

制定 令和5年8月30日 原規規発第2308304号 原子力規制委員会決定

実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準について次のように定める。

令和5年8月30日

原子力規制委員会

実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準の制定について

原子力規制委員会は、実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準を別添のとおり定める。

附 則

(施行期日)

- 1 この規程は、脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律（令和5年法律第44号。以下「改正法」という。）附則第1条第4号に掲げる規定の施行の日（令和7年6月6日）から施行する。ただし、次項の規定は、改正法附則第1条第3号に掲げる規定の施行の日（令和5年10月1日）から施行する。  
(改正法附則第4条から第6条までの認可に対する適用)
- 2 この規程は、改正法附則第4条第1項及び第3項、第5条第1項並びに第6条第1項の規定による認可についても、適用する。

実用発電用原子炉の長期施設管理計画の  
審査基準

令和5年8月30日  
原子力規制委員会

## I. まえがき

発電用原子炉設置者は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の32第1項の規定に基づき、その設置した発電用原子炉について最初に第43条の3の11第3項の確認を受けた日から起算して30年を超えて当該発電用原子炉を運転しようとするときは、原子力規制委員会規則で定めるところにより、あらかじめ、当該30年を超えて運転しようとする期間（10年以内に限る。）における当該発電用原子炉に係る発電用原子炉施設の劣化を管理するための計画（以下「長期施設管理計画」という。）を定め、原子力規制委員会の認可を受けることが義務付けられている。また、原子炉等規制法第43条の3の32第3項前段の規定に基づき同条第1項の認可を受けた長期施設管理計画の期間を超えてその発電用原子炉を運転しようとするとき、同条第3項後段の規定に基づき同項前段の認可を受けた長期施設管理計画の期間を超えてその発電用原子炉を運転しようとするとき、同条第4項の規定に基づき認可を受けた長期施設管理計画の変更（原子力規制委員会規則で定める軽微な変更を除く。）をしようとするときも同様に原子力規制委員会の認可を受けることが義務付けられている。

長期施設管理計画は、原子炉等規制法第43条の3の32第6項に定める認可要件である以下のいずれの要件にも適合すると認められる場合に限り認可を受けることができることとされている。

- ・ 発電用原子炉施設の劣化の状況に関する技術的な評価（以下「劣化評価」という。）の方法が、発電用原子炉施設の劣化の状況を適確に評価するための基準として原子力規制委員会規則で定める基準（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号。以下「実用炉規則」という。）第114条第1項）に適合するものであること。
- ・ 長期施設管理計画の期間における発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置が、核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものであること。
- ・ 発電用原子炉施設が、長期施設管理計画の期間における運転に伴い生ずる当該発電用原子炉施設の劣化の状況を踏まえ、当該期間において安全性を確保するための基準として原子力規制委員会規則で定める基準（実用炉規則第114条第2項）に適合するものであること。

これらの認可基準について、原子力規制委員会の行う長期施設管理計画の審査における基準を明確にする観点から、長期施設管理計画の認可又は変更の認可の審査に当たって確認すべき事項を次のとおり定める。

なお、本審査基準の規定は、当該規定に適合しない場合であっても、それが技術的な改良、進歩等を反映したものであって、本審査基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合には、これを排除するものではない。

## 1. 適用範囲

本審査基準は、実用発電用原子炉及びその附属施設に適用する。

## 2. 用語の定義

本審査基準において使用する用語は、原子炉等規制法及び実用炉規則において使用する用語の例によるほか、次の(1)から(7)までに掲げる用語の定義は、それぞれ当該(1)から(7)までに定めるところによる。

- (1) 「許可基準規則」 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）
- (2) 「技術基準規則」 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号）
- (3) 「技術評価」 実用炉規則第113条第1項第5号ハに規定する経年劣化に関する技術的な評価
- (4) 「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象」 機器・構造物の長期間の供用に伴い、経年劣化による機器・構造物の性能低下が、①急速に進展する、②発現頻度が高まる（これまでの性能低下の発現が面的、量的に高まる状態）、③新たに顕在化するなど、性能低下の予測からの乖離の発生が否定できない経年劣化事象
- (5) 「日常劣化管理事象」 日常的な施設管理において時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理が的確に行われている経年劣化事象
- (6) 「健全性評価」 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性の評価
- (7) 「運転が見込まれる期間」 実用炉規則第113条の4第1項第4号に規定する運転開始日から起算して60年を下回らない範囲で当該発電用原子炉の運転が見込まれる期間
- (8) 「追加保全策」 現状の施設管理に追加すべき保全策

## II. 長期施設管理計画の審査に当たって確認すべき事項

### 1. 実用炉規則第113条第1項第4号 長期施設管理計画の期間

- ① 長期施設管理計画の期間として、発電用原子炉施設の劣化評価及び劣化を管理するために必要な措置を踏まえた期間（10年以内に限る。）が定められていること。
- ② 当該期間は、実用炉規則第113条の4第1項第2号に規定する連続する一の期間であって、その期間が10年を超えないように始期及び終期が定められていること。
- ③ 変更の認可の場合にあっては、認可を受けた長期施設管理計画の終期を延期し

ようとするものではないこと。

## 2. 実用炉規則第113条第1項第5号 劣化評価の方法及びその結果

### (1) 通常点検、劣化点検及び特別点検の方法及び結果

- ① 発電用原子炉施設の使用の履歴及び施設管理の状況に基づき、最新の科学的及び技術的な知見を踏まえて、通常点検及び劣化点検の実施の考え方及びその方法が適切に定められていること。
- ② 通常点検及び劣化点検の結果として技術評価に用いる点検等の結果が明らかにされていること。ただし、劣化点検として実施する発電用原子炉施設の劣化の状況を把握するため追加的に実施する必要がある点検又は検査がない場合には、劣化点検を実施しなくとも技術評価が可能であることが示されていること。
- ③ 実用炉規則第113条の6第2項第2号に規定する「原子力規制委員会が必要と認める特別点検」として表1に規定する点検を実施していること。追加点検については、表1に規定する点検に加えて、それまでの使用の履歴及び国内外の最新知見を踏まえてプラントごとの特徴に応じた必要な点検等（通常点検及び劣化点検で実施している点検等は除く。）を実施していること。ただし、第113条の6第3項の確認を受けた場合は、当該確認を受けた実施方法で追加点検を実施することができる。
- ④ 実用炉規則第113条の6第2項第2号に規定する「原子力規制委員会が必要と認める時期」として、初回の特別点検については、運転開始日から35年を経過する日以降、運転開始日から40年を経過した日を含む長期施設管理計画の始期まで（運転開始日から40年を経過する日を超えて初めて長期施設管理計画の認可を受けようとする場合は、その長期施設管理計画の始期の5年前以降、当該長期施設管理計画の始期まで）に実施していること。

初回の追加点検については、運転開始日から55年を経過する日以降、運転開始後60年を経過した日を含む長期施設管理計画の始期まで（運転開始日から60年を経過する日を超えて初めて長期施設管理計画の認可を受けようとする場合は、その長期施設管理計画の始期の5年前以降、当該長期施設管理計画の始期まで）に実施されていること。

それ以降の追加点検については、直近の追加点検の実施結果を踏まえた長期施設管理計画の始期から10年を経過した日を含む長期施設管理計画の始期の5年前から当該長期施設管理計画の始期までに実施されていること。ただし、第113条の6第3項の確認を受けた場合は、当該確認を受けた実施時期に追加点検を実施することができる。
- ⑤ 特別点検及び追加点検の実施体制及び実施手順並びにその点検の対象となる機器又は構造物ごとにそれぞれ点検方法及び実施時期が適切に定められている

こと。また、特別点検及び追加点検の結果として技術評価に用いる点検等の結果が明らかにされていること。

表1 特別点検の実施項目

○加圧水型軽水炉について

対象の機器・構造物	対象の部位	着目する劣化事象	点検方法／点検項目	
原子炉容器	母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	中性子照射脆化	○超音波探傷試験 (以下「UT」という。)による欠陥の有無の確認	
	一次冷却材ノズル コーナー部(クラッドの状態を確認)	疲労	○浸透探傷試験(以下「PT」という。)又は渦流探傷試験(以下「ECT」という。)による欠陥の有無の確認	
	炉内計装筒 (BMI)(全数)	応力腐食割れ	○目視試験(MVT-1)による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びECTによるBMI内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認	
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)	腐食	○目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	
	プレストレストコンクリート製原子炉格納容器	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認
○安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物 ○常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認 ○点検項目の詳細は別紙のとおり	

支持するコンクリート構造物			
---------------	--	--	--

○沸騰水型軽水炉について

対象の機器・構造物	対象の部位	着目する劣化事象	点検方法／点検項目
原子炉圧力容器	母材及び溶接部（ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部を含む。）（蒸気乾燥器、気水分離器、ジェットポンプビーム及びインレットミキサーを取り外した状態で点検可能な炉心領域の全て）	中性子照射脆化	○UT による欠陥の有無の確認
	給水ノズルコーナー部（最も疲労損傷係数が高い部位）	疲労	○磁粉探傷試験（MT）若しくは PT 又は ECT による欠陥の有無の確認
	制御棒駆動機構（CRD）スタブチューブ（全数）、CRDハウジング（全数）、中性子束計測ハウジング（ICM）（全数）及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル	応力腐食割れ	○目視試験（MVT-1）による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及び PT 又は ECT による CRD ハウジング及び ICM に対する、内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認
	ドレンノズル	腐食	○目視試験（VT-1）による内面の確認
	基礎ボルト（全数）	腐食	○UT によるボルト内部の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	原子炉格納容器（圧力抑制室を含む。）鋼板（接近できる点検可能範囲の全て）	腐食	○目視試験（VT-4）による塗膜状態の確認
Mark I 又は Mark I 改	サプレッションチャンバーベント管及びベント管ペロ	腐食	○目視試験（VT-1）による内外面の確認

		ーズ		
		サプレッションチャンバー支柱基礎ボルト (全数)	腐食	○UT によるボルト内部の欠陥の有無の確認
	鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 (RCCV)	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化及びアルカリ骨材反応の確認
○安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物 ○常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持するコンクリート構造物		コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認 ○点検項目の詳細は別紙のとおり

## (2) 経年劣化に関する技術的な評価

- ① 技術評価の実施体制、実施方法等のプロセスが適切に定められていること。
- ② 発電用原子炉施設の使用の履歴及び劣化の状況に基づき、その特性に応じた評価対象機器等を選定していること。評価対象機器等の選定に当たって「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)において安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの、実用炉規則別表第2において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物並びに許可基準規則第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物(以下これらを総称して「機器・構造物」という。)が選定されていること。消耗品・定期取替品等これらの機器・構造物のうち評価対象機器等から除外する機器・構造物がある場合は、その除外理由が適切なものであること。  
また、機器・構造物は、長期施設管理計画の始期において適用される技術基準規則に定める基準に適合する見込みに基づき、抽出されていること。
- ③ 発生が想定される経年劣化事象を抽出するために、各機器・構造物の部位ごとに使用材料及び使用環境(圧力、温度、構造、流体条件、運転条件等)が同定され、想定すべき経年劣化事象及び部位の抽出方法が適切に定められている



こと。ただし、当該部位のうち、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、長期施設管理計画において引き続き当該施設管理活動を適切に実施することが認められる動的機器については、技術評価の対象としないことができる。

- ④ 機器・構造物に発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象を抽出し、その発生・進展について評価を行い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象が適切に抽出されていること。

抽出に当たっては、以下の主要6事象は必ず抽出されていること。

(主要6事象)

- ・ 低サイクル疲労
- ・ 中性子照射脆化
- ・ 照射誘起型応力腐食割れ
- ・ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ・ 電気・計装品の絶縁低下
- ・ コンクリート構造物に係る強度低下及び遮蔽能力低下

また、上記の主要6事象以外の機器・構造物に発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象のうち、日常劣化管理事象及び現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により今後も経年劣化の進展が考えられず、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象以外の事象が高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出されていること。

日常劣化管理事象については、その発生・進展について適切に評価され、劣化傾向監視等の劣化管理の考え方が適切に定められていること。

- ⑤ 運転が見込まれる期間が適切に設定され、評価対象機器等に対する健全性評価が当該運転が見込まれる期間について実施されていること。

健全性評価を行うために設定した条件及び評価手法が明確となっており、経年劣化事象に応じて関連する適切な規格・基準等が用いられていること。また、健全性評価に当たっては、停止状態の方がより厳しい評価条件となる場合には、その影響を適切に考慮していること。

- ⑥ 健全性評価の結果から現状の保全策の妥当性を評価し、追加保全策が適切に抽出されていること。

- ⑦ 耐震安全性に関する評価（以下「耐震安全性評価」という。）の対象とする経年劣化事象（以下「耐震安全上着目すべき経年劣化事象」という。）として、経年劣化の進展により機器・構造物の振動特性又は構造・強度に影響を及ぼすことが想定される経年劣化事象が適切に抽出されていること。

- ⑧ 耐震安全上着目すべき経年劣化事象に対する耐震安全性評価が、運転が見込まれる期間について実施されていること。耐震安全性評価を行うために設定し

た条件及び評価手法が明確となっており、関連する適切な規格・基準等が用いられていること。また、耐震安全性評価に当たっては、許可基準規則に適合することが確認された基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価が行われていること。

- ⑨ 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、追加保全策が適切に抽出されていること。
- ⑩ 耐津波安全性に関する評価（以下「耐津波安全性評価」という。）の対象とする経年劣化事象（以下「耐津波安全上着目すべき経年劣化事象」という。）として、経年劣化の進展により浸水防護施設に属する機器及び構造物の構造・強度に影響を及ぼすことが想定される経年劣化事象が適切に抽出されていること。
- ⑪ 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象に対する耐津波安全性評価が、運転が見込まれる期間について実施されていること。耐津波安全性評価を行うため設定した条件及び評価手法が明確となっており、関連する適切な規格・基準等が用いられていること。また、耐津波安全性評価に当たっては、許可基準規則に適合することが確認された基準津波を用いた評価が行われていること。
- ⑫ 耐津波安全性に関する現状の保全策の妥当性を評価し、耐津波安全上着目すべき経年劣化事象に対し、耐津波安全性が確保されない場合に、追加保全策が適切に抽出されていること。
- ⑬ 地震、津波その他の自然現象により受けた影響について、これによる機器・構造物への影響を考慮して劣化の状況を把握した上で、技術評価が行われていること。
- ⑭ 評価対象機器等の選定、経年劣化事象の抽出、健全性評価・耐震安全性評価・耐津波安全性評価の手法、現状の保全策の評価等については、国内外の運転経験、関連する適切な規格・基準等、最新の科学的及び技術的知見等が反映されていること。反映に当たって、少なくとも以下の事項について検討・評価がなされていること。
  - a. 機器・構造物の運転実績データに加えて、国内外の発電用原子炉施設における事故・トラブルやプラント設計・点検・補修等のプラント運転経験に係る情報、経年劣化に係る安全基盤研究の成果、経年劣化事象やそのメカニズム解明等の学術情報、及び関連する適切な規格・基準等の最新の情報が適切に反映されていること。
  - b. 当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化状況把握のために実施した点検の結果が適切に反映されていること。
  - c. 過去に技術評価を実施している場合には、当該評価をその後の運転経験、

安全基盤研究の成果等の科学的及び技術的知見をもって検証するとともに、劣化管理の意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これらの結果が適切に反映されていること。

(3) 技術評価の結果

- ① 実用炉規則第114条第2項に規定する長期施設管理計画の期間における運転に伴い生じる劣化を考慮した上で発電用原子炉施設が技術基準規則に定める基準に適合すること。具体的には、次の事項を満足すること。
- a. 長期施設管理計画の申請の際現に設置されている機器・構造物について、技術基準規則に定める基準に適合していることが確認されたものであること。
  - b. 機器・構造物が最新の技術基準規則（適用されているものに限る。）に定める基準に適合することについて、原子炉等規制法第43条の3の9第1項若しくは第2項の認可を受け、又は原子炉等規制法第43条の3の10第1項の届出（その届出が受理された日から30日（同条第3項による期間の短縮又は同条第5項による期間の延長がなされた場合はその期間）を経過した後の届出に限る。）がなされていること。
  - c. 技術評価の結果、長期施設管理計画の期間において、技術評価の対象となる機器・構造物が表2に掲げる判定基準を満足すること。
  - d. 上記c.の判定基準を満足しない場合には、長期施設管理計画の期間における原子炉その他の設備に係る劣化の管理のために必要な措置の実施を考慮した上で、長期施設管理計画の期間において判定基準を満足すること。

表2 評価対象事象ごとの判定基準

評価対象事象又は評価事項	判定基準
低サイクル疲労	○健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること。
中性子照射脆化	○加圧熱衝撃により原子炉圧力容器が損傷するおそれのある場合、加圧熱衝撃評価（※）の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。 ○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J以上である場合は、この限りでない。 ・延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回る

			<p>こと。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。</li> <li>・ 欠陥深さ評価の結果、原子炉压力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないこと。</li> <li>・ 塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないこと。</li> </ul> <p>○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。</p>
		照射誘起型応力腐食割れ	<p>○健全性評価の結果、評価対象部位において照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性が認められる場合は、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること。</p>
		2相ステンレス鋼の熱時効	<p>○延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。</p> <p>○亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。</p>
		電気・計装設備の絶縁低下	<p>○点検検査結果による健全性評価の結果、評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。</p> <p>○環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。</p>
コンクリート構造物	コンクリートの強度低下	熱	<p>○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値（貫通部は90℃、その他の部位は65℃）を超えたことがある場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p>
		放射線照射	<p>○評価対象部位の累積放射線照射量が、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p>

	中性化	○評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
	塩分浸透	○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
	アルカリ骨材反応	○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
	機械振動	○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
	凍結融解	○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
コンクリートの遮蔽能力低下	熱	○中性子遮蔽のコンクリートの温度が88℃又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177℃を超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置（変更）許可における遮蔽能力を下回らないこと。
鉄骨の強度低下	腐食	○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
	風などによる疲労	○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。
上記評価対象事象以外の事象		○劣化傾向監視等劣化管理がなされていない事象について、当該事象が発生又は進展している若しくはその可能性が認められる場合は、その発生及び進展を前提とした健全性評価を行い、その結果、技術基準規則に定める

	基準に適合すること。
耐震安全性評価	<p>○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。</p> <p>○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。</p> <p>○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。</p> <p>○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。</p>
耐津波安全性評価	○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、津波時に発生する応力等を評価した結果、許容限界を下回ること。

※：加圧熱衝撃評価を行う際には、以下の事項を考慮すること。

- ・監視試験片の中性子照射量に相当する運転経過年数を算出すること。算出に当たっては当該年数が過大なものとならないよう、将来の設備利用率の値を80パーセント以上かつ将来の運転の計画を踏まえたより大きな値を設定すること。
- ・照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価及び照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価を行うこと。
- ・原子炉容器炉心領域内表面から深さ10ミリメートルの部位における破壊靱性値を用いた加圧熱衝撃評価を行うこと。

3. 実用炉規則第113条第1項第6号 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置（中性子の照射による脆化の影響を確認するため、中性子照射量に応じ、監視試験片（技術基準規則第22条に定める監視試験片をいう。）を用いて長期施設管理計画の期間中に実施する必要がある試験（以下「監視試験」という。）に関する措置を含む。）

- ① 劣化管理のために必要な措置について、施設管理の項目の内容に応じて実施する時期が定められていること。
- ② 運転が見込まれる期間における技術評価で抽出された全ての追加保全策がその実施時期とともに実施方針として示されており、そのうち長期施設管理計画の期間中に実施する措置が具体的に定められていること。

- ③ 一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4 2 0 1)等に基づき、運転が見込まれる期間において劣化を評価できる適切な時期に監視試験を実施する方針が示され、同方針に基づき長期施設管理計画の期間中に実施する必要がある監視試験に関する措置が具体的に定められていること。
4. 実用炉規則第113条第1項第7号 技術の旧式化(科学技術の進展に伴い、その技術が旧式となり一般に利用されなくなることをいう。)その他事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置
- ① 技術の旧式化により、機器・構造物の機能を維持するために必要となる予備品等の物品の調達及び保守、技術支援等の役務の調達に対し、その調達に著しい支障が生じることを予防するため、技術の旧式化の管理のためのプログラムが適切に策定されていること。
- ② 当該プログラムの運用においては、機器・構造物を対象とし、運転が見込まれる期間において旧式化するおそれがある機器・構造物を特定し、特定された機器・構造物に対しての対応方針があらかじめ定められていること、また、旧式化の兆候を的確に捉えるために情報収集等の活動を行い、必要に応じて対応方針等を見直すことが定められていること。
- ③ 当該プログラムの適切性、有効性を品質マネジメントシステムに基づき、定期的に評価、改善することが定められていること。
5. 実用炉規則第113条第1項第8号 実用炉規則第113条第1項第5号の点検及び評価並びに第6号及び第7号の措置の実施に関する基本的な方針及び目標
- ① 発電用原子炉施設の劣化管理について、劣化評価、劣化を管理するために必要な措置等に係る方針及び目標が定められていること。
- ② 国内外の運転経験、最新の科学的及び技術的知見、試験研究成果、規制基準や規格・基準の改訂、点検等・補修・取替えの実績及び設備の新設・更新等の情報を収集し、それらを踏まえ、劣化評価の見直しの検討を速やかに行い、必要に応じ、長期施設管理計画の変更を行う方針が定められていること。
6. 実用炉規則第113条第1項第9号 実用炉規則第113条第1項第5号の点検及び評価並びに同条同項第6号及び第7号の措置に係る品質マネジメントシステム
- ① 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第2号)を踏まえ、設置許可申請書等に記載された方針に従って構築された品質マネジメントシステムに基づく劣化管理に関する一連のプロセスが示されていること。

- ② 構築された品質マネジメントシステムに基づき劣化管理を実施することが定められていること。



## コンクリート構造物の特別点検に係る点検項目の詳細について

1. 点検項目の詳細については、下表のとおりとする。
2. 下表において「○」のある対象の部位及び点検項目の組合せごとに、原則としてコアサンプルを採取し、確認を行うものとする。この確認においては、この組合せごとに、対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所から採取したコアサンプルによる確認をもって、当該組合せに係る確認を行ったものとするができる。

また、内部鉄筋の切断やペデスタル外部鋼板を破壊する等、強度・機能に影響を及ぼすこととなる場合は、当該対象の部位に準じた使用材料及び使用環境条件を有する場所から採取したコアサンプルによる確認をもってその確認を代替させることができる。

## 3. 点検箇所

## ○加圧水型軽水炉

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目				
		強度	遮蔽能力*1	中性化深さ*2	塩分浸透*2, 3	アルカリ骨材反応
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	○	○	○	○	○
	内部コンクリート	○	○	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
原子炉補助建屋	外壁	○	○	○	○	○
	内壁及び床	○	○	○	—	○
	使用済み燃料プール	○	—	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
タービン建屋	外壁	○	—	○	○	○
	内壁及び床	○	—	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
取水槽	海中帯	○	—	○	○	○
	干満帯	○	—	○	○	○

		気中帯	○	—	○	○	○
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	原子炉格納施設内	—	○	—	○	—	○
	原子炉補助建屋内	—	○	—	○	—	○
	タービン建屋内（タービン架台を含む。）	—	○	—	○	—	○
上記以外の構造物（安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。）		—	○	○	○	○	○

\* 1 : 設計及び工事の計画の認可申請書（以下「設工認申請書」という。）において、遮蔽能力（乾燥単位容積質量）が記載されている範囲について確認する。

\* 2 : コアサンプルによる確認と同等の方法（ドリル法等）によることもできる。また、中性化深さを確認する場所は、塗装等のコンクリート表面被覆のない場所を選定する。

\* 3 : 海塩粒子の付着等によって塩分浸透の可能性がある場所（海風の直接当たる外壁等）及び取水構造物について確認する。

○沸騰水型軽水炉

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目				
		強度	遮蔽能力* 1	中性化深さ* 2	塩分浸透* 2, 3	アルカリ骨材反応
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○
	内壁及び床	○	○	○	—	○
	原子炉	○	—	○	—	○

		圧力容器 ペダル スタル 又はこ れに準 ずる部 位					
		一次遮 蔽壁	○	○	○	—	○
		格納容 器底部 基礎マ ット	○	—	○	—	○
		格納容 器底部 外基礎 マット	○	—	○	—	○
		使用済 み燃料 プール	○	—	○	—	○
		ダイア フラム フロア	○	—	○	—	○
原子炉建屋以外 の建屋（中央制 御室が設置され ているものに限 る。）		外壁	○	○	○	○	○
		内壁及 び床	○	○	○	—	○
		基礎マ ット	○	—	○	—	○
タービン建屋		外壁	○	○	○	○	○
		内壁及 び床	○	○	○	—	○
		基礎マ ット	○	—	○	—	○
取水槽		海中帯	○	—	○	○	○
		干満帯	○	—	○	○	○
		気中帯	○	—	○	○	○
安全機 能を有 する系 統及び 機器又 は常設 重大事 故等対 処設備 に属す	原子炉 建屋内	—	○	—	○	—	○
	原子炉 建屋以 外の建 屋内 （中央 制御室 が設置 され	—	○	—	○	—	○

る機器を支持する構造物	いるものに限る。)						
	タービン建屋内（タービン架台を含む。）	—	○	—	○	—	○
上記以外の構造物（安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。）		—	○	○	○	○	○

- \* 1：設工認申請書において、遮蔽能力（乾燥単位容積質量）が記載されている範囲について確認する。
- \* 2：コアサンプルによる確認と同等の方法（ドリル法等）によることもできる。また、中性化深さを確認する場所は、塗装等のコンクリート表面被覆のない場所を選定する。
- \* 3：海塩粒子の付着等によって塩分浸透の可能性がある場所（海風の直接当たる外壁等）及び取水構造物について確認する。