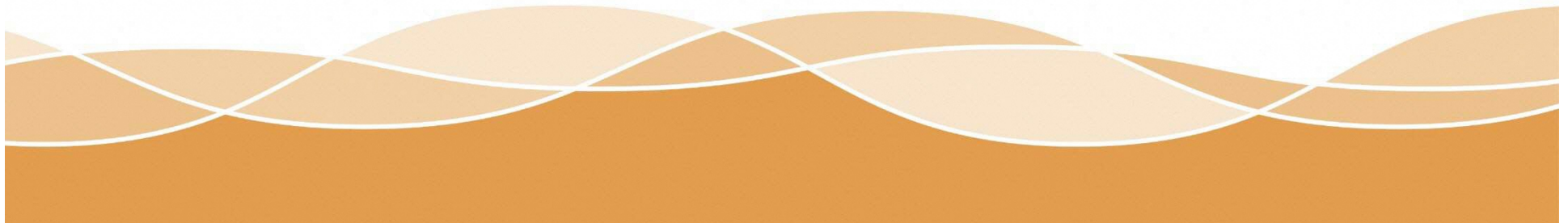


高浜発電所1, 2号機の
40年を超える長期運転に向けた取り組み
(安全性向上対策の実施状況等)

2020年11月22日
関西電力株式会社



新規制基準適合<高浜1、2号機における高浜3、4号機と同様の主な安全性向上対策>

自然現象から発電所を守る備え(事故発生防止)

地震

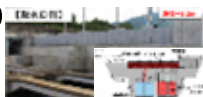
○発電所周辺の断層の運動性等について、詳細な調査を実施。


1  保守的に運動性等を評価し、地震想定を引上げ。(基準地震動Ss:700ガル) 約830箇所耐震補強等実施。

 配管補強の例

津波

○最大規模の津波を想定し、取水路防潮ゲート(T.P.+8.5m)、放水路側防潮堤(T.P.+8.0m)を設置。

2  取水路防潮ゲート

3  放水路側防潮堤

<水位上昇側>(入力津波高さ)
 ・取水路閉塞部前面:T.P.+6.2m
 ・3、4号機海水ポンプ室前面:T.P.+2.8m
 ・放水路(奥):T.P.+6.7m
 <水位下降側>(入力津波高さ)
 ・3、4号機海水ポンプ室前面:T.P.-2.5m


外部火災


○森林火災の延焼を防ぐため、発電所施設周辺の樹木を伐採し、幅18mの防火帯を確保


5 

内部火災

○火災の影響軽減の各防護対策を追加実施。
 ・異なる種類の火災検知器やハロン消火設備に加え、スプリンクラー等を追加設置。
 ・消火水バックアップタンクの設置

4  スプリンクラーの設置


 火災検知器


 消火水バックアップタンクの設置


重大事故等対策(事故進展防止)


電源設備

○外部電源の強化や、所内電源を多重化・多様化

7  外部電源(既設5回線)

8  非常用ディーゼル発電機(既設)【4台/2ユニット】

9  空冷式非常用発電装置【4台/2ユニット】

10  電源車【5台/2ユニット】(+1台/1~4号機共通)

使用できない場合に備え

冷却機能の強化

○海水取水手段の多様化

11  海水ポンプモーター予備品 (既設)

12  大容量ポンプ【2台/2ユニット】(+1台/1~4号機共通)

○蒸気発生器の冷却手段の多様化

13  電動補助給水ポンプ (既設)

14  送水車【4台/2ユニット】(+1台/1~4号機共通)

15  可搬式代替低圧注水ポンプ【4台/2ユニット】(+1台/1~4号機共通)

使用できない場合に備え

重大事故を発生させないために



アクセスルート確保

○がれき撤去用重機を配備

C 

万一、重大事故が発生した場合に備え

重大事故等対策(事故拡大防止)

放射性物質の放出抑制対策

A  放水砲(大気拡散抑制)【2台/2ユニット】(+1台/1~4号機共通)

B  大容量ポンプ(放水砲専用)【2台/2ユニット】(+1台/1~4号機共通)

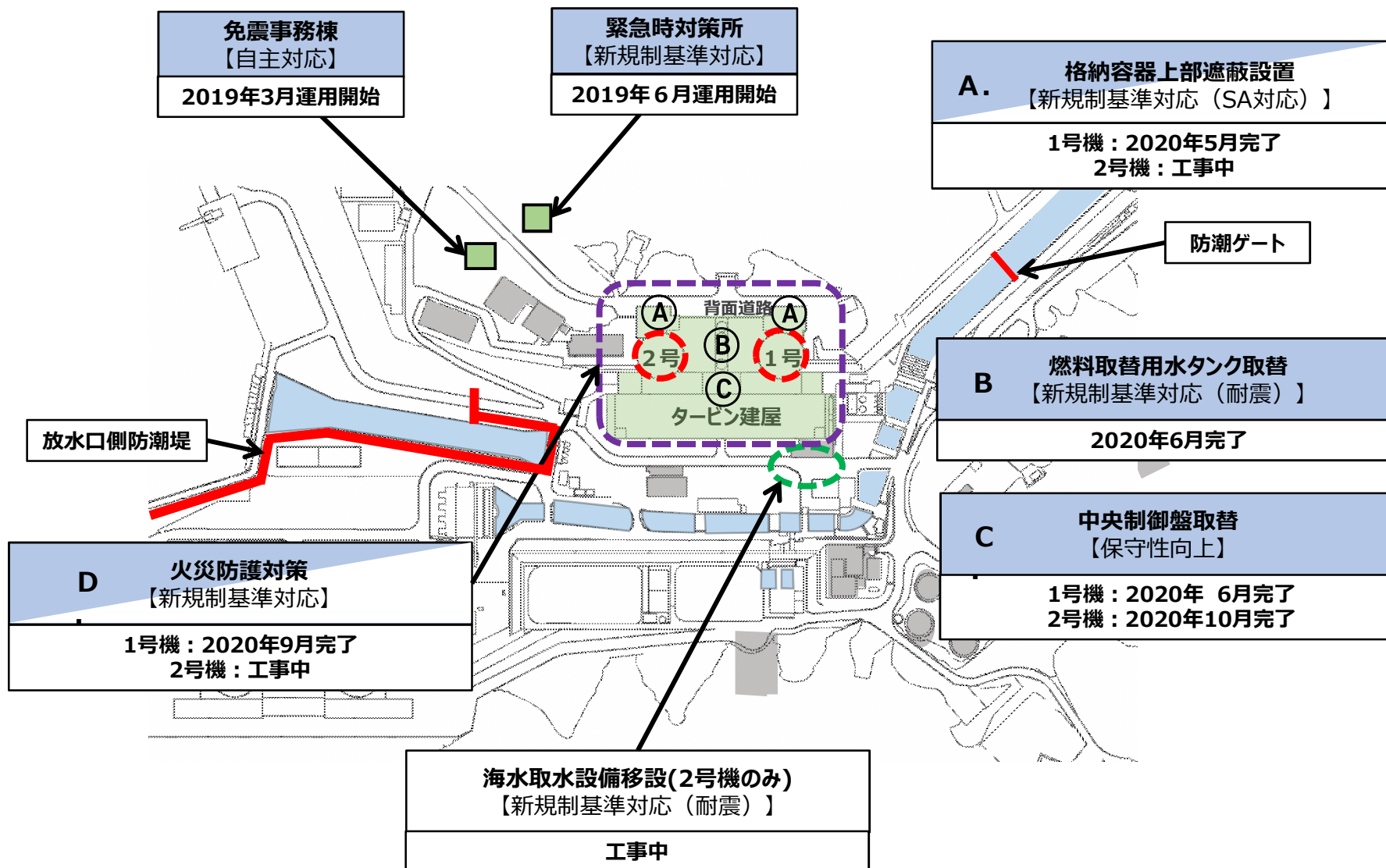
C  シルトフェンス(海洋拡散抑制)

格納容器の水素爆発防止対策

16  静的触媒式水素再結合装置【5台/ユニット】

17  原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)【13台/ユニット】

高浜 1, 2号機 主な安全性向上対策



高浜 1, 2号機 主な安全性向上対策の概要

A. 【原子炉格納容器上部遮蔽設置】

- ・事故時環境線量の低減を目的に鉄筋コンクリート造のトップドーム（屋根）を設置

【施工前】



【施工後】



B. 【燃料取替用水タンク取替】

- ・耐震裕度を向上させるためタンクを取替

最大厚さ
約30mm→約40mm



C. 【中央制御盤取替】

- ・アナログ式から最新のデジタル式に取替

【取替前】



【取替後】



D. 【火災防護対策】

- ・重要なケーブルを燃えにくい難燃ケーブルへ引替
- ・ケーブルトレイに防火シートを施工



防火シート

結束ベルト

【緊急時対策所】

- ・事故制圧・拡大防止を図るための対策本部

2019年6月28日
運用開始



【免震事務棟】

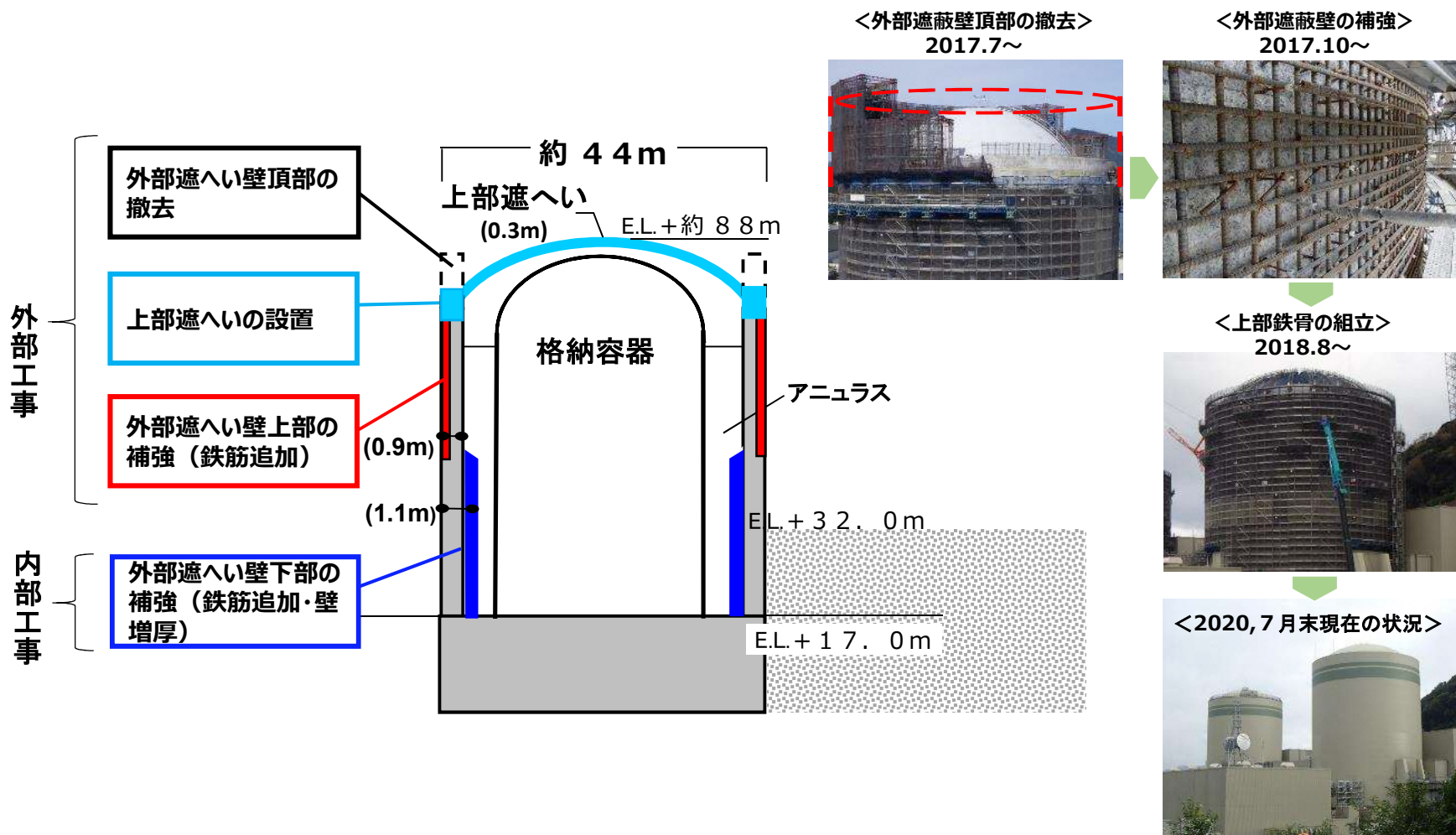
- ・事故対応が長期化した場合の支援（要員待機、資機材保管）

2019年3月28日
運用開始



原子炉格納容器上部遮へい設置

- 重大事故時に格納容器からの放射線を弱めるために、格納容器上部にドーム状の鉄筋コンクリート造の遮へいを設置する。
- 外部遮蔽壁の増厚ならびに補強を実施する。
- この工事により、発電所内で事故対応にあたる作業者の被ばくだけでなく、発電所周辺への影響も低減される。



中央制御盤取替工事

中央制御盤をアナログ式から最新のデジタル式の操作・監視盤に取替えを行い、大型表示装置やディスプレイ（タッチパネル）での操作や監視をできるように変更する。

【本体工事の状況（高浜1,2号機）】



【シミュレータ設置、習熟訓練の状況】

新型中央制御盤運用開始に先立ち、運転員の習熟訓練を実施

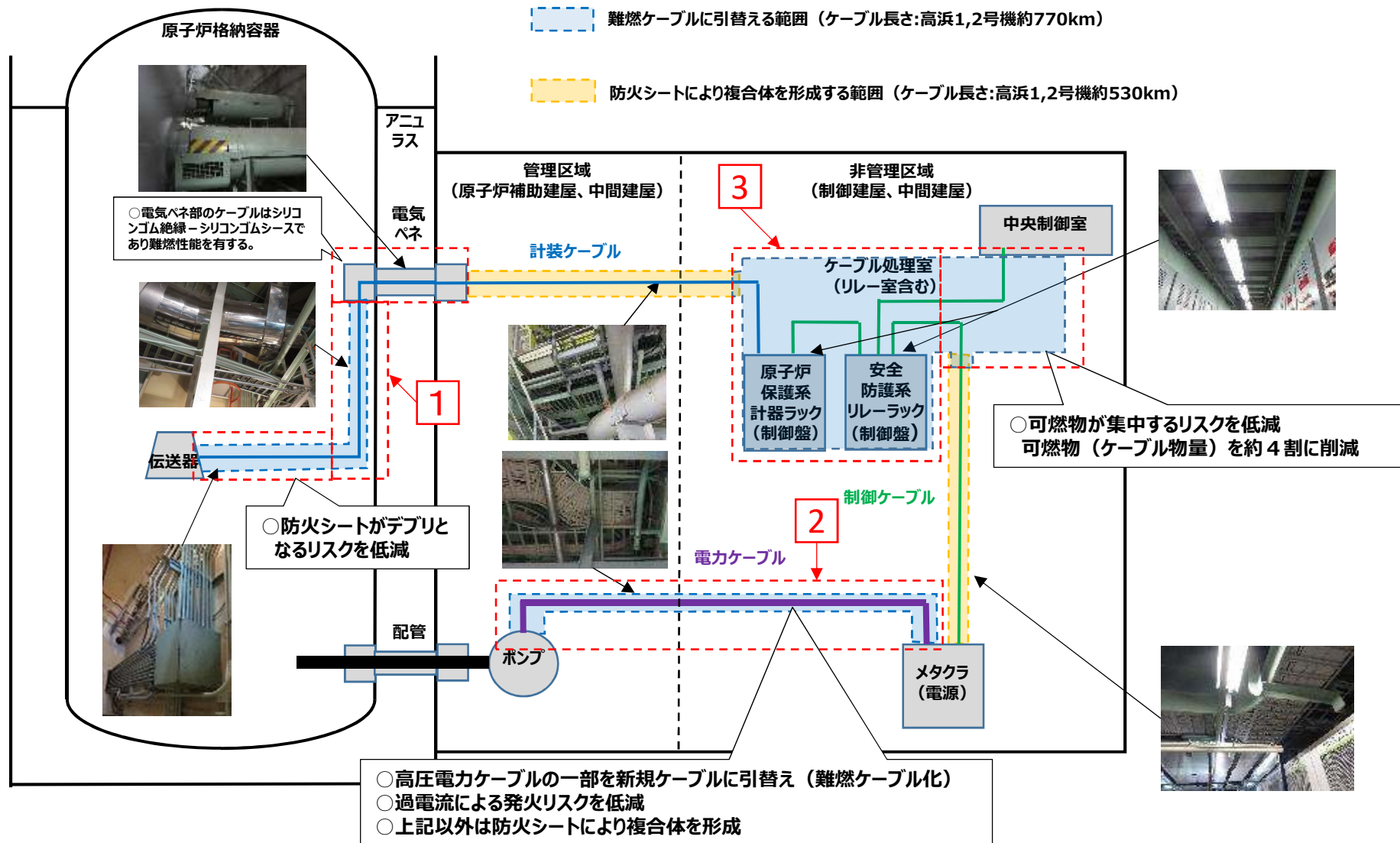
実施内容	
盤慣れ訓練	・操作画面の選択 ・警報発信時の対応
通常操作訓練	・ユニット起動、停止 ・定期点検、起動時の各種検査等の対応
事故・故障対応訓練	・主給水管破断等の設計基準事故対応 ・蒸気発生器除熱機能の維持等の重大事故等の対応 ・多重故障対応、新型制御盤特有の故障対応
重大事故等対応訓練	・成立性確認訓練
フォローアップ訓練 (必要に応じて)	ユニット起動、停止及び事故時対応の弱点フォローアップ



年度	2016	2017	2018	2019	2020～
シミュレータ工程	準備	製作・据付	習熟訓練	反復訓練	
本体工程			既設撤去・新設設置・機能試験 仮設盤運用		

ケーブル火災防護対策工事

非難燃ケーブルについては、不燃材の防火シートによりケーブル及びケーブルトレイを覆った複合体を形成することで難燃性能を確保



40年を超える長期運転における 設備の健全性

運転期間延長認可制度の概要

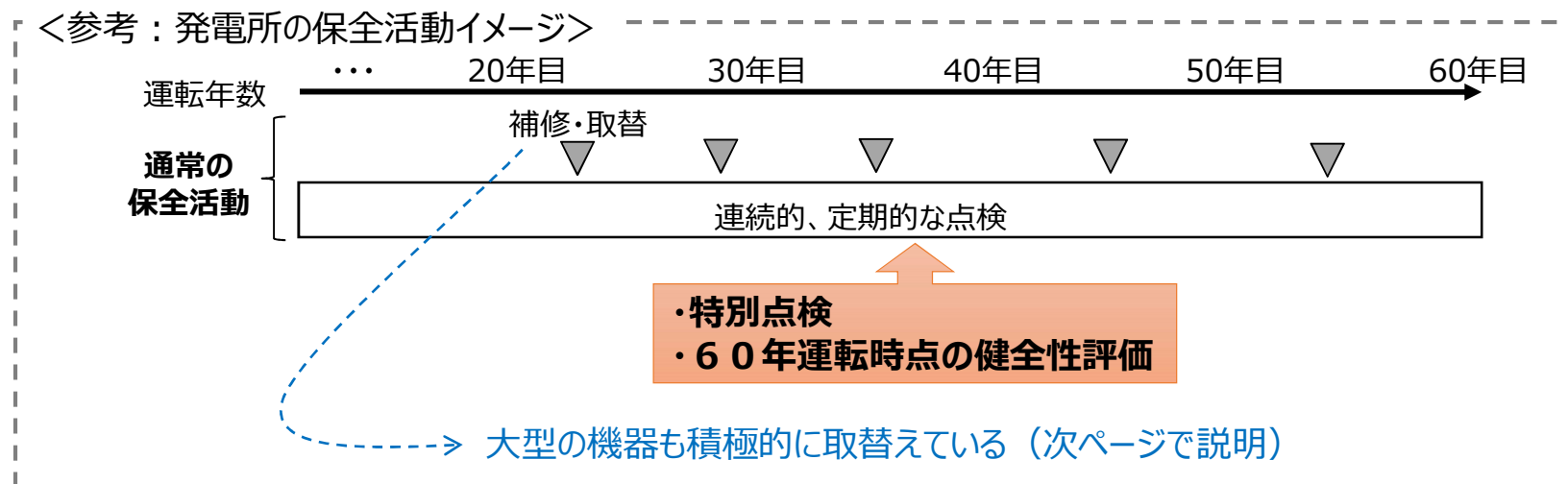
- 原子力発電所の当初の運転期間は40年であるが、原子力規制委員会からの認可を得れば1回に限り最大20年の延長が可能。
- 運転期間の延長に際しては、新規制基準への適合はもちろんのこと、**設備の経年劣化への対応として、『特別点検』及び『60年運転時点の健全性評価』が必要。**

✓ **特別点検**：

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」に対して、通常の保全活動に加えて特別な点検を実施し、欠陥がないことなどを確認。**(現状の確認)**

✓ **60年運転時点の健全性評価**（「高経年化技術評価」と呼んでいる）：

取替が困難なものを含む安全上重要な設備に対して、劣化に対する健全性の評価を実施し、60年運転に問題がないことを確認。**(将来の状態を評価)**

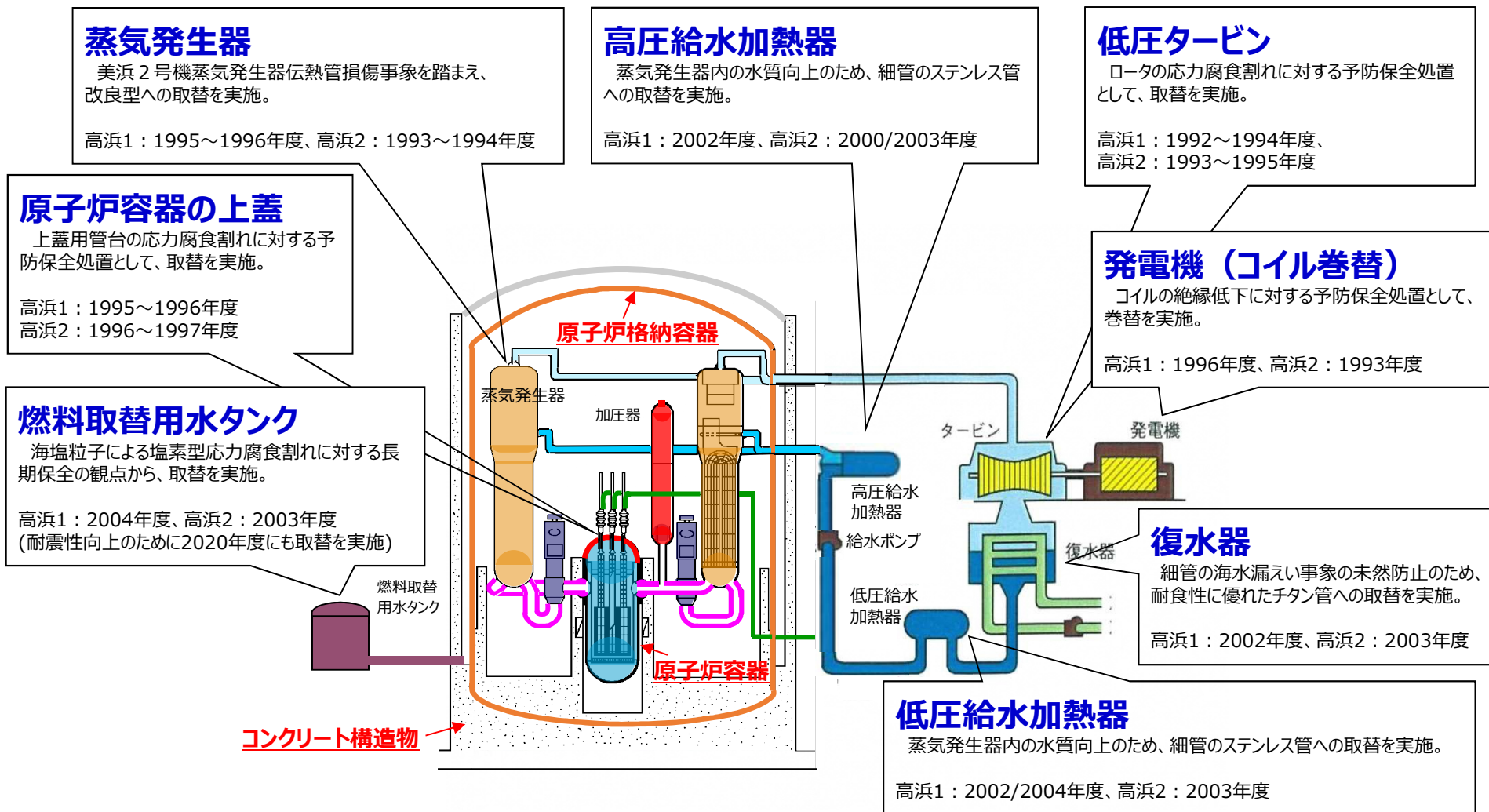


これまでの保全活動の実績（大型機器の取替の例）

9

- これまで、全ての設備に対して、保全計画に基づく、きめ細かい管理を続けてきた。
- 大型機器の取替も積極的に実施**し、高い信頼性を確保している。

(⇒次ページ以降、取替えが困難な設備に対する取り組みを説明)



取替えが困難な設備の健全性

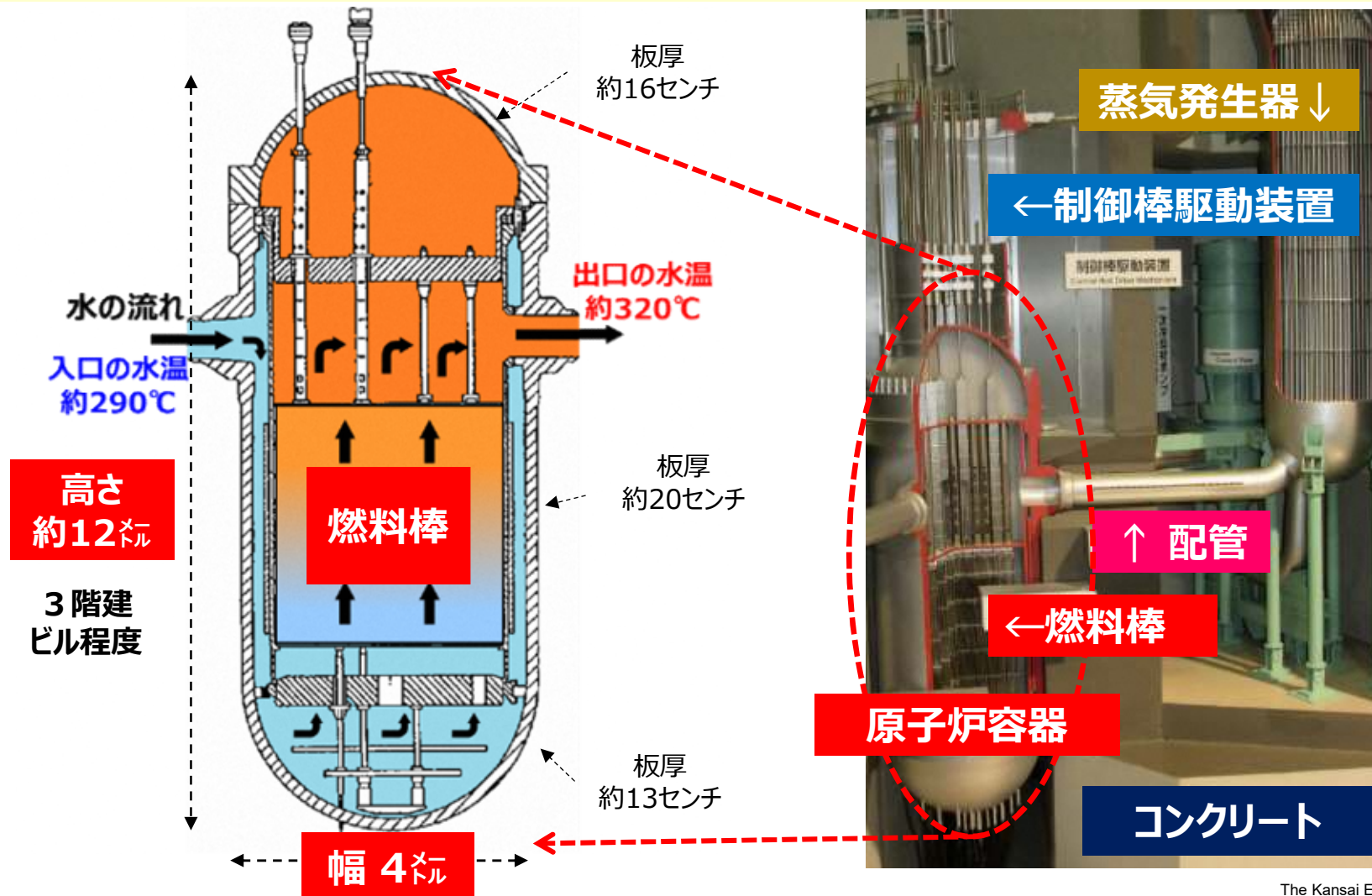
(1) 原子炉容器

(2) 原子炉格納容器

(3) コンクリート構造物

原子炉容器の概要

原子炉容器の金属は、鉄にマンガンやモリブデン等を加えて強度・粘り強さを強化した厚さ約20センチの合金。容器内側には、さらにステンレス鋼（厚さ約5ミリ）の内張りを施し、直接高温水が接触しない構造。



原子炉容器に想定される劣化事象

12

原子炉容器の部位によって想定される劣化事象が異なるため、各部位の特色に応じた点検、評価を実施している。

(⇒次ページ以降では、中性子照射脆化を代表に点検、評価の概要を説明)

ノズルほか構造不連続（平坦でない部位、溶接部）部分

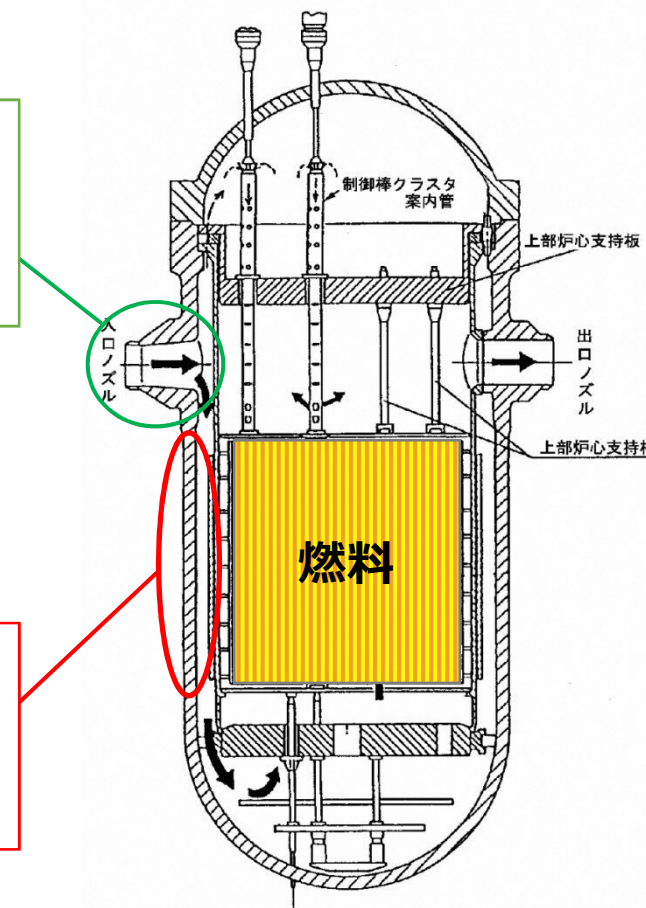
- 放射線の影響 : 小（燃料から離れているため）
- 運転操作に伴う荷重※1 : 比較的大（平坦でないため）
- 想定される劣化事象 : **疲労割れ**※2

※1 : 起動、停止などの運転操作により、温度・圧力が変化することに伴い発生する力。
※2 : 疲労割れとは、材料に力が加わるとき、一回では破壊しない大きさの力でも、繰返し力が加わることで疲労が蓄積し、割れが生じる事象。

胴体（燃料に近い金属壁）部分

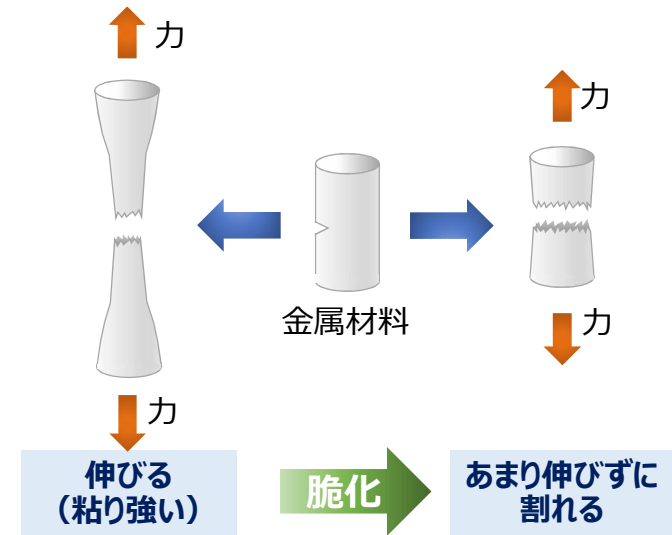
- 放射線の影響 : 大（燃料に近い）
- 運転操作に伴う荷重※1 : 小（平坦な形状のため）
- 想定される劣化事象 : **中性子照射脆化**

※1 : 起動、停止などの運転操作により、温度・圧力が変化することに伴い発生する力。



脆化とは：

- 金属は、引張る力に対して伸びることにより壊れない性質があり、高温状態では粘りが強い（伸びる）が、**温度低下とともに粘りがなくなり脆くなる（あまり伸びずに割れる）性質**がある。
- 金属は、中性子線（放射線）を浴びると、その材料が初めに持っている**粘り強さが徐々に低下する** = **中性子照射脆化**



中性子照射脆化に対する粘り強さ健全性確認

- 中性子線により脆化した原子炉容器（金属壁）について、事故時に炉心冷却のため緊急注入される冷却水によって、金属壁の温度が急激に低下したとしても、十分に耐えられるか確認が必要（イメージ：熱したガラスのコップに冷たい水を注ぐとコップが割れる）。

原子炉容器の健全性の確認のために以下の2つを実施。

- ① 現状確認
- ② 将来予測（運転期間延長20年間）による確認

(再稼働前) 特別点検による現状確認と将来予測

① 金属容器や溶接部分の現状確認

(⇒ 15ページで説明)

金属容器や溶接部分全領域について
割れ等がないかを点検

超音波による機器検査
深さ5ミリの亀裂まで確認可

② 現状から運転期間延長後20年時点 までの金属の劣化状況の予測

(⇒ 16、17ページで説明)

監視試験の実施

原子炉容器内に金属片を入れ、
この金属片の劣化度合いを検査

金属片（試験片）をハンマーで叩いて劣化度合いを計測
金属片（試験片）を引っ張ることで金属容器の抵抗力を計測

運転期間延長後20
年時点での金属が持
つ抵抗力
(予測)

事故時冷却時の急
激な温度低下に伴う
金属壁に生じる縮み
(破壊力) を計算

- ①現状で、金属容器や溶接部分に亀裂は確認されていない。
- ②運転期間延長後20年時点の劣化度合でも事故時の急速冷却で容器は壊れない。

規制委員会
審査で確認

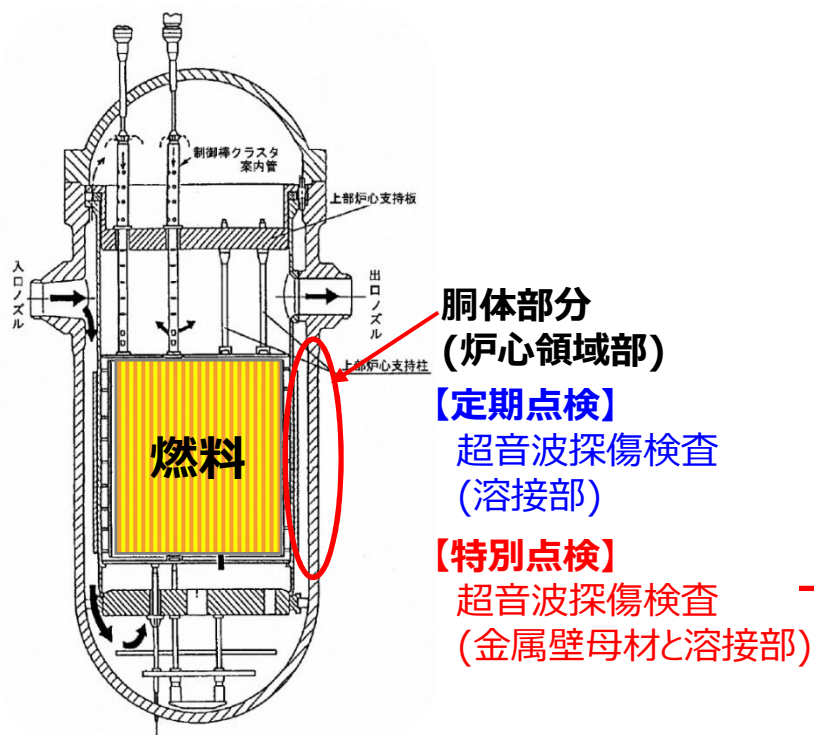
(再稼働後) 定期的な確認

✓ 再稼働後、定期点検（稼働を停止）で、溶接部について、割れ等がないかを点検

現状確認（割れ等の有無を点検）

15

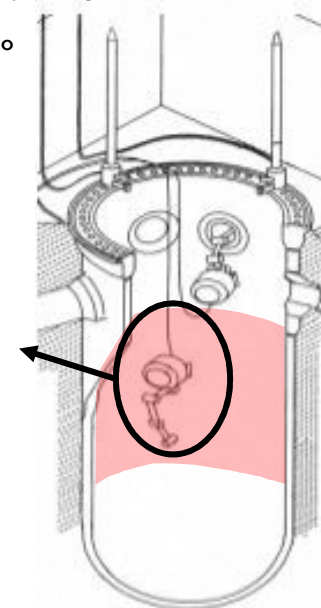
- 中性子による脆化が想定される全領域に対して、割れ等がないかを点検し、異常がないことを確認（運転期間延長の際に義務付けされている特別点検と運転期間中に行う定期点検）
- また、運転期間延長後も、定期点検（稼働を停止）で、溶接部について、割れ等がないかを確認する。



【特別点検】

点検方法

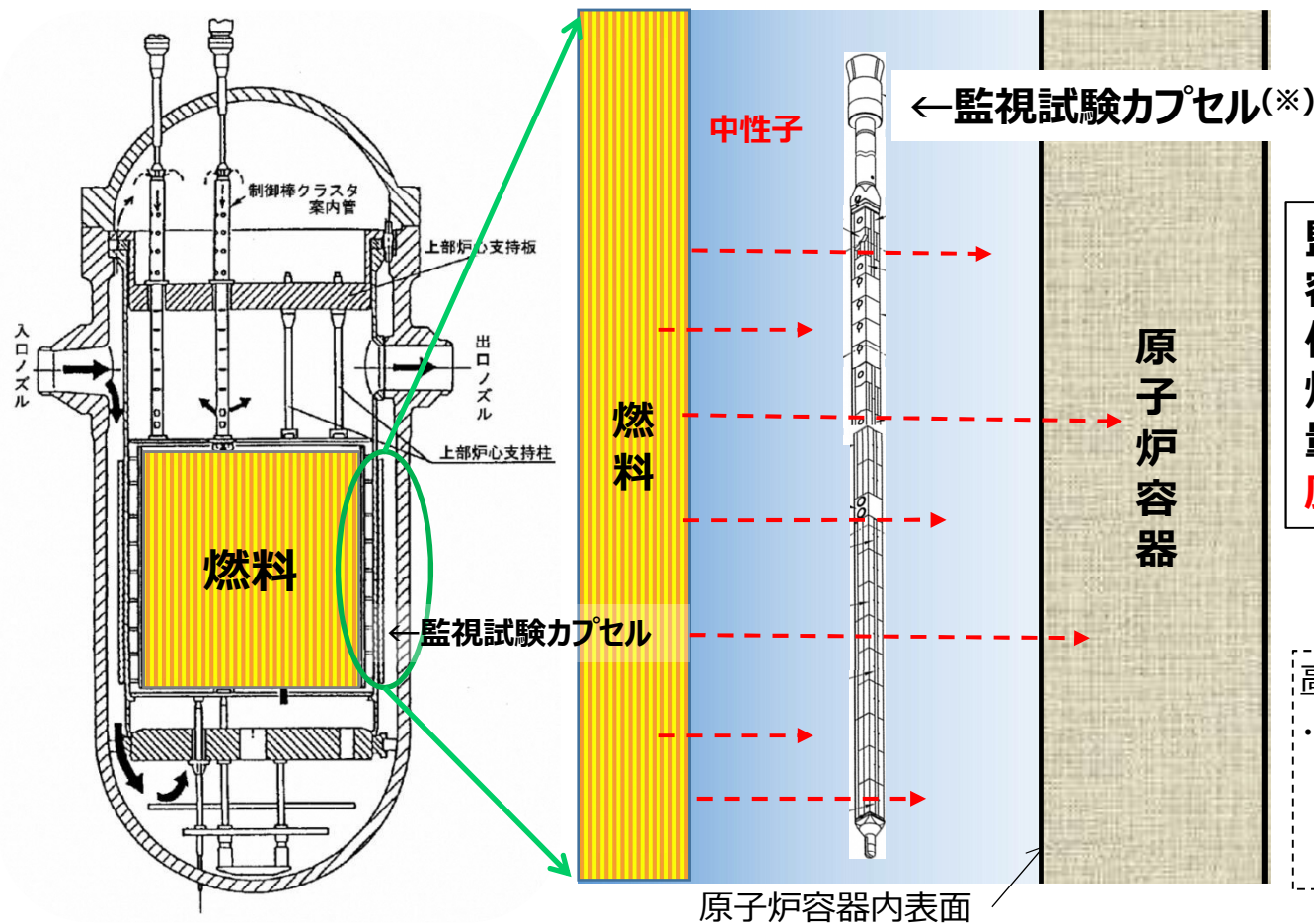
- 燃料に近い金属壁全て（母材・溶接部）について、**超音波による探傷検査**(※1)を実施。



※1：超音波による探傷検査とは、超音波（高い振動数の音波）を利用して、材料内部の割れ等の欠陥を見つける検査。装置から超音波を発信し、原子炉容器内部を伝播させ、反射されて戻ってきた超音波を受信して診断を行う。

監視試験による脆化程度の把握

- 運転開始時に、容器と同じ金属片をカプセルに複数入れ、原子炉容器壁より燃料に近い位置（下図）に8箇所設置。これまでに4回取り出し、カプセル内金属片の脆化度合いを検査。
- 脆化の度合いが学協会規格の脆化予測の範囲内であり、**異常な脆化傾向を示していないことを確認。**



※監視試験カプセルには、原子炉容器と同じ材料で作られた試験用の小片（機械試験片）が入っている。

監視試験カプセルは、原子炉容器よりも内側の燃料に近い位置に設置しているため、原子炉容器本体よりも中性子照射量が多く、**将来の材料の脆化度合いを確認することができる。**

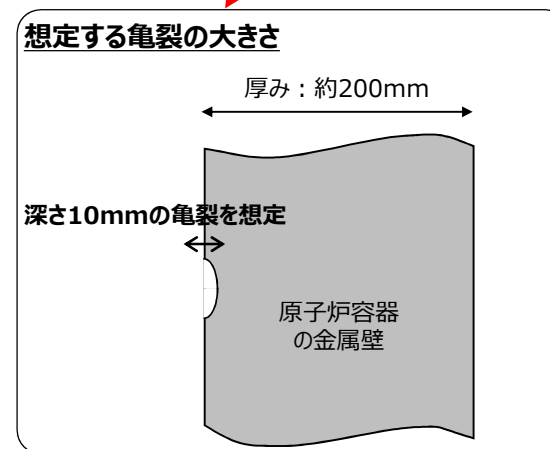
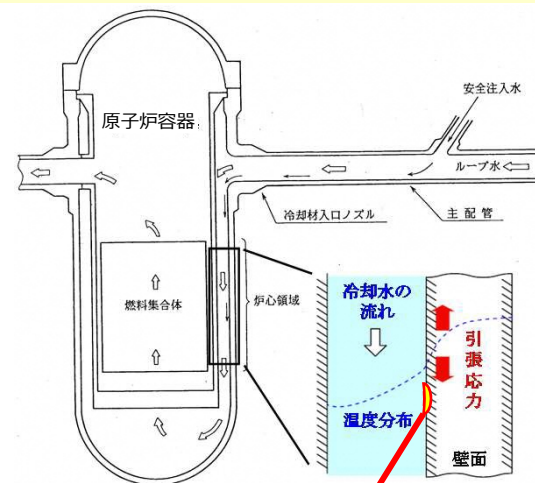
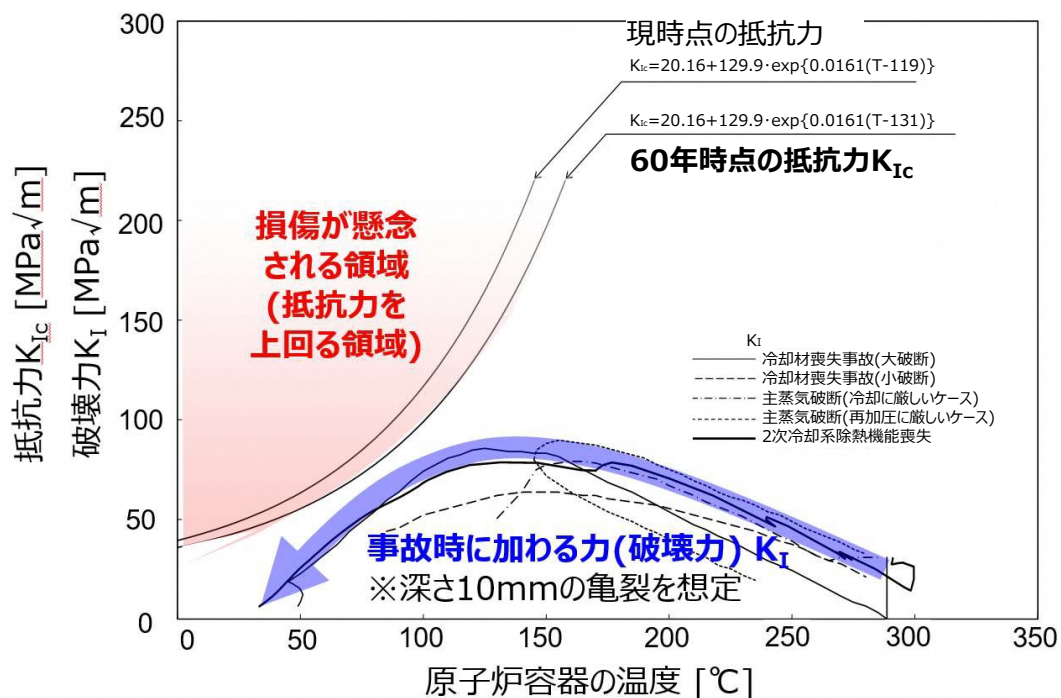
高浜1、2号機

- ・建設時に8体のカプセルを装荷し、これまでに4体のカプセルを取出済
- （高浜1号機では1976年、1984年、2002年、2009年に取出）

中性子照射脆化に対する健全性評価の結果

- 脆化した原子炉容器（金属壁）について、事故時に炉心冷却のため緊急注入される冷却水によって、金属壁の温度が急激に低下したとしても、十分に耐えられるかを評価。
- **保守的に大きな亀裂を想定したとしても、60年運転時点の脆化程度では、事故時に金属壁に加わる力（破壊力）によって原子炉容器が壊れないことを確認。**

<高浜1号機の評価結果>



実際には深さ10mmの亀裂が存在しないため、破壊力は更に小さい。

※特別点検で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。

取替えが困難な設備の健全性

(1) 原子炉容器

(2) 原子炉格納容器

(3) コンクリート構造物

原子炉格納容器の概要と想定される劣化事象

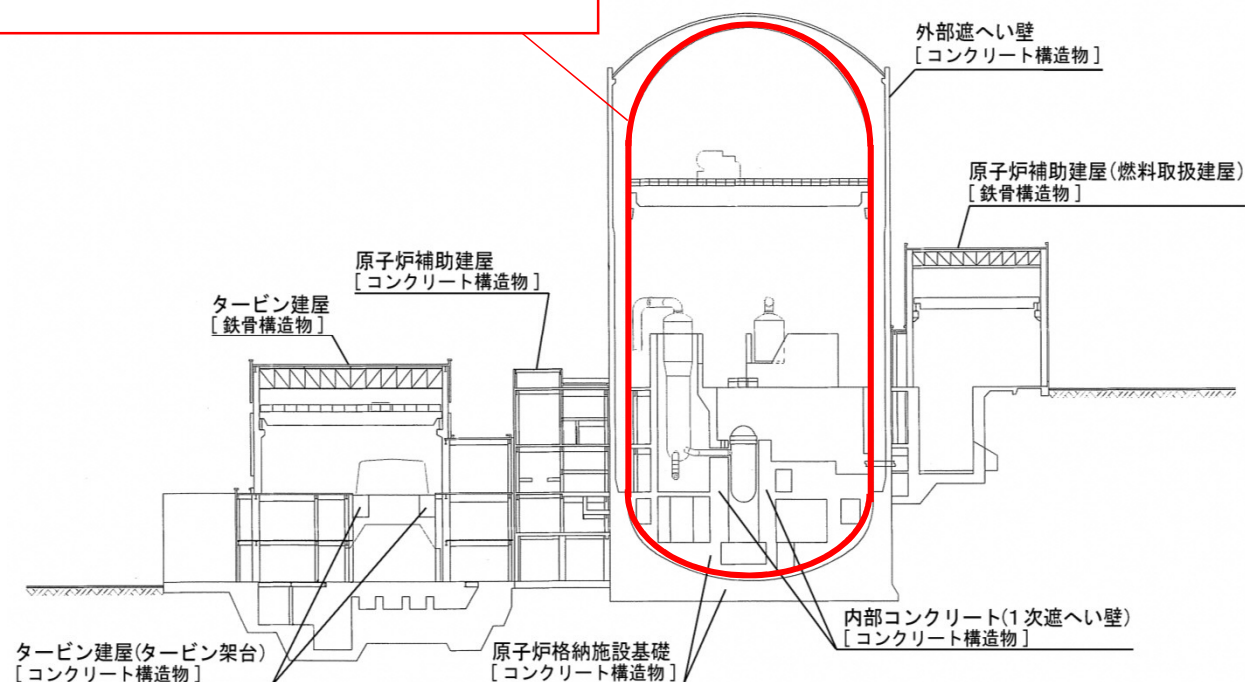
19

- 原子炉格納容器は、厚さ3センチ程度の鋼板（炭素鋼製）で構成される容器であり、事故時に放射性物質を内側に閉じ込める機能を有する。
- 容器の表面には、内側、外側ともに防食塗装を施工し、腐食を防止している。

原子炉格納容器の鋼板

- 放射線の影響 : なし（燃料から大きく離れているため）
- 設置環境 : 結露等により腐食環境に曝される可能性あり
- 想定される劣化事象 : **腐食**

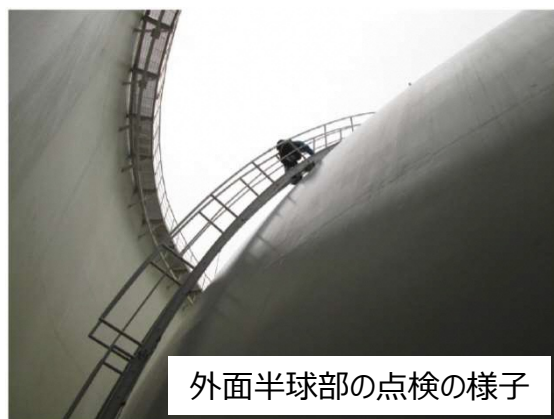
※鋼板の厚さは、約19～約38ミリ



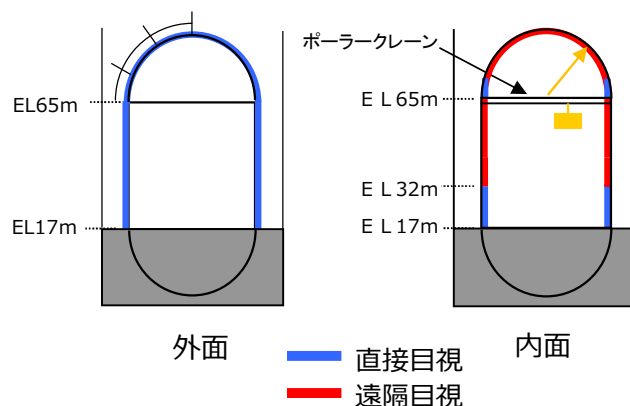
原子炉格納容器の健全性の確認結果

- 特別点検で、塗膜の状態を確認し、腐食を防止できていることを確認。
- 今後も定期的に塗膜の状態を確認し、状態に応じて再塗装を施すことで、60年運転時点でも腐食の発生を防ぐことができる。

【特別点検の様子】



外面
・回転ラダーや足場等
から点検を実施



内面
・高所はボークレーン・機器歩廊等から遠隔目視
・遠隔目視試験は、カメラを使用

【特別点検の結果】

原子炉格納容器の健全性に影響を与えるような塗膜の劣化は認められなかった。

取替えが困難な設備の健全性

(1) 原子炉容器

(2) 原子炉格納容器

(3) コンクリート構造物

コンクリート構造物の概要と想定される主な劣化事象

- コンクリート構造物は、コンクリート(圧縮に強い)と鉄筋(引張に強い)の一体構造。
- 原子力発電所コンクリート構造物の設置環境も踏まえて劣化事象を想定。

構造物	経年劣化事象	主な劣化要因	
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の条件によっては、内部発熱によるコンクリート中の水分逸散等で、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>コンクリート中の水分</p> <p>熱等による乾燥で水分逸散 → ひび割れ等が発生</p>
	強度低下	放射線照射	
		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、コンクリートが表面から徐々に炭酸化して中性に変化(中性化)することにより、鉄筋が表面から腐食し始め、強度低下につながる可能性がある。</p> <p>二酸化炭素</p> <p>Ca(OH)₂+CO₂→CaCO₃+H₂O</p> <p>鉄筋</p> <p>コンクリート</p> <p>水酸化カルシウムセメント水和物</p> <p>炭酸化反応</p> <p>pH低下</p> <p>鉄筋腐食</p> <p>二酸化炭素侵入による炭酸化</p> <p>鉄筋表面の不動態皮膜破壊</p> <p>水分・酸素も作用し鉄筋腐食</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いくことにより、鉄筋が表面から腐食し始め、強度低下につながる可能性がある。</p> <p>塩分</p> <p>鉄筋</p> <p>コンクリート</p> <p>Cl⁻の侵入</p> <p>鉄筋表面の不動態皮膜破壊</p> <p>鉄筋腐食</p> <p>水分・酸素も作用し鉄筋腐食</p>		

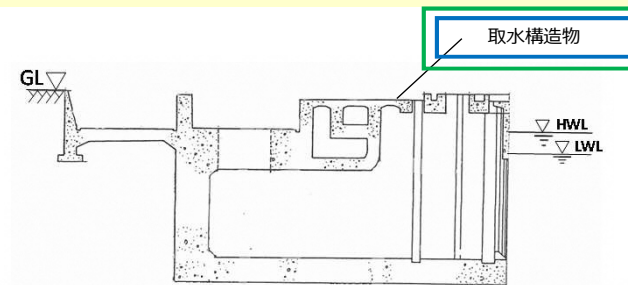
コンクリート構造物の概要と想定される主な劣化事象

23

- 建屋や原子炉容器、原子炉格納容器を取囲む遮蔽壁としてコンクリート構造物を設置。
- 劣化事象に対応する点検項目を設定し特別点検実施(強度、中性化、塩分浸透等)
- 設置環境を踏まえて60年運転時点の健全性評価対象(代表構造物)を選定。例えば、燃料からの放射線や熱の影響から原子炉容器を取囲む1次遮蔽壁を選定、等。

内部コンクリート(原子炉容器を取囲む1次遮蔽壁)

- 設置環境： 燃料からの放射線や熱の影響を受ける
- 想定される劣化事象：**熱や放射線による強度低下**
熱による遮蔽能力の低下
- 代表構造物： 1次遮蔽壁

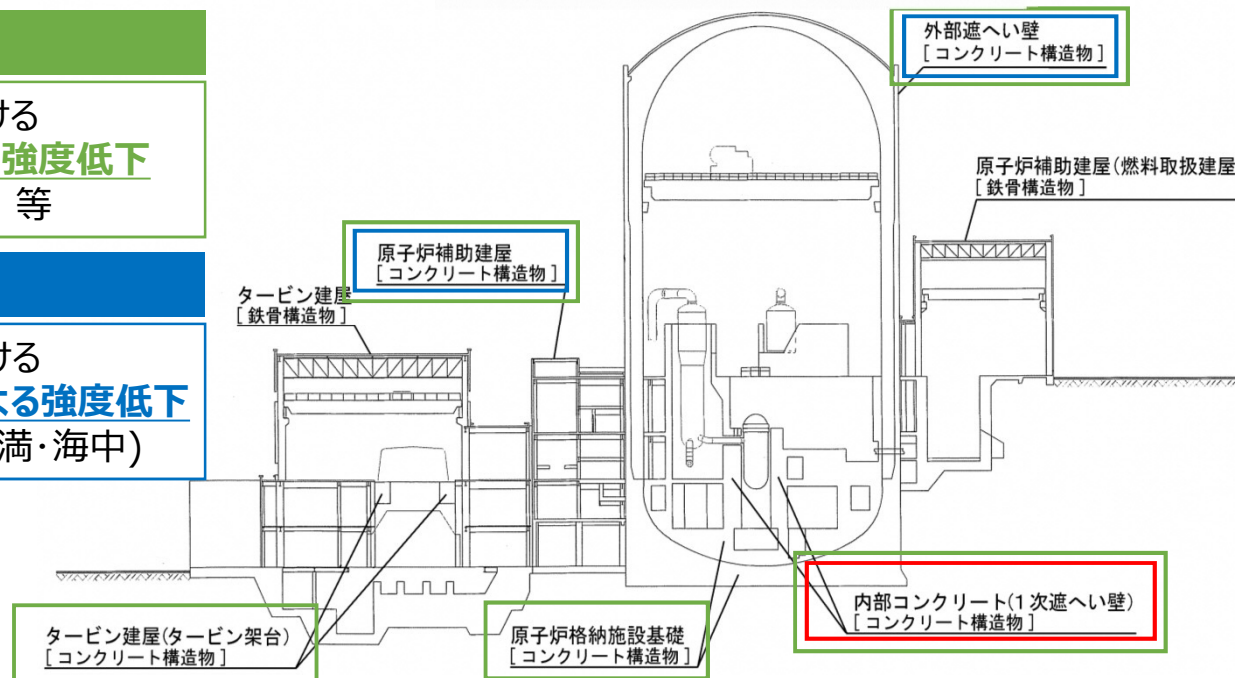


コンクリート構造物共通

- 設置環境： 二酸化炭素の影響を受ける
- 想定される劣化事象：**中性化による強度低下**
- 代表構造物： 外部遮へい壁(屋内面) 等





コンクリート構造物(屋外面)

- 設置環境： 飛来塩分等の影響を受ける
- 想定される劣化事象：**塩分浸透による強度低下**
- 代表構造物： 取水構造物(気中・干満・海中)



コンクリート構造物の特別点検

○ 点検は、J I S規格、建築学会規格等を踏まえた試験方法により実施

点検部位	外部遮蔽壁、内部コンクリート、基礎マット 他				
点検項目	強度	遮蔽能力	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応
点検方法の概要	<p>コアサンプルに圧縮力を加えて破壊した時の力(圧縮強度)を確認</p>  <p>強度</p>	<p>コンクリートの重さ(保守的に乾燥させた重さ)を確認(比重の確認)</p>  <p>遮蔽能力(乾燥炉)</p>	<p>コンクリートがアルカリ性を保っているかを確認(中性化範囲(表面からの深さ)を確認)</p>  <p>中性化</p> <p>試薬により変色度合いを確認</p>	<p>コンクリート中の塩分の量を確認</p>  <p>塩分浸透(塩化物イオン抽出)</p>	<p>コアサンプルを詳細に観察しアルカリ骨材反応が生じていないことを確認</p>

- 点検対象部位の中で、点検項目に照らして、使用環境条件等が厳しくなる箇所を選定してコアサンプルを採取。

選定例

○中性化

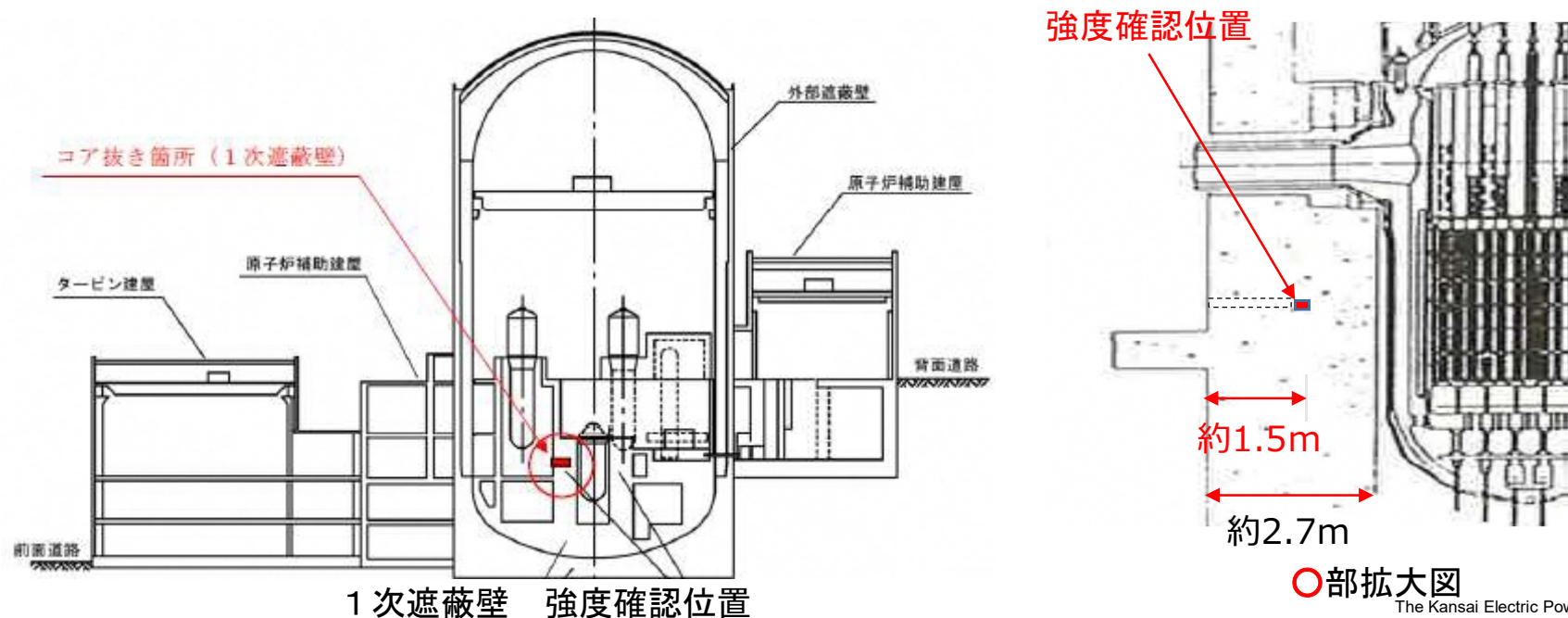
- ・中性化の進行は、空気環境の影響を受ける（例えば二酸化炭素濃度、温度が高いほど進行しやすい）。
→空気環境測定を網羅的に実施し、対象部位の中で相対的に影響が大きい箇所を選定（コンクリート表面の塗装仕上げは二酸化炭素侵入の抵抗体となるため、塗装している箇所は除外）

○塩分浸透

- ・塩分浸透は海からの飛来塩分の影響を受ける。
→飛来塩分測定を実施し、対象部位の中で相対的に影響が大きい箇所を選定

○強度

- ・強度低下要因を考慮して選定
（例えば、熱や放射線照射の影響を考慮し、原子炉容器を取囲む1次遮蔽壁の炉心領域部中央を選定）



コンクリート構造物の特別点検

○ 点検結果は、全点検項目において、コンクリートの健全性に影響を及ぼすような異常は認められなかった。

強度：設計基準強度を上回っていることを確認。

強度試験結果（1号機）

代表構造物 (健全性評価の対象となる構造物)	コアサンプル数※ (本)	試験結果（平均圧縮強度） (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
外部遮蔽壁	3	37.9	20.6
内部コンクリート(1次遮蔽壁)	3	25.5	
原子炉格納施設基礎	3	35.4	
原子炉補助建屋	15	26.3	17.7
タービン建屋	9	31.8	
取水構造物	9	35.1	23.5
非常用海水路	3	37.5	

※すべてのコアサンプルの試験結果が設計基準強度を上回ることを確認

遮蔽能力：保守的に乾燥状態にしたコアサンプルの比重測定により、問題ない状態であることを確認。

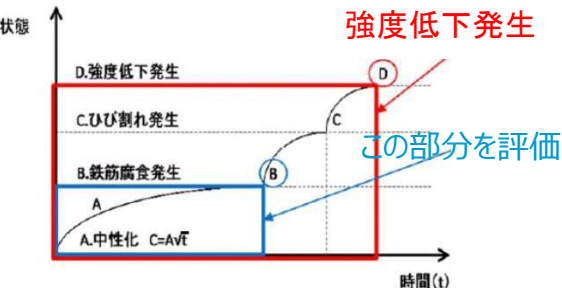
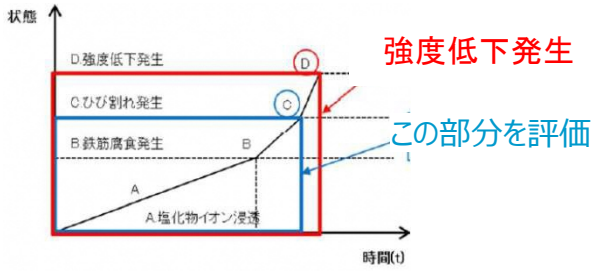
アルカリ骨材反応：コアサンプル表面を顕微鏡で詳細観察し、問題ない状態であることを確認。

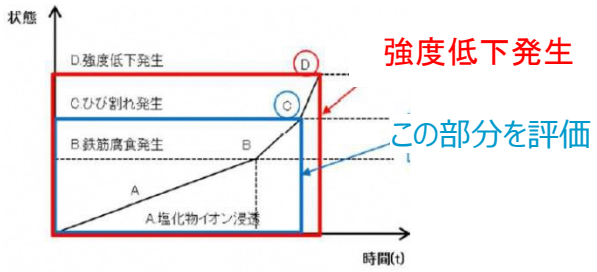
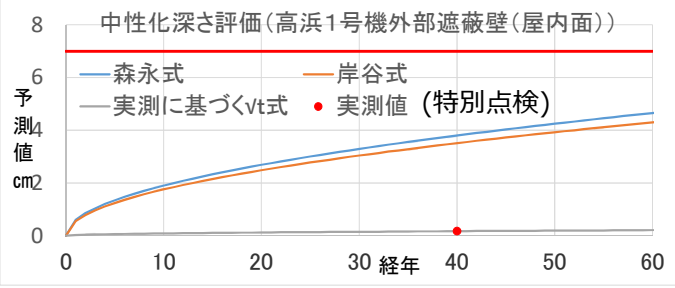
中性化・塩分浸透：有意な進展はなく、問題ない状態であることを確認（測定値は将来予測評価に反映）。

実施時期：2014.12～2015.3

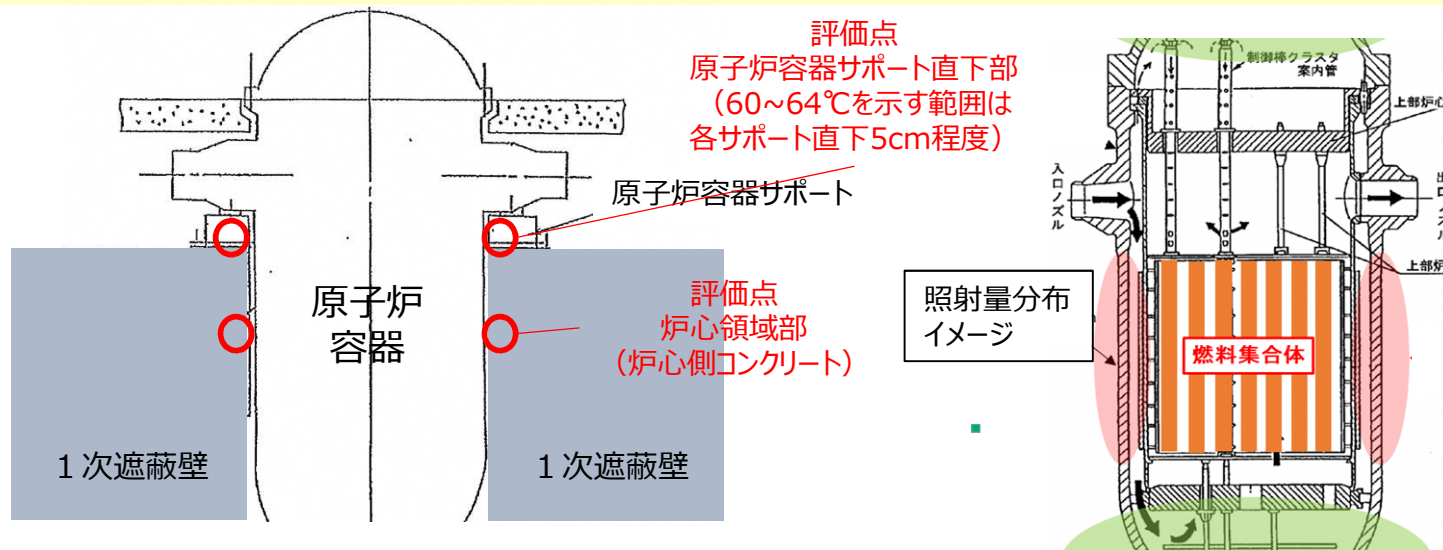
コンクリート構造物の60年運転時点の健全性評価

○コンクリート構造物は、60年運転時点の健全性に影響を及ぼすような劣化は無い。

構造物	経年劣化事象	主な劣化要因	60年運転時点の健全性評価概要
コンクリート	遮蔽能力低下	熱	温度分布解析の結果、コンクリートの最高温度が基準値以下であり、構造体の遮蔽能力、強度に関する健全性に影響はない。 ・遮蔽能力低下の基準値：中性子遮蔽88℃、ガンマ線遮蔽177℃ ・強度低下の基準値：65℃ ⇒ 強度低下の評価詳細はP28参照
		放射線照射	60年運転時点の放射線照射量予測値から、構造体強度に関する健全性に影響はない。 ⇒ 強度低下の評価詳細はP29～30参照
	強度低下	中性化	環境条件や特別点検結果等を踏まえて、知見式により60年運転時点のコンクリート表面からの中性化深さ最大値を予測した結果、基準値(鉄筋が腐食し始めるとされる深さ)以下であり、構造体強度に関する健全性に影響はない。 
		塩分浸透	環境条件や特別点検結果等を踏まえて、知見式により60年運転時点の鉄筋腐食減量を予測した結果、基準値(コンクリートひび割れ発生時点)以下であり、構造体強度に関する健全性に影響はない。 



- 熱による強度低下について、1次遮蔽壁の以下部位を評価点として選定。
 - ・原子炉容器サポート直下部（原子炉容器サポートからの伝熱の影響）
 - ・炉心領域部（ガンマ発熱の影響）
- いずれも最高温度は基準値65℃※¹以下であり、構造体の健全性に影響はない。
（最も高温となるのは原子炉容器サポート直下部で、約64℃）
- 熱の評価基準値「65℃以下」は設計に用いる値であり、保守性を有している。



コンクリート温度の強度への影響に関する知見※²

- ・一般に、コンクリート温度が70℃程度ではコンクリートの基本物性に大きな影響を及ぼすような乾燥状態にはならない。特に、打設から一定期間経過したコンクリートでは、熱による変化は少ないとされている。
- ・さらに、100℃以下ではコンクリートの圧縮強度の低下は少ない。

※¹:日本建築学会、「原子炉建屋構造設計指針・同解説」、1988 日本機械学会、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」、2011

※²:日本機械学会、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」(解説 CVE-3412)温度制限値、2011

コンクリート構造物の60年運転時点の健全性評価

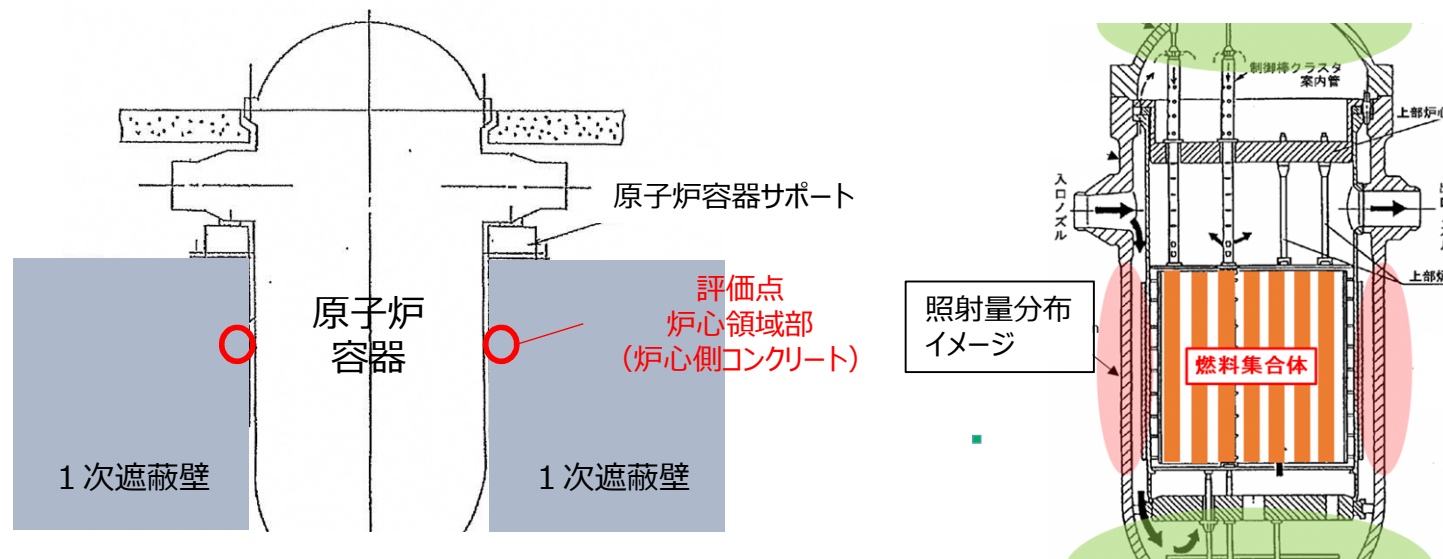
○放射線照射による強度低下について、放射線照射量が最大となる1次遮蔽壁の炉心領域部（炉心側コンクリート）を評価点として選定。

○60年運転時点の放射線照射量解析値より、構造体の健全性に影響はない。

<中性子照射の評価例>

60年運転時点の中性子照射量の解析値と基準値※の関係は以下の通り。

$$\text{【解析値】約} 0.443 \times 10^{20} \text{n/cm}^2 \leq \text{【基準値】} 1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$$



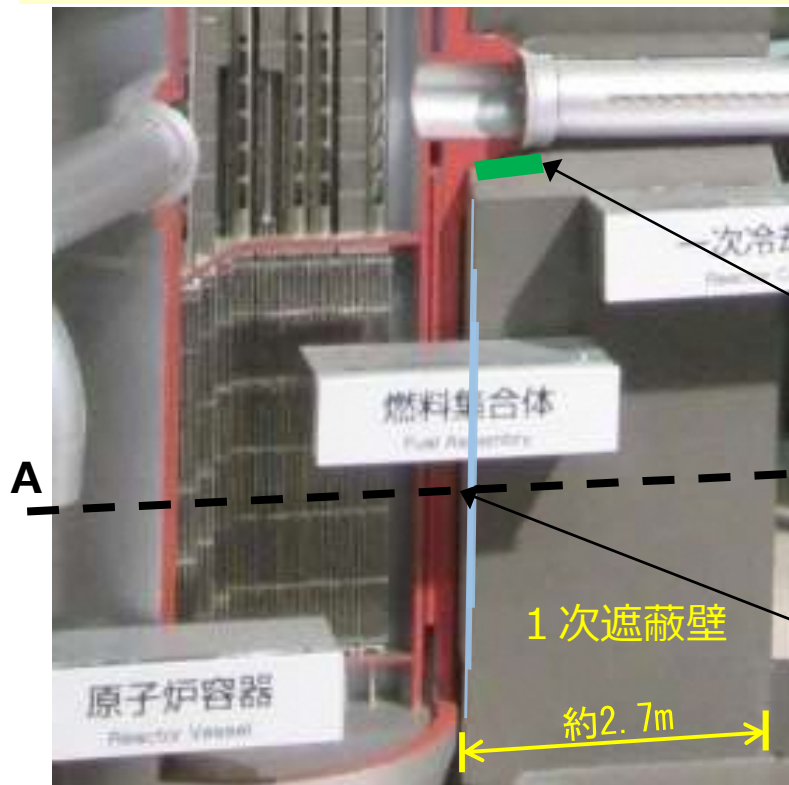
※コンクリート強度に影響を与えると考えられる中性子照射量

日本建築学会、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」、2008 他

○中性子照射のコンクリート強度への影響に関する新知見の影響確認

- ・2019年8月、中性子照射がコンクリート強度に及ぼす影響に関する新知見※が公開。
- ・中性子照射量がおよそ $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ から強度が低下する傾向があることが示された。
- ・既評価より厳しくなることから、60年運転時点の上記値を超える炉心側表面からの範囲を解析で確認した結果、極めて小さく、健全性評価に影響を与えるものではないことを確認。

・影響範囲は限定的で炉心側表面から最も深くても10cm(0.1m)程度であり、約2.7mの壁厚さに対して極めて小さい。
・仮に影響範囲を強度が無いものと仮定しても、原子炉容器の荷重を受けるサポートブラケット部の耐荷重評価への影響はない。

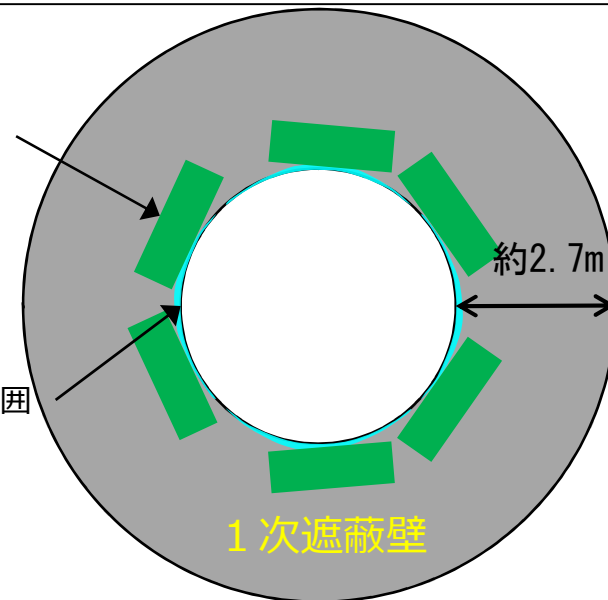


断面イメージ図

原子炉容器
サポートブラケット

A

中性子照射量が
 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲
(最大で深さ10cm程度)



A-A 最大値を示す位置の水平断面イメージ図 (解析円形モデル)
(上面の原子炉容器サポートブラケット位置を記載)

※：原子力規制庁、「中性子照射がコンクリートの圧縮強度に及ぼす影響」、NTEC-2019-1001、令和元年8月

- 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、運転期間延長に際しては、特別点検及び60年運転を想定した劣化評価を実施して、設備の健全性を確認。
- 今後も継続的な点検等の保全活動により健全性を確認していく。

- エネルギー自給率が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年経過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。