

柏崎刈羽原子力発電所7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

平成21年 2月12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	15
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
9. スケジュール	17
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 7 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 7 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。

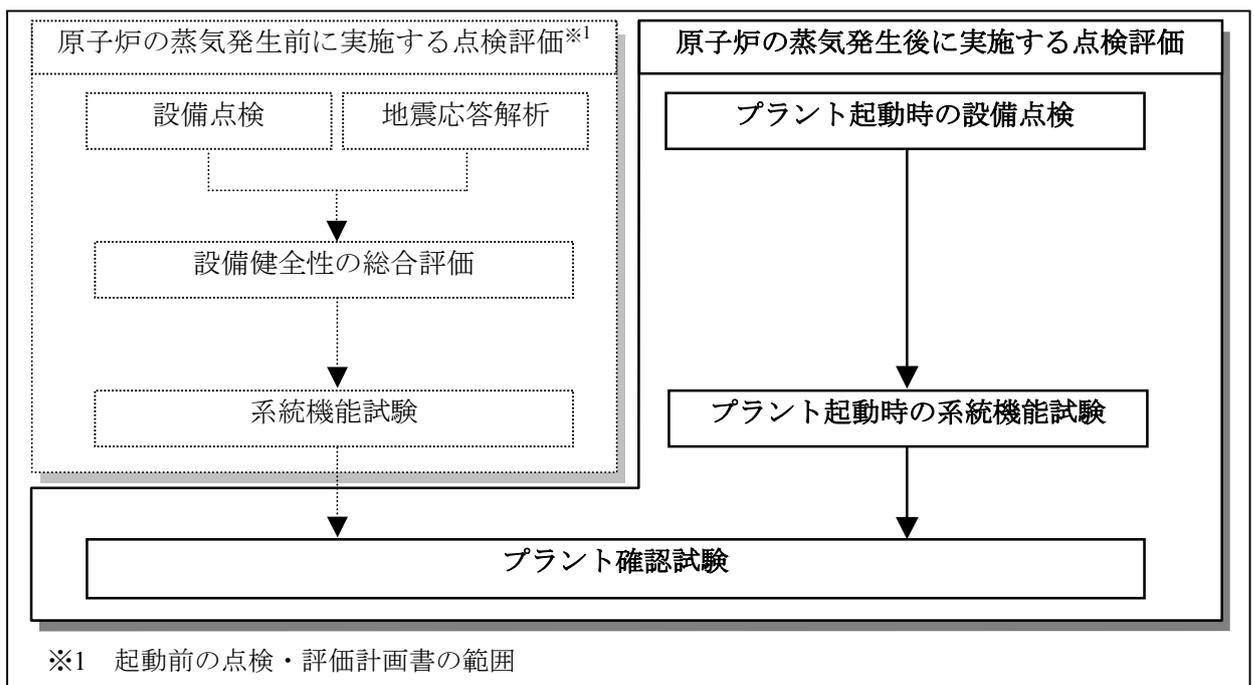


図-2.1 プラント全体の機能試験・評価の全体フロー

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

※ 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。

## (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、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。なお、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。

## 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（JEAC4803） 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	対象なし <sup>※3</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

※3 共用設備であり 5、6号機の系統機能試験にて実施されるため対象なし

## (2) 試験方法

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

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

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。

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

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

c. **設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認**

設備点検で異常が確認された設備は、系統機能試験前に健全であることを確認するが、系統機能試験時に当該設備が作動する場合は、異常の内容を考慮し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、通常の運転監視や総合負荷性能検査等で確認している主要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

##### ① 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。

##### ② 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

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。

これら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

一定時間毎に主要設備の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、配管や弁グラウ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。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、巡視での漏えい確認、異音、異臭等の有無の確認および動的機器の振動確認等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) 定格出力到達以降

定格出力到達以降、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および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な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

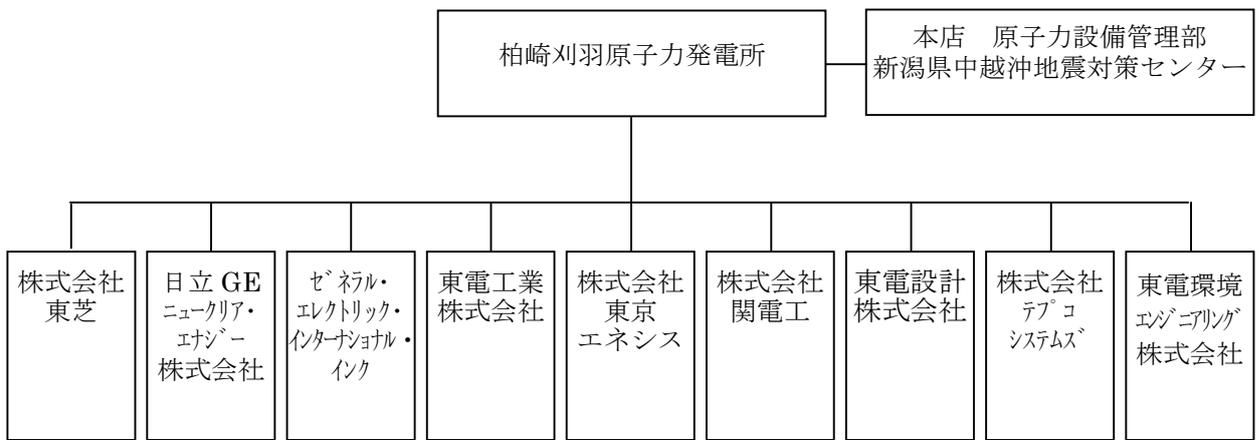
プラント全体の機能試験・評価で得られた結果および知見については、今後の点検・評価計画に適切に反映する。また、本評価の完了後も回転機器等の状態監視および主要パラメータの確認を継続的に実施するとともに、地震を起因とした異常が確認された設備における点検周期の検討を行うなど保全プログラムへの反映事項についても検討していく。

## 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

プラント全体の機能試験・評価の体制については以下のとおり。



※ 現時点における主要な体制を記載

図-8.1 点検・評価体制

点検・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。

## 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 7 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) プラント確認試験において採取するパラメータ
- (5) プラント全体の機能試験工程

## 添付資料-1

# 柏崎刈羽原子力発電所7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7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	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	○	○	
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	N21-C007	A	クラス3	B	○	○	
				B	クラス3	B	○	○	
<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-C001	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		タービンバイパス弁	N37-F001	1	クラス2	B	-	○	
				2	クラス2	B	-	○	
				3	クラス2	B	-	○	
原子炉冷却系統設備	原子炉隔離時冷却系	主要弁	E51-F004	-	クラス1	As	-	○	
			E51-F037	-	クラス1	As	-	○	
蒸気タービン設備	蒸気タービンに 附属する管	第2段加熱器加熱蒸気減圧弁	N39-F035	A	クラス3	B	-	○	
				B	クラス3	B	-	○	
				C	クラス3	B	-	○	
				D	クラス3	B	-	○	
			グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁	N36-F022	-	クラス3	B	-	○
			グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁	N36-F023	-	クラス3	B	-	○
			グラウンド蒸気減圧弁	N33-F002	A	クラス3	B	-	○
B	クラス3	B			-	○			

柏崎刈羽原子力発電所7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
蒸気タービン設備	蒸気タービンに 附属する管	グラウンド蒸気蒸化器 加熱蒸気安全弁	N36-F010	A	クラス3	B	—	○
				B	クラス3	B	—	○
				C	クラス3	B	—	○
		グラウンド蒸気管安全 弁	N33-F011	A	クラス3	B	—	○
				B	クラス3	B	—	○
				C	クラス3	B	—	○
<b>(14) 主タービン</b>								
蒸気タービン設備	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	○	○
	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	—	—	クラス3	C	○	○

柏崎刈羽原子力発電所7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>(21) 配管</b>								
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主配管3	-	-	クラス3	B	-	○
		主配管4	-	-	クラス2	B	-	○
	原子炉隔離時冷却系	主配管2	-	-	クラス3	As	-	○
蒸気タービン設備	蒸気タービン	リード管	-	-	クラス3	B	-	○
		クロスアラウンド管	-	-	クラス3	B	-	○
		湿分分離加熱器第1段加熱器加熱蒸気管	-	-	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	-	○
		グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気管	-	-	クラス3	B	-	○
	蒸気タービンに附属する管	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	-	○
		タービングラウンド蒸気系の管	-	-	クラス3	B	-	○
		復水器空気抽出系の管	-	-	クラス3	B	-	○
		給水加熱器ドレンベント系の管	-	-	クラス3	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	-	○
	抽気系	主配管	-	-	クラス3	B	-	○
<b>(23) 熱交換器</b>								
蒸気タービン設備	蒸気タービンに附属する熱交換器	グラウンド蒸気蒸化器	N33-B001	-	クラス3	B	-	○
		グラウンド蒸気復水器	N33-B002	-	クラス3	B	-	○

柏崎刈羽原子力発電所7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>(24) 復水器、給水加熱器、湿分分離加熱器</b>										
蒸気タービン設備	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	—	○		
蒸気タービン設備	蒸気タービンに 附属する熱交換器	湿分分離加熱器	N35-B001	A	クラス3	B	—	○		
				B	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	—	○		
		<b>(26) 変圧器</b>								
		電気設備	変圧器	主変圧器	S11	—	クラス3	C	○	—
所内変圧器	R11			A	クラス3	C	○	—		
				B	クラス3	C	○	—		

柏崎刈羽原子力発電所7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>(29) 計器、継電器、調整器、検出器、変換器</b>								
発電機	励磁装置	主発電機AVR EX-2000 (励磁装置)	H21-P225	-	クラス3	C	○	-
計測制御系統設備	出力領域モニタ 原子炉スクラム信号(中性子束高、中性子束計装動作不能)	局所出力領域モニタ(検出器)	C51-LPRM	208個	クラス1	A	○	-
計測制御系統設備	起動領域モニタ 原子炉スクラム信号(原子炉周期(ペリオド)短、中性子束計装動作不能)	起動領域モニタ(検出器)	C51-SRNM	10個	クラス1	A	○	-
	移動式炉心内計装装置	TIP検出器	C51-NE-007	A	ノンクラス	C	○	-
				B	ノンクラス	C	○	-
				C	ノンクラス	C	○	-
<b>(32) ろ過脱塩器</b>								
原子炉冷却系統設備	復水浄化系	復水脱塩装置復水脱塩塔	N27-D001	A	クラス3	B	○	-
				B	クラス3	B	○	-
				C	クラス3	B	○	-
				D	クラス3	B	○	-
				E	クラス3	B	○	-
				F	クラス3	B	○	-
<b>(34) 空気抽出器</b>								
蒸気タービン設備	復水器	起動・停止用蒸気式空気抽出器	N21-D022	-	クラス3	B	-	○
			N21-D023	-	クラス3	B	-	○
	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	-	○

柏崎刈羽原子力発電所7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>(36)タンク</b>									
蒸気タービン設備	蒸気タービンに 附属する管	湿分分離加熱器 (湿分分離器ドレン タンク)	N22-A003	A1	クラス3	B	—	○	
				A2	クラス3	B	—	○	
				B1	クラス3	B	—	○	
				B2	クラス3	B	—	○	
		湿分分離加熱器 (第1段加熱器ドレ ンタンク)	N22-A004	A1	クラス3	B	—	○	
				A2	クラス3	B	—	○	
				N22-A004	B1	クラス3	B	—	○
					B2	クラス3	B	—	○
		湿分分離加熱器 (第2段加熱器ドレ ンタンク)	N22-A005	A1	クラス3	B	—	○	
				A2	クラス3	B	—	○	
				N22-A005	B1	クラス3	B	—	○
					B2	クラス3	B	—	○
原子炉冷却系統設備	給水加熱器ドレ ンベント系	低圧ドレンタンク	N22-A002	—	クラス3	B	—	○	
		高圧ドレンタンク	N22-A001	—	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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	1			この省令は、原子力を原動力として電気を発生するために施設する電気工作物について適用する。	<p>第1条(適用範囲)</p> <p>1 本省令の、原子力発電所に対する許認可上の位置付けは、設置(変更)許可申請に対する安全審査で確認された事項を、工事計画等の後段規制において具体的に確認するための基準である。</p> <p>2 第1条は、本省令の適用範囲を定めたもので、「原子力を原動力として電気を発生するために施設する電気工作物」とは、電気事業法施行規則の別表第3の「一 発電所」の「(三) 原子力設備」及び「(八) 附帯設備」(原子力発電所に施設するものに限る。)に掲げられている事項を含む電気工作物である。</p> <p>3 本技術基準は、各条文において別途適用除外が規定されている場合を除き、原子力発電所が設計建設時(改造時を含む。)に、満足すべき基準であるとともに、供用を開始した後においても維持すべき基準である。この場合において、電気事業法第47条に基づく工事計画認可又は同法第48条に基づく工事計画届出を行った場合にあっては、当該認可又は届出に当たって申請された仕様又は規格(経年劣化を想定した必要仕様を含む。)を維持することが求められる。</p> <p>4 本技術基準は、電気事業法に基づく原子力を原動力として電気を発生するための施設に対して適用されるが、ナトリウム冷却型原子力発電設備に係るものについては、「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-1)」によること。</p>	<p>第1条(適用範囲)</p> <p>1 設置(変更)許可申請における安全審査の確認事項としては、安全審査の添付書類八(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日 通商産業省令77号)第2条第2項第8号)に記載される「原子炉の安全設計に関する説明書」及び同添付書類十(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日 通商産業省令77号)第2条第2項第10号)の「原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書」に含まれる事項がある。</p> <p>また、電気事業法第47条及び第48条に基づいて、原子炉の安全性の観点から重要なものについて、工事計画の認可や届出を義務付けており、本技術基準との適合性を審査事項の一つとしている。</p> <p>2 ナトリウム冷却型原子力発電設備は、発電用原子力設備であり、電気事業法上の技術基準適合義務、電気事業法に基づく工事計画認可等が求められる設備である。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を「ナトリウム冷却型原子力発電設備への技術基準への適用に当たって(別記-1)」で明確にしている。</p> <p>一 軽水炉(BWR及びPWR)に関する要求事項に加え追加的な要求事項 (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を自動的に調整する装置、格納容器熱除去装置)</p> <p>一 機能要求は同等であるが仕様に差違がある設備 (原子炉冷却材流出を制限するための隔離装置、非常用炉心冷却設備、反応度制御系統及び原子炉停止系統)</p>	適用範囲	その他	—	適用範囲についての記載のため、分類をその他とした
原	2			<p>第2条 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>一 「放射線」とは、原子力基本法(昭和30年法律第186号)第3条第5号に規定する放射線又はメガ電子ボルト未満のエネルギーを有する電子線若しくはエックス線であつて、自然に存在するもの以外のものをいう。</p> <p>二 「原子炉施設」とは、原子炉及びその附属設備をいう。</p> <p>三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。</p> <p>四 「二次冷却材」とは、一次冷却材の熱を熱交換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器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によつて生ずる異常な状態をいう。</p> <p>七 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の故障、損壊等による原子炉内の燃料の破損等により、多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制又は防止するための機能を有する施設をいう。</p> <p>八 「安全設備」とは、次に掲げる設備であつてその故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせるものをいう。</p> <p>イ 一次冷却系統に係る設備及びその附属設備</p> <p>ロ 反応度制御系統(通常運転時に反応度を調整する系統をいう。以下同じ。)及び原子炉停止系統(未臨界に移行し、未臨界を維持するために原子炉を停止する系統をいう。以下同じ。)に係る設備及びそれらの附属設備</p> <p>ハ 安全保護装置(運転時の異常な過渡変化が生じる場合、地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合、及び一次冷却材喪失等の事故時に原子炉停止系統を自動的に作動させ、かつ、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる装置をいう。以下同じ。)、非常用炉心冷却設備(原子炉圧力容器内において発生した熱を通常運転時において除去する施設がその機能を失った場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する設備をいう。以下同じ。)その他非常時に原子炉の安全を確保するために必要な設備及びそれらの附属設備</p> <p>ニ 原子炉格納容器及びその隔離弁</p> <p>ホ 非常用電源設備及びその附属設備</p> <p>九 「管理区域」とは、原子力発電所内の場所であつて、その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する線量を超え、空気中の放射性物質(空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。以下同じ。)の濃度が別に告示する濃度を超え、又は放射性物質によつて汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるものをいう。</p> <p>十 「周辺監視区域」とは、管理区域の周辺の区域であつて、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が別に告示する線量限度を超えるおそれがないものをいう。</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蒸気タービン(発電用に限る。))を除く)及び「(八) 附帯設備」(原子力発電所に施設するものに限る。)に掲げられている事項を含む電気工作物であつて、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 補助ボイラー</p> <p>11 補助ボイラーに属する燃料設備</p> <p>12 補助ボイラーに属するばい煙処理設備</p> <p>(八) 附帯設備</p> <p>1 発電所の運転を管理するための制御装置</p> <p>2 非常用予備発電装置</p> <p>2 第7号に規定する「工学的安全施設」とは、日本電気協会「原子力発電所工学的安全施設及びその関連施設の範囲を定める規程」(JEAC4605-2004)に規定する「工学的安全施設及びその関連施設」をいう。「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書(平成17年12月)」</p> <p>3 第8号に規定する「安全設備」のイ、ハ、ニ及びホとは次の設備をいう。</p> <p>イ 容器、配管、ポンプ等であつて原子炉冷却材圧力バウンダリに属する設備</p> <p>ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・工学的安全施設(非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその隔離弁を除く)</li> <li>・原子炉隔離時冷却系(BWR)</li> <li>・残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)(BWR)</li> <li>・余熱除去系(PWR)</li> <li>・逃がし安全弁(安全弁としての開機能)(BWR)</li> <li>・加圧器安全弁(開機能)(PWR)</li> <li>・制御室非常用換気空調系</li> <li>・格納容器エリアモニタ(事故時)(PWR)</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ(事故時)(BWR)</li> </ul> <p>ニ 原子炉建屋(BWR)、アニュラス(PWR)を含む</p> <p>ホ イ(一次冷却材ポンプを除く)、ロ(制御棒駆動装置を除く)、ハ及びニに規定する設備に対してその機能を確保するために電力を供給するもの</p>	<p>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、安全設計審査指針という。)における「運転時の異常な過渡変化」と整合を図っている。</p> <p>2 第8号イにおいて、原子炉圧力容器は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)」(以下、重要度分類指針という。)のPS-1に属する機器であることから、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た「その他の通常時において原子炉を安全に運転するために必要な設備」は、具体的に該当する設備がないため、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」との対応を表2. 1(PWRの例)及び表2. 2(BWRの例)に示している。</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き系統と同等である。</p> <p>5 第8号ロに該当する設備として、制御棒、ほう酸注入系、その他の反応度制御及び原子炉停止に係る設備がある。</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が該当し、BWRにおいてはほう酸水注入系が該当する。</p> <p>6 第9号、第10号に定める用語は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日 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よる線量等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示188号)」第1条の規定で準用している「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成13年3月21日 経済産業省告示187号)」第2条及び第11条に定める値である。</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よる線量等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示188号)」第2条の規定で準用している「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成13年3月21日 経済産業省告示187号)」第3条及び第11条に定める値である。</p>	定義	その他	—	定義についての記載のため、分類をその他とした

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	2			<p>十一「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴い自動的に弁が閉鎖されることにより圧力障壁となる部分をいう。</p> <p>十二「燃料許容損傷限界」とは、燃料被覆材の損傷の程度であつて、安全設計上許容される範囲内でかつ原子炉を安全に運転することができる限界をいう。</p> <p>十三「反応度価値」とは、制御棒の挿入若しくはその引抜き、又は液体制御材の注入等による原子炉の反応度の変化量をいう。</p> <p>十四「制御棒の最大反応度価値」とは、原子炉が臨界(臨界近傍を含む。)にある場合において、制御棒を1本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。</p> <p>十五「反応度添加率」とは、制御棒の引抜き等により炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。</p> <p>5 第12号に規定する「燃料許容損傷限界」に関する判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」の「4. 1 運転時の異常な過渡変化」によること。</p> <p>十六「クラス1容器」、「クラス1管」、「クラス1ポンプ」又は「クラス1弁」(以下「クラス1機器」という。)とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。</p> <p>十七「クラス2容器」、「クラス2管」、「クラス2ポンプ」又は「クラス2弁」(以下「クラス2機器」という。)とは、次に掲げる機器をいう。 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、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理設備に属するダクトにあつては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。) ロ タービンを駆動させることを主たる目的とする流体(蒸気及び給水をいう。)が循環する回路に係る設備に属する機器であつて、クラス1機器の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの、及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの。 ハイ及びロに掲げる機器以外の機器であつて、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの。</p> <p>十八「クラス3容器」又は「クラス3管」(以下「クラス3機器」という。)とは、クラス1機器、クラス2機器、原子炉格納容器及び放射線管理設備に属するダクト以外の容器又は管(内包する流体の放射性物質の濃度が37ミリベクレル毎立方センチメートル(流体が液体の場合にあつては、37キロボケレル毎立方センチメートル)以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。)をいう。</p> <p>十九「クラス4管」とは、放射線管理設備に属するダクトであつて、内包する流体の放射性物質の濃度が37ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの(クラス2管に属する部分を除く。)をいう。</p> <p>二十「原子炉格納容器」とは、容器内の機械器具から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するために設けられる容器をいう。</p> <p>二十一「コンクリート製原子炉格納容器」とは、原子炉格納容器であつて、鋼板で内張りされたコンクリート部を有するものをいう。</p> <p>二十二「コンクリート部」とは、コンクリート製原子炉格納容器のうち鉄筋コンクリート構造又はプレストレストコンクリート構造の部分を用いる。</p> <p>二十三「鋼製内張り部等」とは、コンクリート製原子炉格納容器内の機械器具から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するためにコンクリート部に内張りされている鋼板(以下「ライナプレート」という。)、胴と底部のライナプレートを接続する鋼板(以下「ナックル」という。)、貫通部スリーブ及びコンクリート部への定着金具をいう。</p> <p>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えられている状態をいう。</p> <p>三十「荷重状態Ⅰ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰ(積雪時及び暴風時を除く。)において想定される荷重を受ける状態をいう。</p> <p>三十一「荷重状態Ⅱ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が次に掲げるいずれかの状態において想定される荷重を受ける状態をいう。 イ 逃がし安全弁作動時の状態(積雪時及び暴風時を除く。) 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。) ハ 運転状態Ⅰにおける積雪時の状態(暴風時を除く。)</p> <p>三十二「荷重状態Ⅲ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰにおける暴風時の状態又は運転状態Ⅳにおける荷重状態Ⅳ以外の状態をいう。</p> <p>三十三「荷重状態Ⅳ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅳ(積雪時又は暴風時を含む。)において原子炉格納容器の安全上想定される異常な事態が生じている状態をいう。</p> <p>三十四「最高使用圧力」とは、対象とする機器又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態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き運転状態において生じる最高の温度以上の温度であつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>三十六「最低使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態又は試験状態において生ずる最低の温度以下の温度であつて、設計上定めるものをいう。</p> <p>三十七「機械的荷重」とは、自重、管又は支持構造物からの反力その他付加荷重のうち地震荷重を除くものであつて、設計上定めるものをいう。</p>	<p>4 第11号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ」は、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規格」(JEAC4602-2004)によること。「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書(平成17年12月)」</p> <p>5 第12号に規定する「燃料許容損傷限界」に関する判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」の「4. 1 運転時の異常な過渡変化」によること。</p> <p>6 「炉心支持構造物」とは、原子炉圧力容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材をいう。</p> <p>7 第34号、第35号及び第36号に規定する「その主たる機能を満たすべき運転状態」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む。))(JSME S NC1-2005/2007)」(以下「設計・建設規格2005(2007)」という。) GNR-2110 及び同解説に規定される「供用状態」をいう。 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2007年追補版)並びに【事例規格】「設計・建設規格2005年版」管の設計」(管継手、フランジ)のJIS規格年度の読替規定(NC.CC.003)及び【事例規格】「設計・建設規格2005年版付録材料図表JIS規格年度の読替規定(NC.CC.004)」に関する技術評価書(平成20年10月)。(以下「設計・建設規格2007技術評価書」という。)</p>	<p>9 JEAC4602-2004の適用に当たっての留意事項は、第16条の2の解釈及び第16条の3の解釈に記載されている。</p> <p>10 第12号の「燃料許容損傷限界」は、安全設計審査指針の「燃料の許容設計限界」と同じである。</p> <p>11 第16号から第19号までの機器及び第24号の支持構造物に関する定義は、本技術基準改正の一つの柱である性能規定化と学協会規格の活用の主旨に併せ、機器分類をクラス1からクラス4、原子炉格納容器と再分類するとともに、その定義として、告示501号を適用したものである。</p> <p>告示501号による分類 本技術基準による分類 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種管 クラス4管</p> <p>なお、技術基準に規定されている各クラス毎の代表的対象設備は解説表2. 3のとおりである。</p> <p>12 第21号から第23号までの定義は、コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準(告示452号)を適用したものである。なお、定義される各設備に含まれる具体的設備は解説図2. 1～2. 5(出典：日本機械学会 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格)のとおりである。</p> <p>13 第23号「鋼製内張り部等」の定義においては、コンクリート製原子炉格納容器のうち、鋼製部のみで、原子炉格納容器の構造及び強度の機能をもつ貫通部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上鏡部などは、コンクリート製格納容器はコンクリート部及び鋼製部により必要強度を有するものと定義されるので「鋼製内張り部等」には該当しない。</p> <p>14 第25号から第29号までの「運転状態」の分類は告示501号を適用したものであり、第30号から第33号までのコンクリート製原子炉格納容器を対象とした「荷重状態」の分類は告示452号を適用したものである。</p> <p>なお、コンクリート製原子炉格納容器に関する運転状態の荷重の組合せは解説表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 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」(JSME S NE1-2003)に記載されている。</p> <p>16 第34号から第37号までの定義は、告示501号を適用したものである。</p> <p>17 第37号に規定する「機械的荷重」としては、自重、配管反力、安全弁等の吹出し反力等があり、機器、炉心支持構造物等の主な荷重の具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) 安全弁等の吹出反力 (2) 原子炉格納容器 (イ) 自重 (ロ) 貫通部配管反力 (ハ) クレーン吊荷重 (3) クラス2管 (イ) 自重 (ロ) 安全弁等の吹出反力 (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

省令条項番号					技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号								
原	3				<p>第3条 特別の理由により経済産業大臣の認可を受けた場合は、この省令の規定によらないで原子炉および蒸気タービンならびにこれらの附属設備を施設することができる。</p> <p>2 前項の認可を受けようとする者は、その理由および施設方法を記載した申請書に関係図面を添付して申請しなければならない。</p>	<p>第3条(特殊な設計による施設)</p> <p>1 本省令の規定によらない場合又は本解釈に照らして同等性の判断が困難な場合については、第3条によること。</p> <p>2 第2項の規定により申請する場合の申請書の様式及び添付図面は、次のとおりである。</p>	<p>第3条(特殊な設計による施設)</p> <p>1 平成18年1月施行の本技術基準改正は、規制当局が定める要求事項は性能規定化し、その仕様として学協会規格を活用することとしているが、解釈1のような事例に対応するため、本条文を規定している。</p> <p>解釈1に該当する事例としては以下の例がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本省令の規定によらない場合</li> <li>別記-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を要しない事項</li> <li>・本解釈に照らして同等性の判断が難しい事項</li> </ul> <p>規制の一貫性や事業者の利便性の観点からも、学協会規格を本解釈において本技術基準を満たす仕様規定として明確化しているが、そのような学協会規格と全く体系が異なる規格の適用等、同等性の判断が困難な事項</p> <p>なお、今回の技術基準改正に伴い、溶接に関する要求事項が本技術基準に追加され、本規定に基づく特殊な設計による施設の認可の対象となる。その場合、技術評価を受けて本技術基準を満たすものとして明確化されている日本機械学会溶接規格、平成12年までの溶接に関する技術基準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が適用されることとなる。</p>	特殊な設計による施設	その他	—	特殊な設計による施設ができること及びその申請についての記載のため、分類をその他とした
原	4				<p>(防護施設の設置等)</p> <p>第4条 原子炉施設並びに一次冷却材又は二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備が想定される自然現象(地すべり、断層、なだれ、洪水、津波、高潮、基礎地盤の不同沈下等をいう。ただし、地震を除く。)により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路等がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両等の事故等により原子炉の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 航空機の墜落により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第4条(防護施設の設置等)</p> <p>1 第4条に規定する「適切な措置を講じなければならない」とは、供用中における運転管理等の運用上の措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」には、台風、雪害を含む。</p> <p>3 第2項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</p> <p>4 第3項の航空機墜落については、平成14年7月30日付け「実用発電用原子炉施設への航空機墜落下確率の評価について」(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、設置許可申請時の航路に変更がないことにより確認すること。</p>	<p>第4条(防護施設の設置等)</p> <p>1 第4条は、第5条で定める耐震性の要求を除き、想定される自然災害又は外部からの人為的災害により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合に、適切な措置を講ずることを求めたものである。</p> <p>2 第3項は、安全設計審査指針 指針3(外部人為事象に対する設計上の考慮)の解説において、外部人為事象には航空機墜下が含まれるとしており、設置許可の際の審査基準として「航空機墜下確率に関する評価基準」が策定されていることから、この評価基準に適合しない場合に対策を講ずることを規定している。</p> <p>(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映)</p> <p>3 第3項に規定する「航空機の墜落により原子炉の安全性を損なうおそれがある」かどうかを判断するために、設置許可以降、航路が新規に設置されていないか等を確認し、状況が変わっている場合には、評価基準である平成14年7月30日付け「実用発電用原子炉施設への航空機墜下確率の評価について」(平成14-07-29 原院第4号)に基づき、航空機墜下確率を評価する必要がある。その結果、航空機か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、防護壁の設置等の防護措置や航路変更の要請等その他の適切な措置を検討する必要があることを規定している。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・指針2 自然現象に対する設計上の考慮</li> <li>・指針3 外部人為事象に対する設計上の考慮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自然事象に対する防護措置</li> <li>・周辺監視区域に隣接する事業所、鉄道、道路等がある場合に、火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両等の事故等に対する防護措置</li> <li>・航空機墜下に対する防護措置</li> </ul>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	4	2	1	—	<p>第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。</p> <p>イ 火災の発生を防止するため、次の措置を講じること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講じること。</p> <p>ロ ケーブル、原子炉制御室その他原子炉の附属設備にあつては、可燃性物質の量等に応じて、不燃材料又は難燃材料を使用すること。</p> <p>ハ 落雷その他の自然現象による火災発生を防止するための避雷設備等を施設すること。</p> <p>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。</p> <p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によつて、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講じること。</p>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2に規定する「原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる対策を適切に組み合わせた措置を講じなければならない」とは、火災の発生により、安全設備の機能が損なわれ、原子炉の停止機能、除熱機能及び放射性物質の制御されない放出を防止する機能が損なわれないよう、原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に規定される重要度に応じて対策を講じること。</p> <p>2 第1項第1号(ホを除く)から第3号及び第2項に規定する措置とは、「日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針(JEAG4607-1999)」の適用に当たって(別記-2)」によること。</p> <p>3 第1項第1号ホの規定については、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によつて、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滞留、蓄積おそれがある配管等の損傷により、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがあることをいう。この場合において、水素燃焼によつても破断可能性が極めて小さい配管内容積(1~30リットル程度)を有し、破断対策として元弁を閉じて配管を隔離できる配管(計装系配管等)にあつては、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれが無いものとみなすことができる。</li> <li>・「水素の蓄積を防止する措置」とは、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(平成17年10月)」の本文のみならず、具体的な評価手法等を規定した解説によること。</li> <li>(社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(平成17年10月)」に関する技術評価書(平成17年12月))</li> </ul>	<p>第4条の2(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第4条の2は、原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備が火災の発生・延焼等の影響を受けることにより、安全設備の機能を損ない、原子炉の停止及び除熱機能の喪失、放射性物質の制御されない放出を防止するよう、適切な防火措置等を施すことを定めたものであり、関連法令と併せて、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」を受けて火災発生防止措置として、水素に関連した設備の要求事項(水素供給設備の防火区域外の設置及び換気の実施等)を第1号ニに、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係る要求規定を第1号ロに明記した。また、第4条の2においては、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の3方策を組合せることの要求規定を明記している。</p> <p>第1号ホ(放射線分解等に伴う水素による火災発生防止)に関する要求事項の追加は、浜岡1号機余熱除去系蒸気凝縮系配管破損事故、また、安全設計審査「指針5 火災に対する設計上の考慮」及び火災防護指針との整合を考慮したものである。</p> <p>(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映及び主要事故トラブル事例の技術基準への反映)</p> <p>2 第4条の2においては、原子炉の安全性が損なわれないよう要求していることから、第1項ロに規定する「ケーブル」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が対象となる。</p> <p>3 解釈2は、火災防護に関する設備面での要求を規定したものであるが、火災防護に当たっては、可燃物の持ち込み制限、火災発生時の手続きの整備等の運用管理面による対応にも留意することが望ましい。「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書(平成17年12月)」</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>指針5 火災に対する設計上の考慮</li> <li>及び</li> <li>発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針</li> </ul>	火災による損傷の防止(火災発生防止)	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	4	2	1	二	<p>第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。</p> <p>ニ 火災の検出及び消火のため、次の措置を講じること。</p> <p>イ 早期に消火を行える検出設備及び消火設備を施設すること。</p> <p>ロ イに定める検出設備及び消火設備は、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その能力が損なわれることがないこと。</p>			火災による損傷の防止(検出及び消火措置)	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	4	2	1	三	<p>第4条の2 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。</p> <p>三 火災の影響を軽減するため、防火壁の設置その他の措置を講じること。</p>			火災による損傷の防止(防火壁)	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	4	2	2		<p>2 前項第2号イに規定する検出設備及び消火設備は、故障、損壊、誤作動等により安全設備の機能を損なわないものでなければならない。</p>			火災による損傷の防止(検出設備及び消火設備の故障等による安全設備の機能喪失防止)	その他	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	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壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。	第5条(耐震性) 1 耐震性の評価については、施設の重要度に応じて適用される地震力に対し、地震時にも敷地周辺の公衆に放射線の影響を与えないとの観点から、 ① 地震による事故発生防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心崩壊熱の除去 ④ 事故時に必要な設備の健全性の保持 等に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。具体的な評価手法については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)」に照らした「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第5条への適合性に関する審査要領(内規)(平成20年4月23日付け平成20・04・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53年9月策定、昭和56年7月一部改訂、平成13年3月一部改訂)」(以下「旧耐震設計審査指針」という。)を適用して設置又は設置変更が許可された発電用原子力設備については、旧耐震設計審査指針に適合すること。具体的な評価手法としては、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEA4601-1987)、同補「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(追補版)」(JEA4601-1991)によること。 また、新耐震設計審査指針又は旧耐震設計審査指針のいずれも適用せず設置又は設置変更が許可された発電用原子力設備については、重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性が評価され、その結果に基づいて、資源エネルギー庁がとりまとめた「指針策定前の原子力発電所の耐震安全性(平成7年9月)」において旧耐震設計審査指針の考え方にも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過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過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12 原院第5号)」によること。	第5条(耐震性) 1 第5条は、安全設計審査指針の「指針2 自然現象に対する設計上の考慮」(第1項)及び発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針に対応する。 2 解釈3は、平成20年2月27日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈についての改正について(平成20・02・27 原院第1号)」で追加された。 【関連安全設計審査指針】 指針2 自然現象に対する設計上の考慮 指針2 自然現象に対する設計上の考慮 及び 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針	耐震性(地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないよう施設)	構造健全性(系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能検査	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施
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損壊した場合における災害の程度に応じて、基礎地盤の状況、その地方における過去の地震記録に基づく震害の程度、地震活動の状況等を基礎として求めなければならない。	具体的な評価手法としては、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEA4601-1987)、同補「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編」(JEA4601-1984)及び「原子力発電所耐震設計技術指針(追補版)」(JEA4601-1991)によること。 また、新耐震設計審査指針又は旧耐震設計審査指針のいずれも適用せず設置又は設置変更が許可された発電用原子力設備については、重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性が評価され、その結果に基づいて、資源エネルギー庁がとりまとめた「指針策定前の原子力発電所の耐震安全性(平成7年9月)」において旧耐震設計審査指針の考え方にも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過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過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12 原院第5号)」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 燃料体及び反射材並びにこれらを支える構造物、熱遮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循環、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、流れの乱れ、渦、気ほう等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。 ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1-2005)PVB-3600に規定する手法を適用すること。 ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学評価指針」(JSME S012)に規定する手法を適用すること。 なお、耐圧機能を有しないものについては第8条の2第2項によること。 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1)」(2005年改訂版)並びに流体力学及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書) 2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないよう施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017)に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じること。 なお、供用開始後における運転管理等の運用上の対応を考慮して施設することができる。 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1)」(2005年改訂版)並びに流体力学及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書) 3 配管内円柱状構造物の流体力学及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)(BWR)及び化学体積制御系、余熱除去系(PWR)を含めて措置を講じること。	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て温度差のある流体の混合等に対しても損傷を受けないように施設することを規定している。 これは、具体的には、以下の事故トラブル事例を反映したものである。 一 蒸気発生器伝熱管損傷事例(美浜2号機) (伝熱管が振止め金具で支持されていなかったため、伝熱管のU字管部に流体力学振動が発生し、固定支持の管支持板部に面圧が作用する状態で流体力学振動による繰り返し荷重が作用したことにより、高サイクルのフレッキングで破断したものの) 一 流体力学振動による損傷事例(もんじゅ) (温度計ウエルの流体力学振動(一様流れ中に置かれた円柱構造物の、流れにより励起される振動)による高サイクル熱疲労破損) 一 高サイクル熱疲労による損傷事例(敦賀2号機、泊2号機) (再生熱交換器における、低温水と高温水との混合による温度ゆらぎを主要因とする高サイクル熱疲労による連絡配管割れ) (主要事故トラブル事例の技術基準への反映) 2 条文では一次冷却材系統に属する容器、管、ポンプ及び弁といった機器を対象としているが、管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものは、機器と同様に流体振動に対する健全性を確保することが必要となることから、「配管内円柱状構造物の流体力学評価指針」(JSME S012)の適用を要求したものである。 3 炉心支持構造物については、先行プラントで実績がない流路設計となるものであって、炉心流量も変更となるような設計を採用する場合には、試運転後の目視検査により損傷がないことを確認する方法がある。 4 昭和55年の改正においてポンプ及び弁を追加規定した理由は、次のとおりである。 「従来は流体振動による損傷の防止という観点から実質的に問題となる流体中の機器及び構築物である燃料体、容器(原子炉容器、蒸気発生器等)の内部構造物の規制を主たる対象としていたが、昭和55年の改正ではポンプ及び弁も流体振動発生の可能性があること、それらに接続される配管の損傷等を考慮して、振動による損傷防止規程の対象にポンプ及び弁を追加したものである。」 【関連安全設計審査指針】 ・指針11 炉心設計 ・指針12 燃料設計 ・指針19 原子炉冷却材バウンダリの健全性	流体振動等による損傷の防止	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	7	1		第7条 原子力発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、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容易に立ち入ることをいう。 2 第3項に規定する「当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかなる場合」とは、河川、沼、湖、海、断崖等で当該区域の境界が設定されているような場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかなる場合をいう。	【関連安全設計審査指針】 指針58 放射線業務従事者の放射線管理	さく等の施設 (人がみだりに立ち入らないよう壁、さく、へい等を設け管理区域である旨を表示)	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	7	2		2 原子力発電所には、保安区域(原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする場所であって、管理区域以外のものをいう。以下同じ。)と管理区域以外の場所との境界には他の場所と区別するためさく、へい等を設けるか、または保安区域である旨を表示しなければならない。			さく等の施設 (保安区域と管理区域以外の場所との境界には他の場所と区別するためさく、へい等を設けるか、又は保安区域である旨を表示)	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	7	3		3 原子力発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するためさく、へい等を設けるか、また周辺監視区域である旨を表示しなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかなる場合は、この限りでない。			さく等の施設 (業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するためさく、へい等を設けるか、又はまた周辺監視区域である旨を表示)	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	7	2		第7条の2 原子力発電所には、安全設備が設置されている施設に人が不法に侵入することを防止するため、適切な侵入防止措置を講じなければならない。	1 第7条の2に規定する「適切な侵入防止措置」とは、さく等の障壁による区画、出入口の常時管理設備の施設をいう。	第7条の2(不法侵入の防止) 1 関係省令として、防護区域を設定、見張り人による防護区域出入口の常時監視(出入口に施錠した場合を除く)等の防護のために必要な措置を原子炉設置者が講じることについて、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)第15条の3に規定されている。 【関連安全設計審査指針】 指針3 外部人為事象に対する設計上の考慮	不法侵入の防止	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項

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

省令条項番号					技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号								
原	7	3			第7条の3 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律(昭和44年法律第57号)第3条第1項の規定により指定された急傾斜地崩壊危険区域内に施設する電気工作物は、当該区域内の急傾斜地(同法第2条第1項に規定するものをいう。)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として指定された地域に電気工作物を施設する場合には、急傾斜地崩壊防止工事の技術基準(同法施行令第3条)によること。	第7条の3(急傾斜地の崩壊の防止) 1 第7条の3は、急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律において電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として指定された地域に電気工作物を施設する場合について、他の技術基準との整合を図ったものである。	急傾斜地の崩壊の防止	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固有の出力抑制特性を有するとともに原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。	第8条(原子炉施設) 1 第2項に規定する「保守点検(試験及び検査を含む。)」ができるように施設しなければならない」とは、原子炉施設が所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間等を備えたものであること。 また、試験及び検査には、電気事業法第49条(使用前検査)、同第52条(溶接安全管理検査)、同第54条(定期検査)、同第55条(定期安全管理検査、定期事業者検査)に規定する検査及び第11条、第17条第4項、第22条第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「これを安全に処理するように施設しなければならない」とは、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具からの放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合(BWRの原子炉再循環ポンプ軸封部のコントロールリークを含む。)、液体にあってはこれらを原子炉格納容器内、原子炉建屋、タービン建屋、原子炉補助建屋等に設けられた機器又は床のそれぞれのドレンサンプ又はタンクに収集し、サンプ又はタンクから放射性廃棄物処理施設に移送して適切に処理ができるような施設とすること。 3 第4項に規定する「その他の損傷防止措置」とは、(1)想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、又は、(2)想定される飛散物の飛散方向を考慮し、防護対象を損傷し安全性を損なうことがないよう配置上の配慮又は多重性を考慮すること。 4 第4項に規定する「蒸気タービンの損壊に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、タービンサイル発生時の対象物を破壊する確率が10〜7回/炉・年を超える場合をいう。 「ポンプ等の損壊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フライホイールにあっては、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きいことを確認すれば安全性を損なうことが想定されないものと判断する。 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、併用によっても、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることがないこと。	第8条(原子炉施設) 1 第1項は、安全設計審査指針 指針13(原子炉の特性)に対応して、「固有の出力抑制特性」及び「出力振動に対する抑制」を通常運転時及び過渡変化時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(試験可能性に関する設計上の考慮)において、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計を要求していることから、同指針との対応において試験実施可能性に関する要求を明確化したものである。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 3 解釈4では、米Regulatory Guide 1.14(Rev.1)「原子炉冷却材ポンプのフライホイールの健全性」を参考にし、想定する飛散物に、一次冷却材ポンプのフライホイールが含まれるが、フライホイールの限界回転数が最大回転数に比べて十分大きいことが確認できれば、安全性を損なうことが想定されない旨明確にしている。 【関連安全設計審査指針】 ・指針4 内部発生飛来物に対する設計上の考慮 ・指針7 共用に関する設計上の考慮 ・指針13 原子炉の特性 ・指針10 試験可能性に関する設計上の考慮 ・指針15 原子炉停止系の独立性及び試験可能性 ・指針22 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中の試験及び検査 ・指針24 残留熱を除去する系統 ・指針25 非常用炉心冷却系 ・指針26 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統 ・指針32 原子炉格納容器熱除去系 ・指針33 格納施設雰囲気制御する系統 ・指針40 安全保護系の試験可能性 ・指針48 電気系統 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取替設備	原子炉施設 通常運転時における原子炉の反応度の安全かつ安定制御 運転時の異常な過渡変化時における原子炉固有の出力抑制特性及び原子炉の反応度を制御	系統機能	原子炉停止余裕検査 制御棒駆動系機能検査 制御棒駆動機構機能検査 選択制御棒挿入機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査 ほう酸水注入系機能検査 総合負荷性能検査	
原	8	2			2 原子炉施設(補助ボイラーを除く。)は、その健全性及び能力を確認するために、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検(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。	「ポンプ等の損壊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フライホイールにあっては、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きいことを確認すれば安全性を損なうことが想定されないものと判断する。 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、併用によっても、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることがないこと。	原子炉施設(補助ボイラーを除く。) 原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検(試験及び検査を含む。)	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、弁その他の機械器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。		原子炉施設 流体状の放射性廃棄物漏えいの安全処理	系統機能	液体廃棄物処理系機能検査(K6申請) 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	6号機の点検・評価計画書に従い実施	
原	8	4			4 原子炉施設に属する設備であつて、蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。		原子炉施設 蒸気タービン、ポンプ等の損壊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。		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号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械器具の単一故障(単一の原因によつて一つの機械器具が所定の安全機能を失うことをいう。以下同じ。)が生じた場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を有するよう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を、長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の想定される単一故障のいずれかをいう。 2 平成28年8月以前に原子炉設置許可を受けた原子炉にあっては、定期安全レビューにおいて運転管理等とあわせて多重性又は多様性、及び独立性を有する施設と同等の機能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、多重性又は多様性、及び独立性を有する」とみなすことができる。 3 第2項に規定する「想定されているすべての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び事故時において、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられるすべての環境条件のことで、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOC A時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。また、「環境条件」には、冷却材の性状(冷却材中の破損物等の異物を含む)が含まれる。この場合において、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入することの評価に当たっては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S012)」を適用すること。	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、多重性又は多様性及び独立性、その仮定として単一故障に加え、外部電源が使用できない場合の考慮を、安全設備に関する要求事項として明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 第1項の「単一故障」の記載は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂)」5.2(2)と同等である。 3 第2項は、安全設計審査指針 指針6(環境条件に対する設計上の考慮)に対応して、その機能が期待されているすべての環境条件に適合できるように施設することを、安全設備に関する要求事項として明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 4 解釈3において、「環境条件」として冷却材中の破損物等を規定している理由としては、以下の事故・トラブル事例を反映したものである。 一流力振動による損傷事例(福島第二発電所4号機) 復水脱塩装置出口水質測定用サンプリングノズル管が流力振動により破損したことによるルースパーツの発生 【関連安全設計審査指針】 ・指針6 環境条件に対する設計上の考慮 ・指針9 信頼性に関する設計上の考慮 第2項、第3項	安全設備 安全設備を構成する機械器具の単一故障、外部電源喪失時の多重性又は多様性、及び独立性	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	8	2	2		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。		安全設備 環境条件の考慮	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	9		一	<p>第9条 原子炉施設(圧縮機及び補助ボイラーを除く。)に属する容器、管、ポンプ若しくは弁(以下「機器」という。)若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、次の各号によらなければならない。この場合において、第1号から第7号まで及び第15号の規定については、使用前に適用されるものとする。</p> <p>一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス1機器又はクラス1支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分(使用中の応力等)に対する適切な耐食性を含む。)を有すること。</p> <p>ロ クラス1容器に使用する材料にあつては、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重等の条件に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。</p> <p>ハ クラス1機器(クラス1容器を除く。)又はクラス1支持構造物(クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。)に使用する材料にあつては、当該機器又は当該支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。</p> <p>ニ クラス1機器又はクラス1支持構造物(棒及びボルトに限る。)に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p>	<p>第9条(材料及び構造)</p> <p>1 第8号から第14号までの構造強度は、電気事業法第39条第1項に基づき維持段階にも適用される。</p> <p>2 第1号イの「使用中の応力等に対する適切な耐食性を含む」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮」(NC-CC-002)によること。(日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2001年版及び2005年版)事例規格「過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」及び事例規格「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮(NC-CC-002)」に関する技術評価書(平成18年8月))</p> <p>3 第1項第1号ロ、ハ、第2号ロ、第3号ロ、第5号ロの破壊じん性の規定において、板厚の薄い材料や高ニッケル合金等脆性破壊が問題とならないことが明白な材料については機械試験による確認に代えて寸法や材質により確認することができる。</p> <p>4 非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るストレナーの材料及び構造については、第9条第2号及び第9号の規定を準用するとともに、「非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12 原院第5号)」に適合すること。</p> <p>5 第3号ロの「工学的安全施設に属するクラス3機器」には非常用ディーゼル発電機の冷却系が含まれる。(「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書(平成17年12月)」)</p>	<p>第9条(材料及び構造)</p> <p>1 本条では、告示第501号及び告示第452号を性能規定化し、また、解釈では、これら告示に代わって活用できる民間規格(保安院が技術評価を行い技術的妥当性を確認したもの)を明確化している。さらに、工事計画認可等においても適用規格を記載事項とするよう手当てしている。</p> <p>2 第1号から第7号まで、及び第15号の規定が、使用前に適用されることは、これらの規定が、材料及び溶接の施工に関する規定であり、設計・建設段階での要求であることを示している。</p> <p>3 解釈1の「維持段階にも適用される。」とは、ここで規定される構造及び強度は供用開始後の経年劣化によっても、適用される規格を満たすことを要求したものである。</p> <p>4 解釈2は、日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格」(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮」(NC-CC-002)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。</p> <p>また、解釈2で示されている要求事項は、トラブル事例の多い応力腐食割れ(SCC)に対し、材料選択において、耐応力腐食割れ性に一定の配慮を求めたものである。SCCは、材料選定のみで、完全に防止できるものではなく、過去の経験などをと、その原因とされる発生応力の低減、環境条件の改善についても考慮することを明確にしている。</p> <p>これに関連するものとして、米国Regulatory Guide(R.G.)に、「非金属性材料(保温材、塗料、パッキン、テープ、洗浄剤等)は、SCCを助長し得る汚染物質を制限するような管理が必要である。」との記述があり、水質管理のみならず、機器への付着物によりSCCが発生する可能性に対して、注意を払うことが重要であるとしている。</p> <p>R.G.1.36「オーステナイト系ステンレス鋼に対する非金属性保温材」オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する非金属製保温材の選定と使用について、SCCの要因となる保温材に含まれる汚染物質を最小限にすることを規定</p> <p>R.G.1.37「軽水炉の流体系/付属機器の洗浄に対する品質保証要件」オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する洗浄剤の選定と使用について、SCCの要因とならないように洗浄剤に含まれる化学含有物の使用制限について規定</p> <p>R.G.1.38(Rev.2)「軽水炉機器/部品/材料等の梱包、輸送、受入及び取扱に対する品質保証要件」オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する梱包材(テープ)等の選定と使用について、SCCの要因とならないように梱包材(テープ)等に含まれる化学含有物の使用制限について規定R.G.1.54(Rev.1)「軽水炉における保護塗装の品質保証条件」オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する塗装材の選定と使用について、SCCの要因となる化学含有物の使用制限等について規定(主要事故トラブル事例と米国Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映)</p> <p>5 解釈3に規定される「板厚の薄い材料や高ニッケル合金等」については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005)の「破壊靱性試験不要となる材料の規定」において明確化されている。</p> <p>6 第1項第1号イ及びロの規定では、クラス1容器の原子炉圧力容器炉心領域材料は、運転期間中に中性子の影響を受けることから中性子照射脆化の影響を考慮して評価することを踏まえ、放射線の使用条件において適切な機械的強度及び化学的成分、適切な破壊じん性を有することを要求している。</p> <p>7 第1号ハでクラス1管及びクラス1弁を支持するクラス1支持構造物を除外する理由は、弁は管に接続されている関係上、弁単体を支持せずに管全体を支持することが一般的であって、しかもその管は多数の支持装置によって支持されているので、そのうちの1つが逸脱しても管及び弁の健全性に悪影響を与えることはないとの考え方によったものである。</p> <p>8 解釈4は、平成20年2月27日付けで「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12 原院第5号)」が改正されたことに伴い、同日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての改正について(平成20・02・27 原院第1号)」により改正している。</p> <p>9 解釈5に規定する内蔵機関(非常用ディーゼル発電機)の附属設備に属する容器及び管については、第34条の解釈3で、第9条、第10条及び第11条の規定適用が要求されている。</p> <p>10 解釈5は、日本電気協会「原子力発電所工学的安全施設及びその関連施設の範囲を定める規程」(JEAC4605-2004)において、非常用ディーゼル発電機の冷却系が工学的安全施設に含まれることが明確でないことから、追加したものである。</p> <p>11 第6号ロで規定する、「長期の耐久性を有すること」については、供用期間中にコンクリート部が有害な膨張若しくは鉄筋腐食による圧縮強度の低下をおこさないことを求めたものであり、コンクリートの材料選定段階において、含有される塩化物等不純物量を制限する方法がある。</p>	材料及び構造(クラス1機器・支持構造物の材料)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	9		二	<p>二 クラス2機器及びクラス2支持構造物に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス2機器又はクラス2支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>ロ クラス2機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。</p> <p>ハ クラス2機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p>			材料及び構造(クラス2機器・支持構造物の材料)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	9		三	<p>三 クラス3機器に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>ロ 工学的安全施設に属するクラス3機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。</p>			材料及び構造(クラス3機器の材料)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	9		四	<p>四 クラス4管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p>			材料及び構造(クラス4管の材料)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	9		五	<p>五 原子炉格納容器(コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。)及び原子炉格納容器支持構造物に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、湿度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>ロ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。</p>			材料及び構造(PCV(コンクリート除く)・支持構造物の材料)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	9		六	<p>六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な圧縮強度を有すること。</p> <p>ロ コンクリートにあつては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。</p> <p>ハ コンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具(以下「鉄筋等」という。)にあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有すること。</p> <p>ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあつては、前号イ及びロの規定に準ずること。</p>			材料及び構造(コンクリートPCVの材料)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	9		七	<p>七 炉心支持構造物に使用する材料は、第1号イ、ハ及びロの規定に準ずること。</p>			材料及び構造(炉心支持構造物の材料)	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	9		八	<p>ハ クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次によること。                      イ クラス1機器にあつては、最高使用温度、最高使用圧力及び機械的荷重が負荷されている状態(以下「設計上定める条件」という。))において、全体的な変形を弾性域に抑えること。                      ロ クラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑えること。                      ハ クラス1容器(オメガシール等を除く。)、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局部的な塑性変形はこの限りではない。                      ニ クラス1容器(オメガシール等を除く。)、クラス1管及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。                      ホ クラス1容器(ボルト、オメガシール等を除く。))にあつては、試験状態において、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局部的な塑性変形はこの限りでない。                      ヘ クラス1容器(ボルト等を除く。)、クラス1管、クラス1弁(弁箱に限る。))及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じないこと。                      ト クラス1容器、クラス1管、クラス1弁(弁箱に限る。))及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。                      チ クラス1容器(胴、鏡板等に限る。))にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ並びに試験状態において、座屈が生じないこと。                      リ クラス1管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。                      ヌ クラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。                      ル ロ、ハ、ニ、ヘ、ト及びヌにかかわらず、クラス1支持構造物であつて、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれのあるものにあつては、クラス1容器の規定に準ずること。</p>	<p>6 第8号イ及びロ、第9号イ、第10号イ並びに第12号イの「全体的な変形を弾性域に抑えること。」とは、構造上の全体的な変形を弾性域に抑えることに加え、材料の引張り強さに対しても十分な構造強度を有することをいう。                      7 第8号イ、ロ、ハ及びニの適用に当っては、解析により以下を確認すること。                      (1)イ及びロの「全体的な変形を弾性域に抑える」とは、一般部に加え、構造不連続部にあつても塑性変形を許容しないこと。                      (2)ハの「全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局部的な塑性変形はこの限りではない。」とは、応力が集中する箇所である「構造上の不連続部」にのみ一時的な荷重による塑性変形を許容するが、構造体の機能低下に至るような塑性変形は許容しないこと。                      (3)ニの「延性破断に至るような塑性変形が生じないこと」とは、箇所限定なしに塑性変形が生じることを許容するが、構造体の著しい機能喪失に至るような塑性変形は許容しないこと。                      8 第8号ホ及びヘの「ボルト等」とは、ボルト及びナットをいう。ハからホの「オメガシール等」とは、オメガシール及びキャノピーシールをいう。                      9 第8号ヘの「進行性変形」とは、内圧などによる一定の応力(一次応力)が加わった状態で、熱応力等(二次応力)による変形(ひずみ)が弾性的挙動を示す領域を超え繰り返し加えられる場合に、その変形(ひずみ)が一方方向に蓄積されるもので、「進行性変形が生じないこと。」とは、その二次応力による変形(ひずみ)を弾性的挙動を示す範囲内に抑えること。                      10 第8号チの「等」とは外面から圧力を受ける円筒形若しくは管状のものを用いる。                      11 第1号から5号、7号から12号及び14号の規定に適合する材料及び構造とは、「設計・建設規格2005(2007)」の規定に、「日本機械学会」設計・建設規格」の適用に当たって(別記4)」の要件を付したものであること。(設計・建設規格2007技術評価書)</p>	<p>12 解釈6、解釈7及び解釈9は具体的には「日本機械学会」設計・建設規格」の適用に当たって(別記4)の対応表による。                      13 解釈8のオメガシール、キャノピーシールとは剛性の大きい部品を溶接で接合し、機密性を保たせることを目的としているもので、解説図9.1に示すように両端が剛性が大きい部品により拘束され、急激な圧力、機械的荷重を直接に受けないように設計されたものをいう。                      14 解釈10に該当する具体例としては以下のものがある。                      ・蒸気発生器伝熱管(PWR)                      ・制御棒駆動機構のスタブチューブ(BWR)                      ・加圧器ヒータシース(PWR)</p>	<p>材料及び構造(クラス1機器・支持構造物の構造・強度)</p>	<p>構造健全性</p>	<p>—</p>	<p>設備点検、 定期事業者検査にて確認</p>
原	9		九	<p>九 クラス2機器及びクラス2支持構造物の構造及び強度は、次によること。                      イ クラス2機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。                      ロ クラス2機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。                      ハ クラス2管(伸縮継手を除く。))にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。                      ニ クラス2容器及びクラス2管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。                      ホ クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれのあるものにあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断及び座屈が生じないこと。</p>			<p>材料及び構造(クラス2機器・支持構造物の構造・強度)</p>	<p>構造健全性</p>	<p>—</p>	<p>設備点検、 定期事業者検査にて確認</p>
原	9		十	<p>十 クラス3機器の構造及び強度は、次によること。                      イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。                      ロ クラス3機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。                      ハ 設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p>			<p>材料及び構造(クラス3機器の構造・強度)</p>	<p>構造健全性</p>	<p>—</p>	<p>設備点検、 定期事業者検査にて確認</p>
原	9		十一	<p>十一 クラス4管の構造及び強度は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じないこと。</p>			<p>材料及び構造(クラス4管の構造・強度)</p>	<p>構造健全性</p>	<p>—</p>	<p>設備点検、 定期事業者検査にて確認</p>
原	9		十二	<p>十二 原子炉格納容器(コンクリート製原子炉格納容器を除く。))及び原子炉格納容器支持構造物の構造及び強度は、次によること。                      イ 原子炉格納容器(口に掲げる部分を除く。))にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。                      ロ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分にあつては、第8号イ、ハ、ニ及びホのクラス1容器の規定を準用する。                      ハ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、第8号ロ、ハ及びニのクラス1支持構造物の規定を準用する。                      ニ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。                      ホ 原子炉格納容器の伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。                      ヘ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。                      ト 原子炉格納容器にあつては、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。                      チ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p>			<p>材料及び構造(PCV(コンクリート除く)・支持構造物の構造・強度)</p>	<p>構造健全性</p>	<p>—</p>	<p>設備点検、 定期事業者検査にて確認</p>

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

省令条項番号					技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号								
原	9			十三	<p>十三 コンクリート製原子炉格納容器の構造及び強度は、次によること。 イ コンクリートにあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。 ロ 鉄筋等にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて破断に至るひずみが生じないこと。 ハ コンクリート部にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。 ニ ライナプレート(貫通部スリーブが取り付け部分を除く。)にあつては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて破断に至らないこと。 ホ ライナプレート(貫通部スリーブが取り付け部分を除く。)にあつては、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。 ヘ ライナプレート(貫通部スリーブが取り付け部分に限る。)、貫通部スリーブ及び定着金具(ライナプレートに取り付ける定着金具であつて、すべての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。)にあつては、第12号ハ、ニ、ヘ及びテの原子炉格納容器支持構造物の規定を準用する。この場合において、第12号中「運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱ」とあるのは「荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱ」と、「運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ」とあるのは「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳ」と読み替えるものとする。 ト ナックルにあつては、第12号ロ、ニ及びへの原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。</p>	<p>12 第13号イの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリートが弾性状態を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、圧縮破壊が生じない変形(ひずみ)までに制限することであり、圧縮応力による塑性変形が過大な状態または圧縮破壊を生じている状態は許容しないこと。 13 第13号ハの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリート部が、塑性変形が過大な状態またはせん断破壊を生じている状態に対して十分な余裕を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、せん断応力による塑性変形が過大な状態またはせん断破壊を生じている状態は許容しないこと。 14 第13号ヘの規定において、「ライナプレート(貫通部スリーブが取り付け部分に限る。)、貫通部スリーブ及び定着金具(ライナプレートに取り付ける定着金具であつて、すべての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。)」とは、機械的荷重に対する許容荷重として弾性変形の範囲に抑えることに加え、内張り鋼板に生ずる強制ひずみにより定着金具に生ずる変位量が、破断変位に対し十分な裕度を有することという。 15 第6号及び13号の規定に適合する材料及び構造とは、日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の規定に、「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の適用に当たって(別記-5)の要件を付したものであること。(日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格(JSME S NE1-2003)」技術評価書) 16 第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。 (1) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは廃棄設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。)、これらの設備に属する外径150mm以上の管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内包する放射性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 水用の容器又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについて は、最高使用圧力1960kPa ロ イ以外の容器については、最高使用圧力98kPa ハ イ以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手にあつては、490kPa) (2) 原子炉本体若しくは原子炉格納施設に属する容器又は原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備若しくは放射線管理設備に属する容器であつて非常時に安全装置として使用されるもの (3) 原子炉本体に属する容器又は原子炉格納容器に取り付けられる管であつて、それが取り付けられる当該容器から最も近い止め弁までの部分 (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うち原子炉格納容器スプレイ設備若しくは可燃性ガス濃度制御設備に属する管であつて、非常時に安全装置として使用されるもの(3)に規定する部分を除く。) (5) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは廃棄設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。)又はこれらの設備に属する外径61mm(最高使用圧力98kPa未満の管にあつては、100mm)を超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内包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。) (例) ・キャノピーシールの溶接部 ・管と管板との溶接部 ・耐圧部材に直接溶接されるラグ、ブラケット等であつて地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの 17 第15号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い切欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。 18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれなく」とは、溶接後の非破壊検査において割れがないことに加え、溶接時の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことをいい、「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じがたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないことをいう。 19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。 20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることをいう。 21 第15号ニに規定する「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」とは、溶接施工法、溶接設備及び溶接士技能について適切であることをあらかじめ確認したものをいい、当該溶接施工法等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。 22 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。))及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-10)』の要件を付したものに適合した溶接部をいう。(日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(2007年版)に関する技術評価書(平成20年10月)(以下「溶接規格2007技術評価書」という。))及び設計・建設規格2007技術評価書)</p>	<p>15 第12号ロの規定で、「著しい応力が生じる部分」に対してクラス1容器の規定を準用しているが、これは、格納容器では一般に「公式による設計」(Design by Rule)としているが、応力が高くなる部分には、クラス1容器と同様に「解析による設計」(Design by Analysis)を適用して適切な設計を行うことを規定している。 16 第12号ロに規定する「著しい応力が生じる部分」とは、例えばジェット力の影響を考慮する必要がある部分を示し、また、「特殊な形状の部分」としてはいわゆる規格計算の適用できない構造上の不連続部分(ボルトによって締められたフランジ部等)を示している。日本機械学会「設計・建設規格」のクラスMC容器PVE-3100及び同解説に具体的な取り扱いが示されている。 17 解釈12、解釈13及び解釈14は、具体的には「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の適用に当たって(別記-5)の対応表による。 18 解釈16は、「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」が平成19年12月6日付けで改正されたことに伴い、同日付けにて変更している。</p>	材料及び構造(コンクリートPCVの構造・強度)	構造健全性(系統機能)	原子炉格納容器漏えい率検査	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施
原	9			十四	<p>十四 炉心支持構造物の構造及び強度は、次によること。 イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。 ロ 運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。 ハ 運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。 ニ 炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。 ホ 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。 ヘ 運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p>	<p>(1) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは廃棄設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。)、これらの設備に属する外径150mm以上の管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内包する放射性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 水用の容器又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについて は、最高使用圧力1960kPa ロ イ以外の容器については、最高使用圧力98kPa ハ イ以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手にあつては、490kPa) (2) 原子炉本体若しくは原子炉格納施設に属する容器又は原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備若しくは放射線管理設備に属する容器であつて非常時に安全装置として使用されるもの (3) 原子炉本体に属する容器又は原子炉格納容器に取り付けられる管であつて、それが取り付けられる当該容器から最も近い止め弁までの部分 (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うち原子炉格納容器スプレイ設備若しくは可燃性ガス濃度制御設備に属する管であつて、非常時に安全装置として使用されるもの(3)に規定する部分を除く。) (5) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは廃棄設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。)又はこれらの設備に属する外径61mm(最高使用圧力98kPa未満の管にあつては、100mm)を超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内包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。) (例) ・キャノピーシールの溶接部 ・管と管板との溶接部 ・耐圧部材に直接溶接されるラグ、ブラケット等であつて地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの 17 第15号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い切欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。 18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれなく」とは、溶接後の非破壊検査において割れがないことに加え、溶接時の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことをいい、「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じがたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないことをいう。 19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。 20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることをいう。 21 第15号ニに規定する「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」とは、溶接施工法、溶接設備及び溶接士技能について適切であることをあらかじめ確認したものをいい、当該溶接施工法等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。 22 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。))及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-10)』の要件を付したものに適合した溶接部をいう。(日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(2007年版)に関する技術評価書(平成20年10月)(以下「溶接規格2007技術評価書」という。))及び設計・建設規格2007技術評価書)</p>	<p>(1) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは廃棄設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。)、これらの設備に属する外径150mm以上の管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内包する放射性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 水用の容器又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについて は、最高使用圧力1960kPa ロ イ以外の容器については、最高使用圧力98kPa ハ イ以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手にあつては、490kPa) (2) 原子炉本体若しくは原子炉格納施設に属する容器又は原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備若しくは放射線管理設備に属する容器であつて非常時に安全装置として使用されるもの (3) 原子炉本体に属する容器又は原子炉格納容器に取り付けられる管であつて、それが取り付けられる当該容器から最も近い止め弁までの部分 (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うち原子炉格納容器スプレイ設備若しくは可燃性ガス濃度制御設備に属する管であつて、非常時に安全装置として使用されるもの(3)に規定する部分を除く。) (5) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは廃棄設備に属する容器(2)に規定する容器を除く。)又はこれらの設備に属する外径61mm(最高使用圧力98kPa未満の管にあつては、100mm)を超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内包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。) (例) ・キャノピーシールの溶接部 ・管と管板との溶接部 ・耐圧部材に直接溶接されるラグ、ブラケット等であつて地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの 17 第15号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い切欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。 18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれなく」とは、溶接後の非破壊検査において割れがないことに加え、溶接時の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことをいい、「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じがたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないことをいう。 19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。 20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることをいう。 21 第15号ニに規定する「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」とは、溶接施工法、溶接設備及び溶接士技能について適切であることをあらかじめ確認したものをいい、当該溶接施工法等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。 22 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。))及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-10)』の要件を付したものに適合した溶接部をいう。(日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(2007年版)に関する技術評価書(平成20年10月)(以下「溶接規格2007技術評価書」という。))及び設計・建設規格2007技術評価書)</p>	材料及び構造(炉心支持構造物の構造・強度)	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	9			十五	<p>十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接金属部及び熱影響部をいう。)は、次によること。 イ 不連続で特異な形状でないものであること。 ロ 溶接による割れが生ずるおそれなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。 ハ 適切な強度を有するものであること。 ニ 機械試験等により適切な溶接施工法等であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。</p>	<p>17 第15号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い切欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。 18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれなく」とは、溶接後の非破壊検査において割れがないことに加え、溶接時の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことをいい、「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じがたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないことをいう。 19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。 20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることをいう。 21 第15号ニに規定する「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」とは、溶接施工法、溶接設備及び溶接士技能について適切であることをあらかじめ確認したものをいい、当該溶接施工法等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。 22 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。))及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-10)』の要件を付したものに適合した溶接部をいう。(日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(2007年版)に関する技術評価書(平成20年10月)(以下「溶接規格2007技術評価書」という。))及び設計・建設規格2007技術評価書)</p>	材料及び構造(溶接部の構造)	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がある事項	
原	9	2	1		<p>第9条の2 使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第9条の2(使用中のき裂等による破壊の防止) 1 第1項に規定する「その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があつてはならない。」とは、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈」(平成20年7月11日付け平成20・07・04 原院第1号)」の規定に適合するものであること。</p>	<p>第9条の2(使用中のき裂等による破壊の防止) 1 「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈」(平成20年7月11日付け平成20・07・04 原院第1号)」の解釈について、平成18年3月23日付け改訂されたことに伴い、同日付けにて解釈1を変更している。</p>	使用中のき裂等による破壊の防止 クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物の破壊を引き起こすき裂その他の欠陥防止	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	9	2	2		<p>2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、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>		使用中のき裂等による破壊の防止 クラス1機器の耐圧部貫通欠陥の防止	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	10	1	一	第10条 原子炉施設には、次の各号により安全弁又は逃がし弁(「安全弁等」という。以下この条において同じ。)を設けなければならない。 一 安全弁等は、確実に作動する機構を有すること。	第10条(安全弁等) 1 第10条において規定した「安全弁等」とは、安全弁(蒸気又は他のガス用に使用されるもの)及び逃がし弁(水又は他の液体用に使用されるもの)をいう。	第10条(安全弁等) 1 解釈2は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】過圧防護に関する規定」(NC-CC-001)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 2 平成15年9月改正の省令第10条の条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、流体圧力の推力により自動的に開弁し、かつ、急閉又はポップ動作を行う弁をいう。なお、ばね安全弁には、非平衡型及び平衡型のばね安全弁がある。 (2)ばね逃がし弁(円筒形コイルばねによる直動式の逃がし弁) 流体圧力によって生ずる推力を直接その弁体で受け、同推力に対する抗力としてばねを使用するもので、流体圧力の推力により自動的に開弁する弁をいう。なお、ばね逃がし弁には、非平衡型および平衡型のばね逃がし弁がある。 (3)平衡型ばね安全弁又は平衡型ばね逃がし弁 ばね安全弁又はばね逃がし弁の出口側圧力が変動した場合にその弁の吹き出し圧力が変動しないよう機構上配慮された型式のばね安全弁又はばね逃がし弁をいう。この目的のために弁棒に直結弁座口の面積に等しい有効受圧面積を持つベローズ等を使用するものである。 (4)非平衡型ばね安全弁又は非平衡型ばね逃がし弁 平衡型における機構上の配慮を行っていない型式のばね安全弁又はばね逃がし弁をいう。 (5)ばね安全弁又はばね逃がし弁には、さらに次のような附属装置を設けるものがある。 イ 補助作動付きのもの ばね安全弁又はばね逃がし弁の機能の他に吹き出し圧力を下廻る圧力で強制的に圧力を逃す機能(従来逃がし弁機能等といわれる機能)を補助機構として持っているものをいう。 ロ 漏れ防止装置付きのもの ばね安全弁又はばね逃がし弁の機能の他に、常時はばね抗力に付加する空気圧等の抗力で漏れの防止を図り、所定の吹き出し圧力に到達する前にはこの付加抗力を自動的に取り除くための機構が設置されており、更にこの付加抗力がそのまま維持されていても、最高使用圧力の1.1倍の圧力を超えない吹き出し容量を放出できるものをいう。 ② 安全弁の吹き出し圧力を吹き出し圧力の0.1倍以下と規定しているが、低圧(吹き出し圧力、3MPa以下)用の安全弁では吹き出し圧力が圧力計の測定誤差範囲内になる場合がある。このような場合の吹き出し圧力は、日本工業規格JIS B8210(1994)「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の「4.3 吹下り」によることができる。 ③ 「確実に作動する機構を有すること」とは、円筒型コイルばねによる直動式がある。 (第1項第1号に対応) ④ 「弁座面での耐漏えい性が確保できる構造」は、例えば弁軸を鉛直にして、弁体、弁棒、ばね、その他の荷重が弁体シート面に鉛直にかかることにより、シート面の耐漏えい性を確保するもの等がある。 (第1項第2号に対応) ⑤ 原子炉圧力容器(加圧器がある場合は、加圧器)及び蒸気発生器に設ける安全弁の設置場所「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をいう。 たとえば、沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)の主蒸気配管に安全弁を設けている場合は、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号イ及び第6号イに対応) ⑥ ばね逃がし弁に対して、「吹き出し圧力を下回った後に速やかに吹き止まること」を規定しない。理由は、次のとおりである。 (1)ばね逃がし弁はばね安全弁と比較して急閉動作することがなく、圧力の昇降に対応して徐閉動作する特徴をもっている。したがって、逃がし弁は、吹き止り時に流出液体が急速に打ち切られることがないことから逃がし弁の吹き下り圧力を測定することは困難である。 (2)ばね逃がし弁は、排出エネルギーが小さく、吹き下り圧力を規定しなくとも安全上支障はない。 (3)ばね逃し弁は、取り扱う液体が非圧縮性であることから、吹き下り時の圧力降下が急激、かつ、大である。このため、圧縮性ガス体を取り扱うばね安全弁と同程度の吹き下り圧力を規定することはできない。 (4)ばね逃がし弁については、徐閉機能を持たせることにより、弁作動時の水撃現象を避けることができるので、一律に逃がし弁の吹き下り圧力を規定する必要はない。 (第1項第7号に対応) ⑦ 「内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれのあるもの」とは、原子炉格納容器等がある。 (第5項に対応) ⑧ 真空破壊弁については、1個の不動作は仮定しておらず、原子炉格納容器以外の容器又は管に対しては1個以上の設置を要求しているが、原子炉格納容器については、原子炉格納容器の果たす安全機能の特殊性に鑑み、1個の不動作を仮定しても必要な容量が得られるように設計するのが妥当と考えられる。 (第5項第2号に対応)	安全弁等 確実に作動する機構	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原	10	1	二	二 安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造であること。	二 第10条で規定する安全弁等は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1-2005)又は(JSME S NC1-2001)の第10章(安全弁等)及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】過圧防護に関する規定」(NC-CC-001)によること。 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2001年版及び2005年版)事例規格「過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮(NC-CC-002)」に関する技術評価書(平成18年8月)) なお、既設プラントの安全弁等については、施設時に適用された以下の告示によること。 ・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年10月30日公布)」の第101条、第102条、第103条の規定 ・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日公布)」の第72条、第73条の規定 ・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準の細目を定める告示(昭和40年6月15日公布)」の第23条、第24条の規定	安全弁等 弁軸の弁座面からの漏えい防止構造	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認	
原	10	1	三	三 安全弁等の材料は、次によること。 イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第9条第1号の規定に準ずること。 ロ クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第9条第2号の規定に準ずること。	三 安全弁等には、次のような種類のものがある。 (1)ばね安全弁(円筒形コイルばねによる直動式の安全弁) 流体圧力によって生ずる推力を直接その弁体で受け、同推力に対する抗力としてばねを使用するもので、流体圧力の推力により自動的に開弁し、かつ、急閉又はポップ動作を行う弁をいう。なお、ばね安全弁には、非平衡型及び平衡型のばね安全弁がある。 (2)ばね逃がし弁(円筒形コイルばねによる直動式の逃がし弁) 流体圧力によって生ずる推力を直接その弁体で受け、同推力に対する抗力としてばねを使用するもので、流体圧力の推力により自動的に開弁する弁をいう。なお、ばね逃がし弁には、非平衡型および平衡型のばね逃がし弁がある。 (3)平衡型ばね安全弁又は平衡型ばね逃がし弁 ばね安全弁又はばね逃がし弁の出口側圧力が変動した場合にその弁の吹き出し圧力が変動しないよう機構上配慮された型式のばね安全弁又はばね逃がし弁をいう。この目的のために弁棒に直結弁座口の面積に等しい有効受圧面積を持つベローズ等を使用するものである。 (4)非平衡型ばね安全弁又は非平衡型ばね逃がし弁 平衡型における機構上の配慮を行っていない型式のばね安全弁又はばね逃がし弁をいう。 (5)ばね安全弁又はばね逃がし弁には、さらに次のような附属装置を設けるものがある。 イ 補助作動付きのもの ばね安全弁又はばね逃がし弁の機能の他に吹き出し圧力を下廻る圧力で強制的に圧力を逃す機能(従来逃がし弁機能等といわれる機能)を補助機構として持っているものをいう。 ロ 漏れ防止装置付きのもの ばね安全弁又はばね逃がし弁の機能の他に、常時はばね抗力に付加する空気圧等の抗力で漏れの防止を図り、所定の吹き出し圧力に到達する前にはこの付加抗力を自動的に取り除くための機構が設置されており、更にこの付加抗力がそのまま維持されていても、最高使用圧力の1.1倍の圧力を超えない吹き出し容量を放出できるものをいう。 ② 安全弁の吹き下り圧力を吹き出し圧力の0.1倍以下と規定しているが、低圧(吹き出し圧力、3MPa以下)用の安全弁では吹き出し圧力が圧力計の測定誤差範囲内になる場合がある。このような場合の吹き出し圧力は、日本工業規格JIS B8210(1994)「蒸気用及びガス用ばね安全弁」の「4.3 吹下り」によることができる。 ③ 「確実に作動する機構を有すること」とは、円筒型コイルばねによる直動式がある。 (第1項第1号に対応) ④ 「弁座面での耐漏えい性が確保できる構造」は、例えば弁軸を鉛直にして、弁体、弁棒、ばね、その他の荷重が弁体シート面に鉛直にかかることにより、シート面の耐漏えい性を確保するもの等がある。 (第1項第2号に対応) ⑤ 原子炉圧力容器(加圧器がある場合は、加圧器)及び蒸気発生器に設ける安全弁の設置場所「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をいう。 たとえば、沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)の主蒸気配管に安全弁を設けている場合は、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号イ及び第6号イに対応) ⑥ ばね逃がし弁に対して、「吹き出し圧力を下回った後に速やかに吹き止まること」を規定しない。理由は、次のとおりである。 (1)ばね逃がし弁はばね安全弁と比較して急閉動作することがなく、圧力の昇降に対応して徐閉動作する特徴をもっている。したがって、逃がし弁は、吹き止り時に流出液体が急速に打ち切られることがないことから逃がし弁の吹き下り圧力を測定することは困難である。 (2)ばね逃がし弁は、排出エネルギーが小さく、吹き下り圧力を規定しなくとも安全上支障はない。 (3)ばね逃し弁は、取り扱う液体が非圧縮性であることから、吹き下り時の圧力降下が急激、かつ、大である。このため、圧縮性ガス体を取り扱うばね安全弁と同程度の吹き下り圧力を規定することはできない。 (4)ばね逃がし弁については、徐閉機能を持たせることにより、弁作動時の水撃現象を避けることができるので、一律に逃がし弁の吹き下り圧力を規定する必要はない。 (第1項第7号に対応) ⑦ 「内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれのあるもの」とは、原子炉格納容器等がある。 (第5項に対応) ⑧ 真空破壊弁については、1個の不動作は仮定しておらず、原子炉格納容器以外の容器又は管に対しては1個以上の設置を要求しているが、原子炉格納容器については、原子炉格納容器の果たす安全機能の特殊性に鑑み、1個の不動作を仮定しても必要な容量が得られるように設計するのが妥当と考えられる。 (第5項第2号に対応)	安全弁等 材料	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	1	四	四 補助作動装置付きのものにあつては、当該補助作動装置が故障しても所要の吹き出し容量が得られる構造であること。	四 補助作動装置付きのものにあつては、当該補助作動装置が故障しても所要の吹き出し容量が得られる構造であること。	安全弁等 補助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	1	五 イ	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 背圧の影響によりその作動に支障を生ずることを防止するためベローズが設けられた安全弁(第7号において「ベローズ付き安全弁」という。)を適当な箇所2個以上設けること。	五 原子炉圧力容器(加圧器がある場合は、加圧器。以下この号において同じ。)にあつては、次によること。 イ 背圧の影響によりその作動に支障を生ずることを防止するためベローズが設けられた安全弁(第7号において「ベローズ付き安全弁」という。)を適当な箇所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数	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	1	五 ロ	ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する値を減ずることができる。	ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。	安全弁等 原子炉圧力容器の安全弁の容量	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認	
原	10	1	六 イ	六 蒸気発生器にあつては、次によること。 イ 安全弁を適当な箇所2個以上設けること。	六 蒸気発生器にあつては、次によること。 イ 安全弁を適当な箇所2個以上設けること。	安全弁等 蒸気発生器の安全弁の個数	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	1	六 ロ	ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該蒸気発生器の過圧防止に必要な容量以上であること。	ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該蒸気発生器の過圧防止に必要な容量以上であること。	安全弁等 蒸気発生器の安全弁の容量	機器機能	—	対象設備無し	
原	10	1	六 ハ	ハ 安全弁は、吹き出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。	ハ 安全弁は、吹き出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。	安全弁等 蒸気発生器の安全弁の吹き止まり	機器機能	—	対象設備無し	
原	10	1	七 イ	七 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものにあつては、次によること。 イ クラス1管にあつては、ベローズ付き安全弁を減圧弁の低圧側にこれに接近して2個以上設けること。	七 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものにあつては、次によること。 イ クラス1管にあつては、ベローズ付き安全弁を減圧弁の低圧側にこれに接近して2個以上設けること。	安全弁等 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものについて、ベローズ付き安全弁等の設置箇所及び個数	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	1	七 ロ	ロ イに掲げる管以外の管にあつては、安全弁等を減圧弁の低圧側にこれに接近して1個以上設けること。	ロ イに掲げる管以外の管にあつては、安全弁等を減圧弁の低圧側にこれに接近して1個以上設けること。	安全弁等 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものについて、安全弁等の設置箇所及び個数	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	1	七 ハ	ハ 安全弁等の容量の合計は、当該安全弁等の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、減圧弁が全開したとき管の低圧側の部分及びこれに接続する機器の過圧防止に必要な容量以上であること。	ハ 安全弁等の容量の合計は、当該安全弁等の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、減圧弁が全開したとき管の低圧側の部分及びこれに接続する機器の過圧防止に必要な容量以上であること。	安全弁等 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものについて、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	1	七 ニ	ニ 安全弁は、吹き出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。	ニ 安全弁は、吹き出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。	安全弁等 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものについて、吹き止まり。	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認	
原	10	1	八	八 原子炉施設に属する容器(第5号、第6号及び第3項に掲げるもの、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く。)又は管(前号に掲げるものを除く。)であつて、内部に過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、第6号ロ並びに前号イ、ロ及びニの規定に準じて安全弁等を適当な箇所に設けること。	八 原子炉施設に属する容器(第5号、第6号及び第3項に掲げるもの、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く。)又は管(前号に掲げるものを除く。)であつて、内部に過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、第6号ロ並びに前号イ、ロ及びニの規定に準じて安全弁等を適当な箇所に設けること。	安全弁等 その他安全弁(6号ロ、7号イロニに準じる)	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認	
原	10	2	一	2 前項の場合において、安全弁等の入口側又は出口側に破壊板を設ける場合は、次の各号によらなければならない。 一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次によること。 イ 破壊板の吹き出し圧力は、当該容器の最高使用圧力以下の圧力であること。 ロ 破壊板の破壊により安全弁等の機能に支障を及ぼさないようにすること。	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、次の各号によらなければならない。 一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次によること。 イ 破壊板の吹き出し圧力は、当該容器の最高使用圧力以下の圧力であること。 ロ 破壊板の破壊により安全弁等の機能に支障を及ぼさないようにすること。	安全弁等 破壊板を設ける場合の破壊板の吹き出し圧力及び破壊時の安全弁機能支障防止	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	2	二	二 安全弁等の出口側に設ける場合は、次によること。 イ 破壊板は、安全弁等の作動を妨げないように低圧で破壊するものであること。 ロ 破壊板の吹き出し圧力に安全弁等の吹き出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹き出し圧力より小さくなること。 ハ 破壊板の支持機構は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となるものであること。 ニ 破壊板の破壊により吹き出し管の機能に支障を及ぼさないようにすること。	二 安全弁等の出口側に設ける場合は、次によること。 イ 破壊板は、安全弁等の作動を妨げないように低圧で破壊するものであること。 ロ 破壊板の吹き出し圧力に安全弁等の吹き出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹き出し圧力より小さくなること。 ハ 破壊板の支持機構は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となるものであること。 ニ 破壊板の破壊により吹き出し管の機能に支障を及ぼさないようにすること。	安全弁等 破壊板を設ける場合の破壊板の吹き出し圧力、支持機構及び破壊時の吹き出し管の機能損傷防止	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	10	3	一	3 原子炉施設に属する容器であつて、内部に液体炭酸ガス等安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものには、次の各号により破壊板を設けなければならない。 一 吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該容器の過圧防止に必要な容量以上となるように、適当な箇所に1個以上設けること。			安全弁等 破壊板を設ける場合の液体炭酸ガス等安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むもの容量及び個数	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	10	3	二	二 容器と破壊板との連絡管の断面積は、破壊板の断面積以上であること。			安全弁等 破壊板を設ける場合の液体炭酸ガス等安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものの連絡管の断面積	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	10	4		4 第1項又は前項の場合において、安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合は、原子炉を起動させるとき及び運転中に、止め弁が全開していることを確認できる装置を設けなければならない。			安全弁等 安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合の全開確認装置	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	10	5	一 二 三	5 原子炉施設に属する容器又は管であつて、内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれのあるものには、次の各号により過圧防止に必要な容量以上となるように真空破壊弁を設けなければならない。 一 真空破壊弁の材料は、次によること。 イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第9条第1号の規定に準ずること。 ロ 原子炉格納容器、クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第9条第2号の規定に準ずること。 二 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に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、定期事業者検査にて確認
原	10	6		6 原子炉施設は、安全弁、逃がし弁、破壊板又は真空破壊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	一	第11条 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、次の各号による圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏れがないものでなければならない。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力(原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍)までに減じて著しい漏れがないことを確認することができる。 一 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生じる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とすること。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とすることができる。	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11章に適合すること。(設計・建設規格 2007技術評価書) 2 第2項の「漏れ試験」は、日本機械学会「維持規格」(JSME S NA1-2002 又は JSME S NA1-2004)によること。 (日本機械学会「維持規格」(JSME S NA1-2002)に関する技術評価書(平成15年9月)、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(JSME S NA1-2004)の(2004年版)の技術評価書(平成19年8月)) 3 第3項に規定する「気密試験を行ったとき、著しい漏れがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏れ率試験規程」(JEAC4203-2004)以下の要件を付したものであること。 (a) 原子炉格納容器全体漏れ率試験(A種試験) A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏れ率に、個々の隔離弁に対して適切に単一故障を想定し、健全に機能することが期待される隔離弁からの漏れ量(以下「個別想定漏れ量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。 なお、隔離弁の個別想定漏れ量は、以下の手順により求めること。 ① 隔離弁の自動閉止機能の単一故障で閉止しない隔離弁の個数を設定する。 ② 事故時に自動的に閉となる隔離弁であつて、原子炉格納容器局部漏れ率試験(C種試験)の対象となるものの漏れ量を、定期検査毎にA種試験の実施前に測定する。 ③ 隔離弁の個数(①)と測定した漏れ量(②)を用いて、個別想定漏れ量を求める。また、個別想定漏れ量を求めない場合にあっては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の閉鎖方法として、内側隔離弁を開とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。 (b) PWRプラントにおけるA種試験 定期事業者検査にて原子炉格納容器漏れ率試験を低圧試験で行う場合には、使用前検査等で事前に設計圧力試験と低圧試験を同一時期に行い、両者の関係が日本電気協会「原子炉格納容器の漏れ率試験規程」(JEAC4203-2004)の解説2-10に示す関係を満たすことを確認すること。なお、この規定は平成18年9月1日以降に供用を開始するプラントに適用する。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏れ率試験規程」(JEAC4203-2004)に関する技術評価書(平成18年4月))	第11条(耐圧試験等) 1 第11条は、供用開始前後における耐圧・漏れに係わる要求事項及びその検証方法を定めるものである。 2 第1項は、原子炉施設に属する補助ボイラーを除く容器、管、主要ポンプ及び主要弁の耐圧試験について定めたものである。 3 第1項のただし書において、気圧による耐圧試験で試験圧力を下げてもよいとした理由は、次のとおりである。 (1) 耐圧試験は、設計で期待している強度を十分な余裕をもって有しているかどうかを確認することを目的とするため、最高使用圧力を上回る圧力をかけることに意味がある。耐圧試験のうち漏れ試験では強度上の確認をした後の小さな貫通欠陥がないことを目視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の高い圧力をかける必要はないと考えられる。 (2) また、漏れ試験では、耐圧部に接近して目視を行うことを伴うため、耐圧部の方が一破損による人身の傷害発生という事故の危険をできるだけ少なくする配慮も必要とされる。特に気圧による漏れ試験等には、この種の考慮を十分に払う必要がある。 したがって、気圧による漏れ試験では、最高使用圧力(原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍)まで下げることが適切であり、これによっても漏れ試験本来の目的が損なわれることはない。なお、気体による耐圧試験を行うものの代表例としては、原子炉格納容器、計装用圧縮空気系配管等がある。 4 解釈2は、日本機械学会「維持規格」(JSME SNA1-2004)の技術評価が完了したことにより、平成19年11月1日付けで改正している。 5 第3項は、原子炉格納容器は、放射性物質の外部への漏れに対する最終障壁であることから国の安全審査において安全評価された漏れ率を実際に確保されているかどうかを気密試験により確認することを規定している。 6 第3項は、原子炉格納容器の気密試験(漏れ率試験)について定めたものである。本項における「最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧」とは、旧省令による以下の規定と同等の仕様要求である。 ① 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)の「設計圧力」の定義に基づく「設計圧力の0.9倍に等しい気圧」 ② 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の一部を改正する省令(昭和45年9月3日通商産業省令第62号)の「設計圧力」の定義に基づく「設計圧力に等しい気圧」 ③ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の一部を改正する省令(昭和55年10月30日通商産業省令第57号)の「最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧」 7 解釈3は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏れ率試験規定」(JEAC4203-2004)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 8 解釈3について (a) 原子炉格納容器全体漏れ率試験(A種試験) ① ①という「隔離弁の個数を設定する。」とは、隔離弁単独の機械的な故障、又は、当該プラントの隔離弁のうち同一の駆動電源系統または隔離指令信号トレイン(又は、チャンネル)にあるものについて、電源又は信号トレイン(又は、チャンネル)の単一故障により閉止しなくなる隔離弁の個数の抽出から、設定することを用いる。 ③で求める総漏れ量については、①で抽出された弁の組み合わせ、および自動的に閉となる弁単独の機械的故障を勘案した場合に、何れか最大となるものについて算出するものとする。 (b) PWRプラントにおけるA種試験 PWRプラントにおけるA種試験の低圧試験での実施について、日本電気協会「原子炉格納容器の漏れ率試験規程」(JEAC4203-2004)に係る技術評価書では、日本電気協会に対する今後の検討課題として、「今回の規程改訂時において、設計圧力試験と低圧試験との相関関係に対する経年変化の影響を確認する方法及び設計圧力における漏れ率の経年変化を確認する方法について、定期的な設計圧力試験と低圧試験の実施の必要性を含めて検討することが望ましい。」と指摘している。 ここで、低圧試験での実施で足りるとしているのは、設計圧力試験と低圧試験の結果の相関関係が経年的に変化することが現時点においては確認されていないためであり、今後、経年的な変化が生じていないことを確認する手法を確立することが必要であるとの考え方による。したがって、今回の規程改訂時までに日本電気協会内で経年変化等に対する十分な検討がなされ、その結果によっては、新たな追加要件が課されることがあり得ることを意味している。	耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器の耐圧試験の方法	その他	—	耐圧試験方法についての記載のため、分類をその他とした
原	11	1	二	二 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とすること。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。			耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器の耐圧試験の方法	その他	—	耐圧試験方法についての記載のため、分類をその他とした
原	11	2		2 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で漏れ試験を行ったとき、著しい漏れがないものでなければならない。			耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管の漏れ試験の方法	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	11	3		3 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏れがないものでなければならない。			耐圧試験等 原子炉格納容器の気密試験の方法	構造健全性 (系統機能)	原子炉格納容器漏れ率検査	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考																				
条	の	項	号																											
原	12			<p>第12条 原子炉施設に属する容器であつて、1メガエレクトロンボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれのあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、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備えなければならない。</p> <p>一 監視試験片を採取する材料は、中性子の照射領域にある容器の材料と同等の製造履歴を有するものであること。</p> <p>二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。</p> <p>三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。</p>	<p>第12条(監視試験片)</p> <p>1 第12条において「原子炉施設に属する容器であつて、1メガエレクトロンボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれのあるもの」とは、原子炉圧力容器をいう。</p> <p>2 第12条に適合する監視試験片は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NCI-2005)又は(JSME S NCI-2001)の該当規定(第12章 監視試験)に次の規定を付加した要件によること。</p> <p>・第1号及び第3号の「容器の材料」には、中性子の照射領域に溶接部がある場合、母材/溶接金属と同等の溶接熱影響部の監視試験片も設置すること。</p> <p>なお、既設プラントについては、施設時に適用された以下の告示による監視試験片が設置されていること。</p> <p>・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年10月30日公布)」適用プラントについては同告示第105条の規定</p> <p>・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日公布)」適用プラントについては同告示第75条の規定</p> <p>・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準の細目を定める告示(昭和40年6月15日公布)」</p>	<p>第12条(監視試験片)</p> <p>1 第12条に定める監視試験片の設置目的は、それを用いた試験結果を受けた運転条件の制限等によって、原子炉圧力容器が脆性破壊を引き起こさないようにすることである。この運転条件の制限については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)」に基づいて定められる保安規定に規定される。</p> <p>2 脆性破壊を防止するための措置としては、本条のほか、第9条の材料に関する要求において適切な破壊じん性を有することを、また、第9条の2においてき裂等の欠陥を有する場合の脆性破壊に対する健全性を確認することを要求している。</p> <p>3 第2号における、「材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること」とは、運転終了までの材料特性の変化が把握できることを要求している。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針6 環境条件に対する設計上の考慮</p>	監視試験片 監視試験片の材料、個数、配置	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項																				
原	13	1		<p>第13条 燃料体、減速材及び反射材並びにこれらを支える構造物の材料は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起る最もきびしい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>1 第1項の「最もきびしい条件」とは、原子炉運転状態に対応した圧力及び温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量等の組み合わせのうち想定される最もきびしい条件をいう。また、「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質等をいい、化学的性質については耐食性、化学的安定性等をいう。</p> <p>2 第2項における「附加荷重等」には、燃料体における核分裂生成物質の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重を含むものとする。</p>	<p>第13条(炉心等)</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針11 炉心設計</p> <p>・指針12 燃料設計</p>	炉心等 燃料体、減速材及びおよび反射材並びにこれらを支える構造物の材料	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		<p>2 燃料体、減速材及び反射材並びにこれらを支える構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重等に耐えるものでなければならない。</p>			炉心等 燃料体、減速材及びおよび反射材並びにこれらを支える構造物の強度	構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認																				
原	14	1		<p>第14条 放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器には、これを防止するため熱遮へい材を施設しなければならない。</p>	<p>第14条(熱遮へい材)</p> <p>1 第2項でいう「支障を及ぼすおそれがない」とは、遮へい材自身が発生する熱等による変形が原子炉圧力容器の内部構造物に過度の変形を及ぼすことのないように熱遮へい材の材料、構造、取付方法等を考慮すること。</p>	<p>第14条(熱遮へい材)</p> <p>1 第14条に基づき熱遮へい材を設置したものに、PWRの熱遮へい材の例がある。(解説図14.1参照)2 第1項は、中性子に対して適切な遮へい性能を有することを規定している。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針19 原子炉冷却材パウンダリの健全性</p> <p>・指針20 原子炉冷却材圧力パウンダリの破壊防止</p>	熱遮へい材 放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器の熱遮へい	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		<p>2 前項の熱遮へい材は、熱応力による変形により原子炉の運転に支障を及ぼすおそれがないように施設しなければならない。</p>			熱遮へい材 熱応力による変形により原子炉の運転に支障を及ぼすおそれがないこと	構造健全性	—	対象設備無し																				
原	15			<p>第15条 一次冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起る最もきびしい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>第15条(一次冷却材)</p> <p>1 第15条の「必要な物理的性質」は、核的性質と熱水力の性質に分けられ、核的性質としては核反応断面積が核反応維持のために適切であること、熱水力の性質については冷却能力が適切であること。また、「必要な化学的性質」は、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であること及び通常運転時において放射線に対して化学的に安定であること。</p>	<p>第15条(一次冷却材)</p> <p>1 PWRでは化学的性質に影響を与える事項として反応度制御材のほう素、pH調整剤である水酸化リチウム及び混入した不純物によるものがあり、また化学的性質を計測する手法としてpHや電導率の測定がある。</p>	一次冷却材 物理的及び化学的性質の保持	その他	—	運転管理・放射線管理等の保守管理以外の保安活動により確認される事項																				
原	16	一		<p>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。</p> <p>一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる容量の一次冷却材を循環させる設備</p>	<p>1 第16条各号の設備として、少なくとも次の設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。</p>	<p>第16条(循環設備等)</p> <p>1 解釈1は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材補給系)の解説に対応して、第3号の一次冷却材の減少を自動的に補給する設備として、BWRにおいて「給水系」に加え原子炉隔離時冷却系や制御棒駆動水圧系を含めることを明確化している。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映)</p> <p>2 解釈1は、第5号の設備で原子炉停止時に機能するものと短時間の全交流電源喪失時に機能するものとを明確にするため、平成18年8月25日付けで改正している。</p> <p>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号の残留熱を除去することができる設備に対して、短時間の全交流動力電源喪失時における要求を追記している。短時間の全交流電源喪失時に残留熱を除去できる設備として、BWRでは、原子炉隔離時冷却系又は隔離時復水系、PWRでは、補助給水系がある。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映)</p> <p>4 解釈3で規定する「短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない。」とは、第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な逃がし場へ輸送することを要求しているが、短時間の全交流電源喪失時には、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送する機能は要求されないことをいう。例えば原子炉隔離時冷却系においては、短時間のサブプレッションチェンバーへの蓄熱等の機能が有ることから、第5号の設備により除去された残留熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送する機能は要求されない。</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <p>・指針23 原子炉冷却材補給系</p> <p>・指針24 残留熱を除去する系統</p> <p>・指針26 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</p> <p>・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮</p> <p>・指針47 計測制御系</p>	循環設備等 原子炉圧力容器内発生熱の輸送するための一次冷却材の循環	系統機能	総合負荷性能検査																					
原	16	二		<p>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</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1号に該当するもの</td> <td>原子炉再循環系</td> <td>一次冷却系</td> </tr> <tr> <td>第2号に該当するもの</td> <td>原子炉圧力制御系</td> <td>加圧器圧力制御系</td> </tr> <tr> <td>第3号に該当するもの</td> <td>原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第4号に該当するもの</td> <td>原子炉冷却材常化系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第5号に該当するもの</td> <td>原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水系(*2)</td> <td>補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)</td> </tr> <tr> <td>第6号に該当するもの</td> <td>原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系</td> </tr> </tbody> </table>		BWR	PWR	第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系	第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系	第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系	第4号に該当するもの	原子炉冷却材常化系	化学体積制御系	第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水系(*2)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)	第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	<p>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的調整</p>	系統機能	タービンバイパス弁機能検査 総合負荷性能検査	
	BWR	PWR																												
第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系																												
第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系																												
第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系																												
第4号に該当するもの	原子炉冷却材常化系	化学体積制御系																												
第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水系(*2)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)																												
第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系																												
原	16	三		<p>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分を自動的に補給する設備</p>			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分の自動的補給	系統機能	給水ポンプ機能検査 原子炉隔離時冷却系機能検査 計装用圧縮空気系機能検査 総合負荷性能検査																					
原	16	四		<p>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</p>	<p>(*)短時間の全交流電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。ただし、補助給水系にあつてはタービン駆動のものに限る。</p> <p>(*)原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。</p>		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	総合負荷性能検査																					
原	16	五		<p>五 原子炉停止時(短時間の全交流動力電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備</p>	<p>2 第3号に規定する「一次冷却材の小規模漏えい時」とは、原子炉冷却材圧力パウンダリを構成する弁、ポンプ等のシール部および原子炉冷却材圧力パウンダリの小き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」の「等」は、安全弁の正常な作動による原子炉冷却材の体積の減少をいう。</p> <p>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が要求されているが、短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない。</p>		循環設備等 原子炉停止時(短時間の全交流動力電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残留熱の除去	系統機能	原子炉隔離時冷却系機能検査 直流電源系機能検査 自動減圧系機能検査 原子炉格納容器漏えい率検査																					
原	16	六		<p>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</p>			循環設備等 全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							
原	16	2		第16条の2 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加等に耐えるように施設しなければならない。	第16条の2(原子炉冷却材圧力バウンダリ) 1 第16条の2に規定する「一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃」とは、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重をいう。また、「炉心の反応度の変化による荷重の増加」とは、運転時の異常な過渡変化及び事故時において、反応度が炉心に投入されることにより一次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加をいう。この場合において、浸水燃料の破裂に加えて、ベレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。 2 通常時閉・事故時閉であって、原子炉運転時にも短時間開となり事故時閉になるおそれある配管の弁(具体的には残留熱除去系配管の隔離弁)に対しては、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」(JEAC4602-2004)の定義である「内側隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする」を適用するに当たって、以下の要件を満たすこと。 一 内側隔離弁からの漏えいを原因として原子炉冷却材の大量漏えいを防止するため、内側隔離弁から外側隔離弁までの配管、外側隔離弁が必要な耐圧機能を有すること	第16条の2(原子炉冷却材圧力バウンダリ) 1 原子炉冷却材圧力バウンダリの要求事項は、安全設計審査指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリ)との整合性を図る観点から、新たに追加したものである。 2 原子炉設置許可申請では、「炉心の反応度変化による荷重の増加」として、冷却材エンタルピーの増加に伴う一次系圧力の増加以外に浸水燃料の破裂、ベレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損により発生する機械的エネルギーの影響評価もしている。 なお、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における評価指針」及びその後の知見を踏まえてまとめられた「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」ではBWR、PWRにおける機械的エネルギーの影響評価が検討されており、衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは原子炉圧力容器の吸収可能な歪エネルギーと比べ十分小さく、原子炉圧力容器の健全性が損なわれることはないとしている。また、報告書に示される条件を満足する場合は、個別の原子炉における機械的エネルギー発生についての検討適用を除外できるとされている。 【関連安全設計審査指針】 ・指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性	原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加等への耐性	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	16	3	1	第16条の3 原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を施設しなければならない。	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等) 1 第1項に規定する「原子炉冷却材の流出」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって原子炉冷却材が流出することをいう。 2 第2項に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置」とは、漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えいに対しては、1時間以内に0.23立方メートルの漏えい量を検出する能力を有すること。 3 通常時閉・事故時閉であって、原子炉運転時にも短時間開となり事故時閉になるおそれある配管の弁(具体的には残留熱除去系配管の隔離弁)に対しては、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」(JEAC4602-2004)の定義である「内側隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする」を適用するに当たって、以下の要件を満たすこと。 一 内側隔離弁開による原子炉冷却材の大量漏えいを防止するため、低圧時のみ開となること	第16条の3(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等) 1 第1項は、安全設計審査指針 指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性)第2項に対応して、原子炉冷却材圧力バウンダリにおける隔離弁の設置要求を規定している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 第2項は、安全設計審査指針 指針21(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出)に対応して、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい検出要求を規定している。 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいの態様は以下に分類される。 ①原子炉冷却材圧力バウンダリ内のポンプシールや弁システムからの漏えいのように、漏えいが生じるもしくは生じる可能性がある箇所にあらかじめ配管系を接続し安全に処理されるようにしたもので、これらの漏えいは、配管系に設置された流量計、温度計や収集タンクの水位計等で管理された漏えいである。 ②蒸気発生器細管(原子炉冷却材圧力バウンダリの一部)から主蒸気設備への漏えい(PWR)のように、原子炉格納容器雰囲気内には漏えいせず、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統内に漏えいするもの。 ③上記①及び②以外の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいで、原子炉格納容器雰囲気内へ漏えいするもの。 第2項に規定する漏えい検出装置は、上記のような漏えいを対象としており、解釈2においては、上記③の漏えいに対する検出能力を規定している。なお、上記②の漏えい検出に関連するものとして、第20条(計測装置)第8号において、PWRの場合、二次冷却材中の放射性物質の濃度を計測する装置を規定している。また、BWRの場合、上記②に相当する設備はない。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 3 第2項に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリに係わる配管・機器類からの原子炉冷却材の漏えいの検出方法の具体例は以下の通りである。 ・BWRにおいては漏えい検出系統が設置され、ドライウエル内の廃液サンプル水位・放射能濃度、ドライウエル内ガス冷却装置の凝縮水量を測定している。 ・PWRにおいては原子炉格納容器内放射性物質濃度、原子炉格納容器サンプル水位上昇率および原子炉格納容器内凝縮水量を測定している。 4 解釈3の低圧時とは、外側隔離弁より外側の系統の最高使用圧力より低い圧力をいう。 【関連安全設計審査指針】 ・指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性 ・指針21 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出	原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等 原子炉冷却材の流出を制限するための隔離	機器機能(系統機能)	主蒸気隔離弁機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
				2 原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。	第17条(非常用炉心冷却設備) 1 第2項第1号に規定する「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超過して上昇することを防止できる」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(平成4年6月11日 原子力安全委員会一部改定)」に基づいて想定冷却材喪失事故の解析を行った結果、燃料被覆の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第24条(または第26条)に基づき許可を受けた原子炉の設置(変更)許可申請書(以下、設置許可申請書という。)添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、添付書類十(添付書類八に記載のない事項)における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、PWRにあつては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力及び保有水量に非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 2 第2項第2号に規定する「著しく多量の水素を生ずるものでない」とは、前号の要求条件に基づく想定冷却材喪失事故解析において発生する水素量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が設置許可申請書添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、同添付書類十における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係る過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12原院第5号)」によること。 4 第4項に規定する「原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない」機器とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。	原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出	機器機能(系統機能)	総合負荷性能検査	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	17	1		第17条 原子力発電所には、非常用炉心冷却設備を施設しなければならない。	第17条(非常用炉心冷却設備) 1 第2項第1号に規定する「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超過して上昇することを防止できる」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(平成4年6月11日 原子力安全委員会一部改定)」に基づいて想定冷却材喪失事故の解析を行った結果、燃料被覆の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第24条(または第26条)に基づき許可を受けた原子炉の設置(変更)許可申請書(以下、設置許可申請書という。)添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、添付書類十(添付書類八に記載のない事項)における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、PWRにあつては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力及び保有水量に非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 2 第2項第2号に規定する「著しく多量の水素を生ずるものでない」とは、前号の要求条件に基づく想定冷却材喪失事故解析において発生する水素量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が設置許可申請書添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、同添付書類十における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係る過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12原院第5号)」によること。 4 第4項に規定する「原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない」機器とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。	非常用炉心冷却設備 非常用炉心冷却設備の施設	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	17	2	一/ 二	2 非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。 一 燃料被覆管の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超過して上昇することを防止できるものであること。 二 燃料被覆管と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。	第17条(非常用炉心冷却設備) 1 第2項第1号に規定する「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超過して上昇することを防止できる」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(平成4年6月11日 原子力安全委員会一部改定)」に基づいて想定冷却材喪失事故の解析を行った結果、燃料被覆の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第24条(または第26条)に基づき許可を受けた原子炉の設置(変更)許可申請書(以下、設置許可申請書という。)添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、添付書類十(添付書類八に記載のない事項)における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、PWRにあつては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力及び保有水量に非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 2 第2項第2号に規定する「著しく多量の水素を生ずるものでない」とは、前号の要求条件に基づく想定冷却材喪失事故解析において発生する水素量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が設置許可申請書添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、同添付書類十における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係る過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12原院第5号)」によること。 4 第4項に規定する「原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない」機器とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。	非常用炉心冷却設備 一 燃料被覆管の温度上昇防止 二 燃料被覆管と冷却材との反応	系統機能	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心注水系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査	原子炉隔離時冷却系機能検査	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心注水系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査
				3 非常用炉心冷却設備のポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響につき想定される最も厳しい条件下においても正常に機能する能力を有するものでなければならない。	非常用炉心冷却設備 一 燃料被覆管の温度上昇防止 二 燃料被覆管と冷却材との反応	系統機能	自動減圧系機能検査	原子炉隔離時冷却系機能検査	原子炉隔離時冷却系機能検査	
				4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確認するため、原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない。	非常用炉心冷却設備 原子炉運転中の試験	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項		

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	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施設しなければならない。	第18条に規定する「安全に処理する装置」とは、放射性物質を含む一次冷却材を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合に、これを最終的に放射性廃棄物処理設備に適切に導く施設であること。	第18条(一次冷却材の排出) 1 解釈1で一次冷却材を放射性廃棄物処理設備へ安全に移送するための設備には、第16条第4号の設備、床ドレン(沸騰水型原子力発電設備に限る)及び機器ドレン(弁のグラウンドリークを含む)の移送系やサンブ等がある。	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は安全に処理する装置の施設	系統機能	液体廃棄物処理系機能検査(6号機申請) 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	6号機の点検・評価計画書に従い実施
原	19			第19条 放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備(排気筒並びに第28条及び第31条に規定するものを除く。第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いう。	なし	逆止め弁 放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物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	一	第20条 原子力発電所には、次の各号に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。この場合において、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置をもつて替えることができる。 一 炉心における中性子束密度	第20条(計測装置) 1 第20条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算(炉周期)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近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。 2 第1項第6号に規定する「可燃性ガス濃度」とは、BWRにおいては、酸素・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。 3 第1項第7号はBWRに対して、第8号はPWRに対して適用される。 4 第1項第11号に規定する「放射性物質により汚染するおそれがある管理区域」とは、管理区域を規定する以下の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、B及びCの組み合わせ、AとB若しくはAとCの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。 A. その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する実効線量を超えるおそれがあるもの。 B. 空気中の放射性物質(空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。)の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。 C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるもの。 5 第3項に規定する「計測結果を表示し、かつ、記録することができる」とは、事故時の情報を与える主たる放射線計測装置(「発電用軽水型原子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2年8月30日原子力安全委員会一部改訂)」に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置)以外にあっては、運転員等が測定結果を記録し、その確認ができることにかえることができる。	第20条(計測装置) 1 第1項第6号は、安全設計審査指針 指針47(計測制御系)の解説及び指針59(放射線監視)に対応して、事故時に測定が要求される格納容器内雰囲気圧力の圧力、温度、酸素・水素濃度、放射性物質濃度及び線量当量率を明記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 第1項第12号は、安全設計審査指針 指針58(放射線業務従事者の放射線管理)に対応して、放射線業務従事者を放射線から防護するために必要な場所及び燃料取扱場所の線量当量率を計測対象として明記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 3 第1項第1号～第14号における計測装置の具体例は、次のとおりである。	計測装置 炉心における中性子束密度	機器機能(系統機能)	総合負荷性能検査	
原	20	1	二	二 炉周期			計測装置 炉周期の計測装置	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	20	1	三	三 制御棒の位置及び液体制御材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材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(系統機能)	総合負荷性能検査	
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(系統機能)	総合負荷性能検査	
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(系統機能)	総合負荷性能検査	
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(系統機能)	総合負荷性能検査	
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 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度			計測装置 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	機器機能(系統機能)	総合負荷性能検査	
原	20	1	十	十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度			計測装置 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	機器機能(系統機能)	総合負荷性能検査	
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近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度			計測装置 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	20	1	十二	十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所等をいう。)の線量当量率			計測装置 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所等をいう。)の線量当量率	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	20	1	十三	十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質濃度			計測装置 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質濃度	機器機能(系統機能)	総合負荷性能検査	
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	—	他法令に基づき、点検(確認)される事項
原	20	2		2 前項第6号に掲げる装置であつて線量当量率を計測する装置にあつては、多重性及び独立性を有しなければならない。			計測装置 前項第6号に掲げる装置であつて線量当量率を計測する装置であつて線量当量率を計測する装置の多重性及び独立性	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	20	3		3 第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、かつ、記録することができるものでなければならない。			計測装置 第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項を計測する装置の計測結果の表示、記録	機器機能(系統機能)	制御棒駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施

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

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

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考																							
条	の	項	号																														
原	21		1	第21条 原子力発電所には、その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合、前条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く。以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。	<p>第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。</p> <p>第2項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</p> <table border="1"> <tr> <td>第21条</td> <td>BWR</td> <td>PWR</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合</td> <td>原子炉水位低又は高</td> <td>加圧器水位低又は高</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力高</td> <td>原子炉圧力高</td> </tr> <tr> <td>中性子束高</td> <td>中性子束高</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋放射能高</td> <td>原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td></td> <td>主蒸気管放射能高</td> <td>復水器排気放射能高</td> </tr> </table> <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号の線量当量率が著しく上昇した場合</p> <table border="1"> <tr> <td>放射能高</td> <td>放射能高</td> </tr> <tr> <td>エアリア放射線モニタ放射能高</td> <td>エアリア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td>周辺監視区域放射能高</td> <td>周辺監視区域放射能高</td> </tr> </table> <p>流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く。以下同じ。)を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合</p> <table border="1"> <tr> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> </tr> </table>	第21条	BWR	PWR	その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高	原子炉圧力高	原子炉圧力高	中性子束高	中性子束高	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高		主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高	放射能高	放射能高	エアリア放射線モニタ放射能高	エアリア放射線モニタ放射能高	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	<p>第21条(警報装置等)</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>指針45 通信連絡設備に関する設計上の考慮</li> </ul>	<p>警報装置等</p> <p>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号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物の処理設備、貯蔵設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して自動的に警報する装置の施設</p>	機器機能(系統機能)	原子炉保護系インターロック機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施
第21条	BWR	PWR																															
その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高																															
	原子炉圧力高	原子炉圧力高																															
	中性子束高	中性子束高																															
	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高																															
	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高																															
放射能高	放射能高																																
エアリア放射線モニタ放射能高	エアリア放射線モニタ放射能高																																
周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高																																
機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位																																
原	21		2	2 原子力発電所には、原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。	<p>3 第1項に規定する「流体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう。</p> <p>4 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ(数滴程度の微少漏えいを除く。)を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</p> <p>5 第2項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開・閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯をいう。</p> <p>6 第3項に規定する「適切な通信連絡設備を施設しなければならない」とは、原子力発電所における一次冷却材喪失事故等が発生した場合、人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に中央制御室等から操作、作業、退避の指示、連絡ができる設備を設置すること。</p>	<p>警報装置等</p> <p>原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物の処理設備、貯蔵する設備に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置の施設</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項																								
原	21		3	3 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等の際に当該原子力発電所内の人に対し必要な指示ができるように適切な通信連絡設備を施設しなければならない。	<p>3 第1項に規定する「流体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう。</p> <p>4 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ(数滴程度の微少漏えいを除く。)を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</p> <p>5 第2項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開・閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯をいう。</p> <p>6 第3項に規定する「適切な通信連絡設備を施設しなければならない」とは、原子力発電所における一次冷却材喪失事故等が発生した場合、人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に中央制御室等から操作、作業、退避の指示、連絡ができる設備を設置すること。</p>	<p>警報装置等</p> <p>一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等の際に当該原子力発電所内の人に対し必要な指示ができるように適切な通信連絡設備の施設</p>	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項																								
原	22		—	第22条 原子力発電所には、安全保護装置を次の各号により施設しなければならない。 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損傷限界を超えないようにできるものであること。	<p>第22条(安全保護装置)</p> <p>1 第1号の安全保護装置の機能の確認については、設置許可申請書の添付書類ハの設備仕様及び同添付書類十において評価した運転時の異常な過渡変化の評価の条件に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>2 第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、バリア、電氣的隔離装置等により、相互を分離することをいう。</p> <p>3 デジタル安全保護系の適用に当たっては、「デジタル安全保護系を適用するに当たっての要求事項(別記一7)」によること。</p>	<p>第22条(安全保護装置)</p> <p>1 第22条は、安全設計審査指針の要求事項との整合性を考慮して、旧省令のタイトル「非常停止装置」から「安全保護装置」に変更している。</p> <p>2 第22条は、安全設計審査指針 指針34(安全保護系の多重性)、指針35(安全保護系の独立性)、指針36(安全保護系の過渡時の機能)、指針37(安全保護系の事故時の機能)、指針38(安全保護系の故障時の機能)、指針39(安全保護系と計測制御系との分離)及び指針40(安全保護系の試験可能性)に対応して、安全保護装置に関して、求められる機能、多重性、独立性、フェールセーフ、計測制御系との部分的機能共有に当たっての留意事項を明確にしている。</p> <p>(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映)</p> <p>3 解釈1は、設置(変更)許可申請書添付書類ハに記載された仕様及び添付書類十における評価条件を満足することを確認することを定めたものである。</p> <p>4 解釈1に規定する「非保守的な変更がないこと」とは、添付書類十に記載の安全保護系の設定値を確認することである。</p> <p>5 第2号の「使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないように、多重性を有すること」とは、第6号で要求している原子炉運転中の試験の実施等に当たっても、安全保護機能を失わないことを要求したものである。具体例としては、原子炉停止系について2重の1 out of 2ロジックの場合には、1つの1 out of 2ロジックを原子炉停止信号を発する状態(ハーフスクラム、パーシャルトリップ)にし、残された1 out of 2ロジックにより多重性を確保する方法がある。</p> <p>6 解釈3のデジタル安全保護系に対する規定は、米国NRC標準審査指針(S.R.P.)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(R.G.)を設計、管理要求等に関して参考にしている。</p> <p>R.G. 1.152(Rev.2) 原子力発電所の安全系統での計算機使用基準</p> <p>R.G. 1.153(Rev.1) 安全系の動力、計装及び制御部分の基準</p> <p>R.G. 1.168(Rev.1) 原子力プラントの安全系に使用されるデジタル計算機ソフトウェアの検証、審査及び監査</p> <p>R.G. 1.169 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェアの構成管理計画</p> <p>R.G. 1.170 原子力発電プラントの安全系に使用されているデジタル計算機のソフトウェア試験文書</p> <p>R.G. 1.171 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア・ユニットの試験</p> <p>R.G. 1.172 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア要件仕様</p> <p>R.G. 1.173 原子力発電所安全系で使用されるデジタル計算機ソフトウェア・ライフサイクル・プロセスの開発</p> <p>R.G. 1.174(Rev.1) 現行の許認可基準のプラント個別変更に関するリスク情報に基づいた決定に確率的リスク評価を利用するアプローチ</p> <p>【関連安全設計審査指針】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>指針34 安全保護系の多重性</li> <li>指針35 安全保護系の独立性</li> <li>指針36 安全保護系の過渡時の機能</li> <li>指針37 安全保護系の事故時の機能</li> <li>指針38 安全保護系の故障時の機能</li> <li>指針39 安全保護系と計測制御系との分離</li> <li>指針40 安全保護系の試験可能性</li> </ul>	<p>安全保護装置</p> <p>運転時の異常な過渡変化が生じる場合等での原子炉停止系統及び工学的安全施設の機能による燃料許容損傷限界の維持</p>	機器機能(系統機能)	<p>制御棒駆動系機能検査</p> <p>原子炉保護系インターロック機能検査</p> <p>非常用ディーゼル発電機、高圧炉心注水系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査</p> <p>原子炉隔離時冷却系機能検査</p> <p>自動減圧系機能検査</p> <p>非常用ガス処理系機能検査</p> <p>主蒸気隔離弁機能検査</p> <p>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</p> <p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p> <p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p> <p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p> <p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p> <p>機器機能確認であるが、系統機能試験として実施</p>																							
原	22		二	二 系統を構成する機械器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないように、多重性を有すること。		<p>安全保護装置</p> <p>系統を構成する機械器具又はチャンネルの安全保護機能の維持のための多重性</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項																								
原	22		三	三 系統を構成するチャンネルは、相互を分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を有すること。		<p>安全保護装置</p> <p>系統を構成するチャンネルの安全保護機能の維持のための独立性</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項																								
原	22		四	四 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、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。		<p>安全保護装置</p> <p>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ける原子炉施設の安全上支障がない状態の維持</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項																								
原	22		五	五 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>安全保護装置</p> <p>計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合の安全保護機能の維持のための分離</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項																								
原	22		六	六 原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。		<p>安全保護装置</p> <p>原子炉運転中の必要な試験</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項																								
原	22		七	七 安全保護装置は、運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。		<p>安全保護装置</p> <p>運転条件に応じての作動設定値の変更</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項																								

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
原	23	条	項							
原	23	1		第23条 原子力発電所には、反応度制御系統及び原子炉停止系統を施設しなければならない。この場合において、反応度制御系統と原子炉停止系統とを独立させて設置しなくてもよい。	1 第3項第1号に規定する「高温状態において原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること」とは、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できること。キセノン崩壊により反応度が添加された以降の長期的な未臨界の維持は、他の原子炉停止系統(ほう酸注入系)、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統(非常用炉心冷却設備)の作動を含むことができる。	第23条(反応度制御系統及び原子炉停止系統) 1 第23条は、安全設計審査指針の要求事項との整合性を考慮して、旧省令のタイトル「制御系統」から「反応度制御系統及び原子炉停止系統」に変更している。 2 第23条は、安全設計審査指針 指針14(反応度制御系)、指針15(原子炉停止系の独立性及び試験可能性)、指針16(制御棒による原子炉の停止余裕)、指針17(原子炉停止系の停止能力)、指針18(原子炉停止系の事故時の能力)及び指針19(原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性)の要求事項に対応し、以下の事項を明確化している。 ・反応度制御系統及び原子炉停止系統の施設 ・反応度制御系統に関する要求事項 ・原子炉停止系統に関する要求事項を高温状態、低温状態、一次冷却材喪失等の事故時に区分し明確化 ・制御棒固着の仮定条件を明確化 ・反応度投入事象により原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しないよう最大反応度値等を制限することを明確化(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 3 第23条における原子炉停止系統及び反応度制御系統に係る具体的対象及び制御方法は、以下のとおりである。 「BWR」 ・起動/停止を含む通常運転時における反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る制御方法の例としては、制御棒の位置の制御(制御棒及び制御棒駆動系)、原子炉再循環流量の制御(原子炉再循環系)がある。 ・過渡・事故時に動作する原子炉停止系統に係る例としては、制御棒の挿入(制御棒及び制御棒駆動系)があり、炉心特性とあわせて、高温状態及び低温状態において炉心を臨界未満にできるとともに、臨界未満を維持できる。 また、ほう酸水注入系は、制御棒が挿入されなかった場合のバックアップとして、高温状態及び低温状態での未臨界への移行及び維持ができる。なお、ほう酸水注入により負の反応度を添加して原子炉停止する場合、単位時間当たりに炉心に添加される量である反応度添加率の単位として、 $\Delta k/min$ を使用している。 「PWR」 ・起動/停止を含む通常運転時における反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る制御方法の例としては、制御棒の位置の制御(制御棒クラスタ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、制御棒挿入(制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置)、ほう酸注入(化学体積制御系)がある。また、主蒸気管破断等による原子炉冷却材減温事象では、非常用炉心冷却設備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、制御棒により炉心を臨界未満に移行させ、それ以降の低温状態においては、ほう酸(非常用冷却設備等による注入を含む)により、炉心を臨界未満にして臨界未満を維持できる。この場合、制御棒は、低温状態での未臨界への移行及び維持はできない。また、化学体積制御系は、制御棒が挿入されなかった場合のバックアップとして、高温状態での未臨界への移行ができる。 なお、ほう酸注入により負の反応度を添加して原子炉停止する場合、単位時間当たりに炉心に添加される量である反応度添加率の単位として、 $(\Delta k/k)/min$ を使用している。 4 第3項第1号及び第3号において規定する、「非常用炉心冷却設備等の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。」とは、制御棒等の原子炉停止系統と非常用炉心冷却設備等のいずれかあるいはこれらの複数の設備が機能する場合が該当する。複数の設備が機能する具体例としては、PWRにおける2次冷却系の異常な減圧、主蒸気管破断等の減温事象若しくは一次冷却材喪失での長期的な炉心冷却時があり、これらの事象においては、高温停止状態を下回る状態まで冷却されることから、複数の設備の機能が必要となる。解説表23.1及び解説図23.1に原子炉停止系統の具体例を示す。 5 解釈4は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することを定めたものであり、BWRの確認項目の1項、2項及びPWRの確認項目は制御棒の最大反応度値に関するものである。また、BWRの確認項目3項は反応度添加率に関するものである。なお、PWRでは制御棒の瞬時飛び出しを仮想的に想定していることから反応度添加率の確認項目がない。 6 解釈4に規定する「それに替わる運用管理」の具体例としては、制御棒引抜手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行うことである。 【関連安全設計審査指針】 ・指針6 環境条件に対する設計上の考慮 ・指針14 反応度制御系 ・指針15 原子炉停止系の独立性及び試験可能性 ・指針16 制御棒による原子炉の停止余裕 ・指針17 原子炉停止系の停止能力 ・指針18 原子炉停止系の事故時の能力 ・指針19 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性	反応度制御系統及び原子炉停止系統 反応度制御系統及び原子炉停止系統の施設	その他	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許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有するものでなければならない。	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」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び一次冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ原子炉を低温状態で未臨界に移行して維持できること。 3 第3項第4号に規定する「制御棒一本が固着した場合」とは、制御棒1本が、完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないことをいう。なお、ABWRにあつては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の固着を考慮すること。 4 第4項の規定は、設置許可申請書添付書類十における「制御棒飛び出し(PWR)」、「制御棒落下(BWR)」の評価で想定した下記の内容を確認することにより確認できる。 【BWR】 ・制御棒引抜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価値ミニマイザ又はそれに替わる運用管理によって確認できること ・制御棒落下速度を制限する装置 【PWR】 ・制御棒挿入限界 5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐食性、化学的安定性をいう。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 反応度制御系統の制御能力	系統機能	総合負荷性能検査		
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。 通常運転時の高温状態において、二つ以上の独立した系統がそれぞれ原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料許容損傷限界を超えることなく原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備等の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。		反応度制御系統及び原子炉停止系統 通常運転時の高温状態およ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		
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。		ほう酸水注入系機能検査		原子炉停止余裕検査		
原	23	3	三	三 一次冷却材喪失等の事故時において、少なくとも一つは、原子炉を未臨界へ移行することができ、少なくとも一つは、原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備等の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。		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	原子炉停止余裕検査 制御棒駆動系機能検査		
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。		ほう酸水注入系機能検査		原子炉停止余裕検査		
原	23	4		4 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象(原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。)に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心冷却を損なうような炉心等の損壊を起こさないものでなければならない。		反応度制御系統及び原子炉停止系統 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率の想定される反応度投入事象(原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。)における能力	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認	
原	23	5		5 制御棒、液体制御材等は、通常運転時における圧力、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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号	号							
原	24		一	第24条 制御材を駆動する装置は、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材を駆動できるものであること。	第24条(制御材駆動装置) 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材を駆動できる」とは、原子炉の緊急停止時に制御材の挿入による時間(この間に炉心に加えらるる負の反応度)が、当該原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入されること。ここで、緊急停止時の制御材の挿入時間は、設置許可申請書添付書類Aの仕様及び添付書類十における運転時の異常な過渡変化及び事故の評価で設定した時間を満たしていること。 2 第2号に規定する「制御材の異常な引き抜きが生じた場合でも燃料許容損傷限界を超える速度で駆動できないもの」とは、「原子炉起動時における制御材の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御材の異常な引き抜き」により、制御材が異常に引き抜かれた場合でも、燃料許容損傷限界を超えるような引き抜き速度が制限されていること。この場合において、設置許可申請書添付書類十において評価した「原子炉起動時における制御材の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御材の異常な引き抜き」の評価の条件として設定した制御材引き抜き速度に非保守的な変更がないことを確認すること。 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材を動作させないものであること」とは、次の各号のいずれかに適合するものまたはこれと同等であること。 一 BWRにおいては、次によること。 ・水圧駆動による制御材駆動装置にあっては、動力源としての制御材駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御材は現状位置に保持されること。 ・電動駆動による制御材駆動装置にあっては、電磁ブレーキ等を有することにより、動力電源喪失時も現状位置に保持される機構を有すること。 二 PWRにおいては、制御材駆動装置の動力源がなくなると制御材は自重で落下すること。	第24条(制御材駆動装置) 1 解釈2についてBWRの場合、低出力状態(臨界近傍)の「原子炉起動時の制御材の異常な引き抜き」の解析においては、事象の進展に反応度投入速度が影響を及ぼすことから制御材の引き抜き速度を解析条件として与えている。一方、「出力運転中の制御材の異常な引き抜き」の解析においては制御材の引き抜き速度を解析条件として与えていない。解析では、制御材が出力運転中に瞬時に引き抜かれ、当該制御材の反応度が付加されたと仮定した上で、表面熱流束は中性子束の変化に対し時間遅れなしとして、燃料許容損傷限界への適合性を保守的に評価している。これは、出力運転状態であることから制御材値が低く、炉心に入る反応度が小さいためである。 2 第4号の「制御材の挿入その他の衝撃により制御材、燃料体、反射材等を損壊しない」ための具体例として、ダッシュボットなどを設けることにより衝撃を緩和する方法がある。 【関連安全設計審査指針】 ・指針11 炉心設計 ・指針14 反応度制御系	制御材駆動装置 原子炉の特性に適合した速度での制御材の駆動	系統機能	制御材駆動系機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査	
原	24		二	二 原子炉の通常運転時において、制御材の異常な引き抜きが生じた場合でも燃料許容損傷限界を超える速度で駆動できないものであること。	二 原子炉の通常運転時において、制御材の異常な引き抜きが生じた場合でも燃料許容損傷限界を超える速度で駆動できないものであること。 三 制御材を駆動するための動力源がなくなった場合に、原子炉の反応度を増加させる方向に制御材を動作させないものであること。 一 BWRにおいては、次によること。 ・水圧駆動による制御材駆動装置にあっては、動力源としての制御材駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御材は現状位置に保持されること。 ・電動駆動による制御材駆動装置にあっては、電磁ブレーキ等を有することにより、動力電源喪失時も現状位置に保持される機構を有すること。 二 PWRにおいては、制御材駆動装置の動力源がなくなると制御材は自重で落下すること。	制御材駆動装置 制御材の挿入その他の衝撃による制御材、燃料体、反射材等の損壊防止	系統機能	制御材駆動機構機能検査		
原	24		三	三 制御材を駆動するための動力源がなくなった場合に、原子炉の反応度を増加させる方向に制御材を動作させないものであること。	三 制御材を駆動するための動力源がなくなった場合に、原子炉の反応度を増加させる方向に制御材を動作させないものであること。 一 BWRにおいては、次によること。 ・水圧駆動による制御材駆動装置にあっては、動力源としての制御材駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御材は現状位置に保持されること。 ・電動駆動による制御材駆動装置にあっては、電磁ブレーキ等を有することにより、動力電源喪失時も現状位置に保持される機構を有すること。 二 PWRにおいては、制御材駆動装置の動力源がなくなると制御材は自重で落下すること。	制御材駆動装置 制御材を駆動するための動力源がなくなった場合の制御材動作	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認	
原	24		四	四 制御材を駆動する装置にあっては、制御材の挿入その他の衝撃により制御材、燃料体、反射材等を損壊しないものであること。	四 制御材を駆動する装置にあっては、制御材の挿入その他の衝撃により制御材、燃料体、反射材等を損壊しないものであること。	制御材駆動装置 制御材の挿入その他の衝撃による制御材、燃料体、反射材等の損壊防止	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	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な機械器具の動作状態」とは次の状態をいう。 (1)原子炉制御材の動作状態 (2)原子炉及び一次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態 (3)原子炉及び一次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態 2 第2項に規定する「その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を表示する装置をいう。 3 第2項に規定する「主要計測装置の計測結果を表示する装置」とは、原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確認するために必要なパラメータを計測する装置であって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子束、制御材位置、一次冷却系統の圧力、温度、流量、水位等の重要なパラメータを計測し、かつ監視できる設備をいう。 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、当該設備の専用制御場所に集中して警報表示する場合は、原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。また、複数の原子炉で廃棄物処理設備等を共用する場合にあっては、当該設備の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。 5 第22条に規定する安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できること。 6 第2項に規定する安全設備を運転中に試験するため、電動弁用電動機に熱的過負荷保護装置(以下「保護装置」という。)を使用する場合には、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が的確に識別できるように、表示装置が設けられていること。ただし、保護装置が常時使用され、事故時にのみ自動的にバイパスされるように設計されている場合、又は保護装置が事故時において不要作動しないように設定されている場合は、同表示装置の設置は不要である。 7 第2項に規定する「誤操作することなく、適切に運転操作することができる」とは「原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項(別記-8)」によること。 8 第3項は、制御室等には事故・異常時においても従事者が制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮へい壁、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」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具等運用面の対策も含まれる。「一定期間とどまる」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の事故時に過剰な被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。 9 第3項に規定する「これに連絡する通路等」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交代等のため入退域する通路及び区域をいう。 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、「遮へいその他の適切な放射線防護措置に対する要求事項(別記-9)」によること。 11 第3項に規定する「火災等により発生した有毒ガス」とは、火災により発生する燃焼ガス、事故により放出することがあり得る気体放射性物質をいう。 12 第3項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、制御室外の火災等により発生した有毒ガスを制御室に取り入れることのないよう原子炉制御室の換気設備の外気との連絡口を遮断可能であること。また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の運転が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具等運用面の対策も含まれる。 13 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、中央制御室を構成する区画壁の外であって、制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態」に維持することができる装置」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を高温停止できる機能を有した装置であること。	第24条の2(原子炉制御室等) 1 第2項において、適切な操作を行うために必要な装置を集中して施設するよう規定しているが、安全設計審査指針「指針8 運転員操作に対する設計上の考慮」で要求する誤操作防止対策については不明確であるため、誤判断・誤操作を防止し、適切に運転操作が行えることの要求を明記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 解釈5に記載する「バイパス状態及び使用不能状態の表示」は、安全保護系及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について、自動的に表示(タグを含む)すること等により運転員が的確に認知できることの要求を明記している。(米国Regulatory Guide 1.47「原子炉発電所安全系のバイパス状態及び使用不能状態の表示」) なお、安全保護装置の施設要求は第22条に規定されている。 3 解釈6に記載する「安全設備の電動弁用電動機の過負荷保護装置のバイパス表示」は、安全設備を運転中に試験するため、電動弁用電動機に熱的過負荷保護装置(以下「保護装置」という。)を使用する場合には、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が的確に識別できるように、表示装置を設けることの要求を明記している。この表示装置により、試験時に過負荷保護装置を使用する時以外は常時バイパスされていることを運転員は確認することができる。(保護装置が常時使用され、事故時のみ自動的にバイパスされるように設計されている場合、又は保護装置が事故時において不要作動しないように設定されている場合は、この限りでないこと)の要求を明記している。(米国Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映: 関連Regulatory Guide 1.106(Rev.1)「電動弁の電動機の熱的過負荷保護」) 4 解釈7に規定する誤操作防止に関する要件は、国際電気標準会議IEC-60964(1989)「原子炉発電所制御室の設計」を参考に規定されたものである。 5 第4条の2(火災による損傷の防止)において制御室の火災防護、第24条の2において制御室に対する放射線防護に対する規定があるが、これらの項目以外にも安全設計審査指針「指針43 制御室の居住性に関する設計上の考慮」で要求する火災等により発生する有毒ガスが防護の対象となるため、第24条の2に有毒ガスに対する防護措置要求を明記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 6 第3項に規定する「遮へいその他の適切な放射線防護措置」に関して、「従事者に対して適切な防護措置であることについて事業者が確認する必要があること。また、同確認においては制御室へのフィルターを通らない空気の流入量を考慮した上でその適切性を確認することが求められること」を解釈10に明記している。(米国Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映: 関連Regulatory Guide 1.196「原子炉の制御室の居住性」及びNRC Generic Letter 2003-01「Control Room Habitability, June 12, 2003」) 7 第3項は、制御室外の火災に対する措置を対象としているが、制御室内で発生する火災防護は、第4条の2に規定する「原子炉発電所の火災防護指針 JEA 4607-1999(3.1.2.1 消火装置設置対象区域)」に、中央制御室については、可搬式消火器等適切な消火装置で対処することと示されている。 8 第4項は、火災等の原因により原子炉制御室に立ち入ることができない場合を考え、制御室外からも原子炉を停止し、かつ、安全な状態に維持できることを要求している。 9 第4項でいう「安全な状態に維持する装置」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を高温停止させるまでを最低限担保するものであり、その後は、現場操作等を含めて低温度状態に移行させることを想定したものである。 【関連安全設計審査指針】 ・指針8 運転員操作に対する設計上の考慮 ・指針41 制御室 ・指針42 制御室外からの原子炉停止機能 ・指針43 制御室の居住性に関する設計上の考慮	原子炉制御室等 原子炉制御室の施設	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
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、非常用炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置(第21条第1項に規定する装置を含む。)を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるように施設しなければならない。	2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置(第21条第1項に規定する装置を含む。)を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるように施設しなければならない。 3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉の運転の停止等の措置をとるため、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮へいその他の適切な放射線防護措置及び制御室外の火災等により発生した有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。	原子炉制御室等 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉の運転の停止等の措置をとるため、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまるための適切な防護措置	機器機能(系統機能)	ほう酸水注入系機能検査 原子炉保護系インターロック機能検査 総合負荷性能検査 制御材駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施 機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	
原	24	2	3	3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉の運転の停止等の措置をとるため、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮へいその他の適切な放射線防護措置及び制御室外の火災等により発生した有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。	3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交代等のため入退域する通路及び区域をいう。 9 第3項に規定する「これに連絡する通路等」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交代等のため入退域する通路及び区域をいう。 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、「遮へいその他の適切な放射線防護措置に対する要求事項(別記-9)」によること。 11 第3項に規定する「火災等により発生した有毒ガス」とは、火災により発生する燃焼ガス、事故により放出することがあり得る気体放射性物質をいう。 12 第3項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、制御室外の火災等により発生した有毒ガスを制御室に取り入れることのないよう原子炉制御室の換気設備の外気との連絡口を遮断可能であること。また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の運転が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具等運用面の対策も含まれる。 13 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、中央制御室を構成する区画壁の外であって、制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態」に維持することができる装置」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を高温停止できる機能を有した装置であること。	原子炉制御室等 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉の運転の停止等の措置をとるため、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまるための適切な防護措置	系統機能	中央制御室非常用循環系機能検査		
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が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。	4 原子炉発電所には、火災等により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。 12 第3項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、制御室外の火災等により発生した有毒ガスを制御室に取り入れることのないよう原子炉制御室の換気設備の外気との連絡口を遮断可能であること。また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の運転が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具等運用面の対策も含まれる。 13 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、中央制御室を構成する区画壁の外であって、制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態」に維持することができる装置」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を高温停止できる機能を有した装置であること。	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	

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	の	項	号								
原	24	3		第24条の3 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の損壊等が生じた場合に適切な措置をとるための発電所緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。	第24条の3(発電所緊急時対策所) 1 第24条の3に規定する「発電所緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、制御室内の運転員を介さず「事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内外関連箇所との通信連絡のための少なくとも一つの専用回線を含む多重の連絡回線を有すること。	第24条の3(発電所緊急時対策所) 1 原子力災害対策特別措置法施行規則第12条(原子力防災資機材)において、非常用通信機器その他の資材又は機材に関して規定されているので、第24条の3では緊急対策所の設置のみを規定している。 2 第24条の3は、昭和54年3月米国で発生したTMI事故の場合、事故時に制御室に人が集まり混乱を生じたことに鑑み、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、発電所敷地内で制御室以外の適当な場所から、必要な対策の指令を発することができる発電所緊急時対策所を設けることを定めたものである。 【関連安全設計審査指針】 ・指針44 原子力発電所緊急時対策所	発電所緊急時対策所 一次冷却系統に係る施設の損壊等が生じた場合に適切な措置をとるための発電所緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所への施設	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	25		一	第25条 通常運転時に必要とする燃料体又は使用済燃料(以下「燃料」という。)を貯蔵する設備は、次の各号により施設しなければならない。 一 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。	第25条(燃料貯蔵設備) 1 第1号に規定する「燃料が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により、燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。	第25条(燃料貯蔵設備) 1 第25条は、燃料体又は使用済燃料を貯蔵する設備について定めたものであり、燃料体は第6条及び第13条にも使用されているため、用語の整合を図ると共に、旧省令の表現に「通常運転時に必要とする」と追記することにより、通常運転時に必要とする燃料体は、新燃料及び再使用燃料であることを明確化している。	燃料貯蔵設備 燃料の臨界防止構造	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	25		二	二 崩壊熱により燃料が溶融しないものであること。	2 第2号に規定する「燃料が溶融しないものであること」というのは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。	2 第25条に規定する「燃料貯蔵設備」とは、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備(再使用燃料を含む)がある。	燃料貯蔵設備 崩壊熱による燃料の溶融防止	系統機能	総合負荷性能検査	総合負荷性能試験にて、燃料プール冷却浄化系の性能確認を実施	
原	25		三	三 燃料を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。	3 第3号に規定する「燃料を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、原子炉に全て燃料が装荷されている状態、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心以上の容量を確保すること。この場合において、「容量」には、第6号に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。	3 解釈3に規定する「取替燃料」には、再使用燃料及び新燃料がある。なお、2つの原子炉で使用済燃料貯蔵槽を共用している場合は、2つの原子炉に全て燃料が装荷されている状態、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加え、1炉心分以上の容量を確保することとなる。	燃料貯蔵設備 燃料の貯蔵容量	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	25		四	イ	四 使用済燃料その他高放射性的な燃料を貯蔵する水槽は、次によること。 イ 水があふれ、又は漏れるおそれがない構造であること。	4 第4号イに規定する「漏れるおそれがない構造」とは、プール内面をステンレス鋼等でライニングすること、燃料プールに必要な水位より低い位置に排水口を設けないこと。	4 解釈5に規定する「補給系統」は、Regulatory Guide 1.13「使用済燃料貯蔵施設的设计基準」を反映したものである。(米国Regulatory Guideの技術的知見の技術基準への反映)	燃料貯蔵設備 使用済燃料その他高放射性的な燃料を貯蔵する水槽の構造	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	25		四	ロ	ロ 燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水があること。	5 第4号ロに規定する「燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水」とは、燃料取替作業時に線量限度(「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度を定める告示(平成13年3月21日 経済産業省告示187号)」による。)を超えないよう放射線を遮へいするために必要な水をいう。	5 第20条、第21条、第25条において、異常検出装置に関する規定はあるが、安全設計審査指針「指針51 燃料取扱場所のモニタリング」で要求している燃料貯蔵設備の熱除去能力喪失の検知に関する要求は明確になっていないため、第4号ロに熱除去能力喪失の検知に関する要求を明記している。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映)	燃料貯蔵設備 使用済燃料その他高放射性的な燃料を貯蔵する水槽の燃料の放射線遮へいのための水量	系統機能	総合負荷性能検査	
原	25		四	ハ	ハ 燃料の被覆が著しく腐しよくするおそれがある場合は、これを防止すること。	6 第4号ハに規定する「燃料の被覆が著しく腐しよくするおそれがある場合は、これを防止すること」とは、浄化装置を設置すること。	6 第4号ロに規定する「水の漏えい及び水温の異常を検知できる」とは、水槽の水位及び水温を監視する装置を設置し、更に水槽の水位については、中央制御室へ警報を発する装置を設置すること。	燃料貯蔵設備 使用済燃料その他高放射性的な燃料を貯蔵する水槽の燃料の被覆の腐しよく防止	系統機能	総合負荷性能検査	
原	25		四	ニ	ニ 水の漏えい及び水温の異常を検知できること。	7 第4号ニに規定する「水の漏えい及び水温の異常を検知できる」とは、水漏れ防止装置を設置すること。	8 第25条(燃料貯蔵設備)と第26条(燃料取扱装置)における規定は、安全設計審査指針「指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備」の要求にほぼ対応しているが、貯蔵設備に対する格納系の設置、燃料集合体落下時の健全性維持については明確でないため、第4号ホに燃料集合体落下時の健全性維持について及び第5号に貯蔵設備に対する格納系の設置及び空気浄化系についての要求を明記している。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映)	燃料貯蔵設備 使用済燃料その他高放射性的な燃料を貯蔵する水槽の漏えい及び水温の異常検知	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	25		四	ホ	ホ 燃料取扱機中に想定される燃料の落下時においてもその機能が損なわれないこと。	8 第4号ホに規定する「その機能が損なわれない」とは、落下した燃料によって使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じさせないよう必要な強度のライニングを施設すること。	9 解釈9において、燃料落下事象に対する安全評価指針との対応を明確化している。(安全評価審査指針との整合性)	燃料貯蔵設備 燃料取扱機中の燃料落下時の機能	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	25		五	五	五 燃料落下により燃料が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による原子力発電所外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納する施設及び放射性物質の放出を低減する施設を施設すること。	9 第5号に規定する「放射性物質の放出を低減する施設」とは、空気系の浄化装置をいい、第32条第4号(原子炉格納施設の雰囲気浄化)に規定された施設を兼ねることができる。また、空気系の浄化装置として専用のものを施設する場合、その浄化装置の機能については、設置許可申請書添付書類十において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件として設定した浄化装置の処理容量及びフィルターよう素除去効率に非保守的な変更がないことを確認すること。	10 第5号に規定する「燃料貯蔵設備を格納する施設」には、BWRにおける原子炉建屋原子炉棟、PWRにおける原子炉補助建屋等がある。 11 第5号に対応するものとして、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 付録1(平成2年8月30日)3. 4項及び解説」がある。	燃料貯蔵設備 燃料落下により燃料が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合の燃料貯蔵設備を格納する施設及び放射性物質の放出を低減する施設	系統機能	原子炉建屋気密性能検査 非常用ガス処理系機能検査	
原	25		六	イ	六 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)は、次によること。 イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。	10 第6号イに規定する「乾式キャスク」に必要な安全機能として、第25条の11 第6号に規定する「乾式キャスク」は、第25条第1号及び第2号で規定する臨界防止機能及び除熱機能に加え、第6号の要件を満足すること。	12 第25条第6号に規定する乾式キャスクに関する規定は、特殊な設計による許認可実績を踏まえて、閉じ込め機能及びその適切な監視、遮へい機能及びその適切な監視、材料や構造強度に関する要求事項を明確にしている。(許認可実績の技術基準への反映)	燃料貯蔵設備 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスクにおける内包する放射性物質閉じ込め機能および監視	機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	25		六	ロ	ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮へい能力を有すること。	11 第6号ロに規定する「乾式キャスク」は、第25条第1号及び第2号で規定する臨界防止機能及び除熱機能に加え、第6号の要件を満足すること。	13 第6号では、乾式キャスクに必要な安全機能として、第25条の11 第6号に規定する「乾式キャスク」は、第25条第1号及び第2号で規定する臨界防止機能、除熱機能が規定されていることを踏まえ、密封機能、遮へい機能及び構造強度について規定している。また、構造強度は、第4号の水槽に係る規定内容を踏まえ、冷却媒体の保持及び腐食について規定している。	燃料貯蔵設備 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスクにおける放射線に対しての遮へい能力	その他	—	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	25		六	ハ	ハ 使用済燃料の被覆の著しい腐食又は変形を防止できること。	12 第6号ロの規定は以下によること。 ・耐熱性、耐食性等を有し耐久性の高い金属ガasket等のシールを採用すること ・蓋部を一次蓋と二次蓋の二重とし、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより密封性を監視できること ・キャスク内部の負圧を維持できること	14 使用済燃料乾式キャスクの概念図を解説図25. 1に記載している。 15 解釈12に規定する3つの事項は、全ての項目を同時に満足する必要があることを要求している。 【関連安全設計審査指針】 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 ・指針50 燃料の臨界防止 ・指針51 燃料取扱場所のモニタリング	燃料貯蔵設備 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスクにおける被覆の腐食又は変形防止	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	25		六	ニ	ニ キャスク本体等は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。	13 第6号ハに規定する「腐食を防止できる」とは、キャスク内部に不活性ガスを保持できる構造とすることにより被覆面の腐食を防止すること。		燃料貯蔵設備 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスクにおけるキャスク本体等の材料及び構造	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	25		七	七	七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。			燃料貯蔵設備 取扱者以外の者の立ち入り防止	その他	—	運転管理・放射線管理等の保守管理以外の保安活動により確認される事項

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

省令条項番号					技術基準条文	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26条に規定する「燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために使用する設備をいう 2 第1号に規定する「通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いに、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。	第26条(燃料取扱設備) 1 第26条の各項の適用は、以下の通り。 新燃料又は使用済燃料(再使用燃料を含む)を取り扱う機器には、第1号～第4号及び第7号が対応する。 使用済燃料運搬用容器には、第5号及び第6号が対応する。 2 解釈5に規定する3つの事項は、全ての項目を満足する必要があることを要求している。 3 解釈5に規定する原子炉建屋天井クレーンの主巻きに対する要求は、米国Regulatory Guide1.13(Rev.1)「使用済燃料貯蔵施設的设计基準」を参考にしたものであり、クレーンの移動範囲制限等を規定している。なお、同ガイドでは、使用済燃料貯蔵施設について、規制要件(GDC-61(燃料の貯蔵と取扱いおよび放射能管理))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能監視、クレーンの移動範囲制限、耐震性を備えた補給水系の設置等を規定している。 4 解釈5に規定する「走行できない措置」とは、プールの本体をクレーンの移動範囲から外すようなレール敷設・インターロックによる措置等による物理的措置があり、また運用管理での対応とは、下記の内容が明記された作業要領書等がある。 ・キャスクの移動等は、作業責任者の下実施する。 ・天井クレーン使用時には、運転者への合図を行う合図者を配置する。 ・オペフロ上のキャスク移動は、移動経路(燃料貯蔵エリア側)に入り込まないような設定)上にマーキングを行い、このマークにそって行う。 5 第6号については、燃料を封入する容器の線量当量率(現条文は「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細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第666号)」の第4条による。これに基づき容器の表面の線量当量率が2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において線量当量率が100μSv毎時以下と定められている。	燃料取扱設備 通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力	機器機能 (系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能 検査	機器機能確認であるが、系統機能 試験として実施
原	26		二		二 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。	3 第2号に規定する「燃料が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。	3 解釈5に規定する原子炉建屋天井クレーンの主巻きに対する要求は、米国Regulatory Guide1.13(Rev.1)「使用済燃料貯蔵施設的设计基準」を参考にしたものであり、クレーンの移動範囲制限等を規定している。なお、同ガイドでは、使用済燃料貯蔵施設について、規制要件(GDC-61(燃料の貯蔵と取扱いおよび放射能管理))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能監視、クレーンの移動範囲制限、耐震性を備えた補給水系の設置等を規定している。 4 解釈5に規定する「走行できない措置」とは、プールの本体をクレーンの移動範囲から外すようなレール敷設・インターロックによる措置等による物理的措置があり、また運用管理での対応とは、下記の内容が明記された作業要領書等がある。 ・キャスクの移動等は、作業責任者の下実施する。 ・天井クレーン使用時には、運転者への合図を行う合図者を配置する。 ・オペフロ上のキャスク移動は、移動経路(燃料貯蔵エリア側)に入り込まないような設定)上にマーキングを行い、このマークにそって行う。 5 第6号については、燃料を封入する容器の線量当量率(現条文は「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細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第666号)」の第4条による。これに基づき容器の表面の線量当量率が2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において線量当量率が100μSv毎時以下と定められている。	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 崩壊熱により燃料が溶融しないものであること。	4 第3号に規定する「燃料が溶融しない」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。 5 第4号に規定する「燃料が破損するおそれがないこと」とは、以下によること。	4 解釈5に規定する「走行できない措置」とは、プールの本体をクレーンの移動範囲から外すようなレール敷設・インターロックによる措置等による物理的措置があり、また運用管理での対応とは、下記の内容が明記された作業要領書等がある。 ・キャスクの移動等は、作業責任者の下実施する。 ・天井クレーン使用時には、運転者への合図を行う合図者を配置する。 ・オペフロ上のキャスク移動は、移動経路(燃料貯蔵エリア側)に入り込まないような設定)上にマーキングを行い、このマークにそって行う。 5 第6号については、燃料を封入する容器の線量当量率(現条文は「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細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第666号)」の第4条による。これに基づき容器の表面の線量当量率が2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において線量当量率が100μSv毎時以下と定められている。	燃料取扱設備 崩壊熱による燃料溶融防止	その他	—	貯蔵設備、取扱設備共通の設備に 対する要求であるが、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。	・燃料交換機にあっては、掴み機構のワイヤーを二重化すること。ただし、昭和52年以前に施設し、又は施設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認されること。 ・燃料交換機にあっては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。この場合において、取扱い時の荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。 ・原子炉建屋天井クレーンにあっては、吊り上げられた使用済燃料運搬用容器が燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含むものとする。この運用管理にあっては、運搬用容器が燃料上に行かないことを確実にするものであること。また、フックのワイヤー外れ止めを設けること。 6 第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省令第77号 昭和53年12月28日)」第13条第1項第3号口に規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること」とは、 「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第3条等の規定に基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等(平成2年11月28日 科学技術庁告示第5号)」を満たすものを、「燃料を封入する容器」として用いてもよい。	燃料取扱設備 取扱い中の燃料破損防止	機器機能 (系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能 検査	機器機能確認であるが、系統機能 試験として実施	
原	26		五		五 燃料を封入する容器は取扱い中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。	7 第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省令第77号 昭和53年12月28日)」を準用し、理論的又は適切な試験・実験により所定の機能が満足されていること。 8 第7号に規定する「燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなった場合でも燃料を保持する機構」とは、動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。	6 第6号については、燃料を封入する容器の線量当量率(現条文は「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細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第666号)」の第4条による。これに基づき容器の表面の線量当量率が2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において線量当量率が100μSv毎時以下と定められている。 6 第6号に規定する「ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。」「については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 7 第25条(燃料貯蔵設備)と第26条(燃料取扱装置)における規定は、安全設計審査指針(指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備)の要求にほぼ対応しているが、貯蔵設備に対する格納系の設置、燃料集合体落下時の健全性維持については明確でないため、第7号に燃料取扱装置における動力源がなくなった場合の燃料落下防止の要求を明記している。 なお、「動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる」例を下記に示す。(電気) ・燃料ホイスのブレーキに、電源断で動作する電磁ブレーキ(OFFブレーキ)を使用し、電源断で燃料ホイスの動作が停止し燃料を吊り落とさない構造にしている。(空気) ・燃料つかみ具のフックの開閉用エアシリンダー内に、フック閉じ方向に動作するバネが入ってエアシリンダー内の空気が喪失しても、フックが離し方向に動作しない構造にしている。 ・燃料つかみ具のフックに、メカニカルロック機構があり、燃料吊り状態ではフックの開閉を阻止し燃料を吊り落とさない構造にしている。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 【関連安全設計審査指針】 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 ・指針50 燃料の臨界防止 ・指針51 燃料取扱場所のモニタリング	燃料取扱設備 燃料を封入する容器の取扱い中における破損防止	その他	—	設計段階において確認された事項 であって、供用期間中に確認する 必要がない事項
原	26		六		六 前号の容器は、内部に燃料を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1メートルの距離における線量当量率がそれぞれ別に告示する線量当量率を超えないように遮へいできるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。	7 第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省令第77号 昭和53年12月28日)」を準用し、理論的又は適切な試験・実験により所定の機能が満足されていること。 8 第7号に規定する「燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなった場合でも燃料を保持する機構」とは、動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。	6 第6号については、燃料を封入する容器の線量当量率(現条文は「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細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第666号)」の第4条による。これに基づき容器の表面の線量当量率が2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において線量当量率が100μSv毎時以下と定められている。 6 第6号に規定する「ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。」「については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 7 第25条(燃料貯蔵設備)と第26条(燃料取扱装置)における規定は、安全設計審査指針(指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備)の要求にほぼ対応しているが、貯蔵設備に対する格納系の設置、燃料集合体落下時の健全性維持については明確でないため、第7号に燃料取扱装置における動力源がなくなった場合の燃料落下防止の要求を明記している。 なお、「動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる」例を下記に示す。(電気) ・燃料ホイスのブレーキに、電源断で動作する電磁ブレーキ(OFFブレーキ)を使用し、電源断で燃料ホイスの動作が停止し燃料を吊り落とさない構造にしている。(空気) ・燃料つかみ具のフックの開閉用エアシリンダー内に、フック閉じ方向に動作するバネが入ってエアシリンダー内の空気が喪失しても、フックが離し方向に動作しない構造にしている。 ・燃料つかみ具のフックに、メカニカルロック機構があり、燃料吊り状態ではフックの開閉を阻止し燃料を吊り落とさない構造にしている。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 【関連安全設計審査指針】 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 ・指針50 燃料の臨界防止 ・指針51 燃料取扱場所のモニタリング	燃料取扱設備 前号の容器の内部に燃料を入れた場合における遮へい能力	その他	—	設計段階において確認された事項 であって、供用期間中に確認する 必要がない事項
原	26		七		七 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料を保持する機構を設ける等により燃料の落下を防止できること。	7 第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省令第77号 昭和53年12月28日)」を準用し、理論的又は適切な試験・実験により所定の機能が満足されていること。 8 第7号に規定する「燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなった場合でも燃料を保持する機構」とは、動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。	6 第6号については、燃料を封入する容器の線量当量率(現条文は「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細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第666号)」の第4条による。これに基づき容器の表面の線量当量率が2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において線量当量率が100μSv毎時以下と定められている。 6 第6号に規定する「ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。」「については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 7 第25条(燃料貯蔵設備)と第26条(燃料取扱装置)における規定は、安全設計審査指針(指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備)の要求にほぼ対応しているが、貯蔵設備に対する格納系の設置、燃料集合体落下時の健全性維持については明確でないため、第7号に燃料取扱装置における動力源がなくなった場合の燃料落下防止の要求を明記している。 なお、「動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる」例を下記に示す。(電気) ・燃料ホイスのブレーキに、電源断で動作する電磁ブレーキ(OFFブレーキ)を使用し、電源断で燃料ホイスの動作が停止し燃料を吊り落とさない構造にしている。(空気) ・燃料つかみ具のフックの開閉用エアシリンダー内に、フック閉じ方向に動作するバネが入ってエアシリンダー内の空気が喪失しても、フックが離し方向に動作しない構造にしている。 ・燃料つかみ具のフックに、メカニカルロック機構があり、燃料吊り状態ではフックの開閉を阻止し燃料を吊り落とさない構造にしている。(安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 【関連安全設計審査指針】 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 ・指針50 燃料の臨界防止 ・指針51 燃料取扱場所のモニタリング	燃料取扱設備 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなった場合の燃料の落下防止	機器機能 (系統機能)	原子炉建屋天井クレーン機能 検査	機器機能確認であるが、系統機能 試験として実施
原	27	1			第27条 原子力発電所内の場所であって、外部放射線による放射線障害を防止する必要があるものには、次の各号により生体遮へい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遮へい能力を有するものであること。 二 開口部又は配管等の貫通部があるものにあつては、必要に応じて放射線漏えい防止措置が講じられていること。 三 自重、附加荷重および熱応力に耐えるものであること。	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相まって、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成13年3月21日経済産業省告示第187号)第2条、第6条」を満足することと言い、これを遮へい計算により確認すること。なお、既に供用中の原子力発電施設にあっては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の確認により上記告示を満足していることを確認すること。 2 第1項第2号に規定する「放射線漏えい防止措置」としては、次の措置によること。 (1)開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所(通路の行止り部、高所等)への開口部設置 (2)貫通部に対する遮へい補強(スリーブと配管の間隙への遮へい材の充てん等) (3)線源機器と貫通孔の位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置 3 第2項は、第1項で規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮へい等を適切に施設すること及び原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度(年間1mSv)に比べ十分下回る水準とすること。ここで、十分下回る水準とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について(平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂)」に記載の空気カーマで年間50μGy程度としている。 4 第27条に規定する「生体遮へい」及び遮へい設計の具体的仕様に関する規定(外部放射線による放射線障害の防止措置のうち、管理のための区域区分を行っている事項については、要求事項の達成のために補助的に用いられる便宜上の分類を除く)は、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計指針」(JEA 4615-2003)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評価書(平成17年12月)」	第27条(生体遮へい) 1 第2項に規定する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺の空間線量率は、遮へい及び敷地までの距離によって低減されるので、安全設計審査指針「指針56 周辺の放射線防護」に対応して、敷地周辺の空間線量率の要求を明確化するために追記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 第2項において、通常運転時の評価に対する安全評価指針との対応を明確化している。 (安全評価審査指針との整合性) 【関連安全設計審査指針】 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 ・指針56 周辺の放射線防護 ・指針57 放射線業務従事者の放射線防護	生体遮へい等 外部放射線による放射線障害を防止するための生体遮へいの施設	その他	—	設計段階において確認された事項 であって、供用期間中に確認する 必要がない事項
原	27	2			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告示する線量限度を十分下回るよう施設しなければならない。	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告示する線量限度を十分下回るよう施設しなければならない。	第27条(生体遮へい) 1 第2項に規定する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺の空間線量率は、遮へい及び敷地までの距離によって低減されるので、安全設計審査指針「指針56 周辺の放射線防護」に対応して、敷地周辺の空間線量率の要求を明確化するために追記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 第2項において、通常運転時の評価に対する安全評価指針との対応を明確化している。 (安全評価審査指針との整合性) 【関連安全設計審査指針】 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 ・指針56 周辺の放射線防護 ・指針57 放射線業務従事者の放射線防護	生体遮へい等 原子炉施設並びに一次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備施設時の敷地周辺の空間線量率の線量	その他	—	設計段階において確認された事項 であって、供用期間中に確認する 必要がない事項

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	28		一	第28条 原子力発電所内の場所であつて、放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要があるものには、次の各号により換気設備を施設しなければならない。 一 放射線障害を防止するために必要な換気能力を有するものであること。	第28条(換気設備) 1 第2号に規定する「漏えいし難い構造」とは、ダクトであつて内包する流体の放射線物質の濃度が37mBq/cm3以上のもの(クラス4管)は、第9条に基づく構造とともに第11条の耐圧試験により漏えいし難い構造であることが確認されていること。また、「逆流するおそれがない」とは、ファン、逆流防止用ダンパー等を設けること。 2 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性元素を除去するよう素(チャコール又は同等品)フィルター及び放射性微粒子を除去する微粒子(高性能粒子又は同等品)フィルターを用いること。 3 第3号に規定する「ろ過装置の取替えが容易な構造であること」とは、換気設備がろ過装置交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、ろ過装置の取替えが容易な構造であること。 4 第4号に規定する「汚染された空気を吸入し難い」は、排気筒から十分に離れた位置に設置すること。	第28条(換気設備) 1 第28条は、原子力発電所内の放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場所には、換気設備を設けることを定めたものである。 2 第3号は、設備の点検・保守に対する機能要求であり、本要求は第8条(原子炉施設)第2項に含まれているが、容易な構造を明確化する観点から本条でも要求している。 3 よう素(チャコール又は同等品)フィルター等の同等品とは、銀添着フィルタをいい、微粒子(高性能粒子又は同等品)フィルター等の同等品とは、超高性能粒子フィルタ(Ultra Low Penetration Air)がある。 4 第28条に規定する具体的な設備例は以下がある。	換気設備 放射線障害を防止するために必要な換気能力	系統機能	中央制御室非常用循環系機能検査 非常用ガス処理系機能検査	
原	28		二	二 放射性物質により汚染された空気が漏えいし難い構造で、かつ、逆流するおそれがないこと。			換気設備 放射性物質により汚染された空気の漏えい、逆流防止構造	系統機能	中央制御室非常用循環系機能検査 非常用ガス処理系機能検査	
原	28		三	三 排出する空気を浄化する装置を設ける場合にあつては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去またはろ過装置の取替えが容易な構造であること。		BWRの非常用ガス処理系及びPWRのアニュラス空気浄化系は、第32条(原子炉格納施設)で系統の施設を要求し、具体的な設備に対する要求を第28条で規定している。 【関連安全設計審査指針】 ・指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備 ・指針57 放射線業務従事者の放射線防護	換気設備 排出する空気を浄化する装置の構造	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	28		四	四 吸気口は、放射性物質により汚染された空気を吸入し難いように施設すること。			換気設備 吸気口の放射性物質により汚染された空気吸入防止	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	29	1		第29条 原子力発電所内の人がひん繁に出入りする建物等の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分であつて、人が触れるおそれがある部分の表面は、放射性物質による汚染を除去し易いものでなければならない。	第29条(放射性物質による汚染の防止) 1 第1項に規定する「放射性物質により汚染されるおそれがある部分であつて、人が触れるおそれがある部分」とは、管理区域内で人が頻繁に出入りする場所の床面、壁面(人が触れるおそれのある高さまで)、手摺、梯子をいう。また「表面は、放射性物質による汚染を除去し易いもの」とは、当該表面が平滑に施工されていること。	第29条(放射性物質による汚染の防止) 1 第29条は、放射性物質により汚染されるおそれがある部分であつて、人の触れるおそれがある部分の表面は汚染を除去し易いこと及び汚染を除去する設備を設けることを定めたものである。 2 第2項に規定する「放射性物質による汚染を除去する設備」の具体的な設備例は以下がある。 ・工具類除染用シンク ・床除染用の純水補給水ホースコネクション ・ホットシャワー設備 【関連安全設計審査指針】 指針57 放射性業務従事者の放射性防護	放射性物質による汚染の防止 原子力発電所内の建物等の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分の表面処理	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	29	2		2 原子力発電所には、人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。			放射性物質による汚染の防止 人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染除去設備の施設	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	29	2		第29条の2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路であつて、原子力発電所外に排水を排出するものには、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設しなければならない。	第29条の2(管理区域内に開口部がある排水路) 1 第29条の2に規定する「排水監視設備」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定することができる設備をいい、排出する排水が間欠的であるものはサンプリング分析等により、また連続的であるものは連続モニター等により排水中の放射性物質濃度が測定可能な設備であること。 2 第29条の2に規定する「安全に処理する設備」とは、排水中の放射性物質の濃度に異常を検出した場合には、適切な処理により排水中の放射性物質の濃度を低下させ、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が別に告示する値を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3項において同じ。) ここで、「適切な処理」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度の異常を検出した場合には、当該排水の排出をすみやかに停止することができ、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法により排出中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。	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ているものであり、1981年に発生した廃棄設備のタンクから漏えいした廃液が、廃棄物処理建屋の下を通る一般排水路に浸入し、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案文化されたものである。 2 排水監視設備の施設要求は、第20条(計測装置)にも同じ要求があり重複しているが、本条では排水を安全に処理する設備を施設することを要求しており、それを確認する目的として監視設備を施設することも合わせて要求している。 3 解釈2で規定する「別に告示する値」とは、「発電用原子力設備に関する放射線による線量等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示第188号)」第3条の規定で準用している「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成13年3月21日 経済産業省告示第187号)」第9条に定める値である。 【関連安全設計審査指針】 指針53 放射性液体廃棄物の処理施設	放射性物質による汚染の防止 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路の排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の施設	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項

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

省令条項番号					技術基準条文	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	30	1	一		第30条 原子力発電所には、次の各号により放射性廃棄物を処理する設備(排気筒を含み、第28条及び次条に規定するものを除く。)を施設しなければならない。 一 周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ別に告示する値以下になるように原子力発電所において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものであること。	第30条(廃棄物処理設備等) 1 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とは、流体状の放射性廃棄物(第21条解釈第3項参照)に係る廃棄設備のうち、流体状の放射性廃棄物を処理する樹脂塔、熱交換器、濃縮器、ポンプ、タンク(処理の過程で一時的に貯蔵するもの)、弁等の機器をいい、貯蔵する設備(長期間貯蔵するタンク等)以外の設備をいう。なお、廃棄物処理設備に該当するタンク類としては、機器ドレンタンク、床ドレンタンクが含まれる。 2 第1項第3号に規定する「化学薬品等」の等とは、不純物をいう。(第31条第1項第3号も同じ。) 3 第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」は、内包する流体の放射性物質の濃度が37mBq/cm <sup>3</sup> (流体が液体の場合にあっては、37kBq/cm <sup>3</sup> )以上のもの(クラス3相当)をいう。 4 第1項第5号における「原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物」とは、炉内構造物取替工事により発生するシュラウド等、高線量(除染等により線量低減ができるものは除く)の主要な固体状放射性廃棄物をいう。 なお、「高線量の主要な固体放射性廃棄物」とは、構内輸送する固体放射性廃棄物の放射線量が「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示」(平成2年科学技術庁告示第5号)第2条第1号に規定するA1値又はA2値(2種類以上の放射性物質がある場合にあっては、それらの放射性物質の放射能の量のそれぞれその放射性物質についてのA1値又はA2値に対する割合の和が1)を超えるものをいう。 5 第1項第5号に規定する「取り扱い中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。」とは、実用炉則第13条第1項第3号に規定されている「容易且つ安全に取り扱うことができ、且つ運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により亀裂、破損等が生じおそれのないもの」であること。 また、流体状の放射性廃棄物を運搬する容器は、第9条のクラス3容器の規定を満足すること、主要な固体放射性廃棄物を運搬する容器については、第31条第1項第2号及び第3号の規定を満足すること。 6 第2項に規定する「施設」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される建屋全部をいう(第31条において同じ)。また、「漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設内であっても、流体状の放射性物質が流入するおそれがない場所であって流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置されていない場所(例えば廃棄設備の制御室、換気空調室、電気室等)及び二重管構造等により流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造となっている場所を適用除外にすることができる。 7 第2項第1号に規定する「漏えいし難い構造」とは、適切な高さまでの壁面、床面全部及び両者の接合部には耐水性を有する塗料が塗布されていること、並びに漏えい防止措置が必要な床面及び壁面の貫通部にはラバーブーツ又はモルタル等の充填が施されていること等、堰の機能を失わせないよう適切な耐漏えい措置が施された構造とすること(第31条において同じ)。 8 第2項第2号に規定する「漏えいの拡大を防止するための堰」とは、ポンプのシャトルがリークした時、機器のメンテナンス時又は除染時等に飛散する液体状の放射性廃棄物が広範囲に拡大することを防止するために設けるものをいい、排水溝、床面段差等堰と同様の効果を有するものを含む。 9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすることを防止するための堰」とは、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺近傍に設けること。この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。 10 第2項第4号に規定する「ゆう水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないものを除く。」とは、自然発生的に地下から大量に湧き出し、この排出を止めることが技術的に不可能なゆう水に係る排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がない場合には本号を適用除外することができる。 11 第3項における「漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない」とは、第2項第3号に準じて運搬容器の周辺に堰、受皿(トレイ)、吸収材を設置すること。 「漏えいするおそれのない構造」とは、胴の二重容器構造やフランジ部の二重リング構造とすることを含む。	第30条(廃棄物処理設備等) 1 第1項では、特殊な設計による許認可実績を踏まえて、流体状の放射性廃棄物の事業所内運搬について、流体状の放射性廃棄物の漏洩拡大防止とともに、遮へい能力等の施設方法に関する要求事項を第5号、第6号及び第3項に追加規定している。また、炉内構造物等の取替に伴う固体状の放射性廃棄物を事業所内運搬する場合は想定されることから、原子炉冷却材圧力バウンダリから発生する固体状の放射性廃棄物についても対象としている。(許認可実績の技術基準への反映) 2 第30条に規定する廃棄物処理設備等の内、運転操作等のため人が駐在する場所については、放射線レベルの監視(エリア線量当量率の計測)が要求されるが、本内容については第20条第12号に規定している。 3 第30条に規定する放射性廃棄物を処理する設備の具体的例は以下がある。 気体廃棄物処理系、液体廃棄物処理系、固体廃棄物処理系を構成するポンプ、タンク、ろ過装置等の機器(貯蔵する設備を除く)および排気筒 4 第1項第1号に規定する「別に告示する値」とは、「発電用原子力設備に関する放射線による線量等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示第188号)」第3条の規定で準用している「実用発電用原子炉の設備、運転時に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成13年3月21日 経済産業省告示第187号)」第9条に定める値である。 5 第1項第3号の「化学薬品等」の化学薬品とは、例えばBWRの場合、樹脂再生に使用する硫酸と苛性ソーダ等がある。(第31条第1項第3号も同じ。) 6 第1項第5号の「ただし、管理区域内においてのみ使用される場合は、この限りではない。」については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 7 解釈4に規定する「高線量」の具体的判断基準を明確化するため、平成18年3月23日付けにて解釈4なお書きを追加している。 8 解釈4に規定する「高線量の主要な固体放射性廃棄物」の具体例としては、炉内構造物取替工事により発生する炉内構造物等や「炉内中心領域」の原子炉容器・機器・配管の補修・取替工事で発生する高線量の固体放射性廃棄物がある。 9 解釈4に規定する「高線量の主要な固体放射性廃棄物」に該当しないものであっても「固体放射性廃棄物」の構内輸送については、「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に係る措置に係る技術的細目等を定める告示」(昭和53年通商産業省告示第666号)に定められている。 10 第1項第6号に規定する「放射線障害を防止するために必要なしやへい能力」とは、実用炉則第13条に規定されており、経済産業大臣が定める放射線量率として「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示(昭和53年通商産業省告示第666号)」の第4条、第8条による。これに基づき、容器の表面の線量当量率が2mSv毎時以下で、かつ、その表面から1mの距離において線量当量率が100μSv毎時以下であること、又は容器の表面の線量当量率が10mSv毎時以下と定められている。 11 第1項第6号に規定する「ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。」については、「実用発電用原子炉の設置運転等に関する規則(通商産業省告示第77号 昭和53年12月28日)」第13条3項に対応して規定している。 12 解釈9は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」(昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課)に記載されている。 【関連安全設計審査指針】 ・指針52 放射性気体廃棄物の処理施設 ・指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 ・指針54 放射性固体廃棄物の処理施設	廃棄物処理設備等 周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ別に告示する値以下とするための放射性廃棄物処理能力	系統機能	液体廃棄物処理系機能検査(6号機申請) 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 気体廃棄物処理系機能検査	6号機の点検・評価計画書に従い実施
原	30	1	二		二 放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する施設と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。				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	30	1	三		三 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、化学薬品等により著しく腐しやすくなるおそれがないものであること。				構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	30	1	四		四 気体状の放射性廃棄物を処理する設備は、第28条第3号の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。				構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	30	1	五		五 流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物を原子力発電所内において運搬するための容器は、取扱い中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。				構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	30	1	六		六 前号の容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1メートルの距離における線量当量率がそれぞれ別に告示する線量当量率を超えないように遮へいできるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。				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	30	2	一		2 流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設(流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。)は、次の各号により施設しなければならない。 一 施設内部の床面及び壁面は、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。				その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	30	2	二		二 施設内部の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられたみぞの傾斜により流体状の放射性廃棄物が排水受け口に導かれる構造であり、かつ、流体状の放射性廃棄物を処理する設備の周辺部には、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するための堰が施設されていること。				その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	30	2	三		三 施設外に通じる出入口又はその周辺部には、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止するための堰が施設されていること。ただし、施設内部の床面が隣接する施設の床面又は地表面より低い場合であつて施設外へ漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。				その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
原	30	2	四		四 原子力発電所外に排水を排出する排水路(ゆう水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないもの並びに排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設するものを除く。)上に施設内部の床面がないように施設すること。				その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	30	3			3 第1項第5号の流体状の放射性廃棄物を運搬するための容器は、第2項第3号に準じて流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない。ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの及び漏えいするおそれがない構造のものは、この限りでない。				その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	31	1	一	第31条 放射性廃棄物を貯蔵する設備は、次の各号により施設しなければならない。 一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。 2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講じること。 3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm <sup>3</sup> を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。 また、第3項は第30条第2項の解釈7、8、10を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。 4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の内径の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。 また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつものとする。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第3号の「崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱」とは、熱量が大きいと予想される場合には想定される核種とこれの崩壊条件によって発生する熱量を評価する設計により対応する方法がある。 2 第2項の具体的な設備例は以下がある。 ・フィルタスラッジ沈降分離槽(タンク) ・使用済樹脂槽(タンク) ・濃縮廃液タンク 3 解釈4は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」(昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課)による。 【関連安全設計審査指針】 ・指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 ・指針54 放射性固体廃棄物の処理施設 ・指針55 固体廃棄物貯蔵施設	廃棄物貯蔵設備等 通常運転時に発生する放射性廃棄物の貯蔵容量	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	31	1	二	二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。 2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講じること。 3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm <sup>3</sup> を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。 また、第3項は第30条第2項の解釈7、8、10を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。 4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の内径の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。 また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつものとする。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第3号の「崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱」とは、熱量が大きいと予想される場合には想定される核種とこれの崩壊条件によって発生する熱量を評価する設計により対応する方法がある。 2 第2項の具体的な設備例は以下がある。 ・フィルタスラッジ沈降分離槽(タンク) ・使用済樹脂槽(タンク) ・濃縮廃液タンク 3 解釈4は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」(昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課)による。 【関連安全設計審査指針】 ・指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 ・指針54 放射性固体廃棄物の処理施設 ・指針55 固体廃棄物貯蔵施設	廃棄物貯蔵設備等 放射性廃棄物の漏えい防止構造	構造健全性	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
原	31	1	三	三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、化学薬品等により著しく腐しよくするおそれがないこと。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。 2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講じること。 3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm <sup>3</sup> を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。 また、第3項は第30条第2項の解釈7、8、10を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。 4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の内径の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。 また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつものとする。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第3号の「崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱」とは、熱量が大きいと予想される場合には想定される核種とこれの崩壊条件によって発生する熱量を評価する設計により対応する方法がある。 2 第2項の具体的な設備例は以下がある。 ・フィルタスラッジ沈降分離槽(タンク) ・使用済樹脂槽(タンク) ・濃縮廃液タンク 3 解釈4は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」(昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課)による。 【関連安全設計審査指針】 ・指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 ・指針54 放射性固体廃棄物の処理施設 ・指針55 固体廃棄物貯蔵施設	廃棄物貯蔵設備等 崩壊熱及び放射線の照射による発生する熱に対する耐熱構造、化学薬品等による腐しよく防止	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	31	2		2 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。 2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講じること。 3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm <sup>3</sup> を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。 また、第3項は第30条第2項の解釈7、8、10を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。 4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の内径の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。 また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつものとする。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第3号の「崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱」とは、熱量が大きいと予想される場合には想定される核種とこれの崩壊条件によって発生する熱量を評価する設計により対応する方法がある。 2 第2項の具体的な設備例は以下がある。 ・フィルタスラッジ沈降分離槽(タンク) ・使用済樹脂槽(タンク) ・濃縮廃液タンク 3 解釈4は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」(昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課)による。 【関連安全設計審査指針】 ・指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 ・指針54 放射性固体廃棄物の処理施設 ・指針55 固体廃棄物貯蔵施設	廃棄物貯蔵設備等 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される施設の放射性廃棄物による汚染拡大防止	その他	—	運転管理・放射線管理等の保守管理以外の保安活動により確認される事項
原	31	3		3 前条第2項の規定は、流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される施設に準用する。この場合において、「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とあるのは「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」と読み替えるものとする。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。 2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講じること。 3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm <sup>3</sup> を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。 また、第3項は第30条第2項の解釈7、8、10を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。 4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の内径の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。 また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつものとする。	第31条(廃棄物貯蔵設備等) 1 第1項第3号の「崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱」とは、熱量が大きいと予想される場合には想定される核種とこれの崩壊条件によって発生する熱量を評価する設計により対応する方法がある。 2 第2項の具体的な設備例は以下がある。 ・フィルタスラッジ沈降分離槽(タンク) ・使用済樹脂槽(タンク) ・濃縮廃液タンク 3 解釈4は、「発電用原子力設備に関する技術基準の改正について(逐条解説)」(昭和56年8月20日資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課)による。 【関連安全設計審査指針】 ・指針53 放射性液体廃棄物の処理施設 ・指針54 放射性固体廃棄物の処理施設 ・指針55 固体廃棄物貯蔵施設	廃棄物貯蔵設備等 前条第2項の規定の流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される施設への準用	その他	—	運転管理・放射線管理等の保守管理以外の保安活動により確認される事項
原	32		イ	第32条 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際の漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないよう、次の各号により原子炉格納施設を施設しなければならない。 一 原子炉格納容器にあっては、次によること。 イ 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること。	第32条(原子炉格納施設) (原子炉格納容器) 1 第1号イに規定する「想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること」とは、安全評価指針付録1の3、4に示す下記の2項目の解析の条件により確認できる。 a) 原子炉冷却材喪失(PWR、BWR) b) 動荷重の発生(BWR) 2 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)2、5に定めるB種試験ができること。(日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)に関する技術評価書(平成18年4月)) (原子炉格納容器隔離弁) 3 第2号に規定する閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。)とはキーロックにて管理されている遠隔操作閉止弁及びチェーンロックにて管理されている手動弁も含む。 4 第2号に規定する「自動隔離弁」とは、次のいずれかの設備をいう。 ・安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動による隔離弁 ・隔離機能を有する逆止弁(強制閉鎖装置が付設しているもの、又は、逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した場合にあっても必要な隔離機能が重力等に維持される逆止弁) 5 第2号ロ(1)に規定する「一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納容器内」に開口部がなく」とは、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管をいう。この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。 6 第2号ロ(1)に規定する「構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管」は、以下の要件を満たすこと。 一 原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること 一 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること 一 格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故時の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと 7 第2号ロ(2)に規定する「湿気等によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの」とは、湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれのある管、配管が狭径部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所を設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれのある管をいう。 8 第2号ハ(1)に規定する「配管」とは、第17条で規定する非常用炉心冷却設備又は第32条第3号、第4号(ただし、BWRの非常用ガス処理設備及びPWRのアンモニア空気浄化設備を除く)及び第5号で規定する原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生じるおそれのある配管をいう。ただし、原則遠隔操作が可能であり、隔離機能を有する弁(事故時に容易に閉鎖可能であり、運転管理により確実に対応できることが確認されている場合は手動操作弁も含む)を設置すること。 9 第2号ハ(2)に規定する「配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの」とは、BWRの原子炉圧力容器計装用及び格納容器計装用の配管、PWRの格納容器圧力検出用の計装用配管、BWRの制御棒駆動水圧系配管のように安全上重要な計測系配管又は制御系配管であって、口径が小さい配管をいう。 ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される一次格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じること。 10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)2、6に定めるC種試験ができること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)に関する技術評価書(平成18年4月)) (原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御) 11 第3号に規定する「安全性に支障を生ずるおそれがある場合」とは、事故評価期間中に原子炉格納容器内の水素濃度が4%以上、かつ酸素濃度が5%以上であることをいう。 12 第3号における可燃性ガス濃度制御設備は、設置許可申請書及び同添付書類Aに規定された仕様を満たすものであること。	第32条(原子炉格納施設) (原子炉格納容器) 1 第32条は、安全設計審査指針 指針28(原子炉格納容器の機能)、指針29(原子炉格納容器バウンダリの破壊防止)、指針30(原子炉格納容器の隔離機能)、指針31(原子炉格納容器隔離弁)、指針32(原子炉格納容器熱除去系)及び指針33(格納施設雰囲気制御する系統)に対応して、原子炉格納施設に関して、格納容器の機能、隔離弁の設置等による隔離機能、熱除去系の機能、格納施設雰囲気(放射性物質、水素ガス等)を制御する機能等を明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 解釈2は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 3 解釈6に規定する3つの要件は、全ての項目を同時に満足する必要があることを要求している。 4 解釈6に規定する「原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること」とは、事故時の原子炉格納容器内圧上昇によっても期待する水封が維持されることを具体的に要求したものである。 5 解釈6に規定する「原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること」とは、格納容器内サンプに連結された格納容器外側の立ち上がり配管内で水封状態が維持される場合も含まれる。この例として、PWRの余熱除去ポンプ吸込管がある。 6 解釈8に規定する「その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生ずるおそれがある配管」には、PWRの場合、補助給水配管、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気配管、主蒸気過熱し弁配管、主蒸気ドレン配管等が、BWRにおいては格納容器雰囲気モニタ配管、原子炉隔離時冷却配管、格納容器サンプリング配管が該当する。 7 解釈9の「安全上重要な計測系配管又は制御系配管」とは、隔離弁を設けることにより安全上支障を生ずるおそれのある配管を意図したものである。 これに該当する「PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管」として、格納容器スプレイ設備作動信号用の圧力計及び通常運転時の格納容器圧力監視/制御用(保安規定の制限値の監視)やAM時の格納容器圧力監視用の圧力計が有る。これらの圧力計にはキャピラリーシール方式の圧力計が採用されており、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されるものである。 8 解釈9の後段は米国Regulatory Guide 1.11「一次格納容器を貫通する計装ライン」における、一次格納容器を貫通する計装ラインへの隔離設計への要求を反映したものである。 9 解釈10は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 (原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御) 10 第3号における濃度を抑制する設備としては、BWRは可燃性ガス濃度制御装置、PWRは水素再結合装置がある。 11 解釈12は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することを定めたものである。(安全設計審査指針33第2項)	原子炉格納施設 原子炉格納容器の耐圧、耐熱性	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
原	32		ロ	ロ 原子炉格納容器に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。	第32条(原子炉格納施設) (原子炉格納容器) 1 第1号イに規定する「想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること」とは、安全評価指針付録1の3、4に示す下記の2項目の解析の条件により確認できる。 a) 原子炉冷却材喪失(PWR、BWR) b) 動荷重の発生(BWR) 2 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)2、5に定めるB種試験ができること。(日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)に関する技術評価書(平成18年4月)) (原子炉格納容器隔離弁) 3 第2号に規定する閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。)とはキーロックにて管理されている遠隔操作閉止弁及びチェーンロックにて管理されている手動弁も含む。 4 第2号に規定する「自動隔離弁」とは、次のいずれかの設備をいう。 ・安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動による隔離弁 ・隔離機能を有する逆止弁(強制閉鎖装置が付設しているもの、又は、逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した場合にあっても必要な隔離機能が重力等に維持される逆止弁) 5 第2号ロ(1)に規定する「一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納容器内」に開口部がなく」とは、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管をいう。この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。 6 第2号ロ(1)に規定する「構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管」は、以下の要件を満たすこと。 一 原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること 一 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること 一 格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故時の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと 7 第2号ロ(2)に規定する「湿気等によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの」とは、湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれのある管、配管が狭径部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所を設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれのある管をいう。 8 第2号ハ(1)に規定する「配管」とは、第17条で規定する非常用炉心冷却設備又は第32条第3号、第4号(ただし、BWRの非常用ガス処理設備及びPWRのアンモニア空気浄化設備を除く)及び第5号で規定する原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生じるおそれのある配管をいう。ただし、原則遠隔操作が可能であり、隔離機能を有する弁(事故時に容易に閉鎖可能であり、運転管理により確実に対応できることが確認されている場合は手動操作弁も含む)を設置すること。 9 第2号ハ(2)に規定する「配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの」とは、BWRの原子炉圧力容器計装用及び格納容器計装用の配管、PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管、BWRの制御棒駆動水圧系配管のように安全上重要な計測系配管又は制御系配管であって、口径が小さい配管をいう。 ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される一次格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じること。 10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)2、6に定めるC種試験ができること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)に関する技術評価書(平成18年4月)) (原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御) 11 第3号に規定する「安全性に支障を生ずるおそれがある場合」とは、事故評価期間中に原子炉格納容器内の水素濃度が4%以上、かつ酸素濃度が5%以上であることをいう。 12 第3号における可燃性ガス濃度制御設備は、設置許可申請書及び同添付書類Aに規定された仕様を満たすものであること。	第32条(原子炉格納施設) (原子炉格納容器) 1 第32条は、安全設計審査指針 指針28(原子炉格納容器の機能)、指針29(原子炉格納容器バウンダリの破壊防止)、指針30(原子炉格納容器の隔離機能)、指針31(原子炉格納容器隔離弁)、指針32(原子炉格納容器熱除去系)及び指針33(格納施設雰囲気制御する系統)に対応して、原子炉格納施設に関して、格納容器の機能、隔離弁の設置等による隔離機能、熱除去系の機能、格納施設雰囲気(放射性物質、水素ガス等)を制御する機能等を明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 解釈2は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 3 解釈6に規定する3つの要件は、全ての項目を同時に満足する必要があることを要求している。 4 解釈6に規定する「原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること」とは、事故時の原子炉格納容器内圧上昇によっても期待する水封が維持されることを具体的に要求したものである。 5 解釈6に規定する「原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること」とは、格納容器内サンプに連結された格納容器外側の立ち上がり配管内で水封状態が維持される場合も含まれる。この例として、PWRの余熱除去ポンプ吸込管がある。 6 解釈8に規定する「その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生ずるおそれがある配管」には、PWRの場合、補助給水配管、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気配管、主蒸気過熱し弁配管、主蒸気ドレン配管等が、BWRにおいては格納容器雰囲気モニタ配管、原子炉隔離時冷却配管、格納容器サンプリング配管が該当する。 7 解釈9の「安全上重要な計測系配管又は制御系配管」とは、隔離弁を設けることにより安全上支障を生ずるおそれのある配管を意図したものである。 これに該当する「PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管」として、格納容器スプレイ設備作動信号用の圧力計及び通常運転時の格納容器圧力監視/制御用(保安規定の制限値の監視)やAM時の格納容器圧力監視用の圧力計が有る。これらの圧力計にはキャピラリーシール方式の圧力計が採用されており、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されるものである。 8 解釈9の後段は米国Regulatory Guide 1.11「一次格納容器を貫通する計装ライン」における、一次格納容器を貫通する計装ラインへの隔離設計への要求を反映したものである。 9 解釈10は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 (原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御) 10 第3号における濃度を抑制する設備としては、BWRは可燃性ガス濃度制御装置、PWRは水素再結合装置がある。 11 解釈12は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することを定めたものである。(安全設計審査指針33第2項)	原子炉格納施設 原子炉格納容器に開口部を設ける場合の気密性確保	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
原	32		ハ	ハ 原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量等に応じて漏えい試験ができること。	第32条(原子炉格納施設) (原子炉格納容器) 1 第1号イに規定する「想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること」とは、安全評価指針付録1の3、4に示す下記の2項目の解析の条件により確認できる。 a) 原子炉冷却材喪失(PWR、BWR) b) 動荷重の発生(BWR) 2 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)2、5に定めるB種試験ができること。(日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)に関する技術評価書(平成18年4月)) (原子炉格納容器隔離弁) 3 第2号に規定する閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。)とはキーロックにて管理されている遠隔操作閉止弁及びチェーンロックにて管理されている手動弁も含む。 4 第2号に規定する「自動隔離弁」とは、次のいずれかの設備をいう。 ・安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動による隔離弁 ・隔離機能を有する逆止弁(強制閉鎖装置が付設しているもの、又は、逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した場合にあっても必要な隔離機能が重力等に維持される逆止弁) 5 第2号ロ(1)に規定する「一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納容器内」に開口部がなく」とは、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管をいう。この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。 6 第2号ロ(1)に規定する「構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管」は、以下の要件を満たすこと。 一 原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること 一 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること 一 格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故時の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと 7 第2号ロ(2)に規定する「湿気等によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの」とは、湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれのある管、配管が狭径部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所を設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれのある管をいう。 8 第2号ハ(1)に規定する「配管」とは、第17条で規定する非常用炉心冷却設備又は第32条第3号、第4号(ただし、BWRの非常用ガス処理設備及びPWRのアンモニア空気浄化設備を除く)及び第5号で規定する原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生じるおそれのある配管をいう。ただし、原則遠隔操作が可能であり、隔離機能を有する弁(事故時に容易に閉鎖可能であり、運転管理により確実に対応できることが確認されている場合は手動操作弁も含む)を設置すること。 9 第2号ハ(2)に規定する「配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの」とは、BWRの原子炉圧力容器計装用及び格納容器計装用の配管、PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管、BWRの制御棒駆動水圧系配管のように安全上重要な計測系配管又は制御系配管であって、口径が小さい配管をいう。 ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される一次格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じること。 10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)2、6に定めるC種試験ができること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)に関する技術評価書(平成18年4月)) (原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御) 11 第3号に規定する「安全性に支障を生ずるおそれがある場合」とは、事故評価期間中に原子炉格納容器内の水素濃度が4%以上、かつ酸素濃度が5%以上であることをいう。 12 第3号における可燃性ガス濃度制御設備は、設置許可申請書及び同添付書類Aに規定された仕様を満たすものであること。	第32条(原子炉格納施設) (原子炉格納容器) 1 第32条は、安全設計審査指針 指針28(原子炉格納容器の機能)、指針29(原子炉格納容器バウンダリの破壊防止)、指針30(原子炉格納容器の隔離機能)、指針31(原子炉格納容器隔離弁)、指針32(原子炉格納容器熱除去系)及び指針33(格納施設雰囲気制御する系統)に対応して、原子炉格納施設に関して、格納容器の機能、隔離弁の設置等による隔離機能、熱除去系の機能、格納施設雰囲気(放射性物質、水素ガス等)を制御する機能等を明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 解釈2は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 3 解釈6に規定する3つの要件は、全ての項目を同時に満足する必要があることを要求している。 4 解釈6に規定する「原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること」とは、事故時の原子炉格納容器内圧上昇によっても期待する水封が維持されることを具体的に要求したものである。 5 解釈6に規定する「原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること」とは、格納容器内サンプに連結された格納容器外側の立ち上がり配管内で水封状態が維持される場合も含まれる。この例として、PWRの余熱除去ポンプ吸込管がある。 6 解釈8に規定する「その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生ずるおそれがある配管」には、PWRの場合、補助給水配管、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気配管、主蒸気過熱し弁配管、主蒸気ドレン配管等が、BWRにおいては格納容器雰囲気モニタ配管、原子炉隔離時冷却配管、格納容器サンプリング配管が該当する。 7 解釈9の「安全上重要な計測系配管又は制御系配管」とは、隔離弁を設けることにより安全上支障を生ずるおそれのある配管を意図したものである。 これに該当する「PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管」として、格納容器スプレイ設備作動信号用の圧力計及び通常運転時の格納容器圧力監視/制御用(保安規定の制限値の監視)やAM時の格納容器圧力監視用の圧力計が有る。これらの圧力計にはキャピラリーシール方式の圧力計が採用されており、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されるものである。 8 解釈9の後段は米国Regulatory Guide 1.11「一次格納容器を貫通する計装ライン」における、一次格納容器を貫通する計装ラインへの隔離設計への要求を反映したものである。 9 解釈10は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 (原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御) 10 第3号における濃度を抑制する設備としては、BWRは可燃性ガス濃度制御装置、PWRは水素再結合装置がある。 11 解釈12は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することを定めたものである。(安全設計審査指針33第2項)	原子炉格納施設 原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口の漏えい試験	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
原	32		イ、ロ、ハ、ニ、ホ	二 原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には、次により隔離弁(閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。))又は自動隔離弁(隔離機能がない逆止め弁を除く。)をいう。以下同じ。)を設けること。 イ 原子炉格納容器に取り付ける管であって原子炉格納容器を貫通するものには当該貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を施設すること。 ロ 前イにかかわらず、次によることができる。 (1) 一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は一次冷却系統に係る施設の損壊等の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を施設すること。 (2) 貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設けた場合、一方の側の設置箇所における管であって、湿気等によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあつては、貫通箇所の他方の側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を施設すること。 ハ 前イ及びロの規定にかかわらず、次の場合には隔離弁を設けることを要しない。 (1) 事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性に支障が生じるおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。 (2) 計測又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものの場合。 ニ 隔離弁は、閉止後において駆動動力源が喪失した場合でも隔離機能が失われないこと。 ホ 隔離弁は、想定される漏えい量等に応じて漏えい試験ができること。	第32条(原子炉格納施設) (原子炉格納容器) 1 第32条は、安全設計審査指針 指針28(原子炉格納容器の機能)、指針29(原子炉格納容器バウンダリの破壊防止)、指針30(原子炉格納容器の隔離機能)、指針31(原子炉格納容器隔離弁)、指針32(原子炉格納容器熱除去系)及び指針33(格納施設雰囲気制御する系統)に対応して、原子炉格納施設に関して、格納容器の機能、隔離弁の設置等による隔離機能、熱除去系の機能、格納施設雰囲気(放射性物質、水素ガス等)を制御する機能等を明確にしている。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 2 解釈2は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEA4203-2004)の技術評価が完了したことにより、平成18年8月25日付けで改正している。 3 解釈6に規定する3つの要件は、全ての項目を同時に満足する必要があることを要求している。 4 解釈6に規定する「原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること」とは、事故時の原子炉格納容器内圧上昇によっても期待する水封が維持されることを具体的に要求したものである。 5 解釈6に規定する「原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること」とは、格納容器内サンプに連結された格納容器外側の立ち					

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	の	項	号							
原	32		四	<p>四 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する施設を含む。）を施設すること。</p>	<p>(放射性物質の濃度低減設備) 13 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置とは具体的には以下の設備をいう。 BWR: 格納容器スプレイ設備、非常用ガス処理設備 PWR: 格納容器スプレイ設備、アニュラス空気浄化設備 また、「当該放射性物質を格納する施設」とは、具体的には以下の設備をいう。 BWR: 原子炉建屋原子炉棟 PWR: アニュラス部 これらの施設に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。 14 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置の機能は、設置許可申請書添付書類十において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件を確認することにより確認することができる。また当該設備は、設置許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。この場合において、設置許可時の解析条件のうち以下の値に非保守的な変更がないことを確認すること。 (1) BWR a) 非常用ガス処理設備 ・ガス処理設備のフィルターのような素除去効率 ・ガス処理設備の処理容量 (2) PWR a) アニュラス空気浄化設備 ・浄化装置のフィルターのような素除去効率 ・アニュラス負圧達成時間 ・浄化装置の処理容量 15 第4号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、一次冷却材系統に係る施設の故障又は損壊による敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日)解説 II.3.判断基準について」に規定する線量を超える場合をいう。 (原子炉格納容器熱除去装置) 16 第5号の「安全性に支障が生ずること」とは、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊によるエネルギー放出によって生ずる圧力と温度に原子炉格納容器が耐えられないか又は原子炉格納容器漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずるほど大きくなることをいう。 17 第5号イに規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12 原院第5号)」によること。 18 第5号イに規定する「正常に機能する」とは、想定冷却材喪失事故における格納容器スプレイ設備のポンプの容量が設置許可申請書添付書類十で想定した評価の条件を満たしていることをいう。また当該設備は、設置許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第32条第5号ロに規定する試験の格納容器熱除去ポンプへの適用に際し、設置許可申請書添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 19 第5号ロに規定する「原子炉の運転中に試験ができる」とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。</p>	<p>(放射性物質の濃度低減設備) 12 第4号は、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に、原子炉格納容器からの気体状の放射性物質の漏えいに対し、原子炉格納容器を格納し(以下、二次格納施設という)、気体状の放射性物質を低減する装置を設けることを定めたものである。 13 解釈13の当該放射性物質を格納する施設の気密性の確保は、定期的な検査により、負圧が達成、維持されていることを確認することである。 14 解釈14は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することを定めたものである。 15 解釈15の線量については安全評価審査指針において以下のように解説されている。 「著しい放射線被ばくのリスクを、事故による線量と事故の発生頻度の兼ね合いを考慮して判断するものである。ICRPの1990年勧告によれば、公衆の被ばくに対する年実効線量限度として、1 mSvを勧告しているが、特殊な状況においては、5年間にわたる平均が年当たり1 mSvを超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもありうる」となっている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5 mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。 (原子炉格納容器熱除去装置) 16 解釈17は、平成20年2月27日付けで「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12原院第5号)」が改正されたことに伴い、同日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈についての改正について(平成20・02・27原院第1号)」により改正している。 17 解釈18は、設置(変更)許可申請書添付書類十における評価条件及び添付書類八に規定された仕様を満足することを確認することを定めたものである。 18 第5号ロの「試験ができる」とは、例えばバストラインを用いて試験ができるよう設備や機器を施設することをいう。 【関連安全設計審査指針】 ・指針6 環境条件に対する設計上の考慮 ・指針28 原子炉格納容器の機能 第1項 ・指針30 原子炉格納容器の隔離機能 ・指針31 原子炉格納容器隔離弁 ・指針32 原子炉格納容器熱除去系 ・指針33 格納施設雰囲気制御する系統</p>	<p>原子炉格納施設 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合の放射性物質の濃度を低減設備の施設</p>	系統機能	原子炉格納容器スプレイ系機能検査	
									原子炉建屋気密性能検査	
原	32		五イ	<p>五 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備(以下「格納容器熱除去設備」という。)を次により施設すること。 イ 格納容器熱除去設備のポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響の想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能すること。</p>	<p>16 第5号の「安全性に支障が生ずること」とは、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊によるエネルギー放出によって生ずる圧力と温度に原子炉格納容器が耐えられないか又は原子炉格納容器漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずるほど大きくなることをいう。 17 第5号イに規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12 原院第5号)」によること。 18 第5号イに規定する「正常に機能する」とは、想定冷却材喪失事故における格納容器スプレイ設備のポンプの容量が設置許可申請書添付書類十で想定した評価の条件を満たしていることをいう。また当該設備は、設置許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第32条第5号ロに規定する試験の格納容器熱除去ポンプへの適用に際し、設置許可申請書添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。 19 第5号ロに規定する「原子炉の運転中に試験ができる」とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。</p>	<p>原子炉格納施設 格納容器熱除去設備の原子炉格納容器内の想定される最も厳しい条件下での機能確保</p>	系統機能	原子炉格納容器スプレイ系機能検査		
原	32		五ロ	<p>ロ 格納容器熱除去設備は、その能力を確認するために、原子炉の運転中に試験ができること。</p>	<p>19 第5号ロに規定する「原子炉の運転中に試験ができる」とは、「動的機器(ポンプ及び事故時に動作する弁等)」をいう。</p>	<p>原子炉格納施設 格納容器熱除去設備の原子炉運転中の試験</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	33		1	<p>第33条 原子力発電所に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、当該原子力発電所において発電可能なものであって、使用電圧が6万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該原子力発電所を電力系統に連系するように施設しなければならない。</p>	<p>第33条(保安電源設備) 1 第2項に規定する「保安を確保するために必要な装置」とは、以下の装置をいう。 ・第2条第8号ホに規定される装置 ・燃料プール補給水系 ・第20条第1項第6号に規定する事故時監視計器 ・制御室外からの原子炉停止装置 ・PWRの加圧器逃がし弁(手動閉鎖機能)及び同元弁 ・非常用電源設備の機能を達成するための燃料系 2 第3項に規定する「特に必要な設備」とは、非常用炉心冷却系の計測制御用電源設備等をいう。 「同等以上の機能を有する装置」とは、直流電源装置をいい、第33条第5項に規定する蓄電池を兼ねて設置してもよい。 3 第4項に規定する「附属設備」には、非常用電源設備の機能を達成するため燃料系を含めること。 4 第4項に示す「工学的安全施設等の設備がその機能を確保するために十分な容量」とは、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に供給できる容量をいう。工学的安全施設等の設備に継続的に供給できる容量に達する時間は、設置許可申請書添付書類十において評価した冷却材喪失事故における工学的安全施設等の設備の作動開始時間を満足していることを確認すること。また当該設備は、設置許可申請書及び同添付資料書類八に規定された仕様を満たすものであること。</p>	<p>保安電源設備 原子力発電所に接続する電線路</p>	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	33		2	<p>2 原子力発電所には、前項の電線路及び当該原子力発電所において常時使用されている発電機からの電気の供給が停止した場合において、保安を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電装置又はこれと同等以上の機能を有する非常用予備動力装置を施設しなければならない。</p>	<p>2 第3項に規定する「特に必要な設備」とは、非常用炉心冷却系の計測制御用電源設備等をいう。 「同等以上の機能を有する装置」とは、直流電源装置をいい、第33条第5項に規定する蓄電池を兼ねて設置してもよい。 3 第4項に規定する「附属設備」には、非常用電源設備の機能を達成するため燃料系を含めること。 4 第4項に示す「工学的安全施設等の設備がその機能を確保するために十分な容量」とは、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に供給できる容量をいう。工学的安全施設等の設備に継続的に供給できる容量に達する時間は、設置許可申請書添付書類十において評価した冷却材喪失事故における工学的安全施設等の設備の作動開始時間を満足していることを確認すること。また当該設備は、設置許可申請書及び同添付資料書類八に規定された仕様を満たすものであること。</p>	<p>保安電源設備 電気の供給が停止した場合における保安を確保するための非常用予備動力装置の施設</p>	系統機能	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心注水系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査		
									非常用ディーゼル発電機定格容量確認検査	
原	33		3	<p>3 原子力発電所の安全を確保するため特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</p>	<p>5 第5項は、安全設計審査指針 指針27(電源喪失に対する設計上の考慮)に対応し、全交流動力電源喪失を想定した場合の対策を明確にするため、当該指針における要求を満たすような蓄電池等の設置を求める規定を明記している。 (安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映) 6 第5項で規定する蓄電池は、第16条第5号の全交流動力電源喪失時の原子炉停止、冷却を確保するために必要な非常用電源であり、対象設備としては、タービン駆動のポンプ(PWRのタービン動補助給水ポンプ、BWRの原子炉隔離時冷却系等)の制御、原子炉状態の監視に必要な計測装置及び弁等の作動に必要な負荷を確保するための電源である。 【関連安全設計審査指針】 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針48 電気系統</p>	<p>保安電源設備 原子力発電所の保安を確保するため特に必要な設備への無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置の施設</p>	機器機能(系統機能)	直流電源系機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	
原	33		4	<p>4 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性、及び独立性を有し、その系統を構成する機械器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は一次冷却材喪失等の事故時において工学的安全施設等の設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p>	<p>6 第5項で規定する蓄電池は、第16条第5号の全交流動力電源喪失時の原子炉停止、冷却を確保するために必要な非常用電源であり、対象設備としては、タービン駆動のポンプ(PWRのタービン動補助給水ポンプ、BWRの原子炉隔離時冷却系等)の制御、原子炉状態の監視に必要な計測装置及び弁等の作動に必要な負荷を確保するための電源である。 【関連安全設計審査指針】 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針48 電気系統</p>	<p>保安電源設備 非常用電源設備及びその附属設備の多重性又は多様性、独立性、工学的安全施設等の設備がその機能を確保するための容量</p>	系統機能	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心注水系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能検査		
									非常用ディーゼル発電機定格容量確認検査	
原	33		5	<p>5 原子力発電所には、短時間の全交流動力電源喪失時においても原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に冷却するための設備が動作することができるように必要な容量を有する蓄電池等を施設しなければならない。</p>	<p>6 第5項で規定する蓄電池は、第16条第5号の全交流動力電源喪失時の原子炉停止、冷却を確保するために必要な非常用電源であり、対象設備としては、タービン駆動のポンプ(PWRのタービン動補助給水ポンプ、BWRの原子炉隔離時冷却系等)の制御、原子炉状態の監視に必要な計測装置及び弁等の作動に必要な負荷を確保するための電源である。 【関連安全設計審査指針】 ・指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 ・指針48 電気系統</p>	<p>保安電源設備 原子力発電所への必要な容量を有する蓄電池等の施設</p>	機器機能(系統機能)	直流電源系機能検査	機器機能確認であるが、系統機能試験として実施	

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	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により駆動する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。	第34条(準用) 1 第1項の適用に当たっては、第8条第3項の解釈によること。BWRへの適用にあつては、高圧タービン等の軸封部からの漏えい防止のための衛帯(シール)蒸気及び低圧タービンの空気の流入防止のための衛帯(シール)蒸気を含めること。 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、以下に掲げるものの溶接部をいう。 原子力発電所に係る補助ボイラー、蒸気タービンに係る蒸気だめ、補助ボイラーに属する燃料燃焼設備若しくは蒸気タービンに係る熱交換器又は補助ボイラー若しくは蒸気タービンに係る管であつて、外径150mm以上のものうち、次の圧力以上の圧力が加えられるもの イ 水用の容器又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa ロ イ以外の容器については、最高使用圧力98kPa ハ イ以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手にあつては、490kPa)	第34条(準用) 1 解釈1で衛帯蒸気を安全に処理する装置の具体的な設備例としては、グラント蒸気復水器、グラント蒸気排風機を介して排気筒から放出するもの、グラント蒸気復水器、封水回収ポンプを介して、復水器へ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章の規定を準用する範囲に関し、冷却材補給ポンプ等の原動機として使用されるタービンについても可能な限り火力省令第3章の規定によることが望ましい。 5 解釈3の「内燃機関の附属設備」のうち、第9条、第10条、第11条の規定を適用するものに、始動用空気系及び冷却系がある。 6 解釈4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7月10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19年11月1日付けにて解釈4を変更している。 7 第5項は、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」(平成9年通商産業省令第51号)との整合により見直ししたものである。	準用 第8条第3項の規定は、原子力発電所に施設する一次冷却材により駆動する蒸気タービン及びその附属設備について準用	系統機能	液体廃棄物処理系機能検査(6号機申請)	6号機の点検・評価計画書に従い実施
原	34		2	2 第9条第15号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年通商産業省令第51号)第2章の規定は、原子力発電所に施設する補助ボイラーについて準用する。	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(別表-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 技術評価書及び設計・建設規格 2007 技術評価書) 4 第3項において蒸気タービン及びその附属設備について火力省令第3章の規定を準用する範囲は、PWRでは図-1、BWRでは図-2の区分図によること。 5 内燃機関の附属設備に属する容器及び管については、第9条、第10条及び第11条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定を適用すること。 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19年9月3日付け平成19-08-10 原院第1号(NISA-234a-07-6))」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。	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	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章の規定は、原子力発電所に施設する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。	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(別表-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 技術評価書及び設計・建設規格 2007 技術評価書) 4 第3項において蒸気タービン及びその附属設備について火力省令第3章の規定を準用する範囲は、PWRでは図-1、BWRでは図-2の区分図によること。 5 内燃機関の附属設備に属する容器及び管については、第9条、第10条及び第11条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定を適用すること。 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19年9月3日付け平成19-08-10 原院第1号(NISA-234a-07-6))」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。	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章の規定は、原子力発電所に施設する蒸気タービン及びその附属設備について準用	構造健全性 機器機能	火力技術基準12条～17条参照		
原	34		4	4 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第25条及び第26条から第29条までの規定は原子力発電所に施設する内燃機関について準用する。	5 内燃機関の附属設備に属する容器及び管については、第9条、第10条及び第11条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定を適用すること。 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19年9月3日付け平成19-08-10 原院第1号(NISA-234a-07-6))」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。	準用 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第25条及び第26条から第29条までの規定は原子力発電所に施設する内燃機関について準用	構造健全性 機器機能	火力技術基準25条～29条参照		
火	5			(ボイラー等の材料)～火力技術基準第5条～ ボイラー(火気、燃焼ガスその他の高温ガス若しくは電気によって水等の熱媒体を加熱するものであつて、当該加熱により当該蒸気を発生させこれを他の設備に供給するもの又は当該加熱(相変化を伴うものを除く。))により当該水等の熱媒体を大気圧力における飽和温度以上とし、これを蒸気タービン若しくはガスタービンに供給するものうち、ガス化炉設備(石炭、石油その他の燃料を加熱し、酸素と化学反応させることによりガス化させ、発生したガスをガスタービンに供給する容器(以下「ガス化炉」という。))、そのガスを通ずることによって熱交換等を行う容器及びこれらに附属する設備のうち、液化ガス設備(液化ガスの貯蔵、輸送、気化等を行う設備及びこれに附属する設備をいう。以下同じ。))を除く。以下同じ。))を除く。以下同じ。))、独立過熱器(火気、燃焼ガスその他の高温ガス又は電気によって蒸気を過熱するもの(ボイラー、ガスタービン、内燃機関又は燃料電池設備に属するものを除く。))をいう。以下同じ。))又は蒸気貯蔵器(以下「ボイラー等」という。))及びその附属設備(ポンプ、圧縮機及び液化ガス設備を除く。))に属する容器及び管の耐圧部分に使用する材料は、最高使用温度において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	ボイラー等の材料	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	6			(ボイラー等の構造)～火力技術基準第6条～ ボイラー等及びその附属設備(液化ガス設備を除く。以下この章において同じ。))の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。この場合において、耐圧部分に生ずる応力は当該部分に使用する材料の許容応力を超えてはならない。	なし	なし	ボイラー等の構造 ボイラー等及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない	34条第2項 構造健全性 (系統機能)	補助ボイラー試運転検査(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 5、6号機の点検・評価計画書に従い実施
火	7			(安全弁)～火力技術基準第7条～ ボイラー等及びその附属設備であ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 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の設置	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)	構造健全性の確認であるが、系統機能試験として実施 5、6号機の点検・評価計画書に従い実施
火	8		1	(給水装置)～火力技術基準第8条第1項～ ボイラーには、その最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる給水装置を設けなければならない。	なし	なし	給水装置 ボイラーには、その最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる給水装置を設けなければならない。	34条第2項 機器機能 (系統機能)	補助ボイラー試運転検査(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 5、6号機の点検・評価計画書に従い実施
火	8		2	(給水装置)～火力技術基準第8条第2項～ 2 設備の異常等により、循環ボイラーの水位又は貫流ボイラーの給水流量が著しく低下した際に、急速に燃料の送込を遮断してもなおボイラーに損傷を与えるような熱が残存する場合には、当該ボイラーには、当該損傷が生ずることのないよう予備の給水装置を設けなければならない。	なし	なし	給水装置 設備の異常等により、損傷が生ずることのないよう予備の給水装置の設置	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
火	9		1	(蒸気及び給水の遮断)～火力技術基準第9条第1項～ ボイラーの蒸気出口(安全弁からの蒸気出口及び再熱器からの蒸気出口を除く。))は、蒸気の流出を遮断できる構造でなければならない。ただし、他のボイラーと結合されたボイラー以外のボイラーから発生する蒸気が供給される設備の入口で蒸気の流路を遮断することができる場合における当該ボイラーの蒸気出口又は二個以上のボイラーが一体となって蒸気を発生しこれを他に供給する場合における当該ボイラー間の蒸気出口にあつてはこの限りでない。	なし	なし	蒸気及び給水の遮断 ボイラーの蒸気出口は、蒸気の流出を遮断できる構造	34条第2項 機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
火	9		2	(蒸気及び給水の遮断)～火力技術基準第9条第2項～ ボイラーの給水の入口は、給水の流路を速やかに自動で、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出口又は給水装置の出口が、給水の流路を速やかに自動で、かつ、確実に遮断できる構造である場合における当該ボイラーの給水の入口又は二個以上のボイラーが一体となって蒸気を発生しこれを他に供給する場合における当該ボイラー間の給水の入口にあつてはこの限りでない。	なし	なし	蒸気及び給水の遮断 ボイラーの給水の入口は、給水の流路を速やかに自動で、かつ、確実に遮断できる構造	34条第2項 機器機能	—	設備点検、定期事業者検査にて確認
火	10			(ボイラーの水抜き装置)～火力技術基準第10条～ 循環ボイラーには、ボイラー水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、ボイラー水を抜くことができる装置を設けなければならない。	なし	なし	ボイラーの水抜き装置 循環ボイラーのボイラー水を抜くことができる装置の設置	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、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 5、6号機の点検・評価計画書に従い実施

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

省令条項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
火	項	号	号							
火	12			(蒸気タービンの附属設備の材料)～火力技術基準第12条～ 蒸気タービンの附属設備(ポンプ、圧縮機及び液化ガス設備を除く。)に属する容器及び管①の耐圧部分に使用する材料は、最高使用温度において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービンの附属設備の材料	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
火	13		1	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第1項～ 蒸気タービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	34条第3項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	13		2	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第2項～ 2 蒸気タービンは、主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンは、主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有するものでなければならない	34条第3項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	13		3	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第3項～ 3 蒸気タービンの軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないもの①でなければならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービンの軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないものでなければならない。	34条第3項 構造健全性 (系統機能)	蒸気タービン性能検査	
火	13		4	(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第4項～ 4 蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したもの(蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合しない場合にあっては蒸気タービン)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 ただし、危険速度における振動が当該蒸気タービンの運転に支障を及ぼすことのない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～ 5 蒸気タービン及びその附属設備(液化ガス設備を除く。第16条において同じ。)①の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。この場合において、耐圧部分に生ずる応力は当該部分に使用する材料の許容応力を超えてはならない。	なし	なし	蒸気タービン等の構造 蒸気タービン及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない	34条第3項 構造健全性 (系統機能)	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～ 誘導発電機と結合する蒸気タービン以外の蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため、蒸気タービンに流入する蒸気を自動的に調整する調速装置①を設けなければならない。この場合において、調速装置は、定格負荷(定格負荷を超えて蒸気タービンの運転を行う場合にあっては、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調速装置の設置	34条第3項 機器機能 (系統機能)	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～ 40万キロワット以上の蒸気タービンには、運転中に支障を及ぼすおそれのある振動を検知し警報する装置①を設けなければならない。	なし	なし	警報及び非常停止装置 四十万キロワット以上の蒸気タービンには、運転中に支障を及ぼすおそれのある振動を検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かつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置①を設けなければならない。	なし	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かつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置の設置	34条第3項 機器機能 (系統機能)	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 蒸気タービン及びその附属設備であって過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、その圧力を逃がすために適当な過圧防止装置の設置	34条第3項 機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	17			(計測装置)～火力技術基準第17条～ 蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため運転状態を計測する装置①を設けなければならない。	なし	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 (系統機能)	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
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 内燃機関の軸受けは、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないものでなければならない	34条第4項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	25		3	(内燃機関等の構造)～火力技術基準第25条第3項～ 3 内燃機関及びその附属設備(液化ガス設備を除く。第28条において同じ。)の耐圧部分①の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。この場合において、耐圧部分に生ずる応力は当該部分に使用する材料の許容応力を超えてはならない。	なし	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。	34条第4項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	26			(調速装置)～火力技術基準第26条～ 誘導発電機と結合する内燃機関以外の内燃機関には、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため、内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置①を設けなければならない。この場合において、調速装置は、定格負荷を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かつ速やかに遮断する非常調速装置①その他の非常停止装置②を設けなければならない。	なし	なし	非常停止装置 異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置の設置	34条第4項 機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	28			(過圧防止装置)～火力技術基準第28条～ 内燃機関及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものにあつては、その圧力を逃がすために適当な過圧防止装置①を設けなければならない。	なし	なし	過圧防止装置 内燃機関及びその附属設備であ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動作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) ・監視機能健全性確認検査(その1)	○	○	※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	○※3	○	※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	○	なし	○※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	○	蒸気タービン設備検査(その3) 蒸気タービン設備検査(その4)	○	-	※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動作はしないが、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

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	
原子炉圧力	○		○	
原子炉水位	○		○	
主蒸気流量	○		○	
主蒸気圧力	○		○	
主蒸気温度	○			
炉心流量	○	○		○
給水流量	○	○	○	
原子炉給水温度	○			
炉心支持板間差圧	○			
原子炉熱出力	○			
最小限界出力比	○			
最大線出力密度	○			
起動領域モニタレベル	○			
平均出力領域モニタレベル	○			
原子炉圧力容器ドレンライン温度	○			
原子炉圧力容器フランジヘッド周囲温度			○	
原子炉水[よう素131]	○			
原子炉水[全放射能]	○			
原子炉冷却材再循環ポンプ 速度		○		○
原子炉冷却材再循環ポンプ 差圧		○		○
原子炉冷却材再循環ポンプ モータケーシング振動	○	○		○
原子炉冷却材再循環ポンプ回転数		○		○
原子炉冷却材再循環ポンプ 可変周波数電源装置出力電力		○		○
原子炉冷却材再循環ポンプ MGセット軸受け温度		○		○
原子炉冷却材浄化系ポンプ出口圧力	○	○	○	○
原子炉冷却材浄化系 入口温度	○	○		○
原子炉冷却材浄化系 出口温度	○	○		
原子炉冷却材浄化系 入口流量	○	○	○	
原子炉ドレン. 原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器入口導電率	○			
原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器出口導電率	○			
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	○	○		
燃料プール冷却浄化系 ろ過脱塩器出口導電率	○			
スキマサージタンク水位	○		○	
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力			○	
高圧炉心注水系ポンプ 吐出圧力			○	
原子炉補機冷却水系系統流量		○	○	
原子炉補機冷却水系 常用系入口流量		○		
原子炉補機冷却水系 熱交換器出口冷却水温度		○		

プラント確認試験において採取するパラメータ

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	
原子炉補機冷却水系 冷却水供給圧力	○	○	○	
原子炉補機冷却海水系ポンプ 吐出圧力		○	○	
主蒸気逃がし安全弁出口温度	○		○	
制御棒駆動機構周辺温度			○	
制御棒駆動機構リーク水流量			○	
原子炉・制御棒パージ水ヘッド間差圧	○			
制御棒駆動系系統流量	○	○	○	
制御棒駆動系充てん水ライン圧力	○	○		
サブプレッションプール水位			○	
サブプレッションプール水温度			○	
サブプレッションチェンバ温度			○	
サブプレッションチェンバ圧力	○		○	
漏えい検出系 雰囲気温度			○	
漏えい検出系 換気出入口温度差			○	
ドライウエル圧力			○	
ドライウエル上部冷却器 入口温度			○	
ドライウエル内漏えい検出			○	
ドライウエル内露点温度	○		○	
格納容器内酸素濃度	○		○	
ドライウエル冷却器 冷却水出入口温度差			○	
格納容器内放射線モニタ			○	○
ドライウエル冷却器凝縮水流量			○	
高圧タービン加減弁蒸気室圧力	○	○	○	○
高圧タービン第1段後蒸気室圧力	○	○	○	○
高圧タービン排気圧力		○	○	○
主タービン回転速度		○		○
主タービン 軸受軸振動	○	○		○
主タービンスラスト位置		○		○
主タービンスラスト軸受温度	○	○		○
主タービン軸受メタル温度	○	○		○
主タービン偏心		○		○
低圧タービン排気室温度	○	○		○
主タービン振動位相角		○		○
主タービン加減弁 開度	○	○		○
主タービンバイパス弁開度		○		○
高圧タービン排気圧力	○	○	○	○
主タービン車室伸び	○	○		○
高圧タービン伸び差	○	○		○

プラント確認試験において採取するパラメータ

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	
低圧タービン伸び差	○	○		○
主タービン軸受油冷却器入口油温度	○	○		
主タービン軸受油冷却器出口油温度	○	○		
湿分分離加熱器 出口蒸気圧力	○	○	○	
給水加熱器 出口温度	○	○		
グラウンド蒸気蒸化器水位		○	○	
グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気圧力		○	○	
グラウンド蒸気蒸化器器内圧力		○	○	
グラウンドシール蒸気圧力	○	○	○	
主タービン高圧油圧ユニット制御油油面			○	
主タービン高圧制御油圧力		○	○	
主タービン主油タンク油面			○	
主タービン軸受油圧力	○	○	○	○
主タービン発電機軸受給油温度		○		
復水器 真空度	○	○	○	○
復水器 水位		○	○	○
復水器 ホットウェル出口導電率	○	○		○
復水流量		○	○	○
循環水 復水器水室入口圧力		○	○	
循環水 復水器水室出口圧力		○	○	
循環水 復水器入口温度	○	○		
循環水 復水器出口温度	○	○		
気体廃棄物処理系排ガス復水器 ドレン水位指示調整計		○	○	
気体廃棄物処理系排ガス復水器 出口圧力指示調整計		○	○	
気体廃棄物処理系除湿冷却器出口圧力		○	○	
気体廃棄物処理系排ガス予熱器入口流量		○	○	
気体廃棄物処理系除湿冷却器 出口流量指示調整計		○	○	
気体廃棄物処理系排ガスフィルタ出口流量		○	○	
気体廃棄物処理系排ガス再結合器温度		○		○
気体廃棄物処理系活性炭式 希ガスホールドアップ塔入口温度		○		
気体廃棄物処理系排ガス復水器出口圧力		○	○	
気体廃棄物処理系除湿冷却器出口圧力		○	○	
気体廃棄物処理系排ガスフィルタ出口圧力		○	○	
気体廃棄物処理系排ガス予熱器入口流量		○	○	
気体廃棄物処理系除湿冷却器出口流量		○	○	
蒸気式空気抽出器駆動蒸気圧力		○	○	
蒸気式空気抽出器 出口排ガス圧力		○	○	
蒸気式空気抽出器 出口排ガス温度		○		

プラント確認試験において採取するパラメータ

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	
起動停止用蒸気式空気抽出器 駆動蒸気圧力		○	○	
タービン駆動原子炉給水ポンプ 吐出圧力		○	○	○
タービン駆動原子炉給水ポンプ 吸込流量		○	○	○
電動機駆動原子炉給水ポンプ 吐出圧力		○	○	○
原子炉給水ポンプ駆動用タービン 油タンク油面			○	
原子炉給水ポンプ駆動用タービン 制御油圧力		○	○	
原子炉給水ポンプ駆動用タービン 軸受給油圧力		○	○	
原子炉給水ポンプ駆動用タービン 軸受給油温度		○		○
原子炉給水ポンプ駆動用タービン 加減弁開度		○		
原子炉給水ポンプ駆動用タービン 軸振動		○		○
原子炉給水ポンプ駆動用タービン 偏心		○		
原子炉給水ポンプ駆動用タービン 回転数		○		
電動機駆動原子炉給水ポンプ 吸込流量		○	○	○
発電機電力	○	○		○
発電機電力量	○	○		○
発電機電圧	○	○		○
発電機電流	○	○		○
発電機 無効電力	○	○		○
発電機 界磁電圧	○	○		○
発電機 界磁電流	○	○		○
発電機 界磁巻線温度	○	○		○
発電機 機内水素ガス圧力	○	○	○	○
発電機 機内水素ガス純度		○		○
発電機 機内水素ガス温度	○	○		○
発電機入口固定子冷却水導電率		○		○
発電機出口固定子冷却水導電率		○		○
固定子冷却水 イオン交換樹脂塔出口導電率		○		○
密封油圧力		○	○	○
主変圧器油温度		○		○
主発電機二次電流		○		○
低圧復水ポンプ 吐出圧力		○	○	
高圧復水ポンプ 吐出圧力		○	○	○
低圧復水ポンプ吸込ヘッド温度	○			
低圧ドレンポンプ 吐出圧力		○	○	
低圧ドレンポンプ 吐出流量		○	○	
高圧ドレンポンプ 吐出圧力		○	○	○
高圧ドレンポンプ 吐出流量		○	○	○
高電導度廃液系サンプ流量	○	○	○	

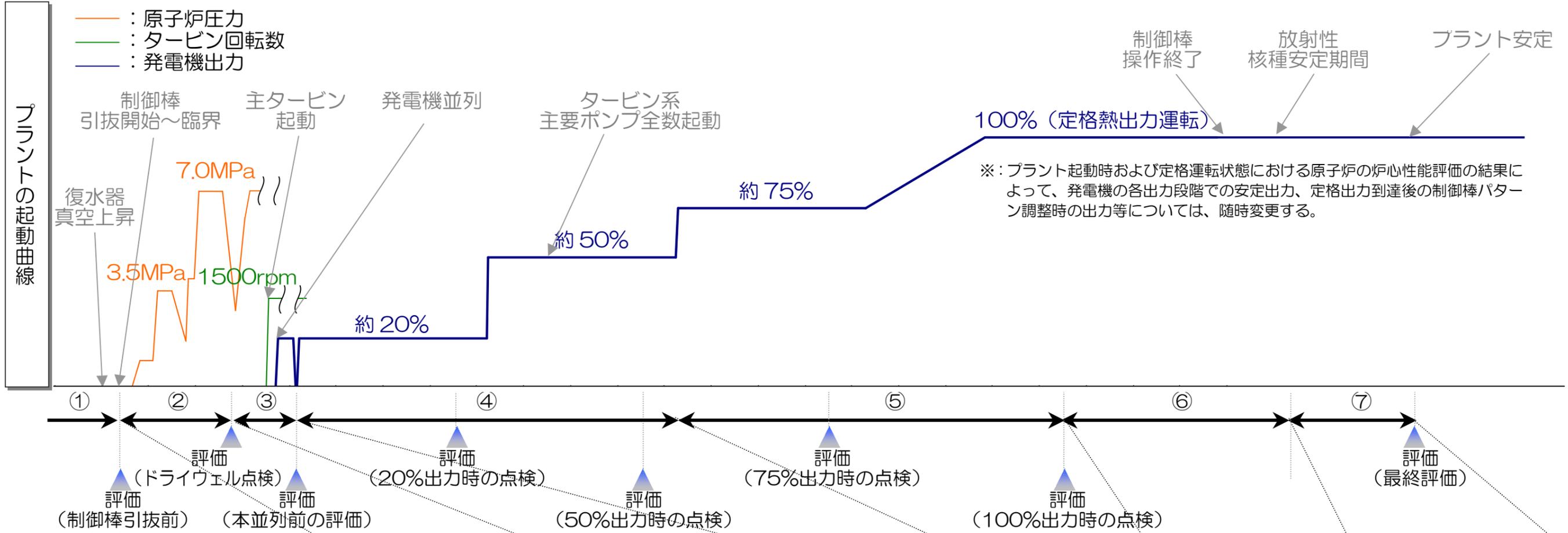
プラント確認試験において採取するパラメータ

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	
低電導度廃液系サンプ流量	○	○	○	
主蒸気管放射線モニタ	○		○	
原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	○		○	
燃料取替エリア排気放射線モニタ			○	○
気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	○		○	
排気筒放射線モニタ	○		○	
非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ	○		○	
グラウンド蒸気復水器及び復水器真空ポンプ排ガス放射線モニタ	○		○	
排ガス放射線モニタ（除湿冷却器出口）			○	
排ガス放射線モニタ（ホールドアップ塔出口）			○	
原子炉補機冷却水系放射線モニタ			○	
ドライウェルドレン放射線モニタ（低電導度廃液系）	○		○	
ドライウェルドレン放射線モニタ（高電導度廃液系）	○		○	
排ガス線形放射線モニタ			○	
漏えい検出系放射線モニタ（ダスト）			○	
ドライウェル、高電導度廃液系ドレンサンプル水位		○	○	
ドライウェル、低電導度廃液系ドレンサンプル水位		○	○	
排水放射線モニタ 液体廃棄物処理系	○		○	
モニタリングポスト	○		○	
気象条件【風向等】	○			
各エリアモニタ			○	
タービン補機冷却水系 ポンプ吐出ヘッダ圧力		○	○	
タービン補機冷却水系 冷却水温度		○		
タービン補機冷却海水水系 ポンプ吐出ヘッダ圧力		○	○	
湿分離器ドレンタンク ドレン水位		○	○	
給水加熱器ドレンタンク ドレン水位		○	○	
高圧ドレンタンク ドレン水位		○	○	
低圧ドレンタンク ドレン水位		○	○	
蒸化器ドレンタンク ドレン水位		○	○	
排ガス除湿冷却器出口水素濃度			○	○

## 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真空上昇時の点検	②原子炉昇圧時の点検	③タービン、発電機の起動時の点検・試験	④20、50%出力時の点検・試験	⑤75、100%出力時の点検・試験	⑥定格出力時の点検・試験	⑦最終の健全性評価
主な点検項目	プラント起動時の設備点検	◆復水器点検 ・漏えい確認 ◆復水系ろ過脱塩装置点検 ・機能確認	◆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、漏えい確認 ◆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>	◆蒸気系配管点検 ・目視点検、漏えい確認 ◆支持構造物点検 ・目視点検	◆定格出力時の発電機点検 ・機能、漏えい確認 ◆定格出力時の変圧器点検 ・機能確認	-	-
	プラント起動時の系統機能試験	-	-	◆蒸気タービン性能試験(その2)	-	-	◆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)	-
	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 ◆異常が確認された設備の確認 ・復水器の状態監視開始	◆炉圧約 3.5MPa、約 7.0MPa 時のドライウェル内点検 ◆一定時間毎の主要設備のパラメータ採取 ◆異常が確認された設備の確認 ・原子炉冷却材再循環ポンプ MGセットの状態監視開始	◆一定時間毎の主要設備のパラメータ採取 ◆異常が確認された設備の確認 ・タービンの状態監視開始 ・変圧器の状態監視開始 ・発電機の状態監視開始	◆20、50%出力の主要パラメータ採取	◆75、100%出力時の状態監視 ◆75、100%出力の主要パラメータ採取	◆定格出力時の状態監視 ◆定格出力における主要パラメータ採取	◆プラント安定後の状態監視 ◆プラント安定後の主要パラメータ採取
	その他	-	◆配管の熱変位量確認	-	◆配管振動確認	◆配管振動確認	-	-
評価内容		制御棒引抜前の機器健全性確認が完了	ドライウェル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(振動測定除く)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、全ての機器および配管系の設備点検が概ね完了	100%出力到達時まで実施する健全性確認が完了	非常用炉心冷却系を含む、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し、プラント全体の機能試験の結果をワーキング等に報告

※1：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