

四国電力(株)伊方発電所1号機の 高経年化技術評価等報告書に係る 審査結果について

平成19年9月

原子力安全・保安院

目 次

1. 高経年化技術評価制度について
2. 伊方1号機の技術審査について
 - (1) 経緯
 - (2) 審査内容
 - 1) 高経年化技術評価の実施体制等
 - 2) 経年劣化事象ごとの評価
 - 3) 耐震安全性の評価
3. 長期保全計画
4. 今後の対応について

1. 高経年化技術評価制度について

高経年化対策の基本的考え方

着目すべき経年劣化事象に対し、高経年化技術評価を実施し、この評価に基づき長期保全計画を策定・実施する。

着目すべき経年劣化事象

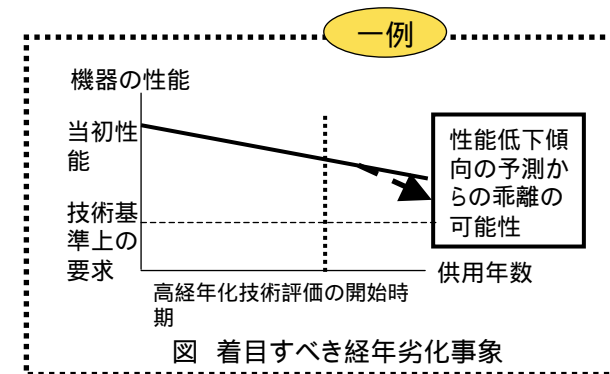
長期供用に伴う性能低下が想定していた傾向を上回る速度等予測から乖離して進展するなどの性状を示す経年劣化事象

高経年化技術評価

運転開始後30年にいたる前に、技術評価の前提として60年の供用を仮定した経年劣化予測と設備の健全性評価

長期保全計画

現状の保全活動に追加すべき、今後10年間の保全策



実用炉則(経済産業省令)改正 平成18年1月1日施行

原子炉設置者の義務

原子炉の運転を開始した日以降30年を経過する日までに、安全上重要な機器等について、

- ・経年劣化に関する技術的な評価を実施する。
- ・これに基づき長期保全計画を策定する。
(原子炉施設の保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画)
- ・以降10年を超えない時期毎に、評価と長期保全計画を見直す。



原子力安全・保安院等の審査

- ・高経年化技術評価の実施体制が適切か
- ・安全機能を有する機器・構築物に対して、技術評価の方法及び結果は適切か
- ・長期保全計画は適切に抽出されているか
- ・審査等の結果等を取りまとめ、原子力安全委員会へ報告し、一般にも公表
- ・長期保全計画の実施状況については、定期検査等で確認

2. 伊方1号機の技術審査について

(1) 経緯

四国電力(株)伊方発電所 1号機 PWR 出力:56.6万Kw

- | | |
|----------------|----------------------------|
| 1977年 9月30日 | 営業運転開始 |
| 2006年 9月28日 | 高経年化技術評価等報告書
経済産業大臣あて提出 |
| 2007年 2月20～23日 | 発電所への立入検査 |
| 2007年 7月18日 | 変更報告書を大臣あて提出 |
| 2007年 8月 6日 | 当院より原子力安全委員会へ
確認結果を報告 |

(2) 審査内容

1) 高経年化技術評価の実施体制等

高経年化技術評価の実施体制は概ね妥当

全体とりまとめ	本店原子力部計画グループ
技術評価等の実施	本店原子力部計画グループ、本店土木建築部
報告書レビュー	本店原子燃料部、原子力保安研修所、伊方発電所

が実施。

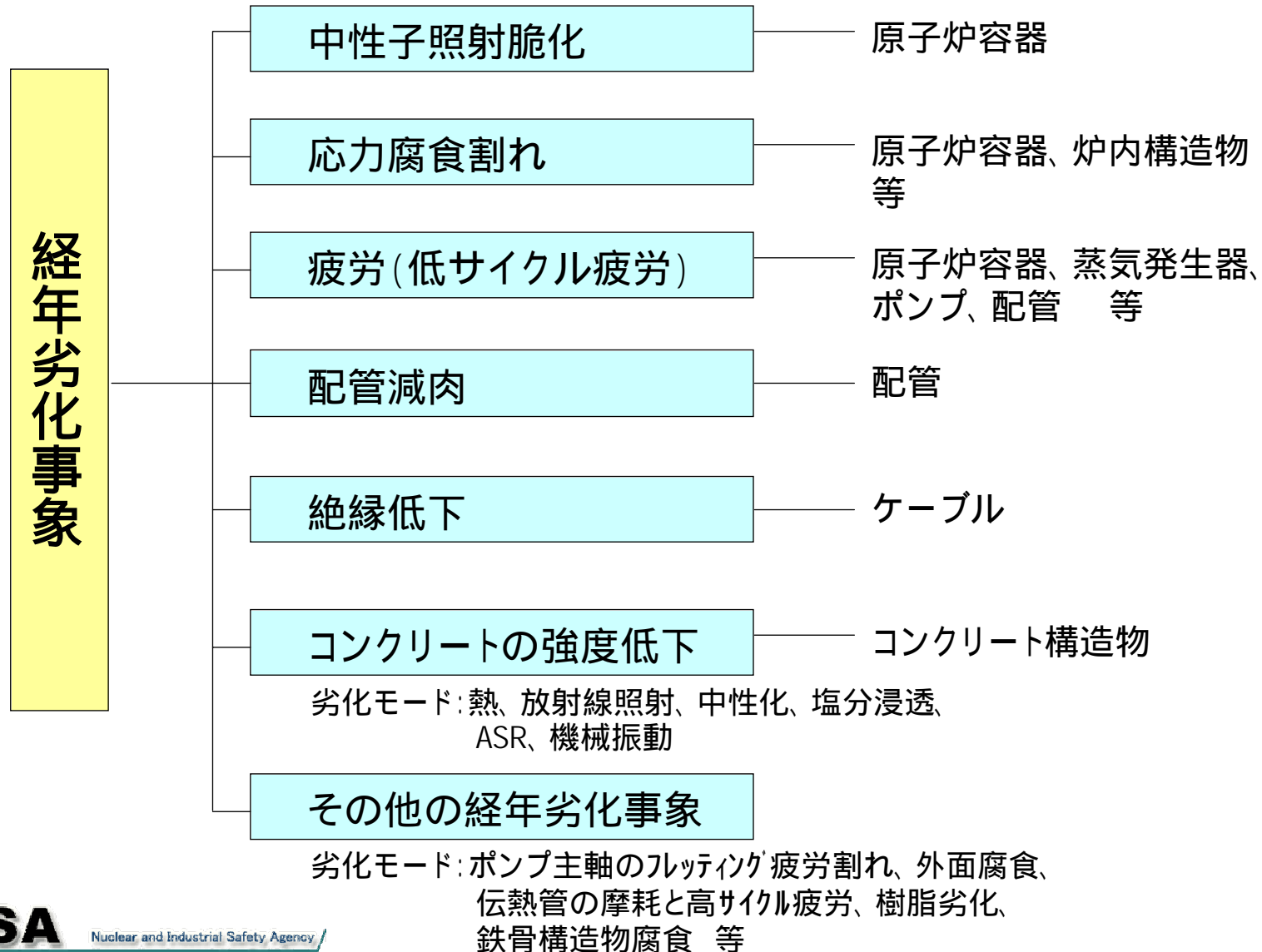
実施手順についても概ね妥当

このうち、最新知見及び運転経験の反映については、国内外の事故・トラブルや点検・補修等のプラント運転経験に係わる情報、経年劣化に係わる安全研究の成果等が抜け落ちなく、適切に収集・管理されていることを確認した。

評価対象機器・構造物の抽出は妥当

評価対象機器・構造物の抽出、使用材料及び環境の同定、経年劣化事象の抽出等を行い、技術評価の対象となる高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出していることは妥当なものであると評価した。

2) 経年劣化事象ごとの評価

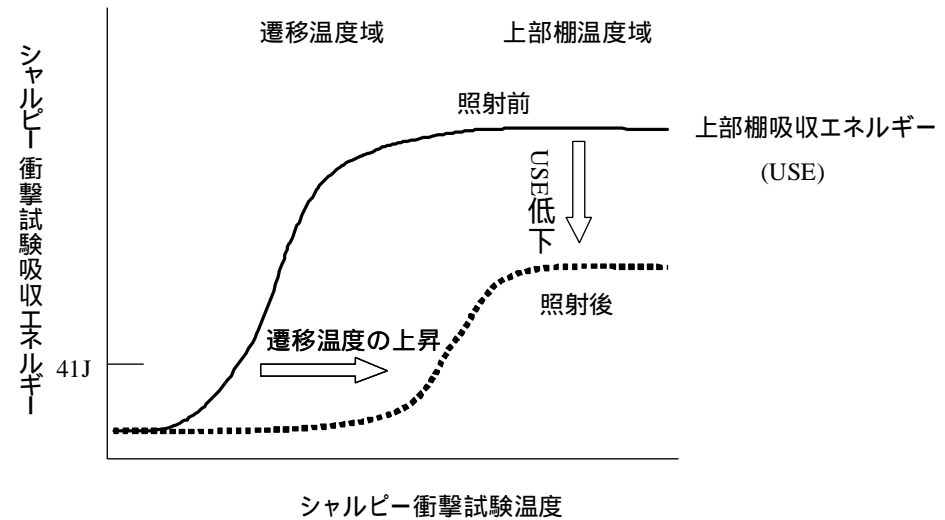


中性子照射脆化

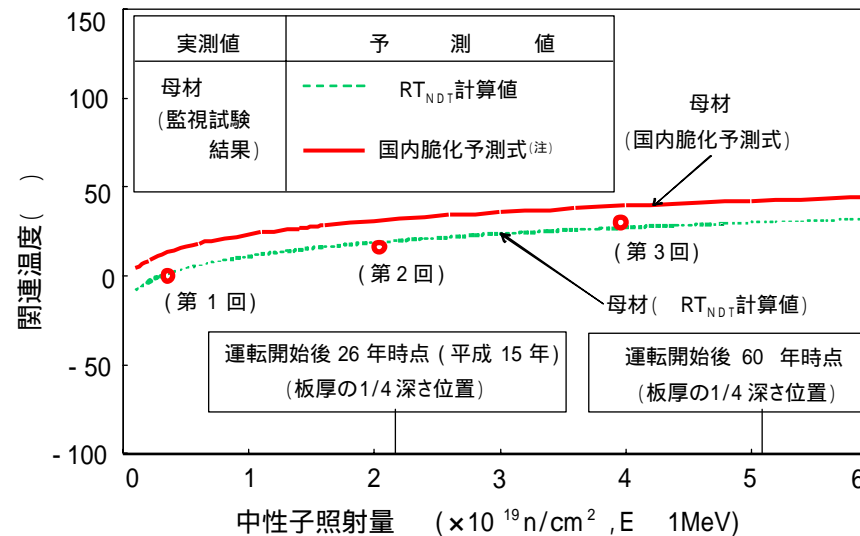
- ・長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、その靱性が徐々に低下(脆化)する現象
- ・破壊靱性は、遷移温度の上昇と上部棚吸収エネルギー (USE)の低下で評価

劣化の状況確認

- ・6体中、3体の監視試験片により確認
- ・国内脆化予測式(JEAC4201)では把握できない特異な脆化は認められない。



(注) JEAC4201の「付録1 中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示す「関連温度移行量の予測値 (RT_{NDT} 予測値)」を与える式を「国内脆化予測式」という。
国内脆化予測式 = RT_{NDT} 計算値 + M (マージン)



中性子照射脆化

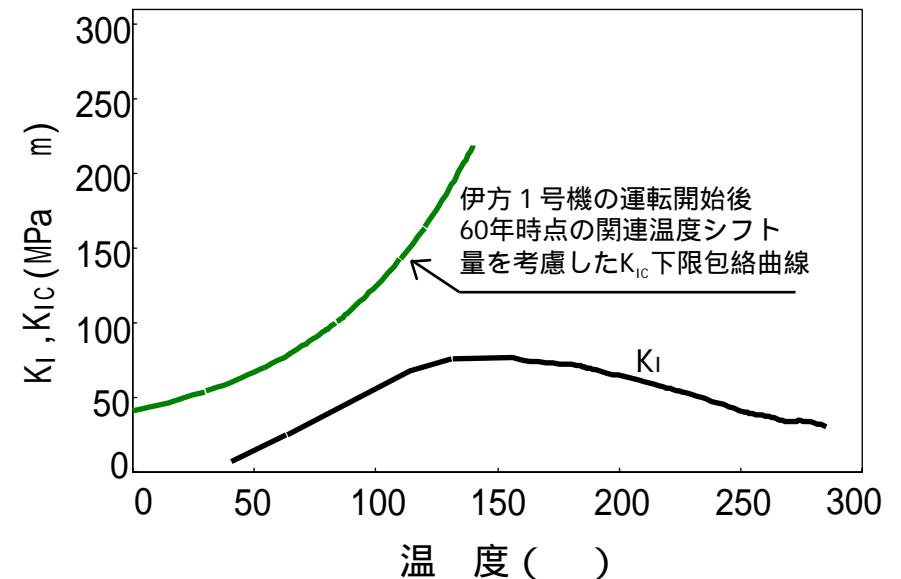
原子炉容器の脆性破壊に対して最も厳しい条件である P T S 事象に対する評価

加圧熱衝撃 (P T S : Pressurized Thermal Shock) 事象とは、

運転中の原子炉容器内に、冷却材喪失事故等により非常用炉心冷却水が注入され原子炉容器内の急激な冷却が起こると、原子炉容器内外間の温度差による熱応力と内圧による応力により、原子炉容器内面に大きな引張応力が発生する現象。

K = 応力拡大係数：P T S 評価では原子炉容器内面に深さ10mm、長さ60mmの半楕円欠陥を想定し、その想定欠陥先端の応力の強さの程度を示す

K_c = 破壊靱性値：材料の脆性破壊抵抗を表す



- ・ P T S 評価の結果、運転開始後 60 年時点でも $K < K_c$ であり、原子炉容器の健全性は保たれることを確認した。

中性子照射脆化

上部棚吸収エネルギーの低下

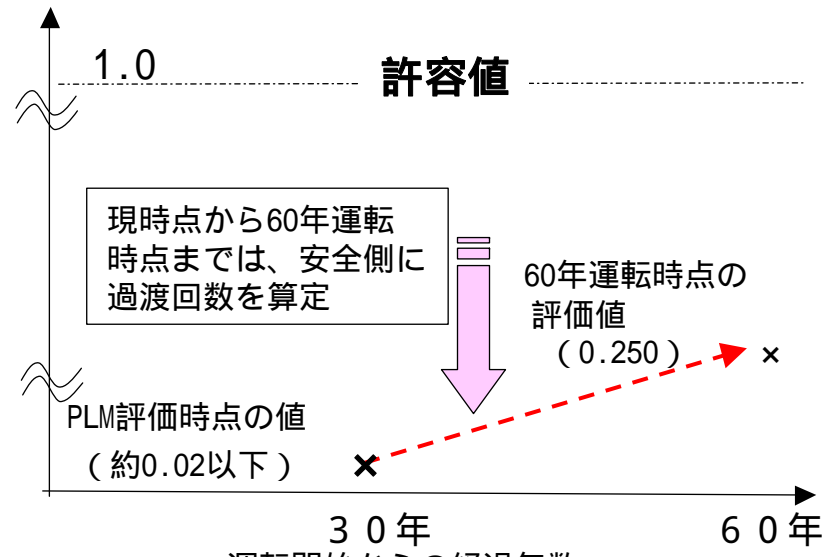
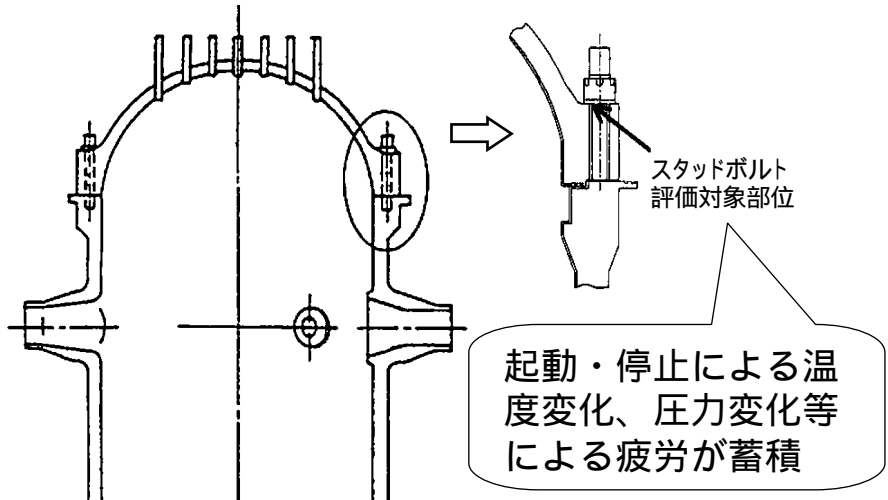
- 上部棚吸収エネルギーの予測は、国内原子力発電所用鋼材の試験結果を統計処理して求められた予測式を用いて実施。

評価時期	母材の上部棚吸収エネルギー - (J) *
初期値	209
運転開始後26年時点(平成15年時点)	179
運転開始後60年時点	174

* : 原子炉容器内表面から板厚1/4深さにおける値

- 上部棚吸収エネルギーの予測値は、JEAC4206（（社）日本電気協会電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」）で要求している**68J**以上を満足している。

疲労(低サイクル疲労)



運転状態での過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2003年12月末時点	運転開始後60年時点の推定値
起動 (温度上昇率55.6 /h)	7	45
停止 (温度下降率55.6 /h)	6	45
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	28	467
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	27	466
90%から100%へのステップ状負荷上昇	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	0	4
定常負荷運転時の変動 ¹⁾	-	-
燃料交換	2	36
0%から15%への負荷上昇	4	48
15%から0%への負荷減少	3	44
1ループ停止 / 1ループ起動		
) 停止	0	1
) 起動	0	1

運転状態での過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2003年12月末時点	運転開始後60年時点の推定値
負荷の喪失	0	4
外部電源喪失	0	2
1次冷却材流量の部分喪失	0	1
100%からの原子炉トリップ	0	7
1次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	0	2
出力運転中の非常用炉心冷却系誤起動	0	1
1次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	0	0
1次系漏えい試験	5	43

・60年の運転を仮定しても十分に許容値を下回る

コンクリートの強度低下

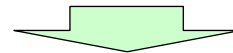
要因	評価対象機器(例)	評価
熱	内部コンクリート(1次遮へい壁)の炉心領域部及びRVサポート直下部	温度制限値(一般部)65 に対して、62 に抑制されている。
放射線照射	内部コンクリート(1次遮へい壁)の炉心領域部	中性子線、及び γ 線の影響を評価 例: $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2 > 60 \text{年時点の照射量}$
中性化	原子炉格納施設基礎(原子炉格納容器内床、アニュラス床)、原子炉補助建屋主蒸気管室、外部遮へい壁、復水タンク基礎	予測式から得られる60年後の中性化深さ \wedge 鉄筋腐食が始まる中性化深さ (例:外部遮へい壁6cm)
塩分浸透	取水構造物	運転開始後60年時点の想定され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鉄筋の腐食減量に至らない。
機械振動	タービン架台(機器支持部)	振動に起因するひび割れ等の異常は確認されていない。 タービン機器にも異常な振動は発生していない。

注:アルカリ骨材反応は保安院の報告書参照

3) 耐震安全性の評価

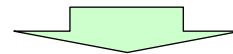
耐震安全性評価の概要

耐震評価対象となる経年劣化事象の抽出

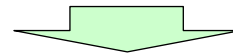


耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出
経年劣化の顕在化により振動応答特性又は
構造・強度へ影響する経年劣化事象

例：基礎ボルトの腐食
低サイクル疲労
配管減肉 等



耐震安全性の評価
供用60年までの経年劣化に対する耐震安全性を評価



耐震安全上の現状保全の評価



耐震安全上の追加保全策の策定

3) 耐震安全性の評価

耐震安全性評価の例

炭素鋼配管の減肉

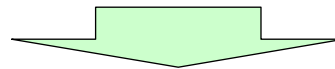
保守的に周方向及び軸方向に必要最小厚さまでの減肉を仮定した評価

地震時の発生応力が許容応力を上回る(第3抽気系統配管)

実測データに基づく再評価

最大発生応力が許容応力を下回る

炭素鋼配管の耐震安全性確保



耐震安全上の追加保全策

- ・実測データに基づき耐震安全性評価を実施した第3抽気系統配管については、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行う。

(なお、配管を除いて保全策に追加すべき項目は抽出されず。)

3. 長期保全計画

- ・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長期保全計画を策定。
- ・同計画においては、個別の技術評価結果から示された今後の技術開発課題についても抽出。

長期保全計画の例

機種名	機器名	経年劣化事象	長期保全計画	
			保全項目	実施時期
容器	原子炉容器	原子炉容器胴部の中性子照射脆化	データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、国や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに、従来の予測と大幅に異なる場合は使用済試験片の再装荷なども含めて実機への適用を検討していく。	2007～2016年までに実施

4. 今後の対応について

事業者の役割

(1) 長期保全計画の実施

- ・長期保全計画は、運転開始後30年を超えた後の定期検査から、発電所の具体的な保全計画に反映する。

(原則として定期事業者検査として計画的に実施)

(2) 高経年化対策の充実

- ・万全の対策を講じるため、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的確に反映させる。

当院の確認方針

その実施状況及び結果並びにその適切性について、その重要性、実施内容等を考慮して、定期検査、定期安全管理審査又は保安検査において確認する。