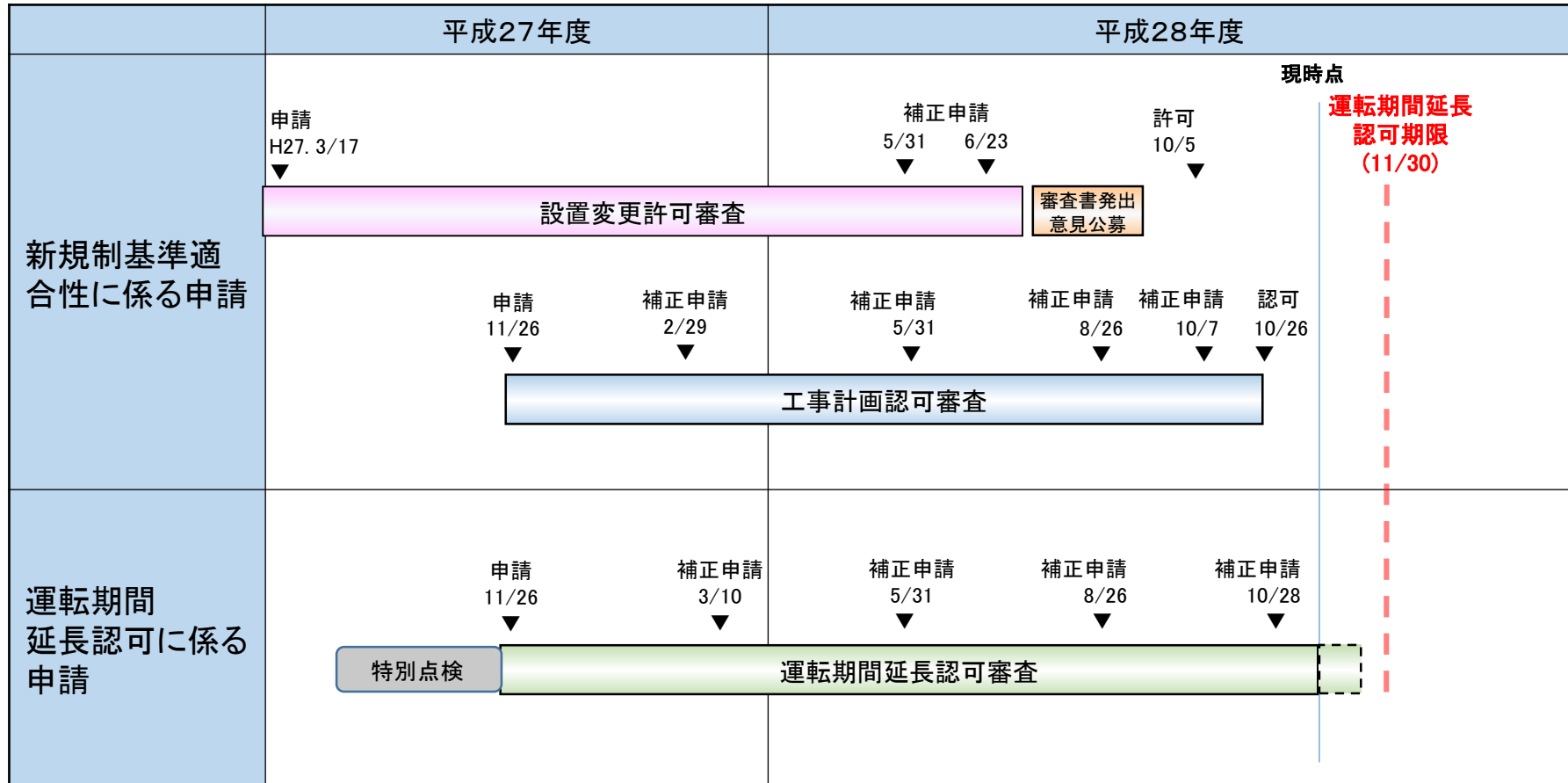


# 美浜発電所 3号機の 運転期間延長認可申請の概要について

平成28年11月14日  
関西電力株式会社

# 新規制基準および運転期間延長の申請について



## 【審査状況】

- 原子炉設置変更許可申請 :平成28年10月5日 許可
- 工事計画認可申請 :平成28年10月26日 認可
- 運転期間延長認可申請 :審査中

## ◆設計・建設段階

- 原子力発電所は、相当長期間の運転が可能となるよう、材料、強度、寸法等に十分な余裕を持たせて設計し、高い品質で製作・施工・据付している。
- 機器の設計においては、運転期間中の起動／停止などにより蓄積する金属疲労について評価するため、40年などの年数を入力条件に、起動／停止などの発生回数を保守的に仮定した評価を実施している。
- 原子力発電所の運転期間については、経年劣化に係るデータを蓄積して評価を精緻化し、実機の状態も確認したうえで見極めていくこととしており、40年といった特定の運転期間は定めていなかった。

## <参考>

- 米国の状況として、当初(1954年頃～)運転認可期間は40年とし、これは技術的な観点から決められたものではなく、独占禁止と経済性の観点から決められたものである。
- その後(1991年)、さらに20年の更新を可能として、技術評価により現在稼働中99基のうち、約8割以上が20年の運転認可更新済。

# 原子力発電所の保守管理活動

発電所全体の設備を把握し、設備の特性に応じて毎日、1年、10年ごと等、計画的、網羅的に点検や検査、評価を行うことで安全性を確認している。

## 日々の点検

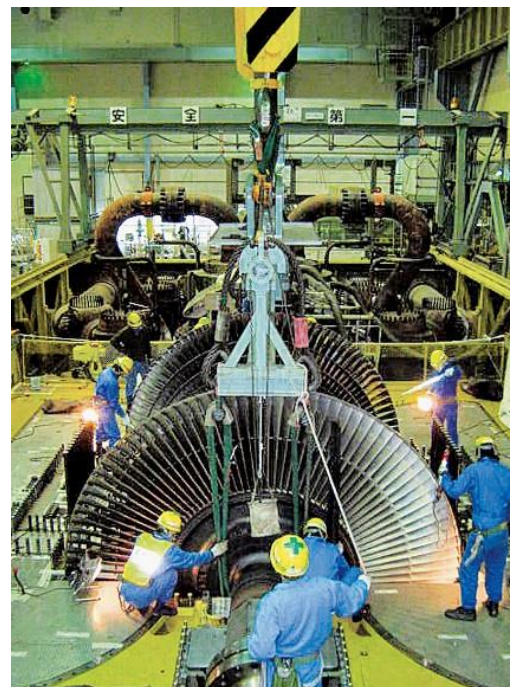
巡視点検や定期的なポンプの起動試験等に加えて、さまざまな診断技術も活用しながら、設備の異常の早期発見に努めている。

対象設備ごとの診断技術(例)

対象設備	設備診断技術
ポンプ・モータ・ファン等	振動診断
	潤滑油診断
盤・配線等	赤外線診断

## 約1年ごとの点検

機器を部品ごとに分解し、細部まで確認している。



配管減肉の点検状況

蒸気タービンの分解点検

## 原子力発電所の保全活動の流れ

原子力発電所の保全活動は、抜けや漏れがないように設備をリスト化し、特性に応じて点検頻度や方法をきめ細かく選定した上で、計画的に実施している。また、活動結果を踏まえた改善を繰り返し行っている。

保全対象範囲の策定

点検する必要がある設備を網羅してリストアップし、データベース(原子力保全総合システム(M35))を活用し管理している。

保全の重要度の策定

点検する機器を、それぞれの役割に応じた重要度ごとに整理し、点検のグレードをきめている。

保全計画の策定

機器の部位、部品ごとに、その傷みやすさ(劣化)を科学的に整理し、それぞれに適した点検の方法(診断、分解や取替えなど)と実施頻度をきめて、設備の信頼性を高く維持している。

保全の実施

(機器の保全計画の例)

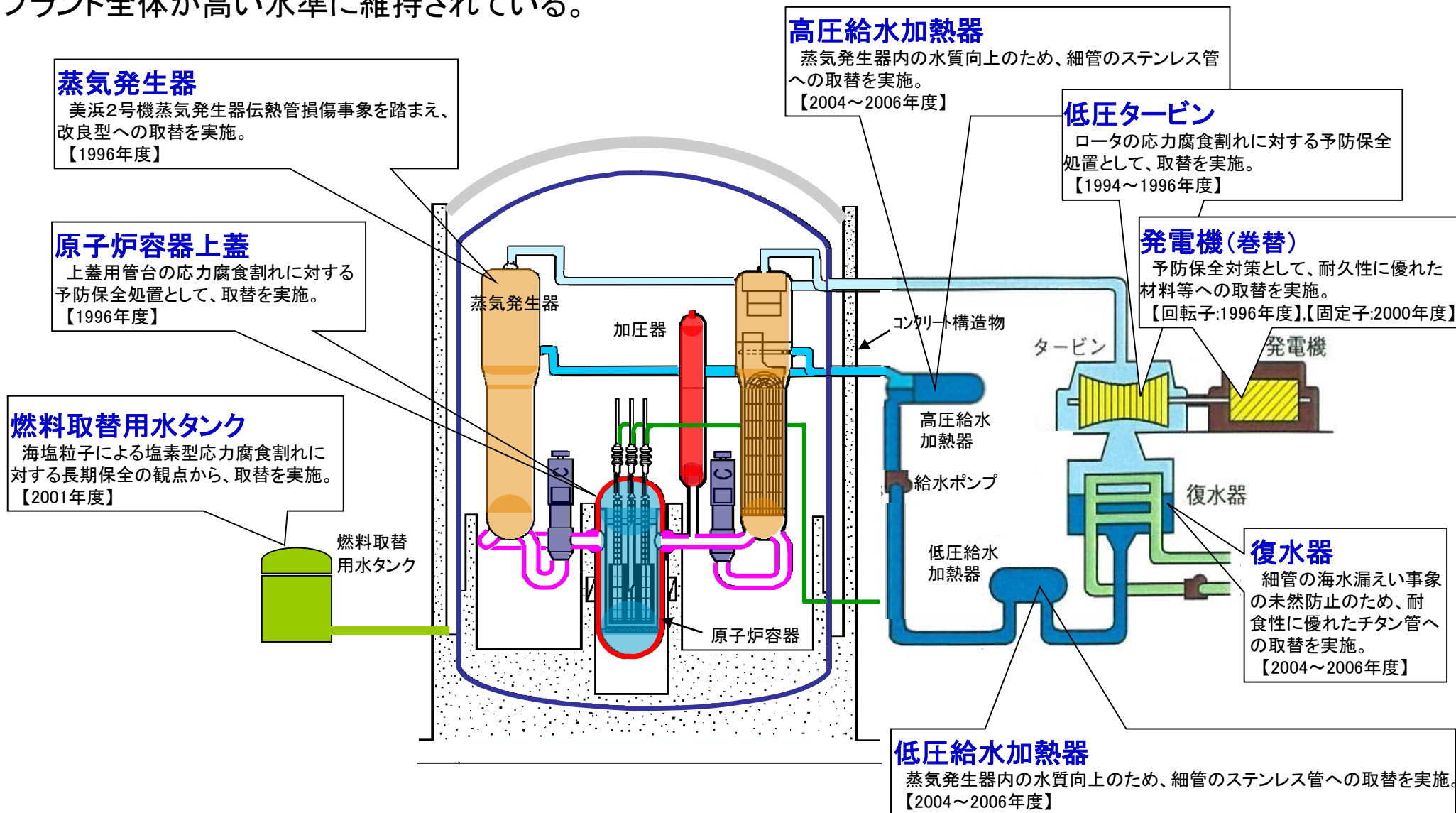
	劣化事象	点検内容	点検期間
部品1	割れ	非破壊検査	5年ごと
部品2	摩耗	寸法計測	3年ごと
部品3	腐食	目視点検	1年ごと

点検結果を受けた改善

点検した結果を確認し、前回までの点検が有効であったことを確認し、懸念があれば改善を図っている。

# 美浜3号機 これまでの保守管理について

発電所では設備・機器全てについて、これまで保全計画に基づくきめ細かい保守管理を実施してきている。経年劣化が顕在化しないよう、使用材料等の改良も踏まえた、大型機器の取替えも積極的に実施しており、プラント全体が高い水準に維持されている。




青字: 予防保全対策等の観点から取替済み

## ◆従来から進めてきた対応（福島第一原子力発電所事故前）

○法令上の運転期間の制限はなく、国の法律（実用炉規則）に基づいて、プラント運転開始から30年の時点と、それ以降10年ごとに機器等に対する高経年化対策を行うことが義務付けられてきた。

○美浜3号機については、運転開始後30年に相当する2006年に、60年間の運転を想定した評価を実施し、60年間の運転が可能との見通しを得ていた。

国は、学識経験者の専門的な意見を聴きつつ、2006年7月にこの評価結果を妥当として評価し、原子力安全委員会に報告するとともに公表した。

 経年劣化に対する技術評価の結果から、60年間の運転が可能と考えていた。

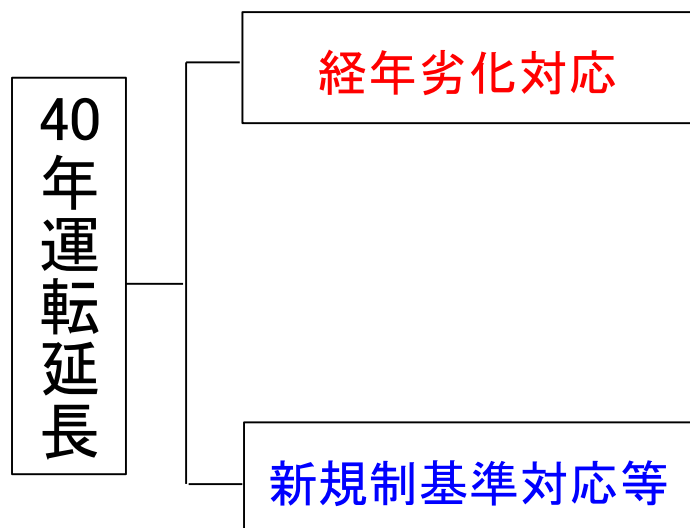


# 運転期間法制化への対応

## ◆新たなしくみによる対応（福島第一原子力発電所事故後）

- ◆ 法的に運転期間を40年とし、認可を得れば1回に限り最大20年の運転期間の延長ができる運転期間延長認可制度が設けられた。

運転期間延長のためには、60年を想定した劣化に対する評価だけでなく、最新の新規制基準への適合が必要。 ⇒さらなる安全性向上対策の実施



- 安全上重要な設備・機器全てについて、部品レベルに展開し、想定される劣化事象について、60年を想定した劣化評価を実施し健全性を確認するとともに、長期の保守管理方針を策定。
- 取替が困難な、原子炉容器、原子炉格納容器、コンクリート構造物については、特別点検を実施し、点検結果を踏まえた健全性評価を行って、改めて60年運転に問題がないことを確認。
- 基準への適合のため以下の対策工事を実施
  - 重大事故等対策、自然現象(津波、竜巻等)に対する備え
  - 上記に加えて以下の対策工事を実施
    - ・ケーブル火災対策
- 最新の技術導入
  - ・中央制御盤の視認性、操作性等の向上
  - ・待機所として免震事務棟の設置

## ◆劣化状況評価(60年を想定した評価)

評価対象設備<sup>※</sup>を構成する部品レベルに分解し、これまで蓄積してきた高経年化技術評価の知見を基に、最新のトラブル情報等の運転経験や研究成果等の知見も踏まえて、想定される劣化事象を抽出、それらに対する健全性評価を実施している。

### 余熱除去ポンプに想定される劣化事象の例

機器	部位	材料	経年劣化事象
余熱除去ポンプ	主軸	ステンレス鋼	摩耗
			疲労割れ (フレットング疲労割れ)
			疲労割れ (高サイクル疲労割れ)
	羽根車	ステンレス鋼鋳鋼	腐食 (キャビテーション)
	軸受箱	鋳鉄, 炭素鋼鋳鋼	腐食 (全面腐食)
	軸継手	低合金鋼, 炭素鋼	摩耗
	潤滑油ユニット	炭素鋼, 鋳鉄	腐食 (全面腐食)
	増速機歯車	低合金鋼	摩耗
	増速機ケーシング	鋳鉄	腐食
	ケーシング	ステンレス鋼鋳鋼	疲労割れ
			応力腐食割れ
	ケーシングカバー	ステンレス鋼鋳鋼	疲労割れ
応力腐食割れ			

※評価対象設備数  
美浜3号機: 約3500

ポンプ、容器、配管、  
熱交換器、弁、  
電気計装設備、タービン等  
(重大事故等対処設備等の追加)

### 【福島事故を踏まえて強化された主な劣化状況評価】

- ・ 常設重大事故等対処設備を評価対象として追加
- ・ 特別点検結果や、劣化を考慮したうえで重大事故等時の厳しい環境条件を踏まえた評価を実施

+

- ・ 劣化を考慮したうえでの最新Ss基準地震動に基づく耐震安全性と基準津波に基づく耐津波安全性を評価



# 原子炉容器の疲労割れに対する評価

金属疲労の評価のために想定する運転操作等の回数の考え方

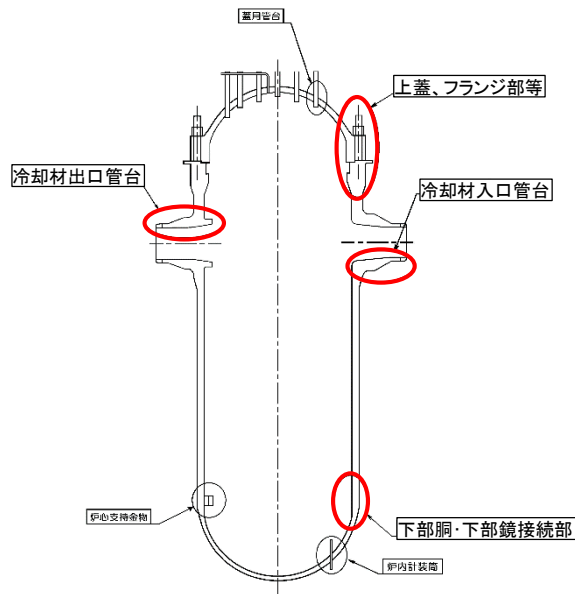
- 【建設時】 ・設計確認上、保守的な運転操作回数(起動・停止200回など)を設定して評価
- 【運転期間延長時】 ・これまでの運転実績の操作回数等を基にして60年時点の操作回数を保守的に想定※して評価  
(※今後60年までの将来分の発生回数は、実績頻度の1.5倍以上の頻度で発生すると想定)

美浜3号機の疲労評価で想定した運転操作回数(例)

運転操作 (代表例)	建設時の想定回数	現在※1までの回数	60年時点の想定回数
原子炉起動	200	46	78
原子炉停止	200	44	78
負荷上昇	18300	368	706
負荷下降	18300	353	691

※1 運転操作回数調査を行った2010年度末時点の回数

【美浜3号機 原子炉容器に対する疲労評価例】



美浜3号機 運転延長認可申請の疲労評価結果(例)

原子炉容器の評価部位	疲労累積係数
冷却材入口管台	0.038
冷却材出口管台	0.047
上蓋※2、上蓋フランジ※2、胴フランジ	0.011
下部胴、下部鏡接続部	0.004

※2 原子炉容器上蓋(フランジ含む)は取替え後の期間における疲労評価結果

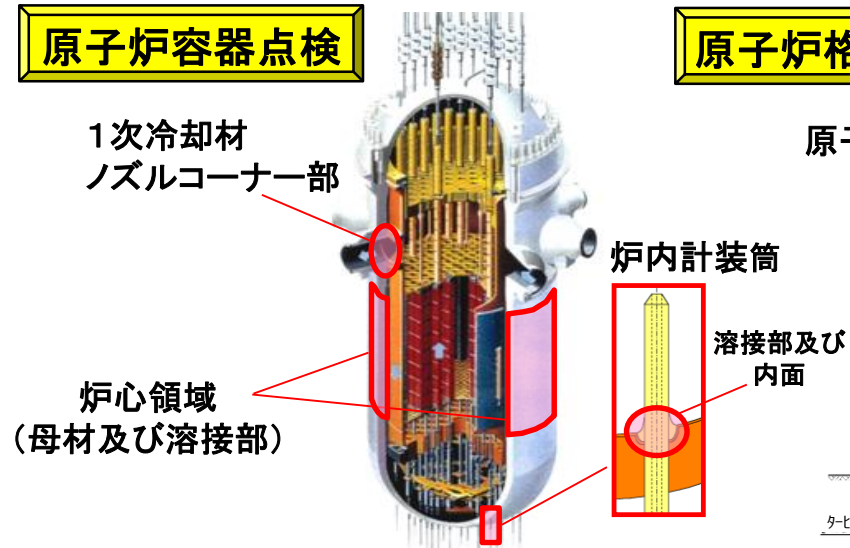
許容値(疲労累積係数が1以下)に対し大きな裕度をもった評価結果となっているので、起動停止回数などが想定を超えても、直ちに疲労割れが発生することはありません。

# 取替困難な機器の特別点検の概要

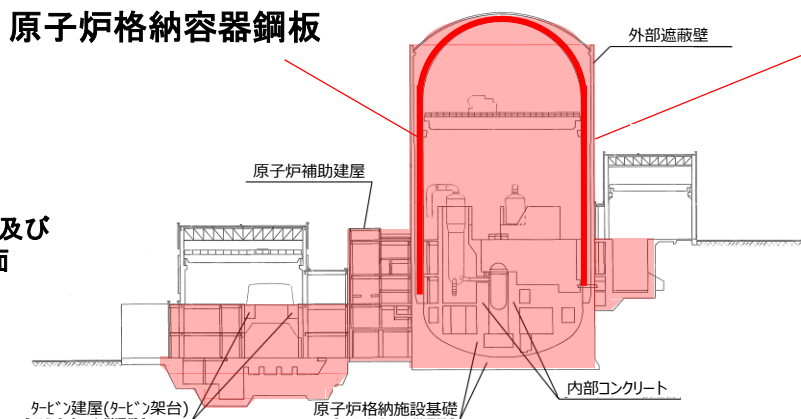
## ○特別点検の内容

対象機器	対象部位	点検方法
原子炉容器	母材及び溶接部(炉心領域100%)	超音波探傷試験※ <sup>1</sup> による欠陥の有無の確認
	1次冷却材ノズルコーナー部	渦流探傷試験※ <sup>2</sup> による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒(全数)	目視試験による溶接部の欠陥の有無の確認及び渦流探傷試験による計装筒内面の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	原子炉格納施設 原子炉補助建屋 等	採取したコアサンプル(試料)による強度等の確認

### 原子炉容器点検



### 原子炉格納容器点検



### コンクリート構造物点検

原子炉格納施設  
原子炉補助建屋 等

※1: 超音波の反射によって欠陥の有無を確認

※2: 材料に渦電流を発生させ、その電流の変化によって表面欠陥の有無を確認



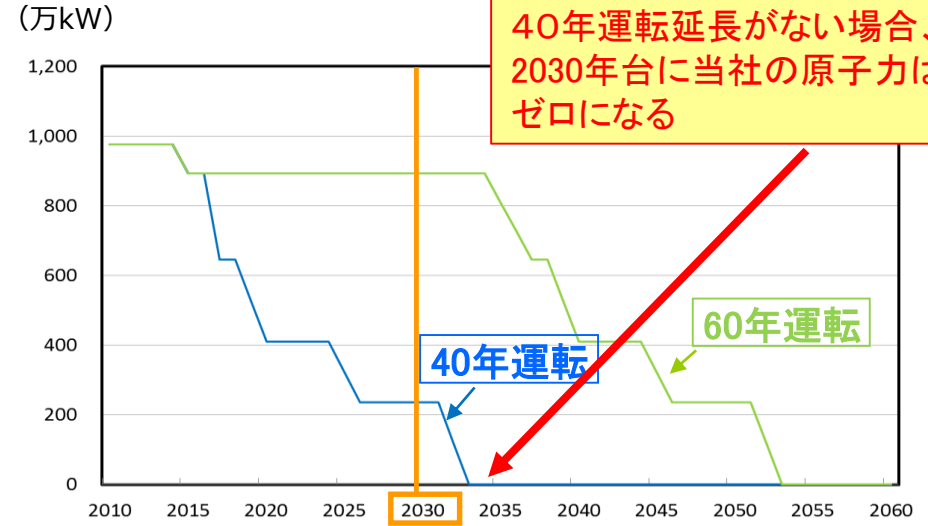
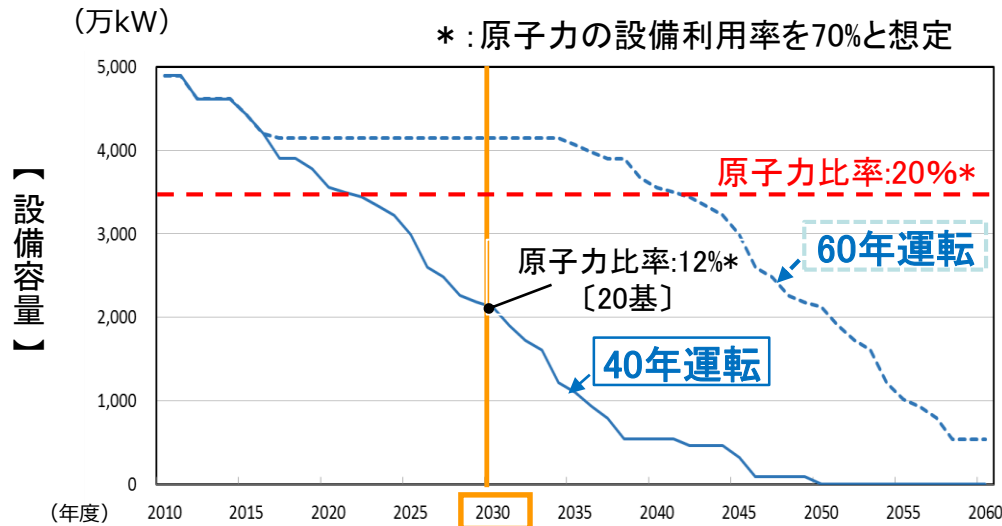
点検結果 : 異常は認められなかった

(現地データ取得期間: H27.5.16~H27.8.11)

# 今後の原子力発電の推移

## 全国

## 関西電力



➤ 40年運転とした場合、2030年における原子力発電の比率は12%となり、国の長期エネルギー需給見通しに示された20～22%に及ばない。



➤ 40年運転延長がない場合、2030年台に関西電力の原子力がゼロとなるおそれがある。

- 大型機器の取替などを含む計画的な保全活動を継続的に実施し、当社として、60年を想定した特別点検・劣化評価を実施して、機器・設備の健全性を確認。
- エネルギー自給率が5%という極めて低い我が国においては、「エネルギーセキュリティの確保」、「経済性」、「地球環境問題への対応」の観点から、原子力発電の果たす役割は大きく、国の長期エネルギー需給見通しにおいて、2030年度における原子力発電の比率は20～22%と一定の割合を確保することが明記されている。

当社としても、原子力発電は重要な電源であり、安全性の確保を大前提として、国により安全性を確認されたプラントは、40年以降の運転を目指すプラントを含めて、今後も有効に活用していくことが重要。

- 今後とも、原子力発電の安全性をたゆまず向上させていくとの強い意志と覚悟を持って、原子力の運営を行ってまいりたい。

# 添付資料

## 美浜発電所 3号機

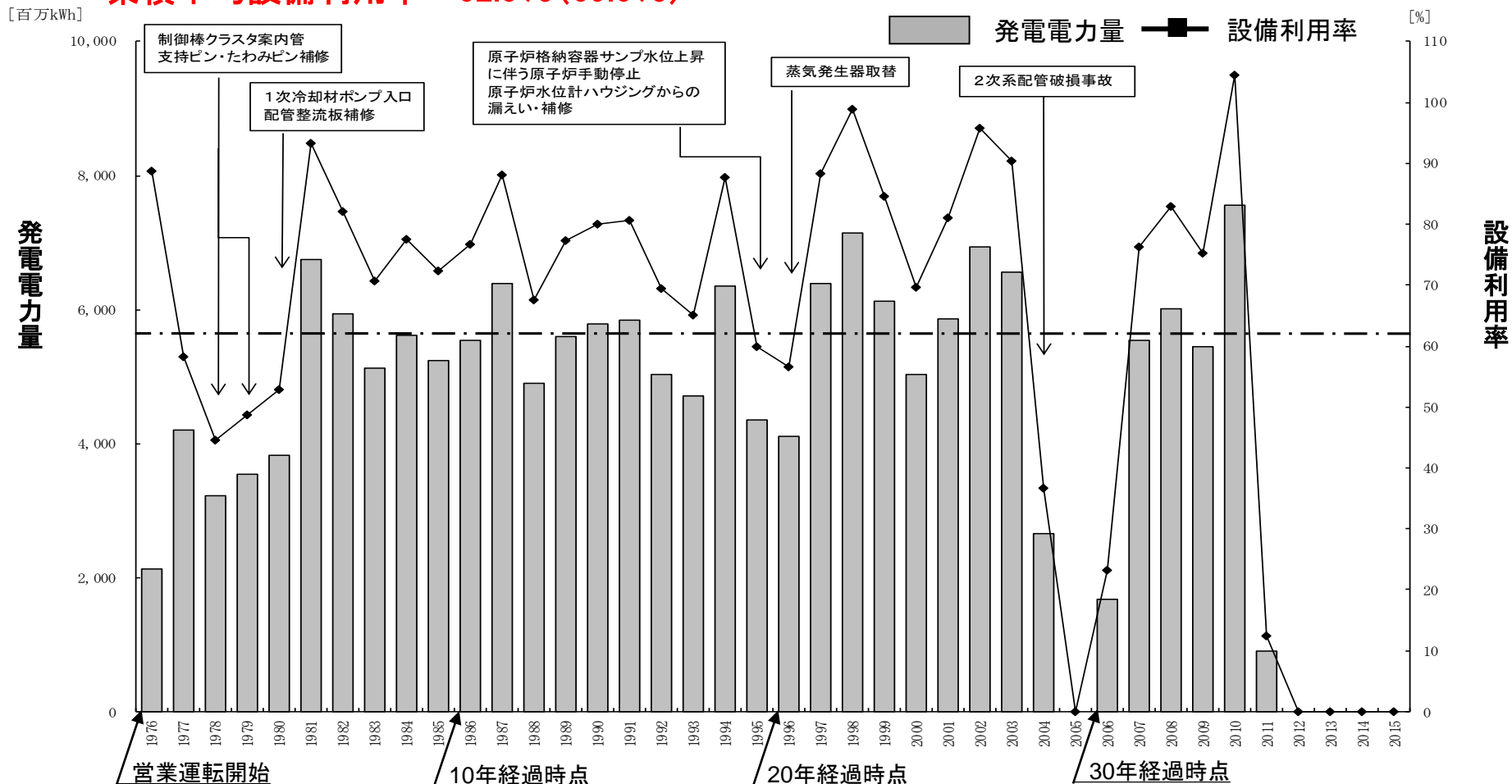
高経年化技術評価の概要等について

# 運転状況の推移

## ○発電電力量・設備利用率の年度推移

過去約40年の運転期間の発電電力量・設備利用率の推移は下図のとおりであり、2004年8月に2次系配管破損事故を発生させ停止している期間がある。事故への対策を行った後の運転については、供用期間の長期化に伴った発電電力量・設備利用率の低下を示す明確な傾向は認められていない。

**累積平均設備利用率=62.5%(69.6%)** ※: ( )内は、福島第一原子力発電所事故後の定期検査開始までの設備利用率

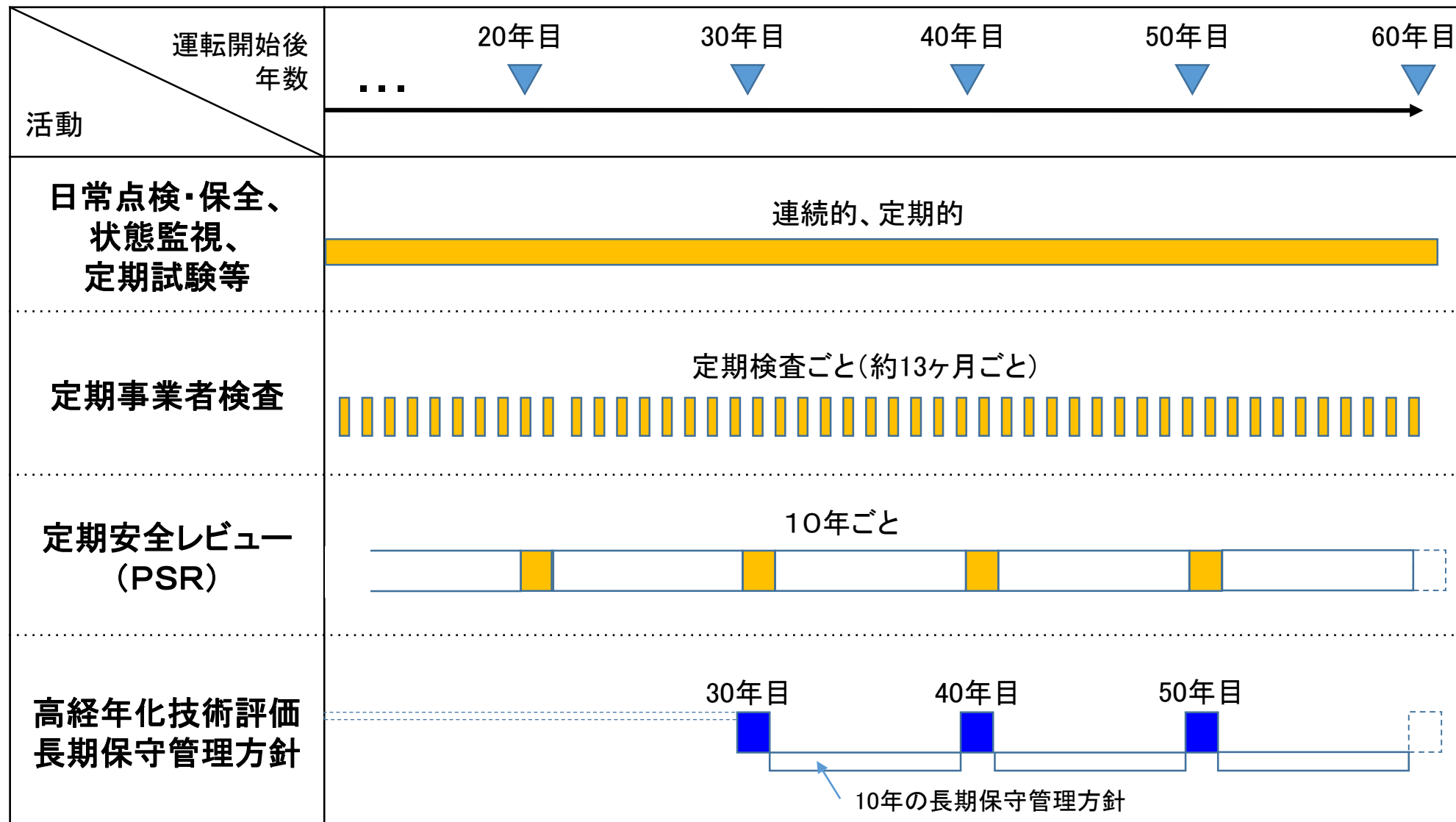


発電電力量・設備利用率の年度推移



# 原子力発電所の保全活動の概要

- 発電所の設備は、その重要度を勘案して策定した保全計画に基づいてきめ細かい保守管理を実施
- 年に1回の定期検査時に、設備・機器ごとの保全計画に基づく点検・検査と経年劣化予測に基づき、必要に応じて補修・取替を実施



# 運転期間延長認可申請に係る概要

参考3

運転期間延長認可申請は、以下を実施し、延長しようとする期間(20年)の運転を想定した技術評価を行い、設備の健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

①特別点検の実施、②劣化状況評価、③保守管理に関する方針策定

## ①特別点検の実施

これまでの運転に伴う設備の劣化状況把握のために実施。

対象設備	特別点検の内容
原子炉容器	炉心領域部、ノズルコーナ部、炉内計装筒管台部に対する点検による欠陥の有無を確認
原子炉格納容器	鋼板の塗膜状態の確認
コンクリート構造物	コアサンプルによる強度、遮蔽性能の確認

## ○ 最新知見・運転経験等

国内外における最新の情報を入手し、知見を拡充。

- ・最新の経年対策に係るガイド等による評価
- ・長期保守管理方針の実施
- ・国内外におけるトラブル知見の反映

## ○ 新規制基準への対応

新規制基準適合のための追加設備、条件等を確認。

- ・設計基準事故対処設備(浸水防止設備等)
- ・重大事故等対処設備(空冷式ディーゼル発電機等)

## ②劣化状況評価

原子力発電所の安全上重要な機器及び構築物等に対して、延長しようとする期間の運転を想定した設備の健全性評価を実施。

評価にあたっては、下記の知見を取り込み、健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

- 特別点検の結果
- 最新知見・運転経験等
- 最新の技術基準

## ③保守管理に関する方針策定

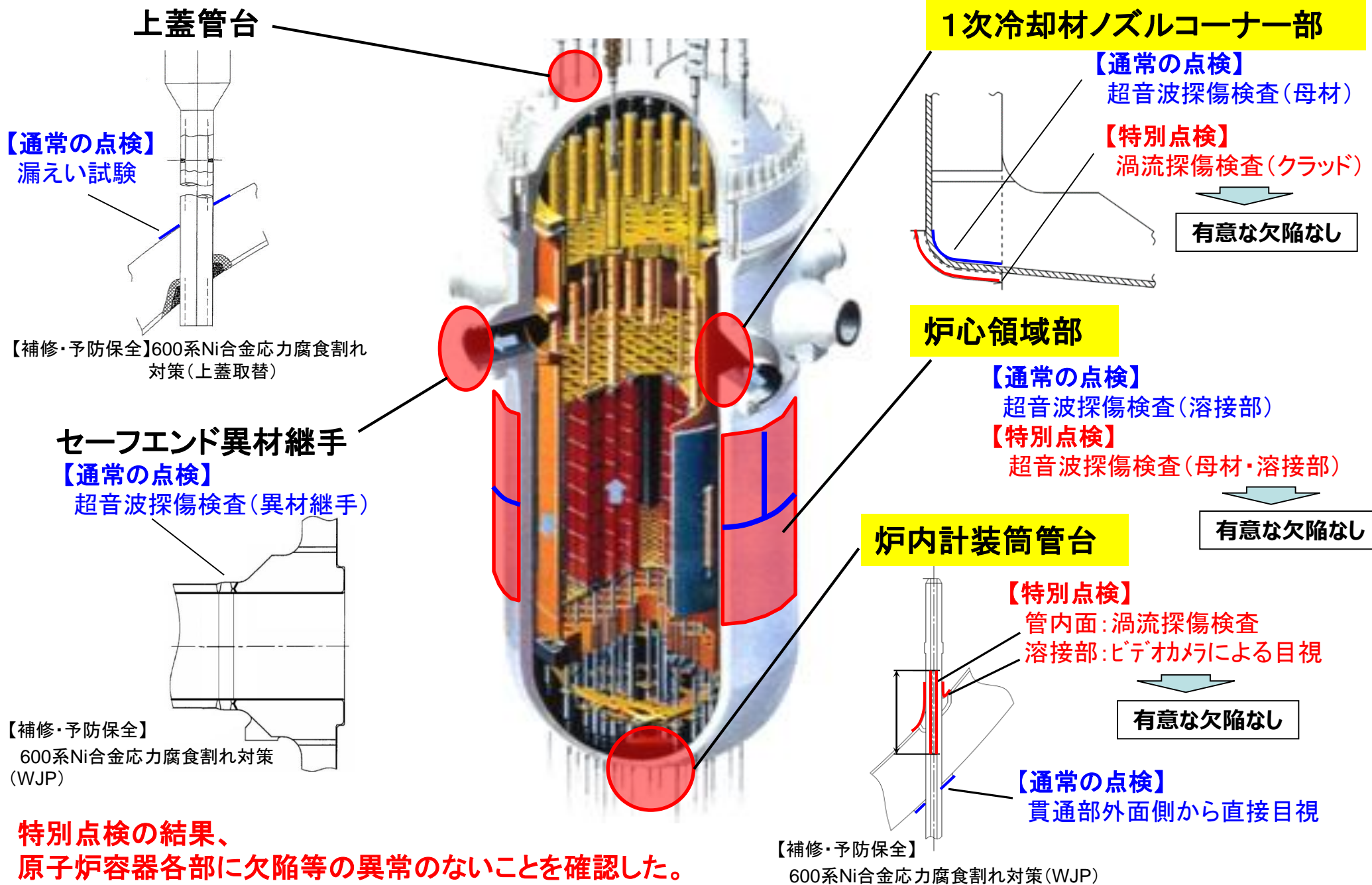
延長しようとする期間に実施すべき保守管理に関する方針を策定。

(長期保守管理方針として保安規定に反映)

保守管理に関する方針の確実な実施と、保全活動の継続により、延長しようとする期間の設備健全性を確保する。

# ①-1 特別点検の実施結果(原子炉容器)

参考4

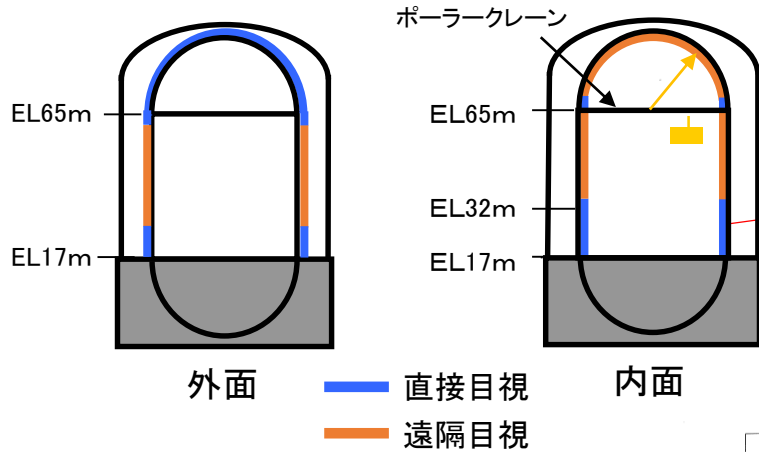


# ①-2 特別点検の実施結果(原子炉格納容器、コンクリート構造物)

参考5

## ○原子炉格納容器鋼板

目視点検で、構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし



### (半球部内面)

- ・ポークレーン上から遠隔目視

### (円筒部内面)

- ・高所は搭乗設備から直接目視もしくは遠隔目視
- ・架台や機器等により搭乗設備が近寄れない箇所はオペフロ床面等から遠隔目視
- ・各フロアの床面及び歩廊等から近寄れる箇所は直接目視

### (半球部外面)

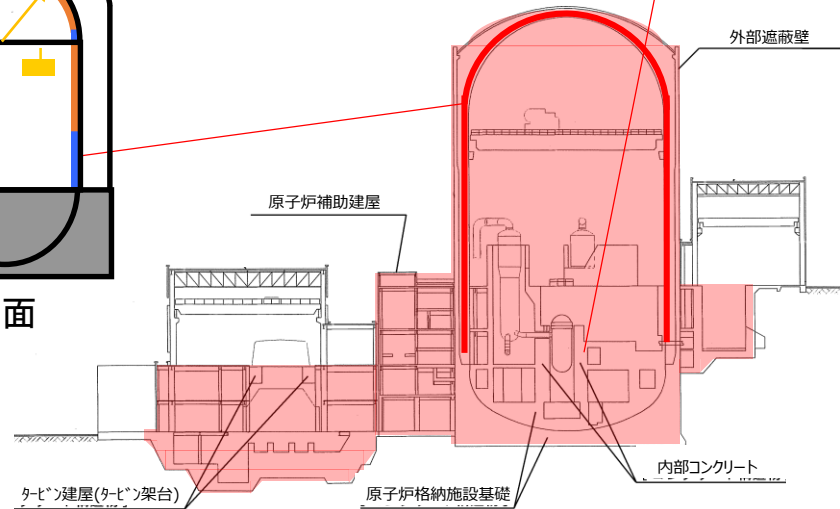
- ・歩廊から直接目視

### (円筒部外面)

- ・吊り下げ装置を用いて遠隔目視
- ・歩廊等から近寄れる箇所は直接目視

## ○コンクリート構造物(原子炉格納施設、原子炉補助建屋等)

コンクリートのコアサンプル約150個を採取して点検し、コンクリートの構造物の健全性に影響を与える劣化なし(強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応)



強度の点検事例  
(耐圧試験機による確認)



コアサンプル採取状況



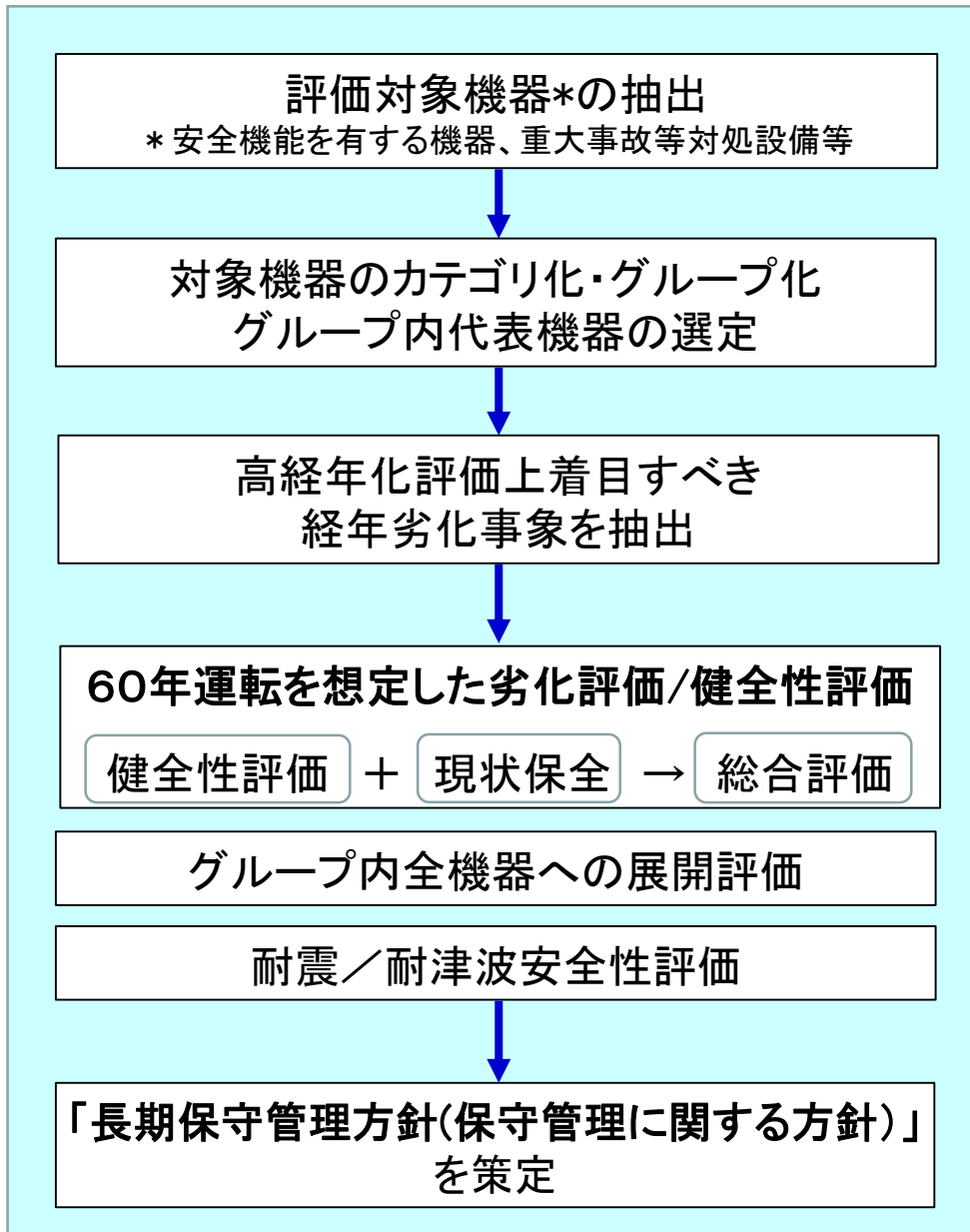
コアサンプル



中性化の点検事例  
(フェノールフタレイン溶液による確認)

# ② 高経年化技術評価(劣化状況評価)の概要

## 高経年化技術評価の流れ



### [ 主な劣化事象 ]

- 低サイクル疲労割れ
- 原子炉容器の中性子照射脆化
- 照射誘起型応力腐食割れ
- 2相ステンレス鋼の熱時効
- 電気・計装品の絶縁低下
- コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

### 40年目の追加評価

- ・経年劣化傾向の評価(30年目評価との比較)
- ・保全実績の評価
- ・30年目の長期保守管理方針の有効性評価

反映

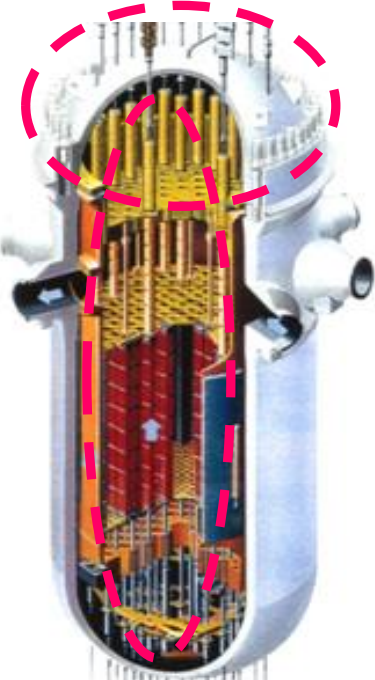
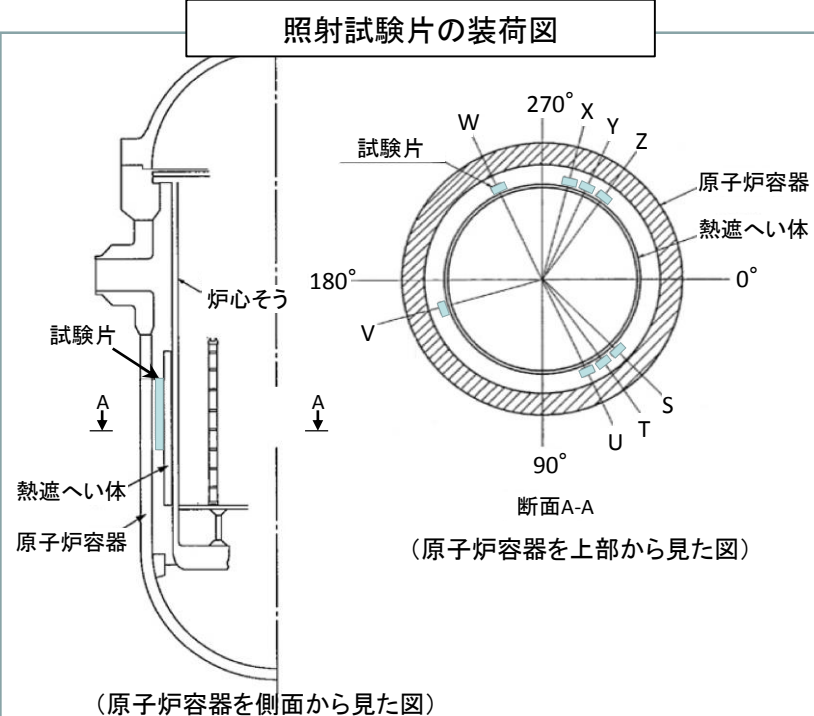
### 【新規制基準への適合に係る追加評価】

- ・**重大事故等対処設備等の追加**
- ・**重大事故等時の環境等条件を踏まえた評価**
- ・**最新Ss基準地震動による評価**



# ②-1 取替困難な機器の評価(原子炉容器)

## ◆原子炉容器の劣化評価

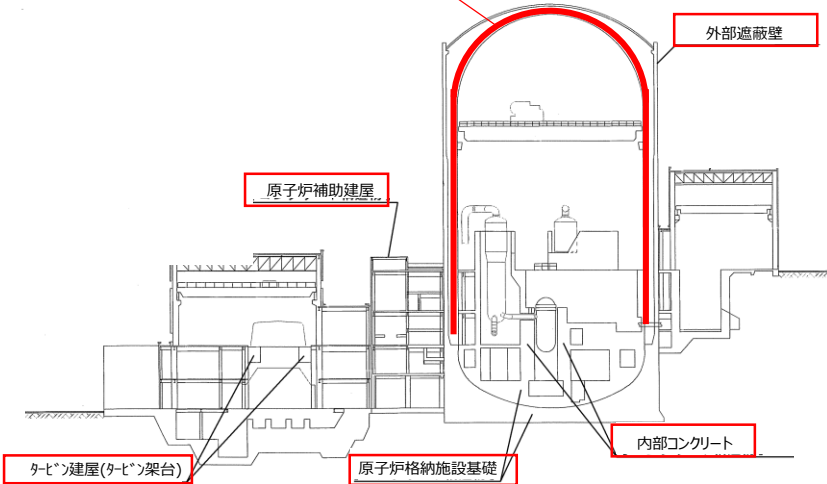
機器	経年劣化事象	劣化に対する評価内容
原子炉容器	中性子照射脆化	<p>燃料からの高い中性子照射を受ける胴部(炉心領域)については中性子照射脆化が想定される。</p> <p>しかしながら、炉内に装荷している監視試験片の分析結果などを基に60年間の照射量を受けた胴部の脆化予測を実施し、健全性に問題ないことを確認している。</p> <p>また、特別点検において胴部内表面の超音波探傷検査を実施し、脆性破壊の起点となるような有意なき裂がないことを確認している。</p> <p><b>【中性子照射脆化が想定される部位】</b></p>   <p><b>上蓋、内部構成部品は取替が可能</b></p> <p>原子炉容器よりも内側に照射試験片を装荷し、計画的に取り出して試験することにより脆化の程度を先行的に把握。</p>



# ②-2 取替困難な機器の評価(原子炉格納容器)


参考8

## ◆原子炉格納容器の劣化評価

機器	経年劣化事象	劣化に対する評価内容
原子炉格納容器	腐食	<p>【劣化評価の対象部位：原子炉格納容器鋼板】</p> <p>原子炉格納容器鋼板は、炭素鋼製であるが表面に防食塗装を施工しているため、<u>塗膜が健全であるかぎり、鋼板の腐食の懸念はない。</u>(塗膜の健全性が損なわれた場合には鋼板の結露等により腐食環境に曝され、腐食発生の可能性はある。)</p> <p>原子炉格納容器の塗装は、<u>定期的に塗膜の点検・保守を実施することにより塗膜の健全性を維持しており、今後も現状の保守管理により原子炉格納容器鋼板に腐食が発生する可能性はないと評価。</u></p> <p><u>特別点検では、改めて原子炉格納容器鋼板の点検を実施し、有意な腐食、塗膜の劣化等のないことを確認した。</u></p> <div style="text-align: right; border: 1px solid red; border-radius: 15px; padding: 5px; color: red;">             部分的に取替可能なところはあるが、全体としての取替困難         </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p style="text-align: center;">原子炉格納容器鋼板</p> <p>外部遮蔽壁</p> <p>原子炉補助建屋</p> <p>内部コンクリート</p> <p>原子炉格納施設基礎</p> <p>タービン建屋(タービン架台)</p> </div> <p style="text-align: right; margin-top: 20px;">原子炉格納容器鋼板板厚： 約19～約38mm</p> <p style="text-align: right; margin-top: 10px;">□ : コンクリート構造物を示す</p>

# ②-3 取替困難な機器の劣化評価(コンクリート)

## ◆コンクリート構造物の劣化評価

構造物	経年劣化事象	劣化に対する評価内容
コンクリート	遮蔽能力低下 ・強度低下	<p>原子炉格納容器外部遮蔽壁などからコアサンプルを採取し、試験により強度等の低下が生じていないことを確認するとともに、試験結果に基づいて日本建築学会、土木学会等の評価方法を用いて60年での健全性が確保されることを評価している。 (特別点検では約150本/プラントのコアサンプルを採取)</p> <p>部分的に取替可能なところはあるが、全体としての取替困難</p> <p>コアサンプル</p>  <p>○<u>熱、放射線照射による強度低下</u> コンクリートの最高温度が制限値以下であり、また、60年時点の中性子照射量が基準値以下であること、ガンマ線照射量はごく一部基準値を超えるがその範囲は軽微であることから、健全性評価上問題とならない。</p> <p>○<u>中性化</u> 60年時点の中性化深さの評価値が基準値以下であり、健全性評価上問題とならない。また、特別点検結果から十分保守的な評価であることを確認した。</p> <p>○<u>塩分浸透</u> 特別点検結果を踏まえ、60年時点の鉄筋腐食減量を評価した結果、基準値以下であり、健全性評価上問題とならないことを確認した。</p>

# ②-4 高経年化技術評価(劣化状況評価)の結果

## [高経年化技術評価の結果]

現在行っている保全活動の継続及び一部の機器・構造物の追加保全を講じる(※)ことで、プラント全体の機器・構造物の60年までの健全性が確保されることを確認し、「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に適合することを確認。

主要な劣化事象の評価結果(例)	原子炉容器の中性子照射脆化(※)	中性子照射脆化による靱性の低下を考慮しても、原子炉容器が破壊に至らないことを確認
	低サイクル疲労(※)	運転操作による今後の金属疲労の蓄積を考慮しても、原子炉容器等の疲労割れが発生しないことを確認
	コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下	熱や放射線照射などの影響を考慮しても、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下が生じないことを確認
	電気・計装品の絶縁低下	熱や放射線照射などの影響を考慮しても、電気・計装品に有意な絶縁低下が生じないことを確認
	照射誘起型応力腐食割れ	中性子照射の影響を考慮しても照射誘起型応力腐食割れは発生せず、炉心の健全性に影響しないことを確認
	2相ステンレス鋼の熱時効	熱時効による材料の劣化を考慮しても、1次冷却材管等が破壊に至らないことを確認
	耐震安全性評価	種々の経年劣化及び地震時に発生する応力等を考慮しても、耐震安全性に問題のないことを確認

※: 追加保全を講じることとしている内容については、以下の通り。

黒字: 高経年化技術評価の結果

青字: 長期保守管理方針(保守管理に関する方針)

### 高経年化技術評価の結果(例)と長期保守管理方針

#### 【原子炉容器の中性子照射脆化】

過去4回の監視試験片調査(脆化予測)により、中性子照射脆化が構造健全性上、問題とならないこと、及び現状の保全の適切性を確認

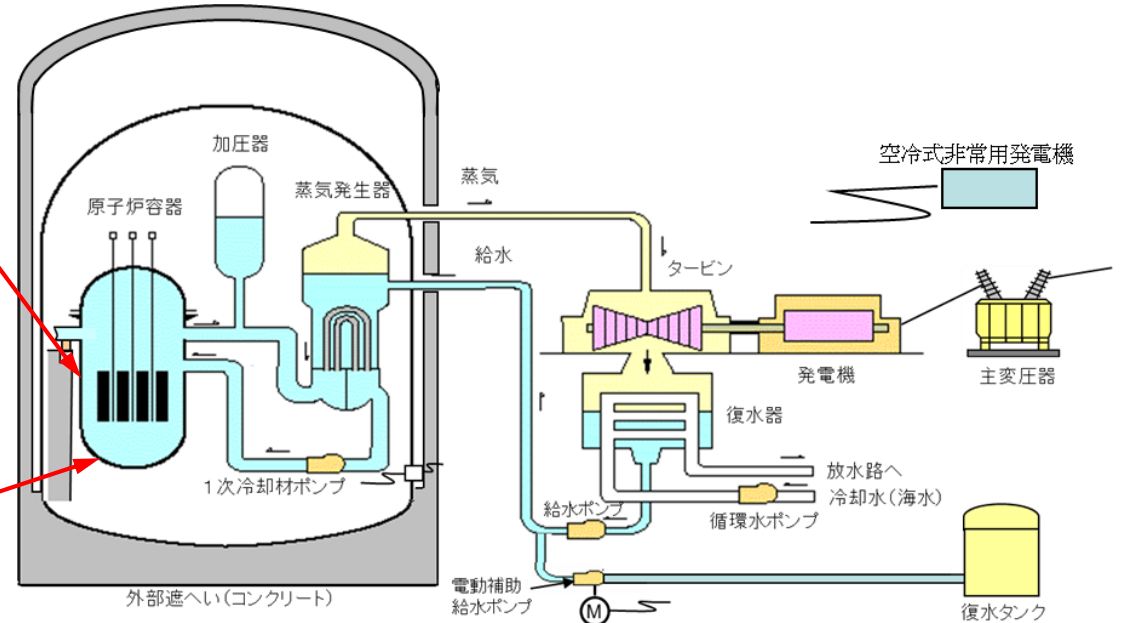
⇒第5回監視試験片調査を実施

#### 【原子炉容器等の低サイクル疲労】

損傷発生の可能性はないこと、及び現状の保全の適切性を確認

⇒過渡回数を確認を継続的に実施

(推定過渡回数を上回らないことを確認)



## 【中性子照射脆化とは】

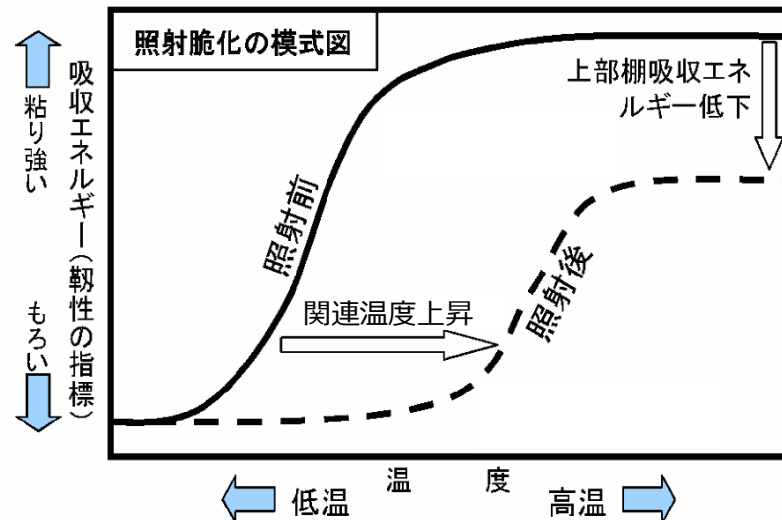
### 金属(炭素鋼・低合金鋼)の性質

高温状態では粘りが強く、温度低下とともに、脆くなる性質を有する。



### 中性子が照射されることによる影響

中性子の照射に伴い、金属の粘り強さが徐々に低下すると共に、粘り強さが失われる温度が高くなる。  
[金属の粘り強さが失われ、衝撃に弱くなる温度が高くなることを遷移温度(関連温度)の上昇という]



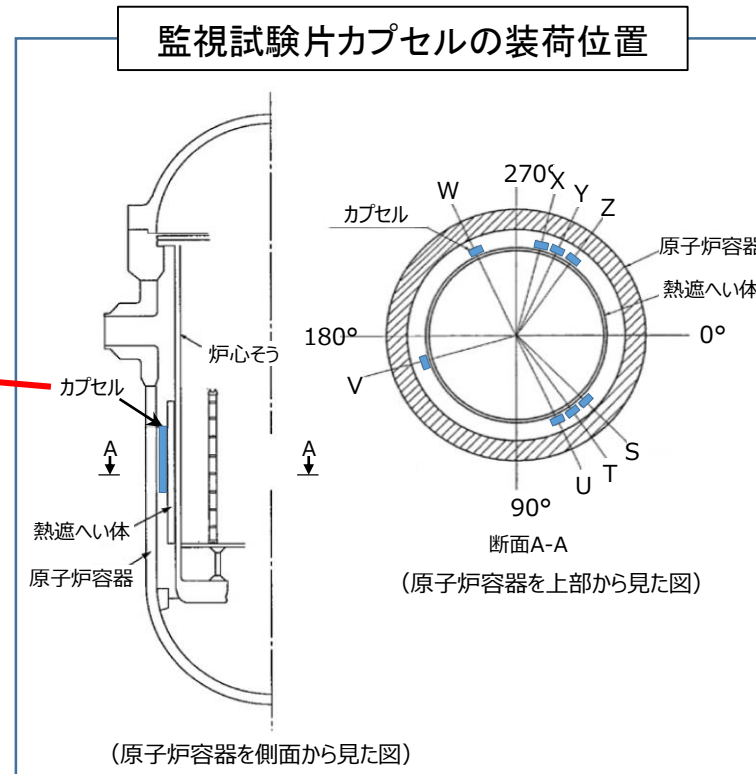
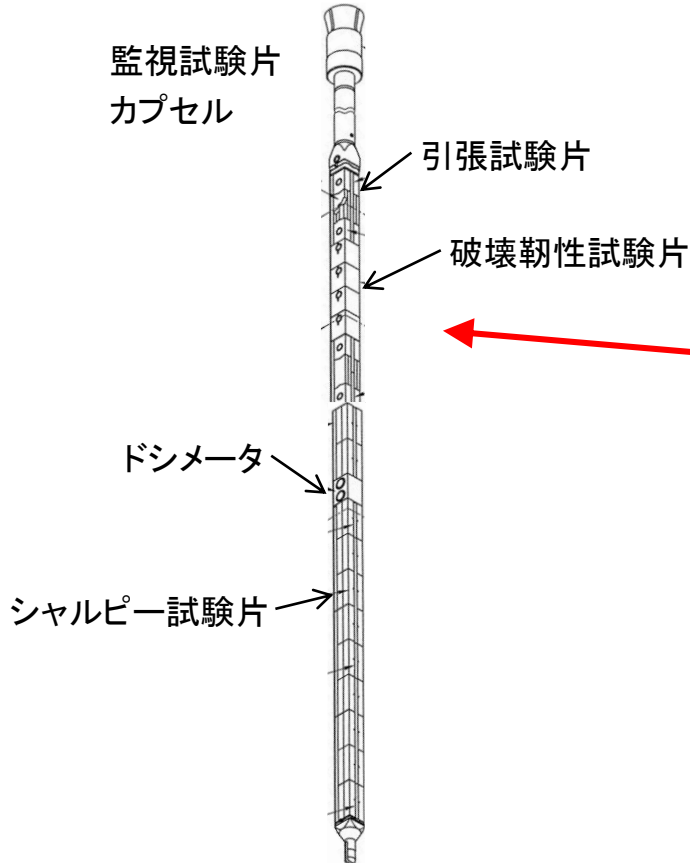
### 中性子照射脆化のメカニズム

金属材料の照射脆化は、中性子照射によって生じる空孔と格子間原子の拡散や、それらと溶質原子の相互作用を通じておこるマイクロな組織変化およびマイクロな組成変化が原因

## 【中性子照射脆化に対する脆化度合いの把握】

あらかじめ原子炉容器内に装荷している監視試験片カプセルを計画的に取り出して機械試験を行うことにより、原子炉容器の脆化度合いを先行して把握し、この監視試験結果を基に脆化予測を行うようにしている。

- ・建設時：8個装荷
- ・現時点：4個のカプセルを取り出し



原子炉容器よりも内側に監視試験片カプセルを装荷し、計画的に取り出して試験することにより脆化の程度を先行的に把握。

# 原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価(3/5)

## 【監視試験結果と脆化予測】

<母材の関連温度>

(単位:°C)

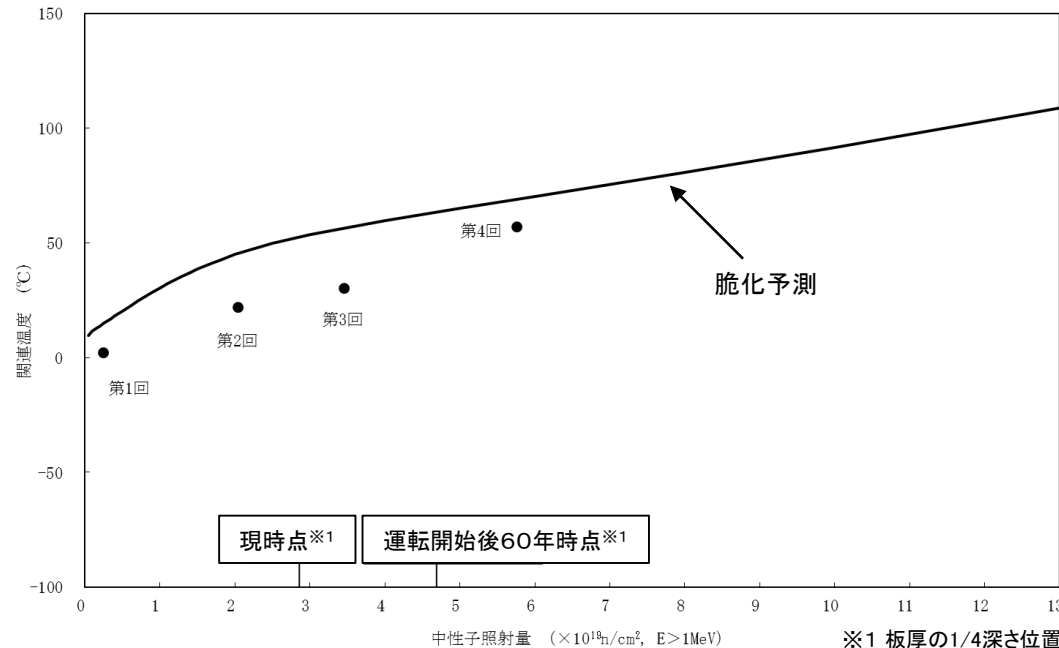
	初期値	第1回	第2回	第3回	第4回
美浜3号機	-20	2	22	30	57

<関連温度の予測値>

	評価時期	中性子照射量*1 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [E>1MeV]	関連温度*2(°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
美浜3号機	2015年11月時点	2.86	53	-7	-4
	運転開始後60年時点*3	4.69	64	3	7

監視試験結果に基づく国内脆化予測法(JEAC4201-2007/2013追補版)による評価結果において、脆化予測にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な傾向は認められない。

- \*1: 内表面から板厚tの1/4t深さでの中性子照射量
- \*2: 内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値
- \*3: 将来の設備利用率を80%と仮定して算出



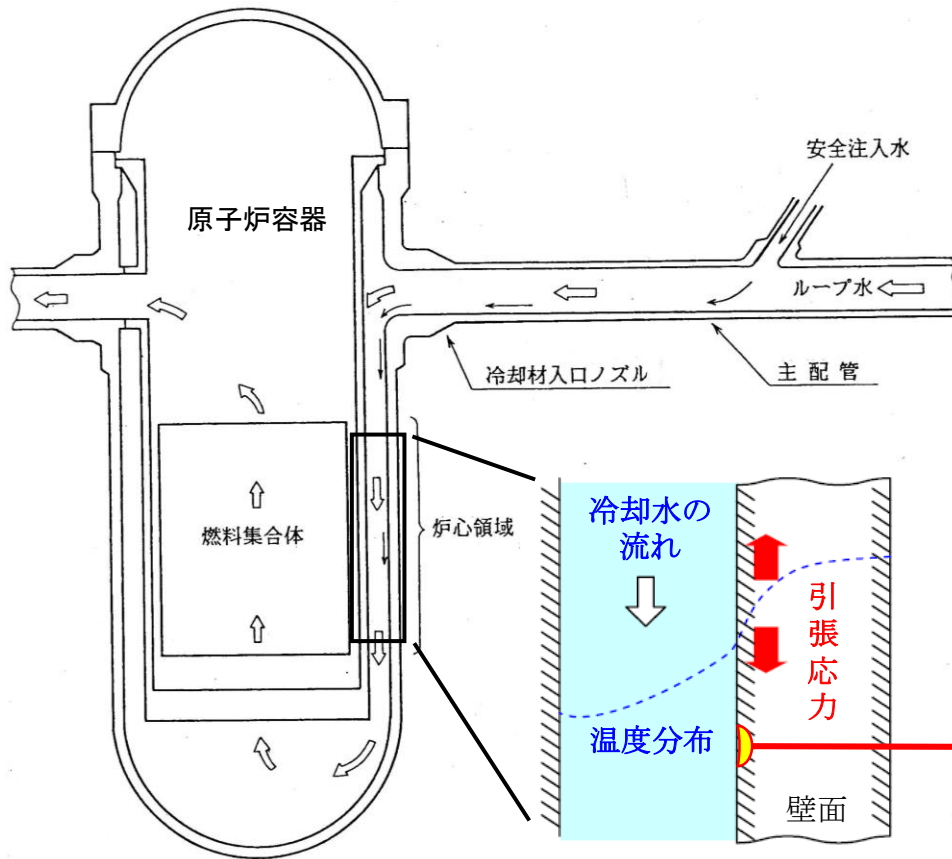
美浜3号機 監視試験結果および脆化予測(母材)

次回第5回目の監視試験を50年目までに実施する。



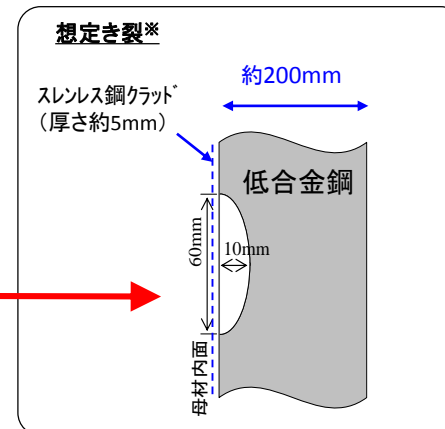
## 【中性子照射脆化に対する健全性の評価】

事故時に非常用炉心冷却系統(ECCS)が作動すると、原子炉容器内に冷却水が注入されるが、圧力が高い状態で原子炉容器の内・外面の温度差による力(熱膨張による力)と炉内の圧力が加わり、容器内面に大きな力が発生する。これを加圧熱衝撃(PTS)事象という。



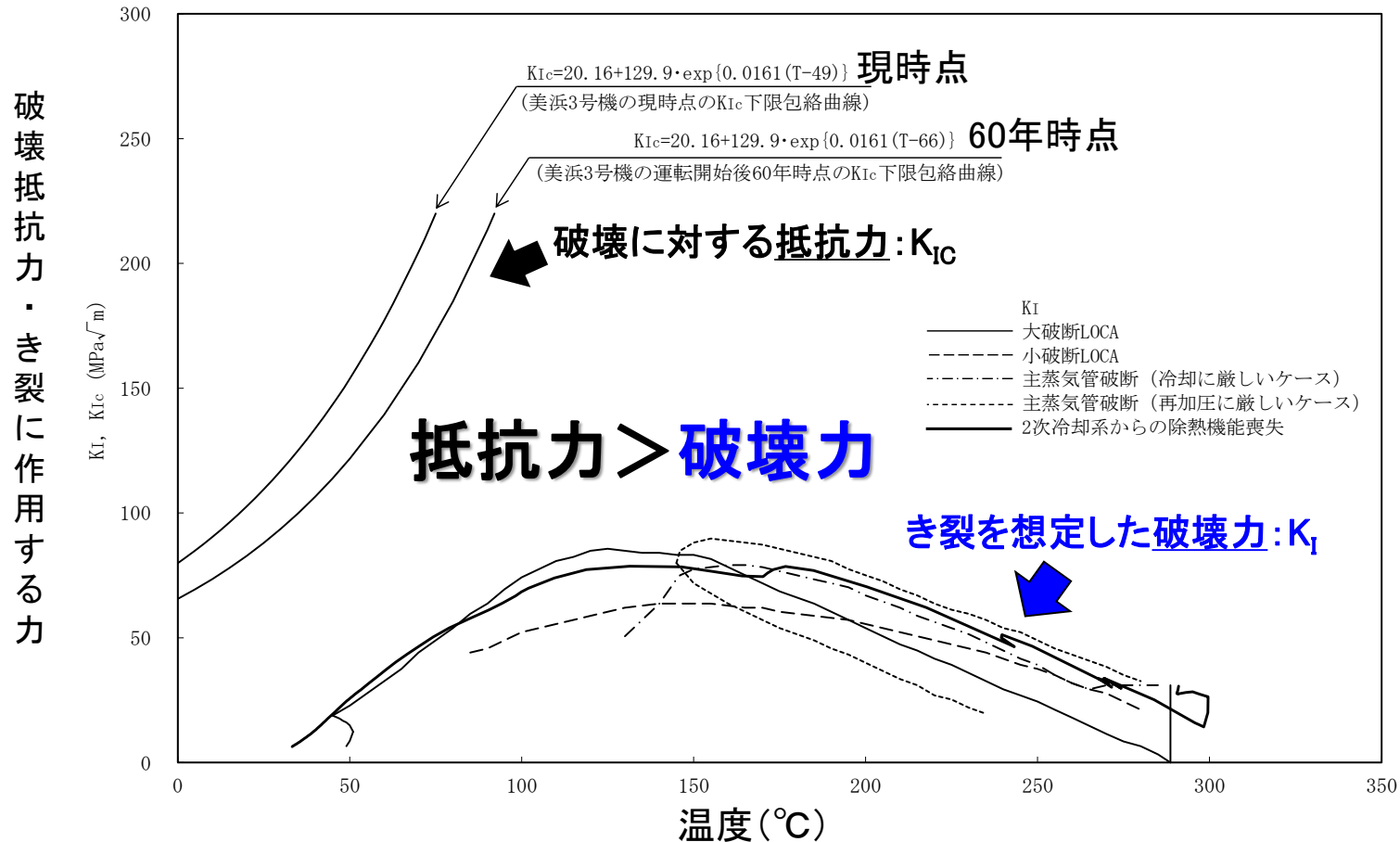
事故時の原子炉容器内の挙動

劣化評価では、60年までの運転による原子炉容器の照射脆化の程度を評価し、原子炉容器内面に欠陥を仮定した状態で、加圧熱衝撃事象が発生しても原子炉容器の健全性が確保されることを評価している。



※: 炉心領域全域に対する特別点検により、原子炉容器内面から深さ5mm以上の欠陥がないことを確認済

【評価結果】 60年時点の脆化予測においても、抵抗力 $K_{IC}$ が破壊力 $K_I$ を上回るため、原子炉容器は健全と評価される。



美浜3号機の健全性評価結果

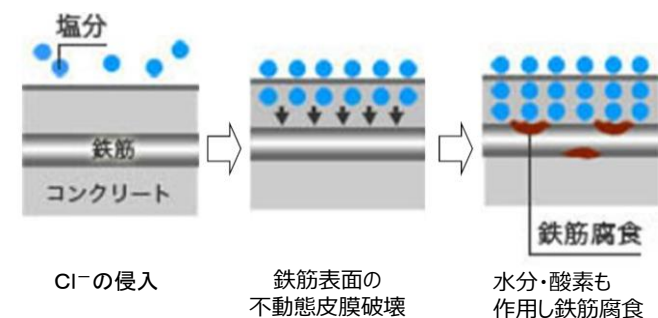
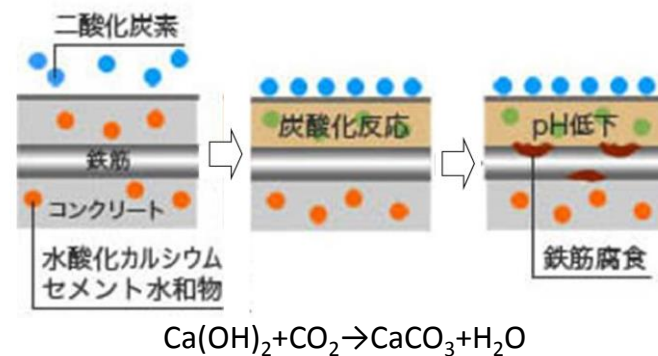
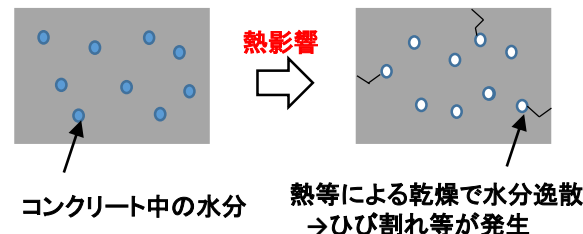
評価では、原子炉容器内面に深さ10mmのき裂があると仮定しているが、特別点検※によりそのようなき裂のないことを確認している。

※: 炉心領域全域に対し、原子炉容器内面から深さ5mm以上の欠陥を検出できる超音波探傷検査を実施

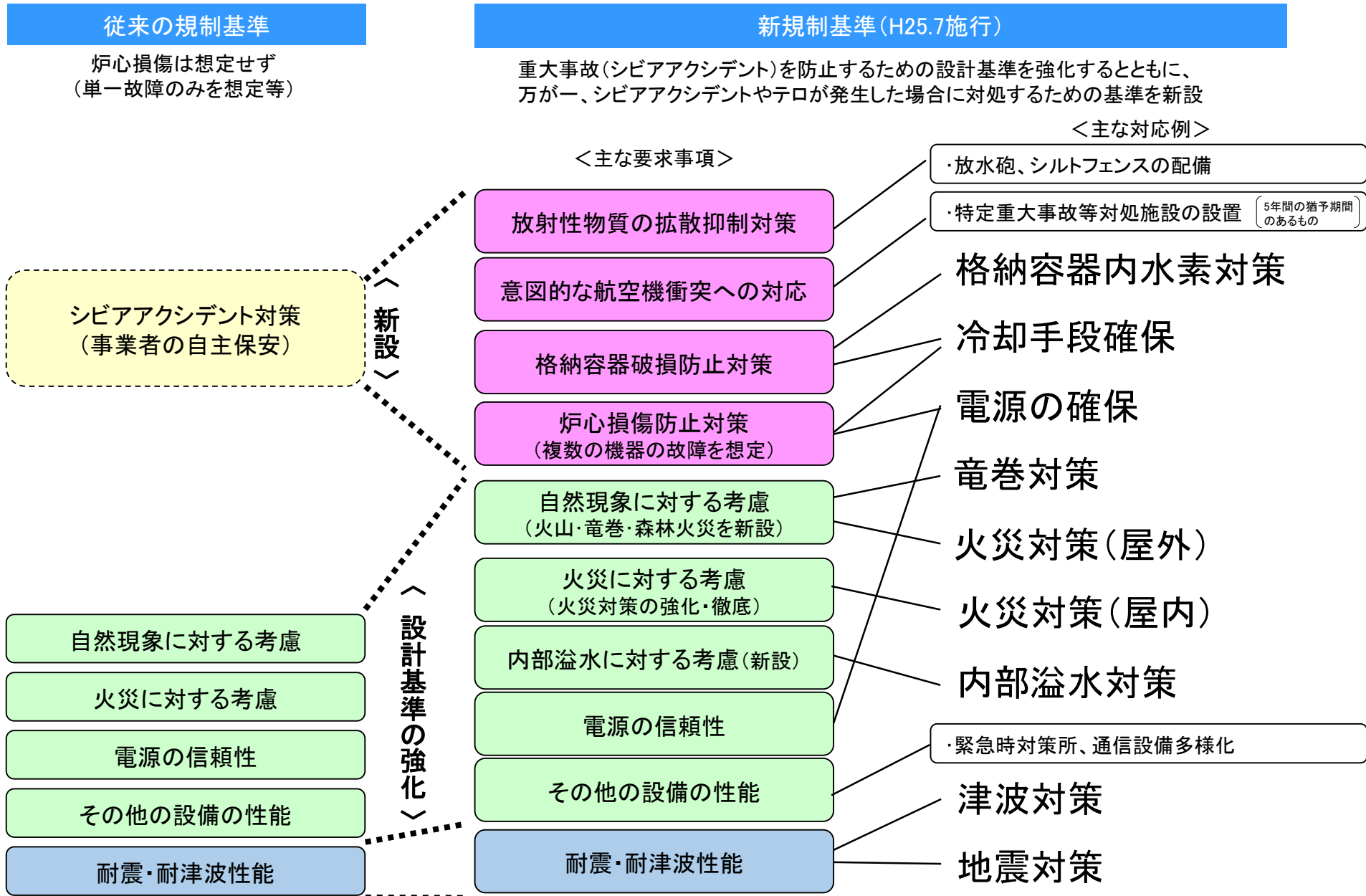
# 取替困難な機器の劣化評価(コンクリート(詳細版))

## ◆コンクリート構造物の劣化評価

構造物	経年劣化事象	主な劣化要因	劣化に対する評価内容
コンクリート	遮蔽能力低下	熱	<p>コンクリートが熱や放射線による内部発熱を受けると、温度条件によっては、コンクリート中の水分が逸散し、微細なひび割れ、強度低下、遮蔽能力低下が生じる可能性がある。</p> <p>熱による強度低下および遮蔽能力低下は、コンクリートの最高温度が制限値以下であり、健全性評価上問題とならない。</p>
		放射線照射	<p>放射線照射による強度低下は、60年時点の中性子照射量が基準値以下であること、ガンマ線照射量はごく一部基準値を超えるがその範囲は軽微であり、構造耐力上影響がないことから、健全性評価上問題とならない。</p>
	強度低下	中性化	<p>通常、コンクリートの内部はアルカリ性であり、鉄筋は錆びることがなく長期にわたって健全な状態を保つが、二酸化炭素がコンクリート内部に侵入すると、化学反応により、コンクリートの内部が炭酸化により、アルカリ性から中性に変化(中性化)するため、鉄筋が腐食し始め、強度低下につながる可能性がある。</p> <p>中性化による強度低下は、60年時点の中性化深さの最大値が基準値以下であり、健全性評価上問題とならない。</p>
		塩分浸透	<p>コンクリートの表面から塩分が侵入し、時間とともに、コンクリート内部の鉄筋の周りの塩化物イオンの濃度が高くなってくると、鉄筋が腐食し始め、強度低下につながる可能性がある。</p> <p>塩分浸透による強度低下は、60年時点の鉄筋腐食減量が基準値以下であり、健全性評価上問題とならない。</p>



# 新規制基準にかかる主な対策



# 海外(米国)における運転期間への対応

- ◆ フランスなど欧州の多くの国では10年ごとに実施する定期安全レビューにより運転継続の妥当性を評価している。
- ◆ 米国では運転ライセンスを当初40年\*で発給、その後20年の更新が可能としている。  
※米国の40年運転認可は、経済性(減価償却)の観点から決められたもの

## <米国の状況>

- 2016年10月現在、9割以上のプラントが60年の運転認可更新を申請済み。

状況		プラント数	
稼働中		99	
	60年運転申請済	認可済	82
		審査中	10
	未申請	7	

稼働中の99基のうち、39基は既に40年を超えて運転  
(39基の2015年平均設備利用率:約90%)

- 米国では、さらに、60年を超える運転期間(認可更新)について、検討を進めている。  
NRC(原子力規制委員会)は、2015年12月 運転期間が60年を超える2回目の運転認可更新の申請を対象とした標準審査指針案を公表。