

島根原子力発電所 2号炉

高経年化技術評価（30年目）の補正に係る 主な説明事項

令和5年10月17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

【第1章】

1. 経緯および説明事項の概要	3
2. 低サイクル疲労	6
2.1 長期施設管理方針	6
3. 中性子照射脆化	7
3.1 耐圧・漏えい試験時における健全性評価結果	7
3.2 長期施設管理方針	8
4. 絶縁特性低下	9
4.1 評価対象機器	9
4.2 長期健全性評価の対象機器と代表説明機器	14
4.3 評価手法	17
4.4 代表説明機器の長期健全性評価	18
4.5 代表説明機器以外の長期健全性評価	30
4.6 長期健全性評価まとめ	35
4.7 長期施設管理方針	37

5. コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下	38
5.1 コンクリート構造物における代表構造物の選定結果	38
5.2 代表構造物の技術評価	39
5.3 使用開始から40年以上が経過した建物・構築物のアルカリ骨材反応の 潜在性について	41
6. 6事象以外の劣化事象	43
6.1 評価対象機器	43
6.2 代表説明機器	44
6.3 評価手法	45
6.4 代表説明機器の長期健全性評価	46
6.5 長期健全性評価まとめ	52
【第2章】	
●耐震安全性評価	53
●耐津波安全性評価	106

1. 経緯および説明事項の概要

■ 経緯

- 島根2号炉の高経年化技術評価については、2018年2月に保安規定変更認可申請を行い、第12～第16回の審査会合において新規制基準適合性審査の影響を受けない範囲の説明を実施。
- その後、2023年2月に新規制基準適合性審査の内容を反映した高経年化技術評価の補正を行い、第30回（2023年5月）の審査会合において、補正の概要および2023年7月に補正予定の内容について説明を実施。
- 本日は、新規制基準適合性審査の内容を反映した高経年化技術評価の主な説明事項について説明する。なお、高経年化技術評価のうち、耐震安全性評価および耐津波安全性評価については、新規制基準適合性審査を踏まえた基準地震動・基準津波策定後に説明することとしており、全容について説明する。

主な経緯	日付	主な内容
保安規定変更認可申請	2018.2.7	高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請
第12回審査会合	2018.3.19	高経年化技術評価に係る概要説明
第13回審査会合	2018.7.4	共通事項および主要6事象に係る説明
第14回審査会合	2018.9.26	主要6事象に係る説明 過去の審査会合に対する指摘事項への回答
第15回審査会合	2018.12.19	過去の審査会合に対する指摘事項への回答
第16回審査会合	2019.2.20	過去の審査会合に対する指摘事項への回答
第26回審査会合	2023.1.19	高経年化技術評価に係る補正の項目および補正スケジュールの説明
保安規定変更認可申請（補正）	2023.2.28	高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請（補正） （新規制基準適合性審査の内容反映）
第30回審査会合	2023.5.11	高経年化技術評価の補正申請に係る概要と今後の補正予定の内容の説明
保安規定変更認可申請（補正）	2023.7.20	高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請（補正） （新規制基準適合性審査の内容反映）
（工事計画認可申請に係る認可）	（2023.8.30）	（工事計画認可申請に係る認可受領）

1. 経緯および説明事項の概要

■ 説明事項の概要

- 以下の観点から主な説明事項を抽出した。
 - 新規規制基準適合性審査を踏まえ新たに追加した評価対象設備
 - 新規規制基準適合性審査の内容を反映した評価条件、評価結果
 - 先行プラントの審査内容の反映
 - 新たに長期施設管理方針として策定する事項
- 以上を踏まえ、各経年劣化事象に対して抽出された事項は以下のとおり。

項番号	主な説明事項の概要		該当ページ
2	低サイクル疲労	【新たに長期施設管理方針として策定する事項】 ・今後の実績過渡回数が運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認することを長期施設管理方針として新たに策定する。	6
3	中性子照射脆化	【先行プラントの審査内容の反映】 ・最も厳しい条件として低温－高圧となる耐圧・漏えい試験時の環境条件による評価を追加実施した。	7
		【新たに長期施設管理方針として策定する事項】 ・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ことを長期施設管理方針として新たに策定する。	8

1. 経緯および説明事項の概要

■ 説明事項の概要

章番号	主な説明事項の概要		該当ページ
4	絶縁特性低下	<p>【新規制基準適合性審査を踏まえ新たに追加した評価対象設備】 ・新規制基準適合性審査を踏まえ事故時環境下に設置される絶縁特性低下の可能性がある機器を評価対象設備として新たに追加した。</p>	9~16
		<p>【新規制基準適合性審査の内容を反映した評価条件、評価結果】 ・新規制基準適合性審査において重大事故等時の使用条件が確定したことから、より厳しい使用条件による長期健全性評価を追加実施した。</p>	17~37
5	コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下	<p>【新規制基準適合性審査を踏まえ新たに追加した評価対象設備】 ・新規制基準適合性審査を踏まえ浸水防護施設の間接支持構造物である機器を評価対象設備（代表構造物）として新たに追加した。</p>	38~40
		<p>【先行プラントの審査内容の反映】 ・遅延膨張性骨材による劣化事例が新たな知見により指摘され、コンクリート構造物の長期健全性を評価するための診断フローが示されていることから、そのフローに基づきアルカリ骨材反応の潜在性評価を実施した。</p>	41、42
6	6事象以外の劣化事象	<p>【新規制基準適合性審査を踏まえ新たに追加した評価対象設備】 ・新規制基準適合性審査を踏まえ事故時環境下に設置される気密性低下の可能性がある機器を評価対象設備として新たに追加した。</p>	43、44
		<p>【新規制基準適合性審査の内容を反映した評価条件、評価結果】 ・新規制基準適合性審査において新たに重大事故等時の使用条件が確定したことから、より厳しい使用条件による長期健全性評価を追加実施した。</p>	45~52

2. 低サイクル疲労

2.1 長期施設管理方針

- 低サイクル疲労における実績過渡回数の管理について、新たに長期施設管理方針として策定する。

(1) 現状

低サイクル疲労評価に用いた60年時点の推定過渡回数を実績過渡回数が上回らないことについて社内QMSとして手順を定め管理している。

(2) 見直し後

実績過渡回数の管理は、社内QMSとして手順を定めているが、安定運転を継続していく上で重要な管理項目であることから、長期施設管理方針として策定することを今後の補正申請時に反映する。

新たに策定する低サイクル疲労に対する長期施設管理方針

機器名称	施設管理に関する方針	実施時期
原子炉圧力容器等※1	原子炉圧力容器等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	中長期※2

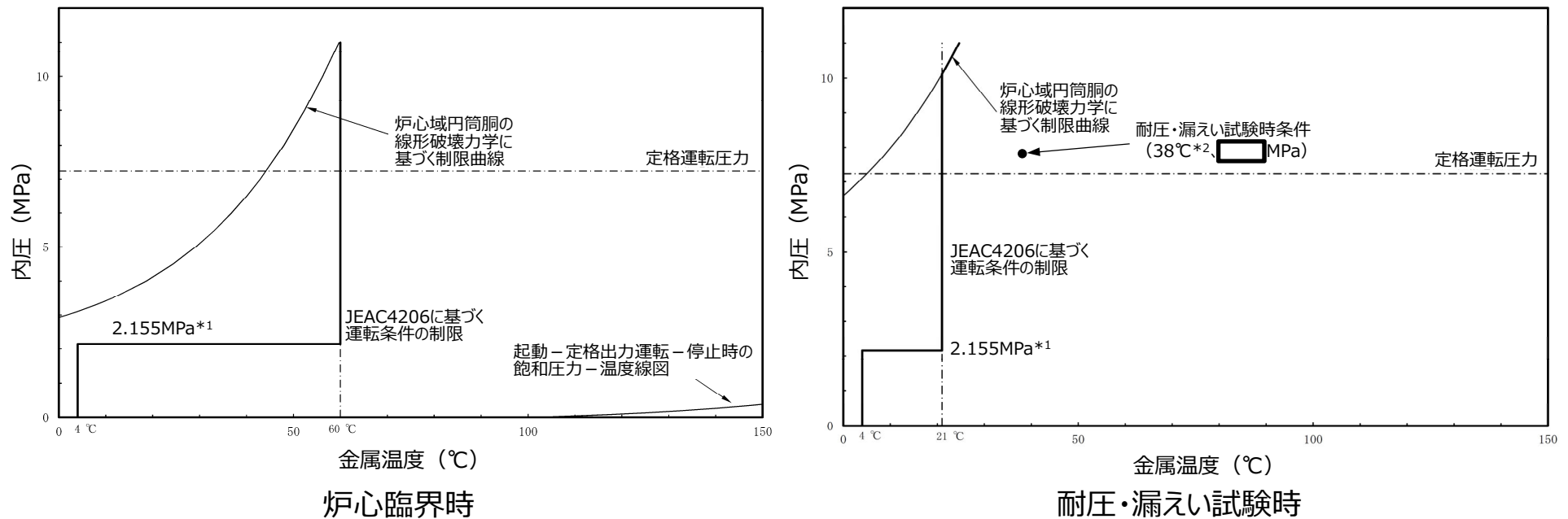
※1：疲れ累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器

※2：策定後、運転開始後40年時点まで

3. 中性子照射脆化

3.1 耐圧・漏えい試験時における健全性評価結果

- JEAC4206-2007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－温度制限線図を用いた健全性評価について、炉心臨界時に加え、低温－高压となり最も厳しい条件となる耐圧・漏えい試験時の条件にて追加評価を実施した。
- 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。
- 耐圧・漏えい試験時の健全性評価については、今後の補正申請時に反映する。



* 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）

3. 中性子照射脆化

3.2 長期施設管理方針

- 中性子照射脆化における次回（第3回）監視試験の実施計画の策定について、新たに長期施設管理方針として策定する。

(1) 現状

監視試験については、適切な時期に監視試験片を取り出し、監視試験を実施することおよび監視試験の結果に基づき、原子炉冷却材温度制限値および上部棚吸収エネルギーを評価することを社内QMSに定め管理することとしている。

(2) 見直し後

監視試験の管理は、社内QMSとして手順を定めているが、安定運転を継続していく上で重要な管理項目であり、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策定することを今後の補正申請時に反映する。

新たに策定する中性子照射脆化に対する長期施設管理方針

機器名称	施設管理に関する方針	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※

※：策定後、運転開始後40年時点まで

4. 絶縁特性低下

4.1 評価対象機器

- 絶縁特性低下に対する評価は、ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、タービン設備、コンクリート構造物および鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備のうち、絶縁特性低下の可能性のある電気・計装設備を評価対象機器として抽出する。
- 本資料では、これらの評価対象機器のうち、環境条件が著しく悪化する設計基準事故時または重大事故等時において機能維持が要求される機器を選定して評価の詳細を説明する。
- 設計基準事故時において機能維持が要求される機器については、JEAG4623-2018および設置許可基準規則第12条に基づき抽出し、重大事故等時において機能維持が要求される機器については、設置許可基準規則第43条に基づき抽出する。
- 抽出した評価対象機器および環境条件が著しく悪化する設計基準事故時または重大事故等時において機能維持が要求される機器をP10~13に示す。

4. 絶縁特性低下

4.1 評価対象機器

評価対象機器		評価対象部位	環境条件が著しく悪化する環境において機能維持が要求される機器	
			設計基準事故時*1	重大事故等時*2
ポンプ	往復ポンプ	固定子コイルおよび口出線・接続部品		
ポンプモータ	高圧ポンプモータ	固定子コイルおよび口出線・接続部品	○	○
	低圧ポンプモータ	固定子コイルおよび口出線・接続部品		
容器	電気ハネ補強	シール材、電線、同軸ケーブル	○	○
弁	電動弁用駆動部	固定子コイル、回転子コイル、ブレード電磁コイルおよび口出線・接続部品	○	○
ケーブル	高圧ケーブル	絶縁体	○	○
	低圧ケーブル	絶縁体	○	○
	同軸ケーブル	絶縁体	○	○
	ケーブル接続部	絶縁物	○	○

*1：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第十二条（安全施設）第3項の要求を踏まえ選定

*2：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第四十三条（重大事故等対処設備）の要求を踏まえ選定（常設設備）

4. 絶縁特性低下

4.1 評価対象機器

評価対象機器		評価対象部位	環境条件が著しく悪化する環境において 機能維持が要求される機器	
			設計基準事故時*1	重大事故等時*2
タービン設備	タービン制御装置	固定子コイルおよび口出線・接続部品		
	非常用系タービン設備	回転子コイル、固定子コイルおよび口出線・接続部品		
計測制御設備	計測装置	温度検出器、固定子コイル、口出線・接続部品	○	○*3
空調設備	ファン	固定子コイル、口出線・接続部品		
	空調機	固定子コイル、口出線・接続部品		
	冷凍機	固定子コイル、口出線・接続部品		
	ダンパおよび弁	固定子コイル、口出線・接続部品		

*1：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第十二条（安全施設）第3項の要求を踏まえ選定

*2：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第四十三条（重大事故等対処設備）の要求を踏まえ選定（常設設備）

*3：定期取替品のため、高経年化対策実施ガイドに基づき高経年化技術評価の対象外としている。

4. 絶縁特性低下

4.1 評価対象機器

評価対象機器		評価対象部位	環境条件が著しく悪化する環境において機能維持が要求される機器	
			設計基準事故時*1	重大事故等時*2
機械設備	非常用ディーゼル機関附属設備	固定子コイル、口出線・接続部品		
	可燃性ガス濃度制御系設備	固定子コイル、口出線・接続部品		
	燃料取替機	固定子コイル、ブレーキ電磁コイル、口出線・接続部品		
	原子炉建物天井クレーン	固定子コイル、ブレーキ電磁コイル、口出線・接続部品、コイル(変圧器)		
	計装用圧縮空気系設備	固定子コイル、口出線・接続部品		
	ガスタービン機関附属設備	固定子コイル、口出線・接続部品		
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトバルブ閉止装置	固定子コイル、口出線・接続部品		○

*1：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第十二条（安全施設）第3項の要求を踏まえ選定

*2：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第四十三条（重大事故等対処設備）の要求を踏まえ選定（常設設備）

4. 絶縁特性低下

4.1 評価対象機器

評価対象機器	評価対象部位	環境条件が著しく悪化する環境において 機能維持が要求される機器		
		設計基準事故時*1	重大事故等時*2	
電源設備	高圧閉鎖配電盤	支持碍子他		
	動力用変圧器	コイル他		
	低圧閉鎖配電盤	絶縁支持板他		
	コントロールセンタ	コイル(変圧器)、限流リアクトルおよび 絶縁支持板		
	ディーゼル発電設備	固定子コイル他		
	バリエール電源用CVCF	コイル(変圧器)、貫通形計器用 変流器		
	直流電源設備	コイル(変圧器)、計器用変圧器		
	計装用変圧器	コイル、ダクト入力器、支持碍子		
	計装用分電盤および配電盤	支持碍子、コイル(変圧器)、計 器用変圧器		

*1：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第十二条（安全施設）第3項の要求を踏まえ選定

*2：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第四十三条（重大事故等対処設備）の要求を踏まえ選定
（常設設備）

4. 絶縁特性低下

4.2 長期健全性評価の対象機器と代表説明機器

- 評価対象機器のうち環境条件が著しく悪化する環境において機能維持が要求される機器（長期健全性評価の対象機器）については、通常運転期間および事故時使用条件を包絡した長期健全性評価により、運転開始後60年時点においても事故時に絶縁性能が維持されることを確認する。
- 本資料では、長期健全性評価の対象機器から電気・計装設備の動作に共通して必要となる電力・信号伝達機能を有した以下の機器の評価を代表説明機器として説明する。
 - 難燃PNケーブル
 - 難燃FNケーブル
 - 核計装用電気ペネトレーション
- 長期健全性評価の対象機器と事故時使用条件等についてP15、16に示す。
- なお、重大事故等時において機能維持が要求される機器の事故時使用条件については、新規制基準適合性審査により新たに確定した重大事故等時の最高温度、放射線を踏まえた事故時使用条件としている。

4. 絶縁特性低下

4.2 長期健全性評価の対象機器と代表説明機器

長期健全性評価の対象機器		重要度		設置箇所	事故時使用条件		代表説明機器
		DBA	SA		最高温度	放射線 (最大積算値)	
高圧ポンプモータ	残留熱除去ポンプモータ	MS-1	○	R/B	100℃	4.7×10 ² Gy	
	低圧炉心スプレッドポンプモータ	MS-1	○	R/B	100℃	4.7×10 ² Gy	
	高圧炉心スプレッドポンプモータ	MS-1	○	R/B	100℃	4.7×10 ² Gy	
高圧ケーブル	高圧難燃CVケーブル	MS-1	○	R/B	100℃	1.8×10 ³ Gy	
低圧ケーブル	KGBケーブル	MS-1	—	R/B	171℃	4.5×10 ² Gy	
	難燃CVケーブル	MS-1	○	R/B	120℃	2.8×10 ⁵ Gy	
	難燃PNケーブル	MS-1	○	PCV	171℃	2.7×10 ⁵ Gy	○
	難燃FNケーブル	MS-1	○	PCV	200℃	7.4×10 ⁵ Gy	○
同軸ケーブル	難燃三重同軸ケーブル	MS-1	○	PCV	171℃	2.7×10 ⁵ Gy	
ケーブル接続部	端子台接続	MS-1	○	PCV	171℃	2.7×10 ⁵ Gy	
	直ジョイント接続	MS-1	○	PCV	178℃	3.6×10 ⁵ Gy	
	電動弁コネクタ接続	MS-1	—	R/B	100℃	1.8×10 ³ Gy	
	同軸コネクタ接続	MS-1	○	PCV	171℃	2.7×10 ⁵ Gy	
電動弁用駆動部	残留熱除去系炉水入口内側隔離弁用駆動部	MS-1	○	PCV	171℃	2.7×10 ⁵ Gy	
	B-RHR熱交海水出口弁用駆動部	MS-1	○	R/B	171℃	2.8×10 ⁵ Gy	
	原子炉隔離時冷却系タービン排気隔離弁用駆動部	MS-1	○	R/B	120℃	2.8×10 ⁵ Gy	
計測装置	主蒸気管周囲温度計測装置	MS-1	—	R/B	171℃	4.5×10 ² Gy	
原子炉建物燃料取替階ローアウトバ 祕閉止装置	原子炉建物燃料取替階ローアウトバ 祕閉止装置	—	○	R/B	66℃	4.7×10 ² Gy	

 : 新規基準適合性審査を踏まえ新たに設置した機器および重大事故等時の環境条件追加により見直した項目

4. 絶縁特性低下

4.2 長期健全性評価の対象機器と代表説明機器

長期健全性評価の対象機器		重要度				設置箇所	事故時使用条件		代表説明機器
		ペネトレーション*1		接続機器*2			最高温度	放射線 (最大積算値)	
		DBA	SA	DBA	SA				
電気 Δ 補 レーション	モジュール型核計装用電気 Δ 補 レーション	MS-1	○	MS-1	○	PCV	171℃	2.0×10 ⁴ Gy	○
	モジュール型高圧動力用電気 Δ 補 レーション	MS-1	○	PS-3	—	PCV	171℃	1.9×10 ⁴ Gy	
	モジュール型制御計測用高耐熱電 気 Δ 補レーション	MS-1	○	—	○	PCV	178℃	3.6×10 ⁵ Gy	

*1：原子炉格納容器のバウンダリ機能に対する重要度を示す

*2：電気ペネトレーションに接続する機器に対する重要度を示す

：新規制基準適合性審査を踏まえ新たに設置した機器および重大事故等時の環境条件追加により見直した項目

4. 絶縁特性低下

4.3 評価手法

- 代表説明機器の絶縁特性低下に係る長期健全性評価は、以下の規格等に基づき実施する。

【低圧ケーブル（難燃PNケーブル、難燃FNケーブル）】

- 「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』（以下、「電気学会推奨案」という。）
- 「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」（以下、「ACAガイド」という。）

【電気ペネトレーション（モジュール型核計装用電気ペネトレーション）】

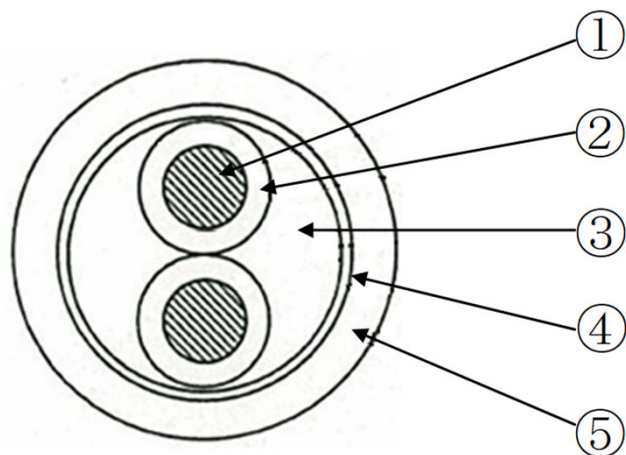
- IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」
- IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」
- IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃PNケーブル）】

難燃PNケーブルの構造図



難燃PNケーブル主要部位の使用材料

No.	部 位	材 料
①	導体	錫メッキ軟銅より線
②	絶縁体	難燃EPR [°] EPDM [°]
③	介在物	難燃ゴム、ジュート
④	押さえテープ [°]	プラスチックテープ [°]
⑤	シース	特殊加硫 [°] EPDM [°]

難燃PNケーブル主要部位の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時
設置場所	原子炉格納容器内	
周囲温度	63℃※（最高）	171℃（最高）
放射線	1.6×10 ⁻¹ Gy/h※ （最大）	2.7×10 ⁵ Gy （最大積算値）
最高圧力	14 kPa	0.427MPa

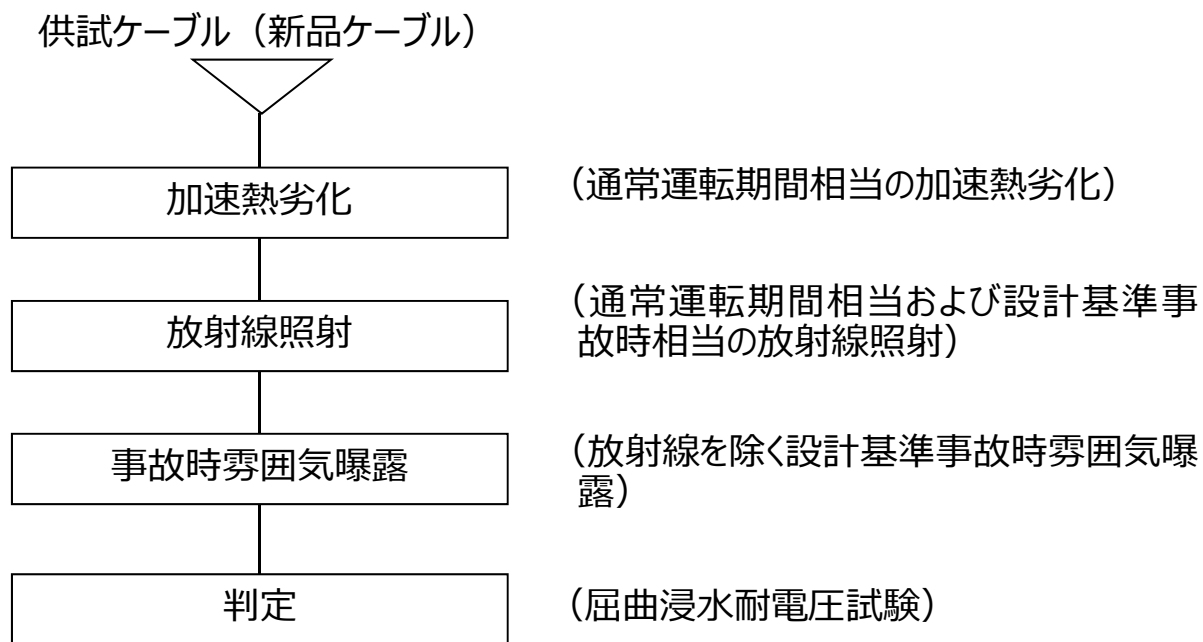
※：難燃PNケーブルが布設されている原子炉格納容器内の実測値。

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃PNケーブル）】

①電気学会推奨案による健全性評価（試験手順）



難燃PNケーブルの長期健全性試験手順

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃PNケーブル）】

①電気学会推奨案による健全性評価（試験条件、試験結果）

- 試験条件は、60年間の通常運転期間および設計基準事故時を想定した条件を包絡しており、60年間の通常運転期間後においても事故時に絶縁性能が維持されることを確認した。

難燃PNケーブルの長期健全性評価試験条件

		試験条件	通常運転時および設計基準事故時の環境条件
通常運転相当	温度	121℃×459時間	63℃
	放射線 (積算線量)	1.0×10 ⁶ Gy	3.6×10 ⁵ Gy (8.4×10 ⁴ Gy (通常時) + 2.7×10 ⁵ Gy (事故時))
設計基準事故時雰囲気相当	放射線 (積算線量)		
	温度	171℃ (最高温度)	171℃ (最高温度)
	圧力	0.428MPa (最高圧力)	0.427MPa (最高圧力)

難燃PNケーブルの長期健全性評価試験結果

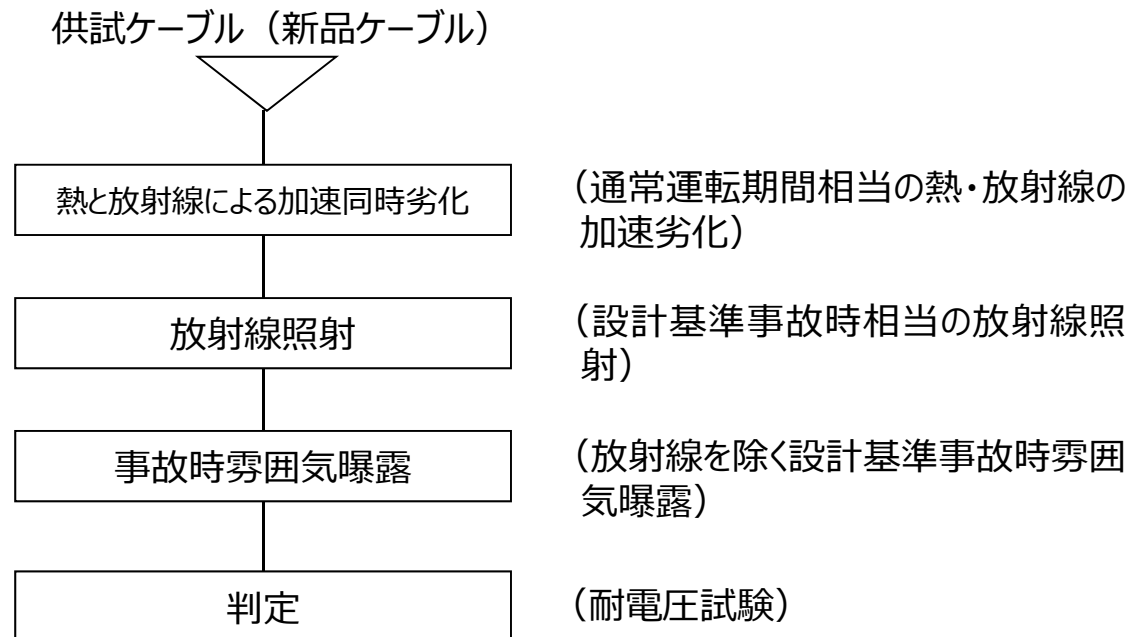
対象ケーブル	項目	判定
難燃PNケーブル	屈曲浸水耐電圧試験	良

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃PNケーブル）】

②ACAガイドによる健全性評価（試験手順）



難燃PNケーブルの長期健全性試験手順

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃PNケーブル）】

②ACAガイドによる健全性評価（試験条件、試験結果）

- 試験条件は、37年間の通常運転期間（ACA研究報告書をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて評価）および設計基準事故時を想定した条件を包絡しており、37年間の通常運転期間後においても事故時に絶縁性能が維持されることを確認した。

難燃PNケーブルの長期健全性評価試験条件

		試験条件	通常運転時および設計基準事故時の環境条件
通常運転相当	温度・放射線	100℃ – 94.7Gy/h – 6,990時間 (集積線量：661kGy)	温度：63℃ 放射線：0.152Gy/h
設計基準事故時雰囲気相当	温度	171℃ (最高温度)	171℃ (最高温度)
	放射線 (積算線量)	5.0×10 ⁵ Gy	2.7×10 ⁵ Gy
	圧力	0.427MPa (最高圧力)	0.427MPa (最高圧力)

難燃PNケーブルの長期健全性評価試験結果

対象ケーブル	項目	判定
難燃PNケーブル	耐電圧試験	良

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃PNケーブル）】

③健全性評価結果

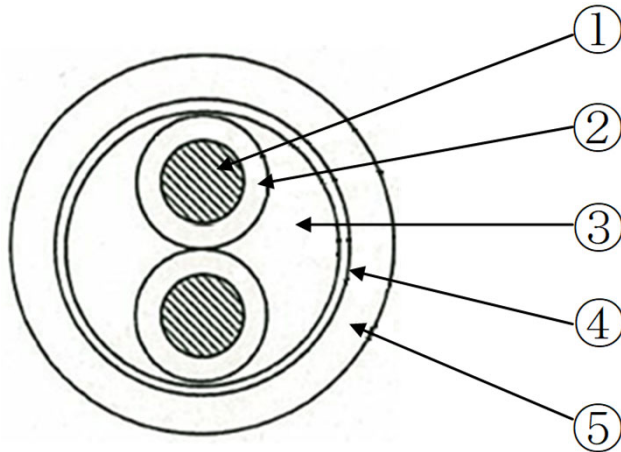
- 電気学会推奨案およびACAガイドに基づく長期安全性試験の結果から、**難燃PNケーブルについては、37年間の通常運転期間後においても事故時に絶縁性能が維持できることを確認した。**

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃FNケーブル）】

難燃FNケーブルの構造図



難燃FNケーブル主要部位の使用材料

No.	部 位	材 料
①	導体	錫メッキ軟銅より線
②	絶縁体	フロンレックス
③	介在物	エチレンプロピレンゴム、ジユート
④	押さえテープ	ポリイミドテープ
⑤	シース	難燃クロロプロレンゴム

難燃FNケーブル主要部位の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
周囲温度	63℃※（最高）	171℃（最高）	200℃（最高）
放射線	1.6×10 ⁻¹ Gy/h※ （最大）	2.7×10 ⁵ Gy （最大積算値）	7.4×10 ⁵ Gy （最大積算値）
最高圧力	14 kPa	0.427MPa	0.853MPa

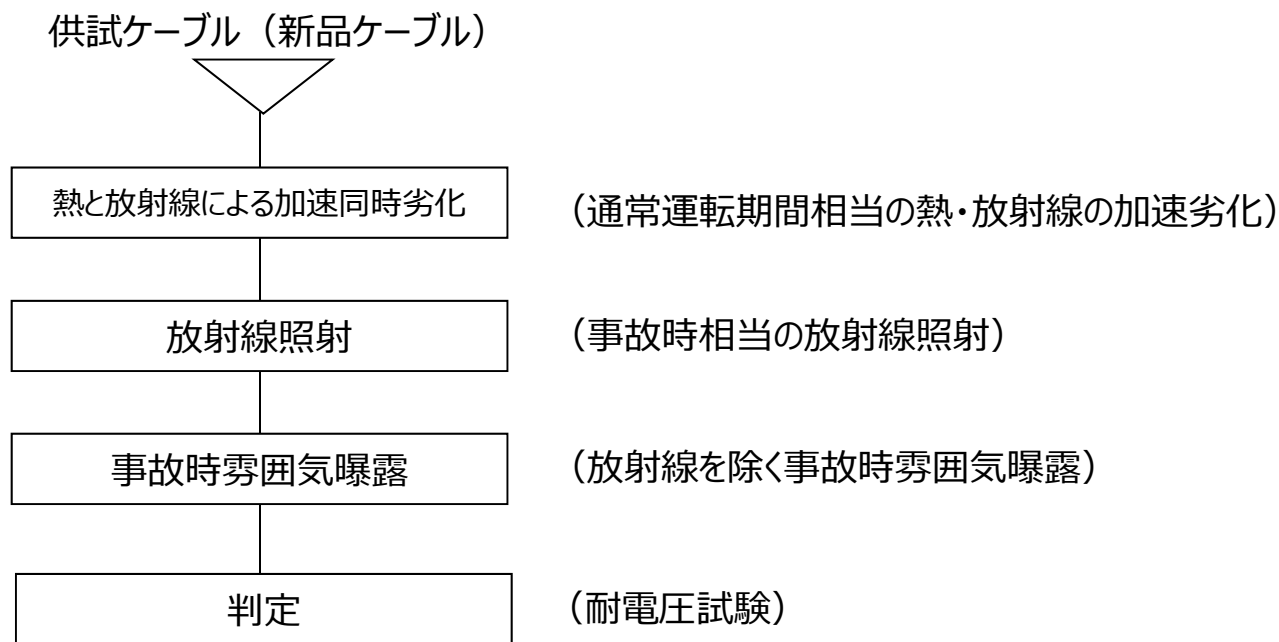
※：難燃FNケーブルが布設されている原子炉格納容器内の実測値。

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃FNケーブル）】

①ACAガイドによる健全性評価（試験手順）



難燃FNケーブルの長期健全性試験手順

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【ケーブル（難燃FNケーブル）】

①ACAガイドによる健全性評価（試験条件、試験結果）

- 試験条件は、60年間の通常運転期間（ACA研究報告書をもとに等価損傷簡易手法を用いて評価）および事故時を想定した条件を包絡しており、60年間の通常運転期間後においても事故時に絶縁性能が維持されることを確認した。

難燃FNケーブルの長期健全性評価試験条件

		試験条件	通常運転時および事故時の環境条件	
通常運転相当	温度・放射線	200℃ – 100Gy/h – 約67日間	温度：63℃ 放射線：0.16Gy/h	
事故時雰囲気相当	温度	235℃（最高温度）	【設計基準事故時】 171℃（最高温度）	【重大事故等時】 200℃（最高温度）
	放射線 （積算線量）	8.0×10^5 Gy	【設計基準事故時】 2.7×10^5 Gy	【重大事故等時】 7.4×10^5 Gy
	圧力	0.854MPa（最高圧力）	【設計基準事故時】 0.427MPa（最高圧力）	【重大事故等時】 0.853MPa（最高圧力）

難燃FNケーブルの長期健全性評価試験結果

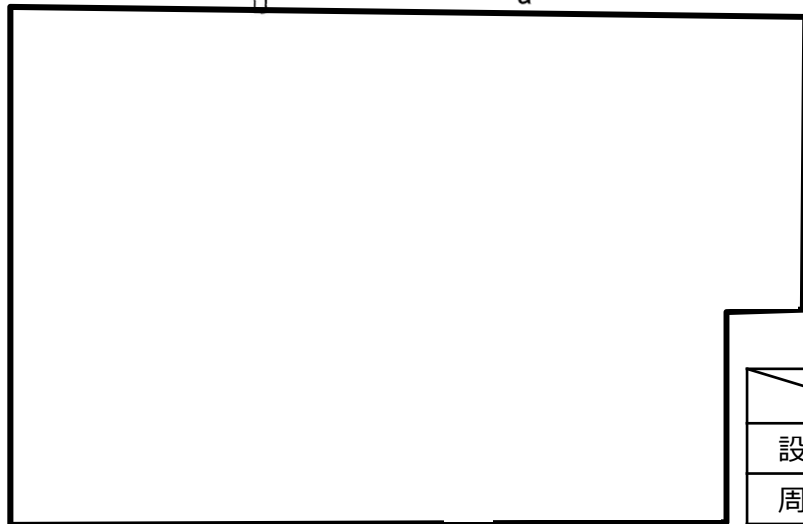
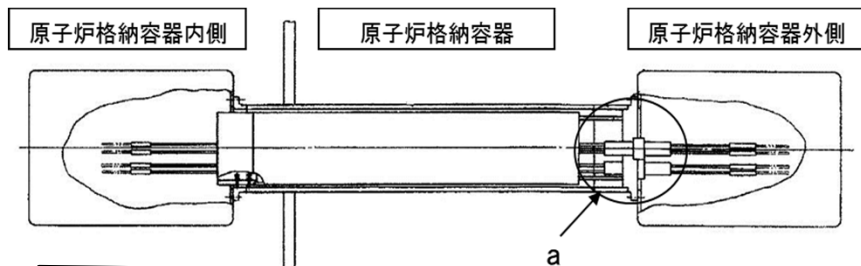
対象ケーブル	項目	判定
難燃FNケーブル	耐電圧試験	良

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【電気ペネトレーション（核計装用電気ペネトレーション）】

核計装用電気ペネトレーションの構造図



a部詳細

核計装用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部 位	材 料
①	同軸ケーブル／電線	銅、絶縁物（難燃架橋°PIフルン）
②	気密同軸導体／導体	銅
③	接続子	銅、銅合金、ケル、コンスタンタン、アルメル
④	シール材	EP°キシ樹脂
⑤	スリーブ	炭素鋼（STS42）
⑥	アダプタ	炭素鋼（STS42）
⑦	ハッタ	ステンレス鋼（SUS304）
⑧	モジュールボディ	ステンレス鋼（SUS304TP）
⑨	リング	EPフルン°ピ°レンゴム
⑩	取付ボルト	ステンレス鋼（SUS304）

核計装用電気ペネトレーションの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内（電気ペネトレーション付近）		
周囲温度	50 °C（最高）※1	171 °C（最高）	171 °C（最高）※2
放射線	3.3×10 ⁻² Gy/h※1	1.9×10 ⁴ Gy （最大積算値）	2.0×10 ⁴ Gy※2 （最大積算値）
最高圧力	0.014 MPa	0.427MPa	0.427MPa※2

※1：原子炉格納容器内で核計装用電気ペネトレーションが設置されている区域の実測値。

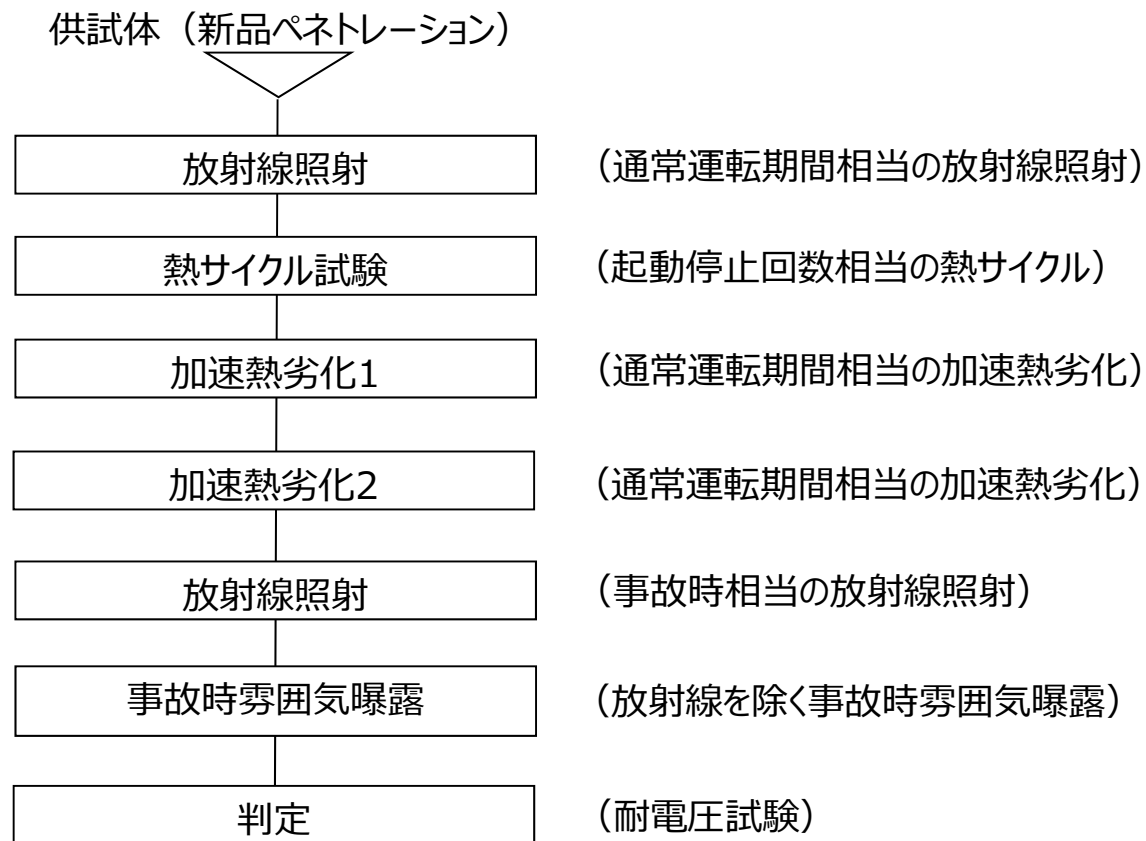
※2：重大事故等時における原子炉格納容器内のモジュール型核計装用電気ペネトレーションの動作要求期間が重大事故等時初期のみであることを考慮した環境条件設計値（重要事故シーケンス等における動作要求期間は、1時間未満であり、最高温度、最高圧力については設計基準事故時の条件に包括されることから保守的に条件を設定し、放射線の最大積算値については1時間分の重大事故等時の最大線量率を包括する条件として設定した。）

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【電気ペネトレーション（核計装用電気ペネトレーション）】

①核計装用電気ペネトレーションの健全性評価（試験手順）



核計装用電気ペネトレーションの長期健全性試験手順

4. 絶縁特性低下

4.4 代表説明機器の長期健全性評価

【電気ペネトレーション（核計装用電気ペネトレーション）】

①核計装用電気ペネトレーションの健全性評価（試験条件、試験結果）

- 試験条件は、60年間の通常運転期間および事故時条件を想定した条件を包絡しており、60年間の通常運転期間後においても事故時に絶縁性能が維持されることを確認した。

核計装用電気ペネトレーションの長期健全性試験条件

試験項目	試験条件	60年間の通常運転および事故時条件
熱サイクル試験	10℃⇔66℃/180サイクル	111回
加速熱劣化※	加速熱劣化1（40年相当）：115℃×75日間 加速熱劣化2（20年相当）：115℃×38日間	通常運転時周囲温度最高値（50℃）
放射線 （通常時＋ 事故時）	5.0×10 ⁴ Gy	【設計基準事故時】 3.7×10 ⁴ Gy（1.8×10 ⁴ （通常時）＋1.9×10 ⁴ （事故時）） 【重大事故等時】 3.8×10 ⁴ Gy（1.8×10 ⁴ （通常時）＋2.0×10 ⁴ （事故時））
温度	171℃（最高温度）	171℃（最高温度）
圧力	0.427MPa（最高圧力）	0.427MPa（最高圧力）

※：途中の40年相当の加速熱劣化時点での健全性確認のため2回に分けて加速熱劣化を実施

核計装用電気ペネトレーションの長期健全性試験結果

項目	結果
耐電圧試験	良

4. 絶縁特性低下

4.5 代表説明機器以外の長期健全性評価

- 代表説明機器以外についても、環境条件が著しく悪化する環境において機能維持が要求される機器については、代表説明機器と同様に、長期健全性評価を実施している。
- 以降に長期健全性評価に係る試験条件（P.30～31）および評価結果（P.32～34）を示す。

長期健全性評価に係る試験条件

長期健全性評価の対象機器		評価手法	加速劣化試験条件	放射線照射試験条件	事故時雰囲気暴露試験条件
高圧ポンプモータ	残留熱除去ポンプモータ	IEEE	155℃-576h	—*	最高温度:100℃
	低圧炉心スプレッドポンプモータ				
	高圧炉心スプレッドポンプモータ				
高圧ケーブル	高圧難燃CVケーブル	電気学会推奨案	121℃-168h	5.0×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃
低圧ケーブル	KGBケーブル	電気学会推奨案	121℃-168h	7.6×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃
		ACAが ^レ ト ^レ	100℃-99.7Gy/h-6,241h	5.0×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃
	難燃CVケーブル	電気学会推奨案	121℃-168h	5.0×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃
		ACAが ^レ ト ^レ	100℃-99.3Gy/h-2,500h	1.0×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃
同軸ケーブル	難燃三重同軸ケーブル	電気学会推奨案	121℃×168h	7.6×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃
		ACAが ^レ ト ^レ	100℃-98.1Gy/h-7,024h	5.0×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃

* : 長期健全性試験では放射線照射試験を実施していないが、EPRI文献にて示されるエポキシ樹脂の放射線の影響が出始めるしきい値（2×10⁶Gy）に対して実機環境条件の放射線量が十分低いことを確認している

4. 絶縁特性低下

4.5 代表説明機器以外の長期健全性評価

長期健全性評価に係る試験条件

長期健全性評価の対象機器		評価手法	加速劣化試験条件	放射線照射試験条件	事故時雰囲気暴露試験条件
ケーブル接続部	端子台接続	IEEE	123℃×120h	2.0×10 ⁶ Gy	最高温度:174℃
	直ジョイント接続	IEEE	115℃×10,075h	5.2×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃
			115℃×2,400h	4.6×10 ⁵ Gy	最高温度:180℃
	電動弁コネクタ接続	IEEE	138℃×300h	1.0×10 ⁶ Gy	最高温度:171℃
同軸コネクタ接続*	IEEE	143℃×168h	2.7×10 ⁵ Gy	最高温度:182℃	
電動弁用駆動部	残留熱除去系炉水入口内側隔離弁用駆動部	IEEE	123℃×120h	2.0×10 ⁶ Gy	最高温度:174℃
	B-RHR熱交海水出口弁用駆動部	IEEE	123℃×120h	2.0×10 ⁶ Gy	最高温度:174℃
	原子炉隔離時冷却系タービン排気隔離弁用駆動部	IEEE	123℃×120h	2.0×10 ⁶ Gy	最高温度:174℃
計測装置	主蒸気管周囲温度計測装置	IEEE	180℃×100h	1.0×10 ⁶ Gy	最高温度:180℃
電気ハートレーション	モジュール型高圧動力用電気ハートレーション	IEEE	125℃×5,472h	5.2×10 ⁵ Gy	最高温度:171℃
	モジュール型制御計測用高耐熱電気ハートレーション	IEEE	130℃-100Gy/h-635h	8.0×10 ⁵ Gy	最高温度:240℃
原子炉建物燃料取替階グローアウトハート閉止装置	原子炉建物燃料取替階グローアウトハート閉止装置	IEEE	104℃×600h	2.4×10 ⁶ Gy	最高温度:220℃

* : 初回申請時は実機相当品を用いて評価を実施していたが、実機同等品を用いた評価に変更

 : 新規制基準適合性審査を踏まえ新たに設置した機器

4. 絶縁特性低下

4.5 代表説明機器以外の長期健全性評価

長期健全性評価に係る評価結果

設備・機器	評価対象機器	評価期間 算出方法	評価期間	評価結果
高圧ポンプモータ	残留熱除去ポンプモータ	アルニウス則	60年以上	60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する
	低圧炉心スプレッドポンプモータ			
	高圧炉心スプレッドポンプモータ			
高圧ケーブル	高圧難燃CVケーブル	アルニウス則	60年以上	同上
低圧ケーブル	KGBケーブル	アルニウス則	49年間	原子炉建物内の周囲温度最高値(60℃)に対して、49年間の通常運転期間を包絡していることを確認した
		時間依存データの重ね合わせ手法	60年以上	60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する
	難燃CVケーブル	アルニウス則	60年以上	同上
		時間依存データの重ね合わせ手法	47年間	原子炉浄化系熱交換器室の周囲温度最高値(50℃)に対して、47年間の通常運転期間を包絡していることを確認した
同軸ケーブル	難燃三重同軸ケーブル	アルニウス則	60年以上	同上
		等価損傷簡易手法	60年以上	同上

4. 絶縁特性低下

4.5 代表説明機器以外の長期健全性評価

長期健全性評価に係る評価結果

設備・機器	評価対象機器	評価期間 算出方法	評価期間	評価結果
ケーブル接続部	端子台接続	アルニウス則	25年間	原子炉格納容器内の周囲温度最高値(63℃)に対して、25年間の通常運転期間を包絡していることを確認した
	直ジョイント接続	アルニウス則	60年以上	60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する
	電動弁コネクタ接続	アルニウス則	60年以上	同上
	同軸コネクタ接続	アルニウス則	60年以上	同上
電動弁用駆動部	残留熱除去系炉水入口内側隔離弁用駆動部	アルニウス則	60年以上	60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する
	B-RHR熱交海水出口弁用駆動部	アルニウス則	60年以上	同上
	原子炉隔離時冷却系タービン排気隔離弁用駆動部	アルニウス則	60年以上	同上

4. 絶縁特性低下

4.5 代表説明機器以外の長期健全性評価

長期健全性評価に係る評価結果

設備・機器	評価対象機器	評価手法	評価期間	評価結果
計測装置	主蒸気管周囲温度計測装置	アレクス則	60年以上	同上
電気 π 補レーション	モジュール型核計装用電気 π 補レーション	アレクス則	60年以上	同上
	モジュール型高圧動力用電気 π 補レーション	アレクス則	60年以上	同上
	モジュール型制御計測用高耐熱電気 π 補レーション	等価損傷簡易手法	30年間	原子炉格納容器内の周囲温度最高値(50℃)および放射線量(0.9×10^4 Gy)に対して、30年間の通常運転期間を包絡することを確認した
原子炉建物燃料取替階ブローアウト π 補閉止装置	原子炉建物燃料取替階ブローアウト π 補閉止装置	アレクス則	60年以上	60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する

: 新規制基準適合性審査を踏まえ新たに設置した機器

4. 絶縁特性低下

4.6 長期健全性評価まとめ

- 長期健全性評価を踏まえた評価結果のうち、評価期間が60年未満の機器について、これまでの取替実績および現状保全から運転開始から60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価している。

機器・設備	対象設備	評価期間	健全性評価および実機対応状況
低圧ケーブル	KGBケーブル	49年	運転開始後29年に取替済であり、運転開始から60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることから、引き続き現状保全を継続する。
	難燃PNケーブル	37年	使用開始から37年間を経過する前に取替えを行うことで、運転開始から60年間の通常運転および設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する。
	難燃CVケーブル	47年	引き続き現状保全を継続し、評価期間を超えない期間内に取替えを行うことで、運転開始から60年間の通常運転および設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する。
ケーブル接続部	端子台接続 (原子炉格納 容器内仕様)	25年	10定期事業者検査の周期で取替を実施しており、今後も評価期間を超えない期間内に取替えを行うことで、運転開始から60年間の通常運転および設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する。
電気 ^h トレション	モジュール型制御計測用高 耐熱電気 ^h トレション	30年	運転開始後34年目に新規設置予定であり、運転開始から60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることから、引き続き現状保全を継続する。

4. 絶縁特性低下

4.6 長期健全性評価まとめ

(1) 現状保全

絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定および機器の動作試験を実施し、健全性を確認している。

なお、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、取替えを行うこととしている。

(2) 総合評価

各評価対象機器の長期健全性評価結果において、評価期間60年未満となる機器が確認されたが、取替実績または設置予定時期を踏まえて適切な時期に取替を行うこと、また、引き続き現状保全を継続することで、運転開始から60年間の通常運転期間および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると判断する。

(3) 高経年化への対応

設計基準事故時雰囲気において機能要求される難燃PNケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、37年間を経過するまでに取替え、または実機同等品を用いて、60年間の通常運転および設計基準事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施する。

そのほかの評価対象機器の絶縁体の絶縁特性低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。

4. 絶縁特性低下

4.7 長期施設管理方針

- ケーブル（難燃PNケーブル）の絶縁特性低下（No.1）について、評価寿命までの取替または型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施することを長期施設管理方針とした。
- ケーブル接続部の絶縁特性低下（No.2）について、初回申請時には実機同等品の試験結果を有していなかったため、長期施設管理方針としていたが、その後、実機同等品の試験結果を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に対する健全性を確認したことから、補正時（2023年2月28日）では長期施設管理方針から取り下げた。

No.	施設管理の項目	実施時期	備考
1	○ケーブル（難燃PNケーブル）の絶縁特性低下 事故時雰囲気内で機能要求されるケーブル（難燃PNケーブル）の絶縁特性低下については、評価寿命までの取替または型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施する。	中長期※	—
2	○ケーブル接続部（同軸コネクタ）の絶縁特性低下 事故時雰囲気内で機能要求されるケーブル接続部（同軸コネクタ：ポリエーテルエーテルケトン）の絶縁特性低下については、型式等が同一の実機同等品を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する再評価を実施する。	中長期※	実機同等品の試験結果を用いて60年間の通常運転および事故時雰囲気による劣化を考慮した事故時耐環境性能に対する健全性を確認したため、長期施設管理方針から取下げた。

※：2019年2月10日から10年間

□：2023年2月28日に取下げた長期施設管理方針

5. コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下

5.1 コンクリート構造物における代表構造物の選定結果

- 新規規制基準適合性審査により、評価対象設備として浸水防護施設に属する構造物および常設重大事故等対処設備に属する構築物等を追加し、健全性評価を反映。
- コンクリート構造物のうち供給塩化物量の影響が大きい対象構造物について、1号機取水槽北側壁および漂流防止装置基礎（荷揚護岸）を追加。
- 運転開始後経過年数およびSクラスの支持構造物であることを考慮して、1号機取水槽北側壁を代表構造物に選定。

コンクリート構造物（供給塩化物量の影響大）における代表構造物選定結果

対象構造物 (コンクリート構造物)	使用条件等						選定	選定理由	
	運転開始後 経過年数*3	高温部 の有無	放射線 の有無	振動の 有無	設置環境				供給 塩化物量
					屋内	屋外			
取水構造物	29年	—	—	—	/	仕上げ無し*1	○ (海水と接触)		
1号機取水槽北側壁	43年	—	—	—	/	仕上げ無し	○ (海水と接触)	◎ 供給塩化物量の影響 (運転開始後経過年数、 Sクラスの支持構造物)	
漂流防止装置基礎 (荷揚護岸)	43年 0年*2	—	—	—	/	仕上げ無し*1	○ (海水と接触)		

*1：他の屋外で仕上げがない構造物で代表させる。

*2：既に設置されているが、使用前事業者検査の合格をもって使用開始とする。

*3：2018年2月10日時点での経過年数を示す。

：グループ内代表構造物とする使用条件等

【凡例】

○：影響大

—：影響極小、または無し

5. コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下

5.2 代表構造物の技術評価

(1) 中性化による強度低下に関する健全性評価結果

- 運転開始後60年経過時点における中性化深さは、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを十分に下回っており、健全性評価上問題とならない。

運転開始後60年後時点と鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さの比較 (単位：cm)

評価点	調査時点の中性化深さ		運転開始60年時点の 中性化深さ*1	鉄筋が腐食し始める 時点の中性化深さ*2
	調査時期 (経過年数)	実測値 (最大値)		
1号機取水槽北 側壁 気中帯	2011年 (37年)	3.05 (4.5)	4.35 (\sqrt{t} 式)	6.6

*1：岸谷式、森永式および中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載

*2：かぶり厚さから評価した値

- また、定期的に目視点検を実施しているが、中性化による鉄筋腐食に起因する有害なひび割れ等は確認されていない。

5. コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下

5.2 代表構造物の技術評価

(2) 塩分浸透による強度低下に関する健全性評価結果

- 運転開始後60年経過時点における鉄筋の腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を十分に下回っており、健全性評価上問題とならない。

運転開始後60年経過時点とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量の比較

評価点		調査時期 (経過年数)	鉄筋位置での 塩化物イオン濃度 (%)	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)		
				調査時点	運転開始後60 年時点	かぶりコンクリートに ひび割れが発生する時点
1号機 取水槽 北側壁	気中帯	2011年 (37年)	0.18 (3.79) *	9.9	31.6	69.2
	干満帯	2011年 (37年)	0.016 (0.35) *	0.0	7.1	69.2
	海中帯	2011年 (37年)	0.057 (1.28) *	0.5	3.3	69.2

* : () 内は塩化物イオン量 (kg/m³)

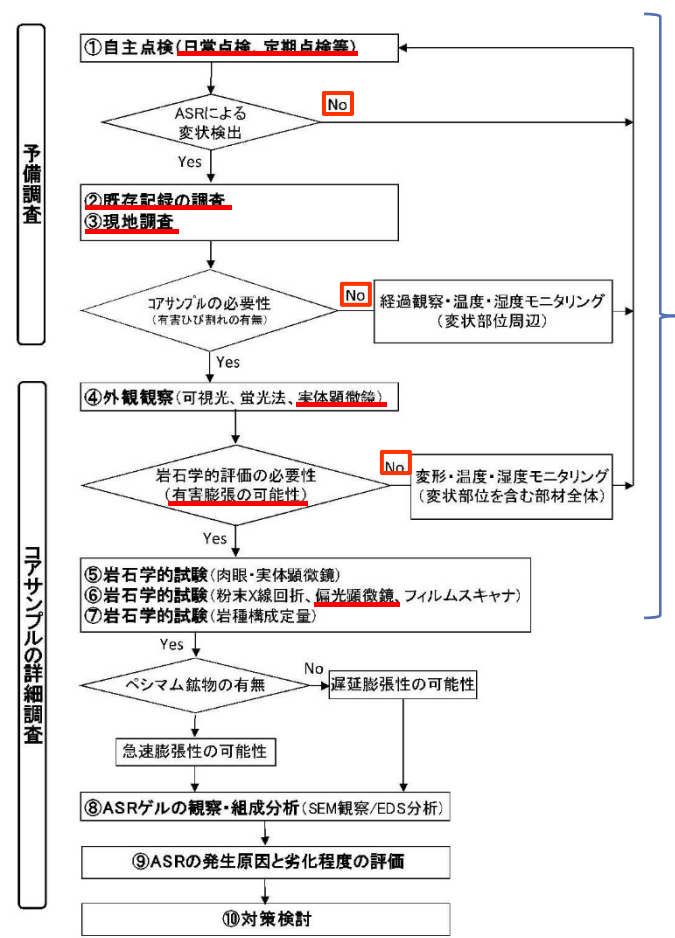
- また、定期的に目視点検を実施しているが、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する有害なひび割れ等は確認されていない。

5. コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下

5.3 使用開始から40年以上が経過した建物・構築物のアルカリ骨材反応の潜在性について

(1) アルカリ骨材反応（以下、「ASR」という。）の評価方針

➤ 使用開始から40年が経過した制御室建物、1号機取水槽北側壁および漂流防止装置基礎（荷揚護岸）に対し、以下のコンクリート構造物のASR診断フローに基づき、ASRの評価を実施した。



劣化進行段階の評価方針

予備調査

- ・定期的な目視点検（左記①③）においてASRに起因するひび割れ等は認められていない
- ・1984年にモルタルバー法（左記②）により使用骨材は有害でないことを確認

↓

実体顕微鏡による観察（左記④）

実構築物にASRの変状は検出されていないが、運転に伴い生じたASR劣化状況を詳細に確認するため、コアサンプルの実体顕微鏡観察を実施

（評価内容）

- ・進行の有無・程度の特定
- ⇒健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認

↓

評価方法の選定プロセスと評価結果の妥当性を確認するため、念のため偏光顕微鏡観察による鉱物・岩種の同定や進行段階の確認を実施

（参考）偏光顕微鏡による観察（左記⑥）

（評価内容）

- ・進行の有無・程度の詳細を確認
- ⇒反応性鉱物の存在を確認したが、健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認

↓

潜在膨張性の確認

促進膨張試験

- ・偏光顕微鏡観察を実施した箇所において、アルカリ溶液浸漬法を実施
- ⇒判定基準値以下であり、遅延膨張の可能性が低いことを確認。

5. コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下

5.3 使用開始から40年以上が経過した建物・構築物のアルカリ骨材反応の潜在性について

(2) 評価結果

- 劣化進行段階の評価としては、実体顕微鏡観察の結果、対象構造物のコンクリートの健全性に影響を与えるような反応性はないと判断した。また、念のため実施した偏光顕微鏡観察の結果からも同様の結果が得られ、実体顕微鏡観察の選定プロセスおよび試験結果の妥当性を確認することができた。
- 潜在膨張性の確認としては、偏光顕微鏡観察により、粗骨材から遅延膨張性の反応性鉱物が確認されたが、促進膨張試験の結果より、将来の潜在膨張（急速性および遅延性）の可能性は低いと判断した。

試験方法		評価結果
実体顕微鏡観察	ASR反応性	1号機取水槽北側壁（干満帯）のみ、粗骨材（安山岩と流紋岩）の一部粒子に、淡い反応リムの形成、あるいはわずかなASRゲルの滲出が認められたが、進行段階が軽微であり、ASRの反応性はないと判断した。
偏光顕微鏡観察	ASR反応性	実体顕微鏡観察と同様の結果が得られた。
	ASR反応性 鉱物	ほぼ全ての構造物・対象部位の粗骨材（安山岩および流紋岩）において、遅延膨張性のASR反応性鉱物（微晶質石英、微晶質～隠微晶質石英）が認められたが、急速膨張性のASR反応性鉱物は認められなかった。
促進膨張試験 (アルカリ溶液浸漬法)	潜在膨張性	判定基準（21日で膨張率が0.1%未満）に対し、28日浸漬させても最大で0.042%と判定基準以下であり、将来の潜在膨張（急速性および遅延性）の可能性は低いと判断した。

6. 6 事象以外の劣化事象

6.1 評価対象機器

- 島根 2 号炉は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として、6 事象以外の劣化事象（気密性低下）を抽出している。
- 6 事象以外の劣化事象（気密性低下）は、電気ペネトレーションのシール材およびOリングの劣化による気密性の低下が対象事象であるため、新規制基準適合性審査を踏まえ新たに設置された機器を含め、事故時に機能維持が要求される電気ペネトレーションを評価対象機器として抽出している。

評価対象機器	新設／既設	重要度		設置箇所
		DBA	SA	
核計装用モジュール型電気ペネトレーション	既設	MS-1	○	PCV
制御計測用モジュール型電気ペネトレーション	既設	MS-1	○	
低圧動力用モジュール型電気ペネトレーション	既設	MS-1	○	
高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション	既設	MS-1	○	
制御計測用モジュール型高耐熱電気ペネトレーション	新設	MS-1	○	
計測用モジュール型MI電気ペネトレーション	新設	MS-1	○	

: 新規制基準適合性審査を踏まえ、新たに設置した機器を示す。

6. 6 事象以外の劣化事象

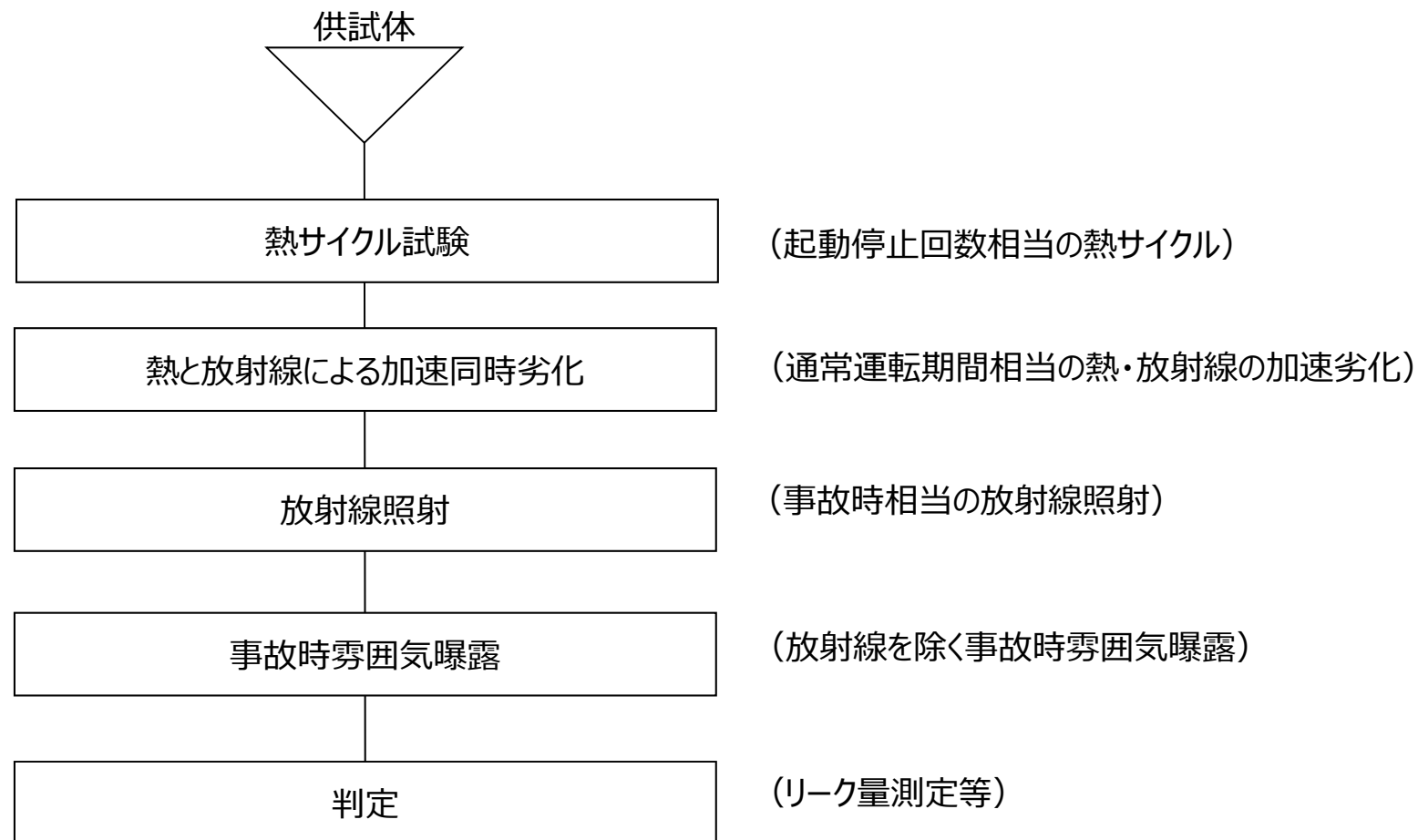
6.2 代表説明機器

- 事故時に機能維持が要求される電気ペネトレーションについては、60年間の通常運転期間および事故時使用条件を包絡した長期健全性試験により、運転開始後60年時点においても事故時に気密性能が維持されることを確認する。
- 設置箇所、事故時の使用条件が同じであることから、本資料では低圧用電気ペネトレーションから核計装用モジュール型電気ペネトレーション、高耐熱用電気ペネトレーションから制御計測用モジュール型高耐熱電気ペネトレーションを選定し、代表説明機器として説明する。
- なお、事故時使用条件については、新規制基準適合性審査により新たに確定した重大事故等時の最高温度、放射線を踏まえ、より厳しい重大事故等時の使用条件に変更している。

設備・機器	評価対象機器	設置箇所	事故時使用条件		代表説明機器
			最高温度	放射線 (最大積算値)	
低圧用電気ペネトレーション	核計装用モジュール型電気ペネトレーション	PCV	178℃ (設計基準事故時：171℃、重大事故等時：178℃)	3.6×10 ⁵ Gy (設計基準事故時：1.9×10 ⁴ Gy、重大事故等時：3.6×10 ⁵ Gy)	○
	制御計測用モジュール型電気ペネトレーション				
	低圧動力用モジュール型電気ペネトレーション				
高圧用電気ペネトレーション	高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション				
高耐熱用電気ペネトレーション	制御計測用モジュール型高耐熱電気ペネトレーション				○
	計測用モジュール型MI電気ペネトレーション				

6.3 評価手法

- 電気ペネトレーションの気密性低下の評価にあたっては、IEEEに示される健全性評価手順に基づき実施した長期健全性試験の結果等から健全性について評価する。



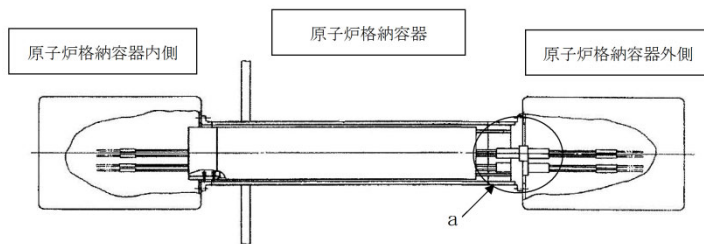
電気ペネトレーションの健全性評価手順

6. 6 事象以外の劣化事象

6.4 代表説明機器の長期健全性評価

【低圧用電気ペネトレーション（核計装用モジュール型電気ペネトレーション）】

低圧用電気ペネトレーション構造図



a部詳細

低圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部位	材料
①	同軸ケーブル／電線	銅、絶縁物（難燃架橋ポリイソレン）
②	気密同軸導体／導体	銅
③	接続子	銅、銅合金、ケムル、コンスタンタン、アルメル
④	シール材	EPDM樹脂
⑤	モジュールボディ	ステンレス鋼（SUS304TP）
⑥	リング	EPDM樹脂

低圧用電気ペネトレーションの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
周囲温度	50℃（最高）※1	171℃（最高）	178℃（最高）※2
放射線	3.3×10^{-2} Gy/h ※1	1.9×10^4 Gy （最大積算値）	3.6×10^5 Gy※2 （最大積算値）
最高圧力	0.014 MPa	0.427 MPa	0.853 MPa※2

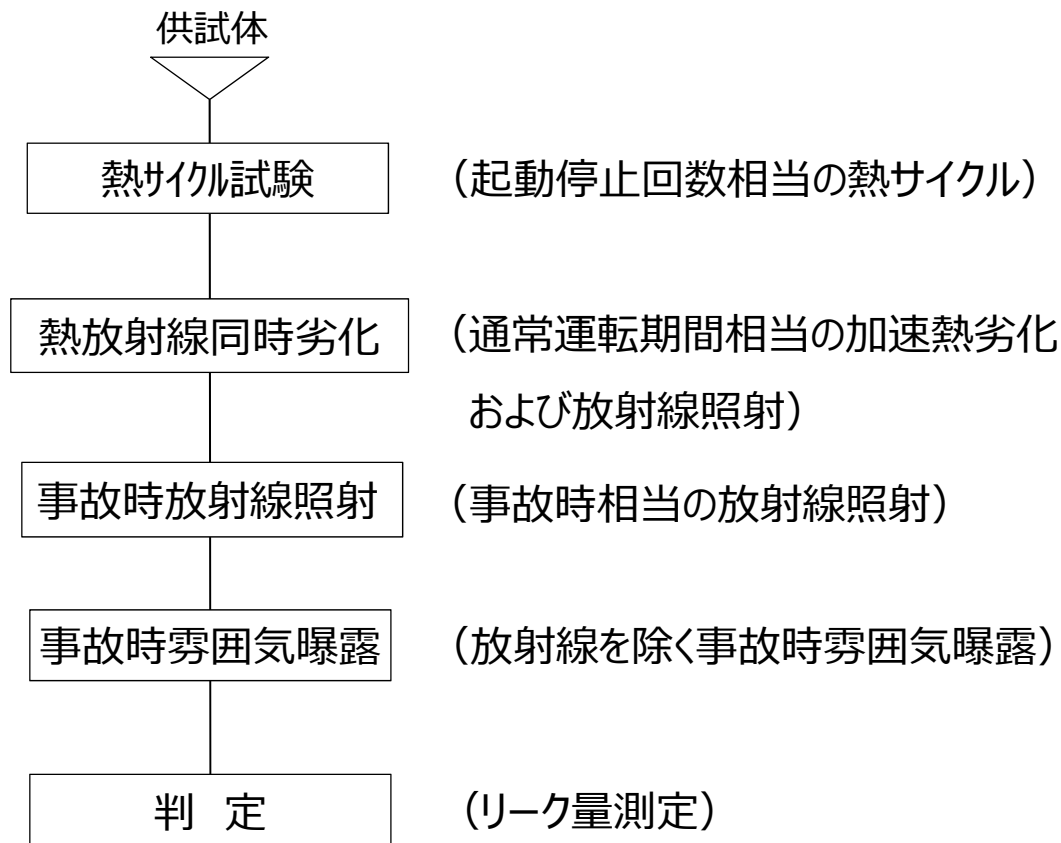
※1：原子炉格納容器内で電気ペネトレーションが設置されている区域の実測値

※2：絶縁特性低下に対する使用条件については、動作要求期間が重大事故等時初期にしないことを考慮し設定しているが、気密性低下に対する使用条件については重大事故等時期間を通して気密性を維持する必要があるため、同じ機器に対する評価であるが絶縁特性低下に対する使用条件について異なる数値を設定している。

6.4 代表説明機器の長期健全性評価

【低圧用電気ペネトレーション（核計装用モジュール型電気ペネトレーション）】

- 低圧用電気ペネトレーションの長期健全性確認にあたっては、IEEEに示される健全性評価手順に基づき長期健全性試験を実施している。



低圧用電気ペネトレーションの長期健全性試験手順

6. 6 事象以外の劣化事象

6.4 代表説明機器の長期健全性評価

【低圧用電気ペネトレーション（核計装用モジュール型電気ペネトレーション）】

- 試験条件は、60年間の通常運転期間（等価損傷簡易手法を用いて評価）および事故時雰囲気想定した条件を包絡しており、60年間の通常運転期間後においても事故時に気密性能が維持されることを確認した。

低圧用電気ペネトレーションの長期健全性試験条件

試験項目	試験条件	60年間の通常運転および事故時条件
熱サイクル試験	10℃⇔66℃/120サイクル	111回
熱放射線同時劣化	100℃ – 100Gy/h – 31日間 (731時間)	通常運転時間周囲温度最高値 (50℃) 通常運転時線量積算値 (1.8×10^4 Gy)
事故時放射線照射	4.9×10^5 Gy	【設計基準事故時】 1.9×10^4 Gy 【重大事故等時】 3.6×10^5 Gy
温度	178℃ (最高温度)	【設計基準事故時】 171℃ (最高温度) 【重大事故等時】 178℃ (最高温度)
圧力	0.854MPa (最高圧力)	【設計基準事故時】 0.427MPa (最高圧力) 【重大事故等時】 0.853MPa (最高圧力)

低圧用電気ペネトレーションの長期健全性試験結果

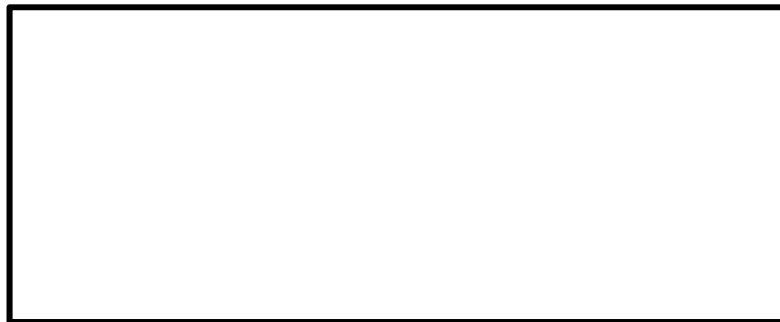
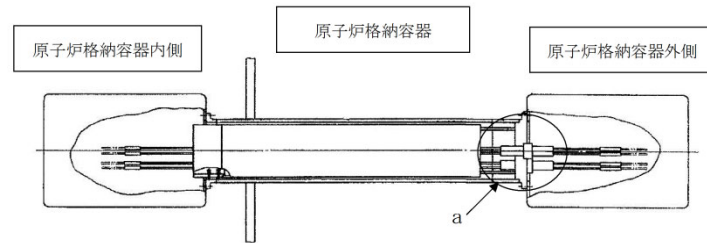
項目	結果
リーク量測定	良

6. 6 事象以外の劣化事象

6.4 代表説明機器の長期健全性評価

【高耐熱用電気ペネトレーション（制御計測用モジュール型高耐熱電気ペネトレーション）】

高耐熱電気ペネトレーション構造図



a部詳細

高耐熱電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部位	材料
①	モジュールボディ	ステンレス鋼 (SUS304TP)
②	モジュールスリーブ	ステンレス鋼 (SUS304TP)
③	リング	EPDM
④	電線	銅、絶縁物 (フッ素樹脂混和物)
⑤	導体	銅、ケル、アルル他
⑥	接続子	銅、ケル、アルル他
⑦	シール材	エポキシ樹脂

高耐熱電気ペネトレーションの使用条件

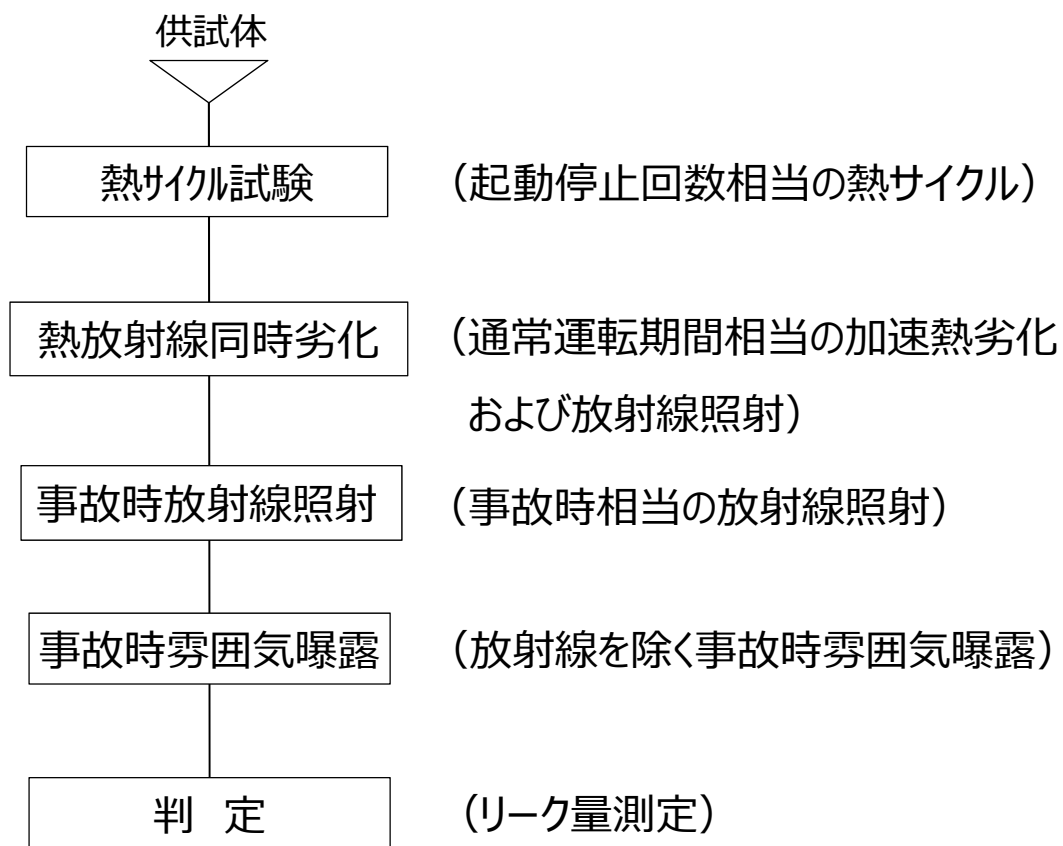
	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
周囲温度	50℃ (最高) ※1	171℃ (最高)	178℃ (最高)
放射線	3.3×10^{-2} Gy/h ※1	1.9×10^4 Gy (最大積算値)	3.6×10^5 Gy (最大積算値)
最高圧力	0.014 MPa	0.427 MPa	0.853 MPa

※1：原子炉格納容器内で電気ペネトレーションが設置されている区域の実測値

6.4 代表説明機器の長期健全性評価

【高耐熱用電気ペネトレーション（制御計測用モジュール型高耐熱電気ペネトレーション）】

- 高耐熱用電気ペネトレーションの長期健全性確認にあたっては、IEEEに示される健全性評価手順に基づき長期健全性試験を実施している。



高耐熱電気ペネトレーションの長期健全性試験手順

6. 6 事象以外の劣化事象

6.4 代表説明機器の長期健全性評価

【高耐熱用電気ペネトレーション（制御計測用モジュール型高耐熱電気ペネトレーション）】

- 試験条件は、30年間の通常運転期間（等価損傷簡易手法を用いて評価）および事故時雰囲気想定した条件を包絡しており、30年間の通常運転期間後においても事故時に気密性能が維持されることを確認した。

高耐熱電気ペネトレーションの長期健全性試験条件

試験項目	試験条件	30年間の通常運転および事故時条件	
熱サイクル試験	10℃⇔66℃/175サイクル -28℃⇔66℃/5サイクル	111回	
熱放射線同時劣化	130℃ – 100Gy/h – 27日間 (635時間)	通常運転時間周囲温度最高値 (50℃) 通常運転時線量積算値 (0.9×10 ⁴ Gy)	
事故時放射線照射	8.0×10 ⁵ Gy	【設計基準事故時】 1.9×10 ⁴ Gy	【重大事故等時】 3.6×10 ⁵ Gy
温度	240℃ (最高温度)	【設計基準事故時】 171℃ (最高温度)	【重大事故等時】 178℃ (最高温度)
圧力	0.854MPa (最高圧力)	【設計基準事故時】 0.427MPa (最高圧力)	【重大事故等時】 0.853MPa (最高圧力)

高耐熱電気ペネトレーションの長期健全性試験結果

項目	結果
リーク量測定	良

6. 6 事象以外の劣化事象

6.5 長期健全性評価まとめ

- 代表説明機器以外の高圧用電気ペネトレーションについても代表説明機器と同様に長期健全性評価を実施している。
- 長期健全性評価の結果、低圧用電気ペネトレーション、高圧用電気ペネトレーションについては、60年間の通常運転期間、事故時雰囲気においても気密性を維持できることを確認した。
- 高耐熱電気ペネトレーションについては、30年間の通常運転期間、事故時雰囲気においても気密性を維持できることを確認した。なお、高耐熱電気ペネトレーションは、運転開始後34年に新設される機器であり、島根2号炉の60年間の通常運転期間および事故時雰囲気においても気密性を維持できるものと評価している。

設備・機器	評価対象機器	評価期間 算出方法	評価期間	評価結果
低圧用電気ペネ トレーション	核計装用モジュール型電気ペネトレーション	等価損傷簡 易手法	60年以上	60年間の通常運転期間、事故時雰囲気において気密性を維持できることを確認
	制御計測用モジュール型電気ペネトレーション			
	低圧動力用モジュール型電気ペネトレーション			
高圧用電気ペネ トレーション	高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション	等価損傷簡 易手法	60年以上	60年間の通常運転期間、事故時雰囲気において気密性を維持できることを確認
高耐熱用電気ペネ トレーション	制御計測用モジュール型高耐熱電気ペネトレーション	等価損傷簡 易手法	30年以上	30年間の通常運転期間、事故時雰囲気において気密性を維持できることを確認※
	計測用モジュール型MI電気ペネトレーション			

※ 高耐熱電気ペネトレーションは、運転開始後34年に新設される機器であり、島根2号炉の60年間の通常運転期間および事故時雰囲気においても気密性を維持できるものと評価。

目次

1. 概要	54
2. 基本方針	55
3. 評価対象と評価手法	58
4. 代表の耐震安全性評価	84
5. まとめ	100

- 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、耐震安全性評価の評価結果を説明するものである。
- 高経年化技術評価における耐震安全性評価とは、耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象について、評価対象機器・構造物の経年劣化を加味して耐震重要度分類に応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価することをいう。

2. 基本方針

- 評価対象機器について発生し得る経年劣化事象に対して実施した技術評価に耐震性を考慮した技術的評価を実施して、運転開始後60年時点までの期間において「**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**」の記載事項（以下、「**審査ガイド等記載事項**」という。）を満足することを確認する。
- 耐震安全性を評価するにあたっての**審査ガイド等記載事項**を以下に示す。

ガイド	記載事項
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>⑥ 動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。</p> <p>⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p>

ガイド	記載事項
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 (続き)	<p>⑳-1 耐震安全性の評価 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、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉒-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要のある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査 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	記載事項
<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</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑥ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。実用炉規則第82条第1項から第3項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後30年、40年又は50年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、PLM基準2008版の6.3.4耐震安全性評価を用いることができる。</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>

(1) 評価対象 (1/4)

①耐震安全性評価対象機器

技術評価における評価対象機器と同じとし、以下の機器を耐震安全性評価における評価対象機器とする。

- 各高経年化技術評価書で行った機器のグループ化における「同一グループ内での代表機器」
- 「同一グループ内での代表機器」より耐震重要度が上位の機器

②耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

①にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、各高経年化技術評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化事象については、以下のとおり分類される。

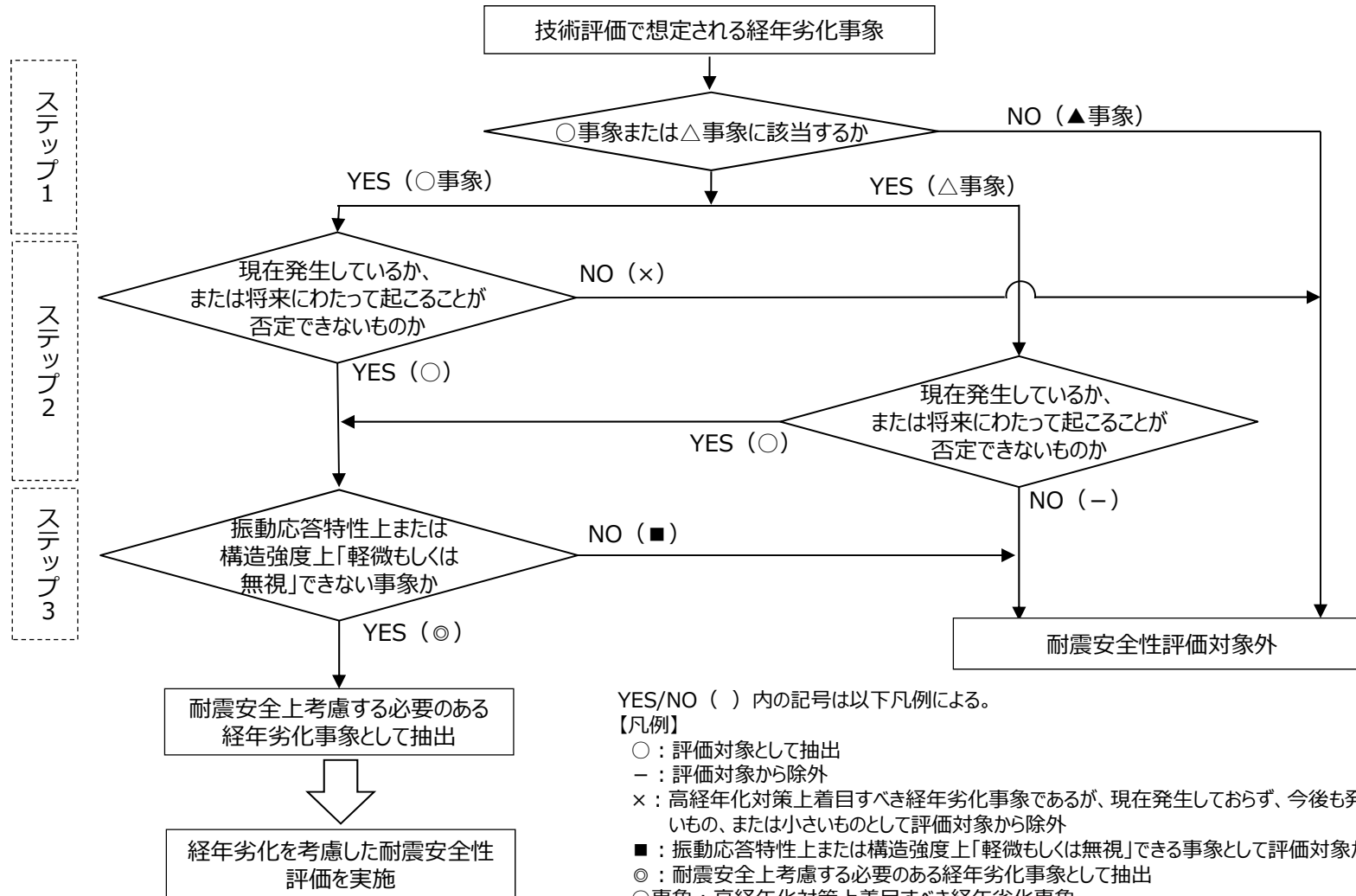
- a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)
- b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象)
(△事象)
- c. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象以外)
(▲事象)

このうち、耐震安全性評価対象機器として、a.およびb.のうち「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」でかつ「振動応答特性上、または構造強度上「軽微もしくは無視」できない経年劣化事象」について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施する。

3. 評価対象と評価手法 – 評価対象

(1) 評価対象 (2/4)

② 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出



YES/NO () 内の記号は以下凡例による。

【凡例】

- ：評価対象として抽出
- ：評価対象から除外
- ×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいものとして評価対象から除外
- ：振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外
- ◎：耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出
- 事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
- △事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）
- ▲事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

3. 評価対象と評価手法 – 評価対象

(1) 評価対象 (3/4)

② 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

耐震安全性評価対象の経年劣化事象として、以下の事象が抽出された。

機器・構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象							
	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※1	熱時効	摩耗	腐食		コンクリートの強度・遮へい能力低下
						流れ加速型腐食	全面腐食	
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎※2	—
熱交換器	—	—	—	—	◎※3	◎	◎※2	—
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎※2	—
配管	◎	—	—	—	—	◎	◎※2	—
弁	◎	—	—	◎	—	—	—	—
炉内構造物	◎	—	×※4 —※5	—	—	—	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
タービン設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
コンクリート構造物 および鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	×
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
機械設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎※2	—

※1：中性子照射による靱性低下を含む

※2：基礎ボルト

※3：排ガス予熱器の管支持板に流れ加速型腐食による減肉を考慮した場合に発生する、管支持板と伝熱管外面の摩耗による減肉を考慮

※4：照射誘起型応力割れについて初回申請時は耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象としていたが、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性はないと評価を見直したことに伴い、耐震安全性評価についても「◎」から「×」に変更（技術評価の変更内容については、第15回審査会合（2018年12月19日）にて説明済）。

※5：中性子照射による靱性低下

【凡例】

◎：「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」かつ「振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できない事象」

×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの

—：日常劣化管理事象のうち、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの

(1) 評価対象 (4/4)

②耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）のうち、図1の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローにて、耐震安全上考慮不要となる経年劣化事象は以下のとおり。

- (a) 技術評価の結果、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がない事象、または小さい事象
 - a. 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ（中性子照射による靱性低下含む）
 - b. コンクリート構造物の熱、放射線照射、中性化、塩分浸透および機械振動による強度低下ならびに熱による遮へい能力低下
- (b) 振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象
 - a. 制御棒の照射誘起型応力腐食割れ
 - b. 絶縁特性低下、特性変化および導通不良
 - c. シール材等の劣化（気密性低下）

(2) 評価手法 (1/7)

① 主な適用規格

- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版 (2007年追補版を含む) JSME S NC1-2005 (2007)」
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008年版 JSME S NA1-2008」
- ・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」
- ・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 JEAC4206-2007」
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG 4601-補-1984」
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針追補版 JEAG4601-1991」

なお、配管系について、JEAG4601-1991追補版ではなく、最新知見として得られた減衰定数を用いて耐震安全性評価を実施している。

3. 評価対象と評価手法 – 評価手法

(2) 評価手法 (2/7)

②耐震安全性評価の評価手法

各劣化事象に対する耐震安全性評価手法の概要を以下に示す。

評価項目	評価手法
低サイクル疲労 (ポンプ、容器、配管、弁、 炉内構造物)	運転開始後60年時点までの推定過渡回数を考慮した疲れ累積係数と基準地震動Ssまたは弾性設計用地震動Sdを考慮した疲れ累積係数の合計値が許容値1を下回ることを確認する。
中性子照射脆化 (容器)	運転開始後60年時点での K_{IC} 下限包絡曲線と基準地震動Ssの荷重を考慮した K_I 曲線を算出し、 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線を比較した結果が $K_{IC} > K_I$ となり、許容限界を下回ることを確認する。
熱時効 (ポンプ、弁)	き裂を想定し、評価対象部位の地震時のき裂進展力が運転開始後60年時点の熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗を下回ることを確認する。 なお、高経年化技術評価「2相ステンレス鋼の熱時効」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。
摩耗 (熱交換器)	流れ加速型腐食によって管支持板（伝熱管との支持部）に減肉が発生した場合に、流体振動による伝熱管の摩耗（管外面の減肉）が進行するため、伝熱管外面の減肉を考慮した地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

3. 評価対象と評価手法 – 評価手法

(2) 評価手法 (3/7)

②耐震安全性評価の評価手法

評価項目	評価手法
腐食（流れ加速型腐食） （熱交換器、配管）	<p>【熱交換器】 流れ加速型腐食による胴内面の減肉、伝熱管内面の減肉および管支持板の減肉を考慮して地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。</p>
	<p>【配管】 保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を考慮して地震時の発生応力、または疲れ累積係数を算出し、許容値1を下回ることを確認する。 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フローを下図に示す。</p> <div style="text-align: center;"> <pre> graph TD A{偏流発生部位および その下流側に耐震管理厚さ※まで一様に減肉を想定した 評価の結果、許容値を満足するか} -- YES --> B[耐震安全性評価上問題ないと評価] A -- NO --> C[サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した 耐震安全性評価を再度実行する] </pre> </div> <p>※ 減肉を考慮した40年目の想定厚さと公称肉厚の80%を比較し、いずれか小さい値を耐震管理厚さとして設定（補紙1参照）</p>

3. 評価対象と評価手法 – 評価手法

(2) 評価手法 (3/7)

②耐震安全性評価の評価手法

評価項目	評価手法
腐食（全面腐食） （基礎ボルト）	運転開始後60年時点の腐食減肉を仮定して地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。
動的機能維持 （ポンプ、ポンプモータ、弁、タービン設備、空調設備、機械設備）	地震時に動的機能維持が要求される耐震安全性評価対象機器について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を整理し、振動応答特性上または構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象か確認し、「軽微もしくは無視」できない事象については、評価を実施し耐震安全性評価上問題のないことを確認する。
制御棒挿入性評価 （制御棒、炉内構造物、燃料集合体）	制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象を抽出して影響評価を行い、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ことを確認する。

▶「耐震管理厚さ」設定の経緯

配管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価について、「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」の記載を踏まえ、耐圧上の必要厚さまたは60年時点での想定厚さを用いた耐震評価を実施したところ、耐震評価が成立しないモデルがあった。

このため、評価対象配管に対して一定の考え方による管理基準を定めることを目的とし、配管減肉管理上の保守的な管理値として、40年目の想定厚さを含めた「耐震管理厚さ」を社内QMSに定めた。

▶「耐震管理厚さ」について

配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価においては、余寿命に応じて耐震管理厚さ※の見直しまたは配管取替等を行う管理としていることを踏まえ、耐震管理厚さを用いて評価を実施する。

※：耐震管理厚さ = \min (40年目の想定厚さ、公称板厚の80%の厚さ)

なお、耐震管理厚さは耐震評価上健全性に問題ないことが確認できる最小厚さではなく、配管板厚管理上の方針として一律に設定しているため、耐震管理厚さより薄い板厚で耐震安全性評価を実施した場合に、耐震評価が成立しないものではない。

今後の配管肉厚測定に伴い算出した余寿命を踏まえ、必要により耐震補強等または耐震管理厚さの見直しを含めた余寿命管理を実施する。

➤ 耐震管理厚さを用いた耐震評価方法

上記に基づき決定した耐震管理厚さを用い、以下の手順で評価を実施する。

- ① エルボ部、分岐部、レジューサ部等の偏流発生部およびその下流部の以下に示す減肉想定範囲（減肉規格（2006年度版）に規程されている測定長さ）に耐震管理厚さまで一様な減肉が生じたと想定して三次元多質点系はりモデルに反映
 - ・管の呼び径125A以下 : 300 mm
 - ・管の呼び径125Aを超えるもの : 500 mmただし、弁およびオリフイス下流部については以下とする（Dは配管口径を示す）。
 - ・弁下流部：1Dの位置が上記を超える場合は1D
 - ・オリフイス下流部：3Dの位置が上記を超える場合は3D
- ② 評価対象ラインの全ての減肉想定範囲に対し①で選定した耐震管理厚さまで、全周一様な減肉を想定し、三次元多質点系はりモデルに反映
- ③ 評価対象ラインの耐震クラスに応じた地震力を用いて地震時の発生応力（一次応力）の評価を実施（振動試験結果を踏まえ設計評価用として安全側に設定した減衰定数を適用する。）
- ④ 耐震重要度SクラスおよびBクラスのうちSs機能維持要求範囲の配管については、一次＋二次応力の評価を実施し、許容応力を満足しなかった場合には疲れ累積係数による評価を実施

3. 評価対象と評価手法 – (補紙1) 耐震管理厚さ (3 / 6)

➤ 耐震管理厚さを含めた管理方法

炭素鋼配管の配管板厚について、**実測データに基づき耐震管理厚さ到達までの余寿命を測定し、その結果に基づき講ずるべき措置（配管取替、補修または耐震補強）を計画・実施することを定めている。耐震管理厚さを下回らないよう管理していることを踏まえ、運転開始後60年時点までの配管板厚を「耐震管理厚さ」として耐震安全性評価を実施している。実測データを踏まえた配管取替等の対策実施イメージを下図に示す。**

また、多くは強度上最低限必要な、主に内圧により決定される「必要最小厚さ (tsr) 」より大きいため、十分な安全性をもって配管板厚管理を実施する運用となっている。

なお、一部配管では、耐震管理厚さがtsrを下回るが、耐圧上の観点から配管板厚はtsrで管理することとしており、耐震上・耐圧上の両観点から、配管板厚が基準値を下回ることはない。

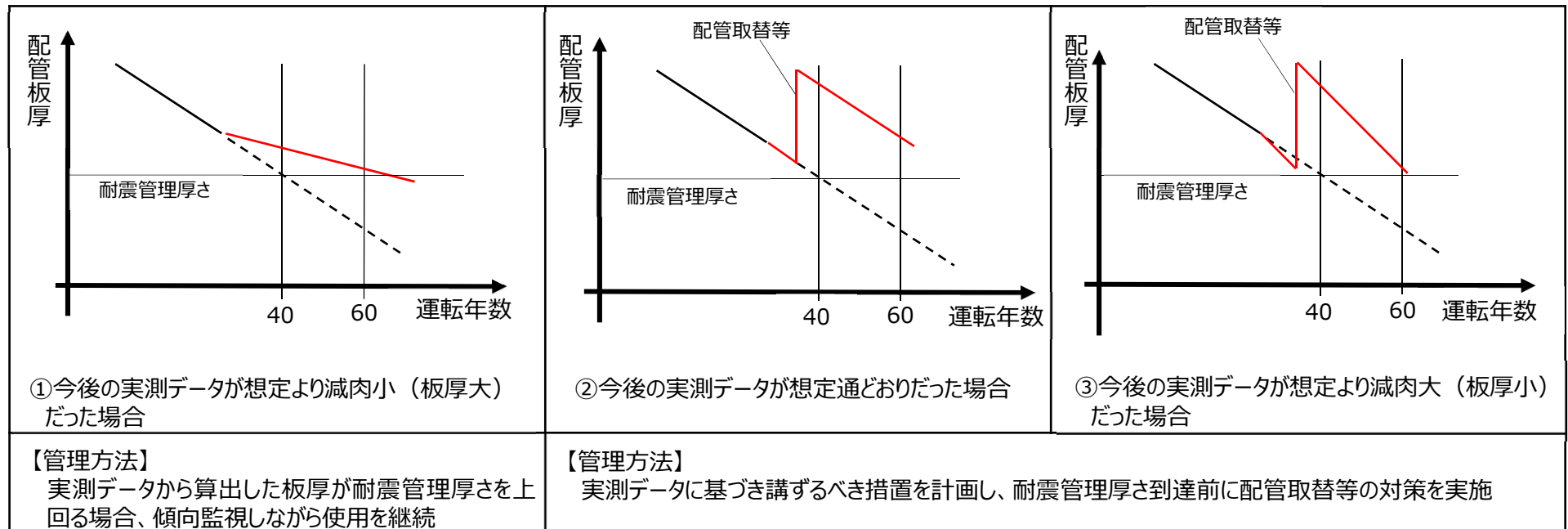


図 配管板厚管理における対策実施イメージ図

▶「耐震管理厚さ」の見直し

前述の通り、耐震管理厚さは実際の耐震評価における必要最小厚さではないことから、今後の配管板厚測定の結果を踏まえ、追加の耐震補強等を含めた詳細な耐震評価を実施し、耐震管理厚さを見直すことができることとしている。耐震管理厚さ見直しのイメージを下図に示す。

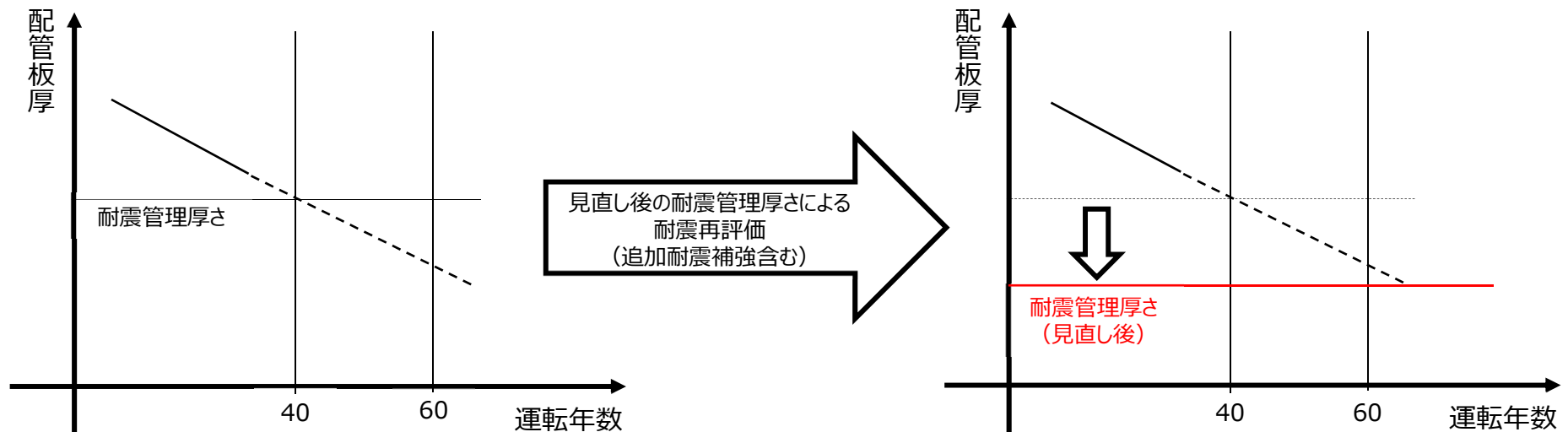


図 耐震管理厚さ見直しのイメージ図

3. 評価対象と評価手法 – (補紙1) 耐震管理厚さ (5 / 6)

➤ 次回検査時期の設定

余寿命5年以上の場合の次回検査実施時期は、

{ min (余寿命5年までの残期間、余寿命の1/2経過期間、10年) } - 1 [定事検]

を次回の検査実施時期として設定 (最短検査間隔は1[定事検])

表-3 余寿命5年以上の検査実施時期

次回検査実施時期 (定事検) ※1 [a = 最小値-1 年]	余寿命	b, c, dのいずれか早い時期			備考
		余寿命が5年 となる時期(年)	余寿命の1 / 2 が経過する時期(年)	10年※3	
	[a]	[b] = a - 5	[c] = a / 2	[d]	
1 ※2	5. 1とした場合	0. 1 (最小)	2. 5 5 (最小)	10	検査実施箇所の減肉傾向 (減肉率が極端に大きくなった場合等) によっては, 実施時期を次表によらず時期を早めに確認する場合もある。
	6年	<u>1</u>	3	10	
	7年	<u>2</u>	3. 5	10	
2	8年	<u>3</u>	4	10	
3	9年	<u>4</u>	4. 5	10	
4	10年	<u>5</u>	<u>5</u>	10	
6	15年	10	<u>7. 5</u>	10	
8	20年	15	<u>10</u>	<u>10</u>	
	30年以上	25	15	<u>10</u>	

※1 定事検のため原子炉が停止している期間

※2 余寿命5年以上の検査実施時期の最短検査時期は1定事検とする。

※3 エルボ等の2回目測定のみ適用。2回目測定実績に基づき定めた値であり, 測定実績の蓄積に伴い, 必要により見直しを行う。

3. 評価対象と評価手法 – (補紙1) 耐震管理厚さ (6 / 6)

▶ 余寿命管理の方法 (余寿命に応じて講ずる措置等)

表-8 算出された余寿命に応じて講ずるべき措置

	算出された余寿命	講ずるべき措置
必要最小厚さ基準	8年以上	余寿命に応じて、次回の検査実施時期を設定 (表-3「余寿命5年以上の検査実施時期」に示す。)
	2年以上5年未満	配管取替え計画の策定および実施までの間における定事検ごとの検査
	15ヶ月 ^{※1} 以上2年未満	次回定事検期間内における配管の取替え ^{※2} または補修 ^{※3}
	15ヶ月 ^{※1} 未満	当該定事検期間内における配管の取替え ^{※2} または補修 ^{※3}
耐震管理厚さ基準	5年以上	余寿命に応じて、次回の検査実施時期を設定 (表-3「余寿命5年以上の検査実施時期」に示す。)
	15ヶ月 ^{※1} 以上5年未満	次回定事検期間までに耐震評価による管理厚さの見直し、配管取替え計画の策定、配管補修計画の策定または耐震補強計画の策定
	15ヶ月 ^{※1} 未満	当該定事検期間内に耐震評価および耐震管理厚さの見直しを行い、算出された余寿命に応じた以下の対応を実施 <ul style="list-style-type: none"> 見直した耐震管理厚さの余寿命が15ヵ月以上の場合、必要最小厚さ基準または耐震管理厚さ基準のいずれか短い方の余寿命に応じた講ずるべき措置の実施 見直した耐震管理厚さの余寿命が15ヵ月未満の場合、当該定事検期間内における配管の取替え^{※2}、補修^{※3}または耐震補強

- ※1 15ヶ月とは、次回運転サイクルまでの最長運転サイクルで、①並列～総合負荷検査までの30日、②総合負荷検査から解列まで13ヶ月(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第48条)、③さらに最大延長30日とした場合の15ヶ月とした。
- ※2 配管の取替えに際しては、「減肉の生じにくい配管構造とするような設計・施工上の工夫や配管材質の改良」などの対策を講ずるため設計メーカーと十分調整・検討を行い実施する。
- ※3 補修方法として内面肉盛溶接があるが、その適用に際しては、日本機械学会発電用原子力設備規格 JSME S NB1-2001「溶接規格」に従って溶接を行い、溶接部の強度を母材と同等以上とする必要がある。その他の補修方法として、日本機械学会発電用原子力設備規格 JSME S NA1-2004「維持規格」の記載内容も参照することができる。

…【tsr管理①】配管取替計画の策定

…【tsr管理②】次回定事検にて取替

…【tsr管理③】今回定事検にて取替

【「耐震管理厚さ」管理①】

次回定事検までに以下を実施
 「耐震再評価による管理厚さ見直し」または
 「取替/補修/補強計画の策定」

【「耐震管理厚さ」管理②】

上記(【「耐震管理厚さ」管理①】)を踏まえ、取替/補修/補強の実施
 (管理厚さ見直しの結果、余寿命が15ヵ月以上となった場合は、tsr/耐震管理厚さの余寿命が短い方に応じて措置を実施)

3. 評価対象と評価手法 – 評価手法

(2) 評価手法 (4/7)

③ 工事計画認可補正申請で用いた耐震評価手法等の反映について

現状の設備状態に基づき耐震安全性評価を行うことを基本とするが、工事計画認可補正申請（2023年6月22日までの計8回）（以下、「工認補正」という。）に係る設備については、工認補正どおりに工事が実施されることを前提とした耐震安全性評価を実施しており、2023年7月21日の第9回工認補正申請書には高経年化技術評価に影響を与える補正内容がないことを確認している。また、工事計画認可補正申請については、2023年8月30日に認可を受けている。

新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可および工事計画認可において新たに採用され、高経年化技術評価において同様に用いた耐震安全性評価内容を以下に示す。

項目		内容	評価対象
原子炉設置 変更許可の 反映	基準地震動Ssおよび弾性設計用地震動Sd	・基準地震動Ss（Ss-D、Ss-F1、Ss-F2、Ss-N1、Ss-N2）および弾性設計用地震動Sd（Sd-D、Sd-F1、Sd-F2、Sd-N1、Sd-N2、Sd-1）に対する評価を行う。	・耐震安全性評価を行ったSクラス設備および共振のおそれのあるBクラス設備（Ss、Sd） ・常設重大事故等対処設備（Ss）
	耐震重要度分類の見直し	・初回申請時に耐震重要度分類をBクラスからCクラスに変更していた設備について、Bクラスに変更して再評価する。	・耐震重要度分類見直し対象設備（補紙2参照）

3. 評価対象と評価手法 – 評価手法

(2) 評価手法 (5/7)

③ 工事計画認可補正申請で用いた耐震評価手法等の反映について

項目		内容	評価対象
工事計画認可の反映	弁の動的機能維持評価における評価用加速度の不確かさの考慮	<ul style="list-style-type: none"> 配管の強度評価に用いる評価用加速度と同じく、1.2ZPA（従来は1.0ZPA）とスペクトルモーダル解析による応答加速度の大きい方を評価値として扱う。なお、スペクトルモーダル解析においては、剛領域の振動モードの影響を踏まえて、20Hzを超える振動数領域まで考慮した地震応答解析により、弁駆動部の応答加速度の算定を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 配管の流れ加速型腐食を考慮した蒸気内側隔離弁の動的機能維持評価
	水平2方向および鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画認可における水平2方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位に対し、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮したうえで水平2方向および鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器給水ノズルの疲労割れ 原子炉格納容器ベント管ベローズ、原子炉格納容器配管貫通部ベローズの疲労割れ 配管系の疲労割れおよび流れ加速型腐食 原子炉格納容器（サブレーションチェンバ）の基礎ボルトの腐食

3. 評価対象と評価手法 – 評価手法

(2) 評価手法 (6/7)

③ 工事計画認可補正申請で用いた耐震評価手法等の反映について

項目		内容	評価対象
工事計画認可の反映	その他工事計画認可における評価手法等の適用	【サブプレッションチェンバの耐震評価】 ・モデル化範囲、内部水の考慮方法、サブプレッションチェンバサポート取付部の剛性について、工事計画認可と同様の解析モデルを用いた耐震評価を実施する。	・原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）の基礎ボルトの腐食
		【配管の耐震評価】 ・復水系配管および給水系配管の一部は、上位クラス施設に対する波及的影響を考慮し、基準地震動Ssに対して耐震性を有するよう耐震補強を実施している。これらの配管系については、流れ加速型腐食を考慮したうえで基準地震動Ssによる耐震評価を実施する。（補紙3参照）	・復水系、給水系配管の流れ加速型腐食
		【縦置円筒形容器の耐震評価】 ・ラグ周辺への支持構造物の追設を反映した解析モデルを用いて基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価を実施する。	・残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトの腐食
		・工事計画認可にて適用された最新知見として得られた減衰定数を適切に反映した評価を行う。	・配管系の疲労割れおよび流れ加速型腐食

3. 評価対象と評価手法 – 評価手法

(2) 評価手法 (7/7)

③ 工事計画認可補正申請で用いた耐震評価手法等の反映について

項目		内容	評価対象
工事計画認可の反映	その他工事計画認可における評価手法等の適用	<p>【横置円筒形容器の耐震評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 横置円筒形容器の胴の応力評価は当板に対して、有効板厚の判定基準を設けることとしたため、胴の応力評価においては当板を考慮せず、胴のみの板厚による応力評価を実施する。 横置円筒形容器の当板拡張工事に伴い、設計用震度および質量条件を見直したうえで基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価を実施する。(補紙3参照) 	<p>【胴の流れ加速型腐食】</p> <ul style="list-style-type: none"> 排ガス予熱器 原子炉浄化系再生熱交換器 <p>【基礎ボルトの腐食】</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール冷却系熱交換器 燃料デイトンク（非常用ディーゼル機関付属設備、HPCSディーゼル機関付属設備） 原子炉補機冷却系熱交換器 高圧炉心スプレィ補機冷却系熱交換器 原子炉浄化系補助熱交換器
		<p>【立形ポンプの耐震評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> はり要素に鉛直方向剛性を設定したうえで、新たに電動機上部軸受部およびバレルケーシングフランジ部について鉛直ばねを考慮するとともに、バレルケーシングフランジ部の剛性を回転ばねとして考慮した応答解析モデルで評価を行う。 	<p>【基礎ボルトの腐食】</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 高圧炉心スプレィポンプ 低圧炉心スプレィポンプ 復水ポンプ
		<p>【横形ポンプの耐震評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 「ディーゼル燃料移送ポンプ防護対策設備」の質量を加味したうえで基礎ボルトの腐食を考慮した耐震評価を実施する。 	<p>【基礎ボルトの腐食】</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料移送ポンプ（非常用ディーゼル機関付属設備、HPCSディーゼル機関付属設備）

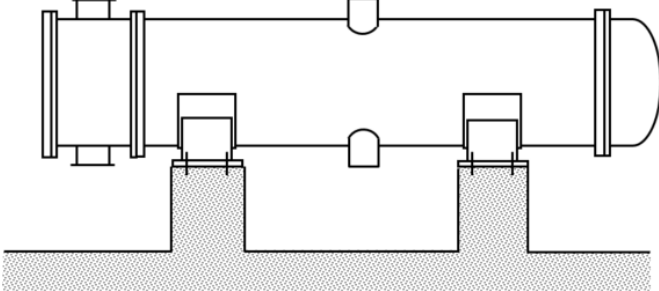
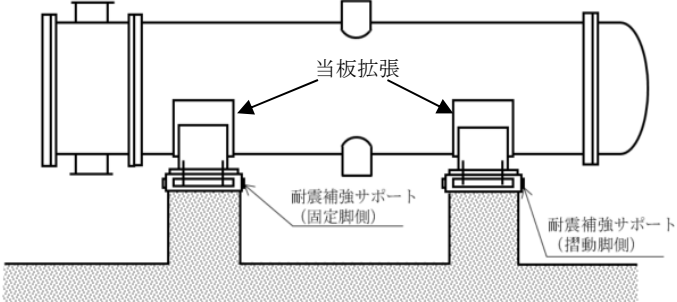
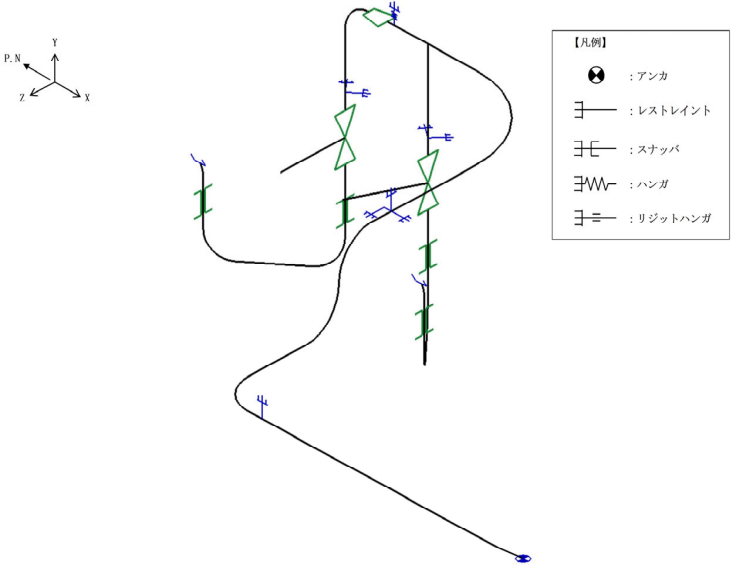
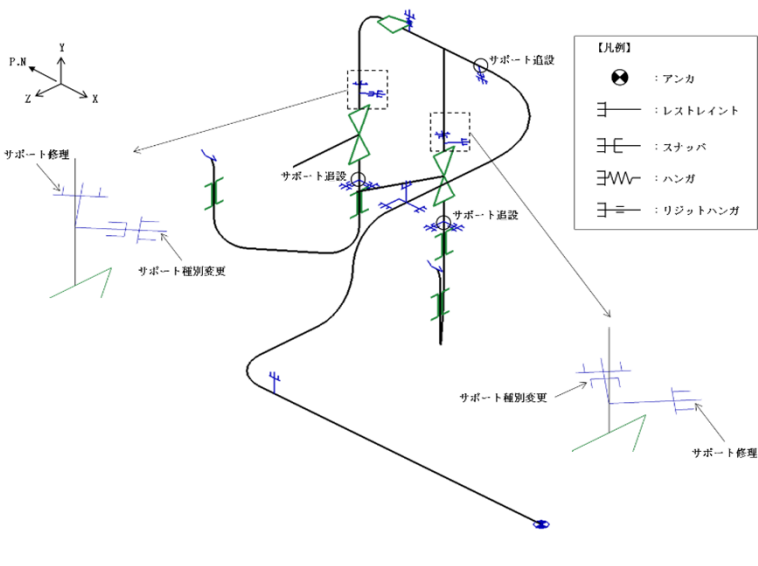
3. 評価対象と評価手法 – (補紙2) 耐震重要度分類の見直し

- 耐震重要度分類の見直し結果を反映 (初回申請時、Cクラスとした一部の設備についてBクラスに見直し)

評価書区分	設備名称	耐震重要度分類		備考
		初回申請時	補正申請時	
ポンプ	復水ポンプ、復水昇圧ポンプ、制御棒駆動水圧ポンプ	C	B	【排ガス予熱器以外】 ・基礎ボルトの減肉耐震評価 【排ガス予熱器】 ・基礎ボルト、伝熱管、胴および管支持板の減肉耐震評価
熱交換器	原子炉浄化補助熱交換器、第3給水加熱器、第4給水加熱器、グラント蒸気発生器、グラント蒸気復水器、排ガス予熱器、排ガス復水器			
容器	排ガス脱湿塔、原子炉建物機器ドレンタンク、排ガス再結合器、原子炉浄化系サージタンク、復水ろ過脱塩器ストレナ			
タービン設備	低圧タービン			
機械設備	床ドレン濃縮器、化学廃液濃縮器復水器、床ドレン濃縮器復水器、排ガスポンプ、化学廃液濃縮器循環ポンプ、濃縮廃液タンク、濃縮廃液ポンプ、空気抽出器、雑固体焼却炉、1次セラミックフィルタ、2次セラミックフィルタ、排ガスフィルタ			

3. 評価対象と評価手法 – (補紙3) 耐震補強の反映

- 耐震補強を反映した構造にて耐震安全性評価を実施（高経年化技術評価を起因に耐震補強が必要となった設備はなし）

設備例	構造変更前	構造変更後
<p>機器の例 (原子炉補機冷却系熱交換器)</p>		
<p>配管の例 (給水系配管)</p>		

3. 評価対象と評価手法 – 評価用地震力

(3) 評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は、各機器の耐震重要度に応じて選定する。

耐震重要度等	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 S_s^* により定まる地震力（以下、「 S_s 地震力」という。）
	弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力とSクラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方
常設重大事故等対処設備	S_s 地震力
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力 *3,*4
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力 *4

*1 「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）」に基づき策定した、応答スペクトルに基づく地震動評価結果による基準地震動(S_s -D)、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価結果による基準地震動 (S_s -F1、F2)、観測記録に基づく地震動評価 (S_s -N1、N2)

*2 弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないよう基準地震動 S_s に係数0.5を乗じて設定している。さらに、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）」における基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動 S_d として設定している。

*3 支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 S_d による地震力の1/2についても考慮する。

*4 Sクラス設備または常設重大事故等対処設備へ波及的影響を及ぼす可能性のあるBクラス設備およびCクラス設備並びに溢水源としないB,Cクラス設備の設計用地震力は S_s 地震力を適用する。

3. 評価対象と評価手法 – 評価用地震動

(4) 評価用地震動 (1/2)

① 基準地震動

高経年化技術評価における耐震安全性評価では、原子炉設置変更許可（2021年9月15日）（以下、「設置変更許可」という。）にて設定されている基準地震動Ssを用いて評価を実施する。

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)	
		水平方向	鉛直方向
Ss-D	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [応答スペクトル手法による基準地震動]	820	547
Ss-F1	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [断層モデル手法による基準地震動（宍道断層による地震の短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5倍）破壊開始点5）]	549 (NS) 560 (EW)	337
Ss-F2	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 [断層モデル手法による基準地震動（宍道断層による地震の短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5倍）破壊開始点6）]	522 (NS) 777 (EW)	426
Ss-N1	「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動 [2004年北海道留萌支庁南部地震（K-NET 港町）の検討結果に保守性を考慮した地震動]	620	320
Ss-N2	「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動 [2000年鳥取県西部地震の賀祥ダム（監査廊）の観測記録]	528 (NS) 531 (EW)	485

(4) 評価用地震動 (2/2)

②耐震条件

耐震条件に関しては、設置変更許可を受けた基準地震動 S_s および弾性設計用地震動 S_d を基に設定した、工認と同様の耐震条件である設計用条件Ⅰ / Ⅱ※またはそれを上回る設計用条件を適用する。

※：工認図書「VI-2-1-7 設計用床応答スペクトルの作成方針」で設定している条件であり、材料物性の不確かさを考慮して設定した設計用震度および設計用床応答スペクトルを設計用条件Ⅰ、設計用条件Ⅰに対して余裕のある条件（概ね設計用条件Ⅰに1.5を乗じた条件）を設計用条件Ⅱという。

耐震条件以外の評価条件（温度条件、圧力条件、機械荷重、重心位置等）に関しては、基礎ボルト等の減肉量を考慮した寸法を除き、すべて工認と同様の条件とする。

③耐震評価手法

固有値解析、地震応答解析、構造強度評価および動的機能維持評価の手法に関しては、工認と同様の手法を用いる。また、設計用地震力、荷重の組合せ、許容限界および設計用減衰定数に関しても、すべて工認と同様の条件とする。

3. 評価対象と評価手法 – 代表の選定

(5) 代表の選定 (1/3)

技術評価における評価対象機器全てを対象として耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施することにより、耐震安全上問題ないことを確認している。

耐震安全性評価を実施する機器のうち、以下に示す代表機器・部位について評価内容を記載する。

評価項目	詳細評価内容を記載する機器・部位	耐震重要度	選定理由	耐震条件
低サイクル疲労	原子炉圧力容器給水ノズル	S, 重	プラントの安全上の重要性を考慮し、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能を有する機器のうち、疲れ累積係数が最大である部位	設計用床応答スペクトル I を上回る / 設計用荷重 I を上回る
中性子照射脆化	原子炉圧力容器円筒胴	S, 重	中性子照射脆化を考慮した評価が必要となる機器	設計用荷重 I を上回る
熱時効	原子炉再循環ポンプ (ケーシング)	S	熱時効を考慮する必要のある機器のうち、フェライト量が最大の機器かつ機器に作用する応力が最大の機器	設計用床応答スペクトル I
摩耗	排ガス予熱器	B	管支持板の腐食 (流れ加速型腐食) の発生による管支持板と伝熱管外面の摩耗を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器	1.8Ci以上

3. 評価対象と評価手法 – 代表の選定

(5) 代表の選定 (2/3)

評価項目	詳細評価内容を記載する 機器・部位	耐震 重要度	選定理由	耐震条件
腐食 (流れ加速型腐食)	原子炉ベントドレン系配管	S	配管の腐食（流れ加速型腐食）による配管減肉を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である箇所および疲れ累積係数が最大である箇所	設計用応答スペクトル I
	原子炉補機冷却系熱交換器	S、重	耐震Sクラスかつ伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器	設計用震度 II
	排ガス予熱器	B	<ul style="list-style-type: none"> 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の発生による管支持板と伝熱管外面の摩耗を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の発生による伝熱管の支持機能の喪失を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器 	1.8Ci以上
	原子炉浄化系再生熱交換器 排ガス予熱器	B	胴の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震安全性評価が必要となる機器	1.8Ci以上

3. 評価対象と評価手法 – 代表の選定

(5) 代表の選定 (3/3)

評価項目	詳細評価内容を記載する 機器・部位	耐震 重要度	選定理由	耐震条件
腐食（全面腐食）	1. 機器付基礎ボルト ・残留熱除去系熱交換器	S、重	<ul style="list-style-type: none"> ・過去において耐震補強実績がありかつ今回の評価において補強を前提とした評価を行った機器 ・発生応力と許容応力の比が最大である機器 ・発生応力が最大である機器 	設計用震度Ⅱおよび設計用床応答スペクトルⅡ
	2. 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト	—	発電所構内で使用されている後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルトを抽出	—
動的機能維持	蒸気内側隔離弁	S	機器の応答加速度に影響を与える経年劣化事象である、配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価対象範囲に設置される動的機能維持対象機器	設計用応答スペクトルⅠ
制御棒挿入性評価	制御棒、炉内構造物、燃料集合体	S	技術評価書に記載される各評価対象機器の「機能達成に必要な項目」において、制御棒の挿入にかかる項目（原子炉の緊急停止）、燃料集合体の支持等挿入経路に影響を与える項目（炉心の支持）および制御棒挿入経路にある機器	設計用震度Ⅰ

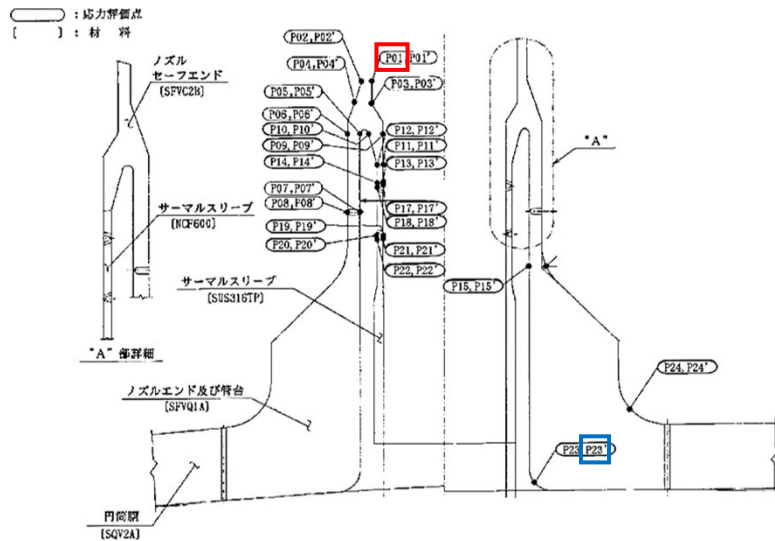
4. 代表の耐震安全性評価 – 低サイクル疲労

(1) 耐震安全性評価 (1/15)

① 低サイクル疲労

原子炉圧力容器給水ノズルにおける運転開始後60年までの推定過渡回数を考慮した疲れ累積係数と、基準地震動Ssまたは弾性設計用地震動Sdによる疲れ累積係数の合計値が許容値1を下回ることを確認した。

【原子炉圧力容器給水ノズル評価点】



 : 最大評価点を示す (環境疲労考慮なし)
 : 最大評価点を示す (環境疲労考慮あり)

評価対象	運転実績回数*1に基づく疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数*2	合計 (許容値: 1を下回る)
原子炉圧力容器 給水ノズル	0.411	0.001	0.412

*1: 過渡実績を踏まえ、運転開始後60年時点での推定過渡回数を保守的に想定 (2015年7月までの実績回数に基づく運転開始後60年時点での推定過渡回数を算出し、プラント運転中に発生していない過渡事象を保守的に1回発生するものとして加算) した疲れ累積係数
 *2: 基準地震動Ssおよび弾性設計用地震動Sdのうちいずれか大きい評価結果を示す。また、地震等価繰返し回数は工認補正における条件と同様、Ssについては150回、Sdについては300回にて評価した

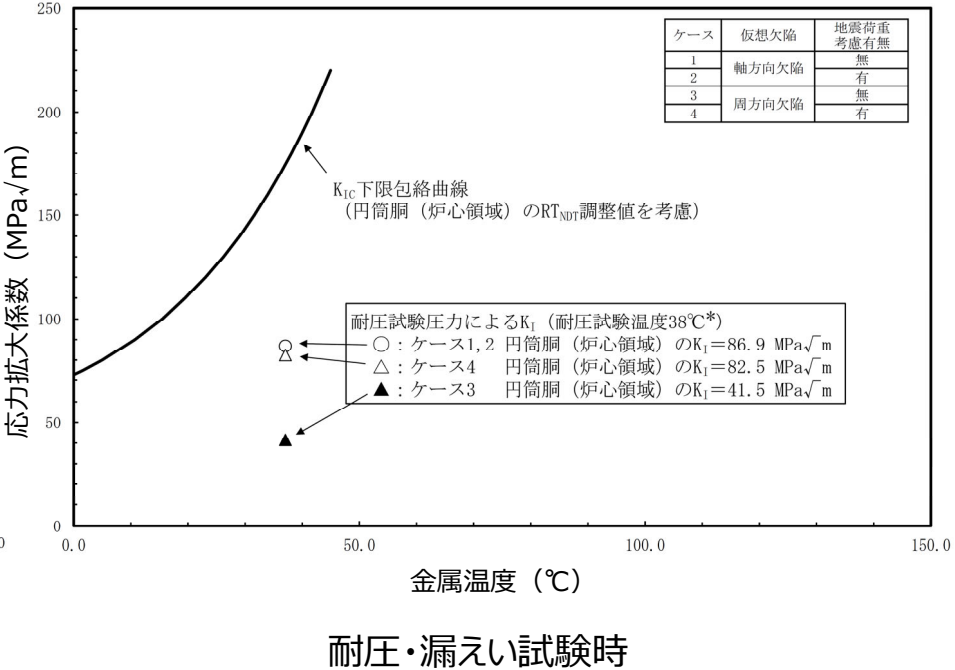
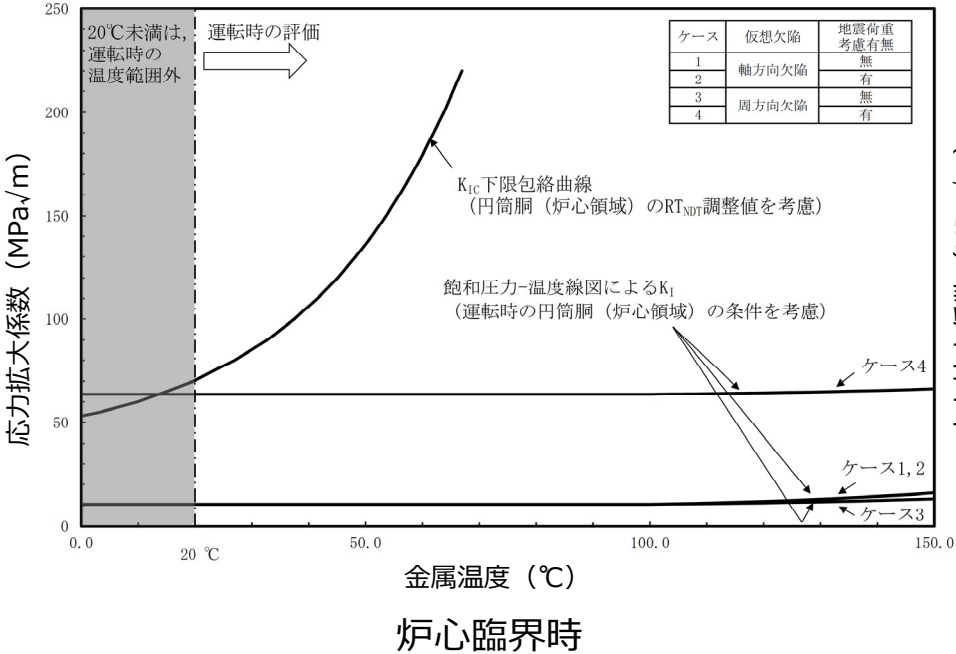
4. 代表の耐震安全性評価 – 中性子照射脆化

(1) 耐震安全性評価 (2/15)

② 中性子照射脆化

原子炉压力容器円筒胴について、運転開始後60年時点までの地震時に発生する応力拡大係数 K_I を評価した結果、破壊力学上の許容限界である K_{IC} を下回ることを確認した。

なお、島根原子力発電所2号炉の原子炉冷却材温度について、20℃以上に維持することを定めていることから、20℃未滿を運転時の温度管理範囲外とし、20℃以上の範囲を評価している。



* : 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

原子炉压力容器のP-T線図 (運転開始後60年時点)

4. 代表の耐震安全性評価 – 照射誘起型応力腐食割れ

(1) 耐震安全性評価 (3/15)

③照射誘起型応力腐食割れ

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性が無いもの、または小さいもの」と分類し、耐震安全性評価は不要と判断している。

【照射誘起型応力腐食割れの評価内容】(第15回審査会合(2018年12月19日)にて説明)

(健全性評価)

- ・炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについて、運転開始後60年時点での中性子照射量を評価した結果、炉心シュラウド中間胴(母材部、H4周溶接継手)および上部格子板グリッドプレートの照射量がしきい照射量を超えることを確認したことから、初回申請時には耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象(◎事象)として評価。
- ・ただし、炉心シュラウド中間胴(H4周溶接継手)の内外面はウォータージェットピーニング施工により溶接部の残留応力改善を実施しており、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価を見直し。
- ・また、炉心シュラウド中間胴母材部(溶接部以外)および上部格子板グリッドプレートは、溶接部がないため、溶接による引張残留応力がなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価を見直し。

(現状保全)

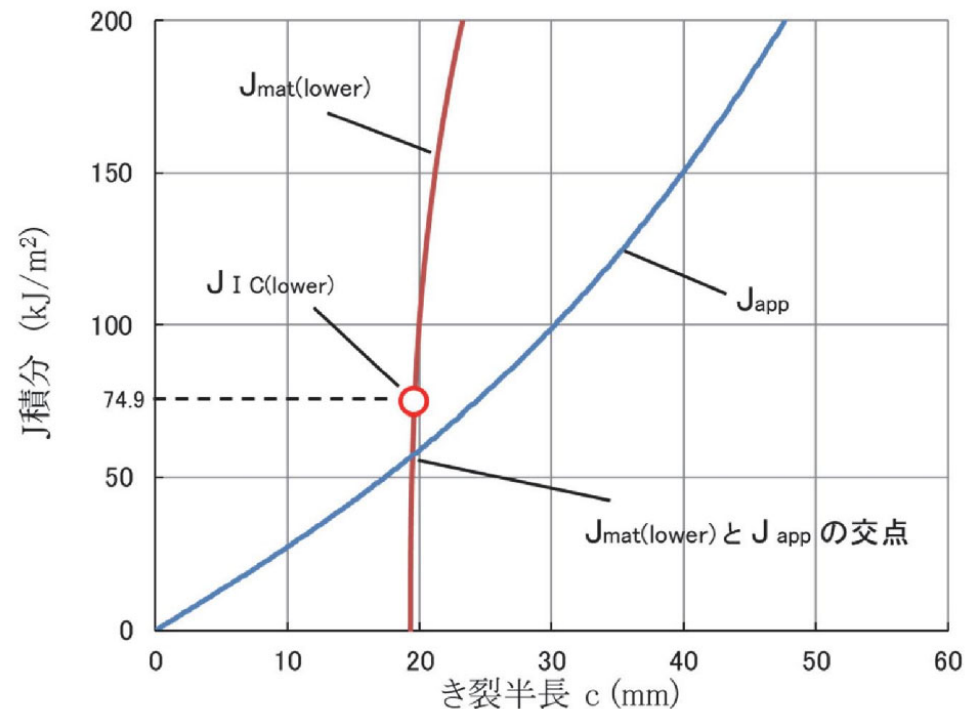
- ・炉心シュラウド中間胴(H4周溶接継手)について維持規格に基づく点検として内外面ともにMVT-1の目視試験を実施しており、異常がないことを確認している。
- ・上部格子板グリッドプレートについて、維持規格に基づく点検(VT-3)に加えて、自主検査として第17回定期事業者検査時にMVT-1の目視試験を実施しており、異常がないことを確認している。

4. 代表の耐震安全性評価 – 熱時効

(1) 耐震安全性評価 (4/15)

④ 熱時効

原子炉再循環ポンプのケーシングにおいて、運転開始後60年時点の熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗 (J_{mat}) と、き裂安定性評価用想定き裂と構造系に与えられた応力（運転状態の荷重条件に基準地震動 S_s による荷重を考慮）から算出されるき裂進展力 (J_{app}) を算出し比較した結果、 J_{mat} が J_{app} と交差し、交点における傾きが $J_{mat} > J_{app}$ であることから、原子炉再循環ポンプのケーシングは不安定破壊することなく、耐震安全性評価上問題ないことを確認した。



原子炉再循環ポンプケーシングのき裂安定性評価結果

4. 代表の耐震安全性評価 – 摩耗、腐食（流れ加速型腐食）

(1) 耐震安全性評価（5/15）

⑤摩耗、⑥腐食（流れ加速型腐食）（1/4）

(a) 配管の腐食（流れ加速型腐食）

炭素鋼配管（原子炉ベントドレン系配管）の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した40年目の想定厚さと公称肉厚の80%を比較し、いずれか小さい値を耐震管理厚とした評価において、地震時の発生応力または疲れ累積係数は許容値を下回ることを確認した。

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1, *2 (MPa)	許容応力*3 (MPa)
原子炉ベントドレン系配管	クラス1	S	Ss	IV _A S	一次応力	166	364
					一次+二次応力	868 (疲れ累積係数： 0.868*4, *5)	366 (疲れ累積係数許容値：1を下回る)
			Sd	III _A S	一次応力	107	274
					一次+二次応力	487 (疲れ累積係数： 0.171*4, *5)	366 (疲れ累積係数許容値：1を下回る)

*1：系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す

*2：耐震管理厚さ（減肉を考慮した40年目の想定厚さと公称肉厚の80%を比較し、いずれか小さい値）を用いた値

*3：設計・建設規格 付録材料図表 Part5表1または表8、表9より求まる値

*4：基準地震動Ssおよび弾性設計用地震動Sdによる等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数（Ss：150回、Sd：300回）を用いた

*5：JEAG4601に基づき、地震動による疲れ累積係数に通常運転時の疲れ累積係数を加えて評価する。

4. 代表の耐震安全性評価－摩耗、腐食（流れ加速型腐食）

(1) 耐震安全性評価（6/15）

⑤摩耗、⑥腐食（流れ加速型腐食）（2/4）

(b) 熱交換器（伝熱管）の腐食（流れ加速型腐食）

原子炉補機冷却系熱交換器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）について、伝熱管内面に施栓基準肉厚までの減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

また、排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持板と伝熱管との摩耗について、伝熱管の施栓基準肉厚までの減肉を想定し地震時の発生応力を評価した結果、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
原子炉補機冷却系 熱交換器 伝熱管	クラス3	S, 重*3	Ss	IV _A S	一次応力	44	54	337
			Sd	III _A S		32	38	337
気体廃棄物処理系 排ガス予熱器 伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次応力	38	38	139

*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part5表6、表8および表9より求まる値

*2：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））＜第I篇 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス3として扱った

*3：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す

4. 代表の耐震安全性評価 – 摩耗、腐食（流れ加速型腐食）

(1) 耐震安全性評価（7/15）

⑤摩耗、⑥腐食（流れ加速型腐食）（3/4）

(c) 熱交換器（管支持板）の腐食（流れ加速型腐食）

排ガス予熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による管支持板1箇所伝熱管支持機能喪失を想定した伝熱管の耐震安全性評価において、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
気体廃棄物処理系 排ガス予熱器 伝熱管	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次応力	19	19	139

*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part5表1または表8、表9より求まる値

*2：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））〈第I篇 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2005/2007」にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス3として扱った

4. 代表の耐震安全性評価 – 摩耗、腐食（流れ加速型腐食）

(1) 耐震安全性評価（8/15）

⑤摩耗、⑥腐食（流れ加速型腐食）（4/4）

(d) 熱交換器の胴の腐食（流れ加速型腐食）

原子炉浄化系再生熱交換器および排ガス予熱器の胴の腐食（流れ加速型腐食）による胴の60年分の腐食量を想定した耐震安全性評価において、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)
原子炉浄化系再生熱交換器胴	クラス3	B	1.8Ci	B _A S	一次一般膜応力	126	198
					一次応力	183	198
気体廃棄物処理系排ガス予熱器胴	—*2	B	1.8Ci	B _A S	一次一般膜応力	34	198
					一次応力	63	198

*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part5表1または表8、表9より求まる値

*2：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））〈第I篇 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2005/2007」にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス3として扱った

4. 代表の耐震安全性評価 – 腐食（全面腐食）

(1) 耐震安全性評価 (9/15)

⑦腐食（全面腐食） (1/2)

(a) 機器付基礎ボルトの腐食（全面腐食）

残留熱除去系熱交換器の機器付基礎ボルトについて、基礎ボルトの腐食量調査結果から運転開始後60年時点で全周に0.3mmの腐食による減肉を想定した耐震安全性評価を行い、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

評価対象	耐震重要度	周囲環境温度 (°C)	地震の種類	応力分類	算出応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)
残留熱除去系熱交換器機器付基礎ボルト	S、重*2	DB条件：66	Sdまたは静的震度	引張	232	455
				せん断	発生せず	350
			Ss	引張	436	455
				せん断	発生せず	350
		SA条件：140	Ss	引張	436	444
				せん断	発生せず	341

*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part5表1または表8、表9より求まる値

*2：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す

4. 代表の耐震安全性評価 – 腐食（全面腐食）

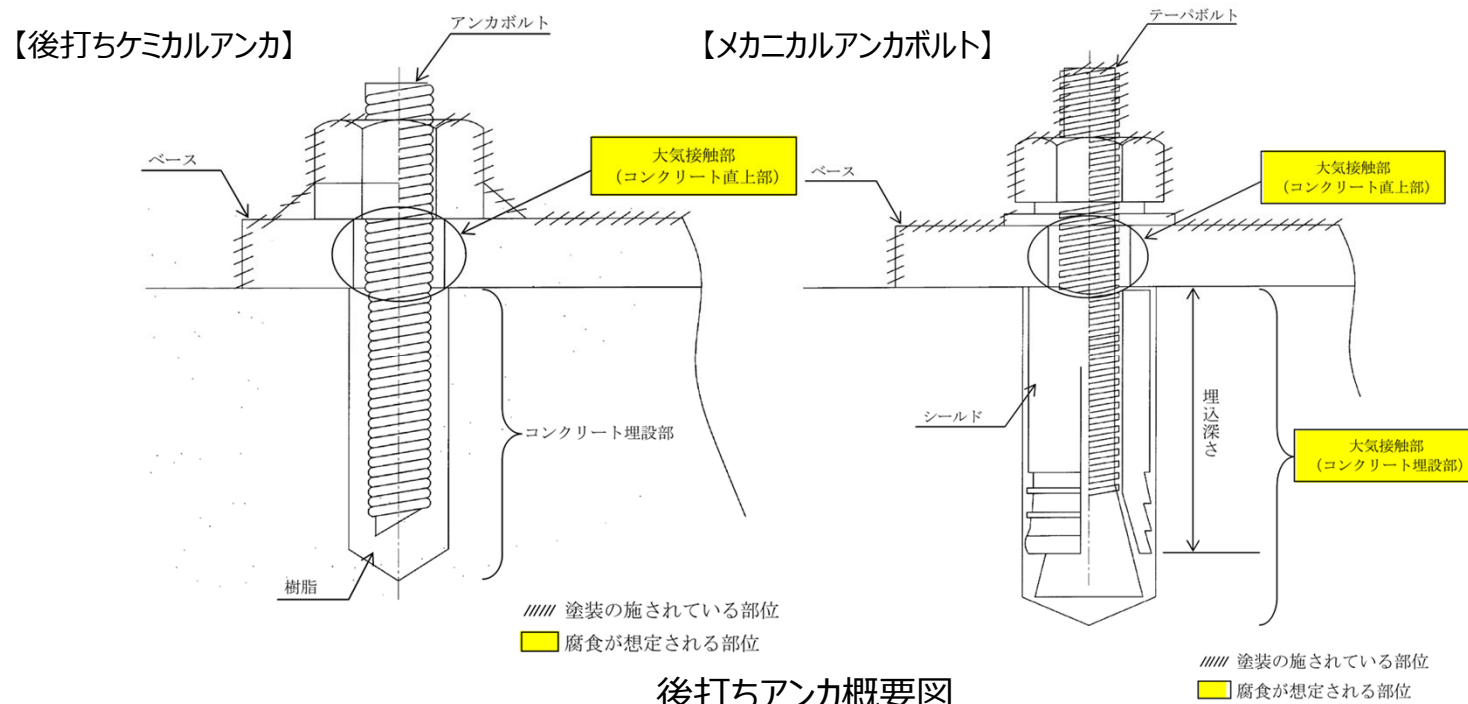
(1) 耐震安全性評価（10/15）

⑦腐食（全面腐食）（2/2）

(b) 後打ちアンカの腐食（全面腐食）

後打ちアンカについては、メーカーの後打ちアンカ使用基準に基づき設計許容荷重を定めており、この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工している。

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価にあたっては、機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価と同様、コンクリート直上部の全周に運転開始後60年時点での腐食量（0.3 mm）を仮定し、保守的に設計許容荷重が作用した場合の応力を評価した結果、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。



4. 代表の耐震安全性評価 – 動的機能維持評価

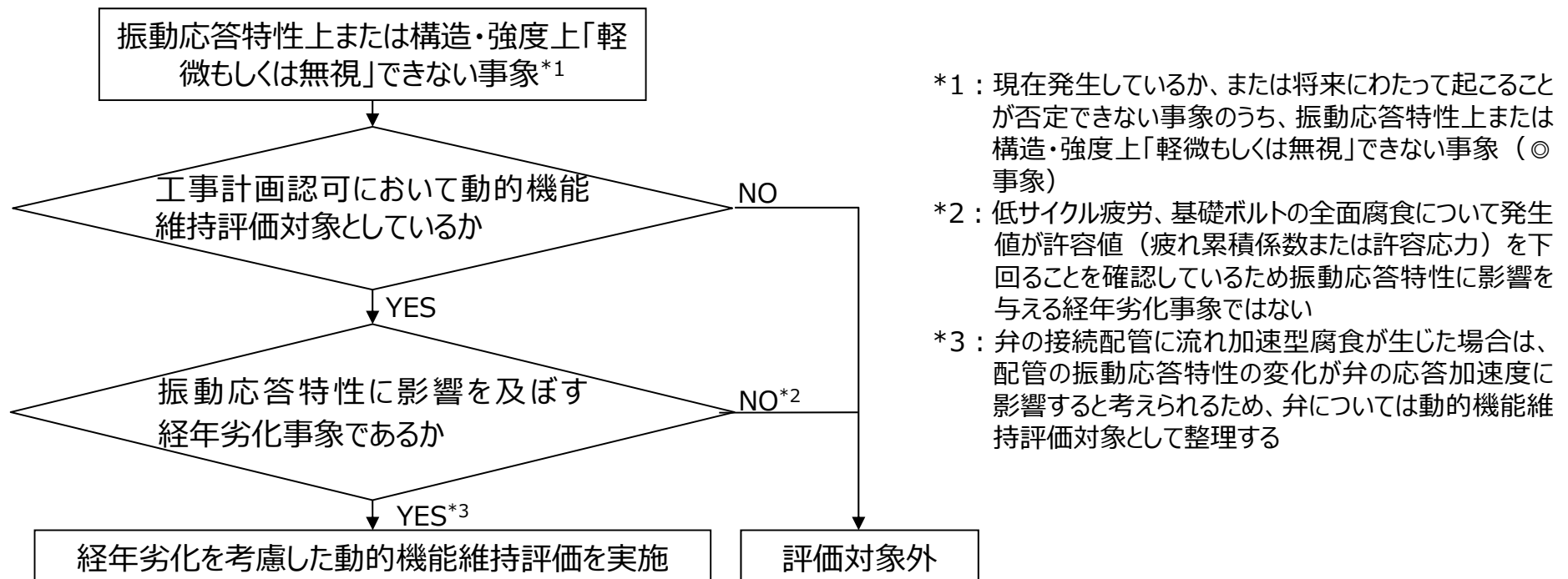
(1) 耐震安全性評価 (11/15)

⑧ 動的機能維持に係る耐震安全性評価 (1/3)

(a) 対象機器の整理

動的機能維持評価の対象は、“地震時または地震後に動的機能維持が要求される機器の振動特性に有意な影響を及ぼす経年劣化事象”が想定される機器である。また、動的機能の維持が要求される機器については、工事計画認可で対象機器を整理している。

したがって、耐震安全性評価で抽出した振動応答特性上または構造強度上、「軽微もしくは無視」できない事象（弁の場合は接続される配管の経年劣化を含む）のうち、工事計画認可で動的機能維持が要求される機器を動的機能維持の評価対象機器とする。



4. 代表の耐震安全性評価 – 動的機能維持評価

(1) 耐震安全性評価 (12/15)

⑧ 動的機能維持に係る耐震安全性評価 (2/3)

(b) 整理結果

● 配管、弁

想定される経年劣化事象として低サイクル疲労割れおよび腐食（流れ加速型腐食）がある。

低サイクル疲労割れについては、運転開始後60年時点での推定過渡回数を考慮して算出した疲れ累積係数に基準地震動 S_s または弾性設計用地震動 S_d を考慮した疲れ累積係数が1を下回り、疲労割れが発生しないことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持されると判断した。

配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮した場合、地震時の応答加速度に影響を及ぼす可能性があるため、減肉を考慮した耐震評価対象範囲に設置される動的機能維持対象弁（蒸気内側隔離弁）について評価を行った。評価を行った結果、以下に示すとおり機能維持評価用加速度が機能確認済加速度以下であることを確認した。

経年劣化事象	地震力		蒸気内側隔離弁	
			機能維持評価用加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)
流れ加速型腐食	S_s	水平	3.2*	6.0
		鉛直	3.8*	6.0

*：減肉考慮前後で機能維持評価用加速度の値に差異なし

(1) 耐震安全性評価 (13/15)

⑧動的機能維持に係る耐震安全性評価 (3/3)

(b) 整理結果

●ポンプ、熱交換器、容器、炉内構造物、機械設備

熱交換器、容器および炉内構造物については、経年劣化事象が想定されるが、動的機能維持要求のない機器であり評価は不要と判断した。

ポンプおよび機械設備については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、各部位の経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認したことから、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器等における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものではないと考えられ、地震時の動的機能について維持されると判断した。

(1) 耐震安全性評価 (14/15)

⑨ 制御棒挿入性評価

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象の抽出および制御棒挿入性への影響評価を行った結果、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はなく、基準地震動Ssにおける燃料集合体の相対変位が、機能確認済相対変位以内であることを確認した。

制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

燃料集合体相対変位	機能確認済相対変位
35.0mm	約40mm

(1) 耐震安全性評価 (15/15)

⑩ 浸水防護施設の耐震安全性評価

浸水防護施設については、耐震安全上考慮すべき経年劣化事象として機器付基礎ボルトおよび後打ちケミカルアンカの腐食（全面腐食）が抽出されているが、腐食による減肉を考慮した場合においても耐震安全性評価上問題ないことを確認した。

なお、技術評価における浸水防護施設の抽出において、他の機器と同様のプロセスで抽出し評価を実施している。

4. 代表の耐震安全性評価－現状保全、総合評価

(2) 現状保全

耐震安全性評価対象機器の現状保全については、技術評価のとおりである。

(3) 総合評価

- ・運転開始後60年間の供用を想定した各高経年化技術評価対象機器の耐震安全性評価については、経年劣化事象を考慮した場合においても、**審査ガイド等記載**事項を満足し、耐震安全性に問題ないことを確認した。
- ・耐震安全性評価対象機器の現状保全については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を行い、耐震安全性評価に問題がないことを確認しており、各設備の現状保全は適切であると評価しているが、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。また、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。

(1) 審査ガイド等記載事項に対する確認結果 (1/4)

「2. 基本方針」で示した審査ガイド等記載事項について耐震安全性評価を行った結果、全ての記載事項を満足していることを確認した。

ガイド	記載事項	耐震安全性評価
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) 高経年化技術評価の審査 ⑥動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。	3. (1) ②に示すとおり、耐震安全性評価を実施する機器として、動的機器（部位）を含めて評価対象としている。
	⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。	3. (1) ①、②に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出70-により、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出している。
	⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	
	⑳-1 耐震安全性の評価 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、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。	4. (1) に示すとおり、運転開始後60年時点までの経年劣化を考慮した状態における耐震安全性評価を実施している。

5. まとめ

(1) 審査ガイド等記載事項に対する確認結果 (2/4)

ガイド	記載事項	耐震安全性評価
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 (続き)	㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。	4. (2)、(3) に示すとおり、想定される経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を実施し、審査ガイドの記載事項を満足していることから、耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価している。
	㉒-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4. (3) に示すとおり、耐震安全性評価において審査ガイドの記載事項を満足しているものの、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施すること、および設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施することを、長期施設管理方針として策定する。
	(2) 長期施設管理方針の審査 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。	

(1) 審査ガイド等記載事項に対する確認結果 (3/4)

ガイド	記載事項	耐震安全性評価
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	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑥耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。	4. (1) ~ (3) に示すとおり、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、ガイドの記載事項を満足して耐震安全上問題のないことを確認している。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施すること、および設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施することを、長期施設管理方針として策定する。
	実用炉規則第82条第1項から第3項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後30年、40年又は50年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。 ⑥を行うに当たっては、PLM基準2008版の6.3.4耐震安全性評価を用いることができる。	3. (3) に示すとおり、設置変更許可にて規制基準の要求を満足することが確認された基準地震動Ssおよび弾性設計用地震動Sdを用いて評価を実施している。

(1) 審査ガイド等記載事項に対する確認結果 (4/4)

ガイド	記載事項	耐震安全性評価
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 (続き)	<p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 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>	<p>4. (3) に示すとおり、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施すること、および設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施することを、長期施設管理方針として策定する。</p>

(2) 施設管理に関する方針として策定する事項

肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施すること、および設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施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。

耐震安全性評価の長期施設管理方針

機器名称	施設管理に関する方針	実施時期
配管（炭素鋼配管）	肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 また、設備対策を行った場合は、その内容も反映した耐震安全性評価を実施する。	中長期※

※：策定後、運転開始後40年時点まで

目次

1. 説明内容の概要	106
2. 基本方針	107
3. 評価対象と評価手法	109
4. 耐津波安全性評価	111
5. まとめ	118

1. 説明内容の概要

本資料では、「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項の規定に基づき実施した高経年化技術評価のうち、耐津波安全性評価の評価結果を説明するものである。

2. 基本方針（1 / 2）

評価対象機器について発生し得る経年劣化事象に対して実施した「技術評価」に耐津波安全性を考慮した技術的評価を実施して、運転開始後60年時点までの期間において「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」および「実用発電用原子炉施設における対策実施ガイド」の記載事項（以下、「審査ガイド等記載事項」という。）を満足することを確認する。

ガイド	記載事項
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	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1)高経年化技術評価の審査</p> <p>⑱-2 耐津波安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐津波安全性評価の対象となる、浸水防護施設に属する機器および構造物（以下「浸水防護施設に属する機器等」という。）に係る経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑲-2 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑳-2 耐津波安全性の評価 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、経年劣化事象の発生又は進展に伴う浸水防護施設に属する機器等の耐津波安全性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉑-2 耐津波安全上の現状保全の評価 耐津波安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉒-2 耐津波安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐津波安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。</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>

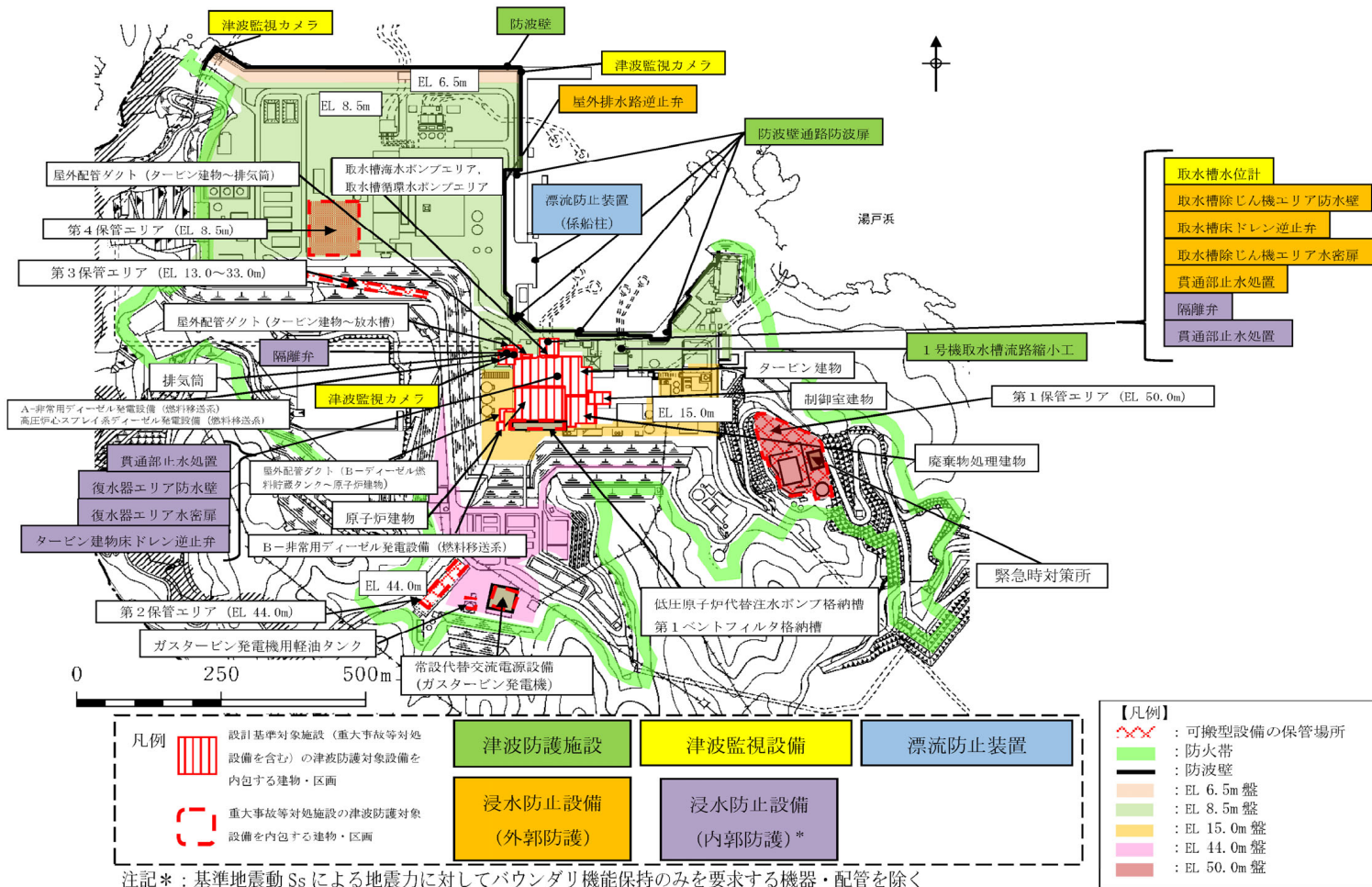
2. 基本方針（2 / 2）

ガイド	記載事項
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	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑦耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐津波安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。</p> <p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 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>

3. 評価対象と評価手法 (1 / 2)

(1) 評価対象

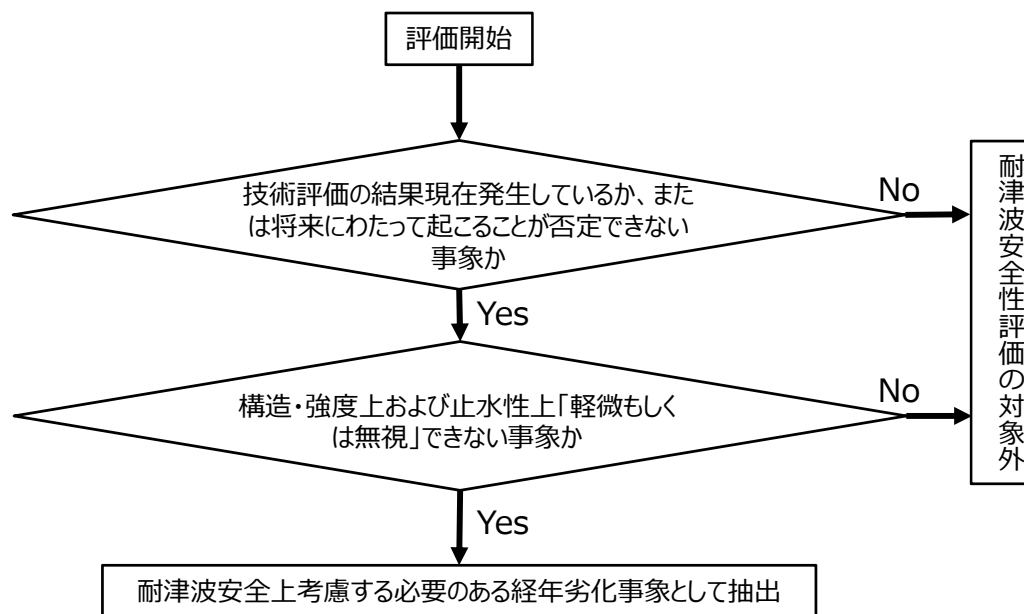
「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」(原子力規制委員会、平成25年6月19日)において津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等が耐津波設計対象とされていることから、これらのうち島根2号炉に設置している津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備および漂流防止装置(以下「浸水防護施設」という)を評価対象とし、そのうち、津波による浸水高、または波力等による影響を受けると考えられるものを耐津波安全性評価の評価対象設備とする。



3. 評価対象と評価手法 (2 / 2)

(2) 評価手法

津波を受ける浸水防護施設に対し、耐津波安全性に影響を及ぼす可能性がある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐津波安全性評価を実施する。評価フローおよび評価に使用する入力津波高さは以下のとおりである。



耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

入力津波高さ

最大水位変動量		
上昇側(m)		下降側(m)
施設護岸または防波壁： EL.+11.9	2号炉取水槽： EL.+10.6	2号炉取水槽： EL.-6.5

4. 耐津波安全性評価（1 / 7）

（1）耐津波安全性評価

評価対象設備は以下のとおりである。

浸水防護施設※1			浸水防護施設の区分	評価対象／ 対象外の区分
ポンプ	ターボポンプ	循環水ポンプ	浸水防止設備	対象
		タービン補機海水ポンプ	浸水防止設備	対象
配管	炭素鋼配管	循環水系配管	浸水防止設備	対象
		タービン補機海水系配管	浸水防止設備	対象
		原子炉補機海水系配管	浸水防止設備	対象
		高圧炉心スプレイ補機海水系配管	浸水防止設備	対象
		液体廃棄物処理系配管	浸水防止設備	対象
弁	逆止弁	タービン補機海水系浸水防止逆止弁	浸水防止設備	対象
		廃液放出管浸水防止逆止弁	浸水防止設備	対象
		津波防止設備系逆止弁	浸水防止設備	対象
	バタフライ弁	タービン補機海水ポンプ出口弁	浸水防止設備	対象
コンクリート構造物および鉄骨構造物	コンクリート構造物	防波壁	津波防護施設	対象
		防波壁通路防波扉	津波防護施設	対象
	鉄骨構造物	屋外排水路逆止弁	浸水防止設備	対象
		1号機取水槽流路縮小工	津波防護施設	対象
		防水壁※2	浸水防止設備	対象
		水密扉※3	浸水防止設備	対象
漂流防止装置（係船柱）	漂流防止装置	対象		
計測制御設備	操作制御盤	取水槽水位制御盤	津波監視設備	対象外※4
		燃料プール・津波監視カメラ制御盤	津波監視設備	対象外※4
		タービン補機海水系隔離システム制御盤	浸水防止設備	対象外※4
	計測装置	取水槽水位計測装置	津波監視設備	対象
		津波監視カメラ	津波監視設備	対象外※4
		タービン補機海水系隔離システム漏えい検知器	浸水防止設備	対象外※4

※1 浸水防護施設の止水材料は消耗品であることから、高経年化技術評価対象外とする。

※2 取水槽除じん機エリア防水壁、復水器エリア防水壁

※3 取水槽除じん機エリア水密扉、復水器エリア水密扉

※4 津波の影響を受けない位置に設置するため、耐津波安全性評価対象外とする。

4. 耐津波安全性評価（2 / 7）

（1）耐津波安全性評価

浸水防護施設に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は以下のとおりである。

浸水防護施設			想定される経年劣化事象	
			中性化による強度低下	塩分浸透による強度低下
コンクリート構造物	津波防護施設	防波壁	×※1	×※2

○：評価対象（現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できない事象）

×：評価対象から除外（現在発生しておらず今後発生の可能性がない、または小さい事象）

※1 運転開始60年時点で想定される中性化深さは、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さと比較して十分小さい。

※2 運転開始60年時点で想定される鉄筋腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが生じるとされる鉄筋腐食減量と比較して十分小さい。

4. 耐津波安全性評価（3 / 7）

（1）耐津波安全性評価

浸水防護施設に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象のうち、耐津波安全上考慮すべき経年劣化事象は以下のとおりである。

浸水防護施設			想定される経年劣化事象	
			中性化による強度低下	塩分浸透による強度低下
コンクリート構造物	津波防護施設	防波壁	—	—

◎：耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象

—：評価対象から除外（現在発生しておらず今後発生の可能性がない、または小さい事象）

4. 耐津波安全性評価（4 / 7）

（1）耐津波安全性評価

浸水防護施設に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象のうち、耐津波安全上考慮すべき経年劣化事象は以下のとおりである。

浸水防護施設		経年劣化事象	事象区分	判断理由
ポンプ	循環水ポンプ、タービン補機海水ポンプ	主軸の摩耗	■	定期的に見視確認および寸法測定を行い、健全性を確認しており、これまで有意な摩耗は認められていない。また、仮に軸受と主軸の接触面で摩耗が発生しても、バウンダリ機能の維持に影響を及ぼすものではないことから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
		主軸、羽根車、ケーシング、取付ボルト等の接液部の腐食(全面腐食、孔食、隙間腐食)	■	定期的に見視確認を行い、健全性を確認しており、必要に応じて補修および取替を行っている。また、仮に腐食(全面腐食、孔食、隙間腐食)が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
		羽根車、ケーシングリングの摩耗	■	定期的に見視確認および寸法測定を行い、必要に応じてケーシングリングの取替を行っている。また、仮にケーシングリング、羽根車の摩耗が発生しても、バウンダリ機能の維持に影響を及ぼすものではないことから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
		軸継手の腐食(全面腐食)	■	定期的に見視確認を行い、健全性を確認しており、これまで有意な腐食は認められていない。また、仮に軸接手の腐食が発生しても、バウンダリ機能の維持に影響を及ぼすものではないことから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
配管	循環水系配管、タービン補機海水系配管、原子炉補機海水系配管、高圧炉心スプレイ補機海水系配管	フランジボルト・ナットの腐食	■	定期的に見視確認により健全性を確認しており、これまで有意な腐食は確認されていない。また、仮にフランジボルト・ナットの腐食が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
	液体廃棄物処理系配管	純水系配管の腐食(全面腐食)	■	運転開始後60年時点の推定腐食量は設計上の腐食代を下回ることを確認した。また機器の点検時における取合い部近傍の見視確認においてもこれまで有意な腐食は認められていない。また、仮に配管の腐食が発生しても、バウンダリ機能の維持に影響を及ぼすものではないことから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。

◎：耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象

■：評価対象から除外（現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないが、機器・構造物の構造・強度上および止水性上「軽微もしくは無視」できるもの）

－：評価対象から除外（経年劣化事象が想定されない）

4. 耐津波安全性評価（5 / 7）

（1）耐津波安全性評価

浸水防護施設		経年劣化事象	事象区分	判断理由
弁	タービン補機海水系 浸水防止逆止弁 (逆止弁)	弁体、弁棒連結部の 摩耗	■	定期的に目視確認を行い、健全性を確認することとしている。また、仮に弁体と弁棒の摩耗が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、バウンダリ機能の維持に影響を及ぼすものではないことから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
		ジョイントボルト・ナットの腐食(全面腐食)	■	定期的に目視確認を行い、健全性を確認することとしている。また、仮にジョイントボルト・ナットの腐食が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
弁	廃液放出管浸水防止逆止弁(逆止弁)	アーム、弁体、弁棒 連結部の摩耗	■	定期的に目視確認を行い、健全性を確認することとしている。また、仮にアームと弁棒の摩耗が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、バウンダリ機能の維持に影響を及ぼすものではないことから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
		ジョイントボルト・ナットの腐食(全面腐食)	■	定期的に目視確認を行い、健全性を確認することとしている。また、仮にジョイントボルト・ナットの腐食が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
		弁座の樹脂の劣化	■	定期的に目視確認を行い、健全性を確認することとしている。また、仮に樹脂の劣化が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、バウンダリ機能の維持に影響を及ぼすものではないことから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
	タービン補機海水ポンプ出口弁(バタフライ弁)	弁体の腐食(孔食・隙間腐食)	■	定期的な目視確認を行い、必要に応じ補修または取替を行うこととしており、これまで有意な腐食(孔食・隙間腐食)は認められていない。また、仮に腐食が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。

◎：耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象

■：評価対象から除外（現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないが、機器・構造物の構造・強度上および止水性上「軽微もしくは無視」できるもの）

－：評価対象から除外（経年劣化事象が想定されない）

4. 耐津波安全性評価（6 / 7）

（1）耐津波安全性評価

浸水防護施設		経年劣化事象	事象区分	判断理由
鉄骨構造物	防波壁通路防波扉、屋外排水路逆止弁、1号機取水槽流路縮小工、防水壁、水密扉、漂流防止装置（係船柱）	鉄骨の腐食による強度低下	■	鉄骨構造物については、定期的に目視点検を行い、鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合には、補修塗装を施すことによって健全性を確保している。また、仮に腐食が発生しても、今後の現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐津波安全性に影響を与えるものではない。
計測装置	取水槽水位計測装置	基礎ボルトの腐食（全面腐食）	◎	床面基礎ボルトは炭素鋼であり、塗装が施されていない基礎ボルトのコンクリート直上部については、大気環境下であるため腐食が発生する可能性は否定できないことから、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出する。
		水位検出器、検出器ガイド、サポート、ベースプレート、取付ボルトおよび基礎ボルトの腐食（孔食、隙間腐食）	－	水位検出器、検出器ガイド、サポート、ベースプレート、取付ボルトおよび基礎ボルトはステンレス鋼であり、接液部に腐食（孔食、隙間腐食）が想定されるが、塗装等により腐食を防止しており、腐食が発生する可能性は小さい。

◎：耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象

■：評価対象から除外（現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないが、機器・構造物の構造・強度上および止水性上「軽微もしくは無視」できるもの）

－：評価対象から除外（経年劣化事象が想定されない）

4. 耐津波安全性評価（7 / 7）

（2）経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価

「4（1）耐津波安全性評価」にて抽出された耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対して、耐津波安全性評価を実施した。

○基礎ボルトの腐食（全面腐食）に対する耐津波安全性評価

基礎ボルトの腐食を考慮して津波時の発生応力を算出し評価した結果、津波時の発生応力は許容応力以下であり、耐津波安全性評価上問題ないことを確認した。

評価条件	応力	発生応力 (Mpa)	許容応力 (Mpa)
津波時 (基準津波による津波等を考慮)	引張応力	13	180
	せん断応力	3	139

（3）保全対策に反映すべき項目の抽出

浸水防護施設においては、「技術評価」にて検討された保全対策に、耐津波安全性の観点から追加すべき項目はない。

5. まとめ (1 / 3)

(1) 審査ガイド等記載事項に対する確認結果

「2. 基本方針」で示した審査ガイド等記載事項について耐津波安全性評価を行った結果、すべての記載事項を満足していることを確認した。

ガイド	記載事項	耐津波安全性評価結果
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	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1)高経年化技術評価の審査 ⑱-2 耐津波安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐津波安全性評価の対象となる、浸水防護施設に属する機器および構造物（以下「浸水防護施設に属する機器等」という。）に係る経年劣化事象を抽出していることを審査する。	4.(1)に示すとおり、耐津波安全性評価の対象となる浸水防護施設を抽出するとともに、想定される経年劣化事象を抽出している。
	⑲-2 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐津波安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	4.(1)に示すとおり、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フローにより、耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出している。
	⑳-2 耐津波安全性の評価 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、経年劣化事象の発生又は進展に伴う浸水防護施設に属する機器等の耐津波安全性を評価しているかを審査する。	4.(2)に示すとおり、考慮すべき経年劣化事象に対し津波時に発生する応力を評価し、耐津波安全性評価を実施している。
	㉑-2 耐津波安全上の現状保全の評価 耐津波安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。	4.(2)、(3)に示すとおり、想定される経年劣化事象を考慮した耐津波安全性評価を実施し、審査ガイドの記載事項を満足していることから、耐津波安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価している。

5. まとめ (2 / 3)

(1) 審査ガイド等記載事項に対する確認結果

ガイド	記載事項	耐津波安全性評価結果
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	<p>②-2 耐津波安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐津波安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。</p> <hr/> <p>(2)長期施設管理方針の審査 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>	<p>4.(3)に示すとおり、現状保全項目に、耐津波安全性の観点から追加するべきものはなく、施設管理に関する方針として策定する事項はなかった。</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	<p>3.1 高経年化技術評価の実施および見直し ⑦耐津波安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐津波安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。</p> <hr/> <p>3.2 長期施設管理方針の策定および変更 長期施設管理方針の策定および変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 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およ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、保守管理の項目およ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>4.(3)に示すとおり、現状保全項目に、耐津波安全性の観点から追加するべきものはなく、施設管理に関する方針として策定する事項はなかった。</p>

5. まとめ（3 / 3）

- (2) 長期施設管理方針として策定する事項
長期施設管理方針として策定する事項は抽出されなかった。