

福島第一原子力発電所3号機の 高経年化対策について

平成22年5月31日
東京電力株式会社



東京電力

目 次

1. 高経年化対策と日常保全活動の位置付け
2. 高経年化技術評価の方法
3. 長期保守管理方針について
4. MOX燃料装荷の高経年化技術評価への影響について
5. MOX燃料装荷に伴う影響評価の具体例
6. MOX燃料装荷に伴う影響評価と総合評価
7. 参考資料

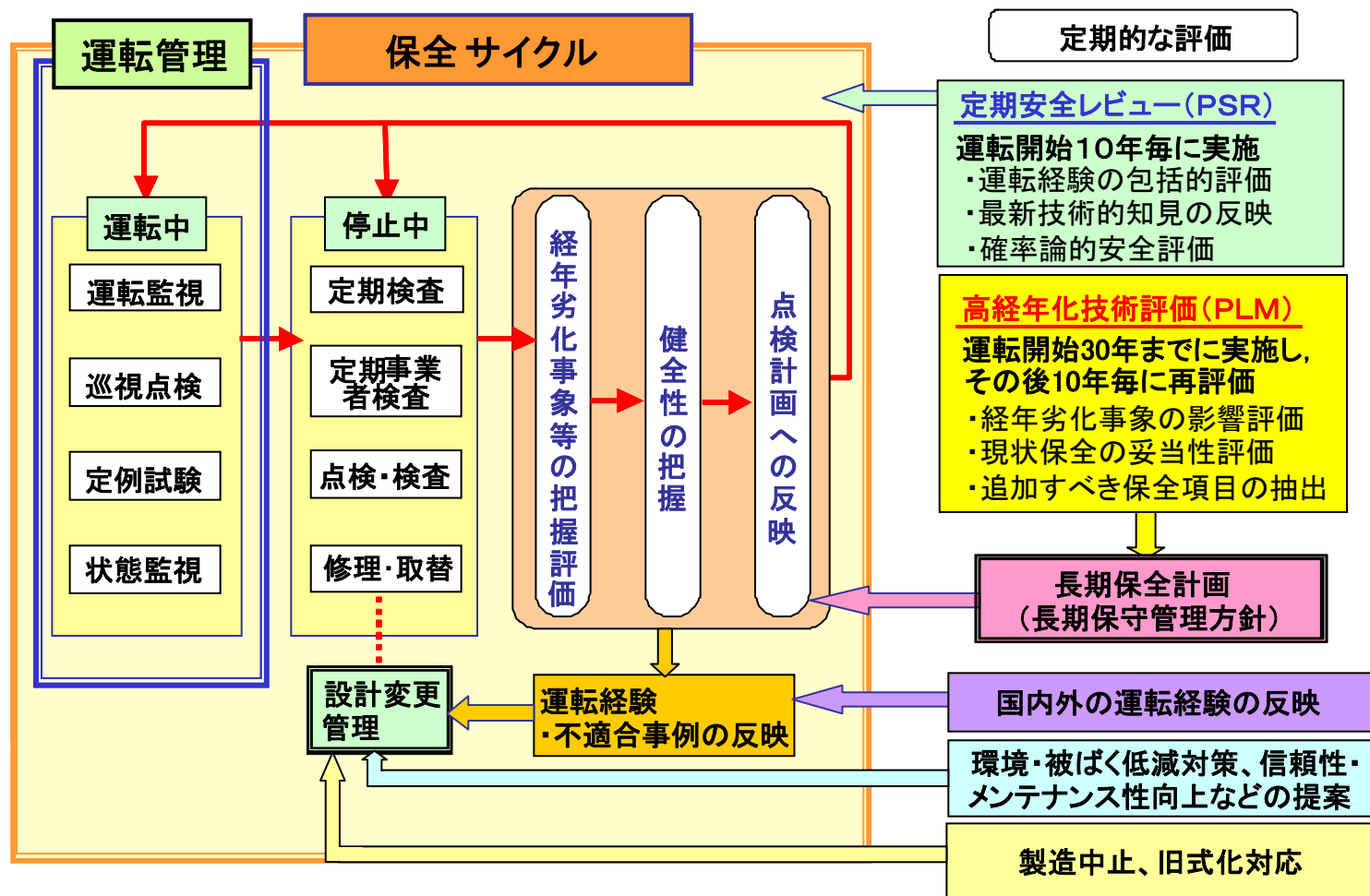
1. 高経年化対策と日常保全活動の位置付け

高経年化対策とは

- ▶法令に基づき、運転開始30年目までに60年の運転を仮定して実施。
- ▶原子力発電所の機器・構造物の長期間の使用にあたり、発生の否定できない経年劣化事象を抽出。
- ▶これらの経年劣化事象に対して、現在実施している保全活動を今後も継続的に実施することで対応できる範囲を確認する。
- ▶上記確認結果から、現状の保全活動に追加すべき項目を明確にする。（点検の強化、知見の拡充など）
- ▶長期管理方針として追加的な保全対策を評価後の10年間に展開し、実施することにより、原子力発電設備の安全性、信頼性を確保する。
- ▶運転開始30年での評価以降、10年毎に再評価を実施。

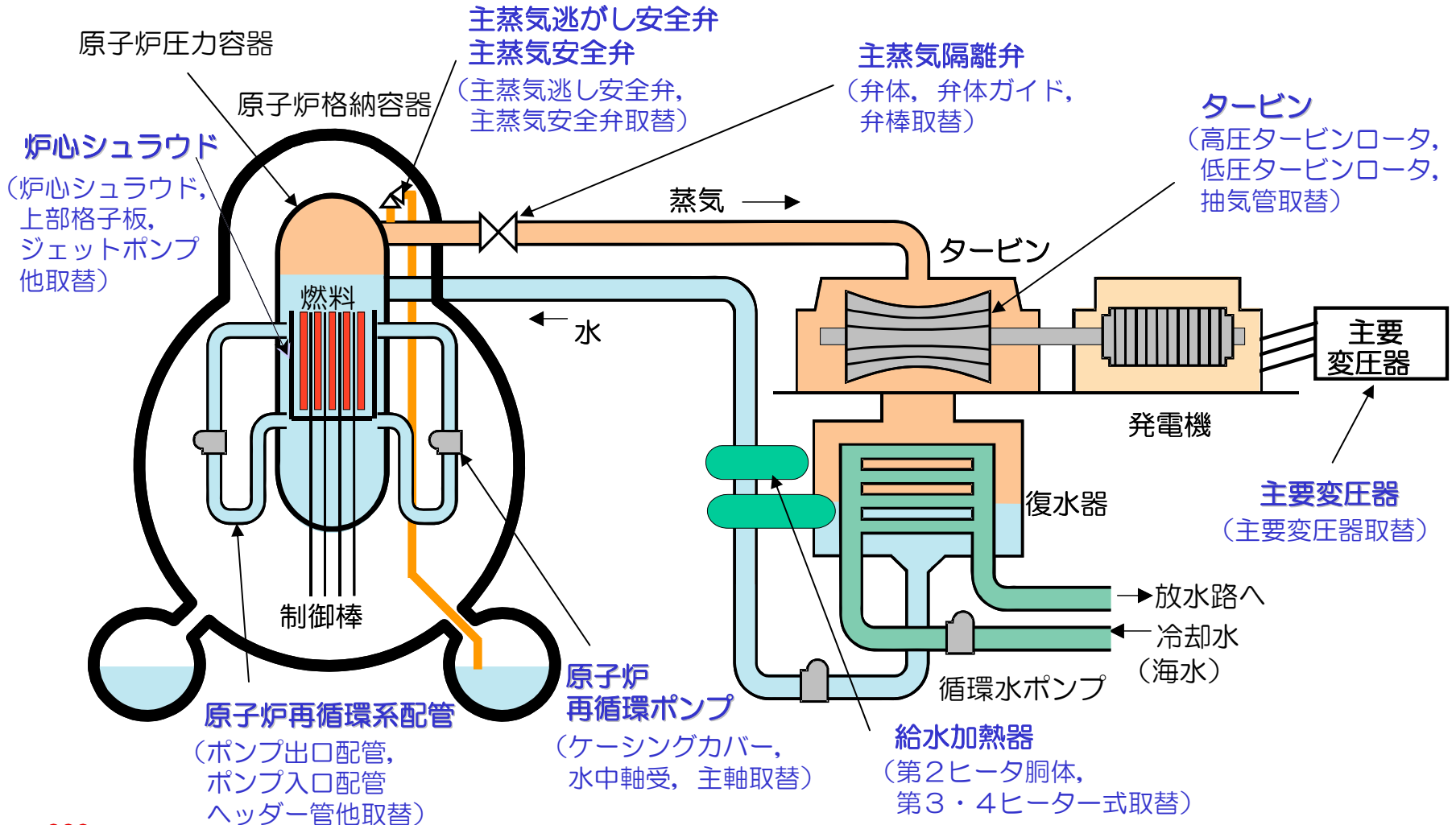
原子力発電所の日常保全活動と高経年化対策

運転開始後30年目の高経年化技術評価（PLM）を実施する以前の段階から、日常の保全サイクルの中で経年劣化事象に対応した管理，ならびに長期供用を念頭に置いた保全を実施。



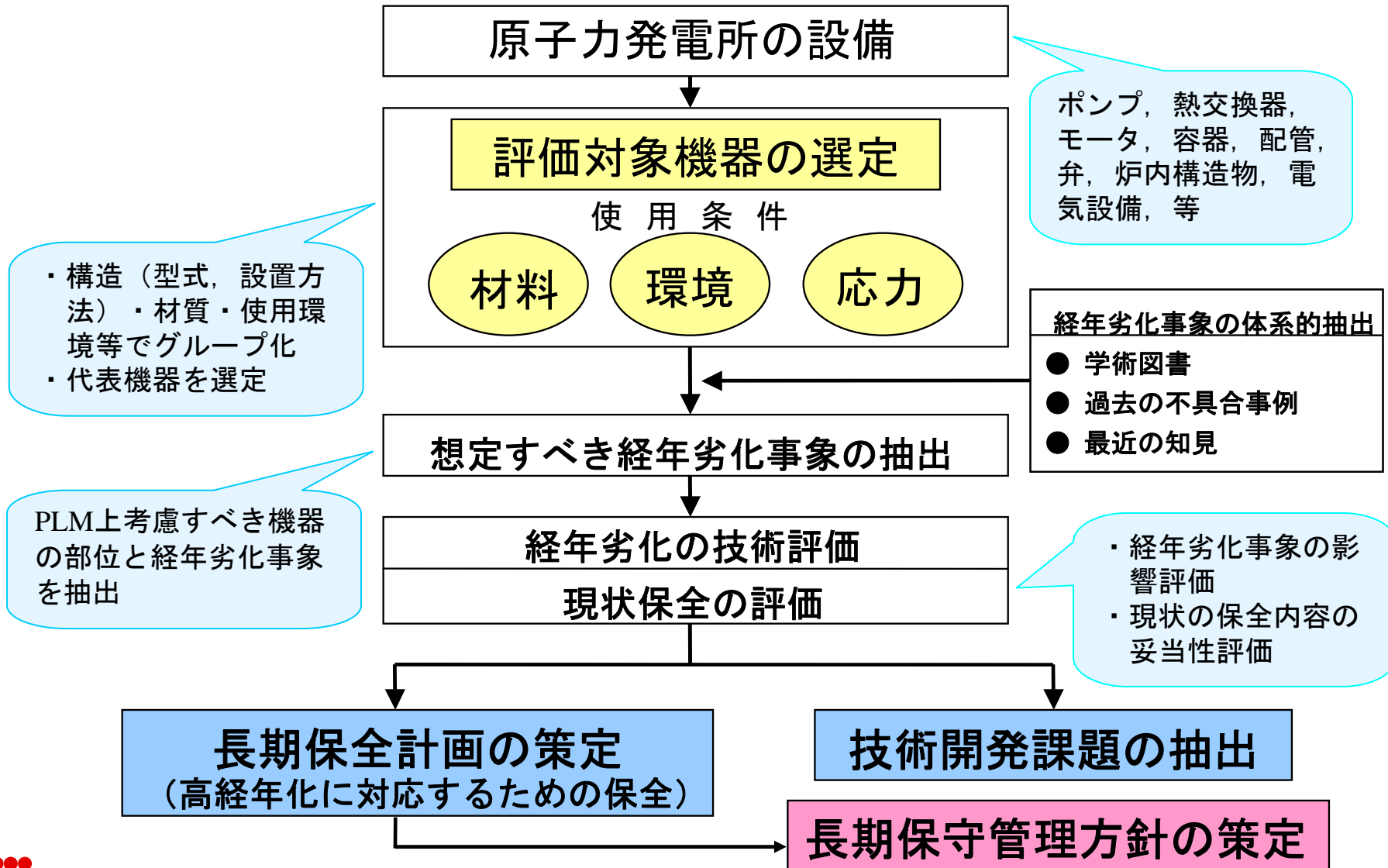
福島第一3号機の主な取替設備

※**青字**：取替を実施した主な設備



2. 高経年化技術評価(PLM)の方法

高経年化技術評価方法の概要



高経年化技術評価(PLM)の手順

①評価対象機器の選定 → [1]

- ・クラス1, 2及び3の機能を有する機器・構造物
- ・機種, 構造により代表機器を選定

②経年劣化事象の抽出 → [2]

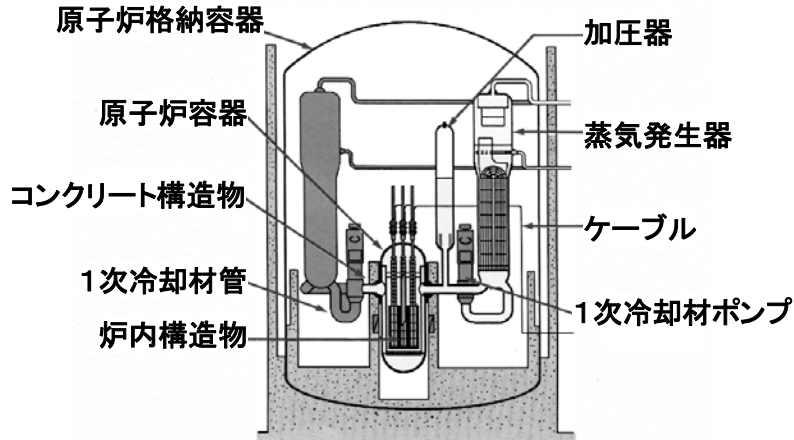
- ・原子力プラント環境
- ・使用環境, 材料

③技術評価の実施 → [3]

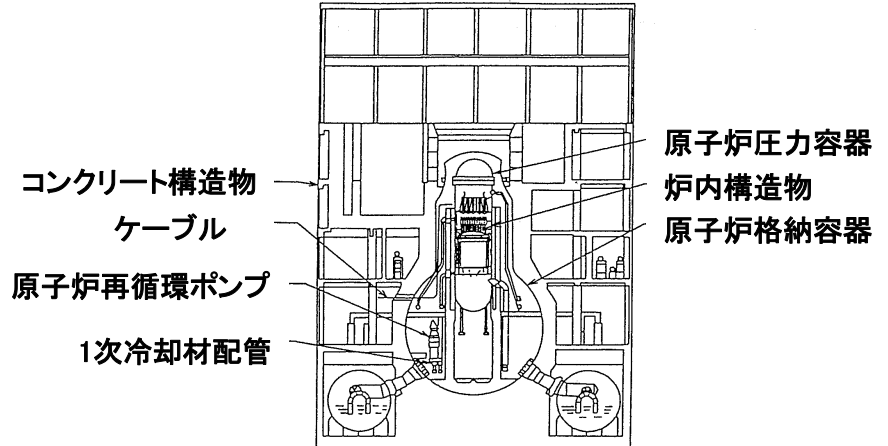
- ・代表機器の詳細評価
- ・代表機器以外への水平展開

- ・現状保全を継続する項目の確認
- ・長期保守管理方針の策定
- ・技術開発課題の抽出

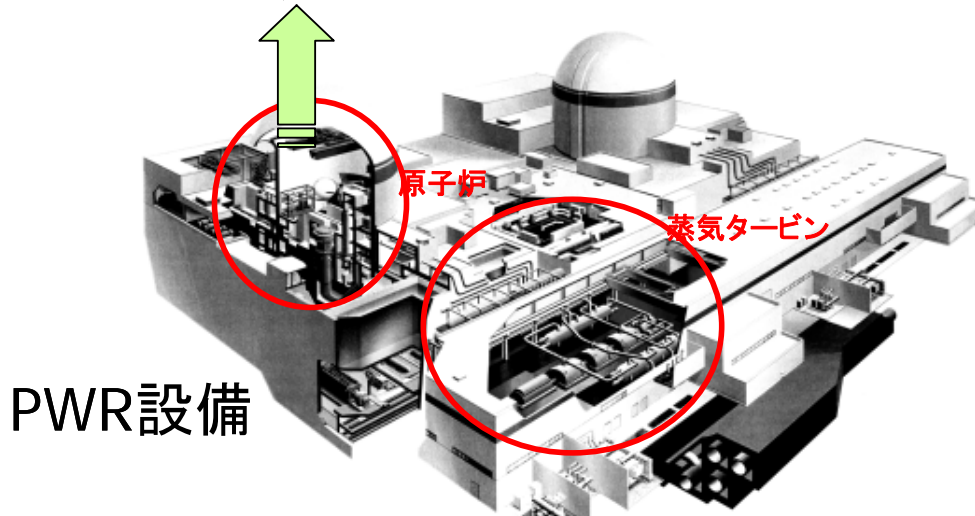
技術評価対象機器



PWR原子炉廻り(例)



BWR原子炉廻り(例)



PWR設備

- ・ポンプ
- ・ポンプモータ
- ・配管
- ・炉内構造物
- ・電気設備
- ・コンクリート及び鉄骨構造物
- ・計測制御設備
- ・空調設備
- ・電源設備
- ・熱交換器
- ・容器
- ・弁
- ・ケーブル
- ・タービン
- ・機械設備
- ・その他設備

PWR,BWR共にプラント全体の設備が対象

評価対象機器の選定[1]

○機器の種類毎にグループ化（ポンプ，熱交換器など）
構造，使用環境（内部流体，設置場所等），材料等

○合理的に評価するため，グループ毎に代表機器を選定

ポンプの事例

分類基準			ポンプ名称 (台数)	選定基準					選定	選定理由	
型式	流体	材料		仕様 (容量×揚程)	重要度	使用条件					
						運転	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)			
立軸斜流	海水	ステンレス鋳鋼	残留熱除去系海水ポンプ(4)	978 m ³ /h×231.7 m	MS-1	一時	約3.1	44	◎	重要度	
			補機冷却海水系海水ポンプ(3)	1,800 m ³ /h×52 m	運	連続	約0.9	38			
		ステンレス鋳鋼	循環水ポンプ(3)	50,640 m ³ /h×13.0 m	運	連続	約0.3	26			
	純水	鋳鉄	低圧復水ポンプ(3)	2,448 m ³ /h×97.5 m	運	連続	約1.7	66		最高使用温度	
			低圧給水加熱器ドレンポンプ(3)	666 t/h×30.5 m	運	連続	約0.7	149	◎		
横軸遠心	純水 ⁹	ステンレス鋳鋼	タービン駆動原子炉給水ポンプ(2)	2,450 t/h×700 m	運	連続	約15.5	233	◎	最高使用温度	
			制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ(2)	19.6 m ³ /h×1,018 m	運	連続	約12.1	94			
		炭素鋼鋳鋼	高圧注水系ポンプ(1)	965 m ³ /h×854 m	MS-1	一時	約10.3	94	◎	重要度 最高使用温度 容量	
			高圧復水ポンプ(3)	2,448 m ³ /h×346 m	運	連続	約5.7	66			
			電動機駆動原子炉給水ポンプ(2)	1,409 m ³ /h×762 m	運	一時	約15.5	233			
			原子炉隔離時冷却系ポンプ(1)	96.5 m ³ /h×854 m	MS-1	一時	約10.3	94			
			高圧注水系ブスターポンプ(1)	990 m ³ /h×140 m	MS-1	一時	約2.1	94			
			RFPインジェクションブスターポンプ(2)	66 m ³ /h×25 m	運	連続	約6.0	41			
	冷却水	鋳鉄	炭素鋼鋳鋼	復水移送ポンプ(2)	68.4 m ³ /h×77.4 m	運	連続	約1.6	94		
			原子炉補機冷却系ポンプ(3)	660 m ³ /h×54 m	運	連続	約0.9	66		最高使用圧力 容量	
			タービン補機冷却水系ポンプ(3)	966 m ³ /h×48.77 m	運	連続	約0.9	66	◎		
鋳鉄	電気油圧式制御装置冷却水回収ポンプ(1)	6 m ³ /h×41 m	運	連続	約0.7	66					
立軸遠心	純水	炭素鋼鋳鋼	炉心スプレイ系ポンプ(2)	1,073 t/h×191 m	MS-1	一時	約3.5	94		最高使用温度	
			残留熱除去系ポンプ(4)	3,640 t/h×128 m	MS-1	一時	約3.1	182	◎		
立軸キャン ドモータ	純水	ステンレス鋳鋼	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ(2)	30.7 m ³ /h×153 m	PS-2	連続	約10.0	302	◎		

高経年化技術評価(PLM)の手順

①評価対象機器の選定 → [1]

- ・クラス1, 2及び3の機能を有する機器・構造物
- ・機種, 構造により代表機器を選定

②経年劣化事象の抽出 → [2]

- ・原子カプラント環境
- ・使用環境, 材料

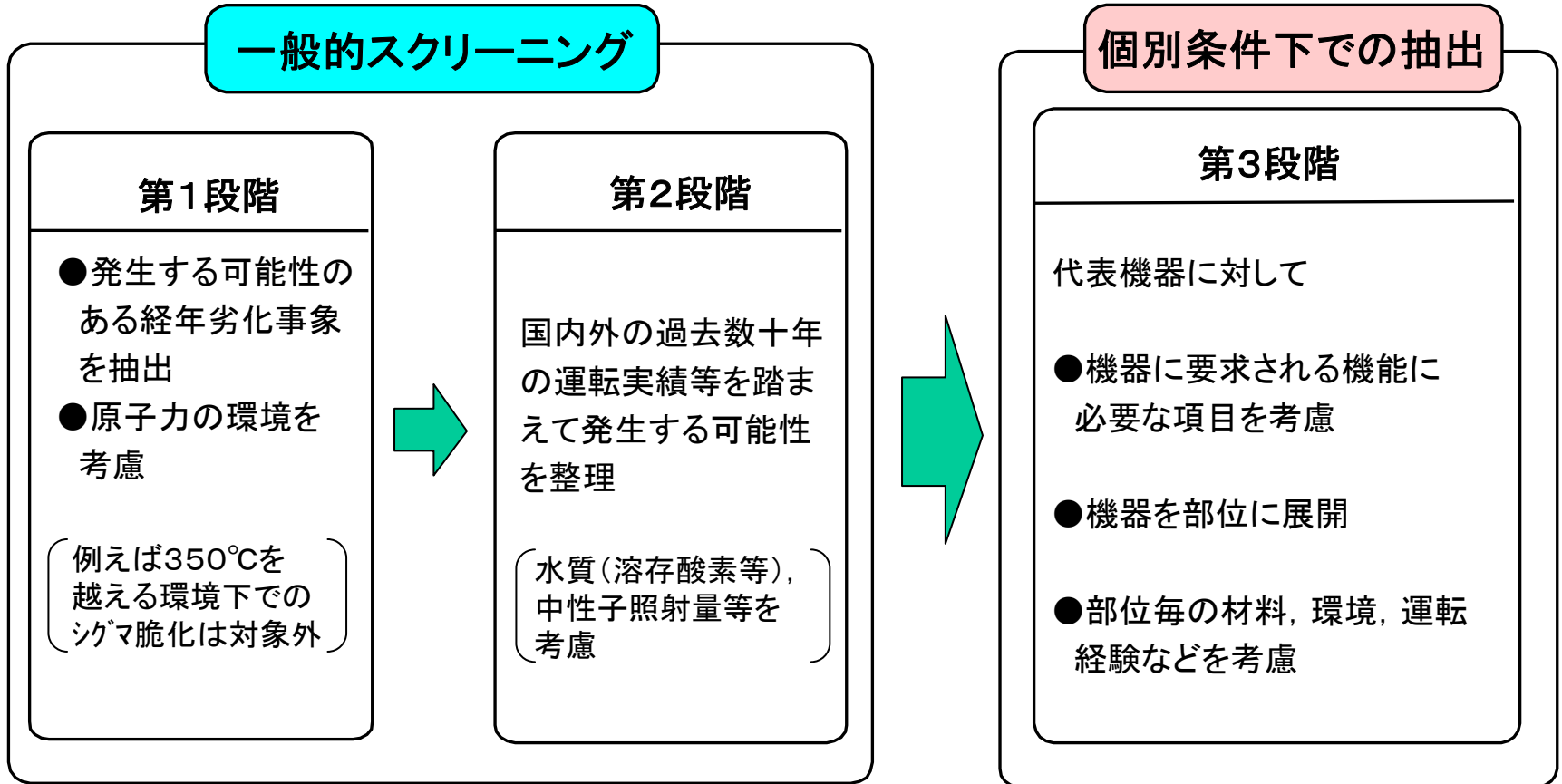
③技術評価の実施 → [3]

- ・代表機器の詳細評価
- ・代表機器以外への水平展開

- ・現状保全を継続する項目の確認
- ・長期保守管理方針の策定
- ・技術開発課題の抽出

経年劣化事象の抽出[2]

国内外の運転経験や研究等により得られた知見をもとに3段階で抽出



経年劣化事象の抽出・展開例

ポンプ

熱交換器

各機器について評価

気体廃棄物処理系排ガス予熱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	
			減肉		割れ		材料変化			その他
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
伝熱管		ステンレス鋼	△		△	○			△	
水室		ステンレス鋼			△	○				
管板		ステンレス鋼			△	○				
胴		ステンレス鋼			△	○				
ガスケット	◎									
基礎ボルト		炭素鋼		○						

想定される経年劣化事象

○: 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

構成する単位に分解

高経年化技術評価(PLM)の手順

①評価対象機器の選定 → [1]

- ・クラス1, 2及び3の機能を有する機器・構造物
- ・機種, 構造により代表機器を選定

②経年劣化事象の抽出 → [2]

- ・原子力プラント環境
- ・使用環境, 材料

③技術評価の実施 → [3]

- ・代表機器の詳細評価
- ・代表機器以外への水平展開

- ・現状保全を継続する項目の確認
- ・長期保守管理方針の策定
- ・技術開発課題の抽出

技術評価の実施[3]

○高経年化対策上着目すべき経年劣化事象：伝熱管・胴等の応力腐食割れ(SCC)

(1)健全性評価結果

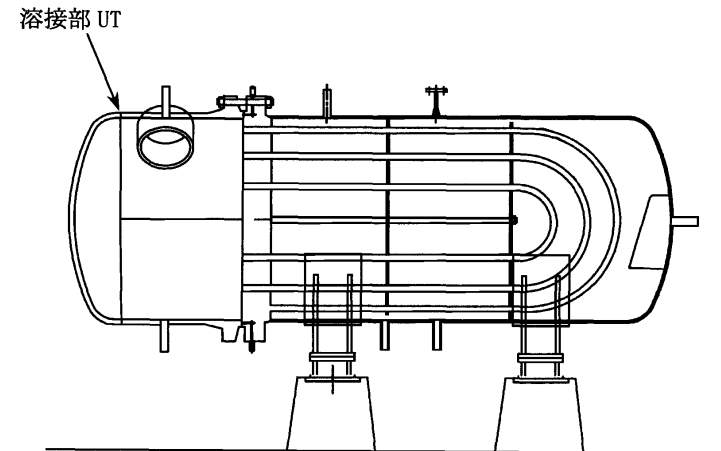
- ・伝熱管については、第10回定検で耐SCC性に優れたSUS316Lに取替を実施し、溶接部はシール溶接であるため、SCC発生の可能性は小さい
- ・管板、水室、胴については、SCC発生の可能性は否定できない

(2)現状保全

- ・水室開放点検、伝熱管の過流探傷検査と目視点検、管板自体及び水室と管板の溶接部の浸透探傷検査(PT)を実施し、健全性を確認
- ・定期的な排ガスシステムの漏えい確認で健全性を確認

(3)総合評価

- ・伝熱管については現状保全は適切と判断
- ・胴、管板、水室についてはSCCの発生をより早い段階で把握するため、探傷可能な範囲の溶接部について超音波探傷検査(UT)を実施
→長期保守管理方針にて実施



追加保全策の例
(OG系排ガス予熱器溶接部のUT)

【事例1】原子炉压力容器の中性子照射脆化

【健全性評価】

- ・ 関連温度の測定値から特異な脆化傾向はない。
- ・ 胴（炉心領域部）の中性子照射脆化については、運転開始後60年時点の累積中性子照射量を考慮した最低使用温度及び上部棚吸収エネルギーの評価を行い、運転管理上問題にならないことを確認した。

【現状保全】

- ・ 現状、超音波探傷検査等を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。また、監視試験片による破壊靱性の将来の変化を把握している。

【総合評価】

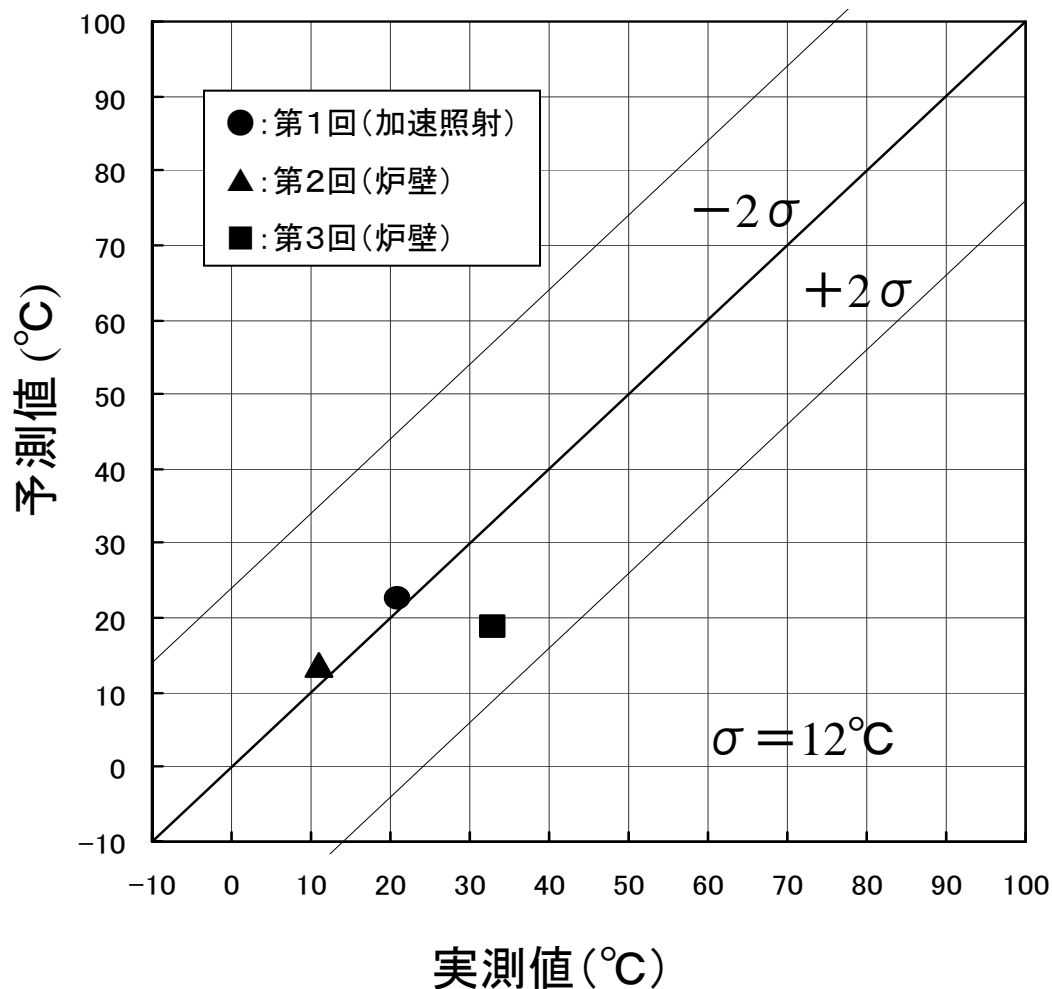
- ・ 健全性評価結果から、炉心領域部材の照射脆化が問題となる可能性は小さく現状保全を継続することで容器の健全性の確認は可能であると判断する。
- ・ 監視試験データの拡充や脆化予測精度の向上が信頼性の観点から重要。

【高経年化への対応】

- ・ 新たな脆化予測式が開発された場合の再評価の実施。
- ・ 使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施検討。

【事例1】脆性遷移温度移行量の予測値および実測値

【母材】



脆化予測式

$$RT_{\text{NDT}} = RT_{\text{NDT}} \text{初期値} + \Delta RT_{\text{NDT}} + M$$

RT_{NDT} : 関連温度 (脆性遷移温度)

ΔRT_{NDT} : 脆性遷移温度移行量

M (マージン) = 2σ ($\sigma: 12^\circ\text{C}$ (母材))

<母材>

ΔRT_{NDT}

$$= (-16 + 1210P + 215\text{Cu} + 77\sqrt{\text{Cu} \cdot \text{Ni}}) f^{0.29 - 0.04 \log f}$$

Cu: 銅の含有量 Ni: ニッケルの含有量

P : りん含有量 Si: シリコンの含有量

f : 中性子照射量

($\pm 2\sigma$: 予測式の基になった国内外データの分布を統計処理した値)

【事例2】照射誘起型応力腐食割れ

【健全性評価】

- ・炉心シュラウド，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管は炉心を取り囲む機器であり高い中性子照射を受けるため，照射誘起型応力腐食割れの感受性が増加する可能性がある。

【現状保全】

- ・計画的な目視点検を実施することとしている。
- ・炉心シュラウド，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具は第16回定期検査（平成9年度）に取替を実施している。

【総合評価】

- ・応力腐食割れについては，計画的な目視点検を実施することで健全性の確認は可能であると判断する。

【高経年化への対応】

- ・照射誘起型応力腐食割れについては，継続して日本機械学会「維持規格」，原子力安全・保安院指示文書等に基づく点検を実施する。
- ・点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する研究の成果が得られた場合には，点検方法，範囲等の見直しを検討する。

【事例3】ケーブルの絶縁特性低下

【健全性評価】

- ・ 高圧CVケーブル絶縁体等の絶縁特性低下については、60年間の長期健全性試験結果等より、絶縁性能は維持できると評価でき、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。

【現状保全】

- ・ 現状、絶縁抵抗測定、絶縁診断試験等を実施しており、絶縁機能の健全性を確認している。
- ・ 点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合は、取替を実施している。

【総合評価】

- ・ 健全性評価結果から判断して、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は小さく、現状保全により絶縁特性低下の把握は可能である。

【高経年化への対応】

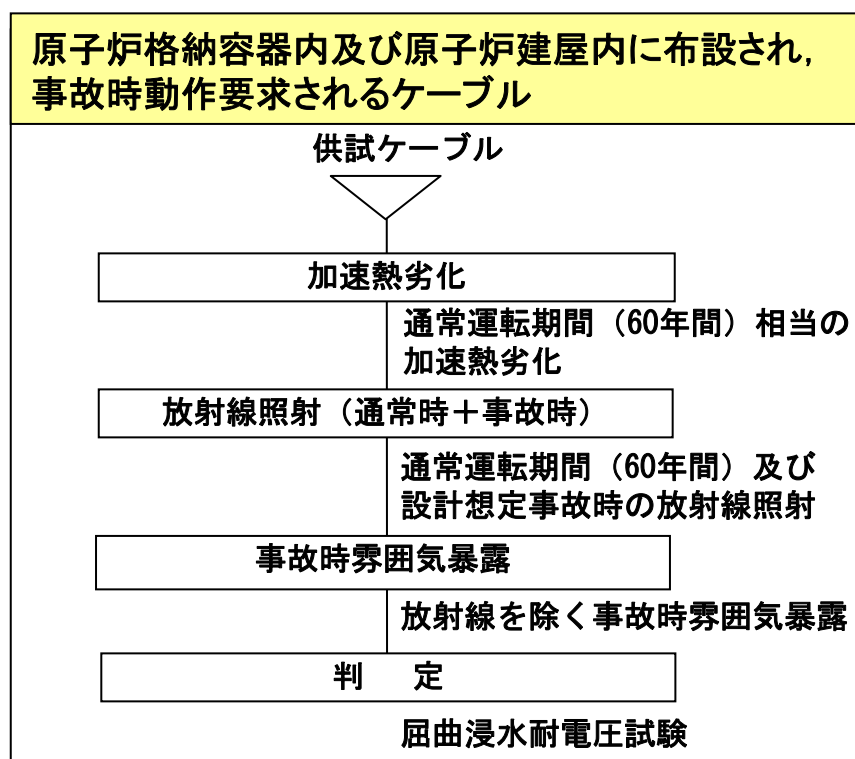
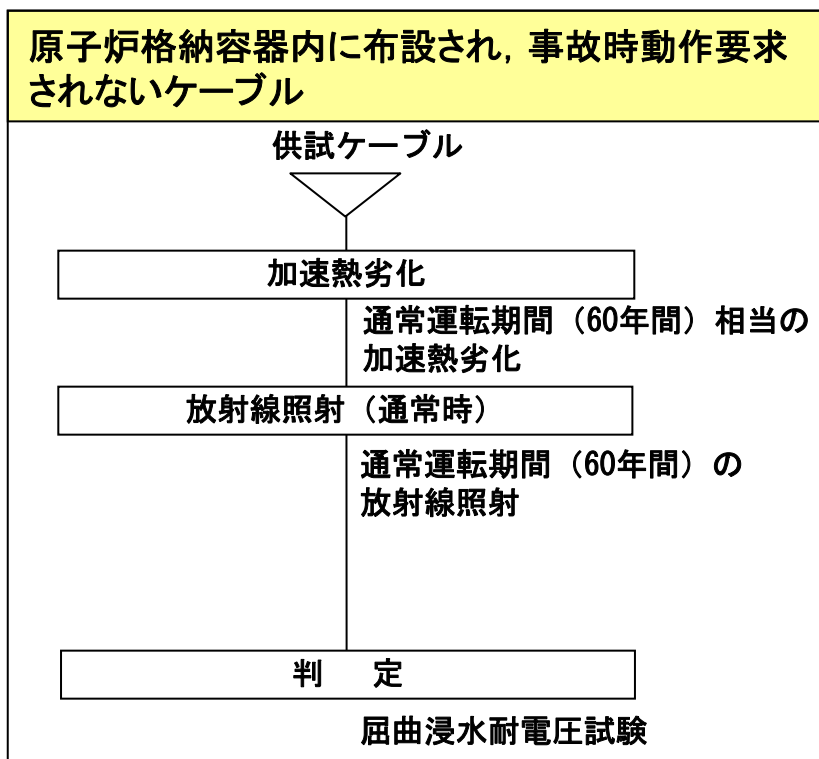
- ・ 高圧CVケーブル等の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する。
- ・ さらに、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。

【事例4】ケーブルの長期健全性試験について

1. ケーブルの長期健全性確認方法

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試験方法に関する推奨案」に基づき実施している。

2. ケーブルの長期健全性試験手順



原子炉格納容器内と原子炉建屋内では熱、放射線、事故時条件は異なる

【事例5】コンクリート構造物の強度低下

【健全性評価】

- ・コンクリート構造物の熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応及び機械振動による強度低下については実機コンクリートの強度測定結果、文献データ等から強度低下が急激に進行する可能性は小さいと考えられる。

【現状保全】

- ・日常の巡視点検または定期的な目視点検によりコンクリート表面に強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認し、必要に応じて補修を実施している。また、定期的に強度、中性化深さ及び塩化物イオン量の測定を実施している。

【総合評価】

- ・健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は小さい。

【高経年化への対応】

- ・今後も定期的な目視点検、強度測定、補修等を実施していく。

長期保守管理方針について

H18高経年化技術評価の結果概要

○大部分の機器は、

現在行っている設備の保全活動をつづ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、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である。

➡ 追加すべき保全策を抽出し、それを基に長期保守管理方針を策定し、計画的に実施中。

長期保守管理方針について

長期保守管理方針

高経年化技術評価結果に基づき、原子炉施設の保全のために実施すべき措置に関する10年間の方針

【1 F 3長期保守管理方針】

機器・構造物に対して57項目

【管理方針の目的別分類】

- ①定期的確認項目（疲労評価に関する実績反映）
- ②点検の強化項目
- ③健全性評価の妥当性の確認等（データ拡充、試験の実施など）

【長期保守管理方針の実施状況】

現在までに、全57項目中13項目について実施済みもしくは継続実施中

長期保守管理方針に基づく点検の実施状況

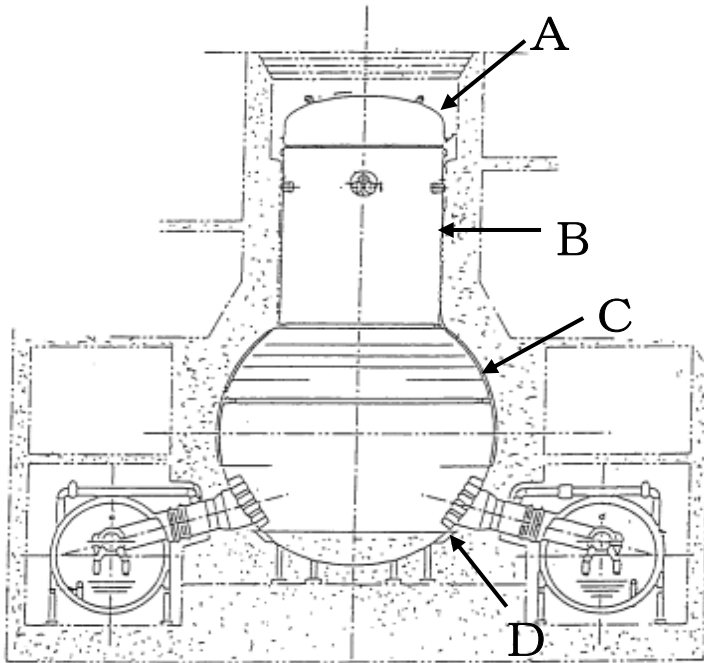
○第23回定期検査までに“実施済”もしくは“一部実施”の項目 (実績の例)

機器又は系統名	部位と経年劣化	点検項目	点検時期・結果	
炉心シュラウド	中性子照射脆化(靱性低下)	目視点検	第22回定検 異常なし	※2
原子炉圧力容器	ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れ	超音波探傷検査または 浸透探傷検査 漏えい試験	第21,22,23回定検 異常なし	※2
	CRDハウジング等の粒界型応力腐食割れ	漏えい試験		
原子炉再循環系 ステンレス配管	粒界型応力腐食割れ	超音波探傷検査 漏えい試験	第21,22,23回定検 異常なし	※2
排ガス再結合器	胴、鏡板等の粒界型応力腐食割れ	超音波探傷検査	第22回定検 異常なし	※1
高圧・低圧タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	超音波探傷検査	第22回定検 異常なし	※2
原子炉格納容器	ドライウェル等の腐食	鋼板の肉厚測定	第21,22回定検 異常なし	※1
制御棒	照射誘起型応力腐食割れ	外観点検	第21,22回定検 異常なし	※2

※1:実施済 ※2:継続実施中

長期保守管理方針に基づく点検結果の例

原子炉格納容器ドライウェル（上鏡，円筒胴，球形胴），サンドクッション部の腐食



原子炉格納容器構造図

長期健全性評価結果：胴部は炭素鋼製であり，腐食の発生の可能性がある。

現状保全：全体漏えい率試験，塗膜管理

総合評価：塗膜されており，腐食がすぐ問題となることはないが，測定等の必要有り。

高経年化対策：計画的な代表部位の肉厚測定を実施していく。→第21回，第22回定期検査で実施

表；主な測定結果

単位（ミリ）

測定位置	0°	90°	180°	270°	必要板厚
A	31.2	31.5	30.9	31.4	17.5
B	21.5	20.8	21.1	21.1	17.4
C	24.2	24.5	24.3	24.1	15.9
D	29.5	29.8	29.0	30.8	15.9

いずれの部位も必要板厚を満足している。

長期保守管理方針に基づく点検等の計画例

○今後計画的に実施する項目

(計画の例)

機器又は系統名	部位と経年劣化	点検項目	実施予定時期
原子炉再循環ポンプ等	疲労割れ	実過渡回数による 疲労評価	次回高経年化技術評価時
炉内構造物	応力腐食割れ	目視点検	維持規格に基づき実施
排ガス予熱器 ／排ガス復水器	応力腐食割れ	超音波探傷検査	第24回定検
気体廃棄物処理系配管	応力腐食割れ	超音波探傷検査	第24回定検
原子炉格納容器	ドライウェルスプレイ ヘッダ等の腐食	目視点検	第24回定検
グラウンド蒸気蒸化器等	ドレンタンク等の腐食	肉厚測定	第24回定検
機器付基礎ボルト等	腐食	サンプリング調査	機器取替等の機会に実施
高圧CVケーブル等	絶縁体の絶縁特性低下	長期健全性試験等	H25年度目途

長期保守管理方針の目的別項目例(1)

① 定期的確認項目

実過渡回数に基づく疲労評価（中長期）

想定過渡回数に対する実過渡回数の確認

- ・ 原子炉冷却材再循環ポンプケーシングの疲労割れ
- ・ 原子炉圧力容器ノズル等の疲労割れ
- ・ 原子炉再循環ポンプ出口弁／原子炉給水入口弁／
原子炉給水逆止弁／主蒸気隔離弁弁箱の疲労割れ
- ・ 原子炉再循環配管／主蒸気系／給水系配管の疲労割れ

他

長期保守管理方針の目的別項目例(2)

②点検の強化項目

肉厚測定（短期）

腐食発生の可能性のある部位に対する計画的な肉厚測定

- ・ 原子炉格納容器のドライウェル，サンドクッション部の腐食
- ・ 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の胴の腐食
- ・ グランド蒸気蒸化器のドレンタンクの腐食
- ・ 原子炉格納容器スプレイヘッダ/サプレッションチェンバススプレイヘッダの内面の腐食
- ・ 可燃性ガス濃度制御系設備の気水分離器の腐食

他

長期保守管理方針の目的別項目例(3)

②点検の強化項目

応力腐食割れに対する点検（中長期）

応力腐食割れ発生の可能性のある部位に対する計画的な点検（漏えい検査，超音波探傷検査）及び知見の蓄積

- ・ 原子炉圧力容器ノズル・ノズルセーフエンドの点検
- ・ 制御棒駆動機構ハウジング，中性子束計測ハウジングの点検
- ・ 高圧/低圧タービンの車軸接合部の点検
- ・ 気体廃棄物処理系埋設配管
- ・ 原子炉冷却材再循環系配管等のステンレス鋼配管の応力腐食割れに対する点検
- ・ 気体廃棄物処理系排ガス予熱器，復水器の点検
- ・ 制御棒の点検

他

長期保守管理方針の目的別項目例(4)

③健全性評価の妥当性の確認等（短期・中長期）

- ・ 基礎ボルト腐食等を確認するため実機サンプリング調査によるデータの拡充（基礎ボルト，ケミカルアンカ等）
- ・ 電気・計装系の長期運転期間で受ける熱・放射線等による劣化を環境試験等で評価（ケーブル，電気ペネトレーション等）
- ・ 電気・計装系の長期運転期間で受ける熱・放射線等による劣化を環境試験等で評価（電動弁の駆動部，端子台，伝送器等の計測装置）
- ・ 減肉に対しては，社内指針等に基づく点検（肉厚測定），評価，取替等を実施していく。また対策を実施した配管等についても肉厚測定を実施する等データや知見を蓄積していく。さらに日本機械学会の検討結果等を踏まえ，社内指針等の管理の妥当性について継続的に検討を行っていく。

MOX燃料装荷の高経年化技術評価(PLM) への影響について

MOX燃料装荷に伴う高経年化技術評価への影響

ウラン燃料の代わりに一部MOX燃料を装荷した場合、

◎原子炉出力，蒸気流量，温度など，基本的な運転パラメータは変化なし

→腐食，減肉，摩耗など，大半の想定される経年劣化事象の発生・進展に影響なし

◎高速中性子束が上昇（1 / 3炉心装荷ベースで約2%上昇）

→原子炉圧力容器の中性子照射脆化，炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)など，高速中性子照射量に依存する経年劣化事象は影響の可能性が否定できない

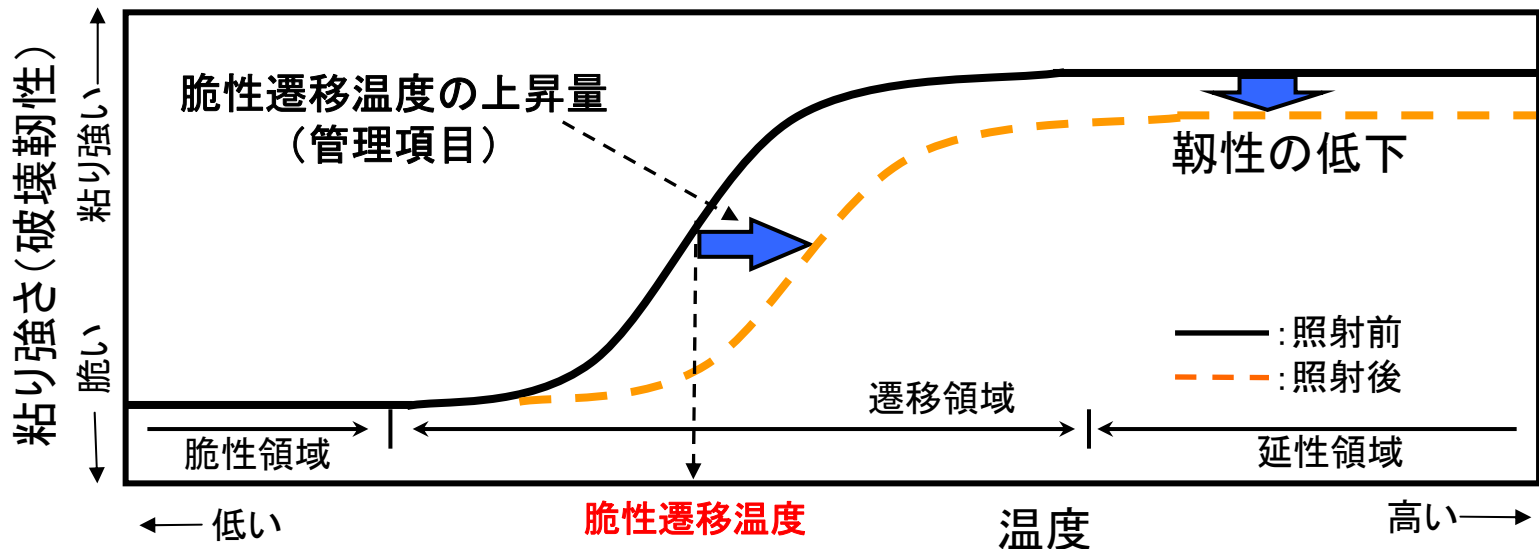
高速中性子束の増加影響の可能性が 否定できない経年劣化事象

経年劣化事象	対象機器	部位名称
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	胴
照射誘起型応力腐食割れ ／中性子照射脆化(靱性低下)	炉内構造物	炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板など
	制御棒	制御材被覆管, シースなど
樹脂の劣化	ケミカルアンカ	—
ボロンの中性子吸収能力の低下	使用済燃料貯蔵プール	—
コンクリートの強度低下	原子炉ペデスタルコンクリート 及び1次遮へい壁	—
電気・計装品の絶縁特性低下 ／気密性低下／特性変化	ケーブル, ケーブル接続部, 電気ペネ, 電動弁駆動部, 温 度検出器, 放射線計測装置	絶縁体(ケーブル, 電動弁駆 動部), シール材(電気ペネ)

MOX燃料装荷に伴う影響評価の具体例 (原子炉压力容器の中性子照射脆化)

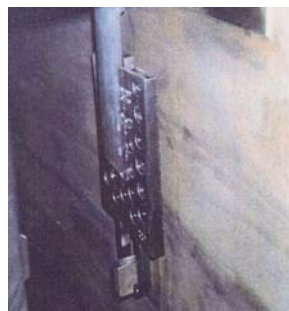
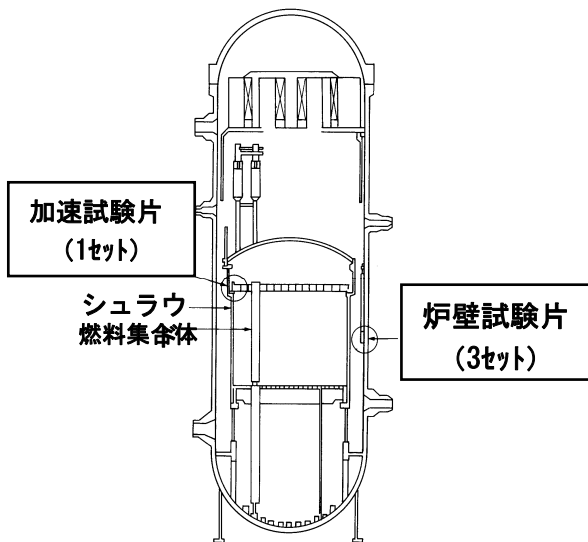
中性子照射脆化とは

- 通常、金属は室温から低温になると材料の粘り強さが小さくなり衝撃に対して弱くなる（脆性領域）。逆に、温度を上げていくと粘り強さが大きくなる（延性領域）。
- この材料の粘り強さが脆性から延性に变化するときの温度を遷移温度という。
- 中性子照射脆化とは、原子炉容器に中性子が照射されることにより、下図のように、金属の靱性（粘り強さ）が低下するとともに、遷移温度が高温側に上昇する現象。

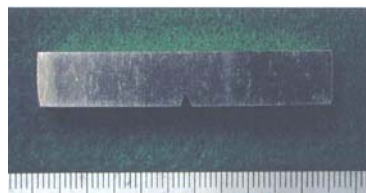


原子炉圧力容器の供用期間中の照射脆化管理について

- 原子炉圧力容器は、中性子照射によって材料特性が変化すること（中性子照射脆化）について設計段階より考慮されている。
- 原子炉圧力容器の脆化の進行状態については、日本電気協会の規定に基づき、脆化の程度を予測するとともに、脆化の程度を直接確認するため、運転当初より原子炉内に監視試験片を装荷し、計画的に監視試験片を取り出し試験を実施し脆化の程度を確認している。

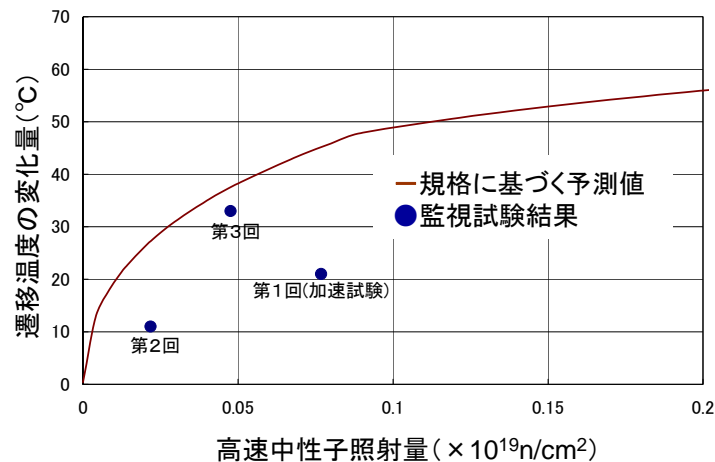


【炉壁試験片バスケット】



【監視試験片】

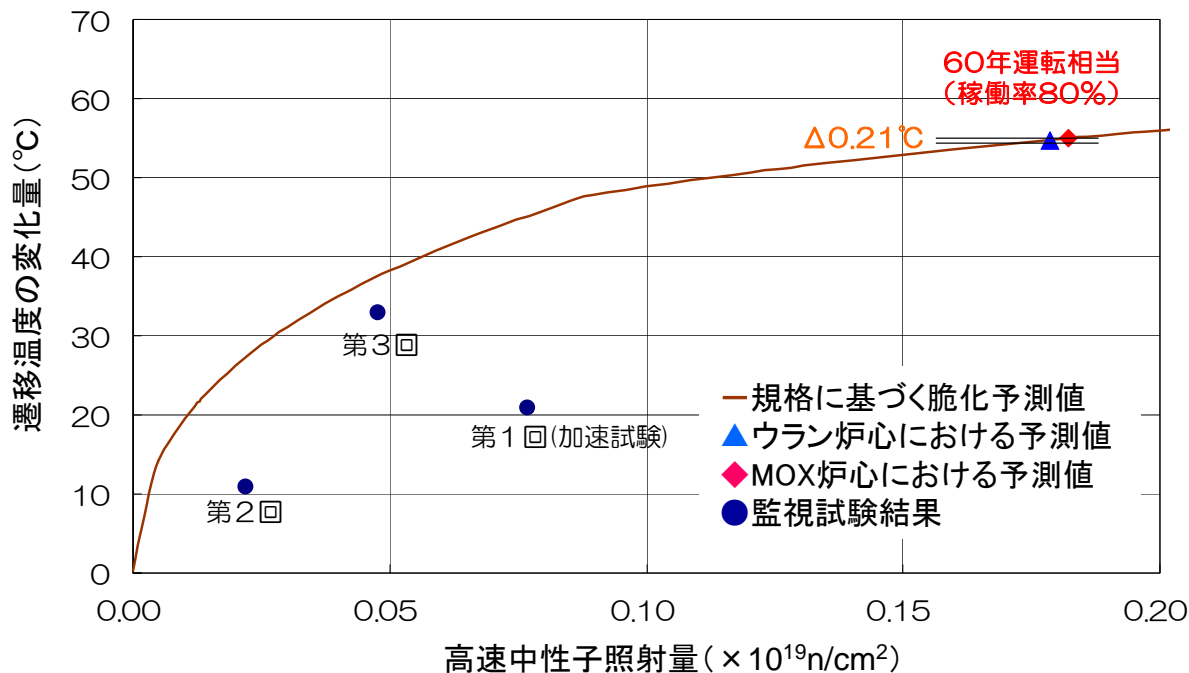
福島第一3号機 遷移温度の変化量の測定値(監視試験結果)と予測値



MOX燃料装荷の遷移温度変化への影響

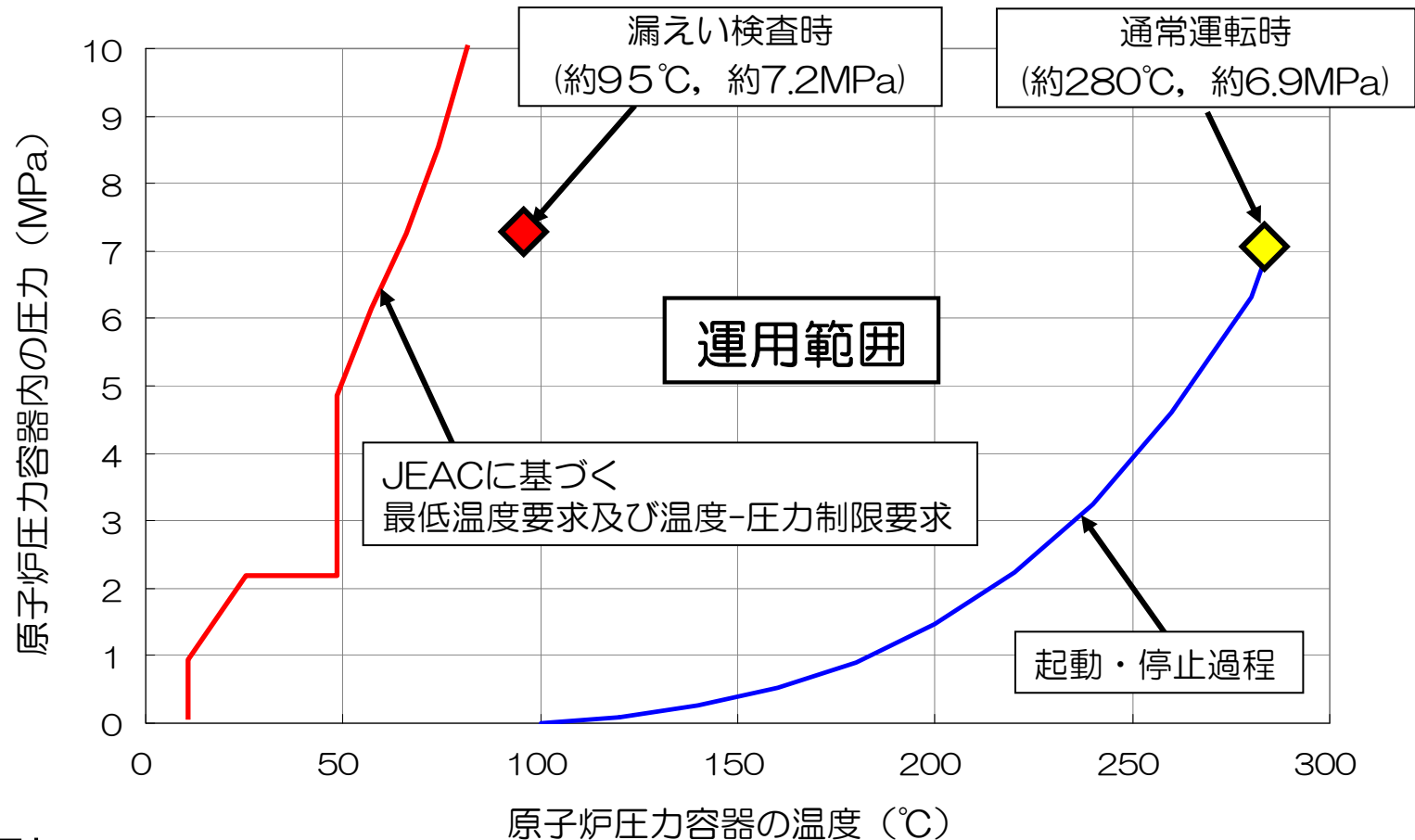
- 保守的にMOX炉心への変更にともない炉心外の中性子束も2%増加したと仮定し、原子炉圧力容器の脆化の影響を確認した。
- その結果、遷移温度（脆性⇒延性となる温度）の上昇は約0.3°Cであり、MOX装荷に伴う原子炉圧力容器の照射脆化への影響は十分に小さいものであると判断できる。

福島第一3号機 遷移温度の変化量の測定値（監視試験結果）と予測値



福島第一3号機の温度管理状況

- 実機においては、漏えい検査時、起動・停止時においても下図の通り十分余裕を持った温度管理を実施しているためMOX装荷に伴う温度上昇の影響は十分に小さい。



原子炉压力容器の供用期間中の照射脆化管理について

原子炉压力容器の材料特性が変化（中性子照射脆化）することを設計段階より考慮



脆化程度を確認するため、運転当初より監視試験片を装荷



監視試験片を計画的に取り出し試験を実施



試験結果および脆化予測式により原子炉压力容器の脆化進行状況を把握

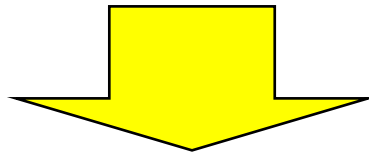


これに基づき、供用期間中の原子炉压力容器の温度管理をすることで健全性を確保

【脆化とは】金属材料が脆くなって大きな力を受けたときに僅かな変形ののちに破壊しやすくなること。すなわち脆性破壊しやすくなること。

原子炉圧力容器の脆性破壊防止について

- 脆性破壊防止の観点から、脆性遷移温度より高い温度で加圧する必要がある。
- プラント運転時の原子炉圧力容器は、脆性遷移温度より十分高い高温状態（BWR：約280℃）である。
- 通常、プラント停止時の原子炉圧力容器は、大気温度であるが、高い圧力は加わっていない。



- 脆性破壊防止の観点から注意が必要となるのは、プラント起動・停止時、及び停止中に高い圧力を加えて行う原子炉圧力容器耐圧・漏えい試験であるが、BWRにおいては、飽和温度以上で起動停止を行うため、耐圧・漏えい試験時に特に注意が必要

MOX燃料装荷に伴う影響評価 と総合評価

MOX燃料装荷に伴う影響評価(1/3)

経年劣化事象	対象機器	影響評価結果の概要
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	MOX燃料採用に伴う関連温度移行量の上昇は約0.3℃であり、最低使用温度への影響は十分に小さいこと。加えて、脆化予測等により適切に管理していることから、運転管理上問題とはならない。
照射誘起型応力腐食割れ ／中性子照射脆化	炉内構造物	MOX燃料採用による高速中性子束の約2%上昇により、照射誘起型応力腐食割れに対する感受性は若干増加するが、維持規格等に基づき、計画的に点検を実施することで健全性の確認は可能であると考えられる。
	制御棒	取替は中性子照射量により定めた運用基準を適用して実施しているため、MOX燃料採用による照射量の増加影響はない。

MOX燃料装荷に伴う影響評価(2/3)

経年劣化事象	対象機器	影響評価結果の概要
樹脂の劣化	ケミカルアンカ	MOX燃料採用により、ケミカルアンカの樹脂本体への照射量が約2%増加したとしても、予想される放射線照射量はCo-60 γ 線照射試験での照射量を超えないことから、樹脂の劣化への影響はないものと考えられる。
ボロンの中性子吸収能力の低下	使用済燃料貯蔵プール	燃料ラック内の燃料が全てMOX燃料としても K_{eff} (実効増倍率)は0.81でウラン燃料と変わらない。また、ボロンの劣化量も既存評価同様、十分小さく核的な減損は無視できる程度であり、未臨界性は十分に確保できると考えられる。

MOX燃料装荷に伴う影響評価(3/3)

経年劣化事象	対象機器	影響評価結果の概要
コンクリートの強度低下	原子炉ペDESTALコンクリート及び1次遮へい壁	MOX燃料採用により、照射量が約2%増加したとしても、運転開始後60年時点で予想される中性子照射量はHilsdorf等の文献等に示される値よりも小さいものであり、コンクリート強度への影響はないものと考えられる。
電気・計装品の絶縁特性低下／気密性低下／特性変化	ケーブル、ケーブル接続部、電気ペネ、電動弁駆動部、温度検出器、放射線計測装置	MOX燃料採用により、照射量が約2%増加したとしても、60年相当の運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は長期健全性試験での照射量を超えないことから、絶縁特性低下等への影響はないものと考えられる。

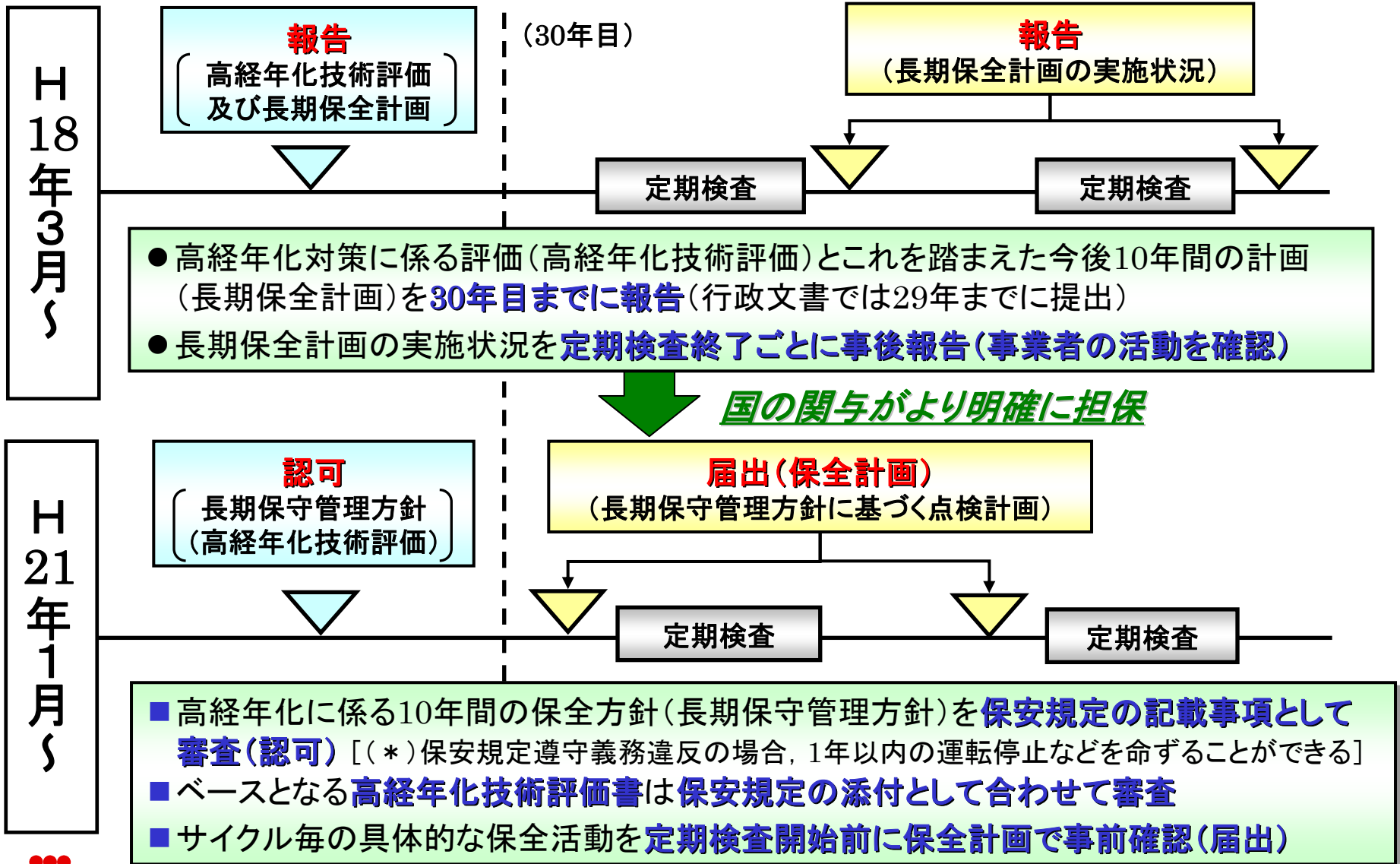
総合評価

- 福島第一3号機の機器・構造物について、今後の高経年化対策に関する評価を実施した結果、大部分の機器は現状の保全に基づき適切に対処することで問題ないとの結果を得た。
- 一部機器については、点検等を充実すべき項目が抽出されたが、長期保守管理方針として10年間に展開した計画が立案され、現在までの点検結果では問題ないことが確認されている。
- MOX燃料装荷を仮定して、高経年化評価の再確認を実施した結果、その影響は軽微であり、現状の保全や既評価に基づき策定された長期保守管理方針の実施によりプラントの健全性は維持されることを確認した。
- MOX燃料装荷による影響の代表的な事例として、中性子照射量の増加に伴う原子炉圧力容器の遷移温度上昇が挙げられるが、その影響は60年運転時点で約0.3℃程度であり、影響は十分に小さいものであると判断できる。

【参考】福島第一3号機の高経年化技術評価の経緯

- 平成17年12月 「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」が改正され，高経年化技術評価及びこれに基づく長期保全計画の報告を義務付け
- 平成18年1月 高経年化技術評価の実施が法的要求となって初めて福島第一原子力発電所3号機の評価結果を提出
- 平成18年3月 国はガイドライン，審査要領に基づき，審査を行い，評価結果は妥当であるとの審査結果を公表
- 平成21年1月 「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」改正され，高経年化に係る10年間の保全方針（長期保守管理方針）を保安規定の記載事項として認可

【参考】高経年化対策の制度上の強化



【参考】監視試験の取出し実績

	第1回(加速)	第2回(炉壁)	第3回(炉壁)	第4回(炉壁)
	取出時期 (定検回数)	取出時期 (定検回数)	取出時期※ (定検回数)	装荷中
3号機	1977年 4月 (第1回)	1982年 9月 (第5回)	1999年10月 (第17回)	—

※再装荷