

九州電力株式会社川内原子力発電所 1号炉及び2号炉の 運転期間延長認可及び 高経年化技術評価等に係る原子炉施設保安規定変更認可

令和5年11月1日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、標記の運転期間延長認可及び保安規定変更認可を決定することについて付議するものである。

2. 経緯

令和4年10月12日に、九州電力株式会社（以下「九州電力」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（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の3第4項の規定に基づき、川内原子力発電所1号及び2号発電用原子炉施設の運転期間延長認可申請書（いずれも令和5年9月13日及び令和5年10月6日に一部補正。以下これらを「運転延長申請」と総称する。）が提出された。

運転延長申請において、九州電力は延長しようとする期間を、運転の期間が満了する日（1号炉は令和6年7月3日、2号炉は令和7年11月27日）の翌日から起算して、20年（1号炉は2044年7月3日まで、2号炉は2045年11月27日まで）としている。

また、運転延長申請と同時に、九州電力から、原子炉等規制法第43条の3の2第4第1項の規定に基づき、川内原子力発電所1号炉及び2号炉の経年劣化に関する技術的な評価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「高経年化技術評価等」という。）に関する川内原子力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（令和5年9月13日及び令和5年10月6日に一部補正。以下「保安規定変更申請」という。）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、運転延長申請に対し、原子炉等規制法第43条の3の3第5項に規定する基準である実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第114条に適合しているか、また、保安規定変更申請に対し、原子炉等規制法第43条の3の2第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から別紙3参照）

- ・川内原子力発電所1号炉及び2号炉について、現時点で適用される実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則に定める基準に適合するために必要な設計及び工事の計画の認可等の手続がなされ、設計及び工事の計画が確定していることを確認した。
- ・原子炉容器の炉心領域部の母材及び溶接部の超音波探傷試験、原子炉格納容器の腐食状況の目視試験、コンクリート構造物の圧縮強度試験等、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」を踏まえて特別点検が適切に

行われていることを確認した。また、保安規定に定める品質マネジメントシステム計画等に基づき、点検計画及び要領書の策定、要員の力量の確認、測定機器の管理等が行われていることを確認した。

- ・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、特別点検等の結果を踏まえた劣化状況評価が行われ、延長しようとする期間において「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」(以下「運転延長審査基準」という。)の要求事項に適合することを確認した。また、劣化状況評価の中で、特定重大事故等対処施設に属する機器・構造物についても評価対象となっていることを確認した。
- ・耐震安全性評価及び耐津波安全性評価として、それぞれ着目すべき経年劣化事象を考慮した上で評価が行われ、延長しようとする期間において運転延長審査基準の要求事項に適合することを確認した。
- ・保安規定に定める川内原子力発電所1号炉及び2号炉の原子炉施設の高経年化技術評価等について、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運転保守の内容と整合していることを確認した。
- ・保安規定に定める長期施設管理方針は、劣化状況評価の結果において、施設管理に関する方針を定めるとした項目について方針が適切に定められていることを確認した。(参考1及び参考2参照)

(2) 審査結果

・運転延長申請について

原子力規制庁は、審査の結果、本申請が原子炉等規制法第43条の3の3第2第5項に規定する基準である実用炉規則第114条に適合していることを確認した。(詳細は別紙1及び別紙2参照)

・保安規定変更申請について

原子力規制庁は、審査の結果、本申請が原子炉等規制法第43条の3の2第4第2項各号に定める要件のいずれにも該当しないことを確認した。(詳細は別紙3参照)

4. 運転期間延長認可処分及び保安規定変更認可処分(委員会決定事項)

(1) 運転延長申請

原子力規制庁の審査結果を踏まえ、本申請について、原子炉等規制法第43条の3の3第2第5項に規定する基準である実用炉規則第114条に適合していると認められることから、同法第43条の3の3第2項の規定に基づき、別紙4及び別紙5のとおり認可することを決定いただきたい。

(2) 保安規定変更申請

原子力規制庁の審査結果を踏まえ、本申請について、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と認められることから、同法第 4 3 条の 3 の 2 4 第 1 項の規定に基づき、別紙 6 のとおり認可することを決定いただきたい。

5 . その他

(1) 長期施設管理計画の認可制度との関係

令和 7 年 6 月 6 日に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(以下「改正法」という。)が本格施行されるため、本格施行後に引き続き発電用原子炉の運転をしようとする場合は、改正法の本格施行までの経過措置期間中(準備行為期間中)に、新制度(長期施設管理計画)での認可を受ける必要がある。

(2) 標準応答スペクトルの取り入れとの関係

標準応答スペクトルの取り入れについては、設置許可の基準に係る経過措置期間の終期を令和 6 年 4 月 2 0 日までとしており、それまでに設置変更許可を受ける必要がある。技術基準に係る経過措置期間の終期は現時点で未定であり現在は適用されておらず、今般の運転期間延長認可の審査に当たっては、認可の時点で適用されている技術基準、すなわち、標準応答スペクトルの取り入れ前の技術基準に基づき、適合性を判断している。

今後、標準応答スペクトルの取り入れ後の技術基準に適合させるための設計及び工事の計画の認可(以下「設工認」という。)がなされた場合には、事業者は、高経年化技術評価にも反映した上で、長期施設管理方針を変更する必要がある場合には、保安規定の変更の手続を行う必要がある。なお、(1)の長期施設管理計画の認可を受けた後、標準応答スペクトルを取り入れた設工認の認可がなされた場合には、事業者は、その設工認の内容に沿って劣化評価を改めて実施して、長期施設管理計画の変更の手続を行う必要がある。

[附属資料一覧]

- 別紙 1 九州電力株式会社川内原子力発電所 1号炉の運転期間延長認可申請の
実用炉規則第 1 1 4 条への適合性に関する審査結果
- 別紙 2 九州電力株式会社川内原子力発電所 2号炉の運転期間延長認可申請
の実用炉規則第 1 1 4 条への適合性に関する審査結果
- 別紙 3 九州電力株式会社川内原子力発電所の保安規定変更認可申請(1号
炉及び2号炉の高経年化技術評価等)に関する審査結果
- 別紙 4 九州電力株式会社川内原子力発電所の運転期間延長(1号発電用原
子炉施設の運転の期間の延長)の認可について(案)
- 別紙 5 九州電力株式会社川内原子力発電所の運転期間延長(2号発電用原
子炉施設の運転の期間の延長)の認可について(案)
- 別紙 6 川内原子力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 川内原子力発電所 1号炉 施設管理に関する方針
- 参考 2 川内原子力発電所 2号炉 施設管理に関する方針
- 参考 3 関連条文等

九州電力株式会社川内原子力発電所 1 号炉の
運転期間延長認可申請の
実用炉規則第 1 1 4 条への
適合性に関する審査結果

令和 5 年 11 月

原子力規制庁

目 次

1 . 審査基準 1 . の規定への適合性	1
2 . 審査基準 2 . の規定への適合性	1
2.1 特別点検の実施の確認	2
2.1.1 実施時期	2
2.1.2 対象機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法等	2
2.2 設備の劣化の状況に関する技術的な評価	5
2.2.1 劣化状況評価の実施等	6
2.2.2 低サイクル疲労	7
2.2.3 中性子照射脆化	8
2.2.4 照射誘起型応力腐食割れ	11
2.2.5 2相ステンレス鋼の熱時効	12
2.2.6 電気・計装設備の絶縁低下	14
2.2.7 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
2.2.8 上記評価対象事象以外の事象	23
2.2.9 耐震安全性評価	23
2.2.10 耐津波安全性評価	27
3 . 審査結果	28

原子力規制委員会原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は、2022年10月12日付け原発本第93号（2023年9月13日付け原発本第109号及び2023年10月6日付け原発本第132号をもって一部補正）をもって、九州電力株式会社（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3第4項の規定に基づき申請された川内原子力発電所運転期間延長認可申請書（1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）（以下「本申請」という。）が、原子炉等規制法第43条の3の3第5項に規定する基準である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条に適合するものであるかどうかについて審査した。実用炉規則第114条への適合性の審査に当たっては、その要求事項を具体化したものとして定めた「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「審査基準」という。）に適合するものであるかどうかについて審査した。

1．審査基準1．の規定への適合性

審査基準1．の規定は、運転期間延長認可の時点において、当該時点において適用されている原子炉等規制法第43条の3の14の技術上の基準に適合させるために必要となる原子炉等規制法第43条の3の9及び第43条の3の10に掲げる設計及び工事の計画がすべて同条の規定に基づく認可等の手続きにより確定していることを要求している。

規制庁は、川内原子力発電所1号発電用原子炉施設（以下「1号炉」という。）については、申請者から工事計画認可申請（平成25年7月8日付け発本原第88号により申請（平成26年9月30日付け発本原第95号、平成26年10月8日付け発本原第99号、平成27年2月27日付け発本原第175号、平成27年3月10日付け発本原第179号及び平成27年3月16日付け発本原第181号をもって一部補正））等が提出され、これらに対し、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。以下「技術基準規則」という。）に定める基準に適合するものとして認可（以下「工事計画認可」という。）がなされており、現時点において適用されている原子炉等規制法第43条の3の14の技術基準に適合させるために必要となる設計及び工事の計画が確定していることを確認したことから、審査基準1．を満足していると判断した。

2．審査基準2．の規定への適合性

審査基準2．の規定は、実用炉規則第113条第2項第2号に掲げる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果、延長しようとする期間において、同評価の対象となる機器・構造物が審査基準の表に掲げる要求事項に適合すること、又は同評価の結果、要求事項に適合しない場合には同項第3号に掲げる延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針の実施を考慮した上で、延長しようとする期間において、要求事項に適合することを要求している。

規制庁は、本申請について、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の状況の把握のための点検（以下「特別点検」という。）が適切に実施され、それを踏まえ、延長しようとする期間における運転に伴い生じる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価（以下「劣化状況評価」という。）及び延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての施設管理に関する方針（以下「施設管理方針」という。）の策定が適切に実施されていることを確認するとともに、審査基準 2 . への適合性の確認を行った。

規制庁は以下に掲げる事項を確認したことから、審査基準 2 . を満足していると判断した。

2.1 特別点検の実施の確認

本申請の添付書類 1 「川内原子力発電所 1 号炉特別点検結果報告書」により、申請者が実施した特別点検について、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」（原管 P 発第 1306197 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）、以下「運用ガイド」という。）3.1 の内容により実施されたことを以下のとおり確認した。

2.1.1 実施時期

特別点検の実施時期は、運用ガイド 3.1 では「運転開始後 35 年を経過する日以降に実施するもの」と示している。

規制庁は、1 号炉の特別点検の実施時期について、1 号炉の運転開始後 35 年を経過する日（令和元年 7 月 3 日）以降である、令和 2 年 4 月から令和 4 年 2 月の間で実施されていることを確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

2.1.2 対象機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法等

特別点検の対象機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法等については、運用ガイド 3.1 の内容により実施することを示している。

規制庁は、特別点検の対象機器・構造物ごとに、以下の内容を確認した。

2.1.2.1 原子炉容器

2.1.2.1.1 母材及び溶接部

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- （ 1 ）特別点検の実施に関する業務は、川内原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第 3 条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- （ 2 ）特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること

- (3) 点検対象の部位は、原子炉容器の母材及び溶接部で炉心領域の 100%としていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象である中性子照射脆化に対し、これまでの点検検査等で実績のある社団法人日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(JEAC4207-2008) を準用していること。また、具体的実施方法として、通常の供用期間中検査で実施している斜角 45°、斜角 60° 及び垂直に加え、内表面近傍の欠陥を確認するために斜角 70° の超音波探傷試験を実施していること
- (5) 点検を行う試験員として、一般社団法人日本非破壊検査協会による非破壊試験技術者資格の超音波探傷試験レベル 2 以上の資格を有する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

2.1.2.1.2 1次冷却材ノズルコーナー部

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- (1) 特別点検の実施に関する業務は、保安規定第 3 条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- (2) 特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること
- (3) 点検対象の部位は、1 次冷却材ノズルコーナー部として、入口管台及び出口管台の全数（入口管台 3 箇所、出口管台 3 箇所）としていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象の疲労に対し、これまでの点検検査等で実績のある社団法人日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」(JEAG4217-2010)（以下「JEAG4217」という。）を準用していること
- (5) 点検を行う試験員として、一般社団法人日本非破壊検査協会による非破壊試験技術者資格の渦流探傷試験レベル 2 以上の資格を有する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

2.1.2.1.3 炉内計装筒

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- (1) 特別点検の実施に関する業務は、保安規定第 3 条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- (2) 特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実

施していること

- (3) 点検対象の部位は、炉内計装筒全数の原子炉内側からの溶接部と炉内計装筒内面の溶接熱影響部としていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象の応力腐食割れに対し、原子炉内側からの溶接部には、これまでの点検検査等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維持規格（以下「維持規格」という。）（2008年版）」（JSME S NA1-2008）による目視試験（MVT-1）を準用していること。また、炉内計装筒内面の溶接熱影響部には、JEAG4217による渦流探傷試験を準用していること
- (5) 点検を行う試験員として、原子炉内側からの溶接部は、日本工業規格「非破壊試験技術者の資格及び認証」（JIS Z 2305:2013）7.4項の視力の要求事項を満足する者が実施していること。また、炉内計装筒内面の溶接熱影響部は、一般社団法人日本非破壊検査協会による非破壊試験技術者資格の渦流探傷試験レベル2以上の資格を有する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

2.1.2.2 原子炉格納容器

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- (1) 特別点検の実施に関する業務は、保安規定第3条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- (2) 特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること
- (3) 点検対象の部位は、原子炉格納容器鋼板のうち、接近できる点検可能範囲の全てとしていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象の腐食に対し、維持規格（2012年版、2013年追補版、2014年追補版）（JSME S NA1-2012/2013/2014）による目視試験（VT-4）を準用していること
- (5) 点検を行う試験員として、一般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。）（2012年版）」（JSME S NC1-2012）GTN-8130項の試験技術者の要求事項を満足する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、有意な塗膜の劣化や腐食は認められなかったこと

2.1.2.3 コンクリート構造物

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点

検を実施していることを確認した。

- (1) 特別点検の実施に関する業務は、保安規定第 3 条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- (2) 特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること
- (3) 点検対象の部位は、安全機能を有するコンクリート構造物、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並びに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としていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象の強度低下及び遮蔽能力低下に対し、強度は日本工業規格「コンクリートの圧縮強度試験方法」(JIS A 1108:2018)、遮蔽能力は日本建築学会「コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法」(JASS 5N T-601:2013) に準じた方法、中性化深さは日本工業規格「コンクリートの中性化深さの測定方法」(JIS A 1152:2018)、塩分浸透は日本産業規格「硬化コンクリート中に含まれる塩化物イオンの試験方法」(JIS A 1154:2020)、アルカリ骨材反応はコアサンプルの実体顕微鏡観察等、これまでの点検検査等で実績のある方法を用いていること。また、対象のコンクリート構造物の部位ごとに、運用ガイドで定める点検項目（強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応）を実施していること
- (5) 点検を行う試験員として、建築士（1 級建築士又は 2 級建築士）、技術士（建設部門又は応用理学部門）、施工管理技士（1 級土木施工管理技士、2 級土木施工管理技士、1 級建築施工管理技士又は 2 級建築施工管理技士）、公益社団法人日本コンクリート工学会認定資格のコンクリート主任技士、コンクリート技士、コンクリート診断士のうち、いずれかの資格を有する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、得られた測定値等を劣化状況評価で使用していること

2.2 設備の劣化の状況に関する技術的な評価

本申請の添付書類 2「川内原子力発電所 1 号炉劣化状況評価書」及び添付書類 3「川内原子力発電所 1 号炉施設管理に関する方針書」について、申請者による当該評価等の業務が運用ガイド 3.2 及び 3.3 の内容により実施されたこと、劣化状況評価及び施設管理方針が審査基準の要求事項を満足していることを以下のとおり確認した。

2.2.1 劣化状況評価の実施等

劣化状況評価の実施等について、運用ガイド 3.2 では「実用炉規則第 8 2 条第 2 項に規定する運転開始後 40 年を迎える発電用原子炉に係る発電用原子炉施設について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。）におけるものと同様とする」としていることから、「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。）の内容により実施されているか、以下の確認を行った。

2.2.1.1 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」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の内容に基づき業務を実施していることを確認した。

- (1) 1号炉の高経年化技術評価に係る実施体制として、原子力発電本部の原子力管理部長を統括責任者とし、原子力発電本部原子力経年対策グループ、土木建築本部調査・計画グループ等から構成される体制を構築していること
- (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等として、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の反映については、運転開始後30年時点で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、試験研究の成果等技術的知見をもって検証するとともに、長期施設管理方針の意図した効果が現実に得られているかなどの有効性確認を行っていること
- (5) 特別点検の結果を反映していること

2.2.1.2 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のすべてとすること」と示している。

規制庁は、評価対象機器・構造物の抽出について、以下によ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、系統図、ブロック図等を用いて抽出していること

2.2.2 低サイクル疲労

2.2.2.1 低サイクル疲労の評価

低サイクル疲労について、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を下回ることを要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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、漏えい確認、点検検査等が実施され、有意な欠陥のないことなどが確認されていること

特別点検として、原子炉容器1次冷却材出入口管台ノズルコーナー部の渦流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

前提条件

- a. 運転開始から評価実施日までの過渡回数は、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年時点の過渡回数は、申請者が運転を行うとしている令和2年3月から運転開始後60年時点の期間において、運転開始から評価実施日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

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設計・建設規格(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

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

2.2.2.2 施設管理方針

施設管理方針については、2.2.2.1に示す評価の結果、審査基準の要求事項を満足している

が、更なる対応として以下に掲げる事項を確認した。

- (1) 長期¹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、実績過度回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過度回数を上回らないことを確認する」と設定していること

2.2.3 中性子照射脆化

2.2.3.1 加圧熱衝撃評価

加圧熱衝撃評価について、審査基準では「加圧熱衝撃評価の結果、原子炉压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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位として、中性子照射量と応力の組合せから靱性が低下する原子炉容器炉心領域部を抽出していること

(2) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、炉心領域部の母材及び溶接部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

前提条件

- a. 監視試験片の取り出し時期を、運用ガイドで「運転開始後 30 年を経過する日から 10 年以内のできるだけ遅い時期」と示しているのに対し、運転開始後 30 年を経過する日(平成 26 年 7 月 3 日)から 10 年以内である令和元年 8 月に取り出し、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。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

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、

¹ 長期とは 2024 年 7 月 4 日からの 20 年間のことをいう。

実施ガイドに定めているとおり、将来の設備利用率の値を 80%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していること

- b. 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、D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

評価結果

- a. 評価の結果、加圧熱衝撃評価により求めた運転開始後 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

2.2.3.2 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、審査基準では「原子炉压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。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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位として、中性子照射量と応力の組合せから靱性が低下する原子炉容器炉心領域部を抽出していること

(2) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、炉心領域部の母材及び溶接部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

前提条件

- a. 監視試験片の取り出し時期を、運用ガイドで「運転開始後 30 年を経過する日から

10年以内のできるだけ遅い時期」と示しているのに対し、運転開始後30年を経過する日(平成26年7月3日)から10年以内である令和元年8月に取り出し、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柵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

評価手法

- a. 運転開始後60年時点の上部柵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柵吸収エネルギー減少率の予測」を用いていること

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柵吸収エネルギーの値は母材で164J、溶接金属で183J、熱影響部で175Jであり、68J以上であったこと

2.2.3.3 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価

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、1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、1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若しく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、2.2.3.1から2.2.3.2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

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、設定可能な1次冷却材の温度・圧力の制限範囲内にあることを確認していること

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、設定可能な1次冷却材の温度・圧力の制限範囲内にあったこと

2.2.3.4 施設管理方針

施設管理方針については、2.2.3.1から2.2.3.3に示す評価の結果、審査基準の要求事項を満足しているが、運用ガイド3.3では「運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行う監視試験の計画」を記載することを示していることから、以下に掲げる事項を確認した。

- (1) 中長期²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6回監視試験を実施する」と設定していること

2.2.4 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、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に定める基準に適合すること」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

- (1) 評価対象機器等の抽出

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 1×10^{21} n/cm² (E>0.1MeV) 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

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、炉心槽等の炉内構造物を構成する部位としていること

- (2) 現状の施設管理

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

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．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を、各部位の中

² 中長期とは2024年7月4日からの10年間のことをいう。

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 1×10^{21} n/cm² (E>0.1MeV) 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ツフ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ツフ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．バツフ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 [バツフルフォーマボルト] (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．バツフ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、バツフルフォーマボルトの損傷ボルト数を全バツフ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 年時点でのバツフルフォーマボルトの損傷ボルト数は、全バツフルフォーマボルト数の 20% 以下であったこと

2.2.5 2 相ステンレス鋼の熱時効

ステンレス鋼鑄鋼の熱時効について、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位として、ステンレス鋼鑄鋼を使用し、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) 評価

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までの過渡回数として、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 年時点の過渡回数として、申請者が運転を行うとしている令和 2 年 3 月から運転開始後 60 年時点の期間において、運転開始から評価実施日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

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 (STEP) (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, B 並びに重大事故等時の内圧、自重、熱及び地震力を用いていること

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

2.2.6 電気・計装設備の絶縁低下

2.2.6.1 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位は、2.2.1.2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

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、傾向管理を行うことにより、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

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る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

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

2.2.6.2 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位として、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

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、工事計画認可記載の値を用いていること

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 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

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は、運転開始後60年以上であったこと

2.2.7 コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下、鉄骨の強度低下

2.2.7.1 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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
特別点検として、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

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、DORT コードによるガンマ発熱量分布から算出していること

評価手法

- a. 評価対象部位の最高温度を、DORT コード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

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 56 、原子炉容器サポート直下部で約 55 であり、制限値 65 を超えなかったこと

2.2.7.2 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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
特別点検として、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

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

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して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³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⁴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

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

2.2.7.3 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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、塗装の有無及び特別点検による中性化深さの実測値に基づき抽出していること

(2) 現状の施設管理及び特別点検

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。また、中性化深さ試験が実施され、中性化の状況が把握されていること

特別点検として、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

³ 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)

⁴ H.K.Hilsdorf, J.Kropp, and H.J.Koch「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」(SP 55-10)

ていること。また、中性化深さ試験が実施され、中性化深さが測定されていること

(3) 評価

前提条件

- a. 評価時点での中性化深さは、特別点検により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

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⁵、岸谷式⁶及び実測値に基づく t 式⁷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「原子力施設における建築物の維持管理基準・同解説」(平成 27 年 12 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

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

2.2.7.4 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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である取水構造物(気中帯、干満帯、海中帯)を抽出していること。また、評価点は特別点検による塩化物イオン濃度の実測値から抽出していること

(2) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、塩分浸透試験が実施され、深さ方向の塩化物イオン濃度が測定されていること

⁵ 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)

⁶ 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)

⁷ 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」(平成 30 年 10 月)

(3) 評価

前提条件

- a. 評価時点での塩化物イオン濃度は、特別点検により測定した値を用いていること

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⁸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⁸により算出した値を用いていること

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

2.2.7.5 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、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を要求している。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、実体顕微鏡観察等が実施され、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のないことが確認されていること

(3) 評価

評価手法

- a. 現状の施設管理による目視点検の結果から、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. 特別点検のコアサンプルの実体顕微鏡観察等の結果から、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を確認していること

⁸ 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)

- c. モルタルバー法^{9,10}又は化学法¹¹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

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。特別点検で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。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

2.2.7.6 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

（１）評価対象部位等の抽出

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設備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）現状の施設管理及び特別点検

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
特別点検として、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

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

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

2.2.7.7 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、審査基準では「評価対象部位に凍結融解に

⁹ ASTM C227:1981 及び JASS 5N T-201:1985 (ASTM C227: Standard Test Method for Potential Alkali Reactivity of Cement-Aggregate Combinations (Mortar-Bar Method), JASS 5N T-201: 日本建築学会「骨材の反応性試験方法(案)」)

¹⁰ JIA A 1146:2017 (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))

¹¹ JIS A 1145:2017 (JIS A 1145: 骨材のアルカリシリカ反応性試験方法(化学法))

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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

評価対象部位として、全てのコンクリート構造物を対象としていること

(2) 現状の施設管理

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

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 (2018)」による凍害危険度の分布により、川内原子力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

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。川内原子力発電所の立地地域は凍害危険度 1 の区域であり、凍結融解が生じる可能性は低いこと

2.2.7.8 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、乾燥単位容積質量試験が実施され、遮蔽能力が確認されていること

(3) 評価

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、DORT コードによるガンマ発熱量分布から算出していること
- c. 1次遮蔽壁の遮蔽能力は、特別点検の測定結果から設計条件を満足していることを確認していること

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

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 56℃、原子炉容器サポート直下部で約 55℃であり、中性子遮蔽のコンクリート温度の基準値(88℃)、ガンマ線遮蔽のコンクリート温度の基準値(177℃)を下回ったこと

2.2.7.9 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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

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

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

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

2.2.7.10 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、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ことを要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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から、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

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

2.2.8 上記評価対象事象以外の事象

2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象以外の事象について、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

2.2.2 から 2.2.7 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を抽出していること

(2) 評価

評価手法

- a. 劣化傾向監視等の劣化管理がなされていない事象について、劣化の進展の傾向の有無を評価していること
- b. 評価は、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確認していること

評価結果

- a. 評価の結果、劣化傾向監視等の劣化管理がなされていない全ての劣化事象について、経年劣化の進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいことが確認されたこと

2.2.9 耐震安全性評価

2.2.9.1 応力等評価

応力及び疲れ累積係数の評価について、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事

項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、耐震安全上考慮する必要が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評価対象部位を抽出していること

(2) 評価

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

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、2.2.2 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

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

2.2.9.2 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に

加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、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評価対象部位を抽出していること

（２）評価

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、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

評価手法

- a. 線形破壊力学評価では、劣化状況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、劣化状況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、劣化状況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

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

2.2.9.3 動的機能維持評価

動的機能維持評価について、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、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評価対象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

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

評価手法

- a. 応答加速度の算出では、工事計画認可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

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

2.2.9.4 制御棒挿入性評価

制御棒挿入性の評価について、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、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評価対象部位を抽出していること

(2) 評価

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の劣化の想定は、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の劣化の想定は、被覆管の一部が 100% 摩耗するとしていること

評価手法

- a. 制御棒挿入性の評価では、劣化事象として摩耗を考慮し、工事計画認可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

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

2.2.10 耐津波安全性評価

耐津波安全性評価について、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を要求している。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、工事計画認可に基づく浸水防護施設のうち、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の影響を受ける機器・構造物であって、津波時に発生する応力等の評価が必要な評価対象部位である計測制御設備（取水ピット水位）の基礎ボルトを抽出していること

(2) 評価

前提条件

- a. 評価を行う機器・構造物の対象部位の劣化の想定について、計測制御設備（取水ピット水位）の基礎ボルトは、運転開始後 60 年時点での推定劣化量を使用していること

評価方法

- a. 評価は工事計画認可で使用している手法に従い実施していること

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

3. 審査結果

規制庁は1.及び2.の事項を確認できたことから、本申請が原子炉等規制法第43条の3の32第5項に規定する基準である実用炉規則第114条に適合しているものと判断した。

九州電力株式会社川内原子力発電所 2 号炉の
運転期間延長認可申請の
実用炉規則第 1 1 4 条への
適合性に関する審査結果

令和 5 年 11 月

原子力規制庁

目 次

1 . 審査基準 1 . の規定への適合性	1
2 . 審査基準 2 . の規定への適合性	1
2.1 特別点検の実施の確認	2
2.1.1 実施時期	2
2.1.2 対象機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法等	2
2.2 設備の劣化の状況に関する技術的な評価	5
2.2.1 劣化状況評価の実施等	5
2.2.2 低サイクル疲労	7
2.2.3 中性子照射脆化	8
2.2.4 照射誘起型応力腐食割れ	11
2.2.5 2相ステンレス鋼の熱時効	12
2.2.6 電気・計装設備の絶縁低下	13
2.2.7 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
2.2.8 上記評価対象事象以外の事象	23
2.2.9 耐震安全性評価	23
2.2.10 耐津波安全性評価	27
3 . 審査結果	28

原子力規制委員会原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は、2022年10月12日付け原発本第94号（2023年9月13日付け原発本第110号及び2023年10月6日付け原発本第133号をもって一部補正）をもって、九州電力株式会社（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3第4項の規定に基づき申請された川内原子力発電所運転期間延長認可申請書（2号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）（以下「本申請」という。）が、原子炉等規制法第43条の3の3第5項に規定する基準である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条に適合するものであるかどうかについて審査した。実用炉規則第114条への適合性の審査に当たっては、その要求事項を具体化したものとして定めた「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「審査基準」という。）に適合するものであるかどうかについて審査した。

1．審査基準1．の規定への適合性

審査基準1．の規定は、運転期間延長認可の時点において、当該時点において適用されている原子炉等規制法第43条の3の14の技術上の基準に適合させるために必要となる原子炉等規制法第43条の3の9及び第43条の3の10に掲げる設計及び工事の計画がすべて同条の規定に基づく認可等の手続きにより確定していることを要求している。

規制庁は、川内原子力発電所2号発電用原子炉施設（以下「2号炉」という。）については、申請者から工事計画認可申請（平成25年7月8日付け発本原第89号により申請（平成26年10月24日付け発本原第114号及び平成27年4月28日付け発本原第25号をもって一部補正））等が提出され、これらに対し、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。以下「技術基準規則」という。）に定める基準に適合するものとして認可（以下「工事計画認可」という。）がなされており、現時点において適用されている原子炉等規制法第43条の3の14の技術基準に適合させるために必要となる設計及び工事の計画が確定していることを確認したことから、審査基準1．を満足していると判断した。

2．審査基準2．の規定への適合性

審査基準2．の規定は、実用炉規則第113条第2項第2号に掲げる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果、延長しようとする期間において、同評価の対象となる機器・構造物が審査基準の表に掲げる要求事項に適合すること、又は同評価の結果、要求事項に適合しない場合には同項第3号に掲げる延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針の実施を考慮した上で、延長しようとする期間において、要求事項に適合することを要求している。

規制庁は、本申請について、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の状況の把握のための点検（以下「特別点検」という。）が適切に実施され、それを踏まえ、

延長しようとする期間における運転に伴い生じる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価（以下「劣化状況評価」という。）及び延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての施設管理に関する方針（以下「施設管理方針」という。）の策定が適切に実施されていることを確認するとともに、審査基準 2 . への適合性の確認を行った。

規制庁は以下に掲げる事項を確認したことから、審査基準 2 . を満足していると判断した。

2.1 特別点検の実施の確認

本申請の添付書類 1 「川内原子力発電所 2 号炉特別点検結果報告書」により、申請者が実施した特別点検について、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」（原管 P 発第 1306197 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）、以下「運用ガイド」という。）3.1 の内容により実施されたことを以下のとおり確認した。

2.1.1 実施時期

特別点検の実施時期は、運用ガイド 3.1 では「運転開始後 35 年を経過する日以降に実施するもの」と示している。

規制庁は、2 号炉の特別点検の実施時期について、2 号炉の運転開始後 35 年を経過する日（令和 2 年 11 月 27 日）以降である、令和 2 年 11 月 28 日から令和 4 年 7 月の間で実施されていることを確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

2.1.2 対象機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法等

特別点検の対象機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法等については、運用ガイド 3.1 の内容により実施することを示している。

規制庁は、特別点検の対象機器・構造物ごとに、以下の内容を確認した。

2.1.2.1 原子炉容器

2.1.2.1.1 母材及び溶接部

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- （ 1 ）特別点検の実施に関する業務は、川内原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第 3 条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- （ 2 ）特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること
- （ 3 ）点検対象の部位は、原子炉容器の母材及び溶接部で炉心領域の 100%としていること

- (4) 点検方法は、着目する劣化事象である中性子照射脆化に対し、これまでの点検検査等で実績のある一般社団法人日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(JEAC4207-2016)を準用していること。また、具体的実施方法として、通常の供用期間中検査で実施している斜角45°、斜角60°及び垂直に加え、内表面近傍の欠陥を確認するために斜角70°の超音波探傷試験を実施していること
- (5) 点検を行う試験員として、一般社団法人日本非破壊検査協会による非破壊試験技術者資格の超音波探傷試験レベル2以上の資格を有する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

2.1.2.1.2 1次冷却材ノズルコーナー部

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- (1) 特別点検の実施に関する業務は、保安規定第3条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- (2) 特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること
- (3) 点検対象の部位は、1次冷却材ノズルコーナー部として、入口管台及び出口管台の全数(入口管台3箇所、出口管台3箇所)としていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象の疲労に対し、これまでの点検検査等で実績のある社団法人日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」(JEAG4217-2010)(以下「JEAG4217」という。)を準用していること
- (5) 点検を行う試験員として、一般社団法人日本非破壊検査協会による非破壊試験技術者資格の渦流探傷試験レベル2以上の資格を有する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

2.1.2.1.3 炉内計装筒

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- (1) 特別点検の実施に関する業務は、保安規定第3条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- (2) 特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること

- (3) 点検対象の部位は、炉内計装筒全数の原子炉内側からの溶接部と炉内計装筒内面の溶接熱影響部としていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象の応力腐食割れに対し、原子炉内側からの溶接部には、これまでの点検検査等で実績のある一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2012年版/2013年追補版/2014年追補版)」(JSME S NA1-2012/2013/2014)(以下「維持規格」という。)による目視試験(MVT-1)を準用していること。また、炉内計装筒内面の溶接熱影響部には、JEAG4217による渦流探傷試験を準用していること
- (5) 点検を行う試験員として、原子炉内側からの溶接部は、日本工業規格「非破壊試験技術者の資格及び認証」(JIS Z 2305:2013)7.4項の視力の要求事項を満足する者が実施していること。また、炉内計装筒内面の溶接熱影響部は、一般社団法人日本非破壊検査協会による非破壊試験技術者資格の渦流探傷試験レベル2以上の資格を有する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、有意な欠陥は認められなかったこと

2.1.2.2 原子炉格納容器

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- (1) 特別点検の実施に関する業務は、保安規定第3条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- (2) 特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること
- (3) 点検対象の部位は、原子炉格納容器鋼板のうち、接近できる点検可能範囲の全てとしていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象の腐食に対し、維持規格による目視試験(VT-4)を準用していること
- (5) 点検を行う試験員として、一般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。)(2012年版)」(JSME S NC1-2012)GTN-8130項の試験技術者の要求事項を満足する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、有意な塗膜の劣化や腐食は認められなかったこと

2.1.2.3 コンクリート構造物

規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、申請者が運用ガイドの内容に基づき点検を実施していることを確認した。

- (1) 特別点検の実施に関する業務は、保安規定第 3 条の品質マネジメントシステム計画及びその下位規定を準用して実施していること
- (2) 特別点検の実施に当たっては、品質マネジメントシステム計画及びその下位規定に基づき、点検計画及び要領書の策定、点検の実施、要員の力量の確認、測定機器の管理等を実施していること
- (3) 点検対象の部位は、安全機能を有するコンクリート構造物、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並びに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としていること
- (4) 点検方法は、着目する劣化事象の強度低下及び遮蔽能力低下に対し、強度は日本工業規格「コンクリートの圧縮強度試験方法」(JIS A 1108:2018)、遮蔽能力は日本建築学会「コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法」(JASS 5N T-601:2013) に準じた方法、中性化深さは日本工業規格「コンクリートの中性化深さの測定方法」(JIS A 1152:2018)、塩分浸透は日本産業規格「硬化コンクリート中に含まれる塩化物イオンの試験方法」(JIS A 1154:2020)、アルカリ骨材反応はコアサンプルの実体顕微鏡観察等、これまでの点検検査等で実績のある方法を用いていること。また、対象のコンクリート構造物の部位ごとに、運用ガイドで定める点検項目(強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応) を実施していること
- (5) 点検を行う試験員として、建築士(1 級建築士又は 2 級建築士)、技術士(建設部門又は応用理学部門)、施工管理技士(1 級土木施工管理技士、2 級土木施工管理技士、1 級建築施工管理技士又は 2 級建築施工管理技士)、公益社団法人日本コンクリート工学会認定資格のコンクリート主任技士、コンクリート技士、コンクリート診断士のうち、いずれかの資格を有する者が実施していること
- (6) 点検は、要領書に従い実施され、点検記録が作成されていること
- (7) 点検の結果、得られた測定値等を劣化状況評価で使用していること

2.2 設備の劣化の状況に関する技術的な評価

本申請の添付書類 2「川内原子力発電所 2 号炉劣化状況評価書」及び添付書類 3「川内原子力発電所 2 号炉施設管理に関する方針書」について、申請者による当該評価等の業務が運用ガイド 3.2 及び 3.3 の内容により実施されたこと、劣化状況評価及び施設管理方針が審査基準の要求事項を満足していることを以下のとおり確認した。

2.2.1 劣化状況評価の実施等

劣化状況評価の実施等について、運用ガイド 3.2 では「実用炉規則第 8 2 条第 2 項に規定する運転開始後 40 年を迎える発電用原子炉に係る発電用原子炉施設について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。) におけるものと同様とする」としていること

から、「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。)の内容により実施されているか、以下の確認を行った。

2.2.1.1 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」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の内容に基づき業務を実施していることを確認した。

- (1) 2号炉の高経年化技術評価に係る実施体制として、原子力発電本部の原子力管理部長を統括責任者とし、原子力発電本部原子力経年対策グループ、土木建築本部調査・計画グループ等から構成される体制を構築していること
- (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等として、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の反映については、運転開始後30年時点で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、試験研究の成果等技術的知見をもって検証するとともに、長期施設管理方針の意図した効果が現実に得られているかなどの有効性確認を行っていること
- (5) 特別点検の結果を反映していること

2.2.1.2 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のすべてとすること」と示している。

規制庁は、評価対象機器・構造物の抽出について、以下によ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、系統図、ブロック図等を用いて抽出していること

2.2.2 低サイクル疲労

2.2.2.1 低サイクル疲労の評価

低サイクル疲労について、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を下回ることを要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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、漏えい確認、点検検査等が実施され、有意な欠陥のないことなどが確認されていること

特別点検として、原子炉容器1次冷却材出入口管台ノズルコーナー部の渦流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

前提条件

a. 運転開始から評価実施日までの過渡回数は、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年時点の過渡回数は、申請者が運転を行うとしている令和2年3月から運転開始後60年時点の期間において、運転開始から評価実施日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

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設計・建設規格(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

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

2.2.2.2 施設管理方針

施設管理方針については、2.2.2.1に示す評価の結果、審査基準の要求事項を満足している

が、更なる対応として以下に掲げる事項を確認した。

- (1) 長期¹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、実績過度回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過度回数を上回らないことを確認する」と設定していること

2.2.3 中性子照射脆化

2.2.3.1 加圧熱衝撃評価

加圧熱衝撃評価について、審査基準では「加圧熱衝撃評価の結果、原子炉压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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

- (1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位として、中性子照射量と応力の組合せから靱性が低下する原子炉容器炉心領域部を抽出していること

- (2) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、炉心領域部の母材及び溶接部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

前提条件

- a. 監視試験片の取り出し時期を、運用ガイドで「運転開始後 30 年を経過する日から 10 年以内のできるだけ遅い時期」と示しているのに対し、運転開始後 30 年を経過する日（平成 27 年 11 月 27 日）から 10 年以内である令和 2 年 8 月に取り出し、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。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

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、実施ガイドに定めたとおり、将来の設備利用率の値を 80% 以上かつ将来の運

¹ 長期とは 2025 年 11 月 28 日からの 20 年間のことをいう。

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. 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、D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

評価結果

- a. 評価の結果、加圧熱衝撃評価により求めた運転開始後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

2.2.3.2 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、審査基準では「原子炉压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。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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位として、中性子照射量と応力の組合せから靱性が低下する原子炉容器炉心領域部を抽出していること

(2) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、炉心領域部の母材及び溶接部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

前提条件

- a. 監視試験片の取り出し時期を、運用ガイドで「運転開始後30年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期」と示しているのに対し、運転開始後30年を経過

する日（平成 27 年 11 月 27 日）から 10 年以内である令和 2 年 8 月に取り出し、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柵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

評価手法

- a. 運転開始後 60 年時点の上部柵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柵吸収エネルギー減少率の予測」を用いていること

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柵吸収エネルギーの値は母材で 202J、溶接金属で 191J、熱影響部で 193J であり、68J 以上であったこと

2.2.3.3 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価

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、2 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、2 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若しく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、2.2.3.1 から 2.2.3.2 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

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、設定可能な 1 次冷却材の温度・圧力の制限範囲内にあることを確認していること

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、設定可能な1次冷却材の温度・圧力の制限範囲内にあったこと

2.2.3.4 施設管理方針

施設管理方針については、2.2.3.1 から 2.2.3.3 に示す評価の結果、審査基準の要求事項を満足しているが、運用ガイド 3.3 では「運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行う監視試験の計画」を記載することを示していることから、以下に掲げる事項を確認した。

- (1) 中長期²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 5 回監視試験を実施する」と設定していること

2.2.4 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、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に定める基準に適合すること」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

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 1×10^{21} n/cm² (E>0.1MeV) 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

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、炉心槽等の炉内構造物を構成する部位としていること

(2) 現状の施設管理

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

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．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基準を、

² 中長期とは 2025 年 11 月 28 日からの 10 年間のことをいう。

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 1×10^{21} n/cm² (E>0.1MeV) 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ツフ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ツフ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．バツフ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 [バツフルフォーマボルト] (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．バツフ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、バツフルフォーマボルトの損傷ボルト数を全バツフ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 年時点でのバツフルフォーマボルトの損傷ボルト数は、全バツフルフォーマボルト数の 20% 以下であったこと

2.2.5 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

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) 評価

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までの過渡回数として、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 年時点の過渡回数として、申請者が運転を行うとしている令和 2 年 3 月から運転開始後 60 年時点の期間において、運転開始から評価実施日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

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 (STEP) (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 , B 並びに重大事故等時の内圧、自重、熱及び地震力を用いていること

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

2.2.6 電気・計装設備の絶縁低下

2.2.6.1 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位は、2.2.1.2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

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、傾向管理を行うことにより、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

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

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

2.2.6.2 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより、要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位として、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

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、工事計画認可記載の値を用いていること

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 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

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は、運転開始後60年以上であったこと

2.2.7 コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下、鉄骨の強度低下

2.2.7.1 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、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

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. 評価で使用されるガンマ発熱を、DORTコードによるガンマ発熱量分布から算出していること

評価手法

- a. 評価対象部位の最高温度を、DORT コード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

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 54 であり、制限値 65 を超えなかったこと

2.2.7.2 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

（１）評価対象部位等の抽出

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）現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、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

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

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して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³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⁴の文献から、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

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

2.2.7.3 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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、塗装の有無及び特別点検による中性化深さの実測値に基づき抽出していること

(2) 現状の施設管理及び特別点検

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。また、中性化深さ試験が実施され、中性化の状況が把握されていること

特別点検として、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。また、中性化深さ試験が実施され、中性化深さが測定されていること

³ 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)

⁴ H.K.Hilsdorf, J.Kropp, and H.J.Koch「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」(SP 55-10)

(3) 評価

前提条件

- a. 評価時点での中性化深さは、特別点検により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

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⁵、岸谷式⁶及び実測値に基づく t 式⁷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「原子力施設における建築物の維持管理基準・同解説」(平成 27 年 12 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

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

2.2.7.4 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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である取水構造物(気中帯、干満帯、海中帯)を抽出していること。また、評価点は特別点検による塩化物イオン濃度の実測値から抽出していること

(2) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、塩分浸透試験が実施され、深さ方向の塩化物イオン濃度が測定されていること

⁵ 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)

⁶ 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)

⁷ 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」(平成 30 年 10 月)

(3) 評価

前提条件

- a. 評価時点での塩化物イオン濃度は、特別点検により測定した値を用いていること

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⁸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⁸により算出した値を用いていること

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

2.2.7.5 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、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を要求している。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、実体顕微鏡観察等が実施され、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のないことが確認されていること

(3) 評価

評価手法

- a. 現状の施設管理による目視点検の結果から、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. 特別点検のコアサンプルの実体顕微鏡観察等の結果から、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を確認していること

⁸ 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)

- c. モルタルバー法^{9,10}又は化学法¹¹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

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。特別点検で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。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

2.2.7.6 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

（１）評価対象部位等の抽出

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設備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）現状の施設管理及び特別点検

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
特別点検として、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

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

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

2.2.7.7 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、審査基準では「評価対象部位に凍結融解に

⁹ ASTM C227:1981 及び JASS 5N T-201:1985 (ASTM C227: Standard Test Method for Potential Alkali Reactivity of Cement-Aggregate Combinations (Mortar-Bar Method), JASS 5N T-201: 日本建築学会「骨材の反応性試験方法(案)」)

¹⁰ JIA A 1146:2017 (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))

¹¹ JIS A 1145:2017 (JIS A 1145: 骨材のアルカリシリカ反応性試験方法(化学法))

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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

評価対象部位として、全てのコンクリート構造物を対象としていること

(2) 現状の施設管理

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

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(2018)」による凍害危険度の分布により、川内原子力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

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。川内原子力発電所の立地地域は凍害危険度 1 の区域であり、凍結融解が生じる可能性は低いこと

2.2.7.8 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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) 現状の施設管理及び特別点検

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

特別点検として、乾燥単位容積質量試験が実施され、遮蔽能力が確認されていること

(3) 評価

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、DORT コードによるガンマ発熱量分布から算出していること
- c. 1次遮蔽壁の遮蔽能力は、特別点検の測定結果から設計条件を満足していることを確認していること

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

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 54℃であり、中性子遮蔽のコンクリート温度の基準値(88℃)、ガンマ線遮蔽のコンクリート温度の基準値(177℃)を下回ったこと

2.2.7.9 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、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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

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

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

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

2.2.7.10 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、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ことを要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象部位等の抽出

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から、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

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

2.2.8 上記評価対象事象以外の事象

2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象以外の事象について、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象機器等の抽出

2.2.2 から 2.2.7 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を抽出していること

(2) 評価

評価手法

- a. 劣化傾向監視等の劣化管理がなされていない事象について、劣化の進展の傾向の有無を評価していること
- b. 評価は、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確認していること

評価結果

- a. 評価の結果、劣化傾向監視等の劣化管理がなされていない全ての劣化事象について、経年劣化の進展が考えられない又は進展傾向が極めて小さいことが確認されたこと

2.2.9 耐震安全性評価

2.2.9.1 応力等評価

応力及び疲れ累積係数の評価について、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事

項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、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評価対象部位を抽出していること

(2) 評価

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

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、2.2.2 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

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

2.2.9.2 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、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に

加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、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評価対象部位を抽出していること

（２）評価

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、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

評価手法

- a. 線形破壊力学評価では、劣化状況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、劣化状況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、劣化状況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

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

2.2.9.3 動的機能維持評価

動的機能維持評価について、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を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、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評価対象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

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

評価手法

- a. 応答加速度の算出では、工事計画認可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

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

2.2.9.4 制御棒挿入性評価

制御棒挿入性の評価について、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」を要求事項としている。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、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評価対象部位を抽出していること。

(2) 評価

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の劣化の想定は、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の劣化の想定は、被覆管の一部が 100% 摩耗するとしていること

評価手法

- a. 制御棒挿入性の評価では、劣化事象として摩耗を考慮し、工事計画認可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

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

2.2.10 耐津波安全性評価

耐津波安全性評価について、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を要求している。規制庁は、以下に掲げる事項を確認できたことにより要求事項を満足していると判断した。

(1) 評価対象事象、機器・構造物の抽出

耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象として、2.2.2 から 2.2.7 の劣化事象に加え、劣化傾向監視等の劣化管理がなされている劣化事象のうち、これらの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

評価対象機器・構造物として、工事計画認可に基づく浸水防護施設のうち、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の影響を受ける機器・構造物であって、津波時に発生する応力等の評価が必要な評価対象部位である計測制御設備（取水ピット水位及び津波監視カメラ）の基礎ボルトを抽出していること

(2) 評価

前提条件

- a. 評価を行う機器・構造物の対象部位の劣化の想定について、計測制御設備（取水ピット水位及び津波監視カメラ）の基礎ボルトは、運転開始後 60 年時点での推定劣化量を使用していること

評価方法

- a. 評価は工事計画認可で使用している手法に従い実施していること

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

3 . 審査結果

規制庁は 1 . 及び 2 . の事項を確認できたことから、本申請が原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 3 2 第 5 項に規定する基準である実用炉規則第 1 1 4 条に適合しているものと判断した。

九州電力株式会社川内原子力発電所の
保安規定変更認可申請
(1 号炉及び 2 号炉の高経年化技術評価等)
に関する審査結果

令和 5 年 11 月

原子力規制庁

目 次

・ 審査結果	1
・ 申請の概要	1
・ 審査の内容	1
- 1 . 原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 2 4 第 2 項第 1 号	1
- 2 . 原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 2 4 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
3 . 長期施設管理方針	3

．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2022年10月12日付け原発本第95号（2023年9月13日付け原発本第114号及び2023年10月6日付け原発本第146号をもって一部補正）をもって、九州電力株式会社から、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（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2 4第1項の規定に基づき申請された川内原子力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2 4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2 4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。

．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。

1号炉は令和6年7月4日に、また、2号炉は令和7年11月28日に、運転を開始した日以後40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118条の6に基づき、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価を実施し、その評価結果を踏まえ施設管理の項目を抽出し、長期施設管理方針を策定したことから、保安規定第118条の6を変更するとともに、保安規定の添付として長期施設管理方針を追加する。

．審査の内容

- 1 ．原子炉等規制法第43条の3の2 4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、保安規定に定める原子炉施設の経年劣化に関する技術的な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

- 2 . 原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 2 4 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 4 3 条の 3 の 2 4 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、本申請と同時に原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 3 2 第 4 項に基づく川内原子力発電所運転期間延長認可申請（1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）（2022年10月12日付け原発本第93号により申請、2023年9月13日付け原発本第109号及び2023年10月6日付け原発本第132 号により一部補正）及び川内原子力発電所運転期間延長認可申請（2号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）（2022年10月12日付け原発本第94号により申請、2023年9月13日付け原発本第110号及び2023年10月6日付け原発本第133号により一部補正）があったことから、同申請に添付された「川内原子力発電所 1 号炉劣化状況評価書」及び「川内原子力発電所 2 号炉劣化状況評価書」¹（以下「評価書」という。）の技術的妥当性及び変更しようとする長期保守管理方針が高経年化技術評価結果を踏まえて策定されているかについては、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））、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日原子力規制庁制定））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評価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 9 2 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 1 8 号（発電用原子炉施設の施設管理）

第 1 8 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

¹ 本申請に係る高経年化技術評価は運転期間延長認可申請に係る劣化状況評価と一体として行い、当該評価の結果を記載した書類を添えて運転期間延長認可申請を行っていることから、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 9 2 条第 2 項ただし書きに基づき、本申請への高経年化技術評価書の添付は省略されている。

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。

発電用原子炉施設の経年劣化に係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

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本申請による変更後の長期施設管理方針として定められていること

長期施設管理方針及び評価書が、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

評価書の技術的妥当性に係る確認結果は、1号炉については 年 月 日付け 番号をもって認可した川内原子力発電所運転期間延長認可申請(1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長)、2号炉については 年 月 日付け 番号をもって認可した川内原子力発電所運転期間延長認可申請(2号発電用原子炉施設の運転の期間の延長)に係る審査結果に記載のとおり。

3 . 長期施設管理方針

規制庁は、本申請による変更後の長期施設管理方針について、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。

(案)

番 号
年 月 日

九州電力株式会社
代表取締役社長執行役員 名 宛て

原子力規制委員会

九州電力株式会社川内原子力発電所の運転期間延長（1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）の認可について

2022年10月12日付け原発本第93号（2023年9月13日付け原発本第109号及び2023年10月6日付け原発本第132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32第2項の規定に基づき、認可します。

(案)

番 号
年 月 日

九州電力株式会社

代表取締役社長執行役員 名 宛て

原子力規制委員会

九州電力株式会社川内原子力発電所の運転期間延長（2号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）の認可について

2022年10月12日付け原発本第94号（2023年9月13日付け原発本第110号及び2023年10月6日付け原発本第133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32第2項の規定に基づき、認可します。

(案)

番 号
年 月 日

九州電力株式会社
代表取締役社長執行役員 名 宛て

原子力規制委員会

川内原子力発電所原子炉施設保安規定の変更の認可について

2022年10月12日付け原発本第95号(2023年9月13日付け原発本第114号及び2023年10月6日付け原発本第146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。

川内原子力発電所 1 号炉 施設管理に関する方針

No.	施設管理に関する方針	実施時期 ¹
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 6 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。	長期

- 1 実施時期における、2024年7月4日からの5年間を「短期」、2024年7月4日からの10年間を「中長期」、2024年7月4日からの20年間を「長期」とする。

川内原子力発電所 2 号炉 施設管理に関する方針

No.	施設管理に関する方針	実施時期 ¹
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 5 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。	長期

- 1 実施時期における、2025年11月28日からの5年間を「短期」、2025年11月28日からの10年間を「中長期」、2025年11月28日からの20年間を「長期」とする。

関連条文等

**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 3 2 年法律第 1 6 6 号)
(運転期間延長認可関係 抄)**

(運転の期間等)

第四十三条の三の三十二 発電用原子炉設置者がその設置した発電用原子炉を運転することができる期間は、当該発電用原子炉について最初に第四十三条の三の十一第三項の確認を受けた日から起算して四十年とする。

- 2 前項の期間は、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、一回に限り延長することができる。
- 3 前項の規定により延長する期間は、二十年を超えない期間であつて政令で定める期間を超えることができない。
- 4 第二項の認可を受けようとする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、原子力規制委員会に認可の申請をしなければならない。
- 5 原子力規制委員会は、前項の認可の申請に係る発電用原子炉が、長期間の運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況を踏まえ、その第二項の規定により延長しようとする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に適合していると認めるときに限り、同項の認可をすることができる。

**実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 (昭和 5 3 年通商産業省令第 7 7 号)
(運転期間延長認可関係 抄)**

(発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の申請)

第百十三条 法第四十三条の三の三十二第四項の規定により同条第一項の発電用原子炉を運転することができる期間の延長について認可を受けようとする者は、当該期間の満了する日から起算して一年前の日までに次に掲げる事項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 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- 二 発電用原子炉を運転することができる期間の延長に係る工場又は事業所の名称及び所在地
- 三 発電用原子炉を運転することができる期間の延長の対象となる発電用原子炉の名称
- 四 延長しようとする期間

2 前項の申請書には、次に掲げる書類を添付しなければならない。ただし、第二号の評価を第八十二条第二項の評価と一体として行っている場合であって、同項の評価の結果に関する第九十二条第二項第二号に定める書類を添えて同項の規定による申請がされているときには、第二号に掲げる書類を添付することを要しない。

一 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の状況の把握のための点検の結果を記載した書類

二 延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果を記載した書類

三 延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針を記載した書類

3 (略)

(発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の基準)

第百十四条 法第四十三条の三の三十二第五項の原子力規制委員会規則で定める基準は、延長しようとする期間において、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するものとする。

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)
(保安規定変更認可関係 抄)

(保安及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置)

第四十三条の三の二十二 発電用原子炉設置者は、次の事項について、原子力規制委員会規則で定めるところにより、保安のために必要な措置(重大事故が生じた場合における措置に関する事項を含む。)を講じなければならない。

- 一 発電用原子炉施設の保全 (以下略)

(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。 (以下略)

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)
(保安規定変更認可関係 抄)

(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 工学的安全施設並びに原子炉停止系統への作動信号を発生させる機能を有する機器及び構造物
 - 二 事故時における発電用原子炉施設の状態を把握するための機能を有する機器及び構造物
 - 三 中央制御室外から発電用原子炉施設を安全に停止させるための機能を有する機器及び構造物
 - 四 原子炉冷却材を保持する機能を有する機器及び構造物であって、安全上重要な機器等でないもの
 - 五 原子炉冷却材を循環させる機能を有する機器及び構造物
 - 六 放射性物質を貯蔵する機能を有する機器及び構造物
 - 七 電源を供給する機能を有する機器及び構造物であって、安全上重要な機器等でないもの
 - 八 発電用原子炉施設を計測・制御する機能を有する機器及び構造物（第一号に掲げるものを除く。）
 - 九 発電用原子炉施設の運転を補助する機能を有する機器及び構造物
 - 十 原子核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散を防止する機能を有する機器及び構造物
 - 十一 原子炉冷却材を浄化する機能を有する機器及び構造物
 - 十二 原子炉圧力の上昇を緩和する機能を有する機器及び構造物
 - 十三 出力の上昇を抑制する機能を有する機器及び構造物
 - 十四 原子炉冷却材を補給する機能を有する機器及び構造物
 - 十五 緊急時対策を行う上で重要な機器及び構造物並びに異常状態を把握するための機能を有する機器及び構造物
 - 十六 設置許可基準規則第四十三条第二項に規定す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「常設重大事故等対処設備に属する機器等」という。）
- 2 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た発電用原子炉（法第四十三条の三の三十二第二項の規定による認可を受けたものに限る。）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四十年を経過する日までに、安全上重要な機器等並びに前項各号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、法第四十三条の三の三十二第二項の規定による認可を受けた延長する期間が満了する日までの期間において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。
- 3 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四十年を経過した発電用原子炉（法第四十三条の三の三十二第二項の規定による認可を受けたもの（当該認可を受けた延長する期間が十年を超える場合に限る。）に限る。）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五十年を経過する日までに、安全上重要な機器等並びに第一項各号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、法

第四十三条の三の三十二第二項の規定による認可を受けた延長する期間が満了する日までの期間において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。

- 4 発電用原子炉設置者は、第九十二条第一項第八号二の発電用原子炉の運転期間を変更する場合その他前三項の評価を行うために設定した条件又は評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、前三項の施設管理に関する方針（第九十二条第一項第十八号及び第二項第二号において「長期施設管理方針」という。）を変更しなければならない。
- 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 法第四十三条の三の二十四第一項の規定により保安規定の認可又はその変更の認可を受けようとする者は、次の各号に掲げる場合にあっては、それぞれ当該各号に定める書類を添えて、申請しなければならない。ただし、第二号に掲げる場合において、第八十二条第二項の評価を第百十三条第二項第二号の評価と一体として行っている場合であって、同号の評価の結果を記載した書類を添えて同条第一項の規定による申請がされているときには、第二号に定める書類を添付することを要しない。

一 （略）

二 前項第十八号に掲げる発電用原子炉施設の施設管理に関することを変更しようとする場合（第八十二条第一項から第三項までの規定により長期施設管理方針を策定し、又は同条第四項の規定により長期施設管理方針を変更しようとする場合に限る。） 第八十二条第一項から第三項までの評価の結果又は同条第四項の見直しの結果を記載した書類

- 3 （以下略）

実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定）（抄）

原子力規制委員会は、当該認可申請について、実用炉規則第 114 条に規定する認可の基準である「延長しようとする期間において、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するものとする。」への適合を確認するために審査を行うこととなる。これらを踏まえ、実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査における基準を明確にする観点から、当該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、2. 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. 運転期間延長認可の時点において、当該時点において適用されている法第 43 条の 3 の 14 の技術上の基準に適合させるために必要となる法第 43 条の 3 の 9 及び第 43 条の 3 の 10 に掲げる設計及び工事の計画がすべて同条の規定に基づく認可等の手続により確定していること。
2. 実用炉規則第 113 条第 2 項第 2 号に掲げる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果、延長しようとする期間において、同評価の対象となる機器・構造物が下表に掲げる要求事項（以下「要求事項」という。）に適合すること、又は同評価の結果、要求事項に適合しない場合には同項第 3 号に掲げる延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針の実施を考慮した上で、延長しようとする期間において、要求事項に適合すること。

評価対象事象又は評価事項	要求事項
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	<p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。

	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 <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	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。
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	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を。
		放射線照射	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を。
		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を。
		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を。
		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を。
		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を。
		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を。

	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</p>

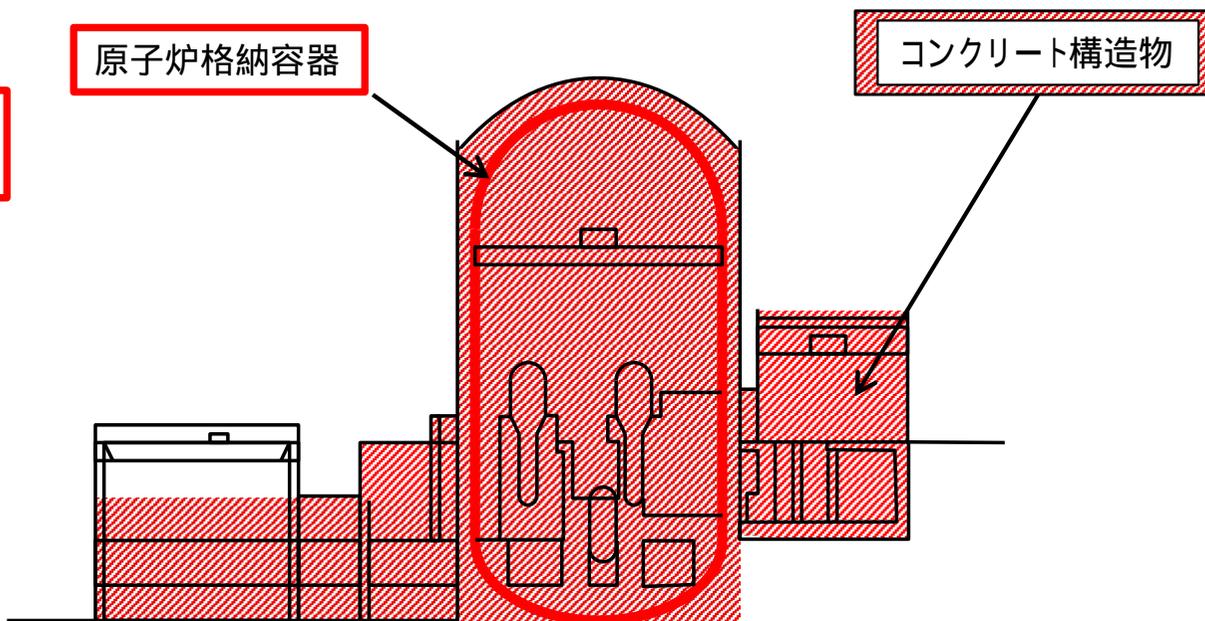
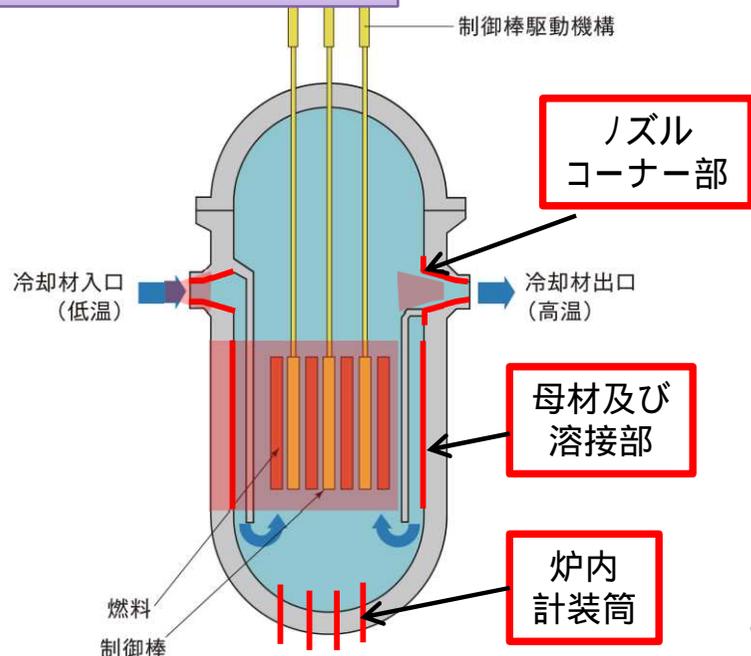
	位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。
耐津波安全性評価	経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、津波時に発生する応力等を評価した結果、許容限界を下回ること。

实用発電用原子炉及びその付属施設における発電用原子炉移設保安規定の審査基準
(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)(抄)

实用炉規則第92条第1項第18号 発電用原子炉施設の施設管理

1. (略)
2. 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、「实用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」を参考とし、实用炉規則第82条に規定された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。
3. (略)
4. 实用炉規則第92条第1項第18号に掲げる発電用原子炉施設の施設管理に関することを変更しようとする場合(实用炉規則第82条第1項から第3項までの規定により長期施設管理方針を策定し、又は同条第4項のきていにより長期施設管理方針を変更しようとする場合に限る。)は、申請書に实用炉規則第82条第1項、第2項若しくは第3項の評価の結果又は第4項の見直しの結果を記載した書類(以下「技術評価書」という。)が添付されていること。
5. 長期施設管理方針及び技術評価書の内容は、「实用発電用原子炉施設における高経年化対策の実施ガイド」を参考として記載されていること。
6. (以下略)

特別点検の結果



原子炉容器

母材及び溶接部 (炉心領域の100%)
 ・点検方法: 超音波探傷試験
【川内1/2確認結果】
 有意な欠陥は認められなかった

一次冷却材ノズルコーナー部
 ・点検方法: 渦流探傷試験
【川内1/2確認結果】
 有意な欠陥は認められなかった

炉内計装筒(全数)
 ・点検方法: 目視確認、渦流探傷試験
【川内1/2確認結果】
 有意な欠陥は認められなかった

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)
 ・点検方法: 目視試験
【川内1/2確認結果】
 有意な塗膜の劣化や腐食は認められなかった

コンクリート構造物

コンクリート
 ・点検方法: コアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応
【川内1/2確認結果】
 設計基準強度を上回っている、アルカリ骨材反応の反応性がない等(得られた測定値等は劣化状況評価で使用)

特別点検結果を踏まえた劣化状況評価の結果

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

【川内1 / 2 確認結果】
バッドフォームボルトの破損予測本数は管理損傷ボルト本数以下であった

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

【川内1 / 2 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は、60年以上であった

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

【川内1 / 2 確認結果】
流れ加速型腐食を考慮しても耐震上の許容応力を下回ったこと。耐津波上着目すべき経年劣化事象を考慮しても、発生応力が許容応力を下回った 等

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

【川内1 / 2 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

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、その靱性が徐々に低下(脆化)する事象

【川内1 / 2 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(破壊靱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 等

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

【川内1 / 2 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、靱性の低下を起こす事象

【川内1 / 2 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