

四国電力株式会社伊方発電所 3 号炉の高経年化技術  
評価等に係る原子炉施設保安規定の変更の認可につ  
いて

原子力規制庁

令和 6 年 1 1 月

(添付資料)

○四国電力株式会社伊方発電所3号炉の高経年化技術評価等に係る原子炉施設  
保安規定の変更の認可（令和6年10月16日原子力規制委員会資料）

．．．．1ページ

○新制度（長期施設管理計画）の概要

．．．．39ページ

## 四国電力株式会社伊方発電所 3 号炉の 高経年化技術評価等に係る原子炉施設保安規定の変更の認可

令和 6 年 1 0 月 1 6 日  
原 子 力 規 制 庁

### 1. 趣旨

本議題は、標記の認可の決定を付議するものである。

### 2. 経緯

四国電力株式会社伊方発電所 3 号炉（以下「伊方 3 号炉」という。）は令和 6 年 1 2 月 1 5 日に運転開始後 3 0 年を経過することから、令和 5 年 1 1 月 1 日、同社から、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第 4 3 条の 3 の 2 4 第 1 項後段の規定に基づき、伊方 3 号炉の経年劣化に関する技術的な評価（以下「高経年化技術評価」という。）の実施及びその結果に基づく施設管理に関する方針（以下「長期施設管理方針」という。）の策定（以下「高経年化技術評価等」という。）に関する伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書（令和 6 年 9 月 1 8 日に一部補正）が提出された。

### 3. 原子力規制庁による審査

#### （1）審査内容

原子力規制庁は、本申請による変更後の保安規定が原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 2 4 第 2 項各号のいずれにも該当しないか、以下のとおり審査を行った。（詳細は別紙 1 参照）

- ① 第 1 号（許可を受けたところによるものでないこと）に該当しないことについては、以下のとおり確認した。
  - ・ 保安規定に定める伊方 3 号炉の高経年化技術評価等が、許可を受けた発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書に記載された保守管理の内容と整合していることを確認した。
- ② 第 2 号（災害の防止上十分でないものであること）に該当しないことについては、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」等を参照して高経年化技術評価が行われ、その結果に基づき長期施設管理方針が定められていることを、以下のとおり確認した。
  - ・ 保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従い、高経年化技術評価の実施に係る組織体制の構築、実施計画及び実施手順の策定、工程管理、要員の力量管理、評価記録の管理等が行われていることを確認した。

- ・ 運転を断続的に行うことを前提とした評価及び冷温停止状態が維持されることを前提とした評価が行われ、また、これまでの国内外の運転経験や最新知見の反映が行われていることを確認した。
- ・ 評価対象機器・構造物を全て抽出していること、それらの機器等に想定される劣化事象を抽出し、発生又は進展の評価を実施していることを確認した。
- ・ 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・計装設備の絶縁低下、コンクリート構造物の強度低下）等の劣化事象について、現状保全を踏まえた技術評価が行われ、現状保全を継続することにより健全性を維持することは可能としていること、また、現状保全に追加すべき保全策を抽出していることを確認した。
- ・ また、耐震安全性評価として、それぞれ着目すべき経年劣化事象を考慮した上で応力評価等を実施し、発生応力等が許容値等を下回っていること、耐津波安全性評価として、耐津波安全上着目すべき経年劣化事象を考慮した上で、構造強度及び止水性の観点から、津波による影響が有意である機器・構造物を抽出した結果、評価対象機器は抽出されなかったことを確認した。
- ・ 高経年化技術評価の結果において施設管理方針を定めるとした項目が、長期施設管理方針として適切に定められていることを確認した。（別紙2参照）

## （2）審査結果

原子力規制庁は、審査の結果、本申請による変更後の保安規定は、原子炉等規制法第43条の3の24第2項各号のいずれにも該当しないと認められることを確認した。

### 4. 保安規定変更認可処分（委員会決定事項）

原子力規制庁の審査結果を踏まえ、本申請については、原子炉等規制法第43条の3の24第1項後段の規定に基づき、別紙3のとおり認可することを決定いただきたい。

### 5. 新制度への移行の手続き

令和7年6月6日に改正原子炉等規制法に基づく新制度が施行されるため、本認可処分を受けた後、四国電力から、残存期間について作成する長期施設管理計画の認可が申請される見込みである。申請された場合には、今回の審査で確認した内容を活用して、新制度に基づく審査を効率的に進める。

[附属資料一覧]

- 別紙 1 四国電力株式会社伊方発電所の原子炉施設保安規定の変更に関する  
審査結果
- 別紙 2 伊方発電所 3号炉 長期施設管理方針
- 別紙 3 伊方発電所原子炉施設保安規定の変更の認可について（案）
- 参考 1 関連条文
- 参考 2 高経年化技術評価の確認結果(概要)

番 号  
年 月 日

四国電力株式会社伊方発電所の  
原子炉施設保安規定の変更に関する審査結果

令和 6 年 10 月

原子力規制庁

## 目 次

I. 審査結果.....	1
II. 申請の概要.....	1
III. 審査の内容.....	1
III-1. 原子炉等規制法第43条の3の24第2項第1号.....	1
III-2. 原子炉等規制法第43条の3の24第2項第2号.....	2
1. 保安規定審査基準への適合性.....	2
2. 高経年化技術評価の技術的妥当性.....	3
2.1 高経年化技術評価の実施等.....	3
2.1.1 実施体制及び手順等.....	3
2.1.2 評価対象機器・構造物の抽出.....	3
2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出と健全性評価.....	4
2.2.1 低サイクル疲労.....	4
2.2.2 中性子照射脆化.....	6
2.2.3 照射誘起型応力腐食割れ.....	10
2.2.4 2相ステンレス鋼の熱時効.....	11
2.2.5 電気・計装設備の絶縁低下.....	13
2.2.6 コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下、鉄骨の強度低下.....	15
2.2.7 上記評価対象事象以外の事象.....	23
2.2.8 耐震安全性評価.....	24
2.2.9 耐津波安全性評価.....	28
3. 長期施設管理方針.....	29

## I. 審査結果

原子力規制委員会原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は、令和5年11月1日付け原子力発第23269号（令和6年9月18日付け原子力発第20264号をもって一部補正）をもって、四国電力株式会社（以下「申請者」という。）から、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24第1項の規定に基づき申請された伊方発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）変更認可申請書（以下「本申請」という。）が、原子炉等規制法第43条の3の24第2項第1号に規定する発電用原子炉の設置若しくは変更の許可を受けたところ又は変更を届け出たところによるものでないことに該当するかどうか、同項第2号に規定する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十分でないものであることに該当するかどうかについて審査した。

審査の結果、本申請は、原子炉等規制法第43条の3の24第2項各号のいずれにも該当しないと認められる。

具体的な審査の内容等については以下のとおり。

## II. 申請の概要

本申請によれば、変更の概要は以下のとおりである。

3号炉は、令和6年12月15日に運転を開始した日以後30年を経過することから、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82条及び保安規定第1編第119条の4に基づき、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価（以下「高経年化技術評価」という。）を実施し、その評価結果を踏まえ施設管理の項目を抽出し、3号炉の長期施設管理方針を策定したことから、保安規定第1編第119条の4を変更するとともに、保安規定の添付として3号炉の長期施設管理方針を追加する。

## III. 審査の内容

### III-1. 原子炉等規制法第43条の3の24第2項第1号

規制庁は、本申請について、以下に掲げる事項等を確認したことから、発電用原子炉の設置若しくは変更の許可を受けたところ又は変更を届け出たところによるものでないことに該当しないと判断した。

- (1) 施設管理について、保安規定に定める3号炉の高経年化技術評価及び長期施設管理方針が、発電用原子炉の設置又は変更の許可を受けた発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書の保守管理の内容と整合していること



### Ⅲ－２．原子炉等規制法第４３条の３の２４第２項第２号

規制庁は、本申請について、以下に掲げる事項等を確認したことから、災害の防止上十分でないものであることに該当しないと判断した。

なお、原子炉等規制法第４３条の３の２４第２項第２号に該当するかどうかについては、実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準（原規技発第1306198号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定。以下「保安規定審査基準」という。))を基に判断した。

また、本申請に添付された「伊方発電所3号炉高経年化技術評価書」（以下「評価書」という。）の技術的妥当性があるかどうか、及び長期施設管理方針が高経年化技術評価の結果を踏まえて策定されているかどうかについては、実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準（原管P発第1311271号（平成25年11月27日原子力規制委員会決定。以下「運転期間延長審査基準」という。))、実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド（原管P発第1306198号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定。以下「実施ガイド」という。))及び実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド（原管P発第1307081号（平成25年7月8日原子力規制庁策定。以下「審査ガイド」という。))を参照して確認した。

以下、保安規定審査基準への適合性については1．に、高経年化技術評価の技術的妥当性に係る確認結果については2．に、高経年化技術評価を踏まえた長期施設管理方針の策定に係る確認結果については3．に記載する。

また、ここで用いる号番号は、特に断りのない限り実用炉規則第92条第1項各号を表している。

#### 1．保安規定審査基準への適合性

##### (1) 第18号（発電用原子炉施設の施設管理）

第18号について、保安規定審査基準は、発電用原子炉施設の経年劣化に係る技術的な評価に関することについては、発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価を実施するための手順及び体制を定め、当該評価を定期的実施することが定められていること、運転を開始した日以後30年を経過した発電用原子炉については、長期施設管理方針が定められていること、長期施設管理方針及び評価書の内容は、実施ガイドを参考として記載されていること等を要求している。

規制庁は、以下に掲げる事項を確認したことから、第18号に関する保安規定審査基準を満足していると判断した。

- ①発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価を実施するための手順及び体制を定め、当該評価を定期的実施することが定められていること
- ②高経年化技術評価の結果、現状の施設管理に追加すべき項目が3号炉の長期施設管理方針として定められていること

③3号炉の長期施設管理方針及び評価書の内容が、実施ガイドを参考として記載されていること

## 2. 高経年化技術評価の技術的妥当性

規制庁は、申請者が実施した高経年化技術評価の技術的妥当性を確認するため、本申請の添付資料である評価書に関して、以下のとおり確認を行った。

### 2.1 高経年化技術評価の実施等

#### 2.1.1 実施体制及び手順等

実施体制及び手順等について、実施ガイドでは「高経年化技術評価の実施体制、実施方法等プロセスを明確にすること」、「高経年化技術評価においては、機器・構造物の運転実績データに加えて、国内外の原子力発電プラントにおける事故・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、及び関連する規制・規格・基準等の最新の情報を適切に反映すること」等を示している。

規制庁は、実施体制及び手順等について、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して業務を実施していることを確認した。

- (1) 高経年化技術評価の実施体制及び実施手順については、保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従い、高経年化技術評価の実施に係る組織、評価の方法、工程管理、協力事業者の管理、評価記録の管理、評価に係る教育訓練等の業務プロセスを明確にしていること
- (2) 実施手順の確立及びそれぞれの過程に対応する要領書として、実施計画及び実施手順を社内文書として定め、それに基づき実施していること
- (3) 実施計画及び実施手順は、運転を断続的に行うことを前提とした評価及び冷温停止状態が維持されることを前提とした評価を行う手順とし、運転経験や最新知見の反映を行っていること
- (4) 運転経験や最新知見については、機器・構造物の運転実績データに加え、国内外の原子力発電プラントにおける事故・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規制、規格、基準等の最新情報を反映していること

#### 2.1.2 評価対象機器・構造物の抽出

評価対象機器・構造物の抽出について、実施ガイドでは「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）

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を含む。）並びに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）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「機器・構造物」と総称する。）のすべてとすること」を示している。

規制庁は、評価対象機器・構造物の抽出について、以下のとおり、申請者が実施ガイドの内容に基づき業務を実施していることを確認した。

- (1) 評価対象機器・構造物については、設備の詳細な情報が記載されている工事計画認可申請書、設備の重要度分類管理内規、系統図等を用いて抽出していること

## 2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出と健全性評価

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出と健全性評価について、実施ガイドでは「高経年化技術評価の機器・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を抽出すること」、「抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について（中略）機器・構造物の健全性評価を行う（こと）」を示している。

規制庁は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出と健全性評価について、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して実施していることを確認した。

- (1) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、発電用原子炉の断続的な運転に必要な機器・構造物及び冷温停止状態の維持に必要な機器・構造物に対し進展が想定される経年劣化事象から、適切な保全活動の実施を含め、劣化の進展について評価した上で抽出していること
- (2) 抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対し、健全性評価が実施されていること
- (3) 冷温停止状態の維持を前提とした場合において、劣化の発生・進展が断続的な運転を前提とした場合より厳しくなることが想定される経年劣化事象について評価した結果、現状の施設管理に追加すべき項目は抽出されなかったこと

### 2.2.1 低サイクル疲労

#### 2.2.1.1 低サイクル疲労の評価

低サイクル疲労について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象機器等の抽出

①評価対象機器及び部位として、プラントの起動及び停止時等の過渡時に温度、圧力及び流量変化の影響を受ける機器の部位を抽出していること

(2) 現状の施設管理

①現状の施設管理として、対象部位に応じて超音波探傷試験、漏えい検査等の点検・検査が実施され、有意な欠陥のないことなどが確認されていること

(3) 評価

①前提条件

a. 運転開始から評価実施日（2020年3月）までの過渡回数は、運転実績に基づいた値を設定していること

b. 評価実施日から運転開始後60年時点までの過渡回数として、評価実施日から運転開始後60年時点までの期間において、運転開始から評価実施日（長期停止期間（2011年5月から2016年6月）を除く）までの過渡回数の発生頻度の1.5倍以上の値を設定していること

②評価手法

a. 疲れ累積係数の評価では、高経年化技術評価で実績のある社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格」（以下「設計・建設規格」という。）（2005年版、2007年追補版）（JSME S NC1-2005、JSME S NC1-2007）による評価手法を用いていること

b. 環境中疲れ累積係数の評価では、評価対象部位のうち炉水環境にある評価対象部位に対し、高経年化技術評価で実績のある社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法（2009年版）」（JSME S NF1-2009）による評価手法を用いていること

c. 疲れ累積係数の評価のうち、熱成層の発生が予想される水平配管等の部位の評価で使用する発生応力値は、3次元モデルによる有限要素法により求めていること

③評価結果

a. 評価の結果、評価対象部位の運転開始後60年時点における疲れ累積係数及び環境中疲れ累積係数が、全ての部位で1を下回ったこと

### 2.2.1.2 施設管理方針

施設管理に関する方針（以下「施設管理方針」という。）については、2.2.1.1に示す評価の結果を踏まえた対応として以下に掲げる事項を確認した。

- (1) 中長期<sup>1</sup>の施設管理方針として、「原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数<sup>1</sup>の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する」と設定していること

## 2.2.2 中性子照射脆化

### 2.2.2.1 加圧熱衝撃評価

加圧熱衝撃評価について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

#### (1) 評価対象機器等の抽出

- ①評価対象機器及び部位として、中性子照射量が大きい原子炉容器炉心領域部を抽出していること

#### (2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、原子炉容器について超音波探傷試験が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること

#### (3) 評価

##### ①前提条件

- a. 1996年1月及び2008年9月に監視試験片を取り出し、監視試験を実施していること
- b. 監視試験では、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」(JEAC4201-2007[2013年追補版]) (以下「JEAC4201」という。)を用いて、中性子照射量及び遷移温度(Tr30)が求められていること。また、評価時点の静的平面ひずみ破壊靱性値が求められていること
- c. 原子炉容器の炉心領域内表面から深さ10mmにおける中性子照射量を、監視試験による中性子照射量とこれまでの運転実績から算出していること。具体的には、原子炉容器の深さ10mmにおける中性子照射量を、保守的に、炉心領域内表面の値と同じ値としていること

##### ②評価手法

- a. 運転開始後60年時点での炉心領域内表面における中性子照射量の算出においては、実施ガイドに示しているとおり、将来の設備利用率の値を80%以

---

<sup>1</sup> 中長期とは2024年12月15日からの10年間のことをいう。

- 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していること
- b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (MOX 燃料) 導入により中性子照射量が増加することを考慮した値を設定していること
  - c. 照射脆化の将来予測を保守的に行う方法による評価に当たっては、社団法人日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC4206-2007) (以下「JEAC4206」という。)の附属書C「供用状態 C<sup>2</sup>, D<sup>3</sup>における加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」を用いて、運転開始後 60 年時点の静的平面ひずみ破壊靱性値の下限包絡曲線及び原子炉容器炉心領域部内表面 (内張りを除く。以下同じ。)に深さ 10mm の欠陥を想定した応力拡大係数を示す加圧熱衝撃 (以下「PTS」という。)状態遷移曲線を求めていること。PTS 状態遷移曲線は、PTS 事象として、設計基準事故では小破断 LOCA、大破断 LOCA 及び主蒸気管破断事故を、重大事故等では 2 次冷却系からの除熱機能喪失を対象としていること
  - d. 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に当たっては、破壊靱性実測値に基づき、第 1 回監視試験の実測値を監視試験における Tr30 実測値と第 2 回監視試験における Tr30 実測値との差分だけ温度移行させたいうえで、静的平面ひずみ破壊靱性値の下限包絡曲線を求め、c. と同様の評価を行っていること

### ③評価結果

- a. 評価の結果、PTS 評価により求めた②c. 及び d. のいずれの場合も、静的平面ひずみ破壊靱性値の下限包絡曲線は、原子炉容器炉心領域部内表面に深さ 10mm の欠陥を想定した応力拡大係数を示す PTS 状態遷移曲線を上回ったこと

また、規制庁は、以下のとおり、申請者が上記 (3) ②に加え、温度移行させない破壊靱性値の実測値のみを用いた方法で追加的な評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであり、かつ、上記 (3) ③の評価結果と整合するものであることを確認した。

### (4) 追加的な評価

- ①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として、第 2 回監視試験までに得られた破壊靱性の実測値のみに基づき試験回次ごとに静的平面ひずみ破壊靱性値の下限包絡曲線を求めた上で、原子炉容器炉心領域内表面から深さ

<sup>2</sup> 「設計・建設規格」で運転状態Ⅲ (原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態) に対応した荷重の状態

<sup>3</sup> 「設計・建設規格」で運転状態Ⅳ (主蒸気管破断事故、冷却材喪失事故等) に対応した荷重の状態

10mm の欠陥を想定した PTS 状態遷移曲線と比較していること

②試験回次ごとに求めた静的平面ひずみ破壊靱性値の下限包絡曲線は、原子炉容器炉心領域内表面から深さ 10mm の位置の中性子照射量に換算すると、第 2 回監視試験については運転開始後約 42 年時点に相当すること

③将来の設備利用率の設定や想定する PTS 事象など、上記①及び②以外の評価手法は、上記（3）②の評価手法と同様であること

## 2.2.2.2 上部棚吸収エネルギーの評価

上部棚吸収エネルギーの評価について、運転期間延長審査基準では「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こと。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。欠陥深さ評価の結果、原子炉圧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。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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

### (1) 評価対象機器等の抽出

①評価対象機器及び部位として、中性子照射量が大きい原子炉容器炉心領域部を抽出していること

### (2) 現状の施設管理

①現状の施設管理として、原子炉容器について超音波探傷試験が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること

### (3) 評価

#### ①前提条件

- a. 1996 年 1 月及び 2008 年 9 月に監視試験片を取り出し、監視試験を実施していること
- b. 監視試験は、JEAC4201 を用いて行われ、中性子照射量及び上部棚吸収エネルギーが求められていること
- c. 原子炉容器の炉心領域内表面及び深さ 1/4t における中性子照射量を、監視試験による中性子照射量とこれまでの運転実績から算出していること

#### ②評価手法

- a. 運転開始後 60 年時点の上部棚吸収エネルギーの評価において、JEAC4201 の附属書 B「中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少

率の予測」を用いていること

③評価結果

- a. 評価の結果、運転開始後 60 年時点における上部棚吸収エネルギーの値は母材で 258J であり、68J 以上であったこと

### 2.2.2.3 1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲の設定等

1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲の設定について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価

①前提条件

- a. 通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力を、3号炉で通常実施する原子炉の起動・停止操作による温度・圧力曲線としていること
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査時の原子炉冷却材の温度・圧力を、3号炉で通常実施する原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査時の温度・圧力範囲としていること
- c. 1次冷却材の温度・圧力の制限範囲を、2.2.2.1から2.2.2.2により求めた運転開始後60年時点の評価結果から設定していること

②評価手法

- a. 本評価において、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査時の原子炉冷却材の温度・圧力が、①c.の1次冷却材の温度・圧力の制限範囲内に設定可能であることを確認していること

③評価結果

- a. 評価の結果、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力及び原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査時の原子炉冷却材の温度・圧力が、①c.の1次冷却材の温度・圧力の制限範囲内に設定可能であったこと



#### 2.2.2.4 施設管理方針

施設管理方針については、2.2.2.1 から 2.2.2.3 に示す評価の結果を踏まえた対応として以下に掲げる事項を確認した。

- (1) 中長期<sup>4</sup>の施設管理方針として、「原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第3回監視試験を実施する」と設定していること

#### 2.2.3 照射誘起型応力腐食割れ

照射誘起型応力腐食割れについて、運転期間延長審査基準では「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<sup>5</sup>に定める基準に適合すること」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

##### (1) 評価対象機器等の抽出

- ① 評価対象機器として、ステンレス鋼で製作され、照射誘起型応力腐食割れに対する感受性が発生すると考えられる  $1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ ) 以上の中性子照射を受ける炉内構造物を抽出していること
- ② 炉内構造物の評価対象部位を、バッフルフォーマボルト、炉心バッフル、炉心槽等としていること

##### (2) 現状の施設管理

- ① 現状の施設管理として、構造物の健全性を確認するために、定期的に炉内構造物の目視確認が実施され、異常のないことが確認されていること

##### (3) 評価

- ① 本評価を、ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの発生可能性評価（以下「発生可能性評価」という。）及び照射誘起型応力腐食割れの発生可能性のある部位に対する損傷可能性評価（以下「損傷可能性評価」という。）により行っていること
  - a. 発生可能性評価手法
    - ア. 発生可能性評価を、各部位の中性子照射量、応力、温度及び海外の損傷事例により行っていること
    - イ. 中性子照射量に対する照射誘起型応力腐食割れの発生可能性の判断

<sup>4</sup> 中長期とは 2024 年 12 月 15 日からの 10 年間のことをいう。

<sup>5</sup> 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）

基準を、高経年化技術評価で実績のある財団法人発電設備技術検査協会「平成8年度プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」（平成9年3月）により、中性子照射量  $1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ ) 以上としていること

b. 発生可能性評価結果

ア. 発生可能性評価の結果、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展の可能性が認められる部位として、中性子照射量に対する判断基準を超え、応力が高く、海外における損傷事例があるバップルフォーマボルトが抽出されたこと。その他の部位については、中性子照射量、応力及び温度の実機条件がバップルフォーマボルトに比べて相対的に低いレベルであるため、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性が小さいこと

c. 損傷可能性評価手法

ア. バップルフォーマボルトの損傷可能性評価に用いる手法として、高経年化技術評価で実績のある独立行政法人原子力安全基盤機構「平成20年度照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」（平成21年9月）の添付資料「PWR型原子力発電所炉内構造物 IASCC 評価ガイド（案）」（平成21年3月）及び一般社団法人原子力安全推進協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン [バップルフォーマボルト]（第3版）」（平成30年3月）（以下「点検評価ガイドライン」という。）による手法を用いていること

イ. バップル構造の機能維持の判断基準を、点検評価ガイドラインを用いて、バップルフォーマボルトの損傷ボルト数を全バップルフォーマボルト数の20%以下としていること

d. 損傷可能性評価結果

ア. 損傷可能性評価の結果、運転開始後60年時点でのバップルフォーマボルトの損傷ボルト数は0本であり、全バップルフォーマボルト数の20%以下であったこと

## 2.2.4 2相ステンレス鋼の熱時効

ステンレス鋼鋳鋼の熱時効について、運転期間延長審査基準では「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」及び「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を

踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象機器等の抽出

- ①評価対象機器及び部位として、ステンレス鋼鋳鋼を使用し、使用温度が 250℃以上となる機器のうち、亀裂の原因となる劣化事象の発生が想定される部位を抽出していること

(2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、対象部位に応じて超音波探傷試験、漏えい検査等の点検・検査が実施され、有意な欠陥のないこと等が確認されていること

(3) 評価

①前提条件

- a. 評価代表部位として、発生応力が大きい部位、材料中のフェライト含有量の大きい部位並びに発生応力及び材料中のフェライト含有量が大きい部位を抽出していること
- b. 運転開始から評価実施日（2020 年 3 月）までの過渡回数は、運転実績に基づいた値を設定していること
- c. 評価実施日から運転開始後 60 年時点までの過渡回数として、評価実施日から運転開始後 60 年時点までの期間において、運転開始から評価実施日（長期停止期間（2011 年 5 月から 2016 年 6 月）を除く）までの過渡回数の発生頻度の 1.5 倍以上の値を設定していること
- d. フェライト量を、クロム及びニッケルの含有量から、「Standard Practice for Estimating Ferrite Content of Stainless Steel Castings Containing Both Ferrite and Austenite」(ASTM A800/A800M-20) の線図により求めていること

②評価手法

- a. 延性亀裂進展性評価及び亀裂不安定性評価を、熱時効後の亀裂進展抵抗の算出、評価用想定亀裂の算出、亀裂進展力の算出、亀裂進展抵抗と亀裂進展力の比較という手順により行っていること
- b. 熱時効後の亀裂進展抵抗の算出において、高経年化技術評価で実績のある電力共通研究報告書「1 次冷却材管等の時効劣化に関する研究（STEPⅢ）（その 2）平成 10 年度（最終報告書）」（平成 11 年 3 月）による脆化予測モデルを用い、さらに材料の脆化度合いを運転年数によらず最大まで進行したと仮定していること
- c. 亀裂進展力の評価に使用する評価用想定亀裂の算出において、高経年化技術評価で実績のある社団法人日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」（JEAG4613-1998）を用い、初期欠陥を設定し、亀裂進展解析により運転開始後 60 年時点での亀裂長さ及び深さを求めた上で、さらに深さにつ

いては貫通亀裂としていること

- d. 亀裂進展力の算出において、評価用想定亀裂と供用状態 A<sup>6</sup>、B<sup>7</sup>及び重大事故等時の内圧、自重、熱及び地震力を考慮していること

### ③評価結果

- a. 延性亀裂進展性評価の結果、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ったこと
- b. 亀裂不安定性評価の結果、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ったこと

## 2.2.5 電気・計装設備の絶縁低下

### 2.2.5.1 点検検査結果による健全性評価

電気・計装設備の絶縁低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

#### (1) 評価対象機器等の抽出

- ①評価対象機器及び部位は、2.1.2 で抽出された機器・構造物のうち電気・計装設備の絶縁材料等を評価対象部位としていること

#### (2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、絶縁診断等の点検検査が実施され、傾向管理が行われることにより、有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替え等の管理が実施されていること

#### (3) 評価

##### ①評価手法

- a. 点検検査結果による健全性評価として、評価対象機器ごとに現状の施設管理による絶縁低下傾向の管理ができていないか確認を行っていること
- b. 絶縁低下傾向の管理として、点検検査の実施、絶縁低下の状況の傾向把握、有意な絶縁低下と判断する値の設定及び有意な絶縁低下と判断する値に達する前の取替え等の管理を行っていること

##### ②評価結果

- a. 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ように絶縁低下傾向の管理を行っていること

<sup>6</sup> 「設計・建設規格」で運転状態Ⅰ（起動、停止、出力運転等）に対応した荷重の状態

<sup>7</sup> 「設計・建設規格」で運転状態Ⅱ（運転状態Ⅰから逸脱した状態であって、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ及び試験状態以外の状態）に対応した荷重の状態

## 2.2.5.2 環境認定試験による健全性評価

電気・計装設備の絶縁低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

### (1) 評価対象機器の抽出

- ①評価対象機器として、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・計装設備を抽出していること

### (2) 評価

#### ①前提条件

- a. 評価代表部位として、電圧区分、形式、設置場所、絶縁材料等によりグループ化した中から使用条件が厳しいものを抽出していること
- b. 評価に用いる通常運転時の放射線量及び温度として、布設箇所周囲の実測値等を用いていること。また、設計基準事故及び重大事故等における放射線量、温度及び圧力として、工事計画認可申請書記載の値を用いていること

#### ②評価手法

- a. 環境認定試験による健全性評価において、高経年化技術評価で実績のある「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」(IEEE Std. 323-1974)等のIEEE規格、社団法人電気学会「電気学会技術報告Ⅱ部第139号原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」及び独立行政法人原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(平成26年2月)を用い、有意な絶縁低下と判断する値となるまでの期間を求めていること
- b. 評価に用いるケーブルの劣化特性として、独立行政法人原子力安全基盤機構「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書」(平成21年7月)にある、温度及び放射線量に応じた劣化進行度合いの実験結果等を用いていること

#### ③評価結果

- a. 評価の結果、有意な絶縁低下と判断する値となるまでの期間が運転開始後60年以上であったこと

## 2.2.6 コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下、鉄骨の強度低下

### 2.2.6.1 コンクリートの強度低下（熱）

コンクリートの熱による強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

#### （1）評価対象部位等の抽出

- ①評価対象部位として、運転時に最も高温状態となる内部コンクリートから 1 次遮蔽壁を抽出していること。また、評価点は、ガンマ発熱の影響が最も大きい炉心領域部及び原子炉容器支持構造物からの伝達熱の影響が最も大きい原子炉容器サポート直下部としていること

#### （2）現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、コンクリート構造物は定期的な目視点検が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること。
- ②強度試験が実施され、設計基準強度を上回っていることが確認されていること

#### （3）評価

##### ①前提条件

- a. 断続的運転を前提とした温度解析をしていること
- b. 評価で使用するガンマ発熱を、2 次元輸送コード DORT によるガンマ発熱量分布から算出していること

##### ②評価手法

- a. 評価対象部位の最高温度を、2 次元輸送コード DORT を用いてガンマ発熱量分布を算出した後、熱伝導方程式を解いて求めていること
- b. 原子炉容器サポート直下部の温度分布を、前提条件を基に、3 次元有限要素法による熱流動解析により求めていること

##### ③評価結果

- a. 評価の結果、評価対象部位の最高温度は炉心領域部で約 55℃、原子炉容器サポート直下部で約 53℃であり、制限値 65℃を超えなかったこと

### 2.2.6.2 コンクリートの強度低下（放射線照射）

コンクリートの放射線照射による強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象部位等の抽出

- ①評価対象部位として、中性子照射量及びガンマ線照射量の最も大きい内部コンクリートから1次遮蔽壁を抽出していること。また、評価点は、中性子照射量及びガンマ線照射量が最大となる1次遮蔽壁炉心側コンクリートとしていること

(2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、コンクリート構造物の定期的な目視点検が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること  
②強度試験が実施され、設計基準強度を上回っていることが確認されていること

(3) 評価

①前提条件

- a. 評価で使用する放射線照射量を、これまでの運転履歴から求めていること

②評価手法

- a. 本評価として、コンクリート構造物の中性子線による影響及びガンマ線による影響の評価を行い、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があると判断した場合には耐力評価を行うとしていること  
b. 累積放射線照射量の評価の手法として、2次元輸送コードDORTを用いて、1次遮蔽壁壁面及び深さ方向の照射量分布を算出していること  
c. コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある累積放射線照射量の判断基準として、小嶋他の文献<sup>8</sup>から、中性子照射量は $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 程度 ( $E > 0.1 \text{MeV}$ )、Hilsdorf 他の文献<sup>9</sup>から、ガンマ線照射量は $2 \times 10^8 \text{Gy}$ 程度としていること  
d. 耐力評価の手法として、コンクリートの壁厚のうち、判断基準を超えた累積放射線照射量を受けたコンクリート壁厚を除いた壁厚で、コンクリートの圧縮耐力及び最大せん断ひずみを算出していること  
e. コンクリートの圧縮耐力の基準値を設計荷重としていること。また、最大せん断ひずみは高経年化技術評価で実績のある社団法人日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)の基準値を用いていること

③評価結果

- a. 累積放射線照射量評価の結果、1次遮蔽壁炉心側コンクリートの一部において、運転開始後60年時点での中性子照射量が判断基準を超えたこと。その

<sup>8</sup> 小嶋他「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」(NTEC-2019-1001)

<sup>9</sup> H. K. Hilsdorf, J. Kropp, and H. J. Koch 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」(SP 55-10)

- ため、耐力評価を行ったこと
- b. 耐力評価の結果、コンクリートの圧縮耐力は設計荷重を上回ったこと。また、最大せん断ひずみは基準値を下回ったこと

### 2.2.6.3 コンクリートの強度低下（中性化）

コンクリートの中性化による強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

#### （1）評価対象部位等の抽出

- ①評価対象部位を、環境の違いとして温度、相対湿度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じて抽出していること。また、評価点を、環境条件を踏まえて抽出していること

#### （2）現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、コンクリート構造物の定期的な目視点検が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること
- ②中性化深さ試験が実施され、中性化深さが測定されており、中性化の状況が把握されていること。また、強度試験が実施され、設計基準強度を上回っていることが確認されていること

#### （3）評価

##### ①前提条件

- a. 評価時点での中性化深さは、測定した値を用いていること
- b. 中性化深さの推定に用いる温度、相対湿度及び二酸化炭素濃度は実測値を用いていること

##### ②評価手法

- a. 運転開始後 60 年時点の中性化深さの推定では、森永式<sup>10</sup>、岸谷式<sup>11</sup>及び実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式<sup>12</sup>を用い、その最大値を抽出していること
- b. 鉄筋が腐食し始める深さの基準値は、高経年化技術評価で実績のある一般社団法人日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解

<sup>10</sup> 学位論文「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究」（森永繁、昭和 61 年 11 月）

<sup>11</sup> 社団法人日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説」（平成 3 年 7 月）

<sup>12</sup> 公益社団法人土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」（令和 5 年 3 月）



説」(平成 28 年 7 月)による手法を用い、屋外は鉄筋のかぶり厚さ、屋内は鉄筋のかぶり厚さに 2cm を加えた値としていること

### ③評価結果

- a. 評価の結果、調査時点及び運転開始後 60 年時点における中性化深さは鉄筋が腐食し始める深さ以下であったこと

## 2.2.6.4 コンクリートの強度低下(塩分浸透)

コンクリートの塩分浸透による強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

### (1) 評価対象部位等の抽出

- ①評価対象部位として、海水及びその飛沫の影響により厳しい塩分浸透環境下にある部位として海水ピット(気中帯、干満帯、海中帯)を抽出していること。また、評価点は塩化物イオン濃度の実測値から抽出していること

### (2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、コンクリート構造物の定期的な目視点検が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること
- ②深さ方向の塩化物イオン濃度測定が実施され、塩分浸透の状況が把握されていること

### (3) 評価

#### ①前提条件

- a. 評価時点での塩化物イオン濃度は、実測値を用いていること

#### ②評価手法

- a. 運転開始後 60 年時点の鉄筋位置での塩化物イオン濃度の推定は、拡散方程式により算出していること。鉄筋腐食減量は森永式<sup>13</sup>を用いて塩化物イオン濃度から算出していること
- b. かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量は、森永の鉄筋腐食量に関する研究論文<sup>13</sup>により算出した値を用いていること

<sup>13</sup> 学位論文「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究」(森永繁、昭和 61 年 11 月)

### ③評価結果

- a. 評価の結果、調査時点及び運転開始後 60 年時点における鉄筋腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する鉄筋腐食減量を下回ったこと

## 2.2.6.5 コンクリートの強度低下（アルカリ骨材反応）

コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

### (1) 評価対象部位

- ①評価対象部位は、全てのコンクリート構造物としていること

### (2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、コンクリート構造物は定期的な目視点検が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること

### (3) 評価

#### ①評価手法

- a. 現状の施設管理による目視確認の結果から、アルカリ骨材反応によるひび割れがないことを確認していること
- b. モルタルバー法<sup>14</sup>又は化学法<sup>15</sup>による反応性試験の結果から、使用骨材が無害であることを確認していること
- c. 使用開始から 40 年以上が経過した焼却炉建屋を対象として、促進膨張試験（アルカリ溶液浸漬法<sup>16</sup>）が実施され、アルカリ骨材反応の遅延膨張の潜在性が確認されたが、コアサンプルの実体顕微鏡観察の結果からコンクリート構造物の健全性に影響を与えるようなアルカリ骨材反応がないことが確認されていること

#### ②評価結果

- a. 評価の結果、目視点検でアルカリ骨材反応によるひび割れはなかったこと。モルタルバー法等による反応性試験で、使用骨材が無害であったこと

<sup>14</sup> JIS A 5308:1986、1989（JIS A 5308：レディーミクストコンクリート）及び JIS A 1146:2007（JIS A 1146：骨材のアルカリシリカ反応性試験方法（モルタルバー法））

<sup>15</sup> JIS A 1145:2001、2007、2015（JIS A 1145：骨材のアルカリシリカ反応性試験方法（化学法））及び ASTM C 289-81（ASTM C 289-81:Standard Test Method for Potential Alkali-Silica Reactivity of Aggregates (Chemical Method)）

<sup>16</sup> 日本コンクリート工学会「ASR 診断の現状とあるべき姿研究委員会報告書（2014）」（P. 316～319）

- b. 焼却炉建屋については、実体顕微鏡観察の結果、健全性に影響を与えるようなアルカリ骨材反応がなかったこと

#### 2.2.6.6 コンクリートの強度低下（機械振動）

コンクリートの機械振動による強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

##### （1）評価対象部位等の抽出

- ①評価対象部位として、比較的大きな振動を受ける部位である原子炉補助建屋の非常用ディーゼル発電機基礎及びタービン建屋のタービン架台を抽出していること。また、評価点は基礎ボルト周辺コンクリートとしていること

##### （2）現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、コンクリート構造物の定期的な目視点検が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること
- ②強度試験が実施され、設計基準強度を上回っていることが確認されていること

##### （3）評価

###### ①評価手法

- a. 現状の施設管理による目視点検の結果から、機械振動によるひび割れがないことを確認していること

###### ②評価結果

- a. 評価の結果、機械振動による有意なひび割れは確認されなかったこと

#### 2.2.6.7 コンクリートの強度低下（凍結融解）

コンクリートの凍結融解による強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

##### （1）評価対象部位

- ①評価対象部位は、全てのコンクリート構造物としていること

(2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、コンクリート構造物は定期的な目視点検が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること

(3) 評価

①評価手法

- a. 現状の施設管理による目視点検の結果から、凍結融解によるひび割れがないことを確認していること
- b. 凍結融解が発生する可能性の有無について、一般社団法人日本建築学会「建設工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事(2022)」による凍害危険度の分布により、伊方発電所の立地地域の凍害危険度を確認していること
- c. 凍結融解の発生の可能性の判断基準を、凍害危険度 2 以上としていること

②評価結果

- a. 評価の結果、凍結融解による有意なひび割れが確認されなかったこと。伊方発電所の立地地域は凍害危険度が設定されておらず、凍害危険度 1 よりさらに危険度が低い区域であり、凍結融解が生じる可能性は低いこと

#### 2.2.6.8 コンクリートの遮蔽能力低下（熱）

コンクリートの熱による遮蔽能力低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象部位等の抽出

- ①評価対象部位として、運転時に最も高温状態となる内部コンクリートから 1 次遮蔽壁を抽出していること。また、評価点は、運転時に最も高温となる炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部としていること

(2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、コンクリート構造物の定期的な目視点検が実施され、有意な欠陥のないことが確認されていること

(3) 評価

①前提条件

- a. 断続的運転を前提とした温度解析をしていること
- b. 評価で使用するガンマ発熱を、2 次元輸送コード DORT によるガンマ発熱量

分布から算出していること

②評価手法

- a. 炉心領域部の温度分布は、前提条件を基に、熱伝導方程式を解いて求めていること
- b. 原子炉容器サポート直下部の温度分布は、前提条件を基に、3次元有限要素法による熱流動解析により求めていること

③評価結果

- a. 評価の結果、評価点の最高温度は炉心領域部で約 55℃、原子炉容器サポート直下部で約 53℃であり、中性子遮蔽のコンクリート温度の制限値 (88℃)、ガンマ線遮蔽のコンクリート温度の制限値 (177℃) を下回ったこと

### 2.2.6.9 鉄骨の強度低下（腐食）

鉄骨の腐食による強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象部位

- ①評価対象部位は、全ての鉄骨構造物としていること

(2) 現状の施設管理

- ①現状の施設管理として、鉄骨構造物の定期的な目視点検が実施され、強度に影響をきたす可能性のある腐食がないことが確認されていること。また、鉄骨の腐食に影響するような塗膜の劣化等が認められた場合には、塗膜の補修が実施されていること

(3) 評価

①評価手法

- a. 現状の施設管理による目視点検の結果から、断面欠損が生じるような鉄骨の腐食がないことを確認していること

②評価結果

- a. 評価の結果、評価対象部位に断面欠損が生じるような腐食はなかったこと

### 2.2.6.10 鉄骨の強度低下（風などによる疲労）

風などによる疲労に係る鉄骨の強度低下について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象部位等の抽出

①評価対象部位として、疲労破壊が生じるような風などによる繰り返し荷重を継続的に受ける構造物として、産業界で実績のある一般社団法人日本建築学会「建築物荷重指針・同解説(2015)」に基づき、構造物のアスペクト比が4以上の構造物を抽出していること

②抽出の結果、アスペクト比が4以上の構造物は抽出されなかったこと

## 2.2.7 上記評価対象事象以外の事象

2.2.1 から 2.2.6 の劣化事象以外の事象について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 劣化事象の抽出

①2.2.1 から 2.2.6 の劣化事象以外の事象のうち、劣化傾向監視等の劣化管理がなされていない事象で、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事象として、電気ペネトレーションの気密性の低下及び光ファイバケーブル（屋外布設）の劣化に伴う伝送光量の減少を抽出していること

(2) 評価（電気ペネトレーションの気密性の低下）

①評価対象部位等の抽出

a. 評価対象部位として、原子炉格納容器バウンダリの気密性低下を起こす可能性があるLV型モジュール及びMV型モジュールのポッティング材及びOリングを抽出していること

②現状の施設管理

a. 現状の施設管理として、定期的に原子炉格納容器漏えい率検査及び電気ペネトレーションに封入している窒素ガスの圧力確認を実施し、機器の健全性を確認していること

③評価

a. 前提条件

ア. 評価に用いる通常運転時の放射線量及び温度は、設置箇所周囲の実

測値等を用いていること。また、設計基準事故及び重大事故等における放射線量、温度及び圧力は、工事計画認可申請書記載の値を用いていること

b. 評価手法

ア. 環境認定試験による健全性評価は、高経年化技術評価で実績のある「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」(IEEE Std. 317-2013)を用い、有意な気密性の低下と判断する値となるか評価していること

c. 評価結果

ア. 評価の結果、運転開始後 60 年時点において、有意な気密性の低下と判断する値を下回ったこと

(3) 評価 (光ファイバケーブル (屋外布設) の劣化に伴う伝送光量の減少)

①評価対象機器の抽出

a. 評価対象機器として、外部からの水分混入を考慮し、屋外の埋設管路内に布設されている光ファイバケーブルを抽出していること

②現状の施設管理

- a. 定期的に光量測定を実施し、光ファイバケーブルの伝送光量を確認していること
- b. 光ファイバケーブルの伝送光量を常時監視し、伝送機能に影響を及ぼす光量減少があった場合には警報を発信する管理がなされていること

③評価

a. 評価手法

- ア. 屋外の埋設管路内に水が溜まった場合は、恒設の排水ポンプにより自動的に排水する管理が行われていること
- イ. 定期的に光量測定を実施し、傾向管理を行うことにより、伝送光量の減少傾向が認められた場合には取替等を行うとしていること

b. 評価結果

ア. 定期的な光量測定を行い、伝送光量の減少傾向が認められる場合は取替等を行うことにより、光ファイバケーブルの伝送機能の健全性を維持できること

## 2.2.8 耐震安全性評価

### 2.2.8.1 応力等評価

応力及び疲れ累積係数の評価について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物等の抽出

①耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.1 から 2.2.7 の経年劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている経年劣化事象のうち、これらの経年劣化事象が顕在化した場合に、振動応答特性上又は構造強度上から地震による影響が有意である事象を抽出していること

②評価対象機器・構造物及び部位として、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の影響を受ける機器・構造物であって、かつ応力評価及び疲れ累積評価が必要な部位を抽出していること

(2) 評価

①前提条件

a. 評価において使用する地震力は、工事計画認可申請書で使用している地震力としていること

b. 評価対象部位の劣化の想定では、運転開始後 60 年時点での推定劣化量又は取替基準値を使用していること

②評価手法

a. 評価は、社団法人日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991)等の規格に基づき、工事計画認可申請書で使用している手法に従い実施していること

b. 評価で使用する流れ加速型腐食の減肉条件は、保守的な解析条件として、減肉形状を周軸方向一様減肉としていること

c. 流れ加速型腐食を考慮した機器・構造物に対する応力評価では、取替基準値を踏まえた応力評価を行っていること

d. 疲れ累積係数評価では、2.2.1 で求めた疲れ累積係数及び環境中疲れ累積係数に、地震時の疲れ累積係数を加えて求めていること

③評価結果

a. 応力評価の結果、発生応力が許容応力を下回ったこと

b. 疲れ累積係数評価の結果、疲れ累積係数が 1 を下回ったこと

## 2.2.8.2 想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価

亀裂進展力及び応力拡大係数等の評価について、運転期間延長審査基準では「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」



としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物等の抽出

- ①耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.1 から 2.2.7 の経年劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている経年劣化事象のうち、これらの経年劣化事象が顕在化した場合に、振動応答特性上又は構造強度上から地震による影響が有意である事象を抽出していること
- ②評価対象機器・構造物及び部位として、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の影響を受ける機器・構造物であって、かつ想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価が必要な部位を抽出していること

(2) 評価

①前提条件

- a. 本評価として、評価対象機器・構造物に想定される経年劣化事象に応じて、線形破壊力学評価、弾塑性破壊力学評価又は極限荷重評価を実施していること
- b. 評価において使用する地震力は、工事計画認可申請書で使用している地震力としていること
- c. 評価対象部位の劣化の想定では、中性子照射脆化や熱時効等の靱性低下を伴う経年劣化事象について、運転開始後 60 年時点での推定劣化量を超える値として、運転年数によらず最大の推定劣化量を用いるなどの保守的な劣化量としていること。また、想定欠陥を、経年劣化事象に応じて、JEAC4206 等の規格又は文献を用いて初期欠陥から 60 年間の進展を予測し、設定していること

②評価手法

- a. 線形破壊力学評価では、経年劣化事象の評価で用いた手法を準用し、地震力を含む応力拡大係数を算出していること
- b. 弾塑性破壊力学評価では、経年劣化事象の評価で用いた手法を準用し、地震時応力及び地震力を含む亀裂進展力を算出していること
- c. 極限荷重評価では、経年劣化事象の評価で用いた手法を準用し、地震時応力を算出していること

③評価結果

- a. 線形破壊力学評価の結果、応力拡大係数が破壊靱性値を下回ったこと
- b. 弾塑性破壊力学評価の結果、亀裂進展力が亀裂進展抵抗を下回ったこと。また、地震時応力が安定限界応力を下回ったこと

- c. 極限荷重評価の結果、地震時応力が安定限界応力を下回ったこと

### 2.2.8.3 動的機能維持評価

動的機能維持評価について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

#### (1) 評価対象事象、機器・構造物等の抽出

- ①耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.1 から 2.2.7 の経年劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている経年劣化事象のうち、これらの経年劣化事象が顕在化した場合に、振動応答特性上又は構造強度上から地震による影響が有意である事象を抽出していること
- ②評価対象機器・構造物及び部位として、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の影響を受ける機器・構造物であって、かつ動的機能維持評価が必要な部位を抽出していること。また、抽出に当たっては、動的機能維持が求められる機器・構造物の周辺の機器・構造物の経年劣化が、動的機能維持が求められる機器・構造物に与える影響を考慮していること

#### (2) 評価

##### ①前提条件

- a. 機器・構造物の評価対象部位の劣化の想定では、運転開始後 60 年時点での推定劣化量又は取替基準値を使用していること

##### ②評価手法

- a. 応答加速度の算出では、工事計画認可申請書と同じ手法により地震時の応答加速度を算出していること
- b. 判定に用いる機能確認済加速度は、工事計画認可時に確認した機能確認済加速度としていること

##### ③評価結果

- a. 評価の結果、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であったこと

### 2.2.8.4 制御棒挿入性評価

制御棒挿入性の評価について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評

価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物等の抽出

- ①耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.1 から 2.2.7 の経年劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている経年劣化事象のうち、これらの経年劣化事象が顕在化した場合に、振動応答特性上又は構造強度上から地震による影響が有意である事象を抽出していること
- ②評価対象機器・構造物及び部位として、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の影響を受ける機器・構造物であって、かつ制御棒挿入性評価が必要な部位を抽出していること

(2) 評価

①前提条件

- a. 評価を行う機器・構造物の評価対象部位の劣化の想定について、制御棒クラスタ案内管の摩耗による劣化の想定は、制御棒クラスタ案内管が機能維持できる最大摩耗量としていること。また、制御棒被覆管の摩耗による劣化の想定は、被覆管の一部が 100%摩耗するとしていること

②評価手法

- a. 制御棒挿入性の評価では、経年劣化事象として摩耗を考慮し、工事計画認可申請書と同じ手法を用いて制御棒挿入時間を算出していること
- b. 制御棒挿入時間の判断基準は、工事計画認可を受けた制御棒駆動装置の規定挿入時間を使用していること

③評価結果

- a. 評価の結果、算出した制御棒挿入時間は規定挿入時間以下であったこと

## 2.2.9 耐津波安全性評価

耐津波安全性評価について、運転期間延長審査基準では「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」としている。

規制庁は、以下のとおり、申請者が実施ガイドを参照して評価を実施したこと、その評価は審査ガイドに照らして適当なものであること、評価結果が運転期間延長審査基準を踏まえたものであることを確認した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

- ①耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.1 から 2.2.7 の経年劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている経年劣化事象のうち、これらの経年劣化事象が顕在化した場合に、構造強度上及び止水性上、津波による影響が有意である事象を抽出していること

②抽出の結果、評価対象機器・構造物は抽出されなかったこと

### 3. 長期施設管理方針

規制庁は、本申請の添付6「長期施設管理方針（第119条の4関連）」について、高経年化技術評価結果において施設管理に関する方針を定めるとした項目が抽出されていることを確認したことから、長期施設管理方針が、評価結果を踏まえて作成されたものであることを確認した。

## 伊方発電所 3号炉 長期施設管理方針

(始期：2024年12月15日、適用期間：10年間)

No.	施設管理の項目	実施時期 <sup>※1</sup>
1	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第3回監視試験を実施する。	中長期
2	原子炉容器等の疲労割れについては、実績過渡回数を確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	中長期

※1 2024年12月15日からの10年間を「中長期」とする。

(案)

番 号  
年 月 日

四国電力株式会社

取締役社長 社長執行役員 名 宛て

原子力規制委員会

伊方発電所原子炉施設保安規定の変更の認可について

令和5年11月1日付け原子力発第23269号（令和6年9月18日付け原子力発第20264号により一部補正）をもって申請のありました上記の件については、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）第43条の3の24第1項の規定に基づき、認可します。

## 関連条文

## ●核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和三十二年法律第百六十六号)

(保安規定)

第四十三条の三の二十四 発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、保安規定（発電用原子炉の運転に関する保安教育、使用前事業者検査及び定期事業者検査についての規定を含む。以下この条において同じ。）を定め、発電用原子炉施設の設置の工事に着手する前に、原子力規制委員会の認可を受けなければならない。これを変更しようとするときも、同様とする。

2 原子力規制委員会は、保安規定が次の各号のいずれかに該当すると認めるときは、前項の認可をしてはならない。

一 第四十三条の三の五第一項若しくは第四十三条の三の八第一項の許可を受けたところ又は同条第三項若しくは第四項前段の規定により届け出たところによるものでないこと。

二 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十分でないものであること。

3・4 (略)

## ●実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和三十五年通商産業省令第七十七号)

(発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価)

第八十二条 法第四十三条の三の二十二第一項の規定により、発電用原子炉設置者は、運転を開始した日以後三十年を経過していない発電用原子炉に係る発電用原子炉施設について、発電用原子炉の運転を開始した日以後三十年を経過する日までに、原子力規制委員会が定める発電用原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器及び構造物（以下「安全上重要な機器等」という。）並びに次に掲げる機器及び構造物の経年劣化に関する技術的な評価を行い、この評価の結果に基づき、十年間に実施すべき当該発電用原子炉施設についての施設管理に関する方針を策定しなければならない。ただし、動作する機能を有する機器及び構造物に関し、発電用原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所については、この限りでない。

一～十六 (略)

2～5 (略)

(保安規定)

第九十二条 法第四十三条の三の二十四第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

一～十七 (略)

十八 発電用原子炉施設の施設管理に関すること（使用前事業者検査及び定期事業者検査の実施に関すること並びに経年劣化に係る技術的な評価に関すること及び長期施設管理方針を含む。）。

十九～二十一 (略)

2～5 (略)

# 高経年化技術評価の確認結果(概要)

## 参考2

③照射誘起型応力腐食割れ  
中性子の照射により、応力腐食割れの感受性が高くなり、ひび割れが発生する事象

**【伊方3確認結果】**

⇒バツフルフォーマボルトの破損予測本数は0本であり、管理損傷ポルト本数(216本)以下であった

⑤電気・計装設備の絶縁低下

電気・計装設備に使用されている絶縁物が環境要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象

**【伊方3確認結果】**

⇒有意な絶縁低下と判断する値となるまでの期間が運転開始後60年以上であったこと

⑦耐震・耐津波安全性評価

耐震設計において、必要な構造・強度に影響する劣化事象を考慮した評価  
津波を受ける浸水防護施設の経年劣化事象を考慮した評価

**【伊方3確認結果】**

⇒流れ加速型腐食等を考慮しても耐震上の許容値を満足した。耐津波安全性評価の結果、評価対象機器・構造物は抽出されなかった

⑥コンクリート構造物の強度低下

コンクリートの強度が、熱、放射線照射等により低下する事象。また、放射線の遮へい能力が熱により低下する事象

**【伊方3確認結果】**

⇒評価の結果、中性化深さは、鉄筋が腐食し始める深さにならなかった。コンクリート構造物の強度は設計強度を下回らなかった

④2相ステンレス鋼の熱時効

ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、韌性の低下を起こす事象

**【伊方3確認結果】**

⇒亀裂進展評価の結果、亀裂は貫通まで至らない。不安定破壊評価の結果、欠陥が拡大することはない

①低サイクル疲労

温度・圧力の変化によって、大きな繰り返し応力がかかる部位に割れが発生する事象

**【伊方3確認結果】**

⇒評価対象部位のすべてにおいて疲れ累積係数が1を下回った

②原子炉容器の中性子照射脆化

長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、その韌性が徐々に低下(脆化)する事象

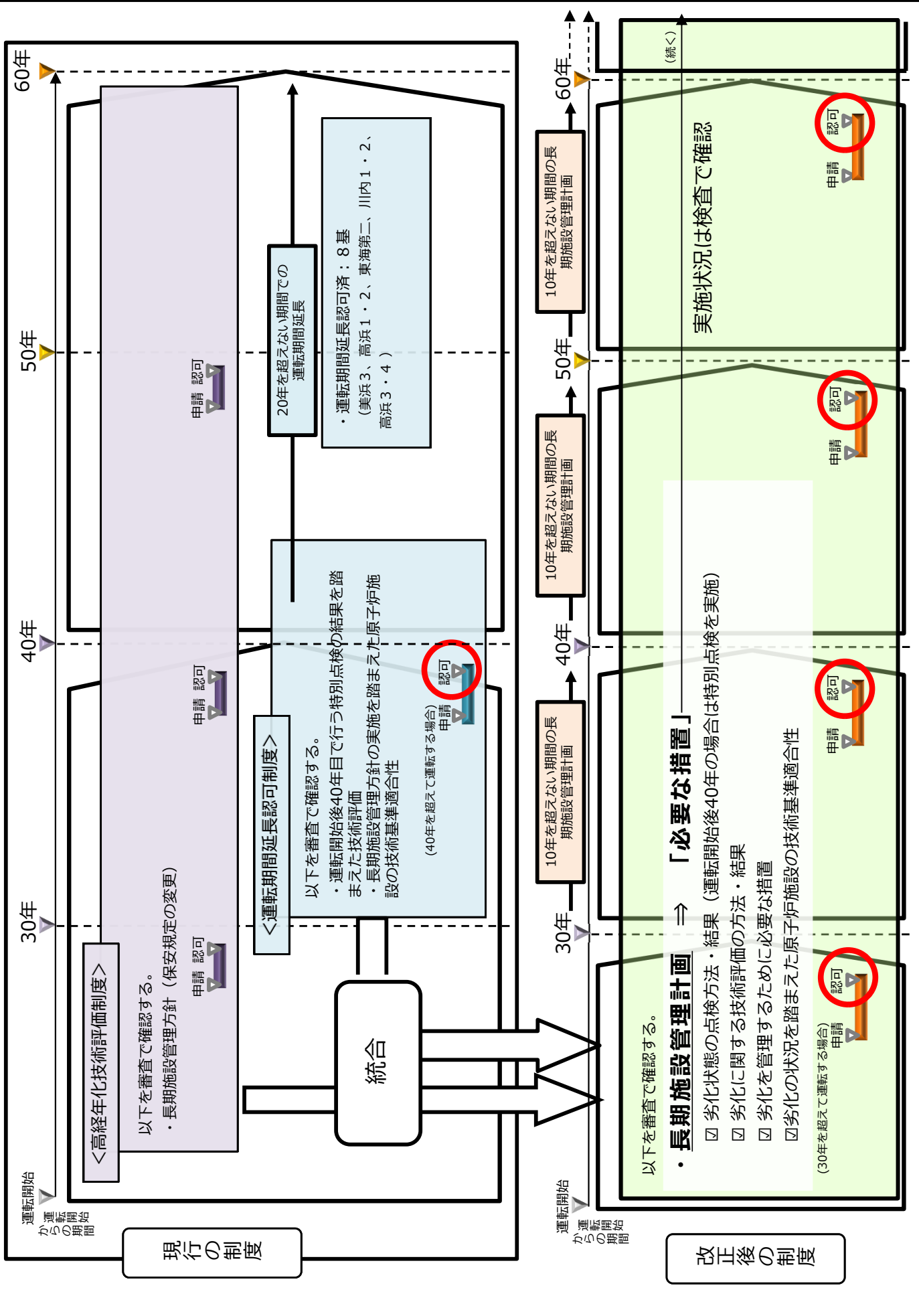
**【伊方3確認結果】**

⇒加圧熱衝撃評価の結果、原子炉容器の破損のおそれがない(破壊韌性値が応力拡大係数を上回る)。上部棚吸収エネルギーは判断基準(68J)以上であった



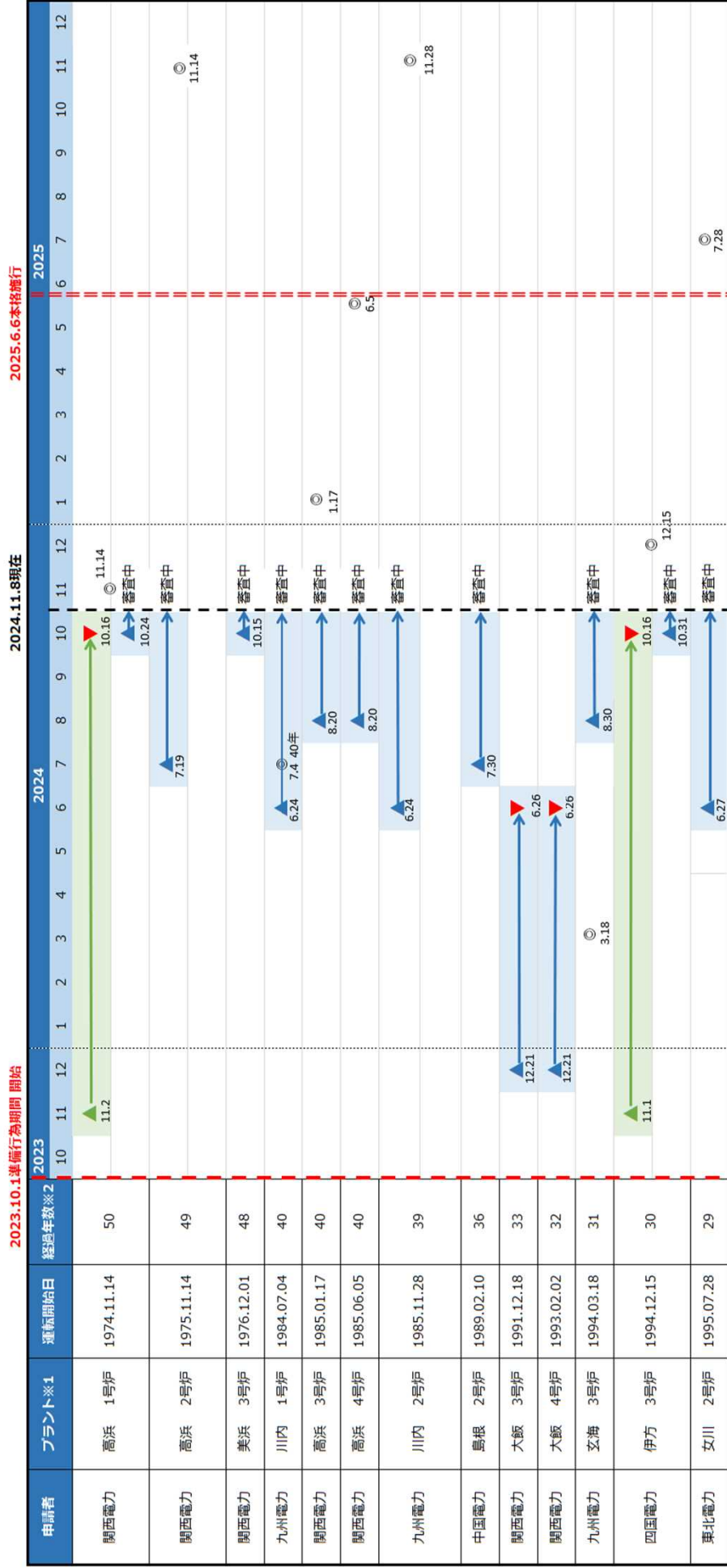
# 高経年化した原子炉の安全性を確保するための新たな制度

○：高経年化した発電用原子炉の技術基準適合性を確認するタイミング



## 新制度（長期施設管理計画）への移行に向けた措置

- 改正法の施行日（令和7年（2025年）6月6日）の時点で、運転開始から30年以上を経過している原子炉については、施行日までに長期施設管理計画の認可を受けなければ、施行日をまたいだ運転の継続はできません。そのため、令和5年10月1日から、そのような場合の計画の認可申請が可能となります。
- 長期施設管理計画の審査にあたっては、既に確認済みの高経年化技術評価等の内容を活用し、合理的な審査を行っていく方針です。



※1 本体施設の設計及び工事計画の認可処分を行ったものうち、運転開始日から起算して29年以上経過しているものについて記載。

※2 GX電源法の本格施行日（2025年6月6日）時点での経過年数を記載。