

高浜発電所2号炉の 長期施設管理計画認可の審査結果

令和7年11月



1. 高浜発電所2号炉の長期施設管理計画に係る審査結果

申請の概要及び審査の経緯

①申請の概要

- 高浜発電所2号炉の長期施設管理計画認可申請は、2024年12月25日に提出され、その後2回の補正を受け、2025年11月4日に原子力規制委員会認可。
- 長期施設管理計画の期間は、運転開始日から50年を経過した日である2025年11月14日を始期とし、運転開始日から起算して60年を経過する日である2035年11月13日を終期としている。

	高浜発電所2号炉	(参考) 高浜発電所1号炉※ ¹
運転開始日	1975年11月14日	1974年11月14日
長期施設管理計画の期間	2025年11月14日～2035年11月13日	2025年6月6日※ ² ～2034年11月13日
認可日	2025年11月4日	2025年3月27日

②審査の経緯

- 長期施設管理計画の審査は、原子力規制庁長官官房審議官が参加する審査会合を6回実施※³し、議論を行うとともに、原子力規制庁によるヒアリングを25回実施した。
- 長期施設管理計画認可申請について、審査の結果、本申請が原子炉等規制法第43条の3の32第6項に定める要件に適合していることを確認した。

(※1) 高浜発電所1号炉の長期施設管理計画の認可 <https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100009247>

(※2) 改正法附則第1条第4号に定める日である2025年6月6日を始期としている。

(※3) 申請の概要、各劣化事象の技術評価、原子炉容器サポート直下部におけるコンクリート温度の解析結果と実測値の相違、長期施設管理計画における評価期間の妥当性、検査指摘事項(不適切な火災防護対象機器等の選定による系統分離対策の不備)と実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準との整合性 等

認可の要件と主な審査の内容(1/2)

認可要件①:劣化評価の方法が、発電用原子炉施設の劣化の状況を適確に評価するための基準として原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。

(審査内容)

- 劣化評価の方法について、通常点検、劣化点検及び特別点検の結果に基づき、発電用原子炉施設の劣化の状況を把握していること
- 発電用原子炉施設の使用の履歴及び劣化の状況に基づき、その特性に応じた評価対象機器等を選定し、最新の科学的及び技術的な知見を踏まえて技術評価の方法を定めていることを確認した。

認可要件②:長期施設管理計画の期間における発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置が、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものであること。

(審査内容)

- 劣化を管理するために必要な保全及び技術評価で抽出された追加保全策(監視試験に関する措置を含む)を実施することが定められていること **【追加保全策の概要 5ページ】**
- 技術の旧式化その他の事由により、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置として、製造中止品管理プログラムを策定し運用していること
- これらの措置に係る品質マネジメントシステムとして、保安規定において設置許可申請書等に記載された方針に従って構築された品質マネジメントシステムに基づき、劣化管理を実施することを確認した。

認可の要件と主な審査の内容(2/2)

認可要件③: 発電用原子炉施設が、長期施設管理計画の期間における運転に伴い生ずる当該発電用原子炉施設の劣化の状況を踏まえ、当該期間において安全性を確保するための基準として原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。

(審査内容)

- 長期施設管理計画の期間における劣化を考慮した上で、技術基準規則に適合すること
- 評価対象機器等が、技術評価の時点で適用される最新の技術基準規則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ていること
 - 技術評価の時点で現に設置されている評価対象機器等が、通常点検を含む施設管理のための保全により、技術基準規則への適合状態を維持していること※
 - 長期施設管理計画の期間を含む運転開始日から起算して70年までの期間において、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、劣化点検等の結果を踏まえた経年劣化事象の発生又は進展に係る技術評価が行われ、長期施設管理計画の期間において審査基準に掲げる判定基準を満足すること
 - 長期施設管理計画の期間を含む運転開始日から起算して70年までの期間において、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技術評価が行われ、長期施設管理計画の期間において審査基準に掲げる判定基準を満足すること

【技術評価の結果の概要 4ページ】

を確認した。

(※) 関西電力株式会社高浜発電所令和7年度(第1四半期)原子力規制検査報告書(原子力施設安全及び放射線安全に係る基本検査)(令和7年8月21日)に示された検査指摘事項(不適切な火災防護対象機器等の選定による系統分離対策の不備)による影響について、申請者は、品質マネジメントシステムに基づく是正処置として耐火隔壁及びスプリンクラーを設置することにより技術基準規則に適合し、当該規則への適合状態を維持していくことを確認していること等から、本申請に影響がないことを示した。
規制庁は、上記の内容が本申請に反映されたこと、また、品質マネジメントシステムに基づく是正処置として耐火隔壁及びスプリンクラーを設置することにより技術基準規則に適合し、当該規則への適合状態を維持していくことを確認した。

長期施設管理計画(50)の審査結果の概要(1/2) 【技術評価の結果の概要】

(高浜発電所1号炉と同じ)

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

【確認結果】

⇒バッフルフォーマボルトの破損予測本数は136本であり、管理損傷ボルト本数(217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

【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。

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

【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及び遮蔽能力低下

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、放射線の遮蔽能力が熱により低下する事象

【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。原子炉容器サポート直下部の温度の実測値の一部が温度解析の評価結果を上回ったものの、制限値を超えなかった。【参考1 8ページ】

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、その靱性が徐々に低下(脆化)する事象

【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く(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。

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

【確認結果】

⇒評価対象部位のすべての部位において1を下回った。

④2相ステンレス鋼の熱時効

2相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

【確認結果】

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

長期施設管理計画(50)の審査結果の概要(2/2) 【追加保全策の概要】

(下線部:高浜発電所1号炉との差異)

劣化事象等	追加保全策の概要
①低サイクル疲労	原子炉容器等の疲労割れについては、運転開始後55年を目途に実績過渡回数の確認を実施する。 <u>また、2027年度を目途に年平均過渡回数に対して1.5倍の裕度を考慮した運転開始後70年時点の疲労累積係数(地震時の疲労累積係数との合計も含む。)</u> が1を下回ることを確認する。
②原子炉容器の中性子照射脆化	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、JEAC4201等に基づき、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、適切な時期に監視試験(第6回)を実施する。
③照射誘起型応力腐食割れ	バッフルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れについては、予防的な保全対策として <u>運転開始後55年頃までに炉内構造物の取替えを実施する。</u>
④2相ステンレス鋼の熱時効	なし
⑤電気・計装設備の絶縁低下	<u>電気・計装品の絶縁低下については、ピッグテイル型電気ペネトレーションに対し、予防的な保全対策として運転開始後55年頃までに取替えを実施する。</u>
⑥コンクリート構造物の強度低下及び遮蔽能力低下	コンクリートの熱による強度低下及び熱による遮蔽能力低下について、原子炉容器サポート直下部の継続的な温度監視及び原子炉容器保温材内側を経由した高温空気の流入経路を閉塞させる措置を講じる。 【参考1 8ページ】
⑦耐震・耐津波安全性評価	なし
最新知見の技術評価に基づく対策※	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについては、機器の健全性を確認するため、実機検査を実施する。

(※)長期施設管理計画(40)において、2020年8月に確認された「大飯発電所3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を最新知見として抽出し、技術評価した結果、追加保全策として類似性の高い箇所を含めた実機検査を実施するとしており、長期施設管理計画(50)においても追加保全策として実施するとしている。

2. 今後の対応

- 事業者は、運転に伴い生じる劣化を考慮しても発電用原子炉施設が技術基準に適合するよう、長期施設管理計画に基づき劣化管理を実施することが重要。
- 原子力規制委員会は、事業者の劣化管理の実施の状況について、原子力規制検査等で厳正に確認していく。

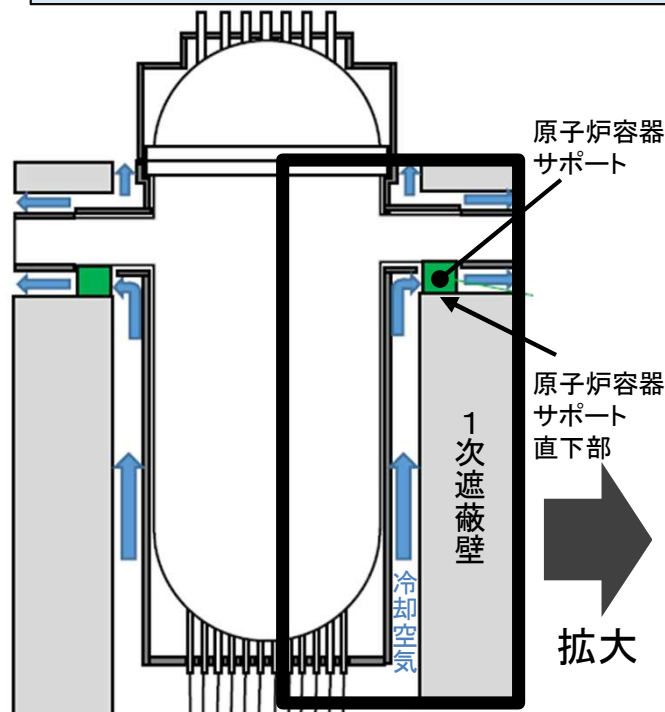
(参考資料)

(参考1) 格納容器内部(原子炉容器サポート直下部)のコンクリートの温度実測値が解析結果を上回った事象

(高浜発電所1号炉についても同じ事象が発生しており、同じ追加保全策を講じるとしている。)

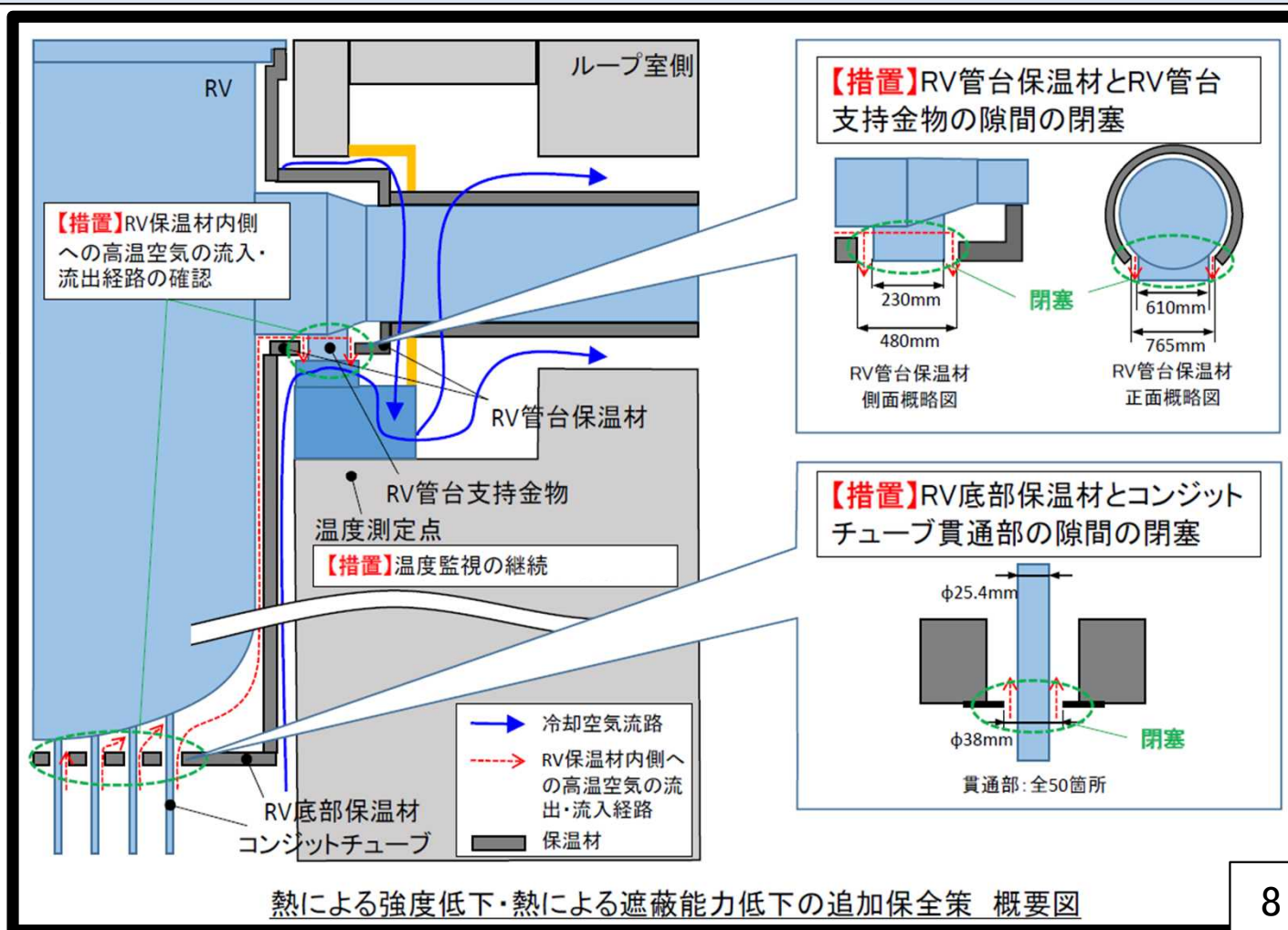
- 申請者から、本事象※が発生したものの、当該評価点の温度の制限値である90℃を満足するため、健全性に問題はないとの説明があった。これに対して規制庁は、温度解析の妥当性、本事象の原因及び対策等について説明するよう求めた。
- 申請者は、図面等を用いて原子炉容器サポートの冷却空気の流路を含む周辺設備の状態を網羅的に調査した結果、本事象の原因を原子炉容器保温材内側を経由した高温空気の流入の影響と特定し、高温空気の流入を模擬した温度解析の見直しを行った結果、評価点の最高温度が制限値を超えないこと、また、追加保全策として高温空気の流入経路を閉塞させる措置等を講じる方針を示した。規制庁は、この内容が本申請(長期施設管理計画認可申請)に反映されたことを確認した。

(※)実測値が解析値(49.7℃)を上回る箇所は全6箇所(A、B及びCループの高温側及び低温側)のうち5箇所あり、最も高い実測箇所がAループ高温側(最大約69℃)であったことを確認した事象。



原子炉容器(RV)及び1次遮蔽壁 概要図

第21回実用発電用原子炉の長期施設管理計画等に係る審査会合資料2(2025年3月13日)から抜粋・一部加筆
<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100008714?contents=NRA100008714-002-020#pdf=NRA100008714-002-020>
 第26回実用発電用原子炉の長期施設管理計画等に係る審査会合資料3(2025年8月28日)から抜粋・一部加筆
<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100012530?contents=NRA100012530-002-004#pdf=NRA100012530-002-004>



(参考2) 高経年化した発電用原子炉に係る安全規制制度の改正について(令和7年6月6日)

