

# 柏崎刈羽原子力発電所1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22年2月19日  
東京電力株式会社

## 目次

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

## 1. はじめに

当社においては、これまで、「新潟県中越沖地震を受けた柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性に係る点検・評価計画について（経済産業省 平成 19・11・06 原院第 2 号 平成 19 年 11 月 9 日）」を受け、新潟県中越沖地震（以下、「本地震」という）後の特別な保全計画として、「柏崎刈羽原子力発電所 1 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 1 号機における原子炉の蒸気を発生することが可能となった時期以降に行う点検、試験および評価（以下、「プラント全体の機能試験・評価」という）の計画について纏めたものである。

## 2. プラント全体の機能試験・評価の策定

### 2.1 プラント全体の機能試験・評価の位置付け

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

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

## 2.2 プラント全体の機能試験・評価に関する基本的な考え方

### 2.2.1 プラント全体の機能試験・評価の構成

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

#### (1) プラント起動時の設備点検

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

#### (2) プラント起動時の系統機能試験

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

#### (3) プラント確認試験

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

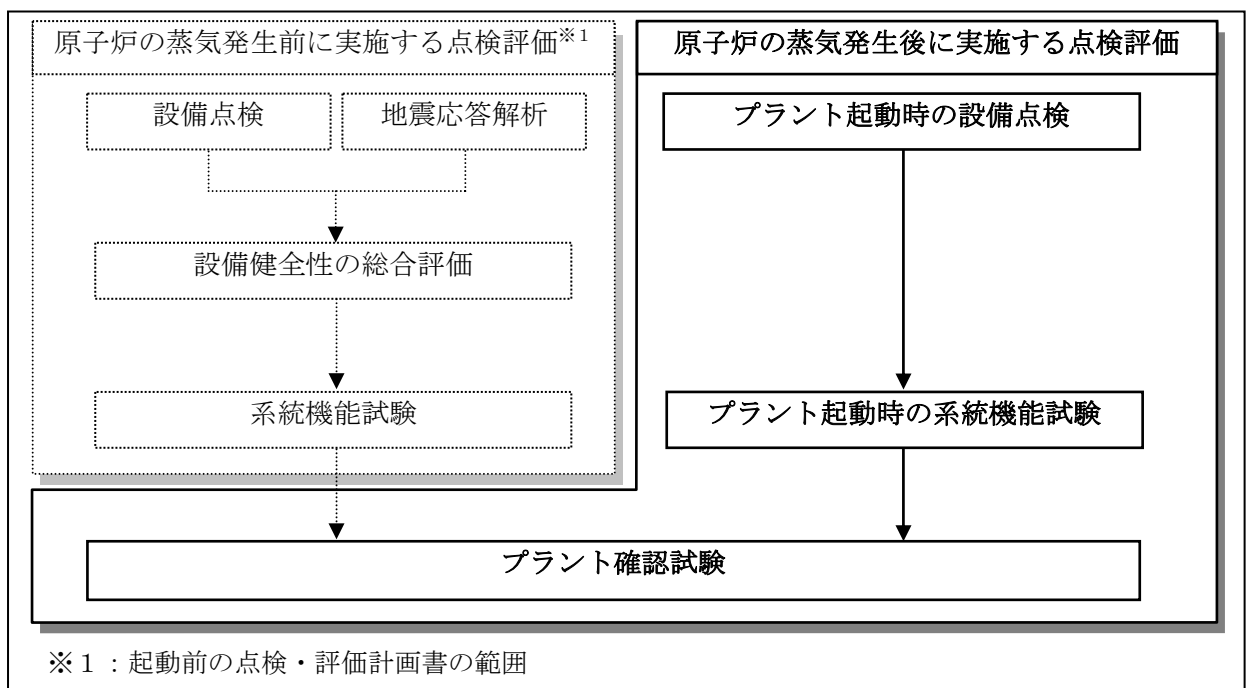


図-2.1 プラント全体の機能試験・評価の全体フロー

## 2.2.2 地震の影響に対する確認方針

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

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

### (1) 地震による影響に対する考慮

基本的には、起動前の点検・評価計画書に基づく機器レベルの設備点検ならびに系統レベルの機能試験によって地震による設備健全性への影響の有無は確認されているものとするが、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、評価等に当たって参照する法令・規格基準等については以下のとおり。

- ・ 電気事業法
- ・ 電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
- ・ 電気設備に関する技術基準を定める省令
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- ・ 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準
- ・ 日本工業規格 (JIS)
- ・ 電気学会電気規格調査会規格 (JEC)
- ・ 日本電機工業会規格 (JEM)
- ・ 日本電気協会電気技術規程 (JEAC)
- ・ 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- ・ 日本電気協会軽水型原子力発電所の運転保守指針 (JEAG4803)
- ・ 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針
- ・ 日本電気協会原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)
- ・ 原子力発電所の設備診断に関する技術指針－回転機械振動診断技術 (JEAG4221)

等

### 3. プラント起動時の設備点検

#### 3.1 点検対象設備

プラント起動時の設備点検において点検対象となる設備は、電気事業法に基づく事業用電気工作物の工事計画書に記載のある設備のうち、原子炉の蒸気が通気されることにより作動確認および漏えい確認等が可能となる設備とする（添付資料-1 参照）。また、耐震上、考慮している支持構造物等については、工事計画書に記載がない場合も点検対象とする。

#### 3.2 設備点検にあたっての基本的考え方

プラント起動時の設備点検の実施にあたっては、

- ・ 各設備の種類、設置方法等から地震時に想定される損傷の形態を分析し、点検手法に反映させる。
- ・ 作業員被ばく低減、人身安全等の観点から点検が困難な場合は、合理的な点検手法を策定する。

#### 3.3 点検方法の策定

##### (1) 点検対象設備の分類

点検方法を策定するにあたり、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）における機種分類を参考に、点検対象設備を、地震による機能・構造への影響が類似していると考えられる機種に分類する。（表-3.1 参照）

表-3.1 点検対象設備分類一覧

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

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

※1 固化装置については使用しない為、点検対象外とする。



## (2) 各機種における点検方法

各設備が本地震を受けたことを考慮し、地震の影響が及ぶ可能性のある部位に着目した点検を行う必要がある。そこで、各機種ごとに要求機能を整理し、各部位への地震による損傷要因の想定を行ったうえで、要求機能の喪失に至る損傷形態を整理し、それぞれの損傷形態に応じた点検手法を選定する。ここで、起動前の点検・評価計画書に基づき目視点検等の停止中に実施できる点検については完了していることから、プラント起動時の設備点検では、蒸気が通気されることによる作動確認および漏えい確認を主体とした点検方法を策定する。

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

### a. 動的機器

ポンプ・弁等の動的機器は、回転、開閉等の機能が要求されており、地震力による軸受等の損傷が想定されるが、これらの確認には、機器の運転状態における性能、振動等の確認が有効であると考えられるため、作動試験を主体とした基本点検を実施する。なお、これらの対象設備は、起動前の点検・評価計画書に基づき、機器の分解点検等を実施し、設備の異常の有無を確認している。

### b. 静的機器

配管・熱交換器等の静的機器は、耐圧、強度等の機能が要求されており、地震力による変形、割れ等の発生が想定されるが、これらの兆候の確認には、通気または通水状態における漏えい確認等が有効であると考えられるため、漏えい確認を主体とした基本点検を実施する。なお、これらの対象設備は、起動前の点検・評価計画書に基づき、詳細な目視点検等を実施し、設備の異常の有無を確認している。

### c. 支持構造物等

耐震上、考慮している支持構造物等は、主に機器基礎部、支持脚、

静的レストレイント、動的レストレイント等から構成され、これらには、構造、強度等の機能が要求されている。これらの支持構造物等は、高温流体の通気または通水によって設備が熱膨張した場合においても支持構造物等に要求される機能が発揮されることを確認するため、プラント起動時の高温状態における目視点検を主体とした基本点検を実施する。

#### d. 追加点検

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

### (3) 設備点検の手順および判定基準の策定

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

## 3.4 設備健全性の評価

設備点検の結果、判定基準を満足する場合は、設備健全性を満足するものと評価する。また、設備点検で異常が確認された場合は、原因の究明を行うと共に、補修、補強、取替ないしは、損傷の設備健全性に与える影響の検討等の対策を講じる。

表-3.2 各点検・評価方法の判定基準例一覧

検査手法	手順および判定基準
目視点検	・ 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-3 等
漏えい試験	・ 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-2 等
作動試験	・ 定例試験実施時の値 ・ 定期事業者検査等の機能・性能試験における手順および判定基準 ・ 軽水型原子力発電所の運転保守指針（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（添付資料-2 参照）するため、電気事業法第55条に基づく定期事業者検査の項目のうち、プラント起動時に系統の機能を確認することが可能となる検査項目を系統機能試験として実施する（表-4.1 参照）。

表-4.1 系統機能試験一覧

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

※1 原子炉の蒸気発生前の系統機能試験において実施済み

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

## (2) 試験方法

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

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

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

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

### a. 試験実施前の前提条件の確認

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

### b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認

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

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

#### (2) 地震影響を考慮した総合確認

##### 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を与えないことを確認する。

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

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

上記①および②の観点から採取するパラメータは、通常の運転監視や総合負荷性能検査で確認している主要パラメータ以外のパラメータも含めて採取する（添付資料-4 参照）。

## 5.3 確認手順および判定基準の策定

### 5.3.1 確認手順

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

#### (1) 原子炉起動から発電機並列まで

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

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

また、動的機器の振動確認を開始する。

## (2) 発電機並列以降から定格熱出力到達まで

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

## (3) 定格熱出力到達以降

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

### 5.3.2 判定基準の策定

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

## 5.4 プラント確認試験の評価

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

これらの評価によって、異常が確認された場合は、原因の究明を行うとともに



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

## 6. 留意事項

### 6.1 プラント起動前確認事項

プラント起動にあたっては、以下の要件が満たされていることを確認する。

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

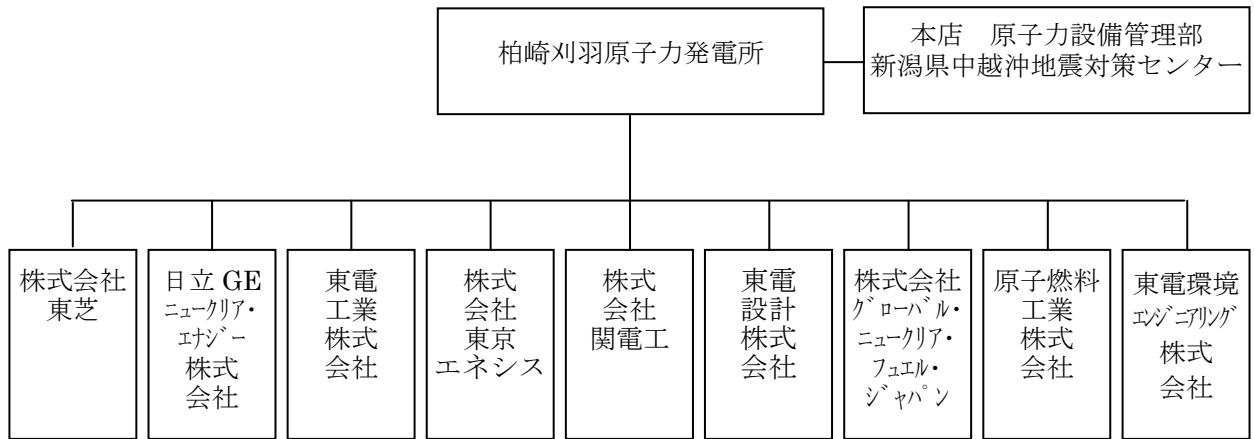
プラント全体の機能試験・評価で得られた結果および知見については、今後の点検・評価計画に適切に反映する。また、本評価の完了後も回転機器等の状態監視および主要パラメータの確認を継続的に実施するとともに、地震を起因とした異常が確認された設備における点検周期の検討を行うなど保全プログラムへの反映事項についても検討していく。

## 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1号機 プラント起動時の設備点検対象機器一覧
- (2) 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(省令62号)の要求についての整理表
- (3) 系統機能試験における試験方法一覧
- (4) プラント全体の機能試験・評価において採取するパラメーター一覧
- (5) プラント全体の機能試験工程

## 添付資料-1

# 柏崎刈羽原子力発電所1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 第1号機 プラント起動時の設備点検対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	安全重要度	耐震重要度	プラント起動時の設備点検	
							作動試験機能確認	漏えい確認
<b>(2)横形ポンプ</b>								
原子炉冷却系統設備	復水系、給水系	タービン駆動原子炉給水ポンプ	N21-C008	A	クラス3	B	○	○
				B	クラス3	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	○	○
<b>(4)ポンプ駆動用タービン</b>								
原子炉冷却系統設備	復水系、給水系	原子炉給水ポンプ駆動用タービン	N38-C001	A	クラス3	B	○	○
				B	クラス3	B	○	○
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ蒸気駆動タービン	E51-C002	-	クラス1	As	○	○
<b>(9)弁</b>								
原子炉冷却系統設備	原子炉隔離時冷却系	主要弁	E51-F003	-	クラス1	As	-	○
			E51-F010	-	クラス1	As	-	○
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	タービンバイパス弁	N37-F001	(1)	クラス2	B	-	○
				(2)	クラス2	B	-	○
				(3)	クラス2	B	-	○
				(4)	クラス2	B	-	○
				(5)	クラス2	B	-	○
蒸気タービン	安全弁及び逃し弁	クロスアラウンド管逃し弁	N36-F001	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	-	○
	減圧装置	蒸化器加熱蒸気逃し弁	N36-F012	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	クラス3	B	-	○
		グランド蒸気減圧弁	N33-F002	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				蒸化器加熱蒸気減圧弁A	N81-F011	-	クラス3	B
蒸化器加熱蒸気減圧弁B	N81-F012	-	クラス3	B	-	○		

柏崎刈羽原子力発電所 第1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>(14)主タービン</b>								
蒸気タービン	蒸気タービン	高压タービン	N31-C001	-	クラス3	B	○	○
		低压タービン	N31-C002	A	クラス3	B	○	○
				B	クラス3	B	○	○
				C	クラス3	B	○	○
	调速装置及び非常调速装置の種類	调速装置	-	-	クラス3	B	○	-
		非常调速装置	-	-	クラス3	B	○	-
<b>(15)発電機</b>								
電気設備	発電機	発電機本体	-	-	クラス3	C	○	○
<b>(23)配管</b>								
蒸気タービン	蒸気タービン	リード管	-	-	クラス3	B	-	○
		クロスアラウンド管(支持構造物)	-	-	クラス3	B	-	○
		抽気管	-	-	クラス3	B	-	○
	蒸気タービンに附属する管	タービングランド蒸気系	-	-	クラス3	B	-	○
		抽気系	-	-	クラス3	B	-	○
		補助蒸気系	-	-	クラス3	B	-	○
		給水加熱器ドレン系	-	-	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	-	○
		主蒸気系	主配管2	-	-	クラス2	A	-
	主蒸気系	主配管3(支持構造物)	-	-	クラス2	B	-	○
		主配管4	-	-	クラス3	B	-	○
		抽気系	主配管	-	-	クラス3	B	-
	復水系、給水系	給水系主配管2	-	-	クラス2	B	-	○
		給水系主配管3	-	-	クラス3	B	-	○
原子炉冷却系統設備	補助蒸気系	主配管	-	-	クラス3	B	-	○
	原子炉隔離時冷却系	主配管1	-	-	クラス1	As	-	○
		主配管2	-	-	クラス3	As	-	○

柏崎刈羽原子力発電所 第1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>(25)熱交換器</b>								
蒸気タービン	蒸気タービンに附属する熱交換器	グラント蒸気蒸化器	N33-B001	-	クラス3	B	-	○
		グラント蒸気復水器	N33-B002	-	クラス3	B	-	○
<b>(26)復水器, 給水加熱器, 湿分分離器</b>								
蒸気タービン	復水器等	主復水器	N61-B001	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	クラス3	B	-	○
原子炉冷却系統設備	復水系, 給水系	第1給水加熱器	N21-B001	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	クラス3	B	-	○
		第2給水加熱器	N21-B002	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
				C	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	-	○
蒸気タービン	蒸気タービン	湿分分離器	N35-D001	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
<b>(28)変圧器</b>								
電気設備	変圧器	主変圧器	S11-MTR	-	クラス3	C	○	-
		所内変圧器	R11HTR-1	A	クラス3	C	○	-
				B	クラス3	C	○	-



柏崎刈羽原子力発電所 第1号機 プラント起動時の設備点検対象機器一覧

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	安全重要度	耐震重要度	プラント起動時の設備点検	
							作動試験機能確認	漏えい確認
<b>(31)計器, 継電器, 調整器, 検出器, 変換器</b>								
計測制御系統設備	平均出力領域 モニタ 核計装	局部出力領域モニタ	C51-LPRM	172個	クラス1	A	○	-
	起動領域モニタ 原子炉スクラム信号(中性子束高) 核計装 制御棒引抜き インタロック	SRNM(検出器)	C51-SRNM	8個	クラス1	A	○	-
	移動式炉心内 計装系 核計装	TIP検出器	C51-NE008	A	ノンクラス	C	○	-
				B	ノンクラス	C	○	-
				C	ノンクラス	C	○	-
				D	ノンクラス	C	○	-
E	ノンクラス	C	○	-				
電気設備	発電機	励磁制御盤	H21-P225	-	クラス3	C	○	-
<b>(36)空気抽出器</b>								
蒸気タービン	蒸気タービンに付 属する熱交換器	蒸気式空気抽出器	N21-D017	A	クラス3	B	-	○
				B	クラス3	B	-	○
			N21-D018	A	クラス3	B	-	○
				B	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

省令発出番号	技術基準本文	技術基準解説	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
原 2	<p>十一「原子炉冷却材圧力バンプ」は、一次冷却系統に係る施設の種類等に伴い自動的に非が閉鎖されることにより圧が降壁となる部分を含む。</p> <p>十二「燃料貯留容器」は、燃料貯留の損傷の程度であつて、安全設計上許容される範囲内かつ原子炉を安全に運転することができる限界をいう。</p> <p>十三「反応度係数」は、制御棒の挿入もしくはその引抜き、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係数」は、原子炉が臨界(臨界近接を含む。)にあつた場合において、制御棒1本が引抜かれたことにより生ずる反応度係数の最大値をいう。</p> <p>十五「反応度追加率」は、制御棒の引き抜き等により炉心に追加される単位制御棒1本の反応度の量を示す。</p> <p>十六「クラスタ機器」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>十七「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>十八「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>十九「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十一「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十二「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十三「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十四「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十五「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十六「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十七「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十八「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>二十九「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十一「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十二「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十三「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十四「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十五「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十六「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十七「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十八「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>三十九「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十一「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十二「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十三「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十四「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十五「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十六「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十七「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十八「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>四十九「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p> <p>五十「クラスタ管」は、原子炉冷却材圧力バンプを構成する機器をいう。</p>	<p>4 第11号に規定する「原子炉冷却材圧力バンプ」は、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バンプ」、原子炉貯留容器バンプの範囲を定める規程(JEAC4002-2004)によること。(安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術指針(平成17年12月))</p> <p>5 第12号に規定する「燃料貯留容器」は、安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術指針(平成17年12月)</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分を示す。</p> <p>7 第34号、第35号及び第36号に規定する「その主たる機能を果たすべき運転状態」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追加規格を含む。))」(JSMES NCI-2005/2007)以下「設計・建設規格2005(2007)」という、JMS 3110及び同規格に規定される「供用状態」をいう。</p> <p>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2007年追加規格)」及び「原子炉貯留容器」(JMS 3110)及び「原子炉貯留容器」(JMS 3110)に関する技術指針(平成20年10月)」以下「設計・建設規格2007(技術指針)」をいう。</p>	<p>9 JEAC4002-2004の適用に当たつての留意事項は、第16条2の解釈及び第16条3の解釈に記載されている。</p> <p>10 第12号「燃料貯留容器」は、安全設計審査指針の「燃料貯留容器」に示す事項を適用して記載されている。</p> <p>11 第16号から第19号までの機器及び第24号の支持構造物に関する定義は、本技術基準改正の一つの柱である性能規定と学協会規格の適用の両方に伴ひ、機器分類をクラス1からクラス4、原子炉貯留容器と再分類するとともに、その定義として、告示501号を適用したものである。告示501号による分類(本技術基準による分類)</p> <p>第1種機器 クラス1機器</p> <p>第2種機器 原子炉貯留容器</p> <p>第3種機器 クラス2機器</p> <p>第4種機器 クラス3機器</p> <p>第5種機器 クラス4管</p> <p>なお、技術基準に規定されている各クラス毎の代表的対象設備は解説表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、定義される各物に含まれる具体的対象は解説表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、鋼製のみで、原子炉格納容器の構造及び強度の機能をもつ真鍮部におけるスリーブ以外の鋼製内張り部、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器のライオン上層部などは、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」の対象とした「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(JSMES NEI-2005)に記載されている。</p> <p>16 第34号から第37号までの定義は、告示501号を適用したものである。</p> <p>17 解説7は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」についての一紙改正について(平成20・10 原附第5号)にて改正された。</p> <p>18 第37号に規定する「機械的荷重」としては、自重、配管反力、安全弁等の吐出し反力等があり、機器、炉心支持構造物等の主たる荷重の具体例は次のとおりである。</p> <p>(1) クラス1機器</p> <p>(イ) 自重 (ロ) 配管反力 (ハ) 安全弁等の吐出反力</p> <p>(2) 原子炉格納容器</p> <p>(イ) 自重 (ロ) 貫通部配管反力 (ハ) コンクリート再荷重</p> <p>(3) クラス2管</p> <p>(イ) 自重 (ロ) 安全弁等の吐出反力</p> <p>(4) 炉心支持構造物</p> <p>(イ) 自重 (ロ) 液体荷重</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

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目



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

省令愛読番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号								
原 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高気タービン及びその附属設備は、これらに作用する地震力による損傷により公衆に放射線曝露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及ぼさないとの観点から、 ① 地震による発生防止の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心腐蝕の除去 ④ 事故防止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「新耐震設計審査指針」といふ。)に適合すること。具体的な評価方法については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)」に照らし、「発電用原子炉施設に関する技術基準を定める省令」第5条への適合性に関する審査要領(内規)」(平成20年4月20日付行現規04(4)「原研審等」)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5月一部改訂)」(以下「旧耐震設計審査指針」といふ。)を適用して評価され、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照らし、も耐震安全性が確保されていると判断されたこと。 3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る構造強度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構造強度の性能評価等について(内規)」(平成20-02-12(原研第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 解説2は、平成20年4月23日付「発電用原子炉施設に関する技術基準を定める省令の解説」について一部改正について(平成20-04-21(原研第5号))で改正された。また、解説1についても同時に改正された。 3 解説3は、平成20年2月27日付「発電用原子炉施設に関する技術基準を定める省令の解説」について(平成20-02-27(原研第5号))で追加された。 【関連安全設計審査指針】 ・指針2 自然現象に対する設計上の考慮 ・発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針	耐震性(地震力による損傷により公衆に放射線曝露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、系統機能試験による実施
				2	2 前項の地震力は、原子炉施設並びに一次冷却材により駆動される高気タービン及びその附属設備の構造並びにこれらが損傷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き災害の程度、地震活動の状況等を考慮し、求めるなければならない。	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計又は設置要が許可された発電用原子炉施設については、 重要な建物・構造物及び機器、配管等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照らし、も耐震安全性が確保されていると判断されたこと。 3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る構造強度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構造強度の性能評価等について(内規)」(平成20-02-12(原研第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のない事項
原 6				第6条 燃料体及び反材料並びにこれらを支持する構造物、熱源へい材並びに一次冷却材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、循環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、気泡等を超する高サイクル熱疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。 「高気発生器伝熱管等の設計・建設規格」(JSMC 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の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性能評価指針」(JSMC 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「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格(JSMC 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「配管内高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSMC 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である。 【日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格(JSMC 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、原子炉内配管浄化系、熱交換器系(原子炉停止冷却回路)(DWR)及び化学種制御系、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 過去の再生気交換設備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損傷を受けないように施設することを確認している。 これは、流体特性は、以下の高気発生器伝熱管事例を反映したものである。 一 高気発生器伝熱管損傷事例(美浜2号機) 【伝熱管が停止の状態で支持されていたが、伝熱管の寸法管部にて流体力学振動が発生し、固定支持の管支持振動の共振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、高サイクルのレンジングで破断した(もの)】 一 流体力学による損傷事例(もんじゅ) 【温度計ワエルの流体力学一様流れ中に置かれた円柱構造物の、流れにより動揺される振動による高サイクル熱疲労(疲労破断)】 一 高サイクル熱疲労による損傷事例(霞ヶ浦、泊2号機) 【再生気交換機における、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動配管割れ】 【再生気交換機トラブル事例の技術基準への反映】 2 条文中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、動揺と同様に流体特性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性能評価指針」(JSMC 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、炉心流量も異なるような設計を採用する場合には、流路配分の目標値等により損傷が起こることを確認する必要がある。 4 昭和55年の改正においてポンプ及び弁を追加した理由は、次のとおりである。 「従来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の種別及び構造物である燃料体、容器(原子炉容器、高気発生器等)の内側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を高気発生器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 原子炉冷却材バウダンの健全性	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
				7	1	7 非常用炉心冷却回路(以下「非常用炉心冷却回路」といふ)は、注意又は知らずには立ち入らないよう、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「当該区域」には、不注意又は知らずには立ち入らないこととする。 2 第3項に規定する「当該区域」が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合は、廊下、道、溝、橋、扉等当該区域の境界が定められている場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合をいう。	【関連安全設計審査指針】 指針56 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
原 7	2	2 原子力発電所には、健全区域(原子炉施設の健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「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、または健全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「当該区域」には、不注意又は知らずには立ち入らないこととする。 2 第3項に規定する「当該区域」が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合は、廊下、道、溝、橋、扉等当該区域の境界が定められている場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合をいう。	【関連安全設計審査指針】 指針56 放射線業務従事者の放射線管理	さく等の施設 (健全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、又は健全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でない場合は、この限りでない。	第7条(さく等の施設) 1 第7条に規定する「当該区域」には、不注意又は知らずには立ち入らないこととする。 2 第3項に規定する「当該区域」が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合は、廊下、道、溝、橋、扉等当該区域の境界が定められている場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合をいう。	【関連安全設計審査指針】 指針56 放射線業務従事者の放射線管理	さく等の施設 (業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するためさく、へい等を設けるか、又は周辺監視区域である旨を表示)	その他	-	日常的な点検で機能が確認される事項		

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目

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

省令受領番号		技術基準本文	技術基準解説	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項							
第7条	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の、適切な侵入防止措置を講じなければならない。	第7条の2に規定する「適切な侵入防止措置」は、さく等の扉壁による区画、出入口の常時閉鎖措置の措置をいう。	第7条の2(不法侵入の防止) 1 関係者として、防護区域を設定、見張り人による防護区域出入口の常時監視(出入口に施設した場合を除く)等の防護のために必要な措置 原子力発電所等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)第18条の3に規定されている。 【関連安全設計審査指針】 指針3 外部人危害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
第7条	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急傾斜地崩壊危険区域を受けるとして指定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	-	法令に基づき、点検(確認)される事項
第8条	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施設しなければならない。	第8条(原子炉施設) 1 第2項に規定する「保守点検(試験及び検査を含む。）」ができるように施設しなければならない」とは、原子炉施設が所定の性能を確保するために必要な保守及び検査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、試験及び検査は、電気事業法第49条(使用前検査)、同第52条(管理安全管理検査)、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や安全が損なわれる場合(80Wの原子炉専用管理ポンプ軸封部のコントロールリーグを含む。)、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、原子炉排気筒等に放り捨てる施設又は他の適切なシメントアップに回収し、ポ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施設すること。 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のないよう対応する措置又は多重性を考慮すること。 4 第4項に規定する「高気圧の場面に伴う飛散物を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、タービンメカニカル発生時の対象物を破壊する場面で10〜100kg/年を超える場合を含む。 「ポンプ等の損傷に伴う飛散物による損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、PWRの原子炉冷却ポンプ/ポンプ/イールルにおいては、境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うおそれがない」とは、原子炉の安全性を損なうおそれがないこと、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「出力変動に対する抑制」を通常運転時及び過渡変化時の要求事項として明確している。 【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ついて、安全設備を有する構造物、系統及び機器は、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計を要求していること、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】 3 解釈では、米国Regulatory Guide 1.14(Rev.1)「原子炉冷却ポンプ」のフールの確率性を考慮し、想定する飛散物に、一次冷却ポンプのフライホイールが含められるが、フライホイールの境界回転数が最大回転数に比べて十分大きいことが確認できれば、安全性を損なうおそれがないと判断されている。 【関連安全設計審査指針】 *指針4 内部発生飛散物に対する設計上の考慮 *指針7 共用に関する設計上の考慮 *指針13 原子炉の特性 *指針10 試験可能性に関する設計上の考慮 *指針11 原子炉停止時の安全性及び試験可能性 *指針22 原子炉冷却圧力ハンダリ等の供給期間中の試験及び検査 *指針24 飛散物を除去する系統 *指針25 非常用炉心冷却系統 *指針26 最終的な熱の逃がし場へ熱を転送する系統 *指針32 原子炉格納容器除去系統 *指針33 格納容器放熱器を制御する系統 *指針40 安全保護系インテック試験可能性 *指針48 電気系統 *指針49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備	原子炉施設 通常運転時における原子炉の反応度の安全かつ安定制御 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 制御棒駆動系統機能検査 制御棒駆動機構機能検査 選択制御棒挿入機能検査 原子炉保護系インテックロック機能検査 ほう酸水注入系統機能検査 総合負荷機能検査	
第8条	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を保守点検(試験及び検査を含む。)ができるよう施設しなければならない。			原子炉施設(補助ボイラーを除く。)	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
第8条	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	液体廃棄物処理系統機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査	
第8条	4	4 原子炉施設に属する設備であって、高気圧タービン、ポンプ等の損傷に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。			原子炉施設 高気圧タービン、ポンプ等の損傷に伴う飛散物による損傷防止	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
第8条	5	5 原子炉施設に属する設備を他の原子炉施設と併用する場合は、原子炉の安全性を損なわないよう施設しなければならない。			原子炉施設	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
第8条	2	第8条の2(安全設備) 1 第1項に規定する「単一故障」は、短期間では動機機器の単一故障であり、長期間では動機機器の単一故障又は静電的故障の単一故障のいずれかを含む。 2 平成2年8月より前に原子炉設置許可を受けた原子炉においては、定期安全レビューにおいて「運転管理」として「多重性及び多様性、及び独立性を有する」の記載が認められ、運転管理等の対応がなされている場合には、「構成する機器の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性及び多様性、及び独立性を有する」とみなすことができる。 3 第2項に規定する「想定されているすべての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び事故状態において、所定の機能を保持している構造物、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として、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOC A様相の状態において考えられる火、温度、放射線、過飽和等。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、格納容器内圧縮機が流体流動により破損して冷却材が流入することの損傷については、日本機械学会配管内圧縮機物の流れ変動係数指針(JSME S010)を適用すること。 4 第2項について、安全設備のうち供用期間中に中性子照射硬化の影響を受ける原子炉圧力容器については、「日本電気協会」原子力発電所用機器に対する破壊特性の確認試験方法(JEAC 4206-2007)の適用に当たって(別記-11)に掲げる、破壊し性の要求を満足すること。 【日本電気協会「原子力発電用の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)】及び「原子力発電用機器に対する破壊特性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)に関する技術評価書(平成21年8月)		第8条の2(安全設備) 1 第1項は、安全設計審査指針 指針9(信頼性に関する設計上の考慮)に対応して、多重性は多様性及び独立性、その想定として「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している。 【安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映】 2 第1項の「単一故障」の記載は、「発電用軽水型原子炉施設的安全設備に関する審査指針(平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂)」第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、安全設備に関する要求事項として「明確」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、以下の事例(原子炉事例)を反映したものである。 - 流力変動による損傷事例(福島第二発電所4号機) 取水設備設置後出口水質測定用サンプリングノズルが流力変動により破損した事例 5 解釈では、日本電気協会「原子力発電用機器に対する破壊特性の確認試験方法」(JEAC4206-2007)の技術評価書が完了したことにより、平成21年8月12日付けNISA文書第21-01-303院院第1号で別記-11と似と追加された。 【関連安全設計審査指針】 *指針6 信頼性に関する設計上の考慮 *指針9 信頼性に関する設計上の考慮 第2項、第3項	安全設備 環境条件の考慮	その他	-	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目

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

省令発出番号			技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号							
原	9	一	<p>第9条 原子炉施設(圧縮機及び補助ポンプを除く。)に属する容器、管、ポンプ若しくは弁(以下「機器」という。)若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、次の各号に示すものとならなければならない。この場合において、第1号イの(使用中の圧力等)及び第1号ロの規定については、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、材質、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腐食の発生を抑制する性能を有すること。</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機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p> <p>ハ クラス1機器(クラス1容器を除く。)又はクラス1支持構造物(クラス1管及びクラス1弁を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機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p> <p>ニ クラス1機器又はクラス1支持構造物(管及びボルトに限る。)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項に基づき特定期間にも適用される。</p> <p>2 第1号イ(使用中の圧力等)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(JISME S NCI-2001)及び(JISME S NCI-2005)【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ」の発生を抑制するための規定(「NC-C-002」)によること。(日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JISME S NCI-2001)及び(JISME S NCI-2005)【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ」の発生を抑制するための規定(「NC-C-002」)によること。)</p> <p>3 第1項第1号イ、ハ、第2号ロ、第3号ロ、第5号ロの破損しんじんの規定において、既製の鋼材材料やニッケル合金等腐食破壊の発生を抑制し、かつ明らか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 BWRにおける非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るストレナーの材料及び構造については、第9条第2号及び第9号の規定を準用するとともに、「沸騰水型原子力発電設備における非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るストレナーの材料及び構造に関する技術基準(平成17年12月)」に適合すること。</p> <p>5 第9号ロの「工学的安全施設に属するクラス1管」には非常用予備材(発電機の冷却管)が含まれる。</p> <p>「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書(平成17年12月)」</p>	<p>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号を性能規定化した。また、規格で、これら告示に代わって適用できる民間規格(保証施設)が技術評価書に採用されたことを確認している。</p> <p>2 さらに、工事許可承認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>3 第1号イから第5号まで、及び第1号ロの規定が、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>4 規格(JISME S NCI-2001)及び(JISME S NCI-2005)【事例規格】発電用原子力設備規格における「応力腐食割れ」の発生を抑制するための規定(「NC-C-002」)によること。</p> <p>5 規格(JISME S NCI-2001)及び(JISME S NCI-2005)【事例規格】発電用原子力設備規格における「応力腐食割れ」の発生を抑制するための規定(「NC-C-002」)によること。</p> <p>6 規格(JISME S NCI-2001)及び(JISME S NCI-2005)【事例規格】発電用原子力設備規格における「応力腐食割れ」の発生を抑制するための規定(「NC-C-002」)によること。</p> <p>7 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、材料評価において、従来の材料評価に一定の配慮を求めているものである。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、その原因となる化学的腐食の促進、環境条件の改善についても考慮することとを明確にしている。</p> <p>8 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(炭素材、炭素、プラスチック、セラミックス、洗浄剤)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、材質管理のみならず、機器への汚染物質によりSCCが発生する可能性に対して、注意を喚起する旨を要している。</p> <p>R.G.136「オーステナイト系ステンレス鋼に対する非金属性保護剤(オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する非金属材料)の選定と使用について、SCCの要因となる保護剤に含まれる汚染物質を最小限にすることを規定。</p> <p>R.G.137「洗浄剤の選定、付着物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に使用する非金属材料の選定と使用について、SCCの要因とならないように洗浄剤に含まれる化学含有物の使用制限について規定。</p> <p>R.G.138(Rev.2)「軽水炉機器、部品、材料等の梱包、輸送、搬入及び取扱いに関する品質保証要件」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。</p> <p>R.G.134(Rev.1)「軽水炉における保護塗装の品質保証要件」オーステナイト系ステンレス鋼機器に使用する塗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(注:事業計画(原子力)の技術基準への反映)</p> <p>9 解釈3に規定される「既製の鋼材材料やニッケル合金等」については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JISME S NCI-2001)及び(JISME S NCI-2005)【事例規格】発電用原子力設備規格」において明確化されている。</p> <p>10 第1号イ(使用中の圧力等)及び第1号ロの規定では、クラス1機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ながら中性子照射劣化の影響を考慮して許容することを踏まえ、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腐食の発生を抑制する性能を有することとを要している。</p> <p>11 第1号イ(使用中の圧力等)及び第1号ロの規定では、クラス1管及びクラス1弁を支持するクラス1支持構造物を除く事項は、弁は管に接続されている際、弁本体を支持する管全体を支持することが一般的であつて、しかもその管は多数の支持構造物によって支持されているので、そのうちの1つが選別しても管及び機器の健全性に影響を及ぼすことはないものと考えられている。</p> <p>12 解釈4は、平成20年2月27日付け「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る構造上の性能評価等について(内閣)平成20-02-12 閣議第1号」が改正されたことにより、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 閣議第1号)により改正している。</p> <p>13 解釈5に規定する機械的強度は、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>14 解釈6は、日本電気協会「原子力発電用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、非常用予備材(発電機の冷却管)が工学的安全施設に含まれることが明確なことから、追加したものである。</p> <p>15 第9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影響を受けず、放射線による劣化の発生を抑制し、かつその材料選定において、有害な塩化物等不純物を制限する方法がある。</p>	<p>材料及び構造(クラス1機器・支持構造物の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項</p>
原	9	二	<p>ニ クラス2機器及びクラス2支持構造物に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス2機器又はクラス2支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</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機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p> <p>ハ クラス2機器に属する緑塗品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p>	<p>ニ クラス2機器及びクラス2支持構造物に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス2機器又はクラス2支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</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機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p> <p>ハ クラス2機器に属する緑塗品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p>	<p>材料及び構造(クラス2機器・支持構造物の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	三	<p>三 クラス3機器に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</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機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p>	<p>三 クラス3機器に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</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機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p>	<p>材料及び構造(クラス3機器の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	四	<p>四 クラス4管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p>	<p>四 クラス4管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p>	<p>材料及び構造(クラス4管の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	五	<p>五 原子炉格納容器(コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。)及び原子炉格納容器支持構造物に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、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腐食の発生を抑制する性能を有すること。</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機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p>	<p>五 原子炉格納容器(コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。)及び原子炉格納容器支持構造物に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、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腐食の発生を抑制する性能を有すること。</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機械的強度及び化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p>	<p>材料及び構造(PCV/コンクリート除く)支持構造物の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	
原	9	六	<p>六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重等の条件に対して適切な圧縮強度を有すること。</p> <p>ロ コンクリートにあつては、有害な亀裂及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。</p> <p>ハ コンクリート部強度部材として使用する鉄筋並びに鋼板材料及び定着具(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、放射線、荷重等の条件に対して適切な機械的強度、化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p> <p>ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあつては、前号イ及びロの規定に準ずること。</p>	<p>六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次によること。</p> <p>イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重等の条件に対して適切な圧縮強度を有すること。</p> <p>ロ コンクリートにあつては、有害な亀裂及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。</p> <p>ハ コンクリート部強度部材として使用する鉄筋並びに鋼板材料及び定着具(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、放射線、荷重等の条件に対して適切な機械的強度、化学的腐食の発生を抑制する性能を有すること。</p> <p>ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあつては、前号イ及びロの規定に準ずること。</p>	<p>材料及び構造(コンクリートPCVの材料)</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>対象設備無し</p>	
原	9	七	<p>七 炉心支持構造物に使用する材料は、第1号イ、ハ及びロの規定に準ずること。</p>	<p>七 炉心支持構造物に使用する材料は、第1号イ、ハ及びロの規定に準ずること。</p>	<p>材料及び構造(炉心支持構造物の材料)</p>	<p>その他</p>	<p>—</p>	<p>設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項</p>	

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目





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

省令受渡番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号								
原	9	13	1	<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、次に由ること、イ)コンクリートについては、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、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欠陥な塑性変形による破壊が生じないこと、ロ)鉄筋等については、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて腐食せず、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)コンクリート部については、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、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欠陥な塑性変形による破壊が生じないこと、ニ)ライナプレート(貫通部スリーブが取り付く部分を除く。)にあっては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて破断に至らないこと、ホ)ライナプレート(貫通部スリーブが取り付く部分を除く。)にあっては、この規定によるほか、第12号の原子炉格納容器の規定を準用する。</p> <p>ヘ)ライナプレート(貫通部スリーブが取り付く部分に限る。)貫通部スリーブ及び定着金具(ライナプレートに取り付ける定着金具)であって、すべての荷重状態において全体的な塑性変形に陥ることができないものを除く。にあっては、第12号ハ、ニ、エ及びホの原子炉格納容器支持構造物の規定を準用する。この場合において、第12号中「運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱ」とあるのは「荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱ」、「運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ」とあるのは「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳ」と読み替えるものとする。</p> <p>ト)ナックルにあっては、第12号ロ、ニ及びホの原子炉格納容器の劣化耐性応力が生じる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。</p>	<p>14 第13号への規定において、「ライナプレート(貫通部スリーブが取り付く部分に限る。)、貫通部スリーブ及び定着金具(ライナプレートに取り付ける定着金具)である場合を除く。すべての荷重状態において全体的な塑性変形に陥ることができないものを除く。」とは、機械的荷重に対する許容荷重として塑性変形の範囲に陥らないことに加え、内張り腐蝕に生ずる腐食ひずみにより定着金具に生ずる変位が、腐蝕変位に比し十分な余裕を有することをいう。</p> <p>15 第6号及び13号の規定に適合する材料及び構造とは、日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の規定に、「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」(別記-5)」の要件を付したものであることとする。</p> <p>16 第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</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圧力容器(3)に規定する容器及び(4)に規定する管を除く。)であって、その内容とする放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>以下の放射性物質が液体中にある場合は、37Bq/cm<sup>3</sup>未満のもの又は非常時許容廃棄物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って、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1800kPaロイ以外の容器については、最高使用圧力980kPaハイ以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手にあつては、490kPa)</p> <p>(2)原子炉本体若しくは原子炉格納施設に属する容器又は原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備若しくは放射線管理設備に属する容器であつて非放射線に安全装置として使用されるもの</p> <p>(3)原子炉本体に属する容器又は原子炉格納施設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り弁までの部分(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(5)に規定する部分を除く。)</p> <p>(5)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは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圧力容器(3)に規定する容器及び(4)に規定する管を除く。100mm)を超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内容とする放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内容とする放射性物質が液体中にある場合は、37Bq/cm<sup>3</sup>)以上のもの</p> <p>(6)上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付(溶接部(非耐圧部である場合を含む。)(別)「キャビティ」の溶接部・管と管との溶接部・耐圧部材に直接溶接されるラフ、フラック等)であつて腐蝕、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの</p> <p>17 第15号に規定する「不連続で特殊な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い欠け等の不連続で特殊な形状でないものをいう。</p> <p>18 第15号に規定する「溶接による割れが生ずるおそれなく」とは、溶接部の非破壊試験において割れがないことに加え、溶接部の有害な欠陥により割れが生ずるおそれがないこととし、「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劣りかたを有しないものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないこととする。</p> <p>19 第15号に規定する「非破壊試験」とは、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁気探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等を含む。</p> <p>20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることとする。</p> <p>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用い、当該溶接施工法等による溶接施工について、非破壊試験により確認するものとする。</p> <p>22 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSMC S-NB)-2007」(以下「溶接規格2007」という。及び設計・建設規格2007(2007)の規格に「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)」に関する技術評書(平成21年10月) (以下「技術評書」という。))及び設計・建設規格2007(技術評書)なお、ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	<p>16 第12号の規定で、「善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)を適用して適切設計を行うことを規定している。</p> <p>17 第12号に規定する「善い応力が生じる部分」とは、例えばジェット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)によって認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1容器内の3100及び7000級に具体的な取り扱いが示されている。</p> <p>18 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)」の対表による。</p> <p>19 解釈16～22は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について(平成20・10・16原院第3号)」で改正された。また、別記-10が追加された。これとは別に、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第9条第15号等の解釈については、修正した。</p>	材料及び構造(コンクリートPCVの構造・強度)	構造健全性	-	対象設備無し
				原	9	14	1	<p>十四 炉心支持構造物の構造及び強度は、次に由ること、イ)設計上定める条件において、全体的な塑性変形に陥ること、ロ)運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと、ただし、構造上の不連続部における局部的な塑性変形はこの限りではない、ハ)運転状態Ⅳにおいて、脆性破壊による塑性変形が生じないこと、ニ)炉心支持構造物については、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延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、脆性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>十五 クラス1機器、クラス1管、クラス2機器、クラス2管、クラス3管、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接部腐蝕及び熱影響部をいう。)は、次に由ること、イ)不連続で特殊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、溶接したものであること。</p>	<p>(4)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、放射線管理設備又は原子炉格納施設の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(5)に規定する部分を除く。)</p> <p>(5)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは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圧力容器(3)に規定する容器及び(4)に規定する管を除く。100mm)を超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内容とする放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内容とする放射性物質が液体中にある場合は、37Bq/cm<sup>3</sup>)以上のもの</p> <p>(6)上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付(溶接部(非耐圧部である場合を含む。)(別)「キャビティ」の溶接部・管と管との溶接部・耐圧部材に直接溶接されるラフ、フラック等)であつて腐蝕、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの</p> <p>17 第15号に規定する「不連続で特殊な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い欠け等の不連続で特殊な形状でないものをいう。</p> <p>18 第15号に規定する「溶接による割れが生ずるおそれなく」とは、溶接部の非破壊試験において割れがないことに加え、溶接部の有害な欠陥により割れが生ずるおそれがないこととし、「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劣りかたを有しないものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないこととする。</p> <p>19 第15号に規定する「非破壊試験」とは、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁気探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等を含む。</p> <p>20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることとする。</p> <p>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用い、当該溶接施工法等による溶接施工について、非破壊試験により確認するものとする。</p> <p>22 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSMC S-NB)-2007」(以下「溶接規格2007」という。及び設計・建設規格2007(2007)の規格に「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)」に関する技術評書(平成21年10月) (以下「技術評書」という。))及び設計・建設規格2007(技術評書)なお、ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	<p>16 第12号の規定で、「善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)を適用して適切設計を行うことを規定している。</p> <p>17 第12号に規定する「善い応力が生じる部分」とは、例えばジェット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)によって認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1容器内の3100及び7000級に具体的な取り扱いが示されている。</p> <p>18 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)」の対表による。</p> <p>19 解釈16～22は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について(平成20・10・16原院第3号)」で改正された。また、別記-10が追加された。これとは別に、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第9条第15号等の解釈については、修正した。</p>
原	9	15	1					<p>十五 クラス1機器、クラス1管、クラス2機器、クラス2管、クラス3管、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接部腐蝕及び熱影響部をいう。)は、次に由ること、イ)不連続で特殊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、溶接したものであること。</p>	<p>(4)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、放射線管理設備又は原子炉格納施設の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(5)に規定する部分を除く。)</p> <p>(5)原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは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圧力容器(3)に規定する容器及び(4)に規定する管を除く。100mm)を超える管(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。)であつて、その内容とする放射性物質の濃度が37mBq/cm<sup>3</sup>(その内容とする放射性物質が液体中にある場合は、37Bq/cm<sup>3</sup>)以上のもの</p> <p>(6)上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付(溶接部(非耐圧部である場合を含む。)(別)「キャビティ」の溶接部・管と管との溶接部・耐圧部材に直接溶接されるラフ、フラック等)であつて腐蝕、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの</p> <p>17 第15号に規定する「不連続で特殊な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い欠け等の不連続で特殊な形状でないものをいう。</p> <p>18 第15号に規定する「溶接による割れが生ずるおそれなく」とは、溶接部の非破壊試験において割れがないことに加え、溶接部の有害な欠陥により割れが生ずるおそれがないこととし、「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劣りかたを有しないものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないこととする。</p> <p>19 第15号に規定する「非破壊試験」とは、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁気探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等を含む。</p> <p>20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることとする。</p> <p>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用い、当該溶接施工法等による溶接施工について、非破壊試験により確認するものとする。</p> <p>22 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSMC S-NB)-2007」(以下「溶接規格2007」という。及び設計・建設規格2007(2007)の規格に「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)」に関する技術評書(平成21年10月) (以下「技術評書」という。))及び設計・建設規格2007(技術評書)なお、ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-13)」によること。</p>	<p>16 第12号の規定で、「善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)を適用して適切設計を行うことを規定している。</p> <p>17 第12号に規定する「善い応力が生じる部分」とは、例えばジェット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)によって認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1容器内の3100及び7000級に具体的な取り扱いが示されている。</p> <p>18 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)」の対表による。</p> <p>19 解釈16～22は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について(平成20・10・16原院第3号)」で改正された。また、別記-10が追加された。これとは別に、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第9条第15号等の解釈については、修正した。</p>
				原	9	2	1	<p>第九条の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ときその他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第九号の2(使用中のき裂等による破壊の防止)</p> <p>1 第1項に規定する「その破壊を引き起こすとき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ときその他の欠陥の解釈」について(平成21年2月7日付け「平成21・11・16原院第1号)」の規定に適合するものであること。</p>	<p>16 第12号の規定で、「善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)を適用して適切設計を行うことを規定している。</p> <p>17 第12号に規定する「善い応力が生じる部分」とは、例えばジェット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)によって認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1容器内の3100及び7000級に具体的な取り扱いが示されている。</p> <p>18 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)」の対表による。</p> <p>19 解釈16～22は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について(平成20・10・16原院第3号)」で改正された。また、別記-10が追加された。これとは別に、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第9条第15号等の解釈については、修正した。</p>
<p>2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通するき裂その他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第九号の2(使用中のき裂等による破壊の防止)</p> <p>1 第1項に規定する「その破壊を引き起こすとき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ときその他の欠陥の解釈」について(平成21年2月7日付け「平成21・11・16原院第1号)」の規定に適合するものであること。</p>	<p>16 第12号の規定で、「善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)を適用して適切設計を行うことを規定している。</p> <p>17 第12号に規定する「善い応力が生じる部分」とは、例えばジェット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)によって認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1容器内の3100及び7000級に具体的な取り扱いが示されている。</p> <p>18 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)」の対表による。</p> <p>19 解釈16～22は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について(平成20・10・16原院第3号)」で改正された。また、別記-10が追加された。これとは別に、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第9条第15号等の解釈については、修正した。</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

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目



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

省令発項番号				技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	項	号									
原	10	3	一	3 原子炉施設に属する容器であつて、内部に液体炭酸ガス等安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものは、次の各号により破壊板を設けなければならない。 一 初圧圧力と設置位置とを適切に組み合わせたことにより、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1個以上設けること。			安全弁等 破壊板を設ける場合の液体炭酸ガス等安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものの容量及び個数	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	10	3	二	二 容器と破壊板との連絡管の断面積は、破壊板の断面積以上であること。				安全弁等 破壊板を設ける場合の液体炭酸ガス等安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものの連絡管の断面積	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原	10	4		4 第1項又は前項の場合において、安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合は、原子炉を起動させるとき及び運転中、止め弁が全閉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閉確認装置	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	イ ロ ハ ニ ホ	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は、次の各号により過圧防止に必要な容量以上となるように真空破壊弁を設けなければならない。 一 真空破壊弁の材料は、次によること。 イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第9条第1号の規定に準ずること。 ロ 原子炉格納容器、クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第9条第2号の規定に準ずること。 二 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当な箇所2個以上設けること。 三 前号に掲げる容器以外の容器又は管にあつては、真空破壊弁を適当な箇所1個以上設けること。				安全弁等 真空破壊弁の材料、個数	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原	10	6		6 原子炉施設は、安全弁、過がし弁、破壊板又は真空破壊弁から放出される放射線物質を含む場合は、これを安全に処理することができるように設計しなければならない。			安全弁等 放出される液体放射性物質の安全管理	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項	
原	11	1	一	一 内圧を受ける容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) 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) 2 第2項の「漏えい圧試験」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NA1-2008)によること。 (日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NA1-2008)に関する技術評価(平成21年2月)) 3 第3項に規定する「真空試験を行ったとき、著しい漏えいがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規定」(JEAC4203-2008) 2.4に定めるA種試験に以下の条件を付したものとすること。 A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏えい率に個々の隔離弁に対して適切に単一部降を想定し、健全に機能することが期待される隔離弁からの漏えい量(以下「個別想定漏えい量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に「漏洩の増大要因を考慮した余裕係数」の0.2とすること。 1. 隔離弁の個別想定漏えい量は、以下の手順により求めること。 ① 隔離弁の自動閉止機能の単一部降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えい率試験(C種試験)の対象となるもの漏えい量を、定期検査毎にA種試験の実施前に測定する。 ③ 隔離弁の個数(①)と測定した漏えい量(②)を用いて、個別想定漏えい量を求める。また、個別想定漏えい量を求めない場合においては、事故時に自動に閉となる隔離弁の閉閉方法として、内側隔離弁を測とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規定」(JEAC4203-2008)に関する技術評価(平成21年2月))	第11条(耐圧試験等) 第11条は、供用開始前後における耐圧・漏えいに係る要求事項及びその検証方法を定めるものである。 2 第1項は、原子炉施設に属する補助ボイラを除く容器、管、主要ポンプ及び主要弁の耐圧試験について定めたものである。 3 第1項のただし書において、気圧による耐圧試験で試験圧を下げてもよいと規定は、次のとおりである。 (1) 耐圧試験は、設計で期待している強度を十分な余裕をもって有しているかどうかを確認することを目的とするため、最高使用圧力を超える圧力をかかるとはならない。耐圧試験のうち漏えい試験では強度上の確認をした後の小さな貫通欠陥がないことを目標として確認することを目的としていると考慮されるため、必ずしも最高使用圧力を超える程度の漏えい圧力がかかる必要はないと考へられる。 (2) また、漏えい試験では、耐圧部に接近して目視を行うことを伴うため、耐圧部の方が破損による人身の障害発生という事故の危険を伴う場合、漏えい試験を行う場合は、事前に漏えい試験等には、この種の考慮を十分に払ふ必要がある。したがって、気圧による漏えい試験では、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許可あり。これによっても漏えい試験本来の目的が損なわれることはない。なお、気体による耐圧試験を行うもの代表例としては、原子炉格納容器、計装用配管系気密管等がある。 4 解釈1は、平成20年10月31日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈」について一部改正について(平成20・10・16 閣議第9号)で定まれている。 5 解釈2は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NA1-2008)の技術評価が完了したことにより、平成21年2月27日付けで改正している。 6 第3項は、原子炉格納容器は、放射性物質の外への漏えいに対する最終障壁であることから前の安全審査において安全評価された漏えい率が実際に確保されているかどうかを気密試験により確認することを規定している。 7 第3項は、原子炉格納容器の気密試験(漏えい率試験)について定められている。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8日通商産業省令第82号)の「設計圧力」の定義に基づく設計圧力に等しい気圧。 ③ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の一部を改正する省令(昭和45年10月30日通商産業省令第7号)の「最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧」。 8 解釈3は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規定」(JEAC4203-2008)の技術評価が完了したことにより、平成21年2月27日付けで改正している。 9 解釈3において、 ①でいう「隔離弁の個数を設定する」とは、隔離弁単体の機械的な故障、又は、当該プラントの隔離弁のうち同一の駆動電源系統または隔離指令信号ライン(又は、チャンネル)にあるものについて、電源又は信号ライン(又は、チャンネル)の単一部降による閉じられなくなる隔離弁の個数の抽出から、設定することという。 ②で求める総漏えい量については、①で抽出された閉じられ組み合わせ、および自動に閉となる事故後の電磁的故障を考慮した場合には、何れか最大となるものについて算出するものとする。	耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器の耐圧試験の方法	その他	—	耐圧試験方法についての記載のため、分類をその他とした	
原	11	1	二	二 内部が大気圧未満となることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とすること。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えられることとする。				耐圧試験等 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器の耐圧試験の方法	その他	—	耐圧試験方法についての記載のため、分類をその他とした
原	11	2		2 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。				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管の漏えい試験の方法	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、著しい漏えい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

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目

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

省令項番	条	項	号	技術基準本文	技術基準解説	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
原 12				第12条 原子炉施設に属する容器であつて、1メガエレクトロ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(内部には、当該容器が密閉される運転状態において脆性破壊を引き起こさないよう十分な照射の影響を確保できるような各々の中性子透過試験片を備えなければならない。)	第12条(監視試験片) 1 第12条において「原子炉施設に属する容器であつて、1メガエレクトロ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」とは中性子透過試験片を指すこととする。 2 第12条に適合する監視試験片は、日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格」(JISME S NC1-2005)又は(JISME S NC1-2001)の該当規定(第12章「監視試験片」)の規定を付加して適用することとする。 3 第1号及び第3号の「容器の材料」は、中性子の照射領域に溶接部がある場合、母材/溶接金属両側の溶接熱影響部の監視試験片も設置することとする。 なお、照度プラントについては、照度時に適用された以下の告示による監視試験片が設置されていること。 「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準(昭和55年10月30日公布)」適用プラントについては同告示第105条の規定 「発電用原子炉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7条の規定 「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準を定める省令(昭和40年6月15日公布)」 3 告示に規定する監視試験片は、容器の使用開始後に取出して試験を実施する」とは、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)の適用に当たって(附記-12)により、監視試験片の取出し及び監視試験片の必要な場合は監視試験片の取替を実施することとする。」「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)及び「原子力発電用機器に対する破壊動性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)に関する技術研習書(平成21年6月)」	第12条(監視試験片) 1 第12条に定める監視試験片の設置目的は、それを用いた試験結果を基に運転条件の制御等によって、原子炉圧力容器の脆性破壊を引き起こさないよう確保することである。この運転条件の制御については、「発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令第7号)」に基づいて定められる保安規定に規定される。 2 脆性破壊を防止するための措置としては、本条の規定が、第6条の材料に関する要求において適切な破壊しん性を有することを、また、第6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保することとを要している。 3 第2号における「材料の機械的強度及び破壊しん性の劣化を確認できる程度」とは、運転終了までの材料特性の変化が把握できることを要している。 4 解釈3は、日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)の技術評価が完了したことをい、平成21年8月12日付けNSA文書第21-07-0000第1号で附記-12とも追加された。 【関連安全設計審査指針】 -指針6 破壊条件に対する設計上の考慮	監視試験片 監視試験片の材料、個数、配置	その他	-	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
				第12条 燃料体、減速材及び反射材並びにこれらを支支持する構造物の材料は、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於て、必要な物理的及び化学的性質を保持するものなければならない。	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、中性子照射量の組み合わせのうち発生し得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、脆性等を含む。化学的性質については耐腐食性、化学的安定性等を含む。 2 第2項に於ける「附加加重等」とは、燃料体における核分裂生成物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。	第13条(炉心等) 【関連安全設計審査指針】 -指針11 炉心設計 -指針12 燃料設計	炉心等 燃料体、減速材及びおよび反射材並びにこれらを支支持する構造物の材料	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	1			2 燃料体、減速材及び反射材並びにこれらを支支持する構造物は、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。			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支持する構造物の強度	構造健全性	-	設備点検、定期事業者検査にて確認
原 14	1			第14条 放射線へい材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器には、これを防止するための熱遮へい材を備えなければならない。	第14条(熱遮へい材) 1 第2項に於ける「支脚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構造、材質、取付方法等を考慮すること。	第14条(熱遮へい材) 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。 【関連安全設計審査指針】 -指針10 原子炉冷却材パワンドラの健全性 -指針20 原子炉冷却材圧力パワンドラの破壊防止	熱遮へい材 放射線よじ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			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設計しなければならない。			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				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る劣化を防止し、必要な物理的及び化学的性質を保持するものではない。	第15条(一次冷却材) 1 第15条に於ける「必要な物理的性質」とは、核分裂生成物の性質に付られ、核分裂生成物としての核反応生成物は「核反応生成物のみに適切であること、熱力学的性質については冷却能力が適切であること。また、「必要な化学的性質」とは、燃料体及び構造物の健全性を保つ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。	第15条(一次冷却材) 1 PWRでは化学的性質の影響を与える環境として反応生成物のほうま、pH調整剤である水酸化リチウムが導入し不純物となるものがある。また化学的性質を計測する手法としてpHや電導率の測定がある。	一次冷却材 物理的及び化学的性質の保持	その他	-	運転管理・放射線管理等の保守管理以外の保安活動により確認される事項
原 16	一			第16条 原子力発電所には、次の各号に掲げる設備を備えなければならない。 一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる量の一次冷却材を循環させる設備	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持すること。	第16条(循環設備等) 【解説1】は、安全設計審査指針 指針23(原子炉冷却材供給系)の解説に於いて、第5号の一次冷却材の減少を自動的に補給する設備として、BWRR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たことを明確化している。 2 解釈1は、第5号の設備で原子炉停止時に認められるものと短時間の全交直流電源喪失時に機能するものとを明確にするため、平成16年6月25日付けで改正している。 3 第5号は、安全設計審査指針 指針27(電源喪失に対する設計上の考慮)に於いて、第5号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的に冷却する機能を要求されていること、短時間の全交直流電源喪失時に機能する機能を要求されていること、例えば原子炉隔離時冷却系においては、短時間のサブコラクションタンクへの蓄熱等の機能が有ることから、第5号の設備により除去された熱を最終的に冷却する機能を要求されていること。 【関連安全設計審査指針】 -指針23 原子炉冷却材供給系 -指針24 蓄熱を備える設備 -指針26 最終的な熱の道がし漏へ熱を輸送する系統 -指針27 電源喪失に対する設計上の考慮 -指針47 計測制御系	循環設備等 原子炉圧力容器内発生した熱の輸送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			二 負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備			循環設備等 負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整	系統機能	タービンバypass機能検査 総合負荷性能検査	
原 16	三			三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に生じた一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備			循環設備等 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時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	
原 16	四			四 一次冷却材中の不純物及び放射線物質の濃度を原子力発電所の運転に支障を及ぼさない程度に低下させる設備	(*)短時間の全交直流電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残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用のに限る。 (**)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		循環設備等 原子炉停止時に不純物及び放射線物質の濃度を原子力発電所の運転に支障を及ぼさない程度に低下させる設備	系統機能	総合負荷性能検査	
原 16	五			五 原子炉停止時(短時間の全交直流電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備	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に冷却する機能を要求されていること、短時間の全交直流電源喪失時に機能する機能を要求されていること。		循環設備等 原子炉停止時(短時間の全交直流電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残留熱の除去	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			六 最終の設備により除去された熱を最終的な熱の道がし漏へ熱を輸送することができる設備			循環設備等 最終の除去された熱の最終的な熱の道がし漏へ熱を輸送する系統	機器機能	-	設備点検、定期事業者検査にて確認

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目



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

省令発番番号	条	項	目	技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
原 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には、これを安全に処理する装置を施設しなければならない。	1 第18条に規定する「安全に処理する装置」とは、放射性物質を含む一次冷却材を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合には、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とは、第16条第4号の設備、床下(沸騰水型原子力発電設備に適用)及び機器トンネル(弁のグランドリーブを含む)の移送系やポンプ等がある。	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内に排出する場合は安全に処理する装置の施設	系統機能	液体廃棄物処理系統機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能検査	
				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20条及び第21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」とは、	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っ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(計算)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って替えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに接続する箇所における放射性物質の濃度を直接計測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、腐食・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8条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関する線量等の技術基準(平成13年省令第189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う。3条第2号のA、B及びCの組み合わせ、AとBを除くは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. 空気の放射性物質(空気又は水のうち自然に含まれているものを除く。)の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。 C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。 5 第3項に規定する「計測結果を表示し、かつ、記録することができる」とは、事故時の情報もろろを主たる放射線計測装置(発電用軽水型原子力発電所における事故時の放射線計測に関する審査指針(平成24年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、運転結果等が測定結果を記録し、その確認ができることによることである。	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(放射線管理)に対応して、事故時に測定が正常である格納容器内空気の圧力、温度、酸素・水素濃度、放射性物質濃度及び線量計量率を明記している。 2 第1項第12号は、安全設計審査指針 指針58(放射線業務従事者の放射線管理)に対応して、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基準を計測対象として明記している。 3 安全設計審査指針の要求内容の技術基準への反映 ① 第11項第1号～第14号に於ける計測装置の具体例は、次のとおりである。 ② 第1項第13号に規定する「放射性物質濃度」を計測する装置とは、固定式のものは可変式のものがあっても可し、そのいずれか、若しくは、両方が設置されている。 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	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棒を使用する場合は、その濃度			計測装置 制御棒の位置及び液体制御棒を使用する場合は、その濃度	機器機能 (系統機能)	制御棒駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能 試験として実施
原 20	1	四		四 一次冷却材に関する次の事項 イ 放射性物質及び不純物の濃度 ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量			計測装置 一次冷却材(放射性物質及び不純物の濃度、原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量)	機器機能	総合負荷性能検査	
原 20	1	五		五 原子炉圧力容器(加圧器がある場合は、加圧器)内及び蒸気発生器内の水位			計測装置 原子炉圧力容器(加圧器がある場合は、加圧器)内及び蒸気発生器内の水位の計測装置の施設	機器機能	総合負荷性能検査	
原 20	1	六		六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率			計測装置 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率	機器機能	総合負荷性能検査	
原 20	1	七		七 主蒸気管中及び空気抽出器排ガス中の放射性物質の濃度			計測装置 主蒸気管中及び空気抽出器排ガス中の放射性物質の濃度	機器機能	総合負荷性能検査	
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接続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接続する箇所における排気中の放射性物質の濃度	機器機能	総合負荷性能検査	
原 20	1	十		十 排水口又はこれに接続する箇所における排水中の放射性物質の濃度			計測装置 排水口又はこれに接続する箇所における排水中の放射性物質の濃度	機器機能	総合負荷性能検査	
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。)内に開口がある排水路の出口又はこれに接続する箇所における排水中の放射性物質の濃度			計測装置 管理区域により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路の出口又はこれに接続する箇所における排水中の放射性物質の濃度	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原 20	1	十二		十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所等)の、線量当量率			計測装置 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所等)の、線量当量率	機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
原 20	1	十三		十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質濃度			計測装置 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質濃度	機器機能	総合負荷性能検査	
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、供用期間中に確認する必要がある事項	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項
原 20	3			3 第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、かつ、記録することができるものではない。			計測装置 第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項を計測する装置の計測結果の表示、記録	機器機能 (系統機能)	制御棒駆動機構機能検査	機器機能確認であるが、系統機能 試験として実施

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

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目





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

省令発項番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考	
条	項	号									
原	23	1		第23条 原子力発電所には、反応度制御系統及び原子炉停止系統を施設しなければならない。この場合において、反応度制御系統と原子炉停止系統とを独立させて設置しなくともよい。	1 第3項第1号に規定する「高温状態において原子炉を制御系に移行し未臨界を維持できること」とは、キレオン領域に限り反応度が追加されるまでの期間、未臨界を維持できること、キレオン領域により反応度が追加された以降の長期的未臨界の維持は、他の原子炉停止系統(ほうろく投入系)、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統(非常用炉心冷却設備)の作用を含むことができる。	1 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重要事項との整合性を考慮して、旧省令の「原子炉停止系統」から「反応度制御系統及び原子炉停止系統」に変更している。 2 第23条は、安全設計審査指針(指針14「反応度制御」、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条件」、指針17「原子炉停止系の停止能力」、指針18「原子炉停止系の規制能力」)及び指針19「原子炉停止系圧力ハンダ」の健全性の要求事項に列記し、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明確化 ・制御棒位置の安定性や劣化 ・反応度投入系により原子炉冷却材圧力ハンダが破壊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項内部の注記事項への反映】 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。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 反応度制御系統及び原子炉停止系統の施設	系統機能	総合負荷性能検査		
原	23	2		2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料特性補償限界を超えることなく制御できる能力を有するものなければならない。	2 第3項第2号に規定する「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、原子炉を未臨界に移行して未臨界を維持できること」とは、高温臨界未満の状態からキレオン領域及び一次冷却材温度変化による反応度増加を抑制しつつ原子炉を低温状態でも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「制御棒一本が故障した場合とは、制御棒1本が、完全に炉心の外に引抜かれ、挿入できないこと」という。なお、ABWRにあっては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の故障を考慮すること。 4 第4項の規定は、設計許可申請書添付書類における「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。	・制御棒位置の安定性や劣化 ・反応度投入系により原子炉冷却材圧力ハンダが破壊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項内部の注記事項への反映】 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)、原子炉冷却材流量の制御(原子炉冷却材ポンプ)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、炉心特性とあいまって、高温状態及び低温状態において炉心を未臨界へと移行させることにより、臨界未満を維持できる。 すなわち、ほうろく水注入系は、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高燃費への対応及び補償ができる。なお、ほうろく水注入により負の反応度を追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追加される量である反応度添加量の単位として、 $\Delta k/k$ 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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく濃度の制御(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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく注入(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故では、非常用炉心冷却設備等によるほうろく水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未臨界へと移行させる。それ以降の低温状態においては、ほうろく(非常用炉心冷却設備)による注入を含むにより、炉心を臨界未満へと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、ほうろく水注入により負の反応度を追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追加される量である反応度添加量の単位として、 $\Delta k/k$ を使用している。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 反応度制御系統の制御能力	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はない。 一 通常運転時の高温状態において、二つ以上の独立した系統がそれぞれ原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料特性補償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用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。	「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合った操作が行われていること」を制御棒駆動系モニターにはそれぞれに付する運転管理用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 【BWR】 ・制御棒挿入限界 5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐酸性、化学的安定性をいう。	【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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく濃度の制御(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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく注入(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故では、非常用炉心冷却設備等によるほうろく水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未臨界へと移行させる。それ以降の低温状態においては、ほうろく(非常用炉心冷却設備)による注入を含むにより、炉心を臨界未満へと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、ほうろく水注入により負の反応度を追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追加される量である反応度添加量の単位として、 $\Delta k/k$ を使用している。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 通常運転時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	制御棒駆動系機能検査 ほうろく水注入系機能検査	原子炉停止余裕検査	
原	23	3	二	二 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、少なくとも一つは、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること。	「制御棒挿入限界」 5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐酸性、化学的安定性をいう。	【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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく濃度の制御(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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく注入(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故では、非常用炉心冷却設備等によるほうろく水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未臨界へと移行させる。それ以降の低温状態においては、ほうろく(非常用炉心冷却設備)による注入を含むにより、炉心を臨界未満へと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、ほうろく水注入により負の反応度を追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追加される量である反応度添加量の単位として、 $\Delta k/k$ を使用している。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態における原子炉の未臨界維持	系統機能	制御棒駆動系機能検査 ほうろく水注入系機能検査	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用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。	「制御棒挿入限界」 5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐酸性、化学的安定性をいう。	【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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく濃度の制御(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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく注入(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故では、非常用炉心冷却設備等によるほうろく水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未臨界へと移行させる。それ以降の低温状態においては、ほうろく(非常用炉心冷却設備)による注入を含むにより、炉心を臨界未満へと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、ほうろく水注入により負の反応度を追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追加される量である反応度添加量の単位として、 $\Delta k/k$ を使用している。	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	制御棒駆動系機能検査 ほうろく水注入系機能検査	原子炉停止余裕検査	
原	23	3	四	四 制御棒を用いる場合にあつては、反応度値の最も大きな制御棒一本が故障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。	「制御棒挿入限界」 5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐酸性、化学的安定性をいう。	【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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく濃度の制御(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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく注入(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故では、非常用炉心冷却設備等によるほうろく水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未臨界へと移行させる。それ以降の低温状態においては、ほうろく(非常用炉心冷却設備)による注入を含むにより、炉心を臨界未満へと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、ほうろく水注入により負の反応度を追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追加される量である反応度添加量の単位として、 $\Delta k/k$ を使用している。	反応度制御系統及び原子炉停止系統 制御棒を用いる場合にあつては、反応度値の最も大きな制御棒一本が故障した場合における原子炉の未臨界維持	系統機能	原子炉停止余裕検査		
原	23	4		4 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入系(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ハンダを破壊せず、かつ、炉心冷却を損なうような炉心等の損傷を起こさないものでなければならない。	「制御棒挿入限界」 5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐酸性、化学的安定性をいう。	【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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく濃度の制御(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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく注入(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故では、非常用炉心冷却設備等によるほうろく水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未臨界へと移行させる。それ以降の低温状態においては、ほうろく(非常用炉心冷却設備)による注入を含むにより、炉心を臨界未満へと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、ほうろく水注入により負の反応度を追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追加される量である反応度添加量の単位として、 $\Delta k/k$ を使用している。	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系(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、定期事象検査にて確認	
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はない。	「制御棒挿入限界」 5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐酸性、化学的安定性をいう。	【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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく濃度の制御(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(制御棒アスタ及び制御棒駆動装置)、ほうろく注入(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故では、非常用炉心冷却設備等によるほうろく水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未臨界へと移行させる。それ以降の低温状態においては、ほうろく(非常用炉心冷却設備)による注入を含むにより、炉心を臨界未満へと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、ほうろく水注入により負の反応度を追加して原子炉停止する場合、単位時間当たり炉心に追加される量である反応度添加量の単位として、 $\Delta k/k$ を使用している。	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	

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目







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

省令発番番号				技術基準本文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
条	項	号								
原	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/cm <sup>3</sup> 以上のもの(クラス4管)は、第9条に基づく構造とするとしても、1号の制限状態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4号に規定する「過装置」とは、気体の放射性物質を除去するよう素(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5号に規定する「過装置の取替が容易な構造であること」とは、換気設備が、過装置交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて掃子等を設置し、過装置の取替が容易な構造であること。 4 第4号に規定する「汚染された空気を吸入し難い」とは、排気面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るものである。 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(原子力施設)第2項に含まれるが、容易な構造を明確化する観点から本条でも規定している。 3 よう素(チャコール又は同等品)フィルターとの同等品とは、銀添着フィルターをい、微粒子(高性能粒子又は同等品)フィルターの同等品とは、高性能微粒子フィルター(Ultra Low Penetration Air)である。 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	中央制御室非常用管理系統機能検査	
				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	中央制御室非常用管理系統機能検査		
				三 排出する空気を浄化する装置を設ける場合にあつては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去またはろ過装置の取替が容易な構造であること。		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	
				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入る出入りする建物等の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分であつて、人が触れるおそれがある部分の表面は、放射性物質による汚染を除去し易いものでなければならない。	第29条(放射性物質による汚染の防止) 1 第1項に規定する「放射性物質により汚染されるおそれがある部分であつて、人が触れるおそれがある部分」とは、管理区域内で人が頻りに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、掃子等。また「表面は、放射性物質による汚染を除去し易いもの」とは、前後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。 - 工具除染用シンク - 床除染用の排水補給水ホースコネクション - ホットシャワー設備 【関連安全設計審査指針】 指針57 放射性作業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	その他	—	日常的な点検で機能が確認される事項
				2 原子力発電所内には、人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。		放射性物質による汚染の防止 人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染除去設備の施設	その他	—	設計段階において確認された事項であつて、供用期間中に確認する必要がない事項	
原	29	2	—	第29条の2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路であつて、原子力発電所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、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規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5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排出した場合に、当該排水の排出をすみやかに停止することができる。ろ過、蒸発、イオン交換法による処理、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年に発生した福島原発のタウクから漏えいした液が、廃棄物処理槽の下を流る一般排水路に流入し、一般排水路を介して環境(海)に放射性物質が漏管理状態で放出された事象を受けて策定されたものである。 2 排水監視設備の施設要求は、第20条(計装装置)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している。 3 解釈で規定する「別に告示する値」とは、「発電用原子力設備に関する放射線」による数量等の技術基準(平成13年3月21日 経済産業省告示第187号)「第3条の3に規定する値」として「発電用原子力設備の設置、運転等に関する規則の規定に基づく数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

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目











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

省令受領番号	条	項	号	技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
火	10			(ボイラーの水抜き装置)～火力技術基準第10条～ 循環ボイラーには、ボイラー水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、ボイラー水を抜くことができる装置を設けなければならない。	なし	なし	ボイラーの水抜き装置 循環ボイラーのボイラー水を抜くことができる装置の設置	その他	—	設計段階において確認された事項であって、供用期間中に確認する必要がない事項
火	11			(計測装置)～火力技術基準第11条～ ボイラー等には、設備の損傷を防止するための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, G申請)	機器機能の確認があるが、系統機能試験として実施 5, 6号欄の名称・検査計画書に 抜く要無
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、圧縮機及び溶化ガス設備を除く。)に属する容器及び管①の耐圧部分に使用する材料は、最高使用温度において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的組成及び機械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ぬ。	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～ 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ぬ。	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～ 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①でなければならない。	34条第3項 構造健全性	蒸気タービン性能検査	
火	13	4		(蒸気タービン等の構造)～火力技術基準第13条第4項～ 蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したもの(蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合しない場合)においては、蒸気タービンの危険速度は、調速装置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～ 蒸気タービン及びその附属設備(溶化ガス設備を除く。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	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特種的に制御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、定常負荷(定常負荷を超えて蒸気タービンの運転を行う場合)においては、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	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分キボウが以上の蒸気タービンには、運転中に支障を及ぼすおそれのある振動を検知し警報する装置①を設けなければならない。	なし	なし	警報及び非常停止装置 40分キボウ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～ 蒸気タービンには、運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため、その異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的にかつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置①を設けなければならない。	なし	なし	警報及び非常停止装置 異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的にかつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置の設置	34条第3項 機器機能	蒸気タービン性能検査	
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おそれのあるものにおいては、その圧力を過するために適当な過圧防止装置①を設けなければならない。	なし	なし	過圧防止装置 蒸気タービン及びその附属設備であって過圧が生ずるおそれのあるものにおいては、その圧力を過する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の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の運転状態を計測する装置を設けなければならない。	34条第3項 機器機能	蒸気タービン性能検査	
火	25	1		(内燃機関等の構造)～火力技術基準第25条第1項～ 内燃機関は、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ぬ。	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

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目

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

省令条項番号	省令条項番号			技術基準条文	技術基準解釈	解説	要求概要	分類	系統機能要求の確認方法	備考
	条	の	項 号							
火	25		2	〔内燃機関等の構造〕～火力技術基準第25条第2項～ 2 内燃機関の軸受けは、運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないもの①でなければならない。	なし	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関の軸受けは、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(強化ガス設備を除く。第28条において同じ。)の耐圧部分①の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。この場合において、耐圧部分に生ずる応力は当該部分に使用する材料の許容応力を超えてはならない。	なし	なし	内燃機関等の構造等 内燃機関及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全なものでなければならない。	34条第4項 構造健全性	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	26			〔調速装置〕～火力技術基準第26条～ 標準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作することを防止するため、内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置①を設けなければならない。この場合において、調速装置は、定格負荷を遮断した場合に達する回転速度を非常用調速装置が作動する回転速度未満にする能力を有するものでなければならない。	なし	なし	調速装置 内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置の設置	34条第4項 機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	27			〔非常停止装置〕～火力技術基準第27条～ 内燃機関には、運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的にかつ速やかに遮断する非常調速装置①その他の非常停止装置②を設けなければならない。	なし	なし	非常停止装置 異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的にかつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置の設置	34条第4項 機器機能	—	設備点検、 定期事業者検査にて確認
火	28			〔過圧防止装置〕～火力技術基準第28条～ 内燃機関及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものにあつては、その圧力を過がすために適当な過圧防止装置①を設けなければならない。	なし	なし	過圧防止装置 内燃機関及びその附属設備であつて過圧が生ずるおそれのあるものへの、その圧力を過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、設置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

※網掛け部分についてはプラント起動時に系統機能要求を確認する項目

## 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	原子炉水位異常低の信号により、自動起動を確認するとともに、定格流量到達までの時間を測定し、揚程を評価する。 また、ポンプ停止中に注入弁動作信号を模擬し、弁が動作することを確認する。	・運転性能 ・弁動作	○	・安全保護系設定値確認検査(プロセス計装) ・原子炉保護系インターロック機能検査(その4)	○	○	※1	○
廃棄設備	気体廃棄物処理系機能試験	プラント運転状態において、主要機器のパラメータを連続4時間以上採取する。	・運転性能	○	プロセスモニタ機能検査	○※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	○	-	○※3	○	※1	○
	蒸気タービン性能試験(その2)	タービン過速度トリップの動作確認、及びその他タービン保安装置の作動確認を行う。	・保安装置検査	○	-	○	-	※1	○

注記

- ※1: 設備点検結果に応じて実施
- ※2: 試験結果において、測定値等の数値データがないものについては、点検結果が「良」であることを確認する。
- ※3: インターロックからの実動作はしないが、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

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

## プラント確認試験において採取するパラメータ

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



プラント確認試験において採取するパラメータ

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

プラント確認試験において採取するパラメータ

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

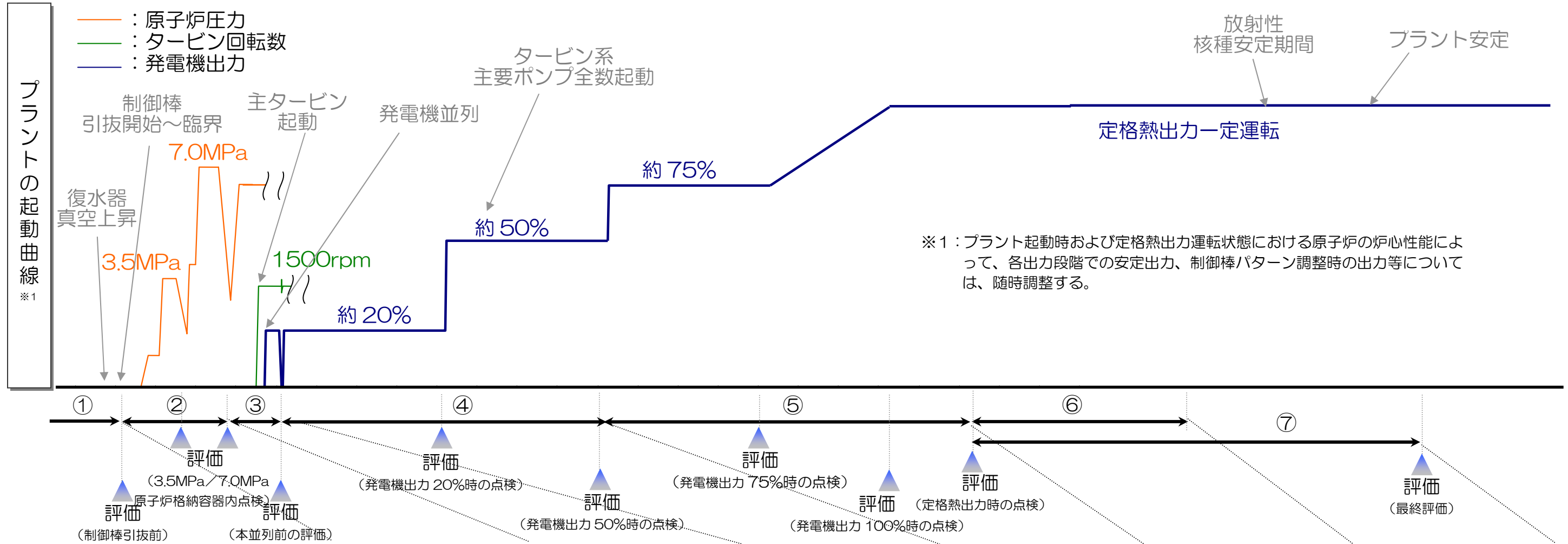
## プラント確認試験において採取するパラメータ

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

## 添付資料-5

### プラント全体の機能試験工程

# プラント全体の機能試験工程



		①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	④発電機出力20%、50%時の点検・試験	⑤発電機出力75%、定格熱出力時の点検・試験	⑥定格熱出力一定運転時の試験	⑦最終の健全性評価
主な点検項目 ※2	設備点検	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系設備点検・作動、漏えい確認</li> <li>給水ポンプ等起動時の点検・作動、漏えい確認</li> <li>給水系配管点検・漏えい確認</li> <li>支持構造物点検・目視点検</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービン点検・作動、漏えい確認</li> <li>発電機並列時点検・機能確認</li> <li>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></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気系配管・機器点検・目視点検、漏えい確認</li> <li>支持構造物点検・目視点検</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格熱出力時の発電機点検・機能、漏えい確認</li> <li>定格熱出力時の変圧器点検・機能確認</li> </ul>	-	-
	設備試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>一定時間毎の主要設備のパラメータ採取</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉圧約3.5MPa、約7.0MPa時の原子炉格納容器内点検</li> <li>一定時間毎の主要設備のパラメータ採取</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>一定時間毎の主要設備のパラメータ採取</li> <li><b>異常が確認された設備の確認</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>タービンの状態監視開始</li> <li>発電機の状態監視開始</li> <li>変圧器の状態監視開始</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電機出力20、50%時の主要パラメータ採取</li> <li><b>異常が確認された設備の確認</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>復水器の状態監視開始</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電機出力75%、定格熱出力時の状態監視</li> <li>発電機出力75、100%、および定格熱出力時の主要パラメータ採取</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格熱出力一定運転時の状態監視</li> <li>定格熱出力一定運転時における主要パラメータ採取</li> </ul>
	その他	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管の熱変位量確認</li> <li>配管振動確認</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管振動確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電機出力75%、定格熱出力時の配管振動確認</li> </ul>	-	-
評価内容		<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒引抜前の機器健全性確認が完了</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器内機器の健全性確認および耐震強化工事範囲の配管系の健全性確認が完了</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービン系の配管点検およびタービン系の主要ポンプの起動が完了し、機器および配管系の設備点検が概ね完了</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格熱出力到達時までに実施する健全性確認が完了</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全ての系統健全性確認試験が完了</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全ての健全性確認が完了</li> <li>最終評価後、プラント全体の機能試験の結果をワーキング等に報告</li> </ul>

※2：赤字は地震後の健全性確認のため特別に実施する点検項目