

四国電力(株)伊方発電所2号炉 高経年化技術評価書等に係る 審査結果について

平成24年3月

原子力安全・保安院

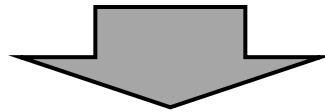
目 次

1. 高経年化対策に関する基本的な考え方について
2. 伊方発電所2号炉の高経年化技術評価について
 - (1) 経緯
 - (2) 審査経緯等
 - (3) 経年劣化事象ごとの評価
 - ・原子炉容器の照射脆化
 - ・ポンプの高サイクル疲労
 - ・配管減肉部の耐震安全性
 - (4) 長期保守管理方針
3. 今後の対応について

<参考資料集>

1. 高経年化対策に関する基本的な考え方について

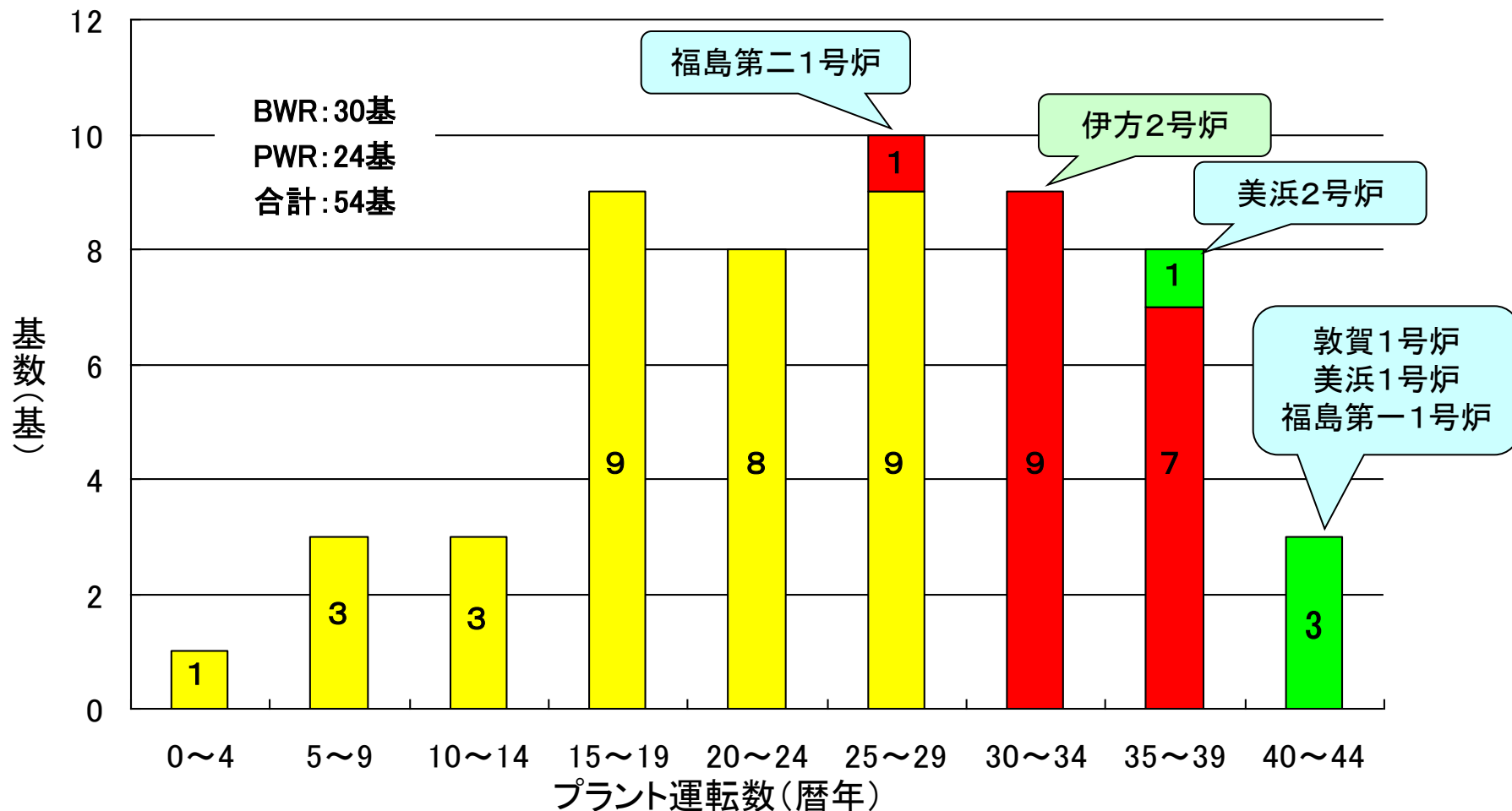
プラントの一定の安全水準を確保するため、長期供用に伴う経年劣化の特徴を把握してこれに的確に対応した保守管理を行うことが重要。



高経年化技術評価

現行法令においては、運転開始後30年に至る前に、プラントの機器・構造物の健全性について評価を行い、この評価に基づき長期保守管理方針(現状の保全に追加すべき、今後10年間の保全策)を策定・実施する。
30年以降も10年ごとに健全性評価等を同様に実施する。

我が国の原子力発電プラントの運転年数と基数分布

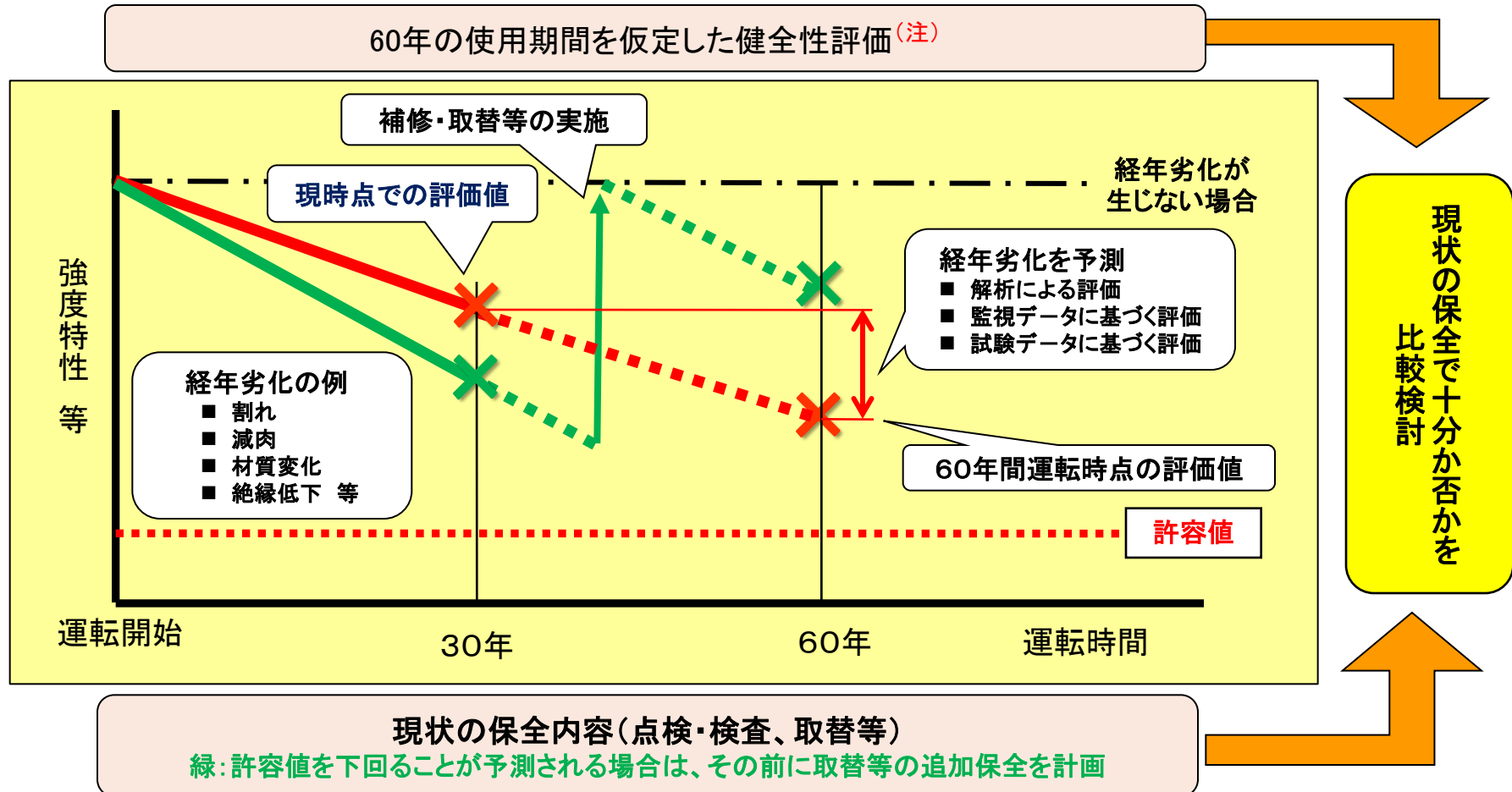


(平成24年3月21日時点の集計)

- : 高経年化技術評価が未実施のプラント
- : 30年目高経年化技術評価を実施した(又は実施中)プラント(16基)
- : 30年目及び40年目高経年化技術評価を実施した(又は実施中)プラント(4基)

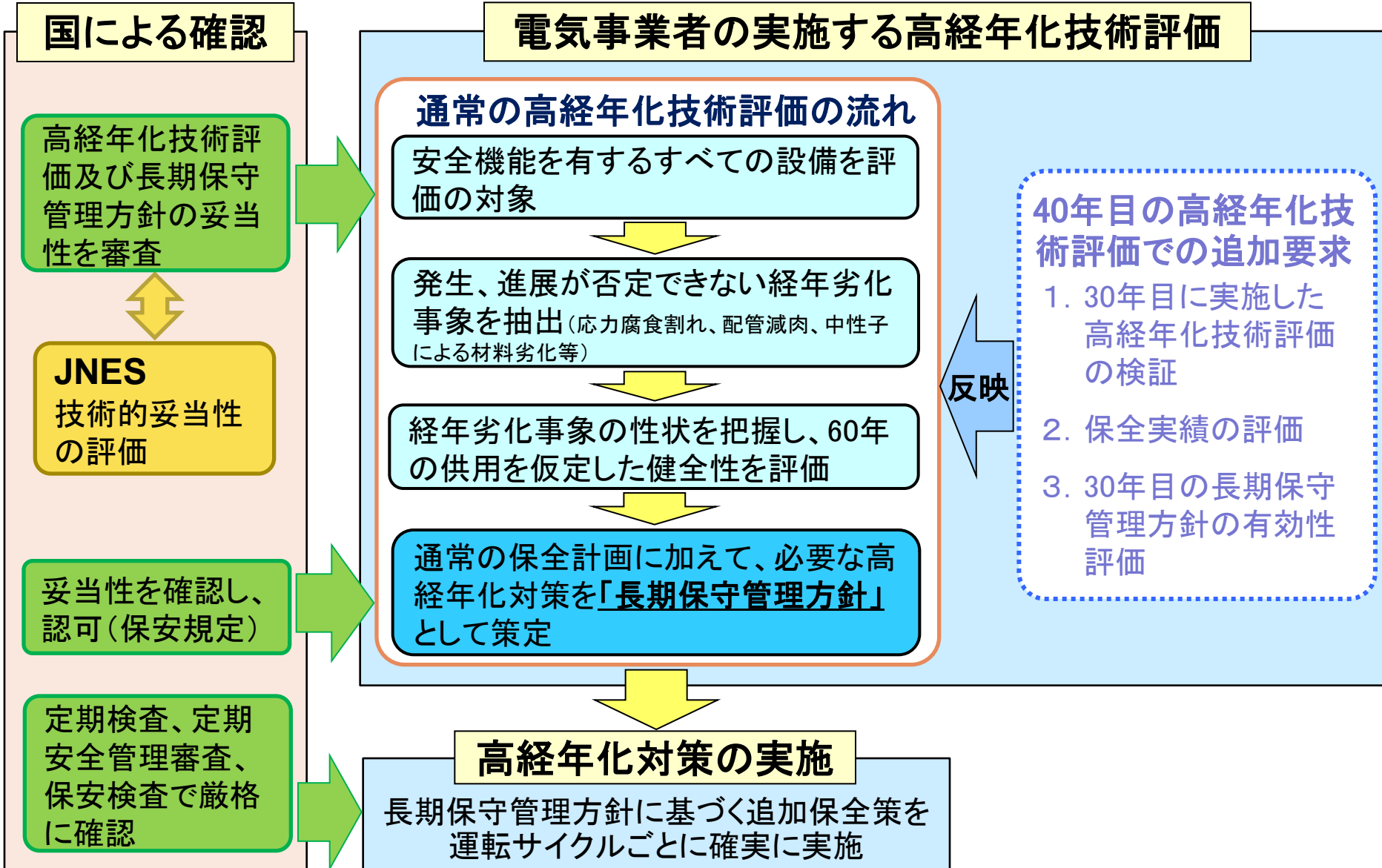
経年劣化に対する評価

プラントの運転開始から60年を一つの目安とした供用期間を仮定して、機器・構造物の健全性評価を行うとともに、現状の保全内容が十分かどうか確認し、追加すべき保全策の必要性を検討する。



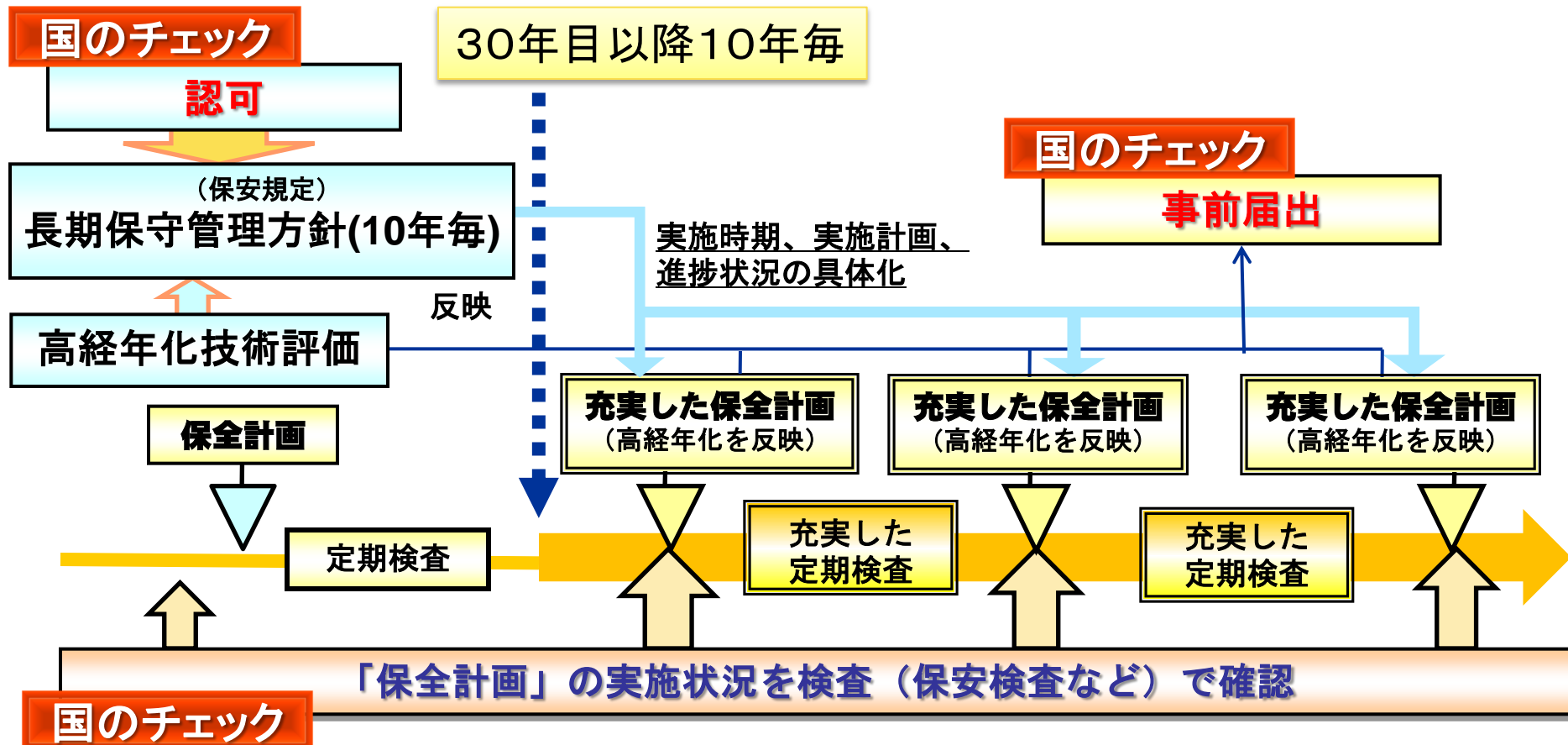
(注)60年の使用を認めるものではない。経年劣化を予測し、60年時点の健全性を評価。

高経年化技術評価・対策の実施の流れ



保全計画への反映と国の確認プロセス

- ①事業者は、長期保守管理方針を運転開始後30年以降の保全サイクルから、発電所の保全計画に反映し、適切に実施。
- ②国は、保全サイクル毎に事前に事業者から届け出がなされる保全計画について、その妥当性を確認。
- ③保全計画の実施内容については、国が保安検査や定期安全管理審査において厳格に確認。



2. 伊方発電所2号炉の高経年化技術評価について

(1) 経緯

四国電力(株)伊方発電所2号炉 PWR 出力:566MWe

1982年3月19日 営業運転開始

2011年3月11日 保安規定変更認可申請書の提出
(高経年化技術評価及び30年目の長期保守管理方針)

2011年12月19-20日 発電所への立入検査

2012年 2月16, 3月5日 保安規定変更認可申請書の補正の提出

2012年 3月15日 保安規定の変更認可
原子力安全委員会へ報告

福島事故後、最初に高経年化技術評価の審査を行った発電所

<参考> 「福島第一事故における経年劣化の影響について」(2012年2月16日とりまとめ)

現時点で得られている知見に基づく評価の結果、安全上重要な機器について今回の地震動によって機能を失うような経年劣化の影響があったとは考え難く、地震発生から事故が進展し設計上で考慮している条件を超えるまでの間は、経年劣化事象が、福島第一事故の発生・拡大の要因となったとは考え難い。

(2) 審査経緯等

○原子力安全基盤機構(JNES)による技術的妥当性の確認

- ・技術的妥当性についての書面審査、補正書の審査

○立入検査(2011年12月19-20日)

- ・JNESも同行し、設備、文書、検査記録等原本の直接確認

○専門的意見の聴取

- ・高経年化技術評価に関する意見聴取会 (計8回の審議)

【開催年月日】

平成23年	11月29日
平成23年	12月15日
平成23年	12月28日
平成24年	1月18日
平成24年	2月 7日
平成24年	2月13日
平成24年	2月22日
平成24年	3月 6日



高経年化技術評価の実施体制等

①実施体制、実施方法等プロセスの明確性

- ・評価にかかる実施体制が妥当であることを確認
（実施体制、工程管理など）

②最新知見の反映

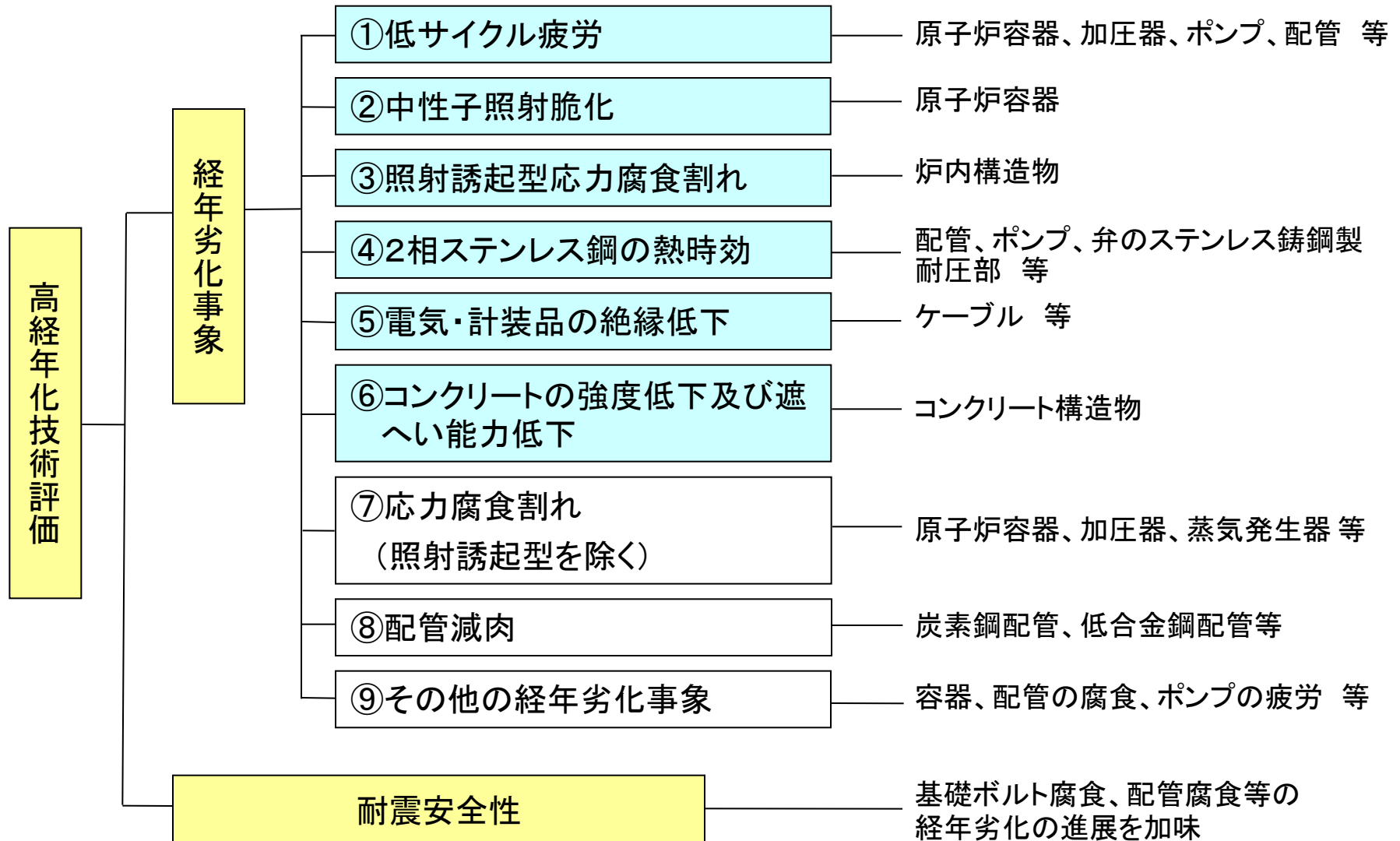
- ・国内外の最新知見・運転経験の反映など

③評価対象機器・構造物及び経年劣化事象の抽出

- ・(社)日本原子学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008」の「経年劣化メカニズムまとめ表」による機器と劣化事象の抽出
- ・伊方1号炉、2号炉で発生したトラブル事例の考慮



(3) 経年劣化事象ごとの評価



経年劣化事象ごとの具体的な評価結果の例①

① 中性子照射脆化

長期間にわたり原子炉圧力容器に中性子が照射されることにより、靱性が低下する事象。

事業者による技術評価

【評価対象部位】 原子炉容器

【評価方法】

JEAC4201に規定される監視試験データに基づく脆化予測法により、運転開始後60年時点までの関連温度及び上部棚吸収エネルギー値を予測。また、関連温度上昇を考慮して加圧熱衝撃事象を評価。

【技術評価結果】

関連温度を基に設定される、耐圧漏えい試験温度が適切に設定されており、かつ60年の運転を仮定しても上部棚吸収エネルギーが68J以上となるので、健全性を維持できると評価。

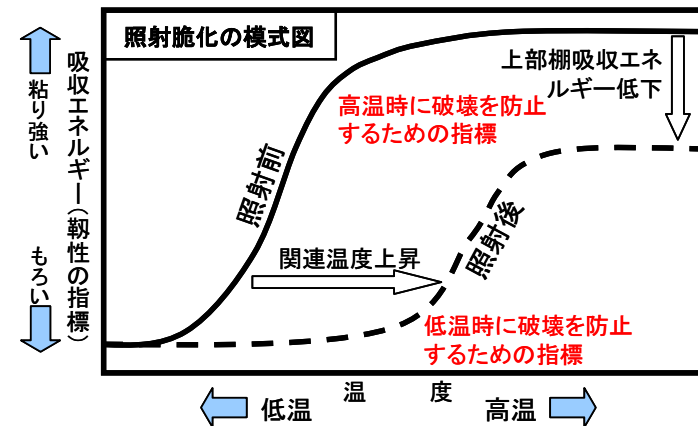
また、加圧熱衝撃事象の評価では初期き裂を想定しても、脆性破壊は起こらないと評価。

評価時期: 運転開始後60年時点		
関連温度	上部棚吸収エネルギー	上部棚吸収エネルギースクリーニング値※
5°C	155J	≥68J

国の具体的な確認内容(例)

- ・ 至近の監視試験結果を反映して保守的な脆化予測が行われ、耐圧漏えい試験温度、運転制限が適切に設定されていることを確認。
- ・ 60年の運転を仮定しても、上部棚吸収エネルギーがスクリーニング値以上とする評価の妥当性を確認。
- ・ 加圧熱衝撃事象の評価が適切に行われていることを確認。

超音波探傷試験などの現状実施している保全に加えて、計画的に監視試験を行うことにより、今後の健全性が維持されることを確認。



経年劣化事象ごとの具体的な評価結果の例②

② ECCSポンプのフレットング疲労割れ及び高サイクル疲労割れ

事業者による技術評価

フレットング疲労割れ: 金属同士が接触した状態で微動が繰り返されることにより、割れが生じる。

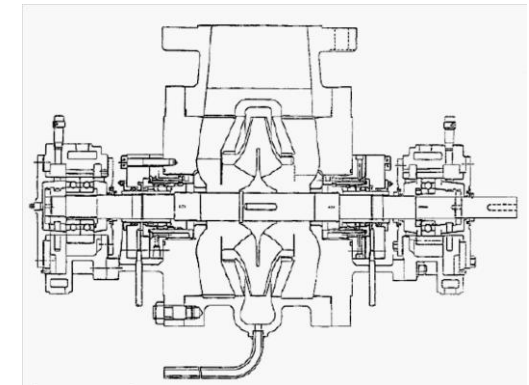
【評価対象部位】 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ

【技術評価結果】 余熱除去ポンプはフレットング疲労割れの可能性は否定できない。巡視点検、試験運転時等に振動確認を実施する。振動に異常があれば精密診断を行う。

高圧注入ポンプ等他のECCSポンプは、設計時に疲労設計を実施しており、ポンプの起動停止等低サイクルの変動荷重と高サイクル変動荷重の重畳を考慮しても、疲れ累積係数は小さい。

国の具体的な確認内容(例)

- ・ 振動確認は、異常な変動応力発生 の兆候は検出可能だが、主軸の疲労割れの検出は確実ではないことを確認。
- ・ 余熱除去ポンプに対して、分解点検時に主軸の超音波探傷検査を実施することを**長期保守管理方針に追加**することを確認。
- ・ 他のECCSポンプに対しても**現状の保全を充実**することを確認。
 - 原子炉補機冷却水ポンプ: 主軸の超音波検査を定期的実施
 - 高圧注入ポンプ: 主軸の割れに対する非破壊的検査及び監視技術の検討を行う。



余熱除去ポンプ(主軸長さ=約1.4m)

現状実施している保全に加えて、充実した保全策を実施することにより、今後の健全性が維持されることを確認。

経年劣化事象ごとの具体的な評価結果の例

③耐震安全性評価

配管腐食等の経年劣化の進展を考慮して耐震安全性を評価

事業者による技術評価(例)

【評価対象部位】 炭素鋼配管

【評価方法】

偏流発生部位及びその下流に、流れ加速型腐食による必要最小厚さまでの周方向及び軸方向一様の減肉を想定し、耐震クラスに応じた地震力等に対する発生応力を算出し、許容応力を満足するか評価。

【技術評価結果】

許容応力に対する一次応力の比(応力比という)の最大値は、主給水系統配管の0.99(S1地震力)と評価(表参照)。

他系統配管を含めて、減肉を想定した部位の地震時の発生応力は許容応力を超えることなく、耐震安全性評価上問題ないと評価。

表 炭素鋼配管の減肉に対する評価結果の例

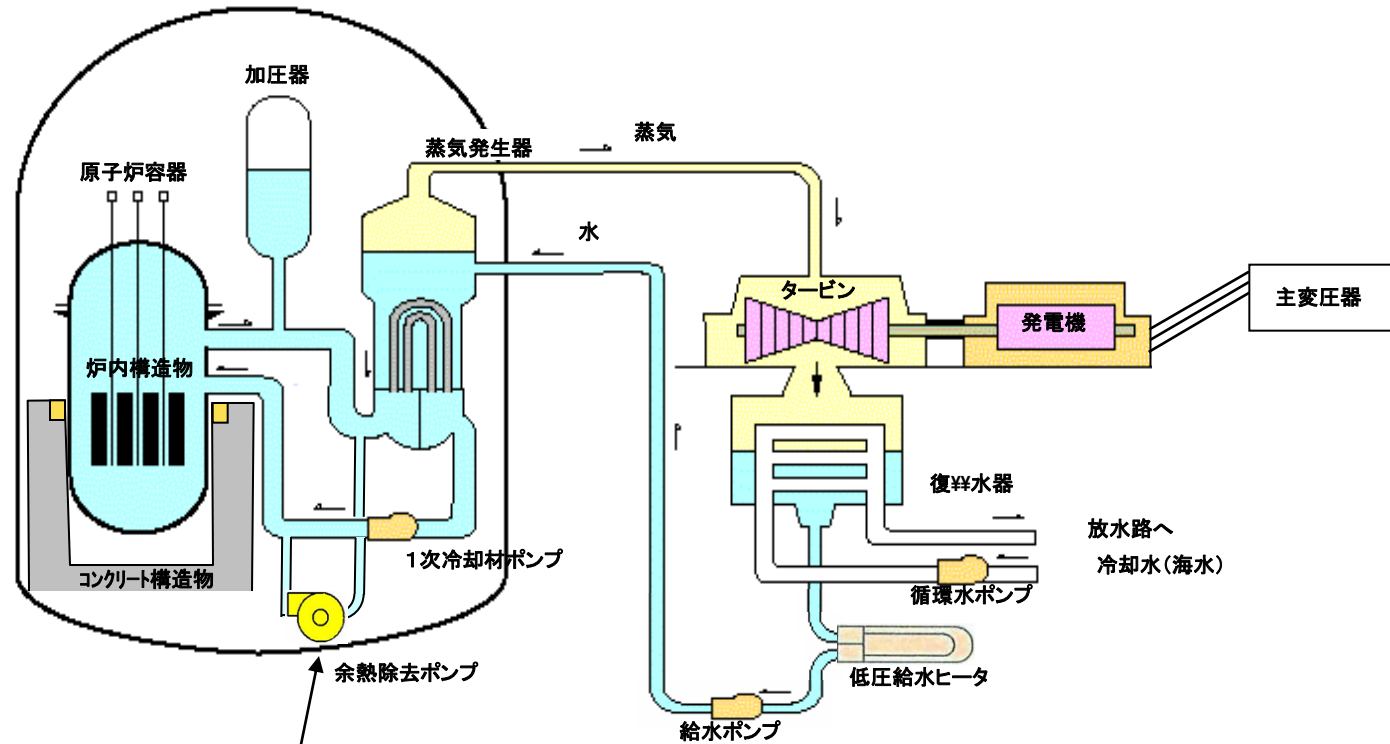
評価部位	地震力	減肉条件	一次応力比
主給水系統配管	S1	必要最小肉厚	0.99
	S2		0.70
	(参考) Ss		0.57

国の具体的な確認内容(例)

- ・ 減肉管理に関する技術規格に基づく事業者の社内マニュアルに示された系統配管が評価されていることを確認。
- ・ 減肉評価結果に基づいて実施した耐震補強工事(配管サポートの追設)を反映して評価されていることを確認。
- ・ 主給水系統配管の応力比(必要最小厚さによる評価で0.99)は、運転開始後60年時点での想定厚さによる評価では0.72に低減することを確認。
- ・ 主給水系統配管の応力比が0.99となる部位において、配管サポート(支持架構)に生ずる地震荷重は許容荷重を下回る(荷重比で0.48)ことを確認。

経年劣化を進展を考慮しても、耐震安全性は維持されることを確認。

(4) 長期保守管理方針



●余熱除去ポンプ主軸の超音波探傷検査(中長期)*

- 基礎ボルトの大気接触部の腐食の調査(中長期)
- ケミカルアンカ樹脂の劣化の調査(中長期)

実施時期 中長期:平成24年3月19日から10年間

* : 審査の過程で追加となった長期保守管理方針

3. 今後の対応について

- ✓ 長期保守管理方針を踏まえた適切な保全を実施することにより、30年以降の運転について安全性が確保され得ると判断し、長期保守管理方針(保安規定の変更)を認可。

事業者の役割

(1) 長期保守管理方針の着実な実施

- ・ 長期保守管理方針は、運転開始後30年以降の保全サイクルから、発電所の保全計画に反映。
- ・ 保全計画は、毎定期検査前に保安院に届出て、事前確認を受ける。 前回サイクルで実施した長期保守管理方針に基づく点検の結果について有効性評価を行った結果についても、併せて提出。
- ・ 確認を受けた保全計画に基づき、着実に高経年化対策を実施。

(2) 高経年化対策の充実

- ・ 引き続き国内外プラントの運転経験、最新の技術的知見を高経年化技術評価に的確に反映。

国の確認方針

(1) 保全計画の事前確認

- ・ 毎定期検査前に、届け出がなされる保全計画について、その適切性を事前確認。

(2) 実施状況及び結果の確認

- ・ 確認した保全計画に基づき、高経年化対策が適切に実施されているかについて、定期安全管理審査、定期検査、保安検査により厳格に確認。

参考資料集

1. 経年劣化事象ごとの評価

- (1) 低サイクル疲労
- (2) 中性子照射脆化
- (3) 照射誘起型応力腐食割れ
- (4) 2相ステンレス鋼の熱時効
- (5) 電気・計装品の絶縁低下
- (6) コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下
- (7) 応力腐食割れ (IASCCを除く)
- (8) 配管減肉
- (9) 耐震安全性の評価

2. 長期保守管理方針

3. その他

主要国における高経年化に関する状況
世界の長期運転プラント

1. 経年劣化事象ごとの評価

(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。

事業者の評価					国の主な 確認内容
評価部位 (原子炉容器 の例)	評価方法	技術評価結果			
		運転実績に基づく60年供用仮定時の疲れ累積係数(許容値:<1)			
		JSME設計建設規格(2005)に基づく疲労評価	環境を考慮した疲労評価 JSME環境疲労評価手法(2006)	備考	
入口管台	運転実績に基づき、60年の運転を仮定した疲れ累積係数を算出し、許容値1以下であることを評価。	0.023	0.001	設計評価点はステンレス肉盛部であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
出口管台		0.030	0.001		
安全注入管台		0.031	0.016		
蓋用管台		0.090	0.001	設計評価点は大気中であるため、環境中評価点は接液部で疲労評価上最も厳しい部位としており、設計評価点と異なる。	
炉内計装筒		0.105	0.001		
スタッドボルト		0.206	-	非接液部	

指摘事項	対応結果
ステンレス肉盛部の健全性確認方法を検討し、母材の低サイクル疲労割れを評価する箇所のクラッド部の健全性が確実に確認できるように検査要領を改善すること。	原子炉設置者は肉盛部の点検を明確にした内容に社内マニュアルを改善した。



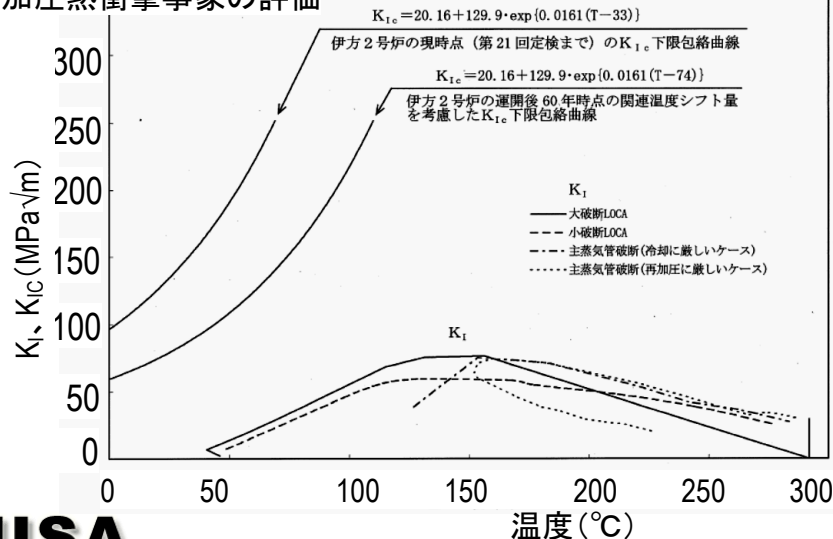
30年目までの運転経験及び新知見として、実際の運転過渡実績、最新の環境疲労評価法が適切に反映され、現状実施されている超音波探傷試験などを引き続き行うとしていることから、事業者の評価は妥当である。

(2) 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。

事業者の評価			国の主な確認内容						
評価部位	評価方法	技術評価結果							
原子炉容器	監視試験データに基づき予測式を用いて、運転開始後60年時点までの関連温度及び上部棚吸収エネルギー値を予測 また、関連温度上昇を考慮して加圧熱衝撃事象を評価	<p>評価時期: 運転開始後60年時点</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>関連温度</th> <th>上部棚吸収エネルギー</th> <th>上部棚吸収エネルギースクリーニング値※</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5°C</td> <td>155J</td> <td>≥68J</td> </tr> </tbody> </table> <p>※68J未満になった場合にはJEAC4206Iに定められている方法で評価を行い、健全性を評価する。</p> <p>運転開始後60年時点の脆化を考慮しても中性子照射脆化は原子炉容器の健全性に影響しない。</p>	関連温度	上部棚吸収エネルギー	上部棚吸収エネルギースクリーニング値※	5°C	155J	≥68J	<p>関連温度を基に設定される耐圧漏えい試験温度が適切に設定され、脆化予測に基づいて運転管理されていることを確認</p> <p>60年の運転を仮定しても上部棚吸収エネルギーが68J以上だとする評価の妥当性を確認</p>
		関連温度	上部棚吸収エネルギー	上部棚吸収エネルギースクリーニング値※					
5°C	155J	≥68J							

加圧熱衝撃事象の評価



第3回までの監視試験の結果を反映して保守的に脆化予測が行われ、耐圧漏えい試験温度が適切に管理されているとともに、現状実施されている超音波探傷試験で有意な欠陥がないことを確認しており、事業者の評価は妥当である。

(3) 照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)

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。

事業者の評価			国の主な確認内容
評価部位	評価方法	技術評価結果	
<ul style="list-style-type: none"> ・バッフルフォーマーボルト (BFB)* ・炉心バッフル ・炉心バッフル取付板 ・炉心そう <p style="text-align: right;">など</p> <p>* 2005年度に全数取替を実施しており、取替後の中性子照射量を評価</p>	60年運転を仮定した累積中性子照射量を予測し、応力、温度条件を基に、BFB以外の部位については評価上最も厳しいBFBを基準に相対的に評価	60年時点の累積中性子照射量は、何れの評価点もIASCC発生感受性しきい値を超えるが、BFB以外の部位では照射量、応力、温度の条件が緩やかであるため、発生可能性小と判断 各評価部位の計画的な目視点検に加えて、BFBについては過去に超音波探傷により健全性を確認	60年時点での各部位の累積中性子照射量、BFBを基準とした相対評価、BFBの運転開始後60年時点の損傷ボルト本数評価及び現状実施している保全内容の妥当性を確認

指摘事項	対応結果
炉心そうの照射誘起型応力腐食割れについて、電子ビーム溶接による残留応力を考慮した評価を行うこと。	取替後の炉心そうに用いている電子ビーム溶接は日本機械学会維持規格の炉心そうの個別評価(解説)に用いられている取替え前の溶接方法に比較して溶接入熱量が低く、相対的に残留応力が低いことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
炉心そうに想定される有意な欠陥として、照射誘起型応力腐食割れ等の発生の可能性と、靱性低下を想定して評価を見直すこと	炉心そうに想定される照射誘起型応力腐食割れは日本機械学会維持規格に基づく評価において、60年の運転を想定しても発生しないとされ、また、仮想欠陥を仮定した場合でも不安定破壊の可能性がなく、炉心そうの靱性低下は炉心そうの健全性に影響を与える可能性はないと評価され、その旨技術評価書に反映された。

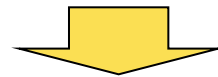


評価対象部位の60年時点の累積中性子照射量の把握を行うとともに、バッフルフォーマーボルトの損傷予測を行い、現状実施されている目視点検で有意な欠陥がないことを確認しており、事業者の評価は妥当である。

(4) 2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。

事業者の評価			国の主な確認内容
評価部位	評価方法	技術評価結果	
1次冷却材管ホットレグ 1次冷却材ポンプケーシング	日本機械学会の維持規格に基づいて、き裂を想定して求めたき裂進展力と国の研究成果に基づいて、60年の供用を仮定して求めたき裂進展抵抗を比較して、構造安定性を評価	運転開始後60年時点での材料のき裂進展抵抗は、き裂進展力を上回ることから、不安定破壊することはない、健全であると評価	き裂進展抵抗の予測評価及びき裂進展力との比較による使用温度が高く、フェライト量が多い1次冷却材管ホットレグの健全性評価の妥当性を確認



30年目までの研究成果が、靱性低下の予測評価に適切に反映されているとともに、現状実施されている溶接部の超音波探傷検査を引き続き行うとしていることから、事業者の評価は妥当である。

(5) 電気・計装品の絶縁低下

電気・計装品に使用されている絶縁物が環境(熱、放射線等)及び機械的な要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象。

絶縁低下の代表例: 低圧ケーブル

事業者の評価			国の主な確認内容
評価部位	評価方法	技術評価結果	
難燃KKケーブルの絶縁体 (シリコンゴム)	供用期間中の経年劣化を 加速劣化によって付与した 長期健全性試験により評価	60年間の絶縁性能が維持可能	①使用条件及び試験条件の妥当性を確認 ②代表ケーブルの網羅性を確認
難燃PHケーブルの絶縁体 (難燃エチレンプロピレンゴム)			
SHVAケーブルの絶縁体 (特殊耐熱ビニル)			
難燃VVケーブルの絶縁体 (ビニル)			

指摘事項(例)	対応結果
代表ケーブルと製造メーカーが異なる難燃PHケーブルの絶縁低下についての評価を見直すこと。	代表ケーブルと製造メーカーが異なる難燃PHケーブルについては長期健全性試験結果を用いて評価を行い、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できることが確認され、その旨技術評価書に反映された。



健全性評価においては、長期健全性試験の試験条件がケーブルの使用条件を包絡している。また、実機ケーブル布設箇所の環境調査結果(温度および放射線線量率)が評価に反映されており、ケーブル製造メーカーの違いを考慮した評価が適切に行われている。現状保全として引き続き絶縁抵抗測定等を実施していくとしており、また、高経年化への対応としてJNES事業の成果の反映を検討していくとしていることから、事業者の評価は妥当である。

(6)コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下

コンクリートの強度が、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応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。

事業者の評価					国の主な 確認内容
要因(例)	評価部位	評価方法	技術評価結果		
強度 低下	熱	内部コンクリート (1次遮へい壁)	温度及び放射線照射量の解析結果、規格・指針類及び既往文献の判定基準、各種予測式を用いて評価	コンクリートの最高温度の解析値が、判定値(局部90℃、一般部65℃、)以下	60年の運転を仮定し、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に係わる温度及び放射線照射量の解析値、各種予測値などが判定値をクリアしていることを確認
	放射線照射	内部コンクリート (1次遮へい壁)		60年時点の放射線照射量の解析値が、判定値(中性子 $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 、ガンマ線 $2 \times 10^8 \text{Gy}$)以下	
	中性化	原子炉補助建屋(屋内) 取水構造物(屋外)		各建屋・構造物の60年時点の中性化深さの予測値が、判定値(屋外:鉄筋かぶり厚さ、屋内:鉄筋かぶり厚さ+2cm)以下	
	塩分浸透	取水構造物 (気中帯、干満帯、海中帯)		60年時点の鉄筋腐食減量の予測値が、ひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量以下	
	アルカリ骨材	取水構造物 (海水管ダクト含む)		コア供試体の促進膨張試験の結果、構造物の膨張率が、判定値(材齢6ヶ月0.1%)以下	
遮へい 能力低下	熱	内部コンクリート (1次遮へい壁)	コンクリートの最高温度の解析値が、判定値(中性子遮へい88℃、ガンマ線遮へい177℃)以下		

*:ガンマ線照射量については、一部判定値を超えているが、超えている範囲が小さく、構造強度上問題ないことを確認している。

30年目までの運転経験及び新知見として、評価部位の温度分布解析、放射線照射量解析、中性化深さ測定、鉄筋位置での塩化物イオン濃度測定、アルカリ骨材反応性試験及び破壊試験の結果並びに最新の基準・指針が適切に反映されているとともに、現状実施されている目視点検などを引き続き行うとしていることから、事業者の評価は妥当である。

(7) 応力腐食割れ (IASCCを除く)

材料、環境、応力の3要素が重畳した原因によってひび割れが発生する事象。

事業者の評価				国の主な確認内容
事象	評価部位 (例)	評価方法	技術評価結果	
ニッケル基合金の応力腐食割れ(PWSCC)	原子炉容器の冷却材入口管台溶接部	国内外の運転情報や事象発生的事例及び最新の技術的知見に基づいて発生を評価	600系ニッケル基合金使用部位である原子炉容器の冷却材入口管台溶接部等では、レーザピーニング等による信頼性向上策をすでに実施しているが、各評価部位の応力腐食割れの可能性を否定できないため、定期的に超音波探傷検査等により健全性を確認	各評価部位における信頼性向上策の実施内容と実績及び検査内容、検査実績と今後の検査計画を確認
粒界型応力腐食割れ (IGSCC)	蒸気発生器の出入口管台セーフエンド			
貫粒型応力腐食割れ (TGSCC)	ステンレス鋼配管			
低合金鋼の応力腐食割れ	タービン車軸、翼環ボルト			



600系ニッケル基合金使用部位である原子炉容器の冷却材入口管台溶接部等では、レーザピーニング等による信頼性向上策が実施されているとともに、現状実施されている超音波探傷検査等を継続して実施することから、事業者の評価は妥当である。

(8) 配管減肉

流れの影響で腐食が加速される「流れ加速型腐食」(FAC)や液滴が高速で壁面に衝突して侵食する「液滴衝撃エロージョン」(LDI)により配管が減肉する事象。

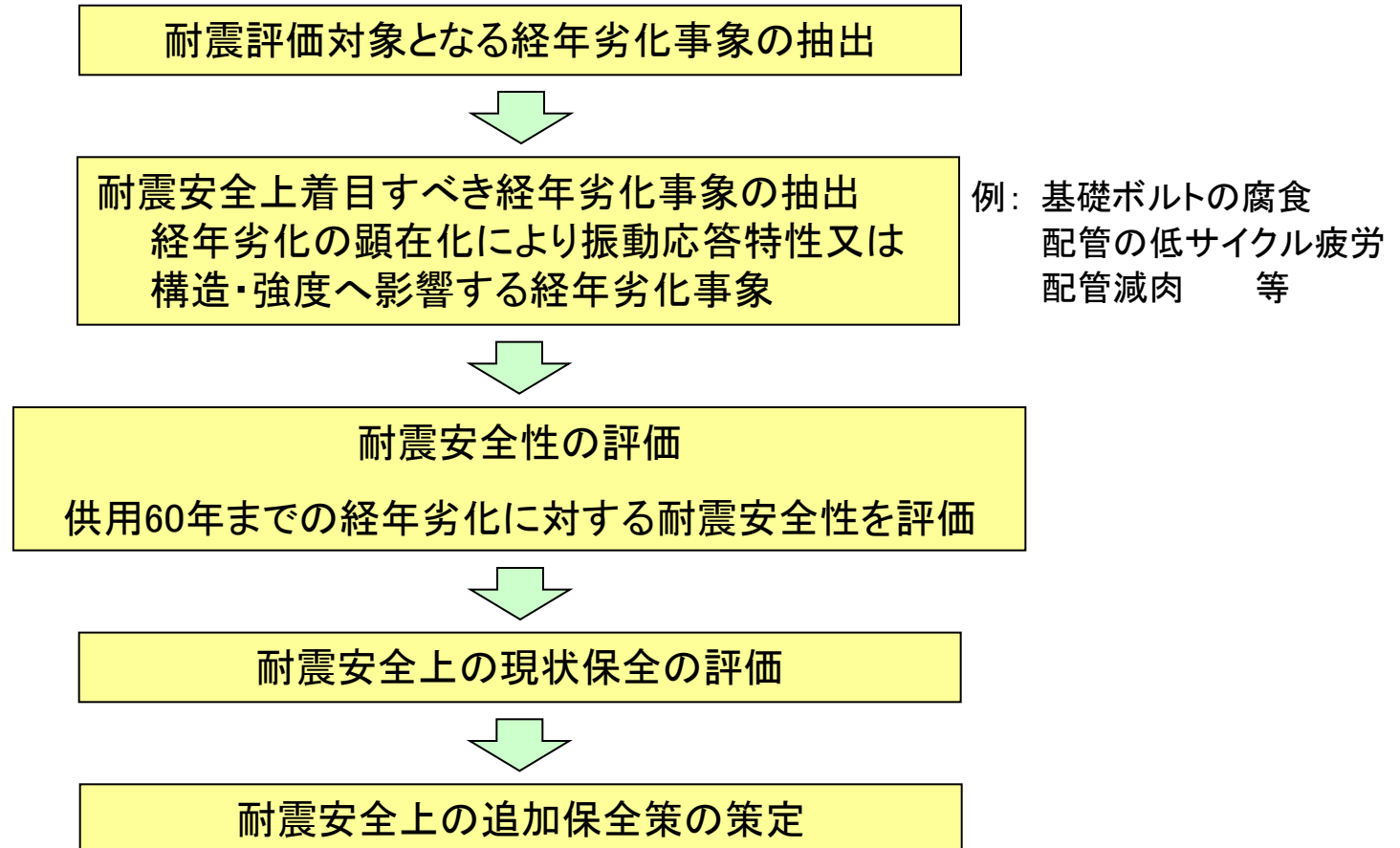
事業者の評価			国の主な確認内容
評価部位	評価方法	技術評価結果	
炭素鋼配管	「2次系配管経年変化調査マニュアル」(社内文書)に基づき配管減肉管理を行い、必要最小厚さに到達するまでの期間(余寿命)を評価	肉厚測定結果に基づき余寿命を評価し、プラント運転中に余寿命を割ることのないように管理。	「2次系配管経年変化調査マニュアル」は保安指示文書や機械学会規格を反映し、評価点を含めて新たな知見を反映しており、適切に管理されていることを確認
低合金鋼配管			
ステンレス鋼配管			



「2次系配管経年変化調査マニュアル」に基づく検査、取替を実施していくとともに、検査結果による新たな知見を継続的に反映していくとしていることから、事業者の評価は妥当である。

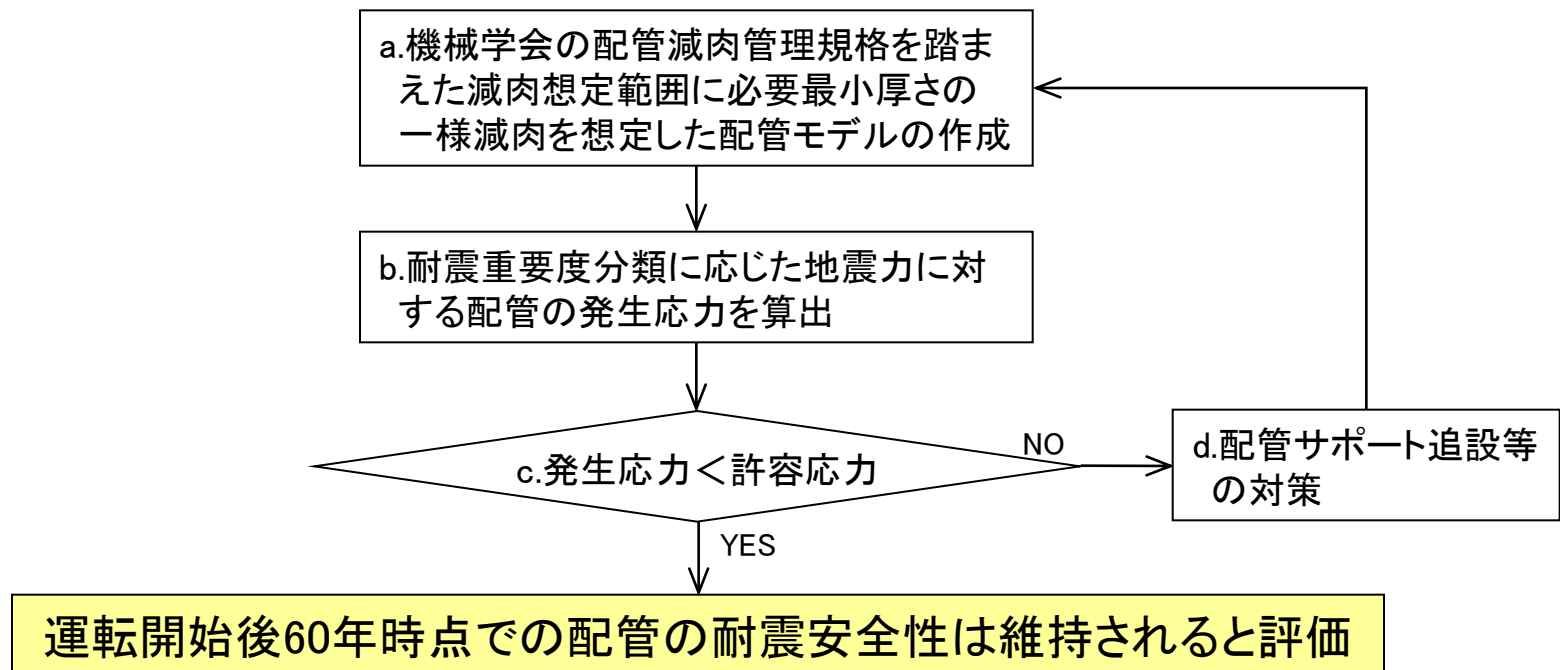
(9) 耐震安全性の評価

1) 耐震安全性評価の概要



2) 耐震安全性評価の例

炭素鋼配管の減肉 : 必要最小厚さまで減肉を想定した評価



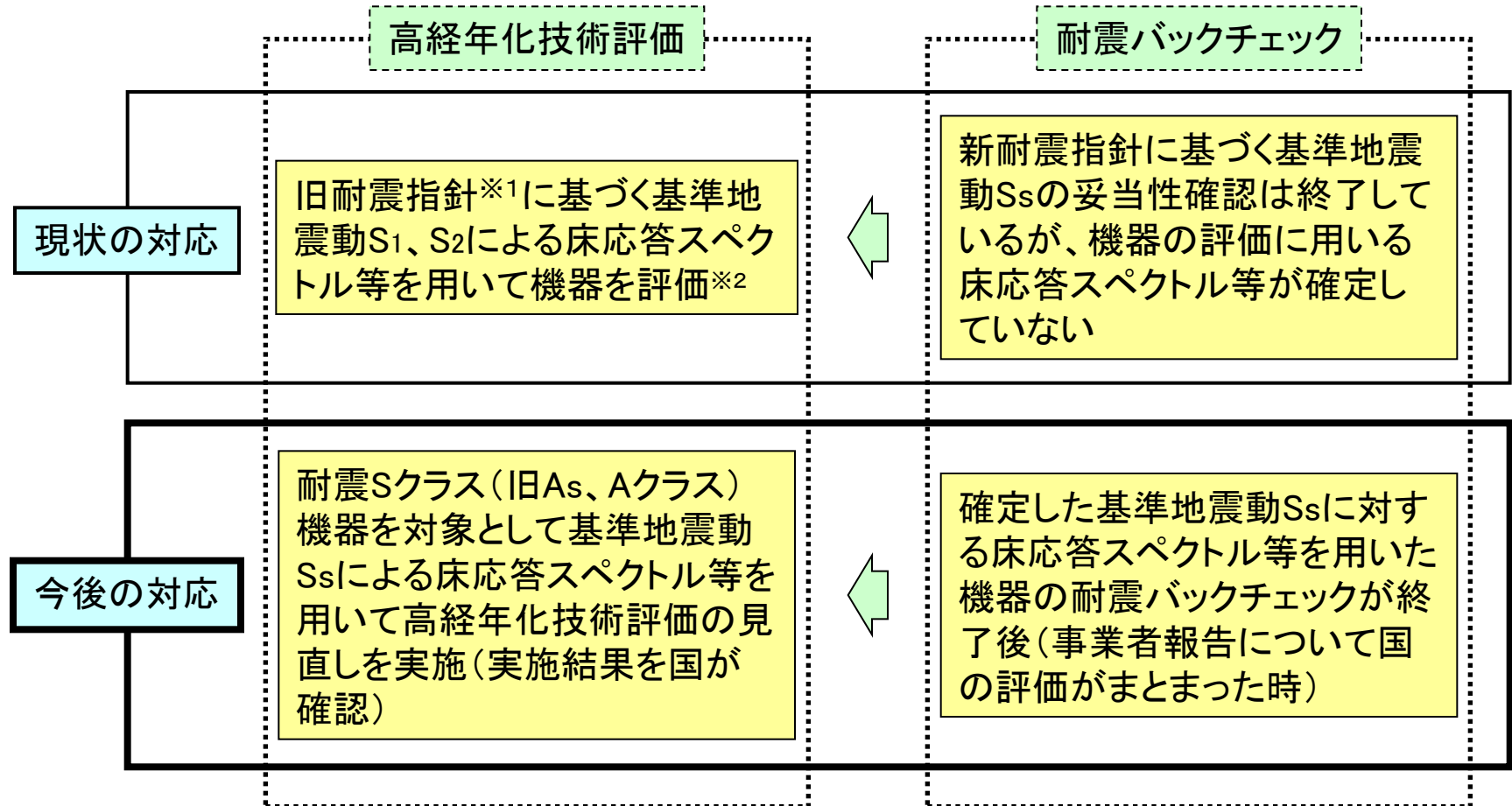
3) 妥当性評価

事業者の評価			国の主な確認内容
評価部位	評価方法	技術評価結果	
高経年化技術評価の対照とした機器・構築物 (基礎ボルトの腐食、配管の低サイクル疲労等)	機器ごとに60年の供用を仮定した劣化を加味し、設計地震力から算出した地震時発生応力等と許容限界とを比較して、耐震安全性を評価	許容限界との比較により耐震安全性が確保されるので、耐震上の観点から保全策に追加すべき項目として抽出する必要がない。	○評価対象機器の抽出の考え方、耐震安全上着目すべき経年劣化事象及び評価対象機器の経年劣化事象に対する耐震安全性評価等が妥当であることを確認

指摘事項(例)	対応結果
1次冷却材ポンプケーシングの熱時効に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行うこと。	1次冷却材ポンプケーシングの熱時効について、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として抽出し、ポンプケーシングのフェライト量、使用温度、き裂進展力がいずれも一次冷却材管の値を下回ることから、不安定破壊することはないと評価された1次冷却材管と同様に耐震安全性に問題ないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。
配管検査の社内マニュアルで「その他系統」に区分される蒸気発生器ブローダウン系統配管の減肉に関し、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として扱い、耐震安全性評価を行うこと。	蒸気発生器ブローダウン系統配管の減肉について、耐震安全上着目すべき経年劣化事象として抽出し、必要最小厚さまでの一様減肉を仮定して評価された結果、耐震安全性に問題がないことが確認され、その旨技術評価書に反映された。

耐震安全性評価対象とした全ての機器・構築物において、耐震安全上着目すべき経年劣化事象を考慮した発生応力等が許容限界を下回ることから、耐震安全上の観点から現状の保全策に追加すべき項目はいとしてしている。したがって、耐震安全上の観点から長期保守管理方針に反映すべき項目はなく、長期保守管理方針を策定していないとする事業者の評価は妥当である。

4) 今後の対応



※1:「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について(平成20年4月23日一部改正)」による。

※2:事業者は、耐震バックチェックの中間報告機器を対象とした基準地震動 S_s に対する評価結果を国へ参考提出し、高経年化技術評価に関する意見聴取会で審議。

2. 長期保守管理方針

- ・現状保全に追加すべき保全策とされたものについて、具体的な保全方針を定めた以下の長期保守管理方針を策定。

No	経年劣化事象	項目	実施時期 ^{※1}
1	フレット疲労	余熱除去ポンプの主軸のフレット疲労割れについては、ポンプの分解点検時に、主軸の超音波探傷検査を実施 ^{※2}	中長期
2	腐食	スタッドボルト等 ^{※3} の大気接触部の腐食については、伊方2号炉も含め原子力発電所共通として、基礎ボルトを調査	中長期
3	樹脂の劣化	ケミカルアンカの樹脂の劣化については、伊方2号炉も含め原子力発電所共通として、ケミカルアンカを調査	中長期

※1：中長期は平成24年3月19日からの10年間に実施

※2：審議の過程で追加された長期保守管理方針

※3：スタッドボルト、メカニカルアンカ、ケミカルアンカ

主要国における高経年化に関する状況 ①

項目	日本	米国	フランス
運転中の商業炉数 (うち30年超運転)	54基(19基) (福島第一1~4号機を含む)	104基(58基)	58基(21基)
運転期間の制限	なし	40年を超えない期間 の認可 20年を超えない期間 の認可更新	なし
高経年化対策の 仕組み	<ul style="list-style-type: none"> •30年超、10年毎に技術評価。 •事業者が長期保守管理方針を作成し、国が認可。 •定期検査(長期保守管理方針に従った点検を同時に実施) 	<ul style="list-style-type: none"> •認可更新の申請に際して総合プラント評価を実施。 •事業者が劣化管理計画を作成し、国が審査 	<ul style="list-style-type: none"> •30年超時に原子炉停止時総合検査を実施。 •事業者が安全運転継続に関する文書、劣化管理計画を作成し、国が認可。
高経年化技術評価	評価済: 19基 評価中: 2基	更新認可済: 71基 更新審査中: 13基	評価済: 2基 (40年までの運転継続可能)

(2012/1現在)

主要国における高経年化に関する状況 ②

項目	イギリス	韓国	ドイツ
運転中の商業炉数 (うち30年超運転)	18基(7基)	21基(1基)	17基(7基)
運転期間の制限	なし	なし	割付電力生産量(平均 32EFPY)による制限 2022年全機停止
高経年化対策の 仕組み	<ul style="list-style-type: none"> 事業者が安全運転継続に関する文書を作成し、国がその妥当性を確認。原子炉の運転再開を承認。 	<ul style="list-style-type: none"> 設計寿命を超えて運転(継続運転)する場合、定期安全レビューの評価に加えて、経年劣化管理と環境影響評価を補強 事業者が継続運転の申請を行い、国が認可。 	<ul style="list-style-type: none"> 事業者が安全運転継続に関する文書、劣化管理計画を作成し、国が認可。
高経年化技術評価	評価済: 7基	更新認可済: 1基 更新審査中: 1基	評価済: 0基

(2012/1現在)

世界の長期運転プラント

2012/2/1 現在

No	国	Name	Type	Status	Capacity (MWe)		営業運転開始日	廃炉日	運転年数(年)	
					Net	Gross				
—	1	ロシア	APS-1 OBNINSK	LWGR	廃炉	5	6	1954/12/1	2002/4/29	47.4
—	2	英	CALDER HALL 1	GCR	廃炉	50	60	1956/10/1	2003/3/31	46.5
—	3	英	CALDER HALL 2	GCR	廃炉	50	60	1957/2/1	2003/3/31	46.1
—	4	英	CHAPELCROSS 1	GCR	廃炉	50	60	1959/3/1	2004/6/29	45.3
—	5	英	CALDER HALL 3	GCR	廃炉	50	60	1958/5/1	2003/3/31	44.9
—	6	英	CHAPELCROSS 2	GCR	廃炉	50	60	1959/8/1	2004/6/29	44.9
—	7	英	CHAPELCROSS 3	GCR	廃炉	50	60	1959/12/1	2004/6/29	44.5
—	8	英	CHAPELCROSS 4	GCR	廃炉	50	60	1960/3/1	2004/6/29	44.3
1	9	英	OLDBURY-A1	GCR	運転中	217	230	1967/12/31		44.0
—	10	英	CALDER HALL 4	GCR	廃炉	50	60	1959/4/1	2003/3/31	44.0
—	11	英	OLDBURY-A2	GCR	廃炉	217	230	1968/9/30	2011/6/30	42.7
2	12	スイス	BEZNAU-1	PWR	運転中	365	380	1969/9/1		42.4
3	13	インド	TARAPUR-1	BWR	運転中	150	160	1969/10/28		42.2
4	14	インド	TARAPUR-2	BWR	運転中	150	160	1969/10/28		42.2
5	15	米	OYSTER CREEK	BWR	運転中	619	652	1969/12/1		42.1
6	16	米	NINE MILE POINT-1	BWR	運転中	621	642	1969/12/1		42.1
7	17	日本	TSURUGA-1	BWR	運転中	340	357	1970/3/14		41.8
8	18	米	DRESDEN-2	BWR	運転中	867	913	1970/6/9		41.6
9	19	米	R.E. GINNA	PWR	運転中	498	608	1970/7/1		41.5
—	20	英	DUNGENESS-A1	GCR	廃炉	225	230	1965/10/28	2006/12/31	41.1
10	21	日本	MIHAMA-1	PWR	運転中	320	340	1970/11/28		41.1
11	22	米	POINT BEACH-1	PWR	運転中	512	543	1970/12/21		41.1
—	23	英	DUNGENESS-A2	GCR	廃炉	225	230	1965/12/30	2006/12/31	41.0
12	24	米	H.B. ROBINSON-2	PWR	運転中	710	745	1971/3/7		40.9
—	25	英	SIZEWELL-A1	GCR	廃炉	210	245	1966/3/25	2006/12/31	40.7
13	26	スペイン	SANTA MARIA DE GARONA	BWR	運転中	446	466	1971/5/11		40.7
14	27	米	MONTICELLO	BWR	運転中	572	600	1971/6/30		40.5
15	28	カナダ	PICKERING-1	PHWR	運転中	515	542	1971/7/29		40.5
—	29	英	SIZEWELL-A2	GCR	廃炉	210	245	1966/9/15	2006/12/31	40.2
16	30	英	WYLFA 1	GCR	運転中	490	540	1971/11/1		40.2
17	31	米	DRESDEN-3	BWR	運転中	867	913	1971/11/16		40.2
—	32	日本	FUKUSHIMA-DAIICHI-1	BWR	廃炉決定	439	460	1971/3/26	2011/5/20	40.1
18	33	英	WYLFA 2	GCR	運転中	490	540	1972/1/3		40.0
—	34	英	BRADWELL 1	GCR	廃炉	123	146	1962/7/1	2002/3/31	39.7
19	35	日本	MIHAMA-2	PWR	運転中	470	500	1972/7/25		39.5
—	36	英	BRADWELL 2	GCR	廃炉	123	146	1962/11/12	2002/3/30	39.3
20	37	スイス	MUEHLEBERG	BWR	運転中	373	390	1972/11/6		39.2

 : 運転中のプラント

2012/2/1 現在