

福島第一原子力発電所 第1号炉

福島第一原子力発電所事故における 経年劣化による影響について

平成23年12月15日

東京電力株式会社



東京電力

目次

1. 福島第一1号炉の保全活動と高経年化対策

- (1) 原子力発電所の保全活動の概要
- (2) 高経年化対策の概要

2. 東北地方太平洋沖地震の発生直後における経年劣化による影響の有無

- (1) 経年劣化事象ごとの検証
- (2) 東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた主要設備の地震応答解析結果を踏まえたPLM耐震安全性評価

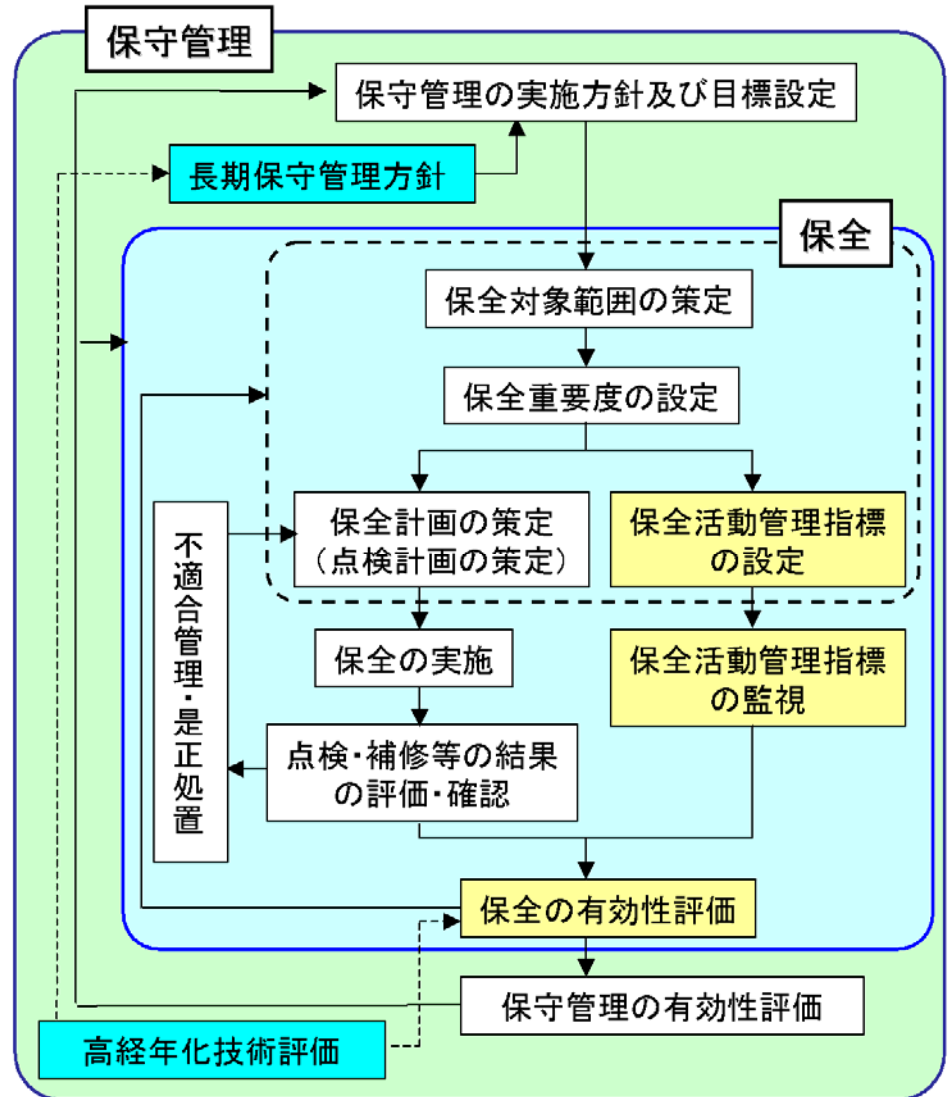
1. 福島第一1号炉の保全活動と高経年化対策

(1) 原子力発電所の保全活動の概要

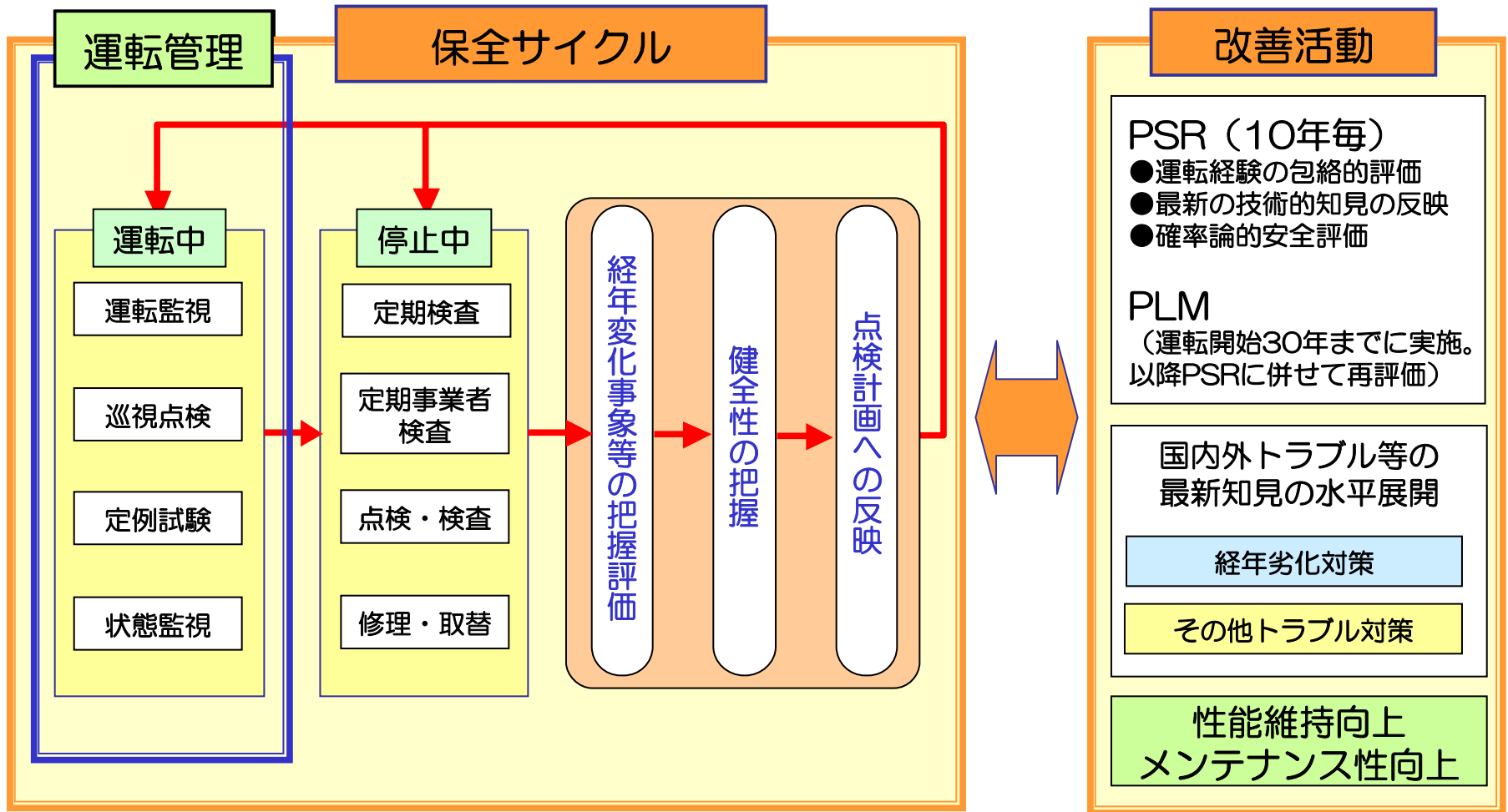
(2) 高経年化対策の概要

原子力発電所の保守管理と高経年化対策

- 保全の適正化を進める仕組み
適切な機器を適切な時期／方法で保守
- 活動が継続的に改善される仕組み
保全データからPDCAを廻し自ら改善
- 保全活動の「見える化」の促進
指標による目標管理や有効性評価
- 高経年化対策との融合
劣化管理充実、長期保守管理方針の
取り込み



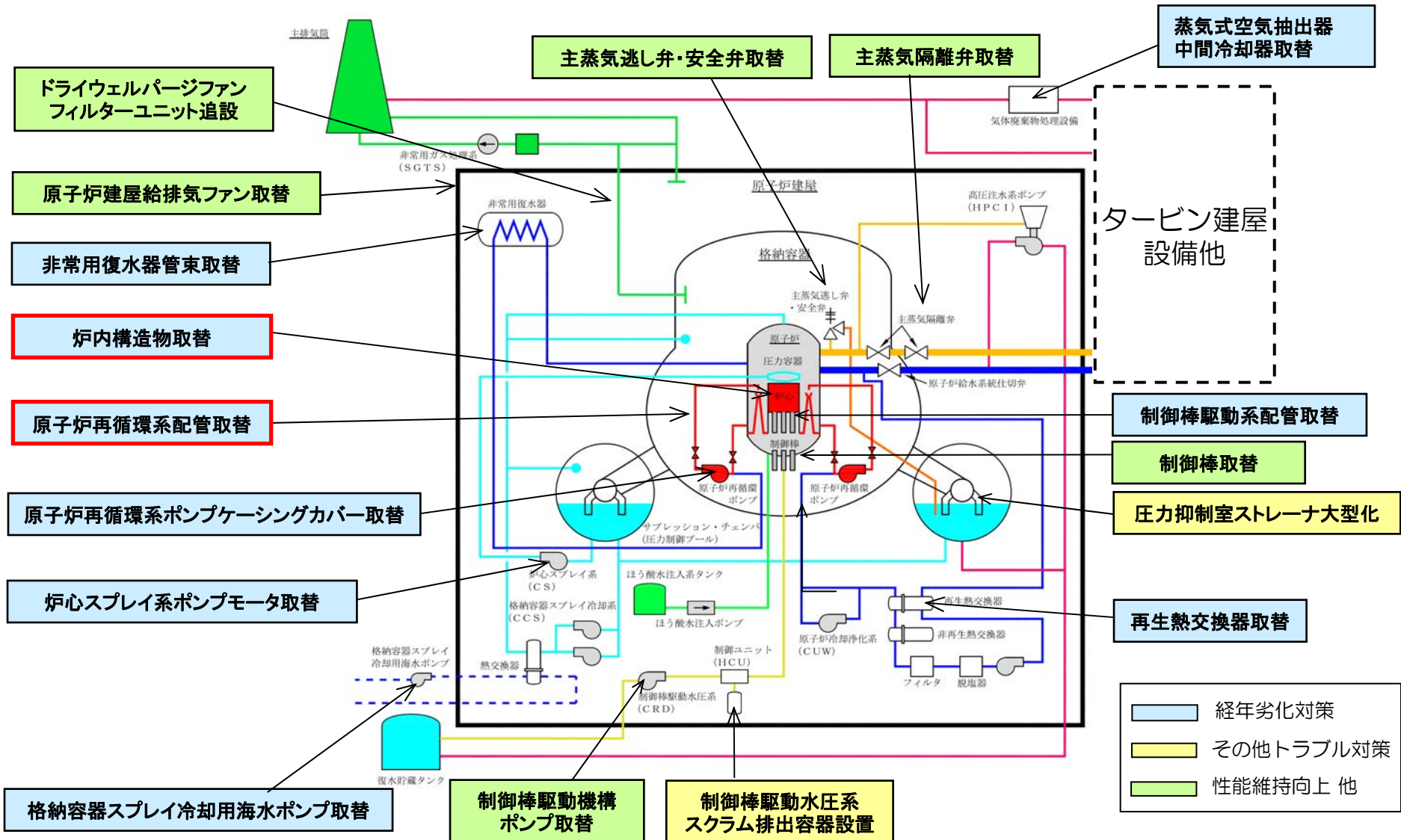
原子力発電所の保全活動



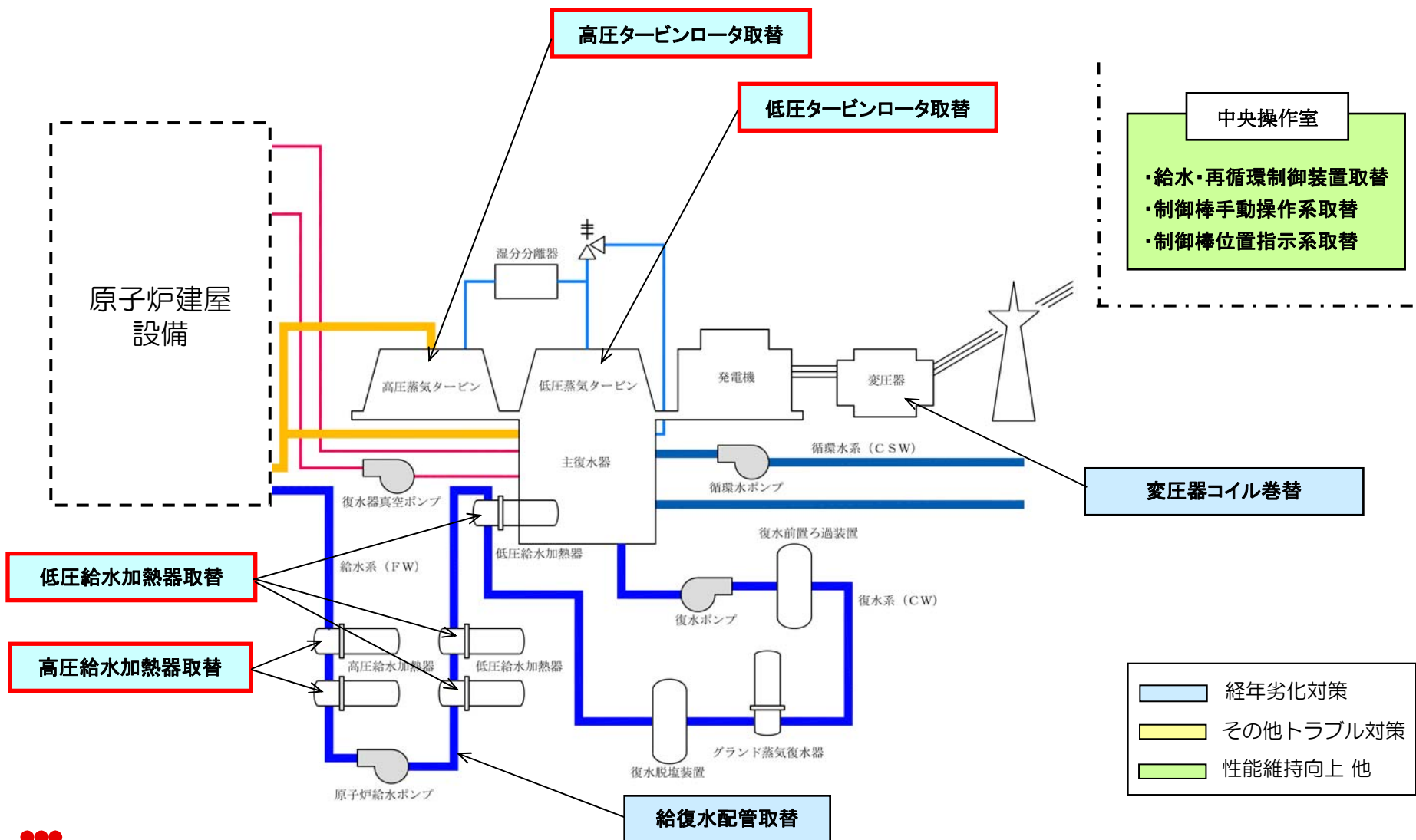
PSR (Periodic Safety Review) : 定期安全レビュー
 PLM (Plant Life Management) : 高経年化技術評価

事業者における原子力発電所の高経年化対策について 電気事業連合会(H17.2.1)

1号炉の設備更新状況（原子炉建屋設備）



1号炉の設備更新状況（タービン建屋他設備）



主な設備更新状況（1 / 4）

炉内構造物取替

◆取替時期

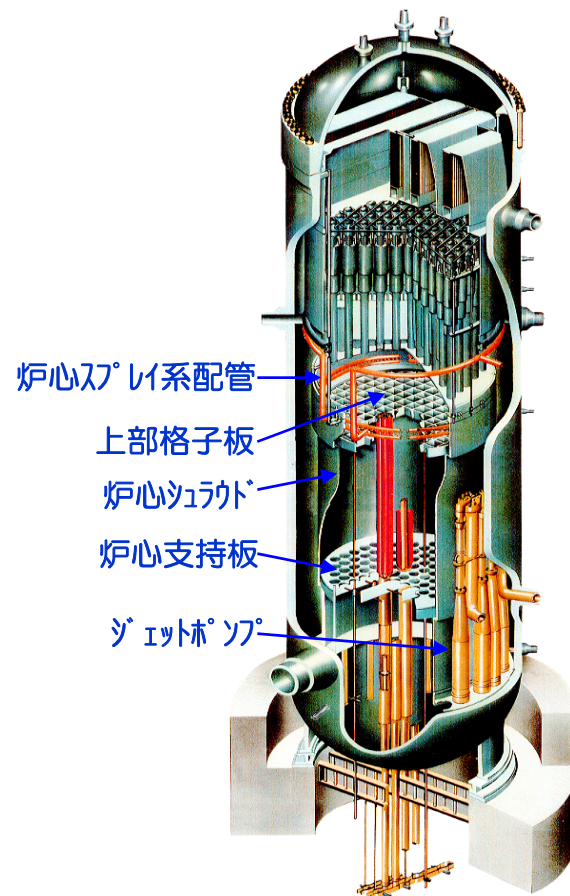
第22回定期検査（平成12年度）に実施

◆取替理由

応力腐食割れに対する予防保全対策として、SUS304製の炉内構造物を応力腐食割れ（SCC）感受性の低いSUS316L製に取替
炉心シュラウドについては溶接を少なくし、併せて残留応力の改善を実施

◆主な取替対象

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、ジェットポンプ、給水スパージャ、炉心スプレイ系スパージャおよび炉内配管



主な設備更新状況（2／4）

タービンロータ取替

◆ 取替時期

第14回定期検査（平成元年度）
低圧ロータA 一式取替

第17回定期検査（平成5年度）
低圧ロータB 一式取替

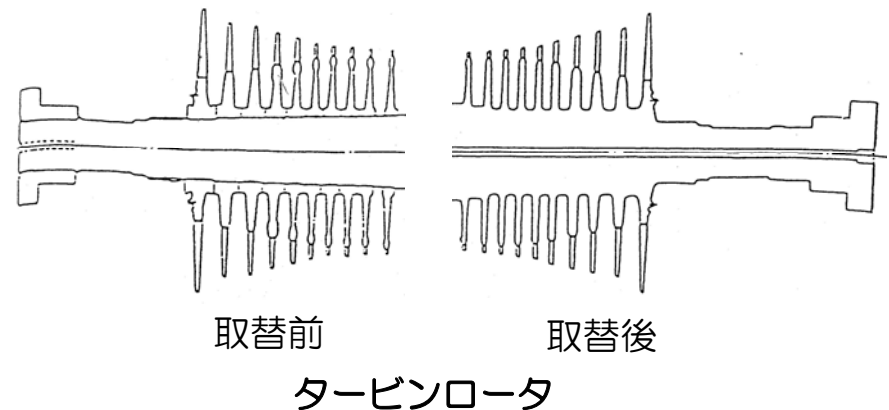
第23回定期検査（平成14年度）
高圧ロータ 一式取替



◆ 取替理由

○低圧ロータについては、応力腐食割れ対策のため、円板焼き嵌め形から削りだし一体型ロータに取替

○高圧ロータについては、振動低減対策のため、一体型ロータに取替



主な設備更新状況（3／4）

高圧・低圧給水加熱器取替

◆ 取替時期

第8回定期検査（昭和56年度）	高圧2A,B 低圧1A,B 胴体取替
第9回定期検査（昭和57年度）	低圧2A,B 胴体取替
第11回定期検査（昭和59年度）	高圧1A,B 胴体取替
第17回定期検査（平成5年度）	低圧3B 胴体取替
第19回定期検査（平成8年度）	低圧3A 胴体取替 低圧1A,B 一式取替
第22回定期検査（平成12年度）	低圧3B 内部構造物取替



給水加熱器取替工事

◆ 取替理由

管支持板や胴体に腐食・減肉傾向が見受けられるため、
予防保全の観点から耐食性に優れた低合金鋼に取替

主な設備更新状況（4／4）

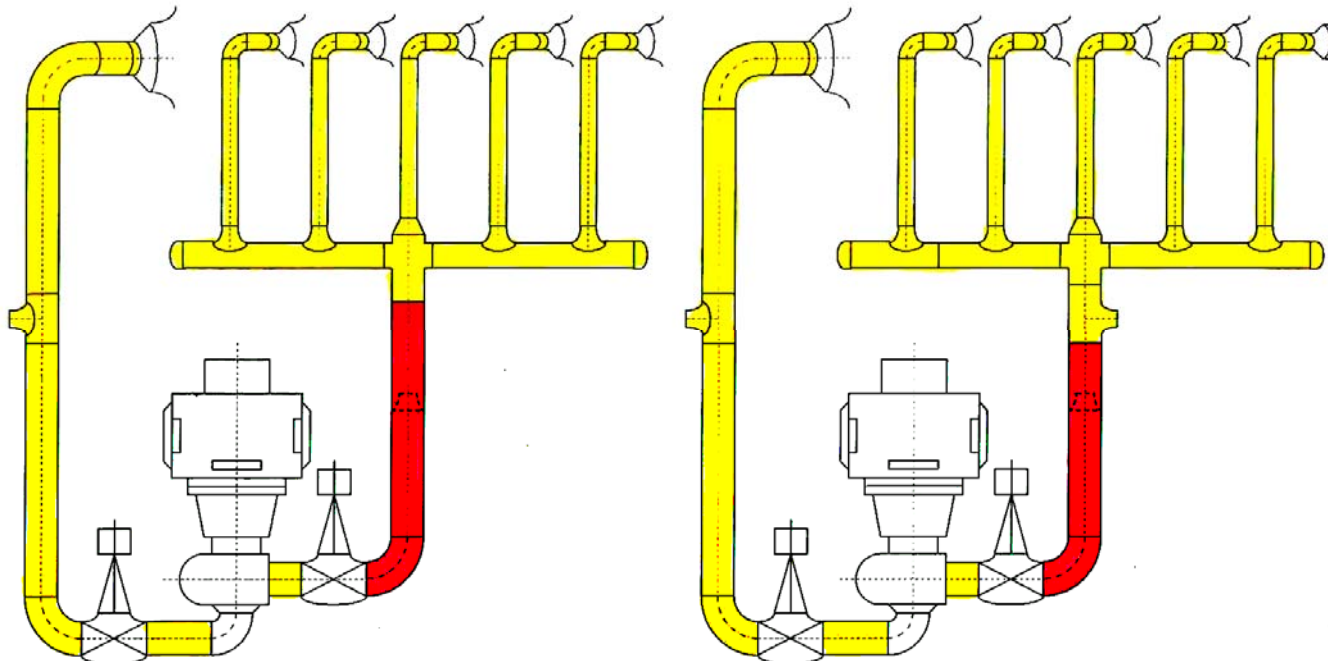
原子炉再循環系配管取替

◆ 取替理由

- 第19回定期検査（平成8年度）及び第22回定期検査（平成12年度）にて全配管を耐力腐食割れに優れた材料（SUS316L）に取替を実施
- 配管取替においては、溶接部の入熱を少なくするように開先形状を狭くすることにより、応力腐食割れのリスクを減らしている

※取替を行った配管については、原子力安全・保安院指示文書に基づき点検を行っている

原子力安全・保安院指示文書：「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の解釈について」（H21.12.25）



原子炉再循環系（A）

原子炉再循環系（B）

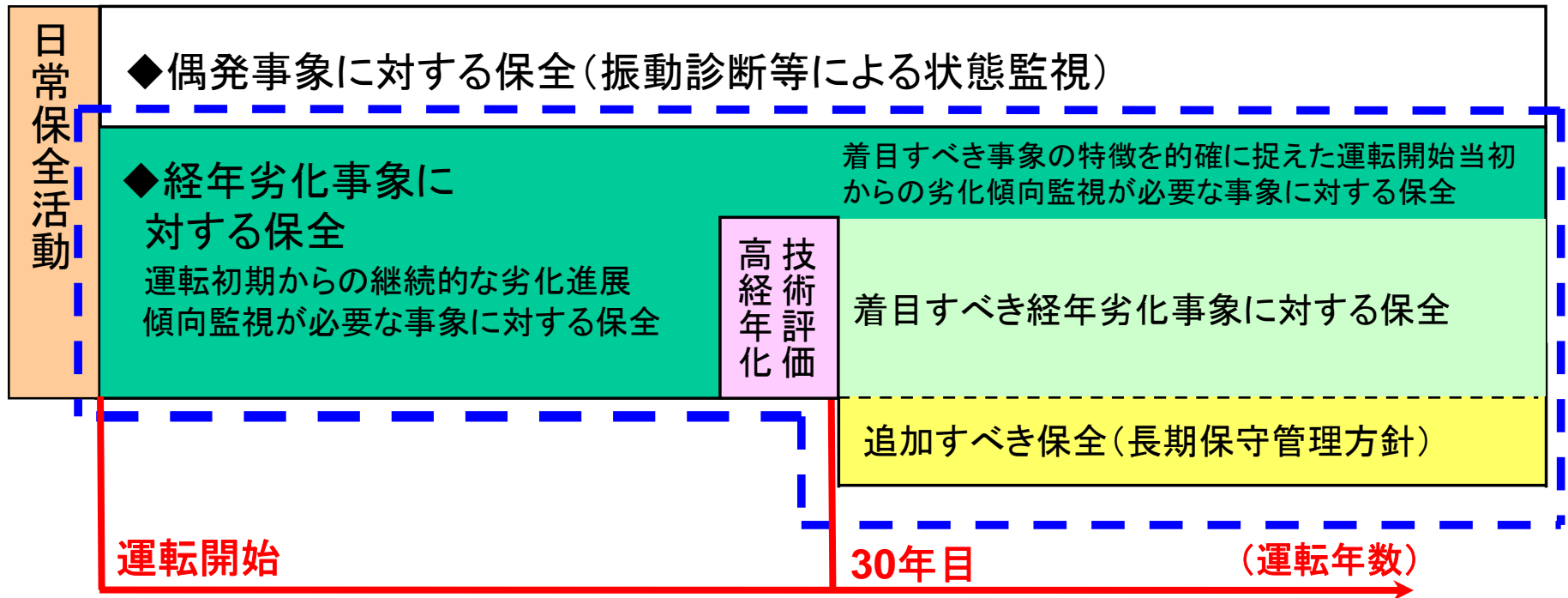
■ 第19回定期検査(平成8年度)
■ 第22回定期検査(平成12年度)

1. 福島第一1号炉の保全活動と高経年化対策

(1) 原子力発電所の保全活動の概要

(2) 高経年化対策の概要

日常の保全活動と高経年化対策の連続性



<具体的な保全活動>

- (1) 経年劣化傾向の監視・把握（分解点検，肉厚測定，機能検査，振動測定など）
- (2) 経年劣化に対する評価・分析（減肉余寿命評価，監視試験片による原子炉圧力容器の脆化予測，点検結果を踏まえた炉内構造物の点検計画見直しなど）
- (3) 経年劣化の進展を抑える計画的な予防保全の実施（取替，修理，材料改善，設計変更など）

経年劣化メカニズムまとめ表

原子力発電所の経年劣化管理が高度の科学的信頼性をもって行われるための指標となるように、これまでの21プラント（2011年度版（追補2）まで）の高経年化技術評価によって得られた経年劣化事象に関する知見を集約・整理



民間規格として整備

「経年劣化メカニズムまとめ表」

（（社）日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」附属書）

経年劣化メカニズムまとめ表リストBWR(容器)抜粋

まとめ表 No.	分類			代表機器	
	設置場所型式	内部流体	胴部材質		
B04-01	タンク	ガス (空気, 排ガス)	炭素鋼	計装用圧縮空気系空気貯槽	
				気体廃棄物処理系脱湿塔	
				計装用空気貯槽	
				気体廃棄物処理系脱湿塔	
				気体廃棄物処理設備脱湿塔	
				気体廃棄物処理設備脱湿塔	
B04-02		ステンレス鋼	ガス (空気, 排ガス)	気体廃棄物処理系排ガス再結合器	
				排ガス再結合器	
				気体廃棄物処理設備排ガス再結合器	
B04-03			蒸気	炭素鋼	湿分離器

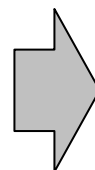
B04-03 容器（タンク／蒸気／炭素鋼）抜粋

No.	機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象		
1	バウンダリの維持	鏡板	炭素鋼	腐食（流れ加速型腐食）		
2				疲労割れ		
3		胴	炭素鋼	腐食（流れ加速型腐食）		
4				疲労割れ		
5		マンホール蓋	炭素鋼	腐食（流れ加速型腐食）		
6				疲労割れ		
7				マンホール蓋取付ボルト	炭素鋼	腐食（全面腐食）
8						合金鋼
9				ガスケット, パッキン	—	(消耗品・定期取替品)
10	機器の支持	取付ボルト	炭素鋼	腐食（全面腐食）		
11		支持脚	炭素鋼	腐食（全面腐食）		
12		ハンガ	合金鋼	腐食（全面腐食）		
17			炭素鋼	腐食（全面腐食）		
13		埋込金物	炭素鋼	腐食（全面腐食）		
14		支持ラグ	炭素鋼	腐食（全面腐食）		
15	その他	湿分離エレメント	ステンレス鋼	応力腐食割れ (粒界型応力腐食割れ)		
16			炭素鋼	腐食（流れ加速型腐食）		
18		分流格子	合金鋼	腐食（流れ加速型腐食）		

発電所における高経年化対策の充実

- （社）日本原子力学会標準の経年劣化メカニズムまとめ表に基づき、経年劣化の特徴を把握して、経年劣化事象ごとに劣化進展の監視を行う時期を明確にし、これに的確に対応した保全活動を実施

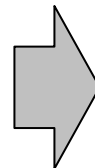
運転初期からの継続的な劣化進展傾向監視による経年劣化管理が必要な事象



運転開始当初からの
保全プログラムにて対応
(日常の保全活動)

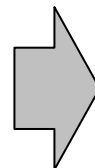
※劣化メカニズム整理表の整備にて対応

運転開始後10年毎の劣化進展傾向監視による経年劣化管理が必要な事象



定期安全レビュー (PSR)
にて対応

運転開始後30年以降の劣化進展傾向監視による経年劣化管理が必要な事象



高経年化技術評価および
評価結果により策定した
長期保守管理方針に基づき
対応

※長期保守管理方針を保安規定に添付し、認可を受けた上で、保全サイクル毎の保全計画に実施計画を記載している。

高経年化技術評価の概要

機器は使用年数の経過とともに劣化していく

日常的な保全活動により，経年劣化を管理している

国は内容の審査及び追加すべき保全策の実施状況を確認

長期間の使用により，保全活動がそれで充分かどうか？

高経年化技術評価

機器の技術評価

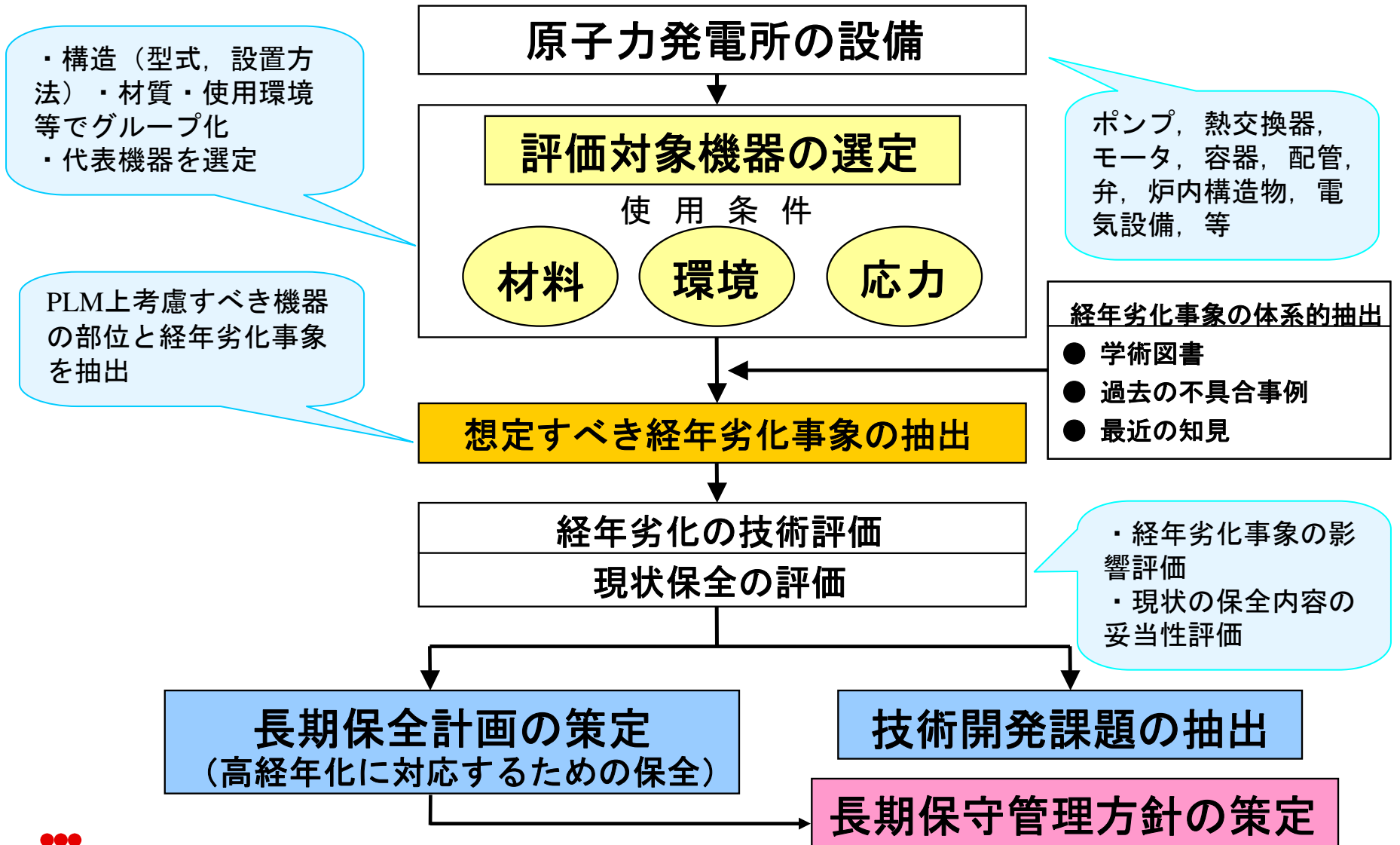
+

耐震安全性評価

評価の結果，日常的な保守内容において，さらなる充実が必要と判断したもののについて，追加すべき項目を「長期保守管理方針」としてまとめる

追加すべき保全策の例
◆点検の強化，◆設備の取替等

技術評価の概要



経年劣化事象の抽出

経年劣化メカニズムまとめ表によるスクリーニング

- ・ 経年劣化メカニズムまとめ表により経年劣化事象を抽出
- ・ まとめ表作成（2011年）以降の運転経験（国内外トラブル情報等）から抽出された経年劣化事象を抽出



個別条件下での抽出

- ・ 各機器個別の条件を踏まえ、構成部品毎に想定される経年劣化事象を抽出

原子力学会標準「高経年化対策実施基準」の附属書（2011年追補2）
（これまで高経年化技術評価を実施した21プラントの知見を集約）

経年劣化メカニズムまとめ表（例）

No.	機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象
1	伝熱性能の確保	伝熱管	銅合金	摩耗
2				腐食（流れ加速型腐食）
3		疲労割れ（高サイクル疲労割れ）		
4		異物付着		
5		管支持板	炭素鋼	腐食（全面腐食）
6		水室	炭素鋼	腐食（全面腐食）
7	疲労割れ			
8		管板	銅合金	腐食（全面腐食）
9				疲労割れ
10				炭素鋼（銅合金クラッド）
11	パウンダリの維持	胴	炭素鋼	腐食（全面腐食）
12				疲労割れ
13		マンホール蓋	炭素鋼	腐食（全面腐食）
14		ガスケット	炭素鋼	腐食（全面腐食） （消耗品・定期取替品）

ポンプ
熱交換器

各機器について評価

原子炉補機冷却水系熱交換器に想定される経年劣化事象（抜粋）

構成部品	消耗品等	材料	経年劣化事象						備考	
			減内		割れ		材料変化			
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化	その他	
伝熱管		銅合金	△	○						
水室		炭素鋼		○	△					
管板		銅合金		△	△					
胴		炭素鋼		△	△					
ガスケット	◎									
基礎ボルト		炭素鋼		○						

想定される経年劣化事象

構成する単位に分解

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象

1号炉の40年目以降の運転に対する評価結果

◆高経年化技術評価

- 大部分の機器は、現在行っている設備の保全活動を続けていくことによって、今後の運転を長期間と想定したとしても、経年劣化の観点から安全に運転を続けることは可能
- 一部の機器は、現在行っている設備の保全活動に加え、点検・検査の充実などが必要
⇒長期保守管理方針として保安規定に定め、確実に実施していくことで、健全性の維持は可能→国の認可（平成23年2月7日）
- 経年劣化の傾向は概ね把握できている
 - 予防保全を含めた計画的な設備更新
 - 設備更新が困難な機器→最新の技術的な知見による評価
- 40年目の高経年化技術評価で追加した「30年目高経年化技術評価との検証」において、年数が経ったとしても、ある年数を超えることにより、経年劣化の傾向が急変しているものはない

2. 東北地方太平洋沖地震の発生直後における 経年劣化による影響の有無

(1) 経年劣化事象ごとの検証

(2) 東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた主要設備の
地震応答解析結果を踏まえたPLM耐震安全性評価

経年劣化事象ごとの検証

日常の保全活動（保全プログラム）に加え，劣化進展傾向評価が必要な経年劣化事象（6事象）※1について，経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果，最も裕度が少なかった部位を抽出し，東北地方太平洋沖地震（以下，本震）の地震動による影響の有無を確認

※1 高経年化対策実施ガイドライン（H22.4.16 原子力安全・保安院）参照

経年劣化事象	耐震安全性評価の対象設備	対象部位	震災時の地震動による耐震安全性評価の必要性
低サイクル疲労	原子炉再循環系ポンプ出口弁	弁箱	○
照射誘起型応力腐食割れ	炉内構造物	上部格子板	○
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	胴	○
2相ステンレス鋼の熱時効	原子炉再循環系ポンプ	ケーシング	×
電気・計装品の絶縁低下	低圧ケーブル等	—	×
コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下	原子炉建屋等	—	×

対象設備の振動応答特性上，または構造・強度上，本震発生時の影響が「有意」な事象

本震発生直後における経年劣化による影響はないと判断した理由

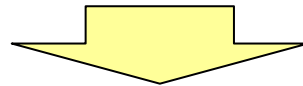
経年劣化事象	耐震安全性評価の対象設備	判断理由
2相ステンレス鋼の熱時効	原子炉再循環系ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉再循環系ポンプケーシングに想定される熱時効については、国内外の脆化試験の結果及び点検により、本震発生時に顕在化している可能性はないことから、本震の影響はないと判断する。
電気・計装品の絶縁低下	低圧ケーブル等	<ul style="list-style-type: none"> 低圧ケーブル等に想定される絶縁低下は、機器の質量等、耐震性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため、本震発生時の影響はないと判断する。
コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下	原子炉建屋等	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋等のコンクリートの耐震評価については、設計条件（経年劣化を考慮しない条件）において、健全性を確認している。 一方、コンクリートに想定される経年劣化事象については、コンクリートの強度低下に影響を及ぼす恐れのないことを解析や試験等により確認している。 従って、コンクリートの経年劣化による影響については、設計条件における評価結果を踏襲し、健全性が確認できていると判断する。

(1) 再循環系ポンプ出口弁の疲労割れ

原子炉再循環系ポンプ出口弁（弁箱）の疲労評価結果（PLM評価書記載値）

評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S_2 地震動)	合計 (許容値1以下)
ポンプ出口弁 (弁箱)	0.824	0.000	0.824

- ・ 地震動を変更した場合には、地震動による疲れ累積係数の算出値のみに影響する
- ・ PLM評価書の既評価値（ S_2 地震動による疲れ累積係数）は十分小さく、本震の地震動を考慮しても許容値を超えることはないと判断できる



本震の発生直後において疲労割れの観点から
設備の健全性に影響はなかったと判断

(2) 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ

上部格子板の予想累積照射量

(n/m²)

評価対象	60年時点の予想累積照射量 (PLM評価書記載値)	本震発生時の 予想累積照射量
上部格子板 (SUS316L)	約 6.6×10^{25}	約 1.5×10^{25}

※ SUS316系ステンレス鋼において照射誘起型応力腐食割れの感受性への影響が現れる累積照射量（しきい照射量）： 1×10^{25} n/m²

上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ評価結果

(MPa√m)

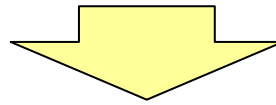
評価対象	想定欠陥応力拡大係数	破壊靱性値 ※1
上部格子板	4.9 ※2	43.2

※1 発電設備技術検査協会「プラントの長寿命技術開発に関する調査報告書」における照射ステンレス鋼の破壊靱性値の下限値(BWR)

※2 運転開始後50年時点における評価

(2) 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ

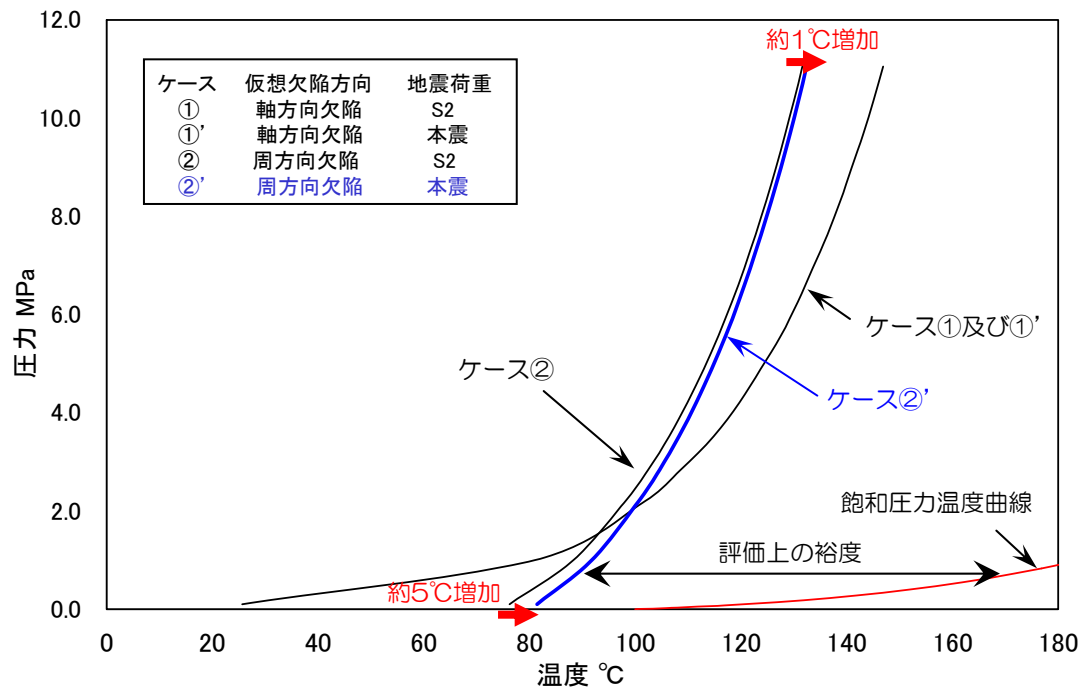
- ・ 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、本震発生時の予想累積照射量がしきい値を僅かに超えているものの、PLM評価書の既評価値（S₂地震動による想定欠陥応力拡大係数）は十分小さく、本震の地震動を考慮しても破壊靱性値を超える可能性は極めて低い
- ・ なお、本震の発生直後に原子炉は正常に自動停止しており、仮に上部格子板が損傷していたとしても、制御棒の挿入性には影響がなかったことを確認している



本震の発生直後において照射誘起型応力腐食割れの観点から
設備の健全性に影響はなかったと判断

(3) 原子炉压力容器の中性子照射脆化

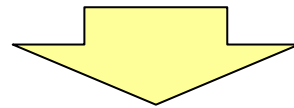
- a. 原子炉压力容器（胴板）について、保守的に表面欠陥を想定し、中性子照射脆化による靱性低下を考慮した上で地震力が作用した場合の破壊靱性値（ K_{IC} ）を算出
- b. 軸方向の仮想欠陥を考慮した場合は、欠陥の進展に地震動が作用しないことから、本震発生時の影響はないことを確認（ケース①とケース①' が一致する（地震を考慮しないケースから変化なし））
- c. 周方向の仮想欠陥を考慮したS2地震荷重を用いたケース②による算出結果に対し、本震の地震荷重を用いたケース②' により本震の影響を確認
- d. 本震の影響を考慮した圧力-温度制限曲線（ケース②'）が飽和圧力温度曲線（BWRの運転曲線）と交差しないことにより、**本震発生時に中性子照射脆化の観点から原子炉压力容器の健全性に影響はなかったと判断**



原子炉压力容器の圧力-温度制限図（60年時）（炉心領域円筒胴，炉心臨界時）

(3) 原子炉压力容器の中性子照射脆化

- 原子炉压力容器の中性子照射脆化（運転開始後60年時点）と周方向の仮想欠陥（胴板厚 t に対して、欠陥深さ $0.25t$ ，長さ $1.5t$ ）を考慮した既評価結果に、本震の地震動を考慮した結果、十分な裕度が確保されていることを確認した。
- 軸方向仮想欠陥を考慮した場合は、欠陥の進展に地震動が作用しないことから本震発生時の影響はない。



本震の発生直後において中性子照射脆化の観点から
設備の健全性に影響はなかったと判断

本震の地震動を考慮した評価結果のまとめ

日常の保全活動に加え、劣化進展傾向評価が必要な経年劣化事象について、本震発生直後における経年劣化による影響の可能性があると判断した項目の評価結果を以下に示す。

- (1) 再循環系ポンプ出口弁の疲労割れ
- (2) 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ

既評価において、地震動の影響は十分小さく、本震の地震動を用いた評価においても許容値を超えることは考え難いことから、本震の発生直後において経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断

- (3) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化

本震の地震動を用いて評価したところ、経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断

2. 東北地方太平洋沖地震の発生直後における 経年劣化による影響の有無

(1) 経年劣化事象ごとの検証

(2) 東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた主要設備の
地震応答解析結果を踏まえたPLM耐震安全性評価

評価用地震動について

項目	最大加速度振幅 (解放基盤表面)		備考	
	水平方向	鉛直方向		
本震の地震動	<p style="text-align: center;">観測記録を用いて評価を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心支持構造物，原子炉压力容器，原子炉格納容器の評価に用いるせん断力及びモーメントにおいては，基準地震動Ssによる荷重を上回る ・床応答スペクトルについては，基準地震動Ssによる結果を概ね下回るものの，一部の周期帯（概ね0.2～0.3秒）において，本震が上回る部分が存在する。 			
旧耐震 指針	S ₁	180 Gal	—	—
	S ₂	270 Gal (直下地震以外) 370 Gal (直下地震)	—	—

評価対象の主要な機器・構築物

機器・構築物	評価部位
原子炉建屋	耐震壁
原子炉圧力容器	基礎ボルト
原子炉格納容器	ドライウェル
原子炉停止時冷却系冷却ポンプ	基礎ボルト
炉心支持構造物（炉内構造物）	シュラウドサポート
主蒸気系配管	配管本体
原子炉停止時冷却系配管	配管本体
制御棒	制御棒*

*：動的機能維持評価（挿入性）

主要な機器の本震評価結果

区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 ^{※1} (MPa)	評価 手法 ^{※2}
止める	炉心支持構造物	シュラウド サポート	軸圧縮 応力	103	196	B
冷やす	原子炉停止時 冷却系ポンプ	基礎ボルト	せん断 応力	8	127	B
	原子炉停止時 冷却系配管	配管	一次応力	228	414	B
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	93	222	B
	主蒸気系配管	配管	一次応力	269	374	B
	原子炉格納容器	ドライ ウェル	膜+曲げ 応力	98	411 ^{※3}	B

※1: 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」に示される供用状態 D に対する許容値（「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態 IV_AS 相当）


※2: A: 簡易評価, B: 詳細評価

※3: 地震時は通常運転中であったため、通常運転時の温度に対する評価基準値

区分	評価対象設備	単位	計算値	評価基準値
止める	制御棒（挿入性）	燃料集合体相対変位 (mm)	26.4	40.0

評価対象の主要な機器・構築物に想定される経年劣化事象

本震の地震動を踏まえた耐震報告書		高経年化技術評価において 想定される経年劣化事象
機器・構築物	評価部位	
原子炉建屋	耐震壁	強度低下
		遮へい能力低下
原子炉圧力容器	基礎ボルト	全面腐食
原子炉格納容器	ドライウェル	全面腐食
原子炉停止時冷却系冷却ポンプ	基礎ボルト	全面腐食
炉心支持構造物 (炉内構造物)	シュラウド サポート	疲労割れ
		粒界型応力腐食割れ
原子炉停止時冷却系配管	配管本体	疲労割れ
主蒸気系配管	配管本体	疲労割れ
		流れ加速型腐食，液滴衝撃エロージョン
制御棒	制御棒	照射誘起型応力腐食割れ，粒界型応力腐食割れ，靱性低下

 対象設備の振動応答特性上，または構造・強度上，本震発生時の影響が「有意」な事象

本震発生直後における経年劣化による影響はないと判断した理由 (1 / 3)

耐震報告書 (本震の地震動)		想定される 経年劣化事象	判断理由
機器・ 構築物	評価部位		
原子炉 建屋	耐震壁	強度低下	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋等のコンクリートの耐震評価については、設計条件（経年劣化を考慮しない条件）において、地震発生時の健全性を確認している。 一方、コンクリートに想定される経年劣化事象については、コンクリートの強度低下に影響を及ぼす恐れのないことを解析や試験等により確認している。 従って、コンクリートの経年劣化による影響については、設計条件における評価結果を踏襲し、地震発生時の健全性が確認できていると判断する。
		遮へい 能力低下	
原子炉 圧力容器	基礎 ボルト	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器の基礎ボルトの耐震評価については、設計条件において、地震発生時の健全性を確認している。 一方、当該基礎ボルトの露出部は通常運転時に窒素ガス雰囲気中にあり、腐食が発生する可能性は小さく、目視点検の結果においても、これまでに有意な腐食は確認されていない。 従って、基礎ボルトの経年劣化による影響については、設計条件における評価結果を踏襲し、地震発生時の健全性が確認できていると判断する。

本震発生直後における経年劣化による影響はないと判断した理由 (2/3)

耐震報告書 (本震の地震動)		想定される 経年劣化事象	判断理由
機器・ 構築物	評価部位		
原子炉 格納容器	ドライ ウェル	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル（上鏡，円筒胴，球形胴）の内外表面の耐震評価については，設計条件において，地震発生時の健全性を確認している。 ・一方，ドライウェルに想定される経年劣化事象については，防食塗装（合成樹脂系塗料）が施されており，目視点検の結果においても，これまで有意な劣化がないことを確認しており腐食発生の可能性は小さい。 ・従って，ドライウェルの経年劣化による影響については，設計条件における評価結果を踏襲し，地震発生時の健全性が確認できていると判断する。
炉心支持 構造物 (炉内構造物)	シュラウド サポート	粒界型 応力腐食割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・シュラウドサポートの耐震評価については，設計条件において，地震発生時の健全性を確認している。 ・一方，シュラウドサポートは，維持規格等により経年劣化事象の発生・進展を想定し，地震荷重を考慮した評価に基づき計画的に点検を実施している。 ・従って，シュラウドサポートの経年劣化による影響については，設計条件における評価結果を踏襲し，地震発生時の健全性が確認できていると判断する。

本震発生直後における経年劣化による影響はないと判断した理由 (3/3)

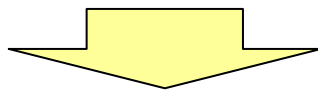
耐震報告書 (本震の地震動)		想定される 経年劣化事象	判断理由
機器・ 構築物	評価部位		
主蒸気系配管	配管本体	流れ加速型腐食 (FAC), 液滴衝撃エロージョン (LDI)	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気系配管の耐震評価については、設計条件において、地震発生時の健全性を確認している。 一方、FACについては、日本機械学会の減肉管理規格において、当該系統は内部流体の環境条件（乾き蒸気、溶存酸素濃度等）から、FACは生じにくい（FAC-1）とされている。また、LDIについては、減肉管理規格において、内部流体の環境条件、配管要素（弁、オリフィス等）、配管配置等を考慮すると、当該系統にLDIが発生する可能性は低いとされている。 従って、主蒸気系配管の経年劣化による影響については、設計条件における評価結果を踏襲し、地震発生時の健全性が確認できていると判断する。
制御棒	制御棒	照射誘起型応力腐食割れ, 粒界型応力腐食割れ, 靱性低下	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒は、熱中性子の累積照射量により定めた運用基準に従い取替を実施しており、動作性に問題が生じていないことを検査により確認していることから、地震発生時の健全性に有意な影響を与える可能性は小さいと判断する。 なお、本震発生時に全制御棒が全挿入されたことを中央制御室の記録により確認している。

(1) 原子炉停止時冷却系冷却ポンプ基礎ボルトの全面腐食

基礎ボルトの全面腐食に対する評価結果

評価対象	地震荷重	せん断応力 [MPa]		許容応力 [MPa]
		腐食なし	腐食あり	
原子炉停止時冷却系 冷却ポンプ 基礎ボルト	本震の地震動	8	9	127

- ・ 60年間の腐食量 (0.3 mm) を考慮した断面積の減少率 (6.0%) を乗ずることにより当該基礎ボルトに腐食を想定した評価を実施
- ・ 60年間の腐食量を想定したボルトのせん断応力は、許容応力を十分に下回っていることを確認



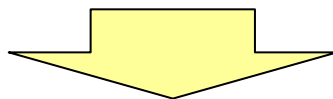
本震の発生直後において、原子炉停止時冷却系冷却ポンプの基礎ボルトに想定される全面腐食の影響はなかったと判断

(2) 炉内構造物シュラウドサポートの疲労割れ

炉内構造物の疲労評価結果（PLM評価書記載値）

評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S_2 地震動)	合計 (許容値1以下)
シュラウド サポート	0.006	0.004	0.010

- ・ 地震動を変更した場合には，地震動による疲れ累積係数の算出値のみに影響する
- ・ PLM評価書の既評価値（ S_2 地震動による疲れ累積係数）は十分小さく，本震の地震動を考慮しても許容値を超えることはないと判断できる



本震の発生直後において，シュラウドサポートに想定される
疲労割れの影響はなかったと判断

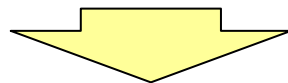
(3) 原子炉停止時冷却系配管の疲労割れ

原子炉停止時冷却系より内圧，温度が高く，常時運転の原子炉再循環系の既評価結果について，新耐震指針による地震動の変更を考慮した場合の影響を評価（原子炉再循環系は原子炉停止時冷却系とつながっており，より厳しい条件）

原子炉再循環系配管の疲労評価結果

評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S_2 地震動)	合計 (許容値1以下)
原子炉 再循環系	0.022	0.000	0.022

- ・地震動を変更した場合には，地震動による疲れ累積係数の算出値のみに影響する
- ・PLM評価書の既評価値（ S_2 地震動による疲れ累積係数）は十分小さく，本震の地震動を考慮しても許容値を超えることはないと判断できる



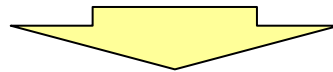
本震の発生直後において，原子炉停止時冷却系配管に想定される疲労割れの影響はなかったと判断

(4) 主蒸気系配管の疲労割れ

主蒸気系配管の疲労評価結果

評価対象	PLM評価書記載値			基準地震動の変更を考慮した解析値	
	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S ₂ 地震動)	合計 (許容値1以下)	地震動による 疲れ累積係数 (S _s 地震動)	合計 (許容値1以下)
主蒸気系	0.064	0.252	0.316	0.269	0.333

- ・ 地震動を変更した場合には、地震動による疲れ累積係数の算出値のみ影響する
- ・ 本震の地震動はS_s地震動の地震動を概ね下回っているため、本震の地震動への変更による影響は軽微であり、許容値を超えることはないと判断できる



本震の発生直後において、主蒸気系配管に想定される
疲労割れの影響はなかったと判断

本震の地震動を考慮した評価結果のまとめ

主要な機器・構築物の設計条件における本震評価結果を踏まえ、経年劣化事象を考慮する必要があると判断した項目の評価結果を以下に示す。

(1) 原子炉停止時冷却系冷却ポンプ基礎ボルトの全面腐食

本震の地震動を用いて評価したところ、経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断

(2) 炉内構造物シュラウドサポートの疲労割れ

(3) 原子炉停止時冷却系配管の疲労割れ

既評価において、地震動の影響は十分小さく、本震の地震動を用いた評価においても許容値を超えることは考え難いことから、経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断

(4) 主蒸気系配管の疲労割れ

本震の地震動は S_s 地震動を概ね下回っていることを考慮し、 S_s 地震動を用いた評価結果を踏まえて、経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断