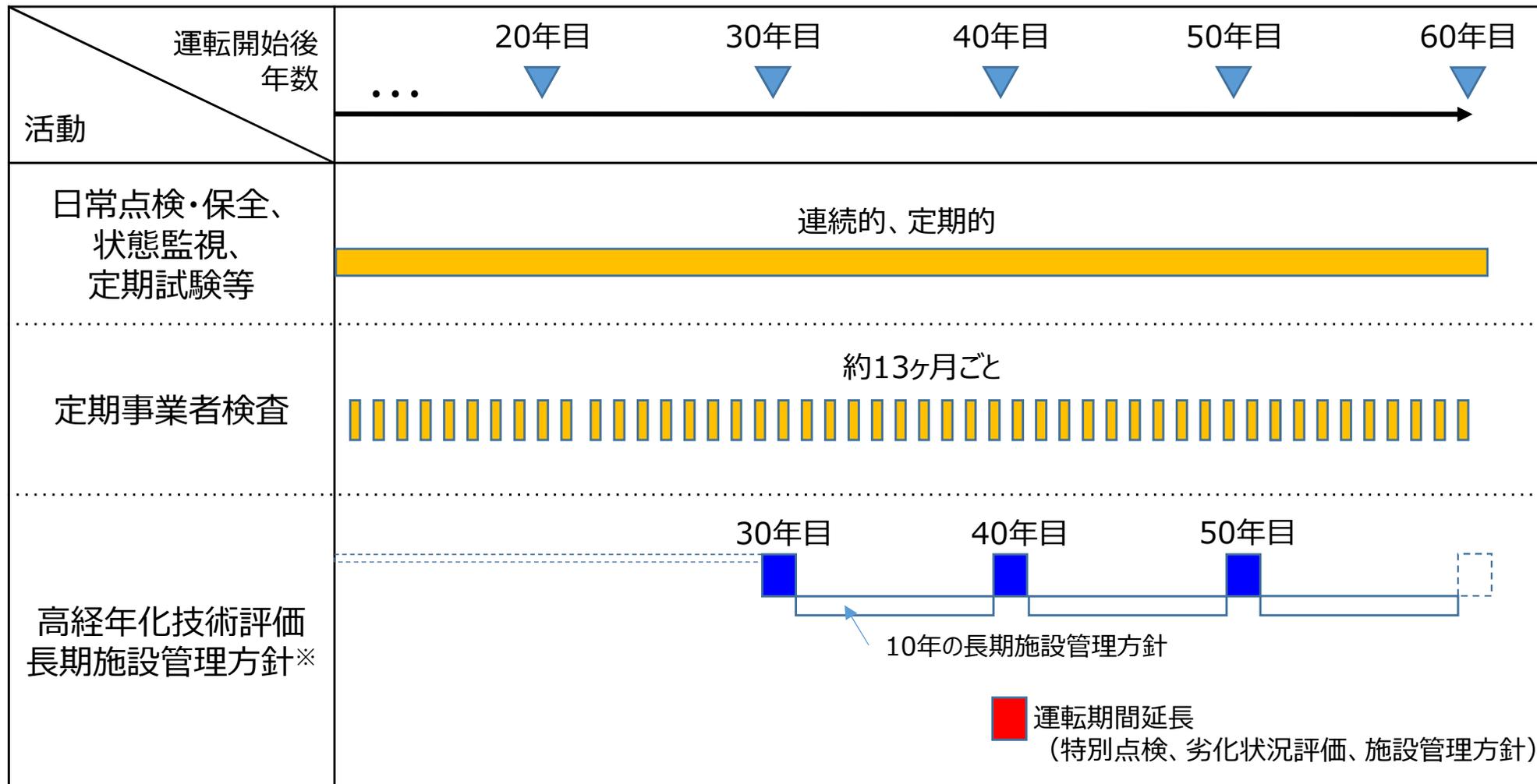


原子力発電所の保全活動について

関西電力株式会社

- 発電所の設備は、構築物、系統及び機器の重要度、想定する劣化・故障の種類に応じた保全策を保全計画に定め、保全活動を実施
- 保全活動は実施する頻度から日常点検等、定期事業者検査、長期施設管理方針等の3種に大別して実施



※2023年6月に公布された新法においては、長期施設管理計画として充実

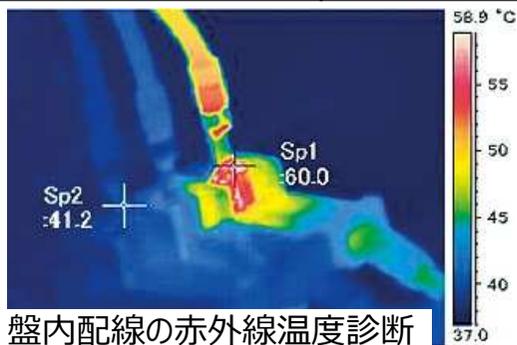
発電所全体の設備を把握し、設備の特性に応じて毎日、1年、10年ごと等、計画的、網羅的に点検や検査、評価を行うことで安全性を確認している。

日常点検・保全、状態監視、定期試験等

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。

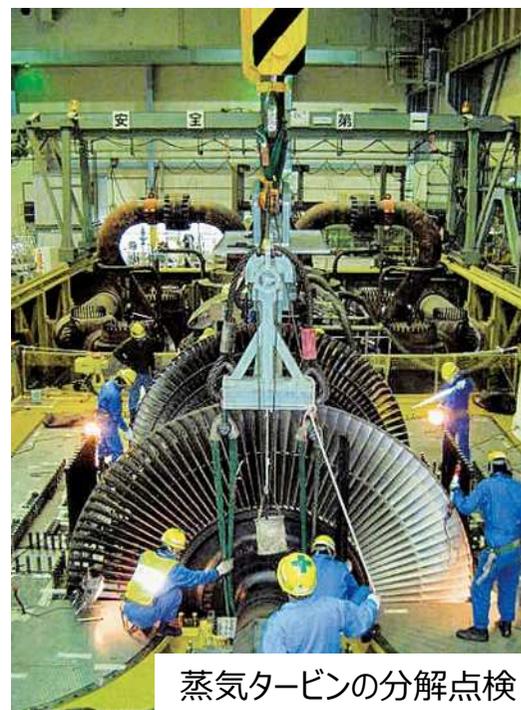
対象設備ごとの診断技術（例）

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



定期事業者検査

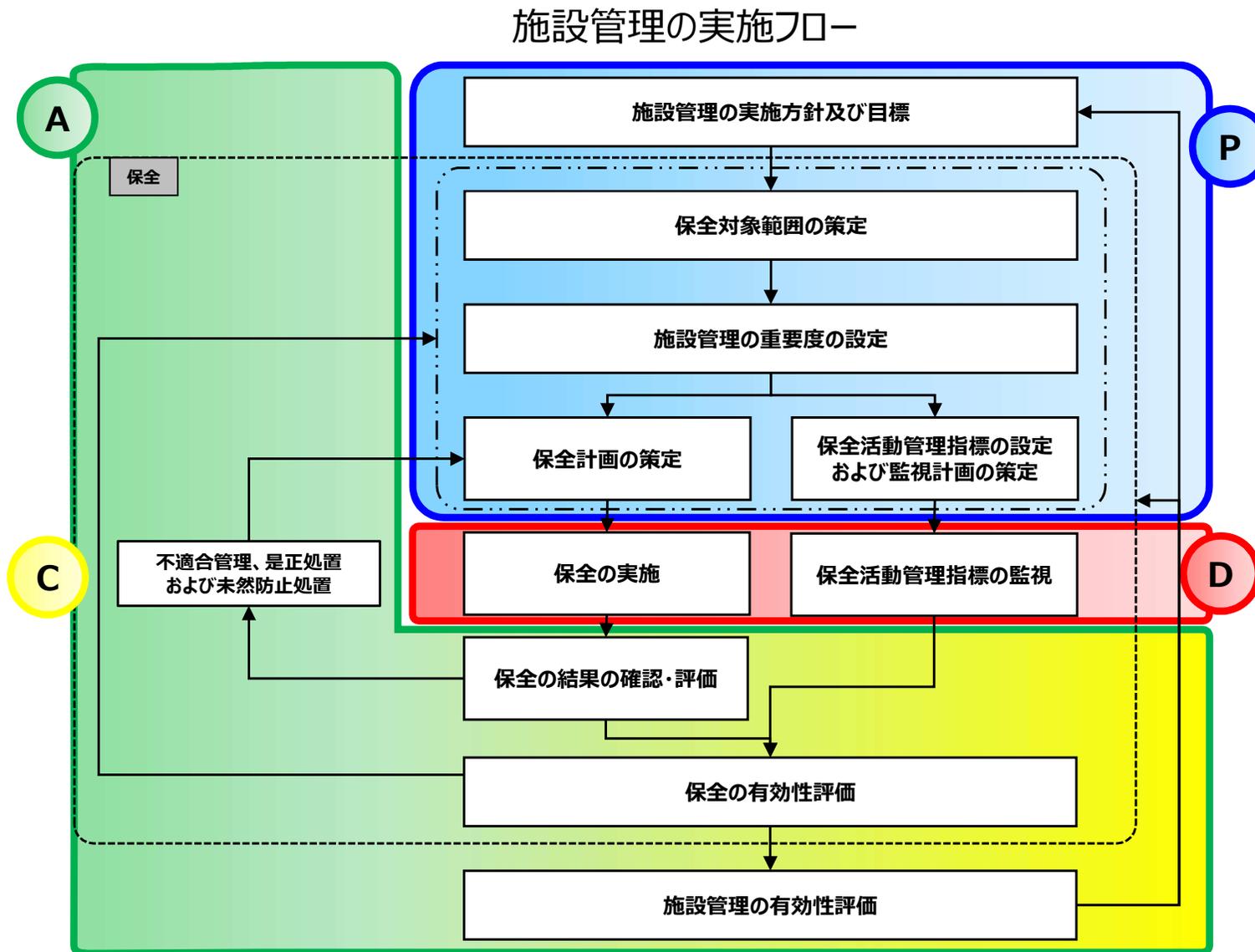
定期的に機器を部品ごとに分解し、細部まで確認している。



長期施設管理方針に基づく点検

長期施設管理方針を策定または変更した場合には、長期施設管理方針に従い保全を実施する。（低圧ケーブルの取替、蒸気発生器取替等）

発電所を構成する設備が所定の機能を発揮しうる状態にあるようにするため、施設管理の実施フローに基づき施設管理を実施する。施設管理には、計画・実施・評価・改善のPDCAサイクルが含まれる。



➤ 供用前検査（P S I）

工事が工事計画に従って行われたこと及び技術基準に適合していることを確認するため、原子炉の商業運転開始前または供用期間中における補修・取替後の供用開始前までに、構造・機能・性能を確認する検査。

基本データを採取し、供用期間中検査の結果との比較を実施。

➤ 供用期間中検査（I S I）

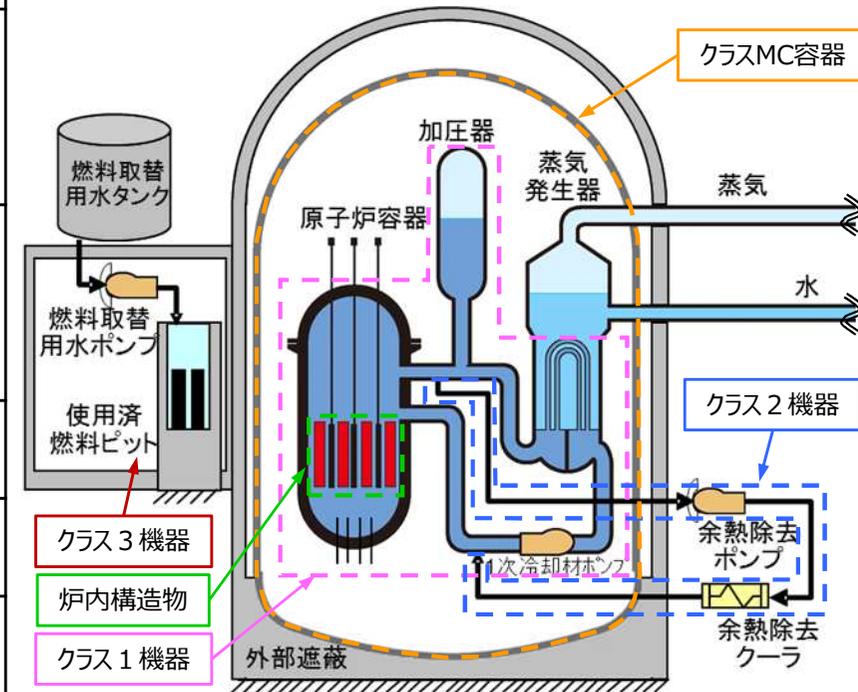
原子力発電所の安全性維持のために、機器・配管等の健全性を非破壊検査により定期的に確認し、経年変化を調べ評価するために行う検査

	P S I	I S I
検査範囲	日本機械学会 設計・建設規格、溶接規格に基づいて実施	日本機械学会 維持規格等に基づいて実施
検査内容	超音波探傷試験、渦流探傷試験、浸透探傷試験、目視試験、配管肉厚測定、溶接検査等	超音波探傷試験、渦流探傷試験、浸透探傷試験、目視試験、配管肉厚測定等
検査時期	商業運転開始前または補修・取替後の供用開始前まで	原則として定期事業者検査時

➡ 5 ~ 12

供用期間中検査では、維持規格に基づき、機器の区分に応じて要求される試験を実施し、機器の健全性を確認している。

区分	要求される試験		代表例
	方法	頻度	
クラス1 機器	非破壊試験	1回/10年または7年	原子炉容器・加圧器・蒸気発生器・1次冷却材ポンプ・管 → 6 ~ 8
	漏えい試験	定期事業者検査毎	
クラスMC容器	非破壊試験	1回/10年	原子炉格納容器
	漏えい試験	定期事業者検査毎	
クラス2 機器	非破壊試験	1回/10年	余熱除去ポンプ・クーラ・管 → 8
	漏えい試験	1回/10年	
クラス3 機器	漏えい試験	1回/10年	使用済燃料ピット冷却系
支持構造物	非破壊試験	1回/10年	クラス1, 2, 3 機器およびクラスMC容器の支持構造物
炉内構造物	非破壊試験	1回/10年	炉心支持構造物および原子炉容器内部の構造物・取り付け物



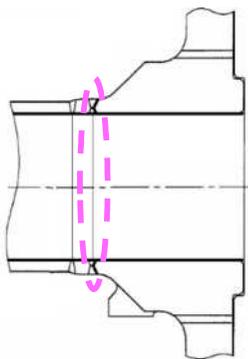
① 胴の周継手

- ・上部胴と中間胴
 - ・中間胴と下部胴
 - ・下部胴と下部鏡板
 - ・上部胴と上部胴フランジ
- 全周の100%(可能範囲)に対して超音波探傷試験を実施

② 胴の長手継手

- ・中間胴
 - ・下部胴
- 全長の100%(可能範囲)に対して超音波探傷試験を実施

③ 主冷却材管台と胴との溶接継手



全管台に対して可能範囲100%の超音波探傷検査を実施

④ 上部胴フランジネジ穴のネジ部

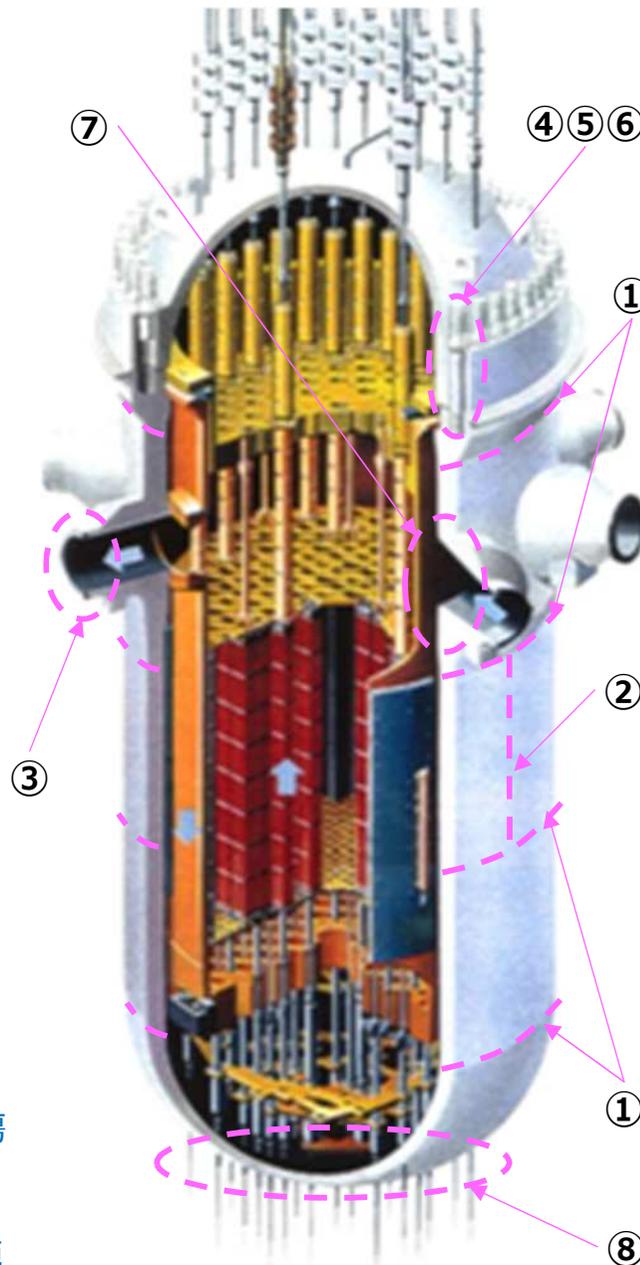
全数(可能範囲)に対して超音波探傷試験を実施

⑤ スタッドボルト

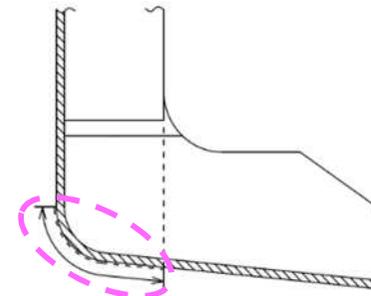
全数に対して超音波探傷試験を実施

⑥ ワッシャ, ナット

全数に対して目視試験を実施

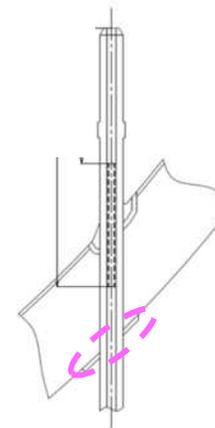


⑦ 主冷却材管台内面の丸みの部分
(一次冷却材ノズルコーナー部)



全管台に対して100%(可能範囲)の超音波探傷試験を実施

⑧ 炉内計装筒管台



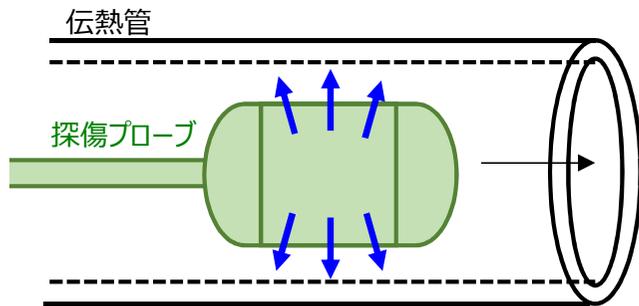
貫通部外面からの目視検査を実施(1回/5年)
※実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈に基づき実施

① 伝熱管

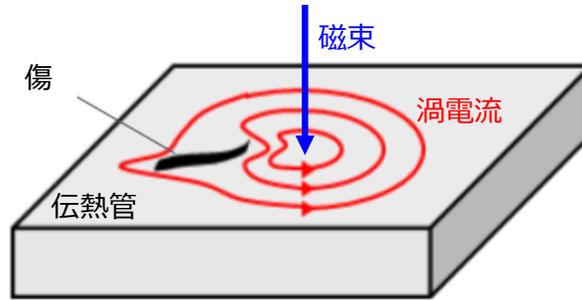
全ての細管（蒸気発生器1基で3,382本）に対して渦流探傷試験を実施

渦流探傷試験

伝熱管の中にコイルを有した探傷プローブを挿入し、磁場を発生させることで、伝熱管に発生する渦電流を計測して傷の有無を確認する試験。



伝熱管内に探傷プローブを挿入し磁場を発生させる



伝熱管に傷がある場合、発生する渦電流が変化

② 管板と水室鏡板との溶接継手

全長の25%に対して超音波探傷試験を実施（代表1基）

③ 冷却材入口管台および出口管台

・内面の丸みの部分

管台の数の25%に対して超音波探傷試験を実施（代表1基）

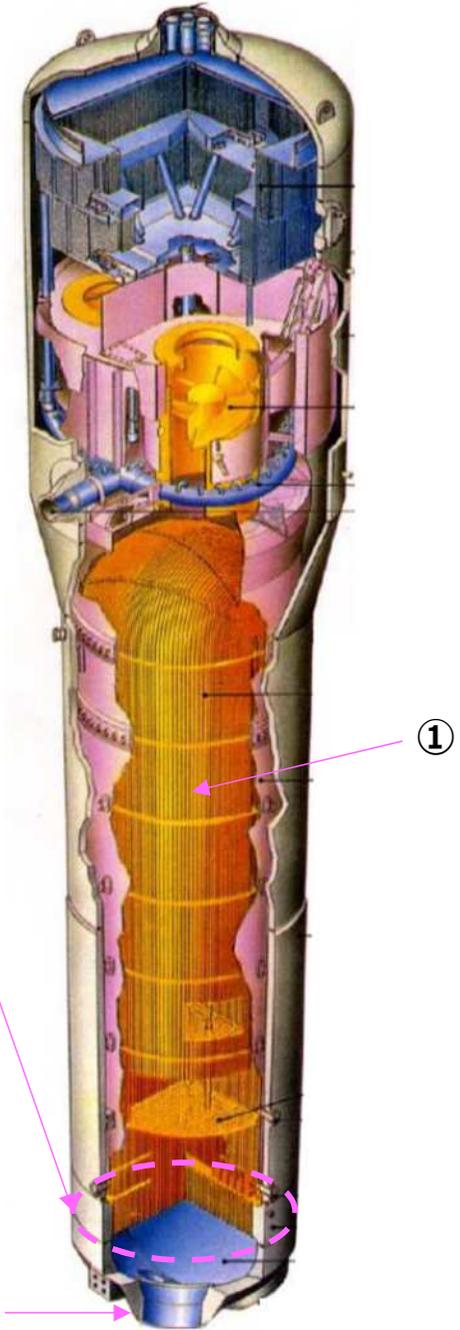
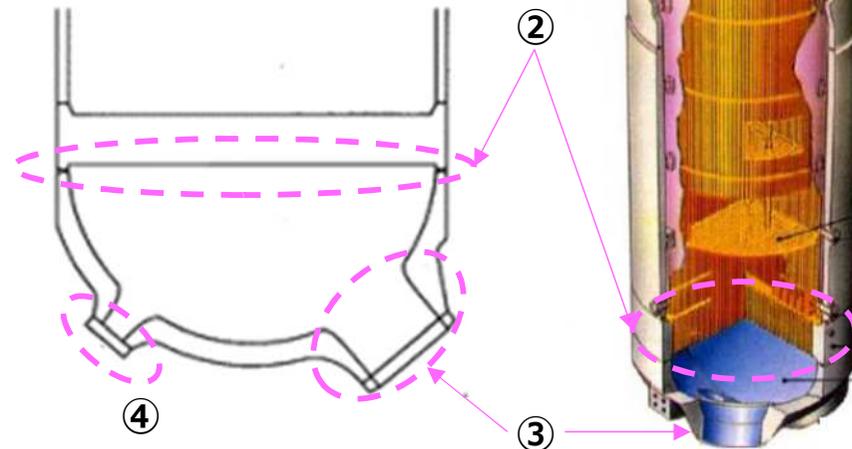
・セーフエンドとの溶接継手

溶接継手の数の25%に対して超音波探傷試験*および浸透探傷試験を実施（代表1基）

*探傷不可範囲は代替措置として渦流探傷試験を実施

④ 1次側マンホールの取付ボルト

ボルトの数の25%に対して目視試験を実施（代表1基）



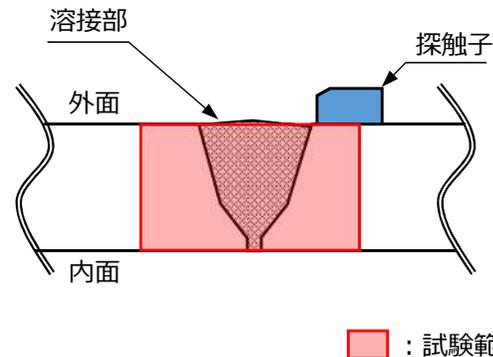
供用期間中検査の具体例（管）

- 管の供用期間中検査では、クラス区分に応じて要求される試験方法と程度に従い、非破壊検査を実施している。
- 非破壊検査では、経年変化の有無を確認する観点から、定点サンプリング方式を用いており、定点は次の部位に対して機器の重要性や接近性等の検査性、過去の検査実績等を勘案して選定している。
 - ・機器と配管の溶接継手等の構造不連続部位
 - ・使用環境条件の厳しい部位
 - ・過去の損傷発生部位

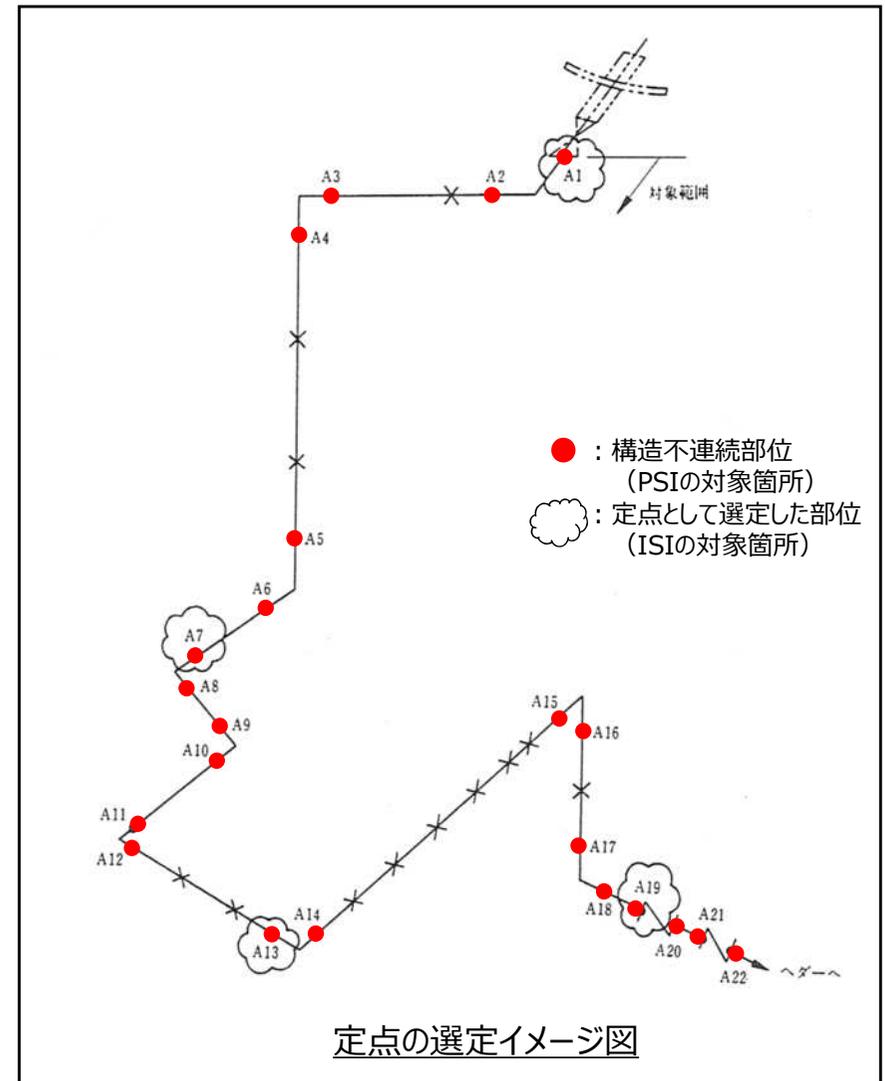
区分	要求される試験	
	方法	程度
クラス1管	体積試験および表面試験※1	溶接継手数の25%
クラス2管	体積試験※2および表面試験	溶接継手数の7.5%

※1：呼び径100A未満の溶接継手、ソケット溶接継手は表面試験のみ

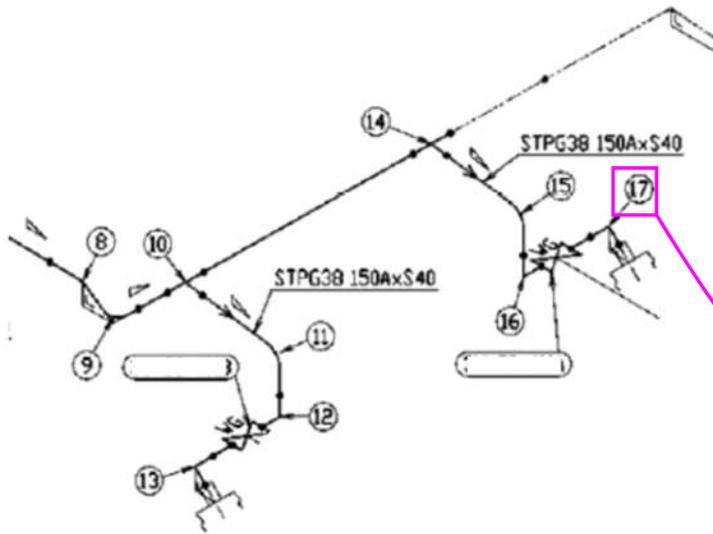
※2：公称厚さ9.5mmを超える溶接継手のみ
（12.7mm以下の溶接継手は体積試験または表面試験のいずれか）



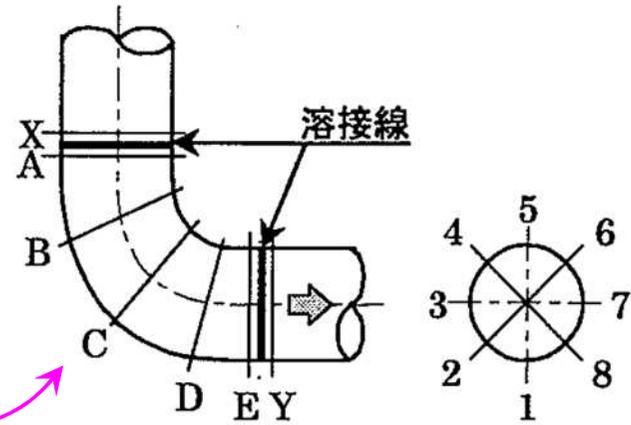
クラス1管の溶接継手の体積試験（超音波探傷試験）の例



定点の選定イメージ図



配管肉厚測定用のアイソメ図



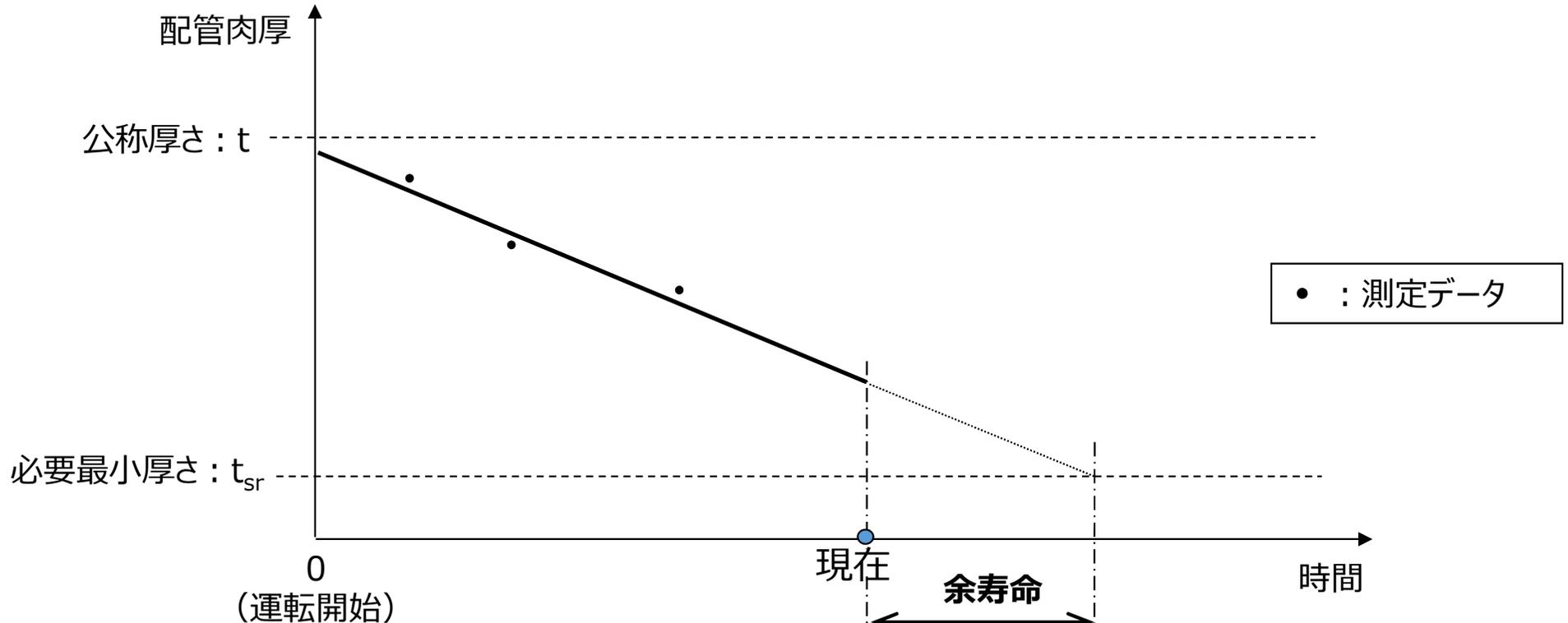
125A(5B)を超えるもの

測定点位置図



配管肉厚測定の実施状況

測定データに基づき余寿命を算出し、余寿命が次回の定期事業者検査までの期間を下回る場合には取替を計画・実施



取替・補修を計画、次回の定期事業者検査時に測定実施
(次回の定期事業者検査までの期間以上～5年未満)

運転中に余寿命がなくならないよう取替・補修を実施
(次回の定期事業者検査までの期間を下回る)

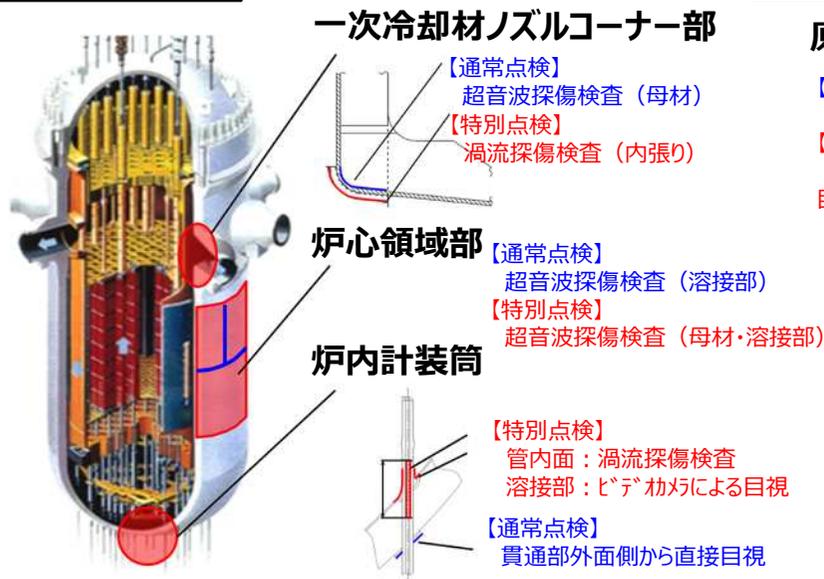
対象機器	対象部位	特別点検	(参考) 通常点検
原子炉容器	炉心領域部	母材及び溶接部に対して超音波探傷試験※ ¹ による欠陥の有無の確認	溶接部に対して超音波探傷試験※ ¹ による欠陥の有無の確認
	一次冷却材ノズルコーナー部	内張り部に対して渦流探傷試験※ ² による欠陥の有無の確認	母材に対して超音波探傷試験※ ¹ による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒	溶接部に対して目視点検及び計装筒内面に対して渦流探傷試験※ ² による欠陥の有無の確認	貫通部外面からの目視点検による漏えい確認
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板	接近できる点検可能範囲全てに対して目視点検による塗膜状態の確認	可視範囲に対して目視点検による塗膜状態（防食維持）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約150個による強度、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応、遮蔽能力の確認	目視点検及びリバウンドハンマーによる強度確認、必要に応じ、コアサンプルによる強度等※ ³ の確認

※ 1：超音波の反射によって欠陥の有無を確認

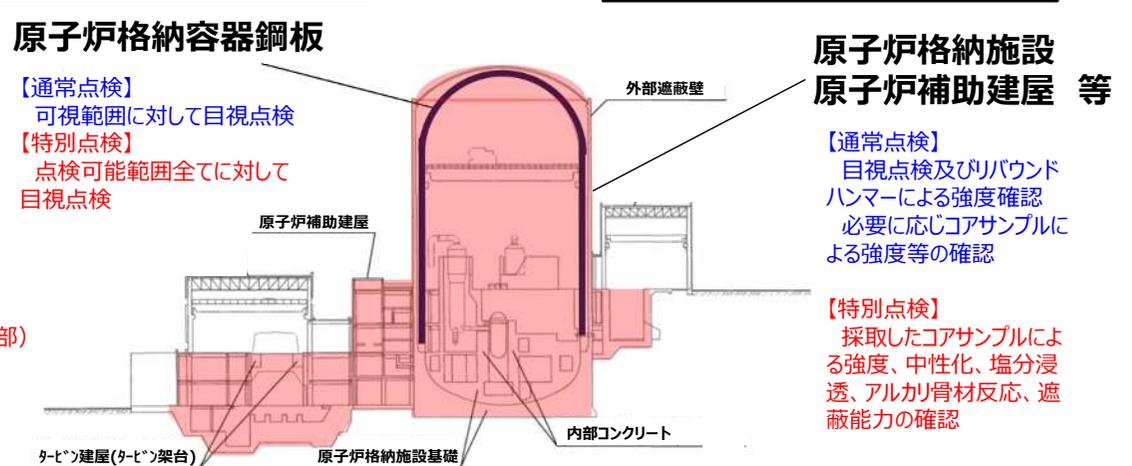
※ 2：材料に渦電流を発生させ、その電流の変化によって表面欠陥の有無を確認

※ 3：強度の他、中性化および塩分浸透について確認

原子炉容器点検

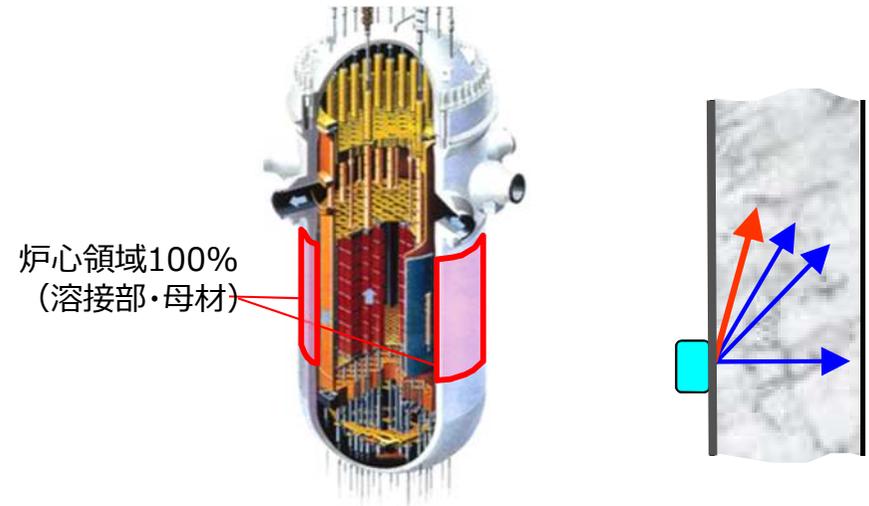


原子炉格納容器点検



点検方法

- 炉心領域100%（母材・溶接部）を試験対象。着目する経年劣化モードである中性子照射脆化は、加圧熱衝撃（P T S）の観点から内表面近傍の欠陥が特に重要となることから、これに有効な縦波斜角70度の超音波探傷試験を実施した。
- 通常の供用期間中検査で実施している斜角45度、60度、垂直による超音波探傷試験も併せて実施。



点検方法の妥当性

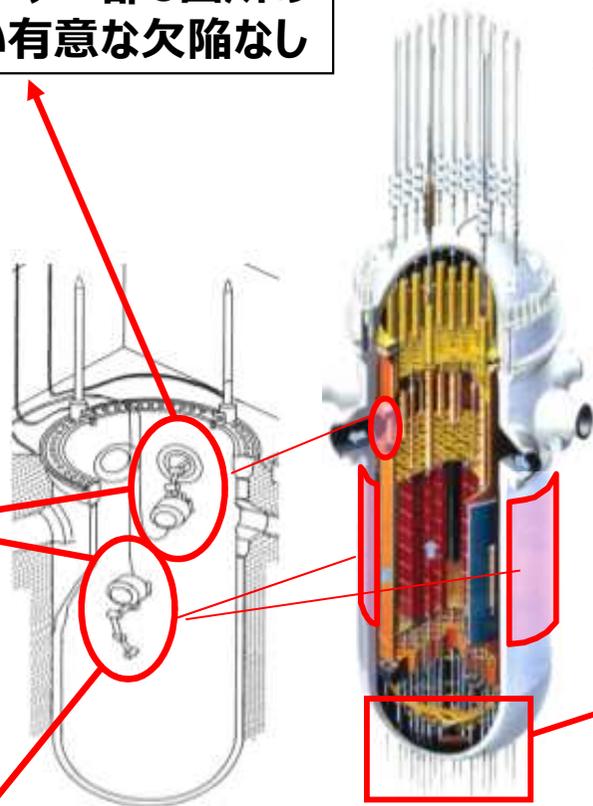
- JEAC4207-2008「軽水型原子力用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」を準用。
- 国プロ「超音波探傷試験による欠陥検出性及びサイジング精度に関する確証試験」（U T S）により深さ5mm程度の欠陥であれば十分検出可能であることが確認されている。
- 5mmの検出精度は、P T S評価の想定（深さ10mmの表面欠陥）に対して十分な欠陥検出性能である。

屈折角	検出可能な最小欠陥寸法(mm) *1	特徴的傾向
60° (横波)	3.8~11.4 [2.5]	(1) 欠陥深さ11mmを超える欠陥の検出率は100%であった。 (2) 欠陥深さ3.8mmから11.4mmの間に検出率0%と100%が混在することから、検出限界はこの間に存在すると考える。
70-50° (縦波)	<3.8 [2.5] 70° (クラッド表面欠陥)	全ての欠陥がDAC100%以上のエコー高さで検出されており、検出レベルをDAC20%にした場合の検出限界はこの寸法以下にあると考えられる。
70° (縦波)	<3.8 [2.5] ¹	同上
まとめ		(1) 屈折角 70-50° (縦波)及び70° (縦波)では、欠陥上端がクラッド境界近傍の欠陥(母材側深さ0.1mm)でも十分検出できた。クラッド直下のUCC模擬の内部欠陥では、欠陥高さ2.4mm (2a: 4.8mm) の欠陥が検出できることを確認した。 70° (クラッド表面近傍内部欠陥) (2) 屈折角60° (横波)では、欠陥深さ11mm(母材側深さ7mm)を超える深い欠陥は検出できた。また、UCC模擬の内部欠陥では、欠陥高さ3.8mm (2a: 7.6mm) の欠陥が検出できることを確認した。
備考		* 1 : 鉤括弧内数値は検出可能な最小欠陥深さの欠陥と同じアスペクト比における評価不要欠陥深さ(クラッド厚を含む) また、<は最小欠陥の検出率が100%であり、検出限界がそれ以下であることを示す。

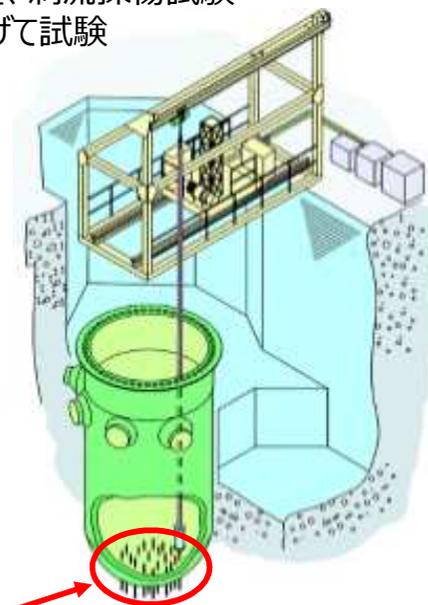
点検結果

一次冷却材ノズルコーナー部6箇所の
渦流探傷試験を行い有意な欠陥なし

原子炉容器供用期間中検査ロボットを
使用して試験

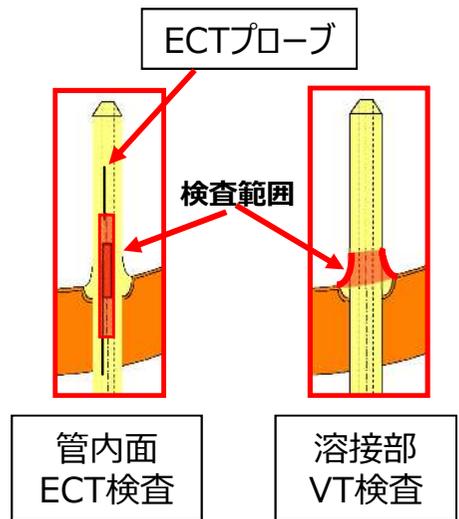


燃料取替クレーンにより
目視点検装置、渦流探傷試験
装置を吊り下げて試験



炉心領域の母材及び溶接部の
超音波探傷試験を行い有意な欠陥なし

炉内計装筒50箇所の溶接部
及び管内面の渦流探傷試験
(ECT),目視試験(VT)を行い
有意な欠陥なし

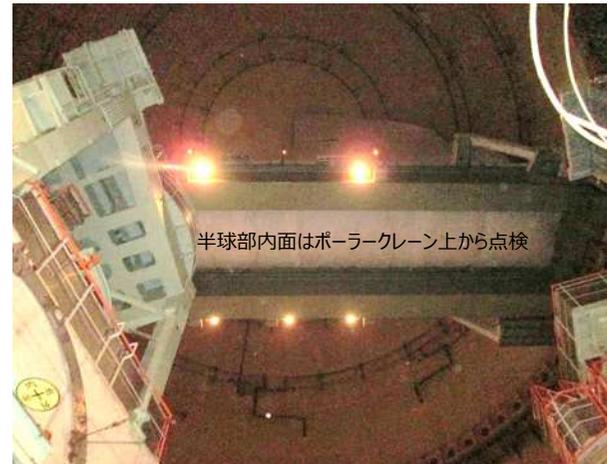


管内面
ECT検査

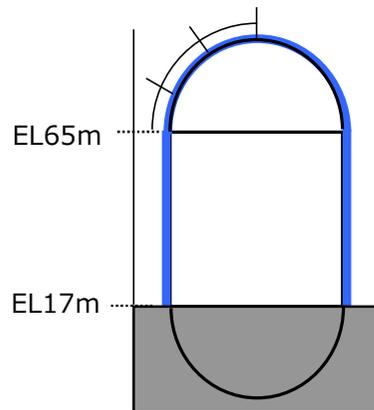
溶接部
VT検査

点検方法

- ▶原子炉格納容器鋼板の内外表面について、目視試験により鋼板の塗膜状態を確認する。
- ▶高所等、直接目視できない箇所についてはカメラを用いた遠隔目視にて確認する。

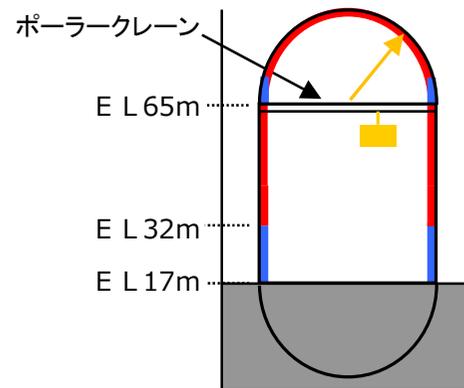


外面
・回転ラダーや足場等
から点検を実施



外面

— 直接目視
— 遠隔目視



内面

内面

- ・高所はポーラークレーン・機器歩廊等から遠隔目視
- ・遠隔目視試験はカメラを使用

点検結果：原子炉格納容器の鋼板について、外面および内面の塗膜状態の目視試験を実施した結果、健全性に影響を与えるような塗膜の劣化や鋼板の腐食がないことを確認した。

(1)対象の構造物・点検項目等

対象の構造物・部位、着目する劣化事象及び点検方法等

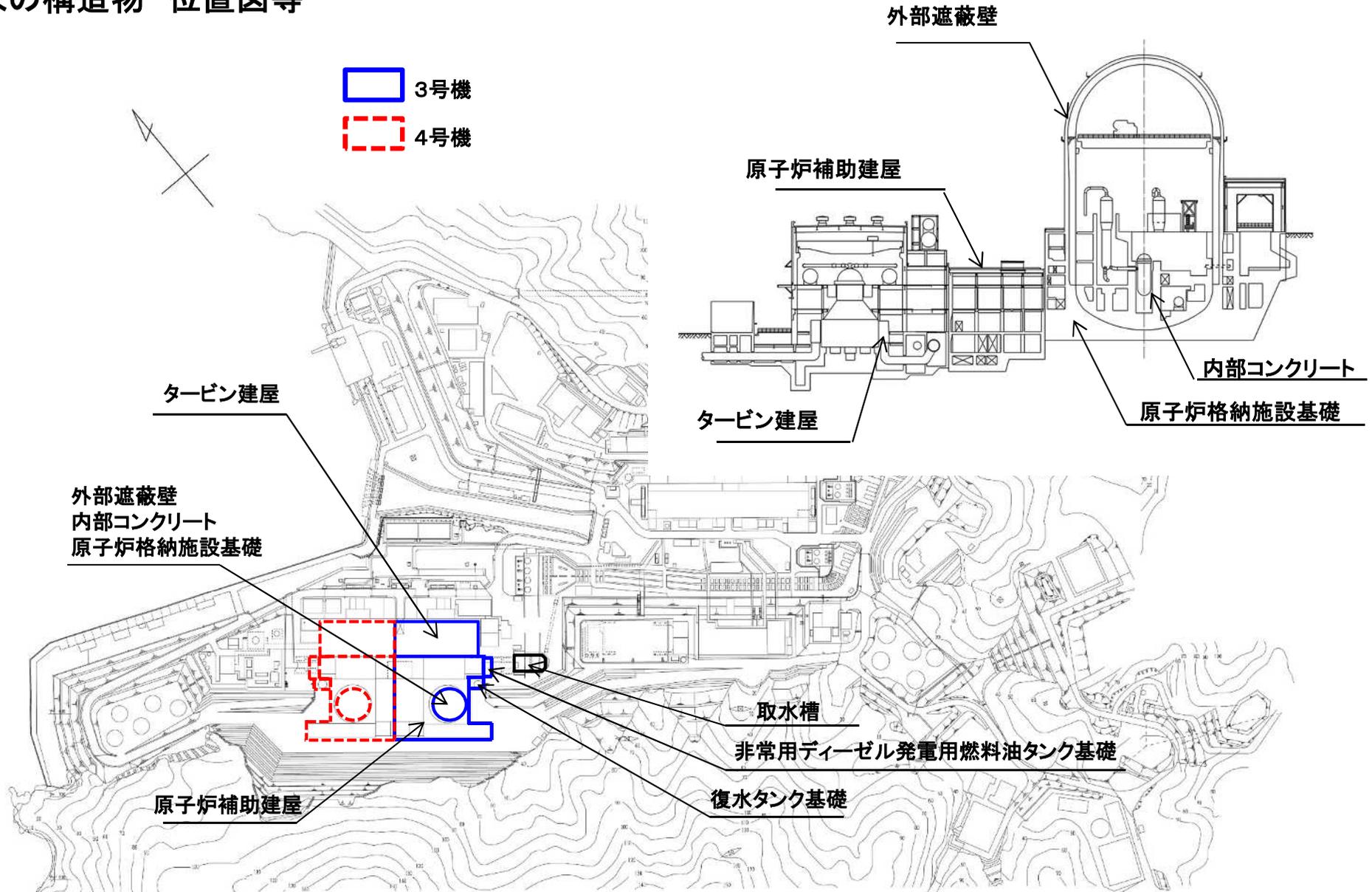
対象コンクリート構造物	対象部位
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁
	内部コンクリート
	基礎マット
原子炉補助建屋	外壁
	内壁及び床
	使用済み燃料プール
	基礎マット
タービン建屋	内壁及び床
	基礎マット
取水槽	海中帯
	干満帯
	気中帯
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	

着目する劣化事象	点検方法／点検項目
強度低下及び遮蔽能力低下	採取したコアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認

PWR 対象部位毎の点検項目

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目				
		強度	遮蔽能力*1	中性化深さ*2	塩分浸透*3,4	アルカリ骨材反応
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	○	○	○	○	○
	内部コンクリート	○	○	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
原子炉補助建屋	外壁	○	○	○	○	○
	内壁及び床	○	○	○	—	○
	使用済み燃料プール	○	—	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
タービン建屋	外壁	○	—	○	○	○
	内壁及び床	○	—	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
取水槽	海中帯	○	—	○	○	○
	干満帯	○	—	○	○	○
	気中帯	○	—	○	○	○
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	原子炉格納施設内	—	○	—	○	—
	原子炉補助建屋内	—	○	—	○	—
	タービン建屋内（タービン架台を含む。）	—	○	—	○	—
上記以外の構造物（安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。）	—	○	○	○	○	○

(1)対象の構造物・点検項目等 対象の構造物 位置図等



(1)対象の構造物・点検項目等

点検部位選定の基本的考え方

点検項目毎に、点検項目に対する劣化メカニズムや影響要素等を踏まえ、各対象構造物において使用環境条件等が最も厳しくなる場所を選定

各要因ごとの選定の考え方(例)

○中性化

- ・空気環境(二酸化炭素、温度及び湿度)の影響を受ける。
→対象構造物ごとに、塗装の施されていない範囲から、各環境測定結果をもとに、相対的に影響度が大きい範囲を選定

○塩分浸透

- ・塩分浸透は構造物へ飛来してくる海からの塩分の量や、使用材料の影響を受ける。
→飛来塩分測定結果等をもとに、相対的に影響が大きい範囲を選定

○アルカリ骨材反応

- ・水分やアルカリの供給及び放射線照射量の影響を受ける。
→環境測定等を踏まえて、水分供給の観点で相対的に湿度が大きい範囲を、アルカリ供給の観点で相対的に塩分供給が大きい範囲を、放射線照射量が最も多い箇所を選定

(2)点検方法

JIS規格、各種学会規格（日本建築学会等）、最新知見を踏まえた試験方法により実施

コアサンプル



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
	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	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）	コンクリートがアルカリ性を保っているかを確認（中性化している範囲を確認）	コンクリート中の塩分の量を確認	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
点検方法の概要	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>強度の点検事例</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>中性化の点検事例</p> <p>試薬により変色度合いを確認</p> </div> </div>				

(3)点検結果

- ・実施時期:2021年11月～2022年10月
- ・コアサンプル数:約150本／号機
- ・実施結果:全点検項目において、コンクリートの健全性に影響を与えるような劣化は認められなかった。

実施例)強度の点検結果

設計基準強度を上回っていることを確認。

強度試験結果(3号機)

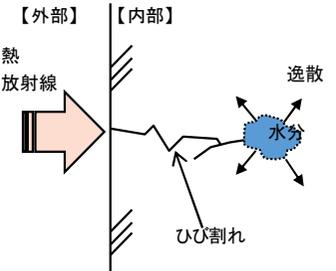
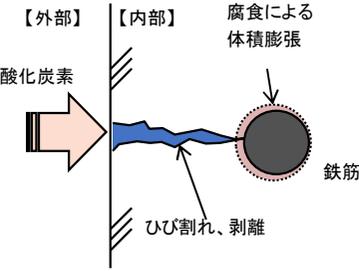
代表構造物	コアサンプル数(本)	試験結果(平均圧縮強度)(N/mm ²)	設計基準強度(N/mm ²)
外部遮蔽壁	3	32.3	24.5
内部コンクリート	3	39.6	
原子炉格納施設基礎	3	42.1	
原子炉補助建屋	15	43.0	
タービン建屋	9	37.5	20.6
取水構造物	9	49.4	23.5

※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

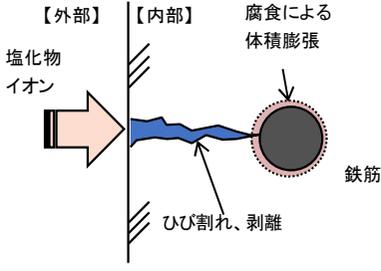
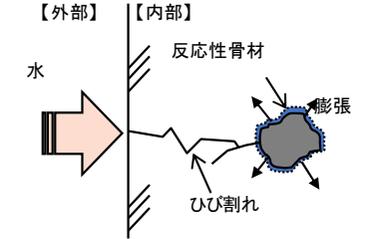
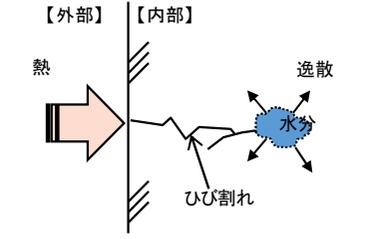
基本的考え方

- コンクリート構造物の経年劣化事象（強度低下および遮蔽能力低下）に影響をもたらす要因ごとに評価を行う。
- 延長しようとする期間を踏まえて、60年間の運転を想定した健全性評価を行う。
- 特別点検結果を踏まえる。
- 日本建築学会、土木学会等の知見を用いる。

(1)経年劣化事象・主要劣化要因・健全性評価 ①

事象	主要因	劣化メカニズム	劣化技術評価																	
強度低下	熱	<p>コンクリートが熱を受けると、温度条件によってはコンクリート中の水分の逸散に伴う乾燥に起因する微細なひび割れ、あるいは水分の移動に起因する空隙の拡大などにより強度が低下する可能性がある。</p> 	<p>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、健全性評価上問題とならない。 【詳細は後述】</p>																	
	放射線照射	<p>コンクリートは、中性子照射やガンマ線照射に起因する内部発熱により、コンクリート中の水分が逸散し、強度が低下する可能性がある。</p>	<p>60年時点のガンマ線照射量が基準値以下であること、中性子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。 【詳細は後述】</p>																	
	中性化	<p>コンクリートは空気中の二酸化炭素の作用を受けると、徐々にそのアルカリ性を失い中性化する。中性化がコンクリートの内部に進行しアルカリ性が失われると鉄筋周囲に生成されていた不動態被膜も失われ、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。さらに、鉄筋の腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</p> 	<p>・環境条件や特別点検結果等を踏まえて、知見式により60年時点の中性化深さを予測した結果、基準値（鉄筋が腐食し始めるとされている値）以下であり、健全性評価上問題とならない。高浜3号機評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1321 821 2116 1069"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">中性化深さ(cm)</th> <th rowspan="2">基準値 (cm)</th> </tr> <tr> <th>測定値 調査時点</th> <th>推定値 運転開始後60年経過時点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補助建屋（基礎マット）</td> <td>2.4^{※1}</td> <td>3.1</td> <td>6.0</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助建屋（内壁及び床）</td> <td>0.3^{※2}</td> <td>4.0</td> <td>6.0</td> </tr> <tr> <td>取水構造物（気中帯）</td> <td>0.5^{※1}</td> <td>0.7</td> <td>8.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 運転開始後37年 ※2 運転開始後36年</p>		中性化深さ(cm)		基準値 (cm)	測定値 調査時点	推定値 運転開始後60年経過時点	原子炉補助建屋（基礎マット）	2.4 ^{※1}	3.1	6.0	原子炉補助建屋（内壁及び床）	0.3 ^{※2}	4.0	6.0	取水構造物（気中帯）	0.5 ^{※1}	0.7
	中性化深さ(cm)		基準値 (cm)																	
	測定値 調査時点	推定値 運転開始後60年経過時点																		
原子炉補助建屋（基礎マット）	2.4 ^{※1}	3.1	6.0																	
原子炉補助建屋（内壁及び床）	0.3 ^{※2}	4.0	6.0																	
取水構造物（気中帯）	0.5 ^{※1}	0.7	8.5																	

(1)経年劣化事象・主要劣化要因・健全性評価 ②

事象	主要因	劣化メカニズム	劣化技術評価														
強度低下	塩分浸透	<p>コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が失われるため、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</p> 	<p>環境条件や特別点検結果等を踏まえて、知見式により60年時点の鉄筋腐食減量を予測した結果、基準値（かぶりコンクリートひび割れ発生時点）以下であり、健全性評価上問題とならない。</p> <table border="1" style="float: right;"> <caption>高浜3号機評価結果</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2">取水構造物</th> <th colspan="2">鉄筋腐食減量 (×10⁻⁴ g/cm²)</th> </tr> <tr> <th>運転開始後60年時点</th> <th>基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>気中帯</td> <td>6.0</td> <td>90.1</td> </tr> <tr> <td>干満帯</td> <td>11.0</td> <td>88.1</td> </tr> <tr> <td>海中帯</td> <td>0.0</td> <td>88.1</td> </tr> </tbody> </table>	取水構造物	鉄筋腐食減量 (×10 ⁻⁴ g/cm ²)		運転開始後60年時点	基準値	気中帯	6.0	90.1	干満帯	11.0	88.1	海中帯	0.0	88.1
	取水構造物	鉄筋腐食減量 (×10 ⁻⁴ g/cm ²)															
運転開始後60年時点		基準値															
気中帯	6.0	90.1															
干満帯	11.0	88.1															
海中帯	0.0	88.1															
	アルカリ骨材反応	<p>コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメントなどに含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</p> 	<p>以下により健全性評価上問題とならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・これまで実構造物にアルカリ骨材反応に起因するひび割れ等が認められていない。 ・使用骨材が反応性でないことを試験で確認。 ・特別点検（実体顕微鏡観察）でコンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認。 														
遮蔽能力低下	熱	<p>コンクリートは、周辺環境からの伝熱及び放射線照射に起因する内部発熱により、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮蔽能力が低下する可能性がある。</p> 	<p>温度分布解析の結果、コンクリートの最高温度が中性子遮蔽およびガンマ線遮蔽に対する基準値（中性子遮蔽88℃、ガンマ線遮蔽177）以下であり、健全性評価上問題とならない。</p>														

(2)健全性評価－熱による強度低下

a. 評価対象部位

1次遮蔽壁(内部コンクリート)

b. 評価点

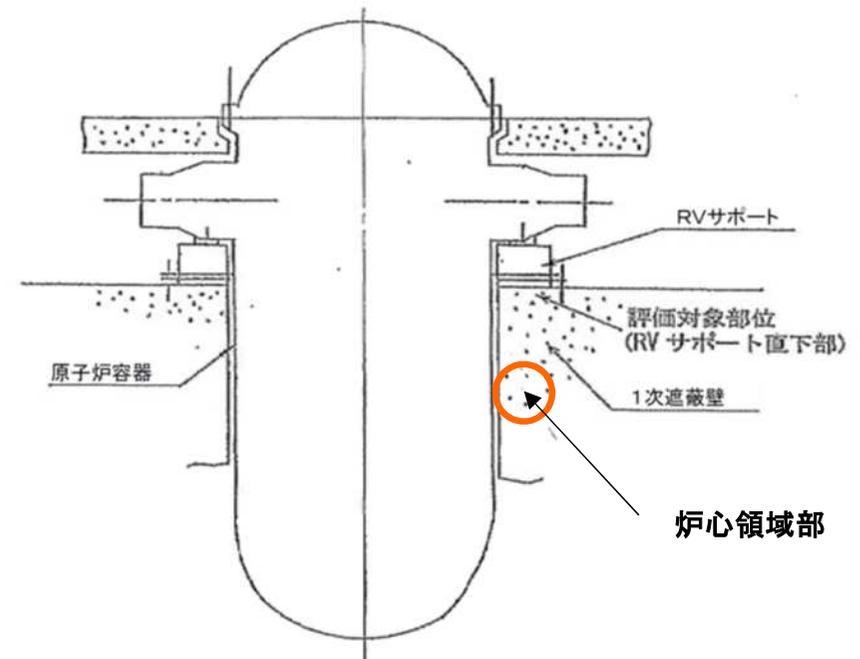
運転時に最も高温となる炉心領域部

c. 評価手順

2次元輸送計算コードによりガンマ発熱量分布を算出し、熱伝導方程式により温度分布を算出

d. 健全性評価結果

コンクリートの最高温度は基準値以下であり、健全性評価上問題とはならない



1次遮蔽壁の概要

また、熱の評価点近傍から採取したコアサンプルについて、特別点検において強度試験を行った結果、設計基準強度を上回っていることを確認

1次遮蔽壁における解析による最高温度と基準値の比較

最高温度(°C)	基準値※(°C)	判定
約56	65	OK

評価点近傍におけるコンクリートの強度試験結果(3号機)

	平均圧縮強度(N/mm ²)	設計基準強度(N/mm ²)
内部コンクリート(1次遮蔽壁)	39.6	24.5

(2)健全性評価－放射線照射による強度低下(1/2)

a. 評価対象部位

1次遮蔽壁(内部コンクリート)

b. 評価点

中性子線、ガンマ線の照射量が最大となる炉心領域部

c. 評価手順

①放射線量率の算定

- ・1次遮蔽壁における中性子束およびガンマ線量率を2次元輸送計算コードにより算出

②放射線照射量の算出

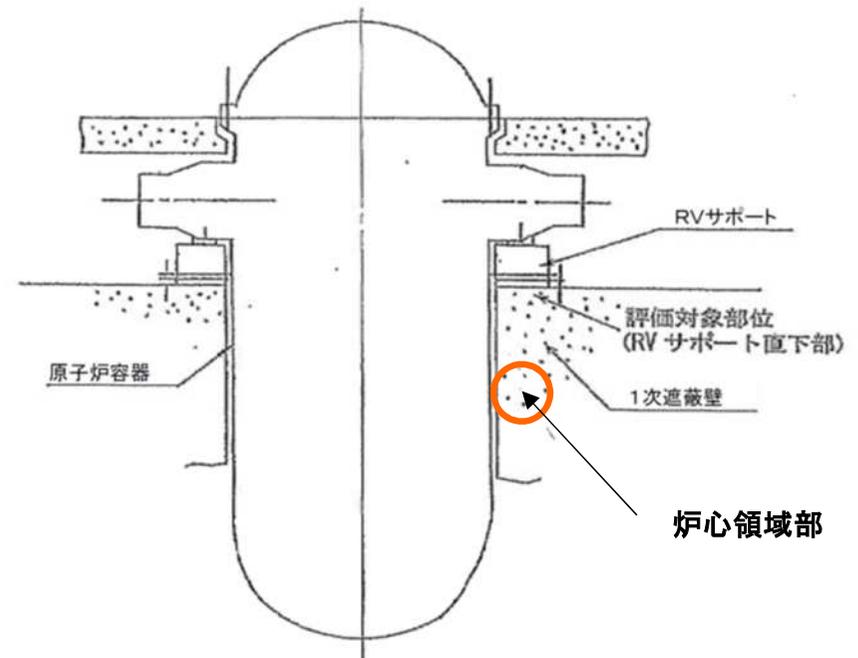
- ・上記線量率に運転時間※1を掛けて中性子照射量および中性子照射量を算出

※1 運転時間の算出において用いた設備利用率

- ・2021年3月31日まで:実績
- ・2021年4月1日以降 :90%(想定)

③耐力評価

- ・運転開始後60年経過時点の放射線照射量が、コンクリートの強度低下を及ぼす可能性のある目安値を超える場合は、構造体の耐力が設計荷重を上回ることを確認。

中性子照射量の目安値 $1 \times 10^{19} (E > 0.1 \text{ MeV}) (\text{n/cm}^2)$ ※1ガンマ線照射量の目安値 $2 \times 10^8 (\text{Gy})$ ※2

1次遮蔽壁の概要

※1:小嶋他 中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響(NTEC-2019-1001)

※2: Hilsdorf et al. The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete (1978)

(2)健全性評価－放射線照射による強度低下(2/2)

d. 健全性評価結果

- ・中性子照射量が目安値を超える範囲は、1次遮蔽壁の厚さ（最小279cm）に対し、最大で12cm程度。当該部位が欠損しているものとして耐力評価を行い、問題がないことを確認。
- ・ガンマ線照射量は目安値を下回っていることを確認。

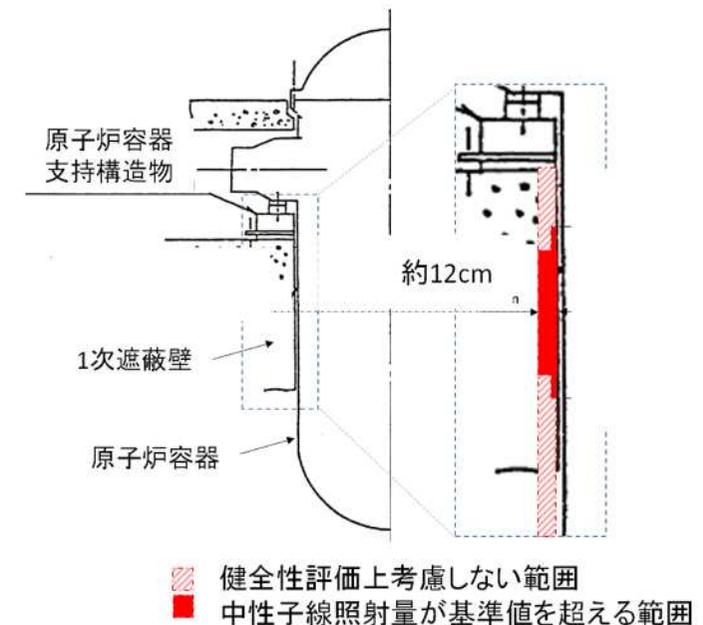
原子炉容器支持構造物コンクリート 接線方向荷重による引張評価(3号炉)

欠損想定	荷重(kN)	耐力(kN)	耐震裕度
欠損無	2,500	5,100	2.04
欠損有	2,500	5,000	2.00

- ・放射線照射の評価点近傍から採取したコアサンプルについて、特別点検において強度試験を行った結果、設計基準強度を上回っていることを確認

評価点近傍におけるコンクリートの強度試験結果(3号機)

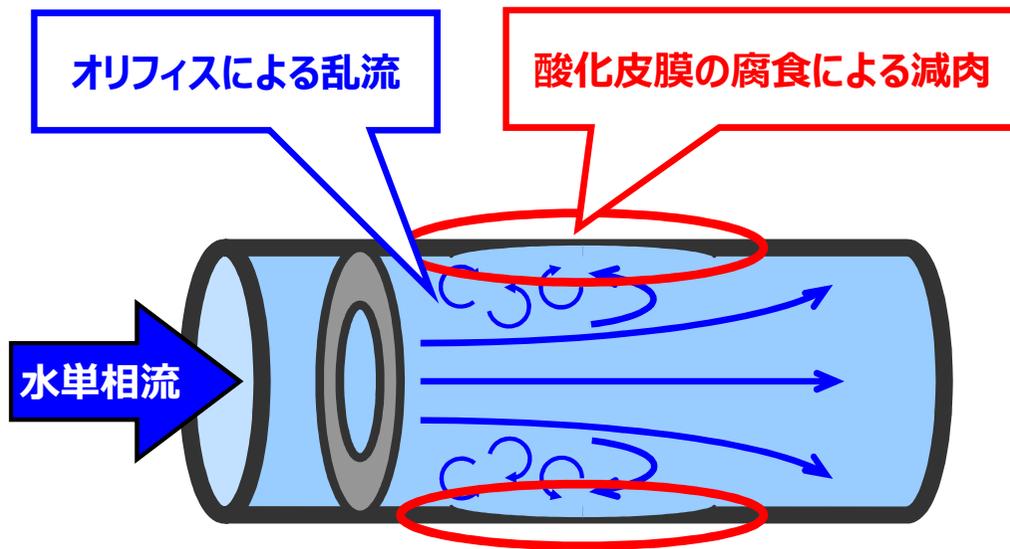
	平均圧縮強度 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
内部コンクリート (1次遮蔽壁)	39.6	24.5



原子力発電所の安全性や機器の健全性は、日常点検・保全、状態監視、定期試験、定期事業者検査、高経年化技術評価に基づく点検等により確保しております。

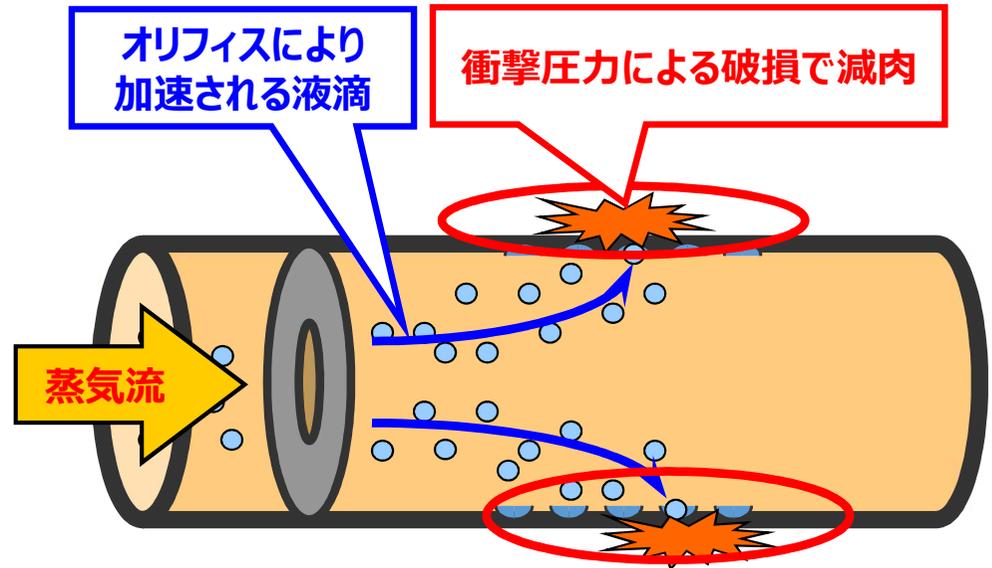
中でも非破壊検査は、機器の健全性を確認する上で重要な技術であり、規格基準に従って確実に実施するとともに、更なる精度向上等を図る取り組みを実施し、安全性向上を図っております。

- 系統配管内の偏流発生部位（エルボ、T管、オリフィス、弁など）とその下流部において、配管肉厚が時間の経過とともに徐々に減少していく現象
 - 流体加速型腐食（Flow Accelerated Corrosion ; FAC）
 - 液滴衝撃エロージョン（Liquid Droplet Impingement erosion ; LDI）



オリフィス下流のFACによる減肉

- 水の流れによって配管内壁面の腐食が加速される減肉現象
- 主に単相流の水や高い湿り度の水-蒸気二相流が流れる配管で発生



オリフィス下流のLDIによる減肉

- 蒸気流中の液滴が配管壁面に高速で衝突する際に発生する衝撃圧力による減肉現象
- 主に高速の湿り蒸気流が流れる配管で発生