想定し、健全に動作することが期待される隔離弁からの漏えい量(以下「個別想定漏えい量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に見込む「漏えいの増大要因を考慮した余裕係数(1.0、2とする)と、 なお、隔離弁の個別想定漏えい量は、以下の手順により求めること。 ① 隔離弁の自動閉止機能の単一故障で閉止しない隔離弁の個数を設定する。 ② 事故時に自動的に閉となる隔離弁であって、原子炉格納容器局部漏えい率試験(C種試験)の対象となるもの漏えい量を、定期検査毎にA種試験の実験値に測定する。 ③ 隔離弁の個数(①)と測定した漏えい量(②)を用いて、個別想定漏えい量を求める。また、個別想定漏えい量を求めない場合にあつては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の個数分として、内側隔離弁を割とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008)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1項は、供用開始前における耐圧・漏えいに係わる要求事項及びその他の検定方法を定めるものである。 2 第1項は、原子炉施設に関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られたものである。 3 第1項のただし書においては、気圧による耐圧試験で試験圧力を下げてもよいとの旨は、次のとおりである。 (1)耐圧試験は、設計上期待している強度を十分な余裕をもって満たしているかどうかを確認することを目的とする。最高使用圧力を上回る圧力をかけることには意味がある。耐圧試験のうち、漏えい試験では強度上の確認をした後の小さな最大欠陥がないことを目標によって確認することを目的としていると考えられるため、必ずしも最高使用圧力を上回る程度の高圧力をかける必要はないと考えられる。 (2)また、漏えい試験では、耐圧部に接近して目視を行うことを行うため、耐圧部の方が一時的に過剰な圧力による人身の傷害発生という事故の危険を伴う可能性があるため、特に気圧による漏えい試験には、この種の考慮を十分に払う必要がある。したがって、気圧による漏えい試験では、最高使用圧力(原子炉格納容器)を超えては、最高使用圧力の0.9倍まで下げることが望ましい。これによっても漏えい試験本来の目的が損なわれることはない。なお、気圧による耐圧試験を行うものの代表例としては、原子炉格納容器、計装用圧空配管等がある。 4 解釈1は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」において一部改正について(平成20・10・16 原研(安)第1)に改正された。 5 解釈2は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NAI-2008)の技術評価が完了したことにより、平成21年2月27日付けで改正している。 6 第3項は、原子炉格納容器は、放射性物質の外側への漏えいに対する最終障壁であることから、安全審査において安全評価された漏えい率が実際に発生しているかどうかを真空試験により確認することを推奨している。 7 第3項は、原子炉格納容器の真空試験・漏えい率試験について規定したものである。本項における「最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧」とは、旧省令による以下の規定と同等の仕様要求である。 ① 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商省令第29号)の「設計圧力の0.9倍に等しい気圧」 ② 0.9倍に等しい気圧」 ③ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の一部を改正する省令(昭和45年10月10日通商省令第82号)の「設計圧力の0.9倍に等しい気圧」 ④ 0.9倍に等しい気圧」 8 解釈3は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008)の技術評価が完了したことにより、平成21年2月27日付けで改正している。 9 解釈3について ① であり「隔離弁の個数を設定する。」とは、隔離弁単体の機械的な故障、又は、当該プラントの隔離弁のうち同一の駆動電源系統または隔離指令信号ライン(又は、チャンネル)にあるものについて、電源又は指令ライン(又は、チャンネル)の同一より引出しとなる隔離弁の個数の抽出から、設定することをいう。 ② 求める個別想定漏えい量については、①で抽出された弁の組み合わせ、および自動閉止機能と弁単体の機械的故障を併した場合には、両れが最大となるものについて算出するものとする。	耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器の耐圧試験の方法	その他	-	耐圧試験方法についての記載のため、分類をその他とした
原	11		1	二	二 内部が大気圧未満となることにより、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の差を上回る圧力とすること。 この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。 2 事故時に自動的に閉となる隔離弁であって、原子炉格納容器局部漏えい率試験(C種試験)の対象となるもの漏えい量を、定期検査毎にA種試験の実験値に測定する。 3 隔離弁の個数(①)と測定した漏えい量(②)を用いて、個別想定漏えい量を求める。また、個別想定漏えい量を求めない場合にあつては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の個数分として、内側隔離弁を割とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008)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1項の規定に適合する耐圧試験は、「設計・建設規格2005(2007)」の第1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「漏えい試験」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S 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「真空試験を行ったとき、著しい漏えいがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008) 2.4に定める種試験に以下の要件を付したものであること。 A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏えい率に、個々の隔離弁に対して適切に単一故障率想定し、健全に動作することが期待される隔離弁からの漏えい量(以下「個別想定漏えい量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に見込む「漏えいの増大要因を考慮した余裕係数(1.0、2とする)と、 なお、隔離弁の個別想定漏えい量は、以下の手順により求めること。 ① 隔離弁の自動閉止機能の単一故障で閉止しない隔離弁の個数を設定する。 ② 事故時に自動的に閉となる隔離弁であって、原子炉格納容器局部漏えい率試験(C種試験)の対象となるもの漏えい量を、定期検査毎にA種試験の実験値に測定する。 ③ 隔離弁の個数(①)と測定した漏えい量(②)を用いて、個別想定漏えい量を求める。また、個別想定漏えい量を求めない場合にあつては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の個数分として、内側隔離弁を割とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008)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1項は、供用開始前における耐圧・漏えいに係わる要求事項及びその他の検定方法を定めるものである。 2 第1項は、原子炉施設に関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られたものである。 3 第1項のただし書においては、気圧による耐圧試験で試験圧力を下げてもよいとの旨は、次のとおりである。 (1)耐圧試験は、設計上期待している強度を十分な余裕をもって満たしているかどうかを確認することを目的とする。最高使用圧力を上回る圧力をかけることには意味がある。耐圧試験のうち、漏えい試験では強度上の確認をした後の小さな最大欠陥がないことを目標によって確認することを目的としていると考えられるため、必ずしも最高使用圧力を上回る程度の高圧力をかける必要はないと考えられる。 (2)また、漏えい試験では、耐圧部に接近して目視を行うことを行うため、耐圧部の方が一時的に過剰な圧力による人身の傷害発生という事故の危険を伴う可能性があるため、特に気圧による漏えい試験には、この種の考慮を十分に払う必要がある。したがって、気圧による漏えい試験では、最高使用圧力(原子炉格納容器)を超えては、最高使用圧力の0.9倍まで下げることが望ましい。これによっても漏えい試験本来の目的が損なわれることはない。なお、気圧による耐圧試験を行うものの代表例としては、原子炉格納容器、計装用圧空配管等がある。 4 解釈1は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」において一部改正について(平成20・10・16 原研(安)第1)に改正された。 5 解釈2は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NAI-2008)の技術評価が完了したことにより、平成21年2月27日付けで改正している。 6 第3項は、原子炉格納容器は、放射性物質の外側への漏えいに対する最終障壁であることから、安全審査において安全評価された漏えい率が実際に発生しているかどうかを真空試験により確認することを推奨している。 7 第3項は、原子炉格納容器の真空試験・漏えい率試験について規定したものである。本項における「最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧」とは、旧省令による以下の規定と同等の仕様要求である。 ① 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商省令第29号)の「設計圧力の0.9倍に等しい気圧」 ② 0.9倍に等しい気圧」 ③ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の一部を改正する省令(昭和45年10月10日通商省令第82号)の「設計圧力の0.9倍に等しい気圧」 ④ 0.9倍に等しい気圧」 8 解釈3は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規格」(JEA4203-2008)の技術評価が完了したことにより、平成21年2月27日付けで改正している。 9 解釈3について ① であり「隔離弁の個数を設定する。」とは、隔離弁単体の機械的な故障、又は、当該プラントの隔離弁のうち同一の駆動電源系統または隔離指令信号ライン(又は、チャンネル)にあるものについて、電源又は指令ライン(又は、チャンネル)の同一より引出しとなる隔離弁の個数の抽出から、設定することをいう。 ② 求める個別想定漏えい量については、①で抽出された弁の組み合わせ、および自動閉止機能と弁単体の機械的故障を併した場合には、両れが最大となるものについて算出するものとする。	耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器の耐圧試験の方法	その他	-	耐圧試験方法についての記載のため、分類をその他とした
原	11		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えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないものではない。			耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管の漏えい試験の方法	構造健全性	-	設備点検、 定期事後検査にて確認
原	11		3		3 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧で真空試験を行ったとき、著しい漏えいがないものではない。			耐圧試験等 原子炉格納容器の真空試験の方法	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

省令基準番号	省令基準番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	の	項	号							
原	12				第12条 原子炉施設に属する容器であつて、1メガエレクトロボルト以上の中性子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には、放射線が蓄積される状態において放射性物質を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう次の各号に定める監視試験片を導入しなければならない。 一 監視試験片を取り取る材料は、中性子照射領域にある容器の材料と同等の厚さ厚さ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り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊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ベール、中性子照射及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。	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つて、1メガエレクトロボルト以上の中性子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(以下「圧力容器」という。)、及び圧力容器に接続する配管等(以下「配管」という。) 2 第12条に適合する監視試験片は、日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規程」(JSM E 301-2003)又は「JSM E 301-2001」の規格に適合するものとする。ただし、この規格に適合しない場合、当該規格(第12条 監視試験片)に次の規定を付した条件によること。 第1号及び第3号の「容器の材料」とは、中性子の照射領域に直接接する材料、及び中性子照射領域に接する材料の材料であること。 なお、当該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。 「発電用原子炉設備に関する技術基準(昭和55年10月30日公布)適用プラントについては告示第105条の規定」 「発電用原子炉設備に関する技術基準(昭和54年9月3日公布)適用プラントについては告示第75条の規定」 「発電用原子炉設備に関する技術基準の細目と定める告示(昭和54年11月1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」(JEC 4201-2007)の適用に当たって(別添1)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取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」(JEC 4201-2007)及び「原子炉発電用再燃焼に対する放射線照射の監視試験方法」(JEC 4206-2007)に関する技術評書(平成21年8月)」	第12条(監視試験片) 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に基づき、運転条件の調整等によって、原子炉圧力容器内中性子照射領域に適合しないことであること。この運転条件の制限については、「(美)発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和55年12月28日通商産業省令第77号)」(以下「規則」という。)で定められる規定等に規定される。 2 脆性破壊を防止するための措置としては、本条のほか、第9条の材料に関する要求において適切な破壊しん性を有することを、また、第9条において定めるべき性能を有する場合は脆性破壊に対する脆性試験を実施することを要求している。「材料の機械的強度及び破壊しん性の劣化を確認できる個数とすること」は、運転終了までの材料特性の変化が確認できることを要求している。 4 新報3は、日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEC 4201-2007)の適用が完了したことにより、平成21年8月1日付NISA文書平成21-07-30原第1号で別添1.2とともに追加された。 【関連安全設計審査指針】 - 指針1「運転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つて、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。 2 燃料体、減速材及び反射材並びにこれらを支える構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重等に耐えるものでなければならない。	1 第1項の「最も厳しい条件」とは、原子炉運転状態に対応した圧力及び温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量等の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件をいう。また、「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については放射線耐性、寸法安定性、耐熱性、脆性転移等、化学的性質については耐食性、化学的安定性等をいう。 2 第2項における「附加荷重等」とは、燃料に付与される放射線による蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重を含むものとする。	第13条(伊心等) 【関連安全設計審査指針】 - 指針12 燃料設計	伊心等 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つて、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、附加荷重等に耐えるものでなければならない。			伊心等 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、定期事後検査にて確認	
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逃へい材を設置しなければならない。	第14条(熱逃へい材) 1 第14条に基づき熱逃へい材を設置したものに、PWRの熱逃へい材の例がある。(解説図14-1参照)第1項は、中性子に対して適切な熱逃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 原子炉冷却材パンプの健全性 - 指針20 原子炉冷却材パンプの破損防止	第14条(熱逃へい材) 1 第14条に基づき熱逃へい材を設置したものに、PWRの熱逃へい材の例がある。(解説図14-1参照)第1項は、中性子に対して適切な熱逃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 原子炉冷却材パンプの健全性 - 指針20 原子炉冷却材パンプの破損防止	熱逃へい材 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逃へい	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ない事項	
原	14	2		2 前項の熱逃へい材は、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。			熱逃へい材 熱応力による変形により原子炉の運転に支障を及ぼすおそれがないこと	構造健全性	-	対象設備無し	
原	15			第15条 一次冷却材は、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。	第15条(一次冷却材) 1 第15条の「必要な物理的性質」とは、物理的性質と熱水学的性質に分けられ、物理的性質としては放射線耐性、寸法安定性、耐熱性、脆性転移等、熱水学的性質としては冷却能力が適切であること、また、「必要な化学的性質」とは、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であること及び通常運転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及ぼす事項として反応抑制剤のほう素、pH調整剤である水酸化ナトリウム及び塩化ナトリウムによるものがあり、また化学的性質を計測する手段として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事項としてより確認される事項	
原	16		一	第16条 原子力発電所には、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	1 第16条各号の設備として、少なくとも2つの設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。	第16条(循環設備等) 1 新報1は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材供給系)の解説に対応して、第6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、原子炉冷却材供給系や制御棒駆動水圧系を有す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 新報1は、第5号の設備を「圧力損失に機能するものと短時間の全交直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として、短時間の全交直流電源喪失時に機能するものを追加している。短時間の全交直流電源喪失時に機能するものを追加して、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。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 4 新報2で規定する「短時間の全交直流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に逃がし場へ輸送することを要求しているが、短時間の全交直流電源喪失時には、第5号の設備により除去された残熱を最終的に逃がし場へ輸送する機能は要求されないことという。例え原子炉隔離時冷却系においては、短時間のプレッソシエンタへの最終的な熱の輸送があることから、第5号の設備により除去された残熱を最終的に逃が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 原子炉冷却材供給系 - 指針24 残熱を除去する系統 - 指針25 最終的な熱の逃が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した熱の輸送のための一次冷却材の循環	系統機能	総合負荷性検査		
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			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	
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			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	-	給水ポンプ機能検査 計装用圧縮空気系機能検査	
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力発電所の運転に支障を及ぼさない値以下に保つ設備	(*)短時間の全交直流電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残熱を除去することができる設備。ただし、補助給水系についてはタービン駆動水の濃度の調整。		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圧力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	-	総合負荷性検査	
原	16		五	五 原子炉停止時(短時間の全交直流電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残熱を除去することができる設備	(*)原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残熱を除去することができる設備。 と第5号に規定する「一次冷却材の小規模漏えい時」は、原子炉冷却材圧力パンプを構成する弁、ポンプ等のシール部および原子炉冷却材圧力パンプの小さな裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。なお、「漏えい時等」(等)は、安全弁の正常な動作による原子炉冷却材の体積の減少をいう。 3 第6号の設備には第16条第5号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することとしているが、短時間の全交直流電源喪失時における機能確保は要求されない。		循環設備等 原子炉停止時(短時間の全交直流電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残熱の除去。	系統機能	-	直流電源系機能検査 自動減圧系機能検査 原子炉格納容器漏えい事後検査	
原	16		六	六 前号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することができる設備			循環設備等 前号の除去された熱の最終的な熱の逃がし場への輸送	機器機能	-	設備点検、定期事後検査にて確認	

\*網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目



# 「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

原	省令条項番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	の	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備えなければならない。	1 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一次冷却系統外に排出する場合に、これを最終的に放射線防護施設に適切に処理するための装置である。	第18条(一次冷却材の排出) 1 第1項第6号は、安全設計放射性物質処理設備へ安全に移送するための装置は、第16条第4号の装置、燃料(沸騰水型原子力発電炉に限る)及び機器ドレン(弁のグランドリークを含む)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	液体廃棄物処理系統機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査 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	
原	19				第19条 放射性物質を含む一次冷却材を内容する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備(排気装置並びに第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に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。	第19条(逆止め弁) 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、又は十分な圧力差を有している場合を含む。	なし	逆止め弁 放射性物質を含む一次冷却材を内容する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備へ放射性物質を含まない流体を導く管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	-		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、当該事項を物理的に測定する装置をもつて替えることができる。 一 炉心における中性子束密度	第20条(計測装置) 1 第20条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算(炉周動)が含まれる。 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、排水路の出口又はこれに接続する箇所における放射性物質の濃度を測定することを含む。 2 第1項第6号に規定する「可能性ガス濃度」とは、BWRにおいては、除水・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。 3 第1項第7号はBWRに對して、第8号はPWRに對して適用される。 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が発電用原子力設備に関する放射線による線量等の技術基準(平成13年告示第188号)に規定される基準を超える管理区域以外の管理区域をいい、3要素のうちA.およびB.の組み合わせ、A.とB.もしくはA.とC.の組み合わせ、B.とC.の組み合わせ又はB.もしくは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より発生する実効線量を超えるおそれがあるもの。 B. 空気中の放射性物質(空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。)の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。 C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する濃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、事故時の情報を有する主たる放射線計測装置(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(平成24年8月30日原子力安全委員会一部訂正)に定める放射線計測系統の分類)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とすることができる。	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)の施設及び指針59(放射線監視)に對して、事故時に測定が要求される格納容器内雰囲気圧力、温度、線量、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。 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)に對して、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、測定精度の悪い(又は可能なもの)のもの、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	総合負荷性機能検査	
原	20	1	二		二 炉周動			計測装置 炉周期の計測装置	機器機能	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	20	1	三		三 制御棒の位置及び液体制御棒を使用する場合にあっては、その濃度			計測装置 制御棒の位置及び液体制御棒を使用する場合にあっては、その濃度	機器機能 (系統機能)	制御棒駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
原	20	1	四		四 一次冷却材に関する次の事項 イ 放射性物質及び不純物の濃度 ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量			計測装置 一次冷却材(放射性物質及び不純物の濃度、原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量)	機器機能	総合負荷性機能検査	
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	総合負荷性機能検査	
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	総合負荷性機能検査	
原	20	1	七		七 主蒸気管中及び空気抽出器排ガス中等の放射性物質の濃度			計測装置 主蒸気管中及び空気抽出器排ガス中等の放射性物質の濃度	機器機能	総合負荷性機能検査	
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 排水路の出口又はこれに接続する箇所における排水中の放射性物質の濃度			計測装置 排水路の出口又はこれに接続する箇所における排水中の放射性物質の濃度	機器機能	総合負荷性機能検査	
原	20	1	十		十 排水口又はこれに接続する箇所における排水中の放射性物質の濃度			計測装置 排水口又はこれに接続する箇所における排水中の放射性物質の濃度	機器機能	総合負荷性機能検査	
原	20	1	十一		十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域(管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが第2条第9号の規定に基づき告示する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。)内に開口部がある排水路の出口又はこれに接続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接続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	総合負荷性機能検査	
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	-	風速にに基づき、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っては、多重性及び独立性を有しなければならない。			計測装置 前項第6号に掲げる装置であつて線量当量率を計測する装置にあっては、多重性及び独立性を有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ない事項
原	20	3			3 第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項を計測する装置にあっては、計測結果を表示し、かつ、記録することができるものではない。			計測装置 第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項を計測する装置の計測結果の表示、記録	機器機能 (系統機能)	制御棒駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施

20条	BWR	PWR
1～2号	原子炉格納容器	原子炉格納容器
3号	原子炉制御系(制御棒位置表示)	原子炉制御系
4号	燃料取扱系(原子炉水素発生、原子炉グランドリークモニタ、燃料格納容器内圧力・温度、蒸気、主蒸気圧力・温度、流量)	燃料取扱系(一次冷却材の放射性物質及び不純物の濃度)、プロセス計測(一次冷却材の圧力、温度、流量)
5号	原子炉グランドリークモニタ(原子炉水位)	プロセス計測(加圧器水位、蒸気発生器水位)
6号	格納容器内雰囲気放射線計測(格納容器内圧力・温度・蒸気ガス濃度・水素ガス濃度)、格納容器内蒸気放射線モニタ、格納容器内線量当量率計、格納容器内放射性物質濃度計	格納容器内雰囲気放射線計(格納容器内圧力・温度)、格納容器内蒸気放射線モニタ、格納容器内線量当量率計、格納容器内放射性物質濃度計、水素ガス濃度)
7号	プロセスモニタリング設備(主蒸気管放射線モニタ、空気抽出器排ガス放射線モニタ)	PWR対象なし
8号	BWR対象なし	プロセス計測(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、蒸気発生器放射線モニタ、水素放射線モニタ、排水放射線モニタ)
9～11号	プロセスモニタリング設備(排気、排水等)	プロセスモニタリング設備(排気、排水等)
12号	エリアモニタリング設備(燃料取扱場所等)	エリアモニタリング設備(燃料取扱場所等)
13号	周辺モニタリング設備(周辺監視区域隣接地域)	周辺モニタリング設備(周辺監視区域隣接地域)
14号	気象観測設備	気象観測設備

【関連安全設計審査指針】  
-指針47 計測制御系  
-指針51 燃料取扱場所のモニタリング  
-指針58 放射線業務従事者の放射線管理  
-指針59 放射線監視  
及び発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目

# 「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

省令番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考												
条	の	項	号																			
原	21	1		<p>第21条 原子力発電所には、その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合、前条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量計の値が著しく上昇した場合又は液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液体状の放射性廃棄物が漏れ出すおそれが生じた場合にこれらを確実に検出し、自動的に警報する装置を施設しなければならない。</p>	<p>第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。 第2項における「警報する装置」は、少なくとも以下のもので施設されていること。</p> <table border="1"> <tr> <td>第21条</td> <td>BWR</td> <td>PWR</td> </tr> <tr> <td>その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合</td> <td>原子炉水位低又は高 原子炉圧力高 中性子実高 原子炉建屋放射能高</td> <td>加圧器水位低又は高 原子炉圧力高 中性子実高 原子炉格納容器放射能高</td> </tr> <tr> <td>第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量計の値が著しく上昇した場合</td> <td>排気筒放射能高 エアリア放射線モニタ放射能高</td> <td>排気筒放射能高 エアリア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td>液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液体状の放射性廃棄物が漏れ出すおそれが生じた場合</td> <td>漏出監視区域放射能高</td> <td>機器ドレン、床ドレンの警報又はサンブの水位</td> </tr> </table>	第21条	BWR	PWR	その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合	原子炉水位低又は高 原子炉圧力高 中性子実高 原子炉建屋放射能高	加圧器水位低又は高 原子炉圧力高 中性子実高 原子炉格納容器放射能高	第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量計の値が著しく上昇した場合	排気筒放射能高 エアリア放射線モニタ放射能高	排気筒放射能高 エアリア放射線モニタ放射能高	液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液体状の放射性廃棄物が漏れ出すおそれが生じた場合	漏出監視区域放射能高	機器ドレン、床ドレンの警報又はサンブの水位	<p>第21条(警報装置等) 【関連安全設計書指針】 指針45 遠隔監視機能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号の線量計の値が著しく上昇した場合又は液体状の放射性廃棄物の処理設備、貯蔵設備から液体状の放射性廃棄物が著しく漏れ出すおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して自動的に警報する装置の施設</p>	<p>機器機能 (系統機能)</p>	<p>原子炉保護系インターロック機能検査</p>	<p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p>
第21条	BWR	PWR																				
その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合	原子炉水位低又は高 原子炉圧力高 中性子実高 原子炉建屋放射能高	加圧器水位低又は高 原子炉圧力高 中性子実高 原子炉格納容器放射能高																				
第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量計の値が著しく上昇した場合	排気筒放射能高 エアリア放射線モニタ放射能高	排気筒放射能高 エアリア放射線モニタ放射能高																				
液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液体状の放射性廃棄物が漏れ出すおそれが生じた場合	漏出監視区域放射能高	機器ドレン、床ドレンの警報又はサンブの水位																				
原	21	2		<p>2 原子力発電所には、原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物の処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。</p>	<p>第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量計の値が著しく上昇した場合</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>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計期間において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項</p>													
原	21	3		<p>3 原子力発電用には、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信連絡設備を施設しなければならない。</p>	<p>液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液体状の放射性廃棄物が漏れ出すおそれが生じた場合</p>	<p>機器ドレン、床ドレンの警報又はサンブの水位</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信連絡設備の施設</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>日常的な点検で機能が確認される事項</p>												
原	22	一		<p>第22条 原子力発電所には、安全保護装置を次の各号により施設しなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより燃料許容燃焼限界を超えないようにできるものであること。</p>	<p>第22条(安全保護装置) 1 第1号の安全保護装置の機能の確認については、設置許可申請書の添付書面の評価方法及び同添付書面中において詳細な運転時の異常な過渡変化の評価の条件に保守制約が必要がないことを確認すること。 2 第3号に規定する「独立性を有すること」とは、チャンネル間の距離、パリア、電氣的隔離装置等により、相互に分離することという。 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(別記一7)」によること。</p>	<p>第22条(安全保護装置) 1 第22条は、安全設計書指針の要求事項との整合性を考慮して、旧条のタイトル(非保守)と設置(安全保護装置)に変更している。 2 第22条は、安全設計書指針 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(安全保護系の非同時の機能)、指針38(安全保護系の監視時の機能)、指針39(安全保護系と制御制御系との分離)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、フェールセイフ、制御制御系との部分的機能共有に当たっての留意事項を明確にしている。 (安全設計書指針の要求内容の技術基準への反映) 3 報1は、設置(安全設計書指針)と併せて記載された仕様及び添付書類中における評価条件を満足することを定めたものである。 4 報1に規定する「保守制約が必要がない」とは、添付書類中に記載の安全保護系の設定値を確認することである。 5 第2号の「使用状態からの一時的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、多重性を有すること」とは、第6号で要求している原子炉運転中の試験の実施等に当たっても、安全保護機能を失わないことを要求したものである。具体例としては、原子炉停止系について2重の1 out of 2ロジックの場合には、1つの1 out of 2ロジックが原子炉停止指令を発する状態(ハーフスクラム、バーンアウト/クランプ)に、残された1 out of 2ロジックにより多重性を確保する方法がある。 6 報3のデジタル安全保護系に対する規定は、米NRC標準書指針35(RP)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(別記一7)デジタル安全保護系を適用するに当たっての要求事項としてまとめられている。また、以下の米国Regulatory Guide RG.1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統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) 原子力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手順 RG.1.170 原子力発電所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試験 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・ユニットの試験 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・ラフサイクル・プロセスの開発 RG.1.174(Rev.1) 原子力発電所安全系のプラント個別要件に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ【関連安全設計書指針】 -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 安全保護系の非同時の機能 -指針38 安全保護系の監視時の機能 -指針39 安全保護系と制御制御系との分離 -指針40 安全保護系の試験可能性</p>	<p>安全保護装置 運転時の異常な過渡変化が生じる場合等での原子炉停止系統及び工学的安全施設による燃料許容燃焼限界の維持</p>	<p>機器機能 (系統機能)</p>	<p>制御棒駆動系機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査 非常用ディーゼル発電機高圧炉心スプレイスプレイ系高圧炉心スプレイスプレイ系低圧注水系原子炉冷却系機能検査 自動減圧系機能検査 非常用ガス処理系機能検査 主蒸気隔離弁機能検査 原子炉格納容器隔離弁機能検査</p>	<p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p>												
原	22	二		<p>二 系統を構成する機械器具又はチャンネルは、第一故障が起きた場合又は復旧状態からの一時的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>																		
原	22	三		<p>三 系統を構成するチャンネルは、相互を分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を有すること。</p>																		
原	22	四		<p>四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全に支障がない状態を維持できること。</p>																		
原	22	五		<p>五 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、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>																		
原	22	六		<p>六 原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</p>																		
原	22	七		<p>七 安全保護装置は、運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</p>																		



# 「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

省令項目番号					技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	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てはならない。	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」は、キセノン蓄積により反応度が増加する際の制限、未臨界を維持できること、キセノン蓄積により反応度が増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)の作動を要し得ることである。	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、旧省令の身付(制御棒)から反応度制御系統及び原子炉停止系統に変更している。 2 第23条は、安全設計審査指針 指針14(反応度制御)、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能力)、指針17(原子炉停止系の停止能力)、指針18(原子炉停止系の事故時の能力)及び指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性)の要求事項に対応し、以下の事項を明確化している。 - 反応度制御系統及び原子炉停止系統の施設 - 反応度制御系統に関する要求事項 - 原子炉停止系統に関する要求事項を高温状態、低温状態、一次冷却材喪失等の事故時に区分別化 - 制御棒位置の仮定条件を明確化 - 反応度投入事故により原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しないよう健全な反応度制御を制御することの明確化 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 3 第23条における原子炉停止系統及び反応度制御系統に係る具体的な内容については、以下のとおりである。 【EWR】 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喪失事故では、非常用炉心冷却設備等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、制御棒より炉心を未臨界へ移行させ、それ以降の低温状態において、ほう酸(非常用炉心冷却設備)による注入を食む)により、炉心を未臨界にして燃料未過渡を維持できる。 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、制御棒が挿入された場合のほう酸注入として、高温状態での未臨界への移行ができる。 なお、ほう酸注入により負の反応度を添加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に添加される量である反応度増加率の単位として、 $\Delta k/\text{min}$ を使用している。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 反応度制御系統及び原子炉停止系統の施設	系統機能	総合負荷性能検査	
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貯留機構限界を超えることなく制御できる能力を有するものでなければならない。	2 第3項第2号に規定する「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、原子炉を未臨界に移行して未臨界を維持できること」は、高温過渡現象の発現からキセノン蓄積及び一次冷却材温度変化による反応度増加を補償しつつ原子炉を低温状態に未臨界に移行して維持できること。 3 第2項第1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、EAWRにおいては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1本又は1本の異常を考慮すること。 4 第4項の規定は、設置許可申請書添付書類十における「制御棒飛出し(PWR)」、「制御棒落下(EWR)」の評価で想定した下記の内容を確認することにより確認できる。 【EWR】 - 制御棒引抜手順が定められていること - 定められた制御棒引抜手順に沿った操作が行われていることを制御棒位置モニタマイズ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制御棒特性、寸法安定性、耐食性、積性良い、化学的性質については耐食性、化学的安定性という。	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		
原	23		3	一	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、燃料貯留機構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増加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、燃料貯留機構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増加を加えることができる。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の高温状態における原子炉の未臨界維持	系統機能	原子炉停止余裕検査 制御棒駆動系機能検査 ほう酸水注入系機能検査		
原	23		3	二	二 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、少なくとも一つは、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること。	【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喪失事故では、非常用炉心冷却設備等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、制御棒より炉心を未臨界へ移行させ、それ以降の低温状態において、ほう酸(非常用炉心冷却設備)による注入を食む)により、炉心を未臨界にして燃料未過渡を維持できる。 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、制御棒が挿入された場合のほう酸注入として、高温状態での未臨界への移行ができる。 なお、ほう酸注入により負の反応度を添加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に添加される量である反応度増加率の単位として、 $\Delta k/\text{min}$ を使用している。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 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ける原子炉の未臨界維持	系統機能	原子炉停止余裕検査 制御棒駆動系機能検査 ほう酸水注入系機能検査		
原	23		3	三	三 一次冷却材喪失等の事故時において、少なくとも一つは、原子炉を未臨界へ移行することができる。少なくとも一つは、原子炉を未臨界に維持できると、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増加を加えることができる。	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増加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のいずれかあるいはこれら複数の設備が機能する場合が該当する。複数の設備が機能する前提として、PWRにおける冷卻系系の異常な過渡、主蒸気管破断等の過渡現象若しくは一次冷却材喪失での長期的な炉心冷却時があり、これらの事故においては、高温停止状態を下回る状態まで冷却されることから、複数の設備が機能し得る。解説23.1及び解説23.11(原子炉停止系統の具体例を示す。 5 解説4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十に規定された性能を満たすことを確認すると定められたものであり、EWRの確認項目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、EWRの確認項目3項は反応度増加に関するものである。なお、PWRでは制御棒の過渡時飛出しを仮想的に想定していることから反応度増加の確認項目がない。 6 解説4に規定する「それらに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜手順に代って実施されていると理解する。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。 【関連安全設計審査指針】 - 指針1 運送条件に対する設計上の考慮 - 指針14 反応度制御系 - 指針15 原子炉停止系の独立性及び試験可能性 - 指針16 制御棒による原子炉停止余裕 - 指針17 原子炉停止系の停止能力 - 指針18 原子炉停止系の事故時の能力 - 指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性	反応度制御系統及び原子炉停止系統 一次冷却材喪失等の事故時における原子炉の未臨界維持	系統機能	制御棒駆動系機能検査 ほう酸水注入系機能検査 原子炉停止余裕検査		
原	23		3	四	四 制御棒を用いる場合にあつては、反応度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。	【関連安全設計審査指針】 - 指針1 運送条件に対する設計上の考慮 - 指針14 反応度制御系 - 指針15 原子炉停止系の独立性及び試験可能性 - 指針16 制御棒による原子炉停止余裕 - 指針17 原子炉停止系の停止能力 - 指針18 原子炉停止系の事故時の能力 - 指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性	反応度制御系統及び原子炉停止系統 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ける原子炉の未臨界維持	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増加率は、想定される反応度投入事象(原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。)に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心を冷却するような炉心等の損壊を起こさなければならない。	4 制御棒の最大反応度値及び反応度増加率は、想定される反応度投入事象(原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。)に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心を冷却するような炉心等の損壊を起こさなければならない。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 制御棒の最大反応度値及び反応度増加率の想定される反応度投入事象(原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。)における能力	機器設備	-	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	23		5		5 制御棒、液体制御材等は、通常運転時における圧力、温度及び放射線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、通常運転時における圧力、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。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 制御棒、液体制御材等の最も厳しい条件下での必要な物理的及び化学的性質の保持	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

原	省令番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
	第	の	項	号								
原	24		一		第24条 制御棒を駆動する装置は、次の各号により施設しなければならない 一 原子炉の特性に適合した速度で制御棒を駆動できるものであること。	第24条(制御棒駆動装置) 1 第1号に規定する「原子炉の特性に適合した速度で制御棒を駆動できる」とは、原子炉の異常な起動時に制御棒の挿入に起因し、原子炉に加入される負の反応度が、当該原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バンプなどの機構を必要としない範囲となるような速度で炉内に挿入されること、及び、異常な起動時の制御棒の挿入時間は、設置許可申請書添付書類八の仕様及び添付書類十における運転時の異常な過渡変化及び事故の許容で設定した時間を満たしていること。 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留槽の境界を超える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」により引抜速度が制限されていること。この場合において、設置許可申請書添付書類十において許容した「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」の限界をそれぞれ設定した制御棒引抜速度に非保守的な変更がないことを確認すること。	1 第24条(制御棒駆動装置) 1 解釈2についてはDWRの場合、低出力状態(通常負荷)の「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」の弊害においては、事故の発生に反応速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考え、一方、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の弊害は、制御棒が出力運転中に同時に引き抜かれ、当該制御棒の反応度が付加された状態で発生し、異常な過渡変化を発生させる可能性がある。これは、出力運転状態であることから制御棒機構が強く、炉内に入る反応度が小さいためである。 2 制御棒の挿入その他の弊害により制御棒、燃料体、反射材等を損傷しないための具体例として、ダンパポートなどを設けることにより機能を維持する方法がある。 【関連安全設計審査指針】 - 指針11 炉心設計 - 指針14 反応度制御系	制御棒駆動装置 原子炉の特性に適合した速度での制御棒の駆動	系統機能	制御棒駆動系統機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査		
原	24		二		二 原子炉の過常運転時において、制御棒の異常な引き抜きが生じた場合でも燃料貯留槽境界を超える速度で駆動できないものであること。	3 第3号に規定する「原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものである」とは、次の各号のいずれかに適合するものまたは一致し同等であること。 - 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制による水圧が喪失した場合において、ラフ機構により制御棒は戻り位置に復帰すること。 - 電動駆動による制御棒駆動装置にあっては、電源ブレーキ等があることにより、動力電源喪失時現状位置に保持される機構を有すること。 - PWRにおいて、制御棒駆動装置の駆動動力源となる制御棒は自重で下ること。	制御棒駆動装置 制御棒の挿入その他の弊害による制御棒、燃料体、反射材等を損傷しない	系統機能	制御棒駆動機構機能検査			
原	24		三		三 制御棒を駆動するための動力源がなくなつた場合に、原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること。			制御棒駆動装置 制御棒を駆動するための動力源がなくなつた場合の制御棒の動作	機器機能	-	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	24		四		四 制御棒を駆動する装置にあっては、制御棒の挿入その他の弊害により制御棒、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弊害による制御棒、燃料体、反射材等の損傷防止	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	24	2	1		第24条の2 原子炉発電所には、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機械器具の動作状態」は次の各号のうち少なくとも1つを指すこと。 ① 原子炉制御棒の動作状態 ② 原子炉及び一次冷却系統に係る主要ポンプの起動・停止状態 ③ 原子炉及び一次冷却系統に係る主要ポンプの運転状態 2 第2項に規定する「その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を監視する装置をいう。 3 第2項に規定する「主要測定装置の計測結果を表示する装置」とは、原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バンプ及び原子炉制御棒(ワンリング)の炉心により測定する状態の測定結果を監視するための必要測定データを計測する装置であつて、過常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子率、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、流量、流量、水位等の重要なパラメータを計測すること。 4 第2項に規定する「第21条第1項に規定する装置」を「集中し施設する」に当たり、当該施設の共用制御室に集中して警報表示を行う場合は、原子炉制御室と同一視し、(「保護装置」という)を使用する場合は、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 5 第21条に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 6 第2項に規定する「安全設備」とは、(「保護装置」という)を使用する場合に、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 7 第2項に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 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遮へい壁、放射線量率の計測装置の設置等の適切な放射線防護措置がとられていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護壁等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とするとは、運転員が必要な業務のため、一次冷却系統等の事故時に運転員が視認し得るよう、必要な操作を行う期間をいう。 9 第3項に規定する「これらに連絡する連絡等」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷等が生じた場合に原子炉制御室に交代する人が入る連絡する連絡及び区域をいう。 10 第3項に規定する「遮へいその他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却系統等の事故時に、適切に必要とされる防護措置を行う連絡等による連絡の被ばくを免れようとして施設し、運転員が制御室に入り、とどまる際の適切な防護措置を指すこと。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであること。」「 11 第3項に規定する「放射線防護措置」とは、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)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。」「 12 第3項に規定する「放射線防護措置」とは、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)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。」「 13 第4項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、制御室外の火災等により、制御室への侵入による放射線防護措置の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいう。「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させる機能を有した装置であることをいう。	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機械器具の動作状態」は次の各号のうち少なくとも1つを指すこと。 ① 原子炉制御棒の動作状態 ② 原子炉及び一次冷却系統に係る主要ポンプの起動・停止状態 ③ 原子炉及び一次冷却系統に係る主要ポンプの運転状態 2 第2項に規定する「その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を監視する装置をいう。 3 第2項に規定する「主要測定装置の計測結果を表示する装置」とは、原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バンプ及び原子炉制御棒(ワンリング)の炉心により測定する状態の測定結果を監視するための必要測定データを計測する装置であつて、過常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子率、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、流量、流量、水位等の重要なパラメータを計測すること。 4 第2項に規定する「第21条第1項に規定する装置」を「集中し施設する」に当たり、当該施設の共用制御室に集中して警報表示を行う場合は、原子炉制御室と同一視し、(「保護装置」という)を使用する場合は、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 5 第21条に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 6 第2項に規定する「安全設備」とは、(「保護装置」という)を使用する場合に、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 7 第2項に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 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遮へい壁、放射線量率の計測装置の設置等の適切な放射線防護措置がとられていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護壁等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とするとは、運転員が必要な業務のため、一次冷却系統等の事故時に運転員が視認し得るよう、必要な操作を行う期間をいう。 9 第3項に規定する「これらに連絡する連絡等」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷等が生じた場合に原子炉制御室に交代する人が入る連絡する連絡及び区域をいう。 10 第3項に規定する「遮へいその他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却系統等の事故時に、適切に必要とされる防護措置を行う連絡等による連絡の被ばくを免れようとして施設し、運転員が制御室に入り、とどまる際の適切な防護措置を指すこと。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであること。」「 11 第3項に規定する「放射線防護措置」とは、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)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。」「 12 第3項に規定する「放射線防護措置」とは、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)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。」「 13 第4項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、制御室外の火災等により、制御室への侵入による放射線防護措置の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいう。「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させる機能を有した装置であることをいう。	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機械器具の動作状態」は次の各号のうち少なくとも1つを指すこと。 ① 原子炉制御棒の動作状態 ② 原子炉及び一次冷却系統に係る主要ポンプの起動・停止状態 ③ 原子炉及び一次冷却系統に係る主要ポンプの運転状態 2 第2項に規定する「その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を監視する装置をいう。 3 第2項に規定する「主要測定装置の計測結果を表示する装置」とは、原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バンプ及び原子炉制御棒(ワンリング)の炉心により測定する状態の測定結果を監視するための必要測定データを計測する装置であつて、過常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子率、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、流量、流量、水位等の重要なパラメータを計測すること。 4 第2項に規定する「第21条第1項に規定する装置」を「集中し施設する」に当たり、当該施設の共用制御室に集中して警報表示を行う場合は、原子炉制御室と同一視し、(「保護装置」という)を使用する場合は、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 5 第21条に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 6 第2項に規定する「安全設備」とは、(「保護装置」という)を使用する場合に、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 7 第2項に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 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遮へい壁、放射線量率の計測装置の設置等の適切な放射線防護措置がとられていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護壁等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とするとは、運転員が必要な業務のため、一次冷却系統等の事故時に運転員が視認し得るよう、必要な操作を行う期間をいう。 9 第3項に規定する「これらに連絡する連絡等」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷等が生じた場合に原子炉制御室に交代する人が入る連絡する連絡及び区域をいう。 10 第3項に規定する「遮へいその他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却系統等の事故時に、適切に必要とされる防護措置を行う連絡等による連絡の被ばくを免れようとして施設し、運転員が制御室に入り、とどまる際の適切な防護措置を指すこと。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであること。」「 11 第3項に規定する「放射線防護措置」とは、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)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。」「 12 第3項に規定する「放射線防護措置」とは、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)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。」「 13 第4項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、制御室外の火災等により、制御室への侵入による放射線防護措置の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいう。「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させる機能を有した装置であることをいう。	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つて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	24	2	2		2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための動作を確保する装置、主要測定装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置(第21条第1項に規定する装置を含む)を集中し、かつ、監視操作すること適切な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 第2項に規定する「安全設備」とは、(「保護装置」という)を使用する場合に、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 3 第2項に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 4 第2項に規定する「安全設備」とは、(「保護装置」という)を使用する場合に、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 5 第21条に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 6 第2項に規定する「安全設備」とは、(「保護装置」という)を使用する場合に、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が視認し得るよう、事故時のみ自動的にバイパスされる場合であつて、当該施設の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示し得ないこと。 7 第2項に規定する「異常な過渡変化及び運転時における異常な過渡変化」については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が視認し得る状態であること。 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遮へい壁、放射線量率の計測装置の設置等の適切な放射線防護措置がとられていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護壁等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とするとは、運転員が必要な業務のため、一次冷却系統等の事故時に運転員が視認し得るよう、必要な操作を行う期間をいう。 9 第3項に規定する「これらに連絡する連絡等」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷等が生じた場合に原子炉制御室に交代する人が入る連絡する連絡及び区域をいう。 10 第3項に規定する「遮へいその他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却系統等の事故時に、適切に必要とされる防護措置を行う連絡等による連絡の被ばくを免れようとして施設し、運転員が制御室に入り、とどまる際の適切な防護措置を指すこと。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであること。」「 11 第3項に規定する「放射線防護措置」とは、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)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。」「 12 第3項に規定する「放射線防護措置」とは、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の放射性汚染を免れようとするための放射線防護措置(平成21年7月27日閣議第8号)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。」「 13 第4項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、制御室外の火災等により、制御室への侵入による放射線防護措置の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいう。「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させる機能を有した装置であることをいう。	2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための動作を確保する装置、主要測定装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置(第21条第1項に規定する装置を含む)を集中し、かつ、監視操作すること適切な運転操作することができるように施設しなければならない。	2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための動作を確保する装置、主要測定装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置(第21条第1項に規定する装置を含む)を集中し、かつ、監視操作すること適切な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つて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	24	2	3		3 原子炉制御室及びこれらに連絡する連絡等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷等が生じた場合に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。	3 原子炉制御室及びこれらに連絡する連絡等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷等が生じた場合に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。	3 原子炉制御室及びこれらに連絡する連絡等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷等が生じた場合に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 原子炉制御室及びこれらに連絡する連絡等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損傷等が生じた場合に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。	系統機能	中央制御室非常用循環系統機能検査		
原	24	2	4		4 原子炉発電所には、火災等により原子炉制御室で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 原子炉発電所には、火災等により原子炉制御室で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 原子炉発電所には、火災等により原子炉制御室で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 火災等により原子炉制御室が使用できない場合における原子炉制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置の施設	機器機能	-	設備点検、定期事業者検査にて確認	

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目



# 「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

省令項目番号	省令項目番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	の	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2条第1項に規定する「燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の供給、取出又は保管等を行うために使用する設備(以下第1項に規定する「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、搬送する設備を指し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。) 2 第2号に規定する「燃料が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認した構造であること。 3 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構造を有すること。 4 第4号に規定する「燃料が破損するおそれがない」とは、以下によること。 ① 燃料交換機(ここでは、指し機構のワイヤを二重化すること。ただし、昭和52年以前に施設し、又は施設に着手した原子炉施設においては、構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮し、同等の機能維持が確保されること。 ② 燃料交換機(ここでは、燃料取扱中に過荷重となつた場合は上昇停止される措置がなされていること。この場合において、取扱い時の荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。 ③ 原子炉建屋天井クレーン(ここでは、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より上方へできない措置を行うこと。ただし、指し機構には、適用範囲での対応も含まれる。この運用管理においては、運搬用容器が燃料プールに落ちないことを確保するものであること。また、フックのワイヤは片止めを設けること。 ④ 第5号に規定する「容易に破損しないもの」とは、「(「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5号等に規定されている「容易に破損しない」とは、破損が生じることが、運動中に生じる温度及び圧力の変化、振動等により、き裂、破損等が生ずるおそれがないものであること。) なお、(核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬)に関する規則第3条等の規定に基づき(核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬)に関する技術上の基準(保安基準等(平成31年11月28日 経済産業省令第10号)を指すもの)を、燃料取扱に対する容易に破損しないものについては、この限りでない。	第26条(燃料取扱設備) 1 第2条第1項の各項の適用は、以下の通り。 ① 通常運転時において使用する燃料を取り扱う機能には、第1号～第4号及び第7号が対応する。 ② 使用済燃料運搬用設備には、第5号及び第6号が対応する。 ③ 搬送に用いるための構造については、次の目的を満足する必要があることを要求している。 ④ 燃料5に規定する原子炉建屋天井クレーンの主要品に対する要求は、米NRCのRegulatory Guide 1.13(Rev.)「使用済燃料貯蔵施設的设计基準」を参考にしたものであり、クレーンの稼働範囲制限等を規定している。なお、同ガイドでは、使用済燃料貯蔵施設について、規制要件(GOC-6)1「燃焼時の貯蔵および放射管理」を満足するための条件として、耐震設計、外部飛来物対策、漏えい防止、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監視、クレーンの稼働範囲制限、閉鎖性を備えた補給水の設置等を規定している。 ⑤ 燃料5に規定する「走行できない措置」とは、プール本体をクレーンの稼働範囲から外すようラール数値・インターロックによる措置等とする。燃料取扱が完了し、貯蔵管理での対応は、下記の内容が記載された作業要領書等がある。 ⑥ オペラの移動等は、作業要領書の作業指示による。 ⑦ 天井クレーン使用時には、運転者への合図を行う合図器を配置する。 ⑧ オペラ上のキヤッシュ移動は、移動経路(燃料貯蔵エリア)に入り込まないような設定とオペレーティングエリアを行い、このエリアを設けて行う。 ⑨ 第6号については、燃料取扱に対する容易に破損しない(電気又は「線量率」が、経済産業大臣が定める放射線量率として工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的項目等を定める省令(昭和53年12月28日 通商産業省令第77号)第13条第3項に規定している。これに基づき容易に破損しないの構造は2mSv/時以下で、かつ、その表面から1mの距離において線量率が100μSv/時以下で定められている。 ⑩ 第6号に規定する「ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの」とについては、この限りでない。J1については、「(「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3項に規定している。 ⑪ 第2条第1項(燃料取扱設備)と第26条(燃料取扱設備)における規定は、安全設計審査指針(指針4)第10の貯蔵設備及び取扱設備)の要求には対応しているが、貯蔵設備に対する燃料プールの設置、燃料集合体落下時の安全性確保については対応していない。第7号に燃料取扱設備における動力源が無くなった場合の燃料落下防止の要求を明記している。 なお、「動力源である電気又は空気が発生した場合でも燃料を保持できる」例として示す。(電気) -燃料ホイストのブレーキに、電源断で動作する電磁ブレーキ(OFFブレーキ)を備え、電源断で燃料ホイストの動作が停止し燃料を吊り落とさない構造にしている。(空気) -燃料つかみ具のフックの閉閉用エアシリンダー内に、フック閉じ方向に動作するバネが入ったエアシリンダー内の空気が発生しても、フックが閉じ方向に動作しない構造にしている。 -燃料つかみ具のフックに、メカニカルロック機構があり、燃料吊り上げ後はフックの閉閉を指示し燃料を吊り落とさない構造にしている。 安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映)	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。			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 前条第1号により燃料が溶融しないものであること。			燃料取扱設備 燃料が溶融しない構造	その他	-	貯蔵設備、取扱設備共通の設備に対する要求であるが、除熱機能は貯蔵設備への要求として取扱設備としては、その他とする
原	26			四	四 取扱い中に燃料が破損するおそれがないこと。			燃料取扱設備 燃料が破損しない構造	その他	-	貯蔵設備、取扱設備共通の設備に対する要求であるが、除熱機能は貯蔵設備への要求として取扱設備としては、その他とする
原	26			五	五 燃料を封入する容易に取扱い中における衝撃、熱等に対処し、かつ、容易に破損しないものであること。			燃料取扱設備 容易に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 前号の容易に、内部に燃料を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面からメートルの距離における線量当量率がそれぞれ各号に規定する線量当量率を超過しないように確保しているものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。			燃料取扱設備 容易に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			七	七 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなつた場合に、燃料を保持する機構を設ける等により燃料の落下を防止すること。			燃料取扱設備 容易に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			七	七 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなつた場合に、燃料を保持する機構を設ける等により燃料の落下を防止すること。			燃料取扱設備 容易に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	27			1	第27条(生体遮へい) 1 第1項第1号に規定する「遮へい能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理とあって、「(「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2項)自衛用防護用具(107号)第2条、第6条を満足すること。ただし、これ等以外の対策により放射線による被ばくを低減する原子炉施設においては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の測定により上記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「放射線遮へい防止措置」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(通路の止り部、高所等)への開口部設置 (2) 貫通部に対する遮へい構造(スリッパと配管の間隙への遮へい材の充填等) (3) 線源機構と貫通孔の位置関係により、貫通孔から線源機構が直視できない措置 3 第2項第1号に規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮へい等を適切に施設すること及び原子炉施設と周辺環境区域境界までの距離とあって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺環境区域外における線量当量率(年間1mSv)以下で下方を確保すること。ただし、(「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2項)自衛用防護用具(107号)第2条、第6条を満足すること。ただし、これ等以外の対策により放射線による被ばくを低減する原子炉施設においては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の測定により上記を満足していることを確認すること。 4 第2項第2号に規定する「生体遮へい」及び「遮へい」設計の具体的な仕様に関する事項(外部放射線に対する放射線障害の防止)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「(「発電用原子炉施設等放射線への放射線計測(IEAGG 49/8-2003)によること。」「(「安全設計分野及び放射線管理分野」における日本電気協会規格に関する技術指針(平成17年12月)」)	第27条(生体遮へい) 1 第1項第1号に規定する「遮へい能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理とあって、「(「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2項)自衛用防護用具(107号)第2条、第6条を満足すること。ただし、これ等以外の対策により放射線による被ばくを低減する原子炉施設においては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の測定により上記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「放射線遮へい防止措置」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(通路の止り部、高所等)への開口部設置 (2) 貫通部に対する遮へい構造(スリッパと配管の間隙への遮へい材の充填等) (3) 線源機構と貫通孔の位置関係により、貫通孔から線源機構が直視できない措置 3 第2項第1号に規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮へい等を適切に施設すること及び原子炉施設と周辺環境区域境界までの距離とあって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺環境区域外における線量当量率(年間1mSv)以下で下方を確保すること。ただし、(「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2項)自衛用防護用具(107号)第2条、第6条を満足すること。ただし、これ等以外の対策により放射線による被ばくを低減する原子炉施設においては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の測定により上記を満足していることを確認すること。 4 第2項第2号に規定する「生体遮へい」及び「遮へい」設計の具体的な仕様に関する事項(外部放射線に対する放射線障害の防止)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「(「発電用原子炉施設等放射線への放射線計測(IEAGG 49/8-2003)によること。」「(「安全設計分野及び放射線管理分野」における日本電気協会規格に関する技術指針(平成17年12月)」)	燃料取扱設備 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなつた場合の燃料の落下防止	機器機能 (系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	
原	27			1	第27条(生体遮へい) 1 第1項第1号に規定する「遮へい能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理とあって、「(「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2項)自衛用防護用具(107号)第2条、第6条を満足すること。ただし、これ等以外の対策により放射線による被ばくを低減する原子炉施設においては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の測定により上記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「放射線遮へい防止措置」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(通路の止り部、高所等)への開口部設置 (2) 貫通部に対する遮へい構造(スリッパと配管の間隙への遮へい材の充填等) (3) 線源機構と貫通孔の位置関係により、貫通孔から線源機構が直視できない措置 3 第2項第1号に規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮へい等を適切に施設すること及び原子炉施設と周辺環境区域境界までの距離とあって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺環境区域外における線量当量率(年間1mSv)以下で下方を確保すること。ただし、(「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2項)自衛用防護用具(107号)第2条、第6条を満足すること。ただし、これ等以外の対策により放射線による被ばくを低減する原子炉施設においては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の測定により上記を満足していることを確認すること。 4 第2項第2号に規定する「生体遮へい」及び「遮へい」設計の具体的な仕様に関する事項(外部放射線に対する放射線障害の防止)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「(「発電用原子炉施設等放射線への放射線計測(IEAGG 49/8-2003)によること。」「(「安全設計分野及び放射線管理分野」における日本電気協会規格に関する技術指針(平成17年12月)」)	第27条(生体遮へい) 1 第1項第1号に規定する「遮へい能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理とあって、「(「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2項)自衛用防護用具(107号)第2条、第6条を満足すること。ただし、これ等以外の対策により放射線による被ばくを低減する原子炉施設においては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の測定により上記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「放射線遮へい防止措置」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(通路の止り部、高所等)への開口部設置 (2) 貫通部に対する遮へい構造(スリッパと配管の間隙への遮へい材の充填等) (3) 線源機構と貫通孔の位置関係により、貫通孔から線源機構が直視できない措置 3 第2項第1号に規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮へい等を適切に施設すること及び原子炉施設と周辺環境区域境界までの距離とあって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺環境区域外における線量当量率(年間1mSv)以下で下方を確保すること。ただし、(「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2項)自衛用防護用具(107号)第2条、第6条を満足すること。ただし、これ等以外の対策により放射線による被ばくを低減する原子炉施設においては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の測定により上記を満足していることを確認すること。 4 第2項第2号に規定する「生体遮へい」及び「遮へい」設計の具体的な仕様に関する事項(外部放射線に対する放射線障害の防止)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「(「発電用原子炉施設等放射線への放射線計測(IEAGG 49/8-2003)によること。」「(「安全設計分野及び放射線管理分野」における日本電気協会規格に関する技術指針(平成17年12月)」)	燃料取扱設備 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなつた場合の燃料の落下防止	機器機能 (系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	
原	27			2	2 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各号に規定する線量当量率を十分下回るよう施設しなければならない。			燃料取扱設備 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなつた場合の燃料の落下防止	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					技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考			
条	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「漏れし難い構造」とは、どこであつて内包する液体の放射性物質の濃度が7mBq/cm <sup>3</sup> 以上のもの(ウラン管)は、第9条に基づき構造するとともに第11条の耐圧試験により漏れ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」は、フアン、逆流防止用ダンパー等を設けること。 2 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性物質を除去するろ過材(チコール又は同等品)フィルター及び放射性粒子を除去する微粒子(高性能紙又は同等品)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、換気設備から連続交換に必要な空間を有するともに、必要に応じて様子を監視し、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、排気筒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、取替の点検・保守に対する機能要求であり、本要求は第8条(原子力施設)第2条に示されているが、容易な構造を明確化する観点から本条でも要求している。 3 よう素(チコール又は同等品)フィルター又は同等品)フィルターの間等品とは、最近用ファン等(微粒子(高性能紙又は同等品)フィルターの間等品)とは、超高性能粒子フィルター(Ultra Low Penetration Air)がある。 4 第28条に規定する具体的な設備例は以下がある。	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				
原	28		二		二 放射性物質により汚染された空気が漏れし難い構造で、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>原子力推進換気空調系、タービン推進換気空調系、商業物処理換気空調系、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>原子力推進換気空調系、商業物処理換気空調系、中央制御室換気空調系、アニュ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	原子力推進換気空調系、タービン推進換気空調系、商業物処理換気空調系、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	原子力推進換気空調系、商業物処理換気空調系、中央制御室換気空調系、アニュ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れ、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	
BWR	PWR													
原子力推進換気空調系、タービン推進換気空調系、商業物処理換気空調系、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	原子力推進換気空調系、商業物処理換気空調系、中央制御室換気空調系、アニュ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、ろ過装置の放射線物質による汚染の除去またはろ過装置の取替が容易な構造であること。		換気設備 排出する空気を浄化する装置の構造	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項				
原	28		四		四 吸気口は、放射性物質により汚染された空気を吸入し難いように施設すること。		換気設備 吸気口の放射性物質により汚染された空気吸入防止	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項				
原	29		1		第29条 原子力発電所内の人がひん入りに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難いものでなければならない。	第29条(放射性物質による汚染の防止) 1 第1項に規定する「放射性物質により汚染されるおそれがある部分」とは、人が触れるおそれがある部分とは、管理区域内で人が頻りに出入りする場所の床面、壁面(人が触れるおそれがある高さまで)、手摺、床すきい、手すり表面は、放射性物質による汚染を除去し難いもの」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、人が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。 -工業廃液処理シロ -床面染用の排水補給水ホースコネクション -ホットシャワー設備 【指針55 放射線業務従事者の放射線防護】 指針57 放射性業務従事者の放射線防護	放射性物質による汚染の防止 原子力発電所内の建物等の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分の表面設備	その他	-	日常的な点検で機能が確認される事項			
原	29		2		2 原子力発電所内には、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、原子力発電所内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により、連続的であるものは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発生した場合に、適切な処理により排水中の放射性物質の濃度を低下させ、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が別に告示する値を超えないようにできる設備であること。 【第30条第2項及び第31条第9項において同じ】 ここで、「適切な処理」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度の異常を発生した場合に、当該排水の排出をすみややかに停止することができる。なお、インパルス検出装置による異常、放射線の時間による異常、多量の水による希釈等の方法により排水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年に発生した津波事故のツナミが進入した浪波が、商業物処理設備の下を流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受けて発文化されたものである。 2 排水監視設備の性能要求は、第29条(注)に「(注)に規定があり重視しているが、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含まれており、 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影響等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示第184号)」第3条の規定で採用している「発電用原子力施設」の設置、運転等に関する規則の規定に基づく経量限度等を定める告示(平成13年3月21日 経済産業省告示第187号)」第9条に定める値である。 【指針53 放射性液体廃棄物の処理施設】 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設	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	省令条項番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	の	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より駆動する高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への適用については、高気タービンの冷却材の漏えい防止のための密着(シール)高気及び低圧タービンの空気の浸入防止のための密着(シール)高気を含めること。 2 第2項及び第3項において準用する第9条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるもの溶接部をいう。 原子力発電所に係る補助ボイラー、高気タービンに係る高気だめ、補助ボイラーに属する燃料供給機構又は高気タービンに係る熱交換器又は補助ボイラー若しくは高気タービンに係る管であつて、外径150mm以上のものうち、次の圧力以上の圧力が加えられるもの。 イ 水相の管線又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1980kPa。 ロ イ以外の管については、最高使用圧力80kPa。 ハ イ以外の管については、最高使用圧力380kPa(長手継手にあつては、480kPa)。 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に適合した溶接部をいう。 (溶接規格2007「技術評定」及び「設計・建設規格2007「技術評定」) 4 第3項において高気タービン及びその附属設備について火力省令第3条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 内蔵機間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規定を準用すること。 6 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年通商産業省令第51号)の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈(平成9年9月3日付け平成10-10 厚労第3号(INS/A-234-07-8))」の該当部分によること。 ただし、平成9年3月26日までに施設し、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で高気タービン等を安全に処理する装置の具体的な設備例としては、グラント高気復水塔、グラント高気復水塔を介して復水塔へと導くもの、グラント高気復水塔、排水回収ポンプを介して、復水塔へと導くもの等がある。 2 第2項及び第3項において準用する第9条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」には耐圧部に取り付く(非耐圧部との溶接部を含む)。 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条の規定を準用する範囲に、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条の規定によることが望ましい。 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」について一部改正について(平成20-10-16 厚労第3号)にて通知された。 6 解釈5の「内蔵機間の附属設備」のうち、第9条、第10条、第11条の規定を準用するものに、補助用空気及び冷却材がある。 7 解釈6に規定する「発電用火力設備の技術基準の解釈」は、平成17年12月14日付けで制定され、平成19年9月3日付けで一部改正されていることを明確化するため、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」について一部改正について(平成20-10-16 厚労第3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)」の適合および発見しものである。	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高気タービン及びその附属設備について準用	系統機能	液体廃棄物処理系統機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査 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	
原	34		2		第9条第15号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する補助ボイラーについて準用する。			準用 第9条第15号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する補助ボイラーについて準用	構造健全性 機器機能	火力技術基準5条～11条参照	
原	34		3		第9条第15号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第3条の規定は、原子力発電所に施設する高気タービン及びその附属設備について準用する。			準用 第9条第15号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第3条の規定は、原子力発電所に施設する高気タービン及びその附属設備について準用	構造健全性 機器機能	火力技術基準12条～17条参照	
原	34		4		4 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第25条及び第26条から第29条までの規定は原子力発電所に施設する内蔵機間について準用する。			準用 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第25条及び第26条から第29条までの規定は原子力発電所に施設する内蔵機間について準用	構造健全性 機器機能	火力技術基準25条～29条参照	
火					(ボイラー等の材料)～火力技術基準第5条～ ボイラー(水蒸気、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熱媒体を加熱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水蒸気力における飽和温度以上とし、これを高気タービン若しくはガスタービンに供給するもの。ガス炉設備(石炭、石油その他の燃料を加熱し、燃焼ガスが反応するおこる炉化を伴うガス炉若しくはガスタービンに供給する設備(以下「ガス炉」という。))、そのガスを送ることによって熱交換等を行う管線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(水蒸気、燃焼ガスその他の高温ガス又は電気によって高気を加熱するもの(ボイラー、ガスタービン、内蔵機間又は燃料電池設備)に属するものを除く。)をいう。以下同じ。又は高気貯蔵庫(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及び化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的組成及び機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	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つて、供用期間中に確認する必要がない事項
火					(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(液化ガス設備を除く。以下この章において同じ。)の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。この場合において、耐圧部分に発生す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	34条第2項 機器機能 構造健全性 (系統機能)	補助ボイラー試運転検査(K5、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し、6号機の点検・評価計画書に記入実施
火					(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つて過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、その圧力を逃がすために適当な安全弁を設けなければならない。この場合において、当該安全弁は、その作動時にボイラー等及びその附属設備に過熱が生じないように施設しなければならない。	なし	なし	安全弁	34条第2項 機器機能 (系統機能)	補助ボイラー試運転検査(K5、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し、6号機の点検・評価計画書に記入実施
火					(給水装置)～火力技術基準第8条第1項～ ボイラーには、その最大運転蒸気圧において、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	34条第2項 機器機能 (系統機能)	補助ボイラー試運転検査(K5、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し、6号機の点検・評価計画書に記入実施
火					(給水装置)～火力技術基準第8条第2項～ 設備の異常等により、管理ボイラーの水位又は蒸気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なおボイラーに損傷を与えようとする熱が残存する場合にあつては、当該ボイラーには、当該損傷が生ずることのないよう予備の給水装置を設けなければならない。	なし	なし	給水装置	34条第2項 機器機能 (系統機能)	補助ボイラー試運転検査(K5、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し、6号機の点検・評価計画書に記入実施
火					(蒸気及び給水の遮断)～火力技術基準第9条第1項～ ボイラーの高気出口(安全弁からの高気出口及び再熱器からの高気出口を除く。)は、高気の流れを遮断できる構造でなければならない。ただし、他のボイラーと結合されたボイラー以外の高気出口から発生する高気を供給される設備の入口で高気の流れを遮断することが可能である場合における当該ボイラーの高気出口又は二重以上のボイラーが一体となつて高気を生じこれに供給する場合における当該ボイラー間の高気出口についてはこの限りでない。	なし	なし	蒸気及び給水の遮断	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					(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、給水の流路を速やかに自動で、かつ、確実に遮断できる構造でなければならない。ただし、ボイラーごとに給水装置を設ける場合において、ボイラーに最も近い給水加熱器の入口又は給水加熱器の出口が、給水の流路を速やかに自動で、かつ、確実に遮断できる場合における当該ボイラーの給水の入口又は二重以上のボイラーが一体となつて高気を生じこれ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ついてはこの限りでない。	なし	なし	蒸気及び給水の遮断	34条第2項 機器機能	-	設備点検、定期事業者検査にて確認

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目

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

省令条項番号					技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号								
火	10				(ボイラーの水抜き装置)～火力技術基準第10条～ 循環ボイラーには、ボイラー水の過剰を防止し、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(K5, 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号線の点検・検査計画書に促し実施
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の耐圧部(に使用する材料は、最高使用温度において材料及び化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的劣化及び機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービンの附属設備の材料	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
火	13	1			(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第1項～ 蒸気タービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	34条第3項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	13	2			(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第2項～ 2 蒸気タービンは、主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンは、主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない	34条第3項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	13	3			(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第3項～ 3 蒸気タービンの軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないもの①でなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンの軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないものでなければならない。	34条第3項 構造健全性	蒸気タービン性能検査	
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は、蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合しない場合(ここでは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)たに、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	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したものの危険速度	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
火	13	5			(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第5項～ 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調整する非常調速装置①を設けなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービン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①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	
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以外の蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動作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非常調速装置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、定常負荷(定常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	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非常調速装置の設置	34条第3項 機器機能	蒸気タービン性能検査	
火	15	1			(警報及び非常停止装置)～火力技術基準第15条第1項～ 40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	なし	警報及び非常停止装置 40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調整する非常調速装置①を設けなければならない。	なし	なし	警報及び非常停止装置 異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的に調整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	
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(ここでは、その圧力を過すために適当な過圧防止装置①)を設けなければならない。	なし	なし	過圧防止装置 蒸気タービン及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるもの(ここでは、その圧力を過すために適当な過圧防止装置)の設置	34条第3項 機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	17				(計測装置)～火力技術基準第17条～ 蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため運転状態を計測する装置①を設けなければならない。	なし	なし	計測装置 蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため運転状態を計測する装置を設けなければならない	34条第3項 機器機能	蒸気タービン性能検査	
火	25	1			(内燃機関等の構造)～火力技術基準第25条第1項～ 内燃機関①は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない	34条第4項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認

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

省令条項番号					技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号								
火	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	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関の場合は、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(遠化ガス設備を除く。第28条において同じ。)の耐圧部分①の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なもの②でなければならない。この場合において、耐圧部分に生ずる応力は当該部分に使用する材料の許容応力を超えてはならない。	なし	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なもの②でなければならない。	34条第4項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	26				(調速装置)～火力技術基準第26条～ 誘導発電機と結合する内燃機関以外の内燃機関には、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に駆動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	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	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①にあつては、その圧力を逃がすために適当な過圧防止装置①を設けなければならない。	なし	なし	過圧防止装置 内燃機関及びその附属設備であ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	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		
原子炉冷却系設備	原子炉隔離時冷却系機能試験	原子炉水位異常低等の信号により、自動起動を確認するとともに、定格流量到達までの時間を測定し、揚程を評価する。 また、ポンプ停止中に注入弁動作信号を模擬し、弁が動作することを確認する。	・運転性能 ・弁動作	○	・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4)	○	○	※1	○
廃棄設備	気体廃棄物処理系機能試験	プラント運転状態において、主要機器のパラメータを連続4時間以上採取する。	・運転性能	○	・プロセスモニタ機能検査(その1)	—	—	※1	○
蒸気タービン	蒸気タービン性能試験(その1)	プラント運転状態において、主要機器のパラメータを連続4時間以上採取する。	・総合性能検査	○	—	○※3	○	※1	○
	蒸気タービン性能試験(その2)	タービン過速度トリップの動作確認、及びその他タービン保安装置の作動確認を行う。	・保安装置検査	○	—	○	—	※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: インターロックからの実作動はしないが、動作確認を実施する。

## 添付資料-4

プラント確認試験において採取するパラメータ

プラント確認試験において採取するパラメータ

No	測定項目	プラント確認試験において採取するパラメータの位置付け			
		(1)主要パラメータによる総合確認	(2)地震影響を考慮した総合確認		
			①地震の影響を確認する観点から採取するパラメータ		②起動前の点検・評価において異常が確認された設備に関するパラメータ
主要ポンプ等に関するパラメータ	漏えい検知に関するパラメータ				
1	原子炉圧力	○		○	
2	原子炉水位	○		○	
3	主蒸気流量	○		○	○
4	主蒸気圧力	○		○	○
5	給水流量	○	○	○	
6	原子炉給水温度	○			
7	炉心差圧	○			
8	原子炉圧力容器ボトムヘッド温度		○		
9	原子炉熱出力	○			
10	最小限界出力比	○			
11	最大線出力密度	○			
12	原子炉核計装系モニタ	○			○
13	原子炉水(よう素131)	○			
14	原子炉水(全放射能)	○			
15	原子炉冷却材再循環ポンプ速度	○	○		
16	原子炉冷却材再循環ポンプ差圧	○	○		
17	原子炉冷却材再循環ポンプ振動	○	○		
18	原子炉冷却材再循環ポンプ温度	○	○	○	
19	原子炉冷却材再循環ポンプ流量	○	○	○	
20	原子炉冷却材再循環ポンプ シールキャビティ圧力	○	○	○	
21	原子炉水導電率			○	
22	原子炉冷却材再循環系M-Gセット 発電機電流		○		○
23	原子炉冷却材再循環系M-Gセット 発電機電圧		○		○
24	原子炉冷却材再循環系M-Gセット 発電機電力		○		○
25	原子炉冷却材浄化系入口温度	○	○		
26	原子炉冷却材浄化系出口温度	○	○		
27	原子炉冷却材浄化系ポンプ吐出圧力	○	○	○	
28	原子炉冷却材浄化系流量	○	○	○	

プラント確認試験において採取するパラメータ

No	測定項目	プラント確認試験において採取するパラメータの位置付け			
		(1)主要パラメータによる総合確認	(2)地震影響を考慮した総合確認		
			①地震の影響を確認する観点から採取するパラメータ	②起動前の点検・評価において異常が確認された設備に関するパラメータ	
		主要ポンプ等に関するパラメータ	漏えい検知に関するパラメータ		
29	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器導電率	○			
30	原子炉水溶存酸素			○	
31	燃料プール冷却浄化系ポンプ吸込温度	○	○		
32	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口導電率	○			
33	燃料プール冷却浄化系流量			○	
34	スキマサージタンク水位	○		○	
35	補機冷却水系サージタンク水位		○	○	
36	補機冷却水系温度	○	○		
37	補機冷却水系圧力	○	○	○	
38	補機冷却海水系圧力		○	○	
39	補機冷却水系統流量		○	○	
40	主蒸気逃がし安全弁出口温度	○		○	
41	制御棒駆動機構周辺温度		○	○	
42	制御棒駆動系流量	○	○	○	
43	原子炉・制御棒ヘッド間差圧	○			
44	制御棒充填水ヘッド圧力	○	○	○	
45	サブレーションプール水位	○		○	
46	格納容器内温度	○		○	
47	格納容器内圧力	○		○	
48	漏えい検出系／雰囲気温度			○	
49	漏えい検出系／換気出入口温度差			○	
50	主蒸気系ドレンライン温度		○		
51	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力			○	○
52	ジェットポンプ差圧		○		○
53	ジェットポンプ流量	○	○	○	○
54	格納容器内酸素／水素濃度	○		○	
55	原子炉格納容器内ドレン流量	○		○	
56	主タービン系圧力	○	○	○	○



プラント確認試験において採取するパラメータ

No	測定項目	プラント確認試験において採取するパラメータの位置付け			
		(1)主要パラメータによる総合確認	(2)地震影響を考慮した総合確認		
			①地震の影響を確認する観点から採取するパラメータ		②起動前の点検・評価において異常が確認された設備に関するパラメータ
主要ポンプ等に関するパラメータ	漏えい検知に関するパラメータ				
57	主タービン系温度	○	○		○
58	主タービン回転数	○	○		○
59	主タービン軸受振動	○	○		○
60	主タービンスラスト軸受摩耗		○		○
61	主タービン主要弁開度	○	○		○
62	主タービン伸び／伸び差	○	○		○
63	湿水分離器出口蒸気圧力	○	○	○	○
64	湿水分離器ドレンタンク水位		○	○	○
65	給水加熱器出口温度	○	○		
66	給水加熱器ドレン水位		○	○	
67	給水加熱器器内圧力		○	○	
68	グラウンド蒸気蒸化器水位		○	○	
69	グラウンド蒸気蒸化器圧力		○	○	
70	グラウンドシール蒸気圧力	○	○	○	
71	主タービン系油タンク油面			○	
72	復水器器内圧力	○	○	○	○
73	復水器ホットウェル水位		○	○	○
74	復水／給水系導電率	○	○	○	○
75	復水器循環水温度	○	○		○
76	復水器水室圧力		○	○	○
77	復水器スピルオーバー流量			○	
78	気体廃棄物処理系圧力		○	○	
79	気体廃棄物処理系流量		○	○	
80	気体廃棄物処理系温度		○		
81	気体廃棄物処理系水素濃度		○	○	
82	蒸気式空気抽出器駆動蒸気圧力		○	○	
83	蒸気式空気抽出器第1段空気入口弁開度		○		
84	原子炉給水ポンプ吸込流量		○	○	○

プラント確認試験において採取するパラメータ

No	測定項目	プラント確認試験において採取するパラメータの位置付け			
		(1)主要パラメータによる総合確認	(2)地震影響を考慮した総合確認		
			①地震の影響を確認する観点から採取するパラメータ		②起動前の点検・評価において異常が確認された設備に関するパラメータ
主要ポンプ等に関するパラメータ	漏えい検知に関するパラメータ				
85	原子炉給水ポンプ圧力		○	○	○
86	原子炉給水ポンプ駆動用タービン回転数		○		
87	原子炉給水ポンプ駆動用タービン加減弁開度		○		
88	原子炉給水ポンプ駆動用タービン系圧力		○	○	
89	タービン駆動原子炉給水ポンプ軸受給油圧力		○	○	
90	原子炉給水ポンプ駆動用タービン主油タンク油面			○	
91	原子炉給水ポンプ駆動用タービン軸受軸振動		○		
92	原子炉給水ポンプ駆動用タービン温度		○		
93	発電機電力	○	○		○
94	発電機電圧	○	○		○
95	発電機電流	○	○		○
96	発電機周波数		○		○
97	発電機界磁電圧	○	○		○
98	発電機界磁電流	○	○		○
99	発電機密封油系圧力		○	○	○
100	発電機機内水素ガス純度		○		○
101	発電機機内水素ガス圧力	○	○	○	○
102	発電機機内水素ガス温度	○	○		○
103	発電機界磁巻線温度	○	○		○
104	発電機固定子冷却水導電率		○		○
105	発電機固定子冷却水系温度		○		○
106	発電機固定子巻線温度		○		○
107	変圧器油温度		○		○
108	復水流量		○	○	○
109	復水ヘッドタンク水位		○	○	
110	復水浄化ポンプ吐出圧力		○	○	
111	復水ポンプ吐出圧力		○	○	○
112	復水脱塩装置出入口差圧		○		

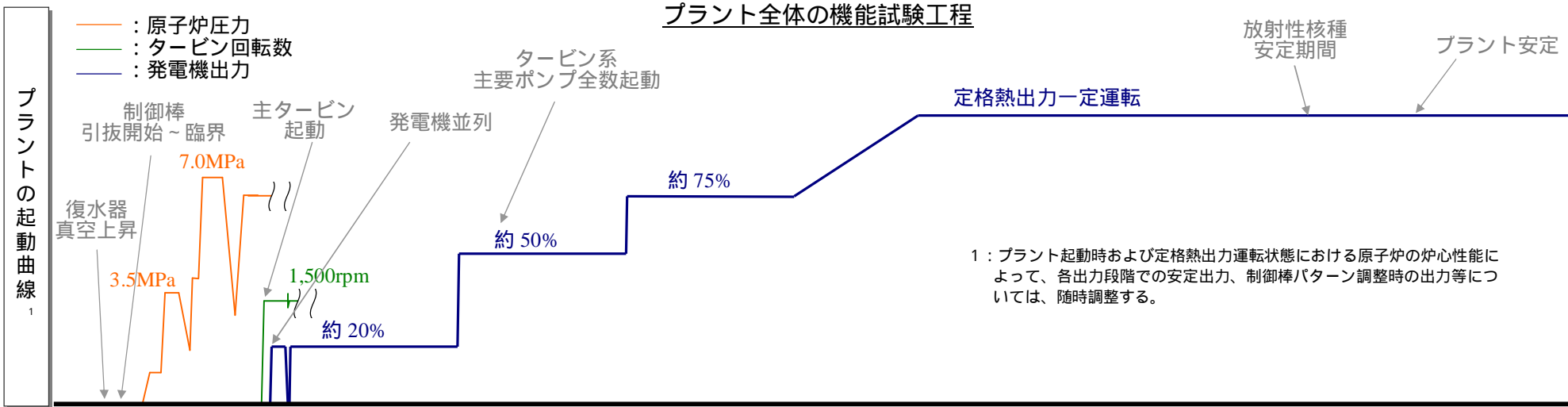
プラント確認試験において採取するパラメータ

No	測定項目	プラント確認試験において採取するパラメータの位置付け			
		(1)主要パラメータによる総合確認	(2)地震影響を考慮した総合確認		
			①地震の影響を確認する観点から採取するパラメータ		②起動前の点検・評価において異常が確認された設備に関するパラメータ
主要ポンプ等に関するパラメータ	漏えい検知に関するパラメータ				
113	復水浄化流量		○	○	
114	復水ろ過装置出入口差圧		○		
115	復水ポンプ吸込ヘッド温度	○			
116	復水浄化／復水系溶存酸素			○	
117	復水移送ポンプ吐出圧力		○	○	
118	残留熱除去系ポンプ吐出圧力			○	
119	低圧炉心スプレイ系ポンプ圧力			○	
120	高圧炉心スプレイ系ポンプ圧力			○	
121	原子炉冷却材浄化系漏えい検出			○	
122	弁グランド部漏えい温度			○	
123	排気筒放射線モニタ	○		○	
124	非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ	○		○	
125	主蒸気管放射線モニタ	○		○	
126	原子炉棟換気空調系排気放射線モニタ	○		○	
127	格納容器内放射線モニタ	○		○	○
128	燃料取替エリア排気放射線モニタ			○	
129	漏えい検出系ダスト放射線モニタ			○	
130	排ガス放射線モニタ	○		○	
131	原子炉補機冷却水系放射線モニタ	○		○	
132	液体廃棄物処理系排水放射線モニタ	○		○	
133	気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	○		○	
134	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系放射線モニタ	○		○	
135	エリア放射線モニタ			○	○
136	モニタリングポスト	○		○	
137	気象条件【風向き等】	○			

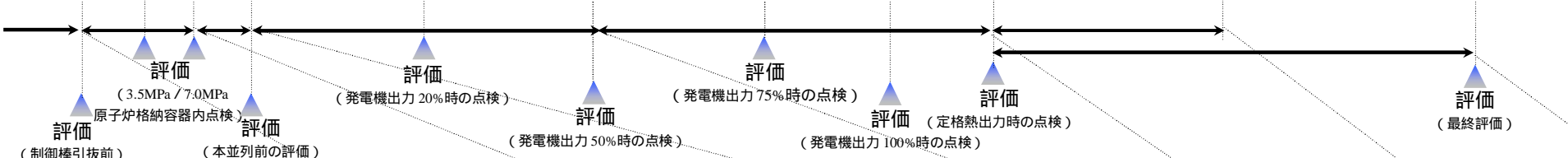
添付資料-5

プラント全体の機能試験工程

# プラント全体の機能試験工程



1: プラント起動時および定格熱出力運転状態における原子炉の炉心性能によって、各出力段階での安定出力、制御棒パターン調整時の出力等については、随時調整する。



		真空上昇時の点検	原子炉昇圧時の点検	タービン、発電機の起動時の点検・試験	発電機出力20、50%時の点検・試験	発電機出力75%、定格熱出力時の点検・試験	定格熱出力一定運転時の試験	最終の健全性評価
2	主な点検項目		原子炉隔離時冷却系設備点検 ・作動、漏えい確認 給水ポンプ等起動時の点検 ・作動、漏えい確認 給水系配管点検 ・漏えい確認 支持構造物点検 ・目視点検	タービン点検 ・作動、漏えい確認 発電機並列時点検 ・機能確認 発電機並列時の変圧器類点検 ・機能確認、 <b>変圧器潮流試験</b> 蒸気系配管・機器点検 ・漏えい確認	蒸気系配管・機器点検 ・目視点検、漏えい確認 支持構造物点検 ・目視点検	定格熱出力時の発電機点検 ・機能、漏えい確認 定格熱出力時の変圧器点検 ・機能確認		
	系統機能試験			<b>蒸気タービン性能試験 (その2)</b>			<b>気体廃棄物処理系機能試験 原子炉隔離時冷却系機能試験 蒸気タービン性能試験 (その1)</b>	
	プラント確認試験	一定時間毎の主要設備の パラメータ採取	炉圧約3.5MPa、約7.0MPa時 の原子炉格納容器内点検 一定時間毎の主要設備の パラメータ採取	一定時間毎の主要設備の パラメータ採取 <b>異常が確認された設備の確認</b> ・タービンの状態監視開始 ・発電機の状態確認開始 ・変圧器の状態確認開始	<b>発電機出力20、50%時の 主要パラメータ採取</b> <b>異常が確認された設備の確認</b> ・復水器の状態確認開始	<b>発電機出力75%、定格熱出力時 の状態監視</b> <b>発電機出力75、100%、および 定格熱出力時の主要パラメータ 採取</b>		<b>定格熱出力一定運転時の 状態監視</b> <b>定格熱出力一定運転時における 主要パラメータ採取</b>
	その他		<b>配管の熱変位量確認</b> <b>配管振動確認</b>		<b>配管振動確認</b>	<b>発電機出力75%、定格熱出力時 の配管振動確認</b>	<b>配管振動確認</b>	
評価内容		・制御棒引抜前の機器健全性 確認が完了	・原子炉格納容器内機器の 健全性確認および耐震強化 工事範囲の配管系の健全性 確認が完了	・破損等が確認されたタービン、 発電機の健全性確認が完了	・タービン系の配管点検および タービン系の主要ポンプの 起動が完了し、機器および配管 系の設備点検が概ね完了	・定格熱出力到達時までに実施 する健全性確認が完了	・全ての系統健全性確認試験 が完了	・全ての健全性確認が完了 ・最終評価後、プラント全体の 機能試験の結果をワーキング 等に報告

2: 赤字は地震後の健全性確認のため特別に実施する点検項目