

島根原子力発電所 2号炉

高経年化技術評価

(中性子照射脆化)

2023年9月12日

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

Energia

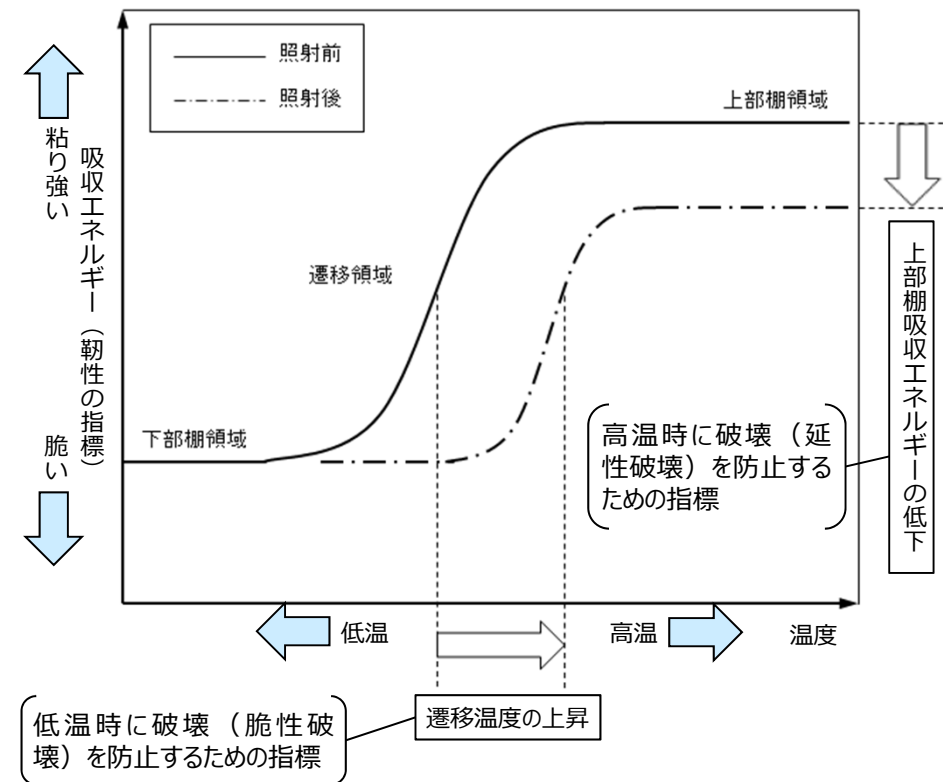
1. 概要	2
2. 基本方針	3
3. 評価対象と評価手法	5
4. 原子炉圧力容器の技術評価	6
5. まとめ	16

1. 概要

変更あり

2

- 本資料は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項に基づき実施した高経年化技術評価のうち、中性子照射脆化の評価結果について説明するものである。
- 炭素鋼，低合金鋼等のフェライト系材料は，高エネルギーの中性子照射により，強度，硬さが増加し，延性，靱性が低下する。原子炉圧力容器の炉心領域部においては，中性子照射とともに遷移温度の上昇および上部棚**吸収エネルギーの低下**が生じることが広く知られており，中性子照射脆化と呼ばれている。
- 原子炉圧力容器について，遷移温度の上昇および上部棚**吸収エネルギーの低下**の観点から，中性子照射脆化について評価を実施した。



中性子照射による機械的性質（靱性）の変化

2. 基本方針

変更あり

3

- 評価対象機器について中性子照射による脆化予測および健全性評価を行い、「**实用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド**」および「**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**」に定める要求事項に適合することを確認する。
- 中性子照射脆化を評価するにあたっての要求事項を以下に示す。

ガイド	要求事項
实用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	<p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑫健全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p> <p>⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p> <p>⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期施設管理方針として策定されているかを審査する。</p>

ガイド	要求事項
<p>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</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑤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、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。</p> <p>イ 实用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価 プラント運転を開始した日から60年間</p> <p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更</p> <p>長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p>

3. 評価対象と評価手法

変更あり

5

(1) 評価対象

原子炉圧力容器とする。

(2) 評価手法

- ① 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007（2013年追補版含む））」（以下、「JEAC4201」という。）により関連温度移行量の予測を行い、監視試験結果を包含することを確認する。また、関連温度移行量より、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。）に従い、最低使用温度を算出するとともに、圧力・温度制限要求を満足することを確認する。



「4. (1) 関連温度に基づく評価」にて評価

- ② JEAC4201により上部棚吸収エネルギーの予測を行い、プラント運転開始後60年時点において破壊靱性の要求を満足することを確認する。



「4. (2) 上部棚吸収エネルギー評価」にて評価

PWRプラントに要求される加圧熱衝撃評価の要求について、設計基準事故時に破壊靱性の裕度が十分あることおよび重大事故等時の条件が設計基準事故時の条件に包絡されることを確認する。



「4. (別紙) 加圧熱衝撃評価」にて確認

(1) 関連温度に基づく評価 (1/5)

① 評価点の選定

運転開始後60年時点における中性子照射量が原子炉圧力容器内表面で $1 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ (エネルギー $> 1 \text{ MeV}$ 。以下、特に断りのない場合は同様のエネルギー範囲とする。) を超えると予測される原子炉圧力容器の炉心領域において、以下に示す中性子照射量または応力が高い点を評価点とした。

a. 中性子照射量が最大となる炉心領域

○**評価点**：円筒胴（炉心領域部）内表面

○**中性子照射量**： $3.23 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ 程度（運転開始後60年時点※）

b. $1 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予測される範囲に含まれる構造不連続部

○**評価点**：低圧注水ノズル（コーナー部）

○**中性子照射量**： $6.28 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度（運転開始後60年時点※）

なお、低圧注水ノズル（コーナー部）よりも円筒胴（炉心領域部）の方が中性子照射量は多くなる。また、応力の観点から構造不連続部である低圧注水ノズルを評価点として抽出したが、低圧注水ノズル（コーナー部）は面積補強されており、応力は胴部と同等であるものと考えられる。このため、**補足説明資料の評価結果のうち、円筒胴（炉心領域部）を代表として、以降の評価を記載する。**

※：実効運転期間46.68EFPY、将来の設備利用率90%（想定）

4. 原子炉圧力容器の技術評価-監視試験結果

(1) 関連温度に基づく評価 (2/5)

② 監視試験結果

JEAC4201の規程に基づき、これまで監視試験を2回実施している。監視試験結果を以下に示す。

回数	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{21}n/m^2$)	関連温度 (°C)			上部棚吸収エネルギー (J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	-40	-53	-40	212	207	219
第1回 (加速)	1992年9 月	10.6 (約22EFPY※)	-43	-59	-24	228	210	211
第2回 (炉壁1)	1995年5 月	2.6 (約5.5EFPY※)	-51	-61	-43	227	209	223

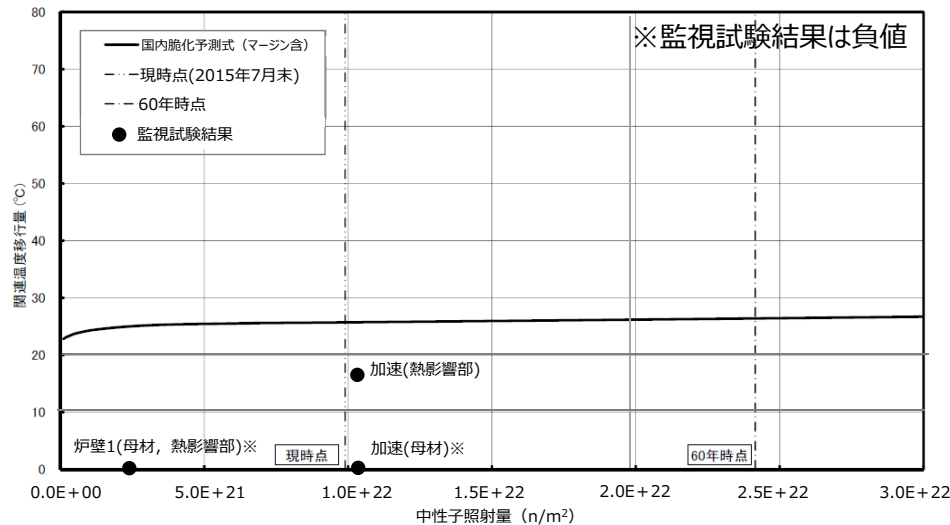
※：監視試験片位置の中性子束から、設備利用率100%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

4. 原子炉圧力容器の技術評価-関連温度移行量予測値と実測値の比較

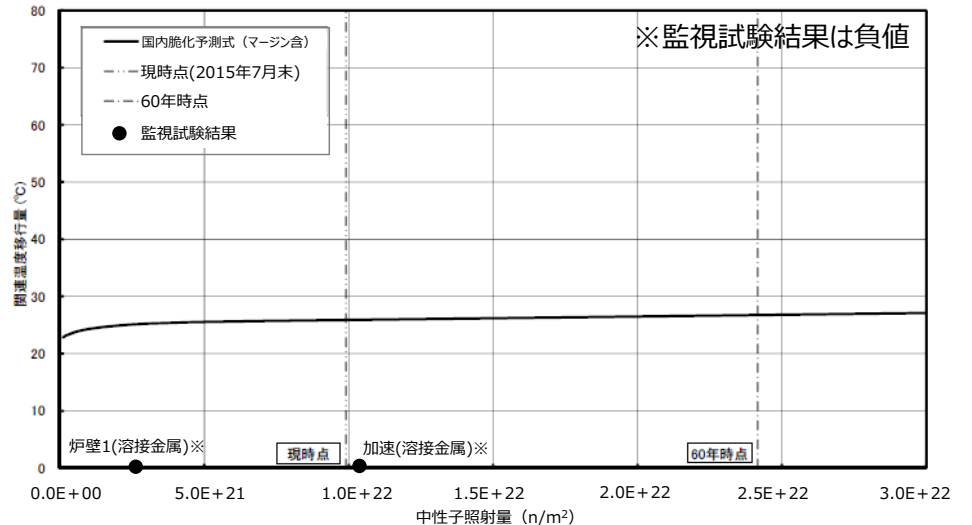
(1) 関連温度に基づく評価 (3/5)

③ 関連温度評価

- JEAC4201の国内脆化予測法による関連温度移行量の予測値および監視試験結果による実測値の関係を下図に示す。
- 関連温度移行量の予測値および実測値から、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認した。



母材, 熱影響部



溶接金属

4. 原子炉圧力容器の技術評価-最低使用温度の算出

変更あり

9

(1) 関連温度に基づく評価 (4/5)

③ 関連温度評価 (続き)

- JEAC4206により, 2015年7月末時点および運転開始後60年時点での関連温度移行量, 関連温度および最低使用温度の評価結果を下表に示す。
- 原子炉圧力容器の円筒胴 (炉心領域部) の最低使用温度は, 2015年7月末時点で8℃, 運転開始後60年時点で9℃となった。

評価時期	材料	関連温度の初期値 (℃)	関連温度の移行量※1 (℃)	関連温度 (℃)	$T - RT_{NDT}^{*2}$ (℃)	最低使用温度※3 (℃)
2015年7月末時点	母材	-40	26	-14	22	8
	溶接金属	-53	26	-27		
	熱影響部	-40	26	-14		
運転開始後60年時点	母材	-40	26	-14		
	溶接金属	-53	27	-26		9
	熱影響部	-40	26	-14		

※1 : 原子炉圧力容器内表面から板厚1/4深さ

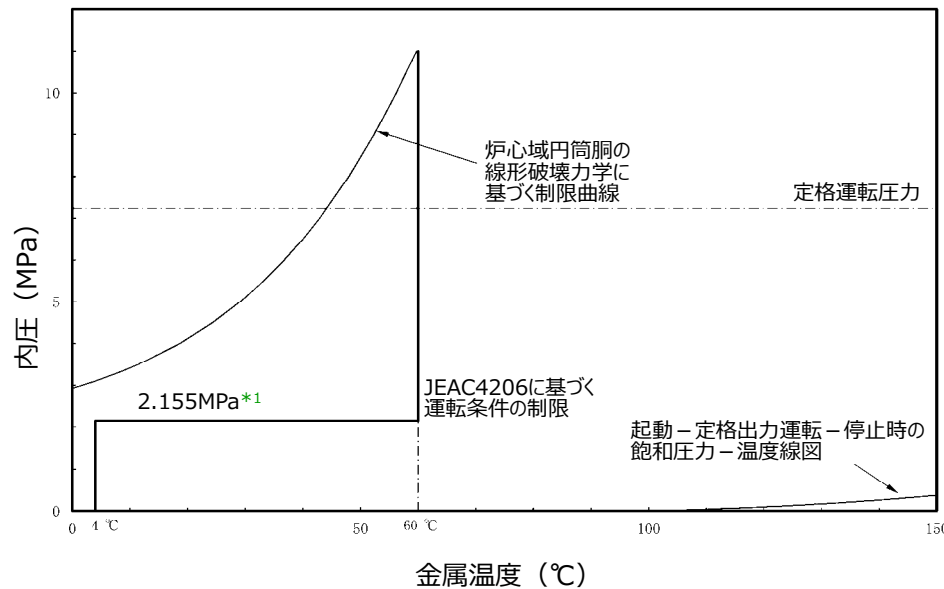
※2 : $K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$ (JEAC4206 A-3222) より, 耐圧試験時の応力拡大係数 K_I を代入し算出

※3 : 計算結果の小数第1位を切り上げ処理した値を記載しているため、表中の記載値で計算した値と一致しないことがある

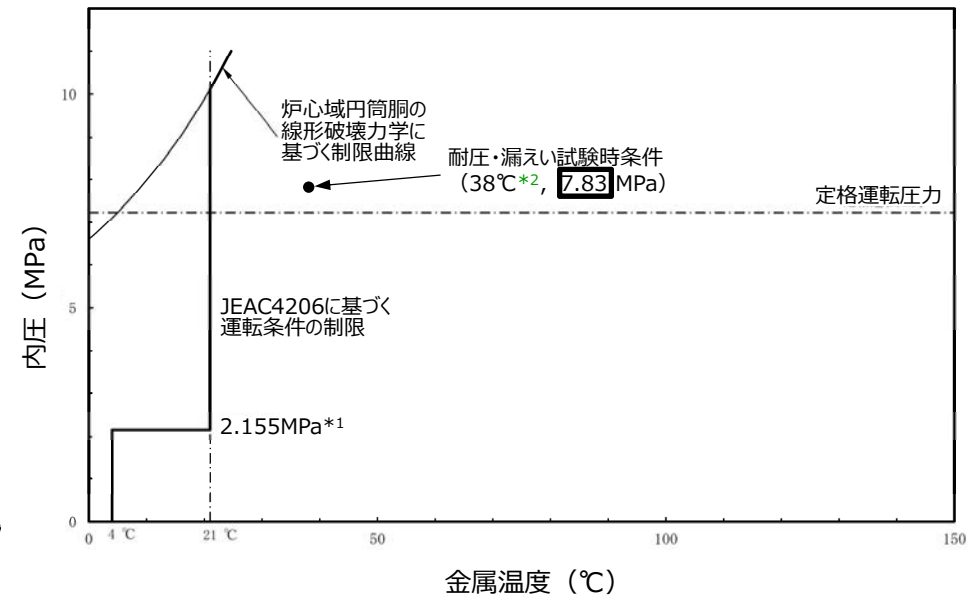
(1) 関連温度に基づく評価 (5/5)

③ 関連温度評価 (続き)

- JEAC4206により算出した関連温度 (運転開始後60年時点) を踏まえて作成した圧力-温度制限線図を以下に示す。中性子照射脆化を考慮した運転制限は、遵守可能な圧力-温度範囲であるとともに、十分な安全性が確保されていることを確認した。



炉心臨界時



耐圧・漏えい試験時

* 1 : 供用前の耐圧試験圧力の20% ((最高使用圧力8.62MPa) × (供用前耐圧1.25倍) × (20%) = 2.155MPa)

* 2 : 耐圧・漏えい試験時に要求される温度に余裕を見込み設定した運用上の管理値

原子炉圧力容器の圧力-温度制限線図 (運転開始後60年時点)

(2) 上部棚吸収エネルギー評価

- 国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式（JEAC4201 附属書Bの国内USE 予測式）を用いた2015年7月末時点および運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値について評価結果を以下に示す。
- JEAC4206で要求されている68Jを上回っており，十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

上部棚吸収エネルギー予測値※1

(単位：J)

	試験片 採取方向	初期値	2015年7月末時点	運転開始後60年時点	許容値
母材	T方向※2	212	180	178	68
溶接金属		207	167	164	
熱影響部		219	186	183	

※1：原子炉圧力容器内表面から板厚1/4深さでの予測値

※2：試験片の長手軸方向が主圧延方向に直角な方向

(別紙) 加圧熱衝撃評価 (1/2)

- 冷水注水するノズルにはサーマルスリーブを設け冷水が直接炉壁に接することではなく、炉圧は蒸気温度の低下に伴い減少するため、BWRプラントの原子炉圧力容器においては加圧熱衝撃 (PTS) 事象は生じないとされている。
- 設計基準事故時に温度低下率が一番厳しい条件での破壊靱性を評価するため、冷却材喪失事故を想定している供用状態Dを想定事象として選定し、60年運転を想定した48EFPY時点での応力拡大係数 K_I と破壊靱性 K_{IC} を比較した結果、破壊靱性の裕度が十分にあることを確認した。

供用状態D (冷却材喪失事故) における原子炉圧力容器の水位および炉心領域胴板部分の圧力/温度の想定 (BWR-5)

想定事象	再循環系配管の完全破断	
概要	原子炉圧力容器の再循環出口ノズルから冷却材が流出し、非常用炉心冷却系が作動	
非常用炉心冷却系作動後	水位	再循環出口ノズル
	圧力	格納容器内圧力まで低下
	温度	飽和蒸気温度



供用状態Dにおける原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価 (BWR-5) ※1

※1: 梶田他, 「沸騰水型原子炉圧力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」, 日本保全学会第10回学術講演会, 2013.7

(別紙) 加圧熱衝撃評価 (2/2)

- 重大事故等時について、炉心損傷防止対策および格納容器破損防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス等を抽出し、設計基準事故時と比較し原子炉圧力容器内温度および圧力の挙動を確認した結果、いずれも設計基準事故にて想定した事象における温度・圧力変化に比べ変化率が緩やかであることから、重大事故等時においてもPTS事象に対して健全性が確保されていることを確認した。

項目	設計基準事故	重大事故等	
温度変化が 厳しい事故 シーケンス	「原子炉冷却材喪失事故」 【温度変化量】 <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>	「LOCA時注水機能喪失」 【温度変化量】 約7分で約290℃から約138℃まで低下	
圧力変化が 厳しい事故 シーケンス	「過大圧力」 【圧力変化量】 <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>	「全交流動力電源喪失」 【圧力変化量】 約3秒で約6.92MPa [gage]から約7.74MPa [gage]まで上昇	「原子炉停止機能喪失」 【圧力変化量】 約5.4秒で約6.93MPa [gage]から約8.68MPa [gage]まで上昇

(3) 現状保全

- 原子炉圧力容器に対しては、各保全サイクルのクラス1機器供用期間中検査として、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づき、超音波探傷試験および耐圧・漏えい試験を実施しており、有意な欠陥は確認されていない。
- 炉心領域部の中性子照射による機械的性質の変化については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005（2007年追補版含む）」およびJEAC4201に基づいて、計画的に監視試験を実施し破壊靱性の将来の変化を予測している。

4. 原子炉圧力容器の技術評価-総合評価および高経年化への対応

(4) 総合評価

- 健全性評価結果から、円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化が問題となる可能性はないと考える。
- ただし、今後も適切な時期に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。
- 円筒胴（炉心領域部）の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことを超音波探傷検査および漏えい検査により確認していることから、保全内容として適切である。

(5) 高経年化への対応

- 円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、また、定期的に超音波探傷検査および漏えい検査を実施していく。
- また、監視試験結果および各構成材料の関連温度評価結果から、JEAC4206に基づき漏えい検査温度を設定していく。
- なお、技術評価の結果から円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないものと考えますが、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第3回監視試験の実施計画を策定する。

(1) 審査ガイドおよび実施ガイドへの適合性 (1/2)

審査ガイドに規定される要求事項※	技術評価結果
<p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑫健全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p>	<p>「4. (1)」および「4. (2)」の「関連温度に基づく評価」および「上部棚吸収エネルギー評価」に示すとおり、中性子照射による脆化の観点から健全性を評価した。</p>
<p>⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p>	<p>「4. (3)」の「現状保全」に示すとおり、健全性評価結果から現状の保全策が妥当であることを確認した。</p>
<p>⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p>	<p>「4. (5)」の「高経年化への対応」に示すとおり、円筒胴（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回監視試験の実施計画を策定する。</p>
<p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期施設管理方針として策定されているかを審査する。</p>	

※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

(1) 審査ガイドおよび実施ガイドへの適合性 (2/2)

実施ガイドに規定される要求事項※	技術評価結果
<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑤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、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。</p> <p>イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から60年間</p> <hr/> <p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更</p> <p>長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p>	<p>「4. (5) 高経年化への対応」に示すとおり、円筒胴（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回監視試験の実実施計画を策定する。</p>

※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

(2) 施設管理に関する方針として策定する事項

円筒胴（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要があることから、長期施設管理方針として「島根原子力発電所原子炉施設保安規定」に定め、確実に実施していく。

中性子照射脆化の長期施設管理方針

機器名称	長期施設管理方針	実施時期※
容器 (原子炉圧力容器)	円筒胴（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回監視試験の実施計画を策定する。	中長期

※：2019年2月10日から10年間