

玄海原子力発電所3号炉 高経年化技術評価

(コンクリートの強度・遮蔽能力低下及び
テンドンの緊張力低下 (含む鉄骨の強度低下))

2023年11月2日

1. 概要	2
2. 基本方針	2
3. 劣化事象の概要	4
4. 代表構造物、評価対象部位の選定	8
5. 健全性評価	18
5-1 コンクリートの強度低下	
5-2 コンクリートの遮蔽能力低下	
5-3 テンドンの緊張力低下	
6. 現状保全、総合評価、高経年化への対応	38
7. 代表構造物以外の評価対象構造物への展開	40
8. まとめ	42

1. 概 要

2. 基本方針

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項の規定に基づき実施した高経年化技術評価のうち、コンクリートの強度・遮蔽能力低下及びテンダンの緊張力低下（含む鉄骨の強度低下）の評価結果を説明するものである。

2. 基本方針

コンクリート等に対する評価の基本方針は、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の記載事項を踏まえ、対象構造物について運転開始後60年時点までの期間における技術評価を適切に実施し、その結果に基づき長期施設管理方針を適切に策定していることを確認することである。

3. 劣化事象の概要

○主な経年劣化事象と劣化要因の概要（1 / 3）

コンクリート構造物及び鉄骨構造物に関する経年劣化事象は、急速に進展するものではないが、以下の劣化要因により、強度、遮蔽能力、テンドンの緊張力、及び耐火能力が低下する可能性がある。

分類	経年劣化事象	劣化要因* 1	劣化要因の概要	イメージ図
コンクリート構造物	強度低下	熱	伝達熱や放射線照射に起因する内部発熱により、内部の水分逸散に伴う乾燥に起因するひび割れ、あるいは、水分の移動による空隙の拡大等により、強度低下の可能性あり	
		放射線照射	中性子照射やガンマ線照射に起因する自由水の逸散等により、強度低下の可能性あり	
		中性化	空気中の二酸化炭素の作用により、徐々にそのアルカリ性を失い中性化。中性化の進行により、鉄筋周囲の不動態被膜が失われ腐食が発生。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からひび割れや剥離が発生し、強度低下の可能性あり	
		塩分浸透	塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋周囲の不動態被膜が破壊され腐食が発生。腐食が進行すると、酸化生成物による体積膨張からひび割れや剥離が発生し、強度低下の可能性あり	

* 1 日本原子力学会「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：2021」及び日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（2015）参照

3. 劣化事象の概要

○主な経年劣化事象と劣化要因の概要（2 / 3）

分類	経年劣化事象	劣化要因* 1	劣化要因の概要	イメージ図
コンクリート 構造物	強度低下	アルカリ骨材反応	反応性シリカを含む骨材と、セメント等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。この膨張作用によりひび割れが発生し、強度低下の可能性あり	<p>【外部】水 【内部】反応性骨材 膨張 ひび割れ</p>
		機械振動	機械振動により長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れが発生し、強度低下の可能性あり	<p>振動 ひび割れ</p>
		凍結融解	コンクリート中の水分が凍結し、その膨張作用によりひび割れが発生し、強度低下の可能性あり	<p>冷気 ひび割れ 凍結水分 膨張</p>
	遮蔽能力低下	熱	伝達熱や放射線照射に起因する内部発熱等により、内部の水分が逸散し、放射線に対する遮蔽能力低下の可能性あり	<p>放射線 逸散 水分</p>

* 1 日本原子力学会「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：2021」及び日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（2015）参照

3. 劣化事象の概要

○主な経年劣化事象と劣化要因の概要（3 / 3）

分類	経年劣化事象	劣化要因* 1	劣化要因の概要	イメージ図
コンクリート構造物	テンダンの緊張力低下	プレストレス損失	コンクリートの乾燥収縮・クリープは、コンクリート部の体積を変化させ、テンダンの緊張力に影響を及ぼす。また、PC鋼線のリラクセーションは、テンダンの引張応力を低下させる。これらのことから、プレストレス損失により、テンダンの緊張力が低下する可能性あり	<p>(プレストレス損失の例)</p>
		熱(高温)	高温によるPC鋼線の強度低下やリラクセーションが増加することにより、テンダンの緊張力が低下する可能性あり	
		放射線照射	放射線(中性子)によるプレストレスシステムの靱性の低下によりPC鋼線が破断し、テンダンの緊張力が低下する可能性あり	
		腐食	PC鋼線等が腐食し断面欠損することにより、テンダンの緊張力が低下する可能性あり	
		疲労	通常運転時における繰返し载荷や振動によって、PC鋼線等が強度低下し、破壊することにより、テンダンの緊張力が低下する可能性あり	
	耐火能力低下	火災時の熱	火災時の熱により剥落が生じ、部分的な断面厚の減少に伴う耐火能力の低下の可能性あり	
鉄骨構造物	強度低下	腐食	鉄骨は、一般に大気中の酸素や水分と化学反応を起こし腐食する。また、腐食は海塩粒子等により促進され、腐食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、強度低下の可能性あり	
		風等による疲労	鉄骨は、風等による繰返し荷重が継続的に鉄骨構造物にかかることにより、疲労による損傷が蓄積され、強度低下の可能性あり	

* 1 日本原子力学会「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：2021」及び日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（2015）参照

4. 代表構造物、評価対象部位の選定

○代表構造物、評価対象部位の選定手順

ステップ1 評価対象構造物の選定とグループ化

重要度分類指針*¹におけるクラス1, 2及びクラス3のうち高温・高圧の構造物並びに機器を支持する構造物、常設重大事故等対処設備を支持する構造物等を評価対象構造物として選定し、「コンクリート構造物」と「鉄骨構造物」にグループ化 (P. 10)



ステップ2 代表構造物及び評価対象部位の選定

- ・グループ化した評価対象構造物について、使用条件等を考慮し代表構造物を選定 (P. 11～14)
- ・代表構造物について、劣化要因ごとに使用環境等を考慮して評価対象部位を選定 (P. 17)

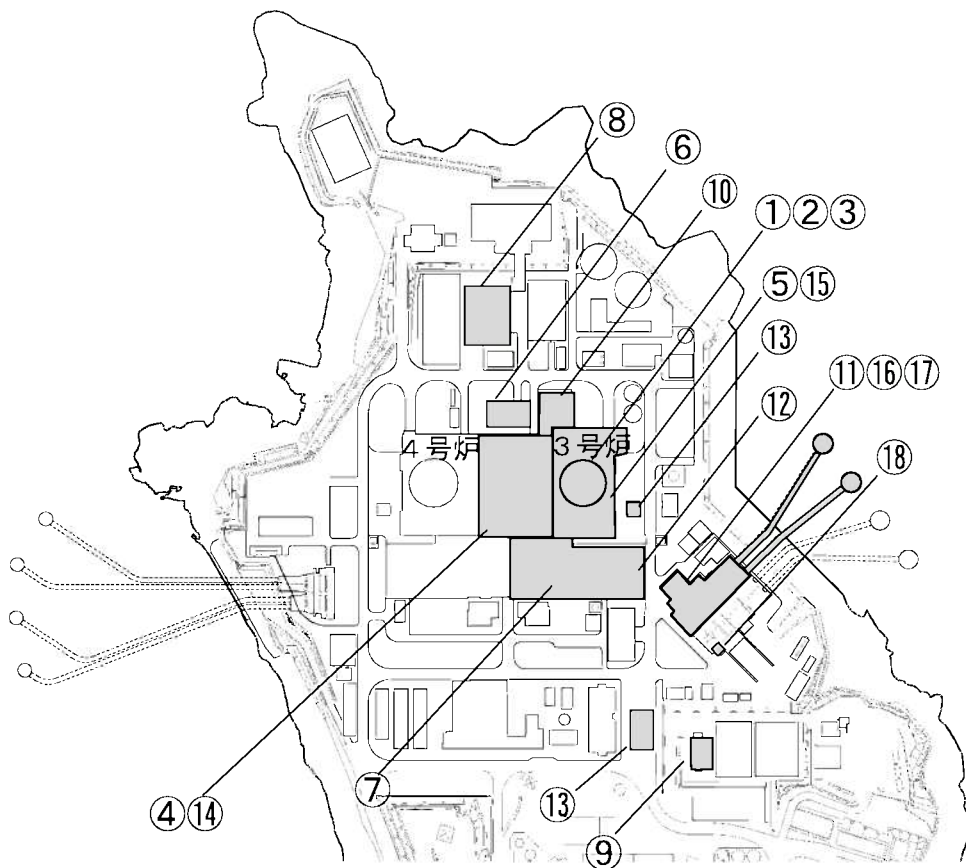


評価対象部位のうち、使用環境等が厳しい箇所の更なる絞り込み等により、評価点を選定

* 1 原子力安全委員会「発電用軽水炉型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針 (1990)」

(1) 評価対象構造物のグループ化

評価対象構造物の配置及び評価対象構造物をグループ化した結果を示す。



■ : 評価対象構造物

評価対象構造物の配置図

評価対象構造物のグループ化

評価対象構造物		重要度分類等	コンクリート構造物	鉄骨構造物
①	外部遮蔽壁	クラス1 設備支持	○	—
②	内部コンクリート	クラス1 設備支持	○	○ (鉄骨部)
③	原子炉格納施設基礎	クラス1 設備支持	○	—
④	原子炉補助建屋	クラス1 設備支持	○	—
⑤	原子炉周辺建屋	クラス1 設備支持	○	○ (鉄骨部)
⑥	廃棄物処理建屋	クラス3 (高温、高圧) 設備支持	○	—
⑦	タービン建屋	クラス3 (高温、高圧) 設備支持	○ (タービン架台)	○ (鉄骨部)
⑧	雑固体溶融処理建屋	クラス3 (高温、高圧) 設備支持	○	—
⑨	雑固体焼却炉建屋	クラス3 (高温、高圧) 設備支持	○	—
⑩	燃料取替用水タンク建屋 (配管ダクト含む)	クラス1 設備支持	○	○ (鉄骨部)
⑪	取水構造物 (海水管ダクト含む)	クラス1 設備支持	○	○ (鉄骨部)
⑫	脱気器基礎	クラス3 (高温、高圧) 設備支持	○	—
⑬	非常用ディーゼル発電用燃料油貯油槽基礎 (燃料油貯蔵タンク基礎含む)	クラス1 設備支持	○	—
⑭	原子炉補助建屋水密扉	浸水防護施設	—	○
⑮	原子炉周辺建屋水密扉	浸水防護施設	—	○
⑯	海水ポンプエリア水密扉	浸水防護施設	—	○
⑰	海水ポンプエリア防護壁	浸水防護施設	—	○
⑱	取水ピット搬入口蓋	浸水防護施設	○	○ (鉄骨部)
⑲	大容量空冷式発電機基礎 (燃料タンク基礎含む)	常設重大事故 等対処設備	○	—
⑳	代替緊急時対策所	常設重大事故 等対処設備	○	—

4. 代表構造物、評価対象部位の選定

(2) 代表構造物の選定（コンクリート構造物）（1 / 4）

グループ化した評価対象構造物について、使用条件等を考慮し代表構造物を選定した。

評価対象構造物	使用条件等										選定	選定理由
	運転開始後経過年数*1	高温部の有無	放射線の有無	振動の有無	設置環境		塩分浸透の有無	代表構造物を支持	耐火要求の有無	緊張力の有無		
					屋内	屋外						
外部遮蔽壁	28	◇	◇	—	仕上げ有り	仕上げ有り	◇	—	—	○	◎	プレストレスを有する構造物
内部コンクリート	28	○ (1次遮蔽壁)	○ (1次遮蔽壁)	—	仕上げ有り	/	—	—	/	/	◎	高温部、放射線の影響
原子炉格納施設基礎	28	—	◇	—	仕上げ有り	埋設*4	◇	外部遮蔽壁及び内部コンクリートを支持	—	○	◎	代表構造物を支持する構造物、プレストレスを有する構造物
原子炉補助建屋	28	—	◇	—	一部仕上げ無し	仕上げ有り	◇	—	—	/	◎	屋内で仕上げ無し
原子炉周辺建屋	28	—	◇	○ (非常用ディーゼル発電設備基礎)	一部仕上げ無し*3	仕上げ有り	◇	—	—	/	◎	振動の影響
廃棄物処理建屋	28	—	◇	—	一部仕上げ無し*3	仕上げ有り	◇	—	—	/		
タービン建屋 (タービン架台)	28	—	—	○ (タービン架台)	一部仕上げ有り	/	—	—	/	/	◎	振動の影響、屋内で仕上げ無し
雑固体溶融処理建屋	13	—	◇	—	一部仕上げ無し*3	仕上げ有り	◇	—	—	/		
雑固体焼却炉建屋	41*2	—	◇	—	一部仕上げ無し*3	仕上げ有り	◇	—	—	/		
燃料取替用水タンク建屋 (配管ダクト含む)	28	—	—	—	仕上げ無し*3	仕上げ有り	◇	—	—	/		
取水構造物 (海水管ダクト含む)	28	—	—	—	一部仕上げ無し*3	一部仕上げ無し	○ (海水と接触)	—	—	/	◎	屋外で仕上げ無し、供給塩化物量の影響
脱気器基礎	28	—	—	—	/	一部仕上げ無し*5	◇	—	/	/		
非常用ディーゼル発電用燃料油貯油槽基礎 (燃料油貯蔵タンク基礎含む)	28	—	—	—	/	埋設*4	◇	—	—	/		
取水ピット搬入口蓋	5	—	—	—	仕上げ無し*3	仕上げ有り	◇*6	—	/	/		
大容量空冷式発電機基礎 (燃料タンク基礎含む)	5	—	—	—	/	埋設*4	◇	—	/	/		
代替緊急時対策所	5	—	—	—	仕上げ有り	仕上げ有り	◇	—	—	/		

*1 運転開始後経過年数は、2023年3月時点の年数としている。
 *2 1/2/3/4号炉共用の建屋であり、2号炉の30年目高経年化技術評価を実施済。
 *3 他の屋内で仕上げがない構造物で代表させる。
 *4 環境条件の区分として、埋設部より気中部の方が保守的であることから、他の屋外で仕上げがない構造物で代表させる。
 *5 他の屋外で仕上げがない構造物で代表させる。
 *6 常時海水と接触していないことから、常時海水と接触し飛沫の影響が大きい取水構造物で代表させる。

【凡例】
 ○：影響大
 ◇：影響小
 —：影響極小、又は無し
 /：使用条件等に該当無し

■：代表構造物とする使用条件等

(2) 代表構造物の選定（鉄骨構造物）（2 / 4）

グループ化した評価対象構造物について、使用条件等を考慮し代表構造物を選定した。

	評価対象構造物	使用条件等		選定	選定理由	
		運転開始後 経過年数*1	設置環境			
			屋 内			屋 外
鉄骨部	内部コンクリート	28	仕上げ有り	/	◎	運転開始後経過年数
	原子炉周辺建屋	28	仕上げ有り	/	◎	運転開始後経過年数
	タービン建屋	28	仕上げ有り	/	◎	運転開始後経過年数
	燃料取替用水タンク建屋	28	仕上げ有り	/	◎	運転開始後経過年数
	取水構造物	28	/	仕上げ有り	◎	運転開始後経過年数
	海水ポンプエリア防護壁	5	/	仕上げ有り		
	取水ピット搬入口蓋	5	/	仕上げ有り		
水密扉	原子炉補助建屋水密扉	5	仕上げ有り	/		
	原子炉周辺建屋水密扉	5	仕上げ有り	/		
	海水ポンプエリア水密扉	5	/	仕上げ有り		

* 1 運転開始後経過年数は、2023年3月時点の年数としている。

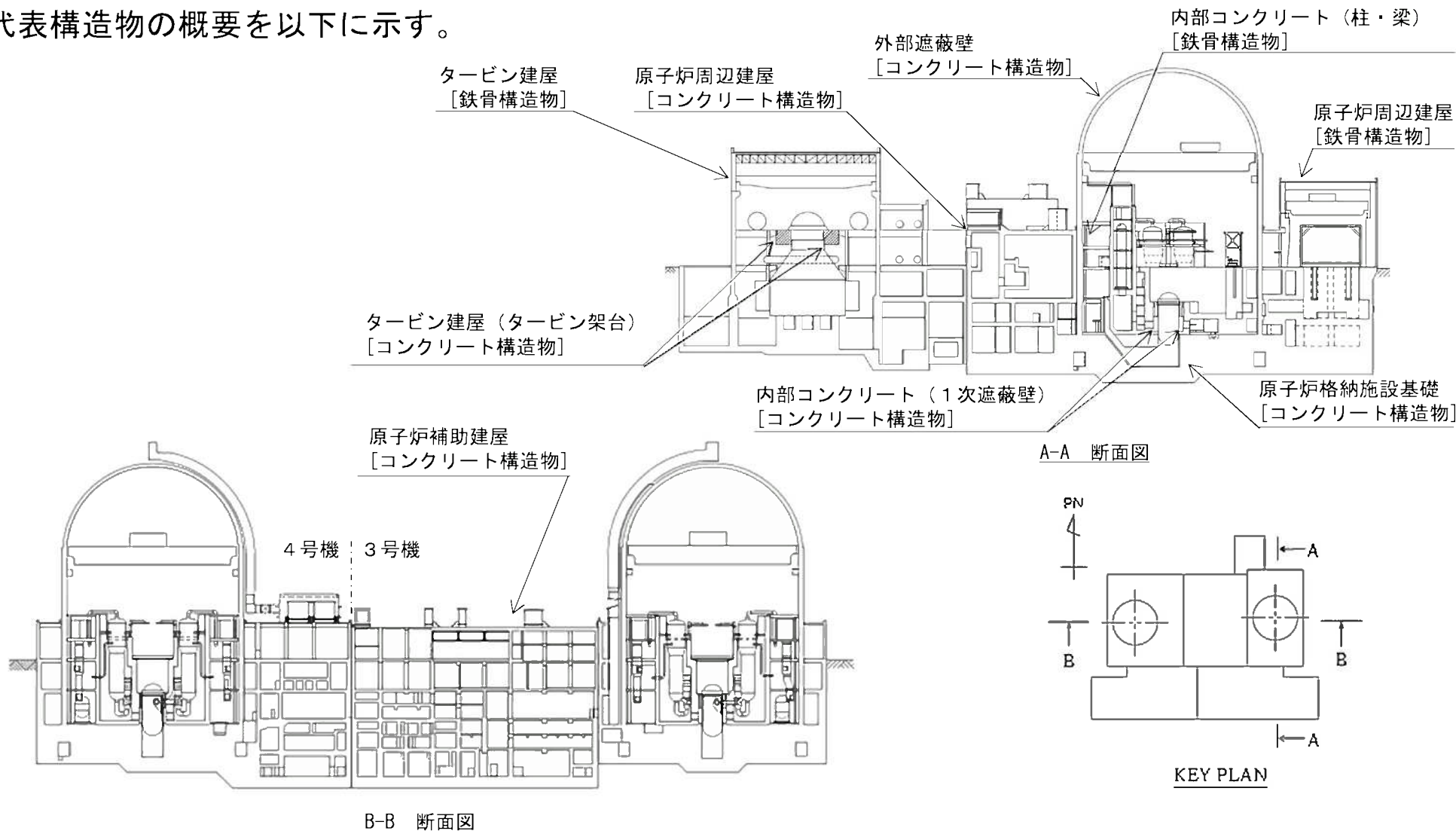
【凡例】

/ : 使用条件等に該当無し

◎ : 代表構造物とする使用条件等

(2) 代表構造物の選定（コンクリート及び鉄骨構造物）（3 / 4）

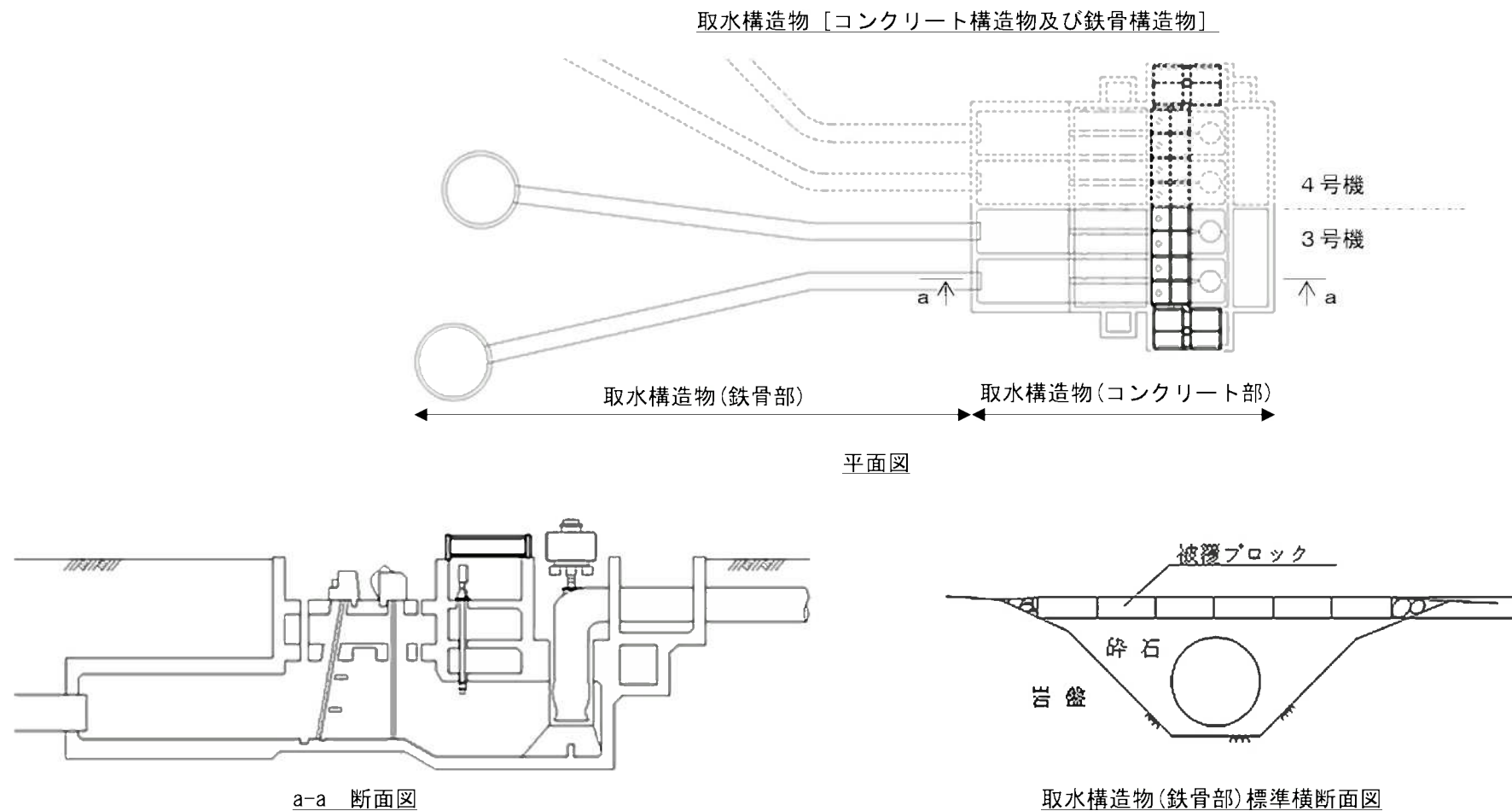
代表構造物の概要を以下に示す。



代表構造物の概要（コンクリート及び鉄骨構造物）

(2) 代表構造物の選定（コンクリート及び鉄骨構造物）（4 / 4）

代表構造物の概要を以下に示す。



代表構造物の概要（コンクリート及び鉄骨構造物）

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出 (1 / 2)

「3. 劣化事象の概要」で示した経年劣化事象のうち、

- ・コンクリートの強度低下 (熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動)
- ・コンクリートの遮蔽能力低下 (熱)
- ・テンダンの緊張力低下 (プレストレス損失)

について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出した。

なお、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象と判断した項目と理由は下表のとおり。

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(1/2)

分類	経年劣化事象	劣化要因	判断理由
コンクリート 構造物	強度低下	アルカリ 骨材反応	<ul style="list-style-type: none"> ・定期的な目視点検において、アルカリ骨材反応に起因するひび割れ等がないことを確認 ・モルタルバー法による反応性試験を実施し、使用骨材が有害でないことを確認*1
		凍結融解	<ul style="list-style-type: none"> ・凍害危険度が2以上の地域は凍結融解を含む凍害を考慮する必要がある*2 ・凍害危険度の分布図*3により、玄海原子力発電所の周辺地域は「ごく軽微(凍害危険度1)」であるため、凍結融解が生じる可能性が低いことを確認 ・定期的な目視点検において、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等がないことを確認

* 1 JASS5N T-201(1985)に基づき1987から1991年に実施

新規基準以降に建設された構造物 (代替緊急時対策所、大容量空冷式発電機基礎 (燃料タンク基礎含む) 及び取水ピット搬入口蓋) については、モルタルバー法 (JIS A 1146:2007) 及び化学法 (JIS A 1145:2007) に基づき2012年から2016年に反応性試験を実施

* 2 日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針 (案)・同解説 (1991)」

* 3 日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事 (2022)」

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出 (2 / 2)

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (2/2)

分類	経年劣化事象	劣化要因	判断理由
コンクリート 構造物	テンダンの 緊張力低下	熱 (高温)	<ul style="list-style-type: none"> ・PC鋼線の引張強度は200℃程度までの温度であれば、著しく低下することはない ・通常運転時の状態下でPC鋼材に熱損傷が生じる可能性は極めて低く、コンクリート構造物のうち、運転時に最も高温となる評価点においても65℃の範囲に収まっていることを確認
		放射線照射	<ul style="list-style-type: none"> ・PC鋼線への放射線照射は$4 \times 10^{16} \text{n/cm}^2$までの中性子照射では影響がない ・ tendon は高レベルの放射線を受ける使用環境になく、PC鋼線が受ける中性子照射量は$4 \times 10^{16} \text{n/cm}^2$よりも低いことを確認
		腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・ tendon 及び定着具の腐食を防止するために、グリースキャップ及びシーす内には防せい材が充填されていることから、 tendon 及び定着具が腐食する可能性はない ・防せい材は、水溶性不純物、含水量及び全アルカリ価の検査を実施しており、全ての検査項目について判定基準を満足していることを確認
		疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・PCCVにおいて、通常運転時に繰り返し载荷や振動を与える機器類はない ・プレストレスシステムの疲労試験を施工に先立ち実施しており、 tendon の破断がないことを確認
	耐火能力低下	火災時の熱	<ul style="list-style-type: none"> ・通常の使用環境において、経年によりコンクリート構造物の断面積が減少することはない、定期的な目視点検においても断面厚が減少していないことを確認
鉄骨構造物	強度低下	腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・定期的な目視点検において、強度に支障をきたす可能性のある腐食は認められていないことを確認 ・鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合はその部分の塗替えを行うこととしている
		風等による 疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・疲労破壊が生じるような風等による共振現象に起因する繰り返し荷重を受ける構造部材はないことを確認(アスペクト比(高さの幅に対する比)が4以上*3の構造物はない)

* 3 日本建築学会「建築物荷重指針・同解説(2015)」

4. 代表構造物、評価対象部位の選定

(4) 劣化要因ごとの評価対象部位の選定結果

代表構造物について、劣化要因ごとに最も厳しい使用環境等を考慮して評価対象部位を選定した。

構造種別		コンクリート構造物													鉄骨構造物			
		強度低下						遮蔽能力低下	テンダンの緊張力低下					耐火能力低下	強度低下			
劣化要因		熱	放射線照射	中性化	塩分浸透	機械振動	アルカリ骨材反応	凍結融解	熱	プレストレス損失	熱(高温)	放射線照射	腐食	疲労	耐火能力低下	腐食	風等による疲労	
代表 構 造 物	外部遮蔽壁						△	△		○	▲	▲	▲	▲	△	* 2		
	内部 コンクリート	1次 遮蔽壁*1 ○	1次 遮蔽壁*1 ○				△	△	1次 遮蔽壁*1 ○							鉄骨部 △	鉄骨部 ▲	
	原子炉 格納施設基礎						△	△		テンドン 定着部*1 ○	テンドン 定着部 ▲	テンドン 定着部 ▲	テンドン 定着部 ▲	テンドン 定着部 ▲		* 2		
	原子炉補助建屋			屋内面*1 ○			△	△							△	* 2		
	原子炉周辺建屋					非常用 ディーゼル 発電設備基礎*1 ○	△	△							△	鉄骨部 △	鉄骨部 ▲	
	タービン建屋					タービン 架台*1 ○	タービン 架台 △	タービン 架台 △									鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
	燃料取替用水 タンク建屋	* 3														鉄骨部 △	鉄骨部 ▲	
取水構造物			○	○		△	△								△	鉄骨部 △	鉄骨部 ▲	

凡例 ○ : 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はない事象 (日常劣化管理事象)
 ▲ : 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象以外)
 * 1 : 評価対象部位
 * 2 : 外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎、原子炉補助建屋はコンクリート構造物の代表構造物
 * 3 : 燃料取替用水タンク建屋は鉄骨構造物の代表構造物

5. 健全性評価

コンクリート構造物の強度・遮蔽能力低下及びテンドンの緊張力低下をもたらす可能性がある要因ごとに、健全性評価を行う。

5-1 コンクリートの強度低下

5-1-1 熱による強度低下

a. 評価対象部位

内部コンクリート（1次遮蔽壁）

b. 評価点及び選定理由

(1) 評価点

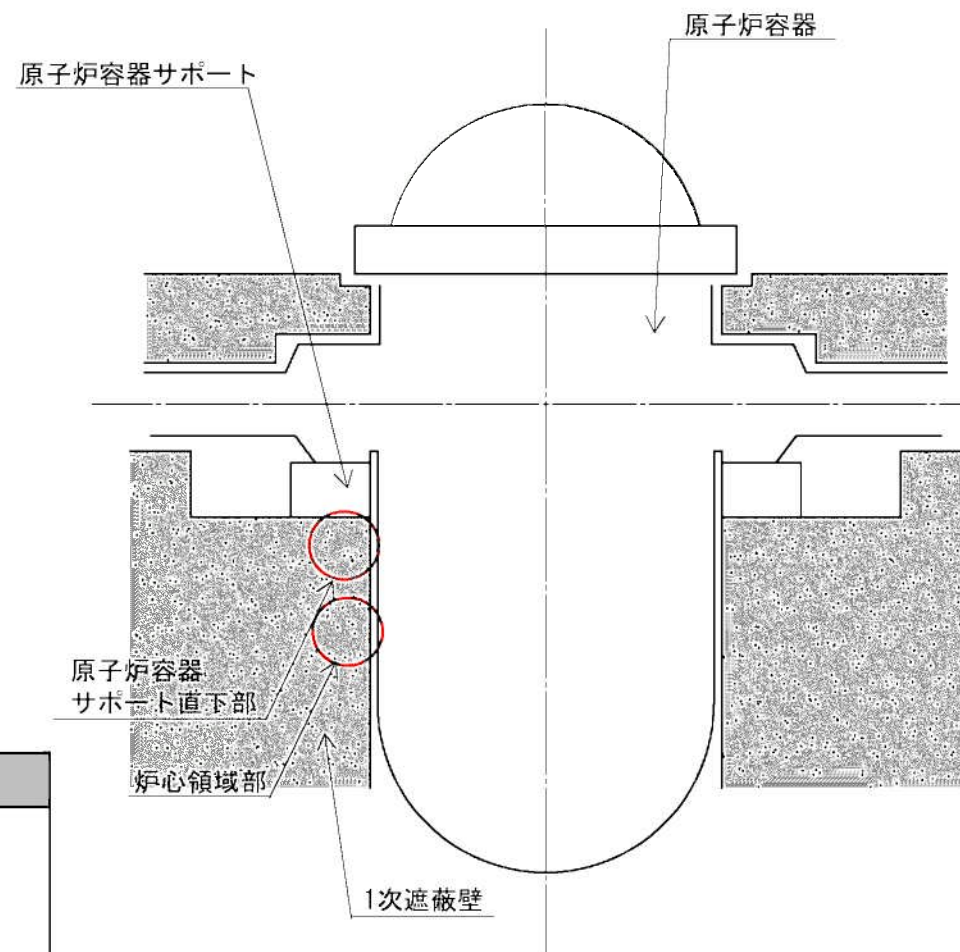
- ・ 炉心領域部
- ・ 原子炉容器サポート直下部

(2) 選定理由

- ・ 炉心領域部
ガンマ発熱の影響が最も大きい部位
- ・ 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達熱の影響が最も大きい部位

c. 評価手順

評価点	評価手順
炉心領域部	①ガンマ発熱量分布の算出 2次元輸送計算コードDORTにより算出 ②温度分布の算出 熱伝導方程式により算出
原子炉容器サポート直下部	①ガンマ発熱量分布の算出 2次元輸送計算コードDORTにより算出 ②温度分布の算出 3次元CFD汎用熱流体解析コードANSYSにより算出



内部コンクリート（1次遮蔽壁）の概要

d. 健全性評価結果

- ・ コンクリートの最高温度の評価値は温度制限値以下であることを確認した。
- ・ 原子炉容器サポート直下部の実測値の最高温度は【参考】のとおりであり、解析温度と比較して8℃程度低いことを確認している。

1次遮蔽壁における解析温度と制限値の比較

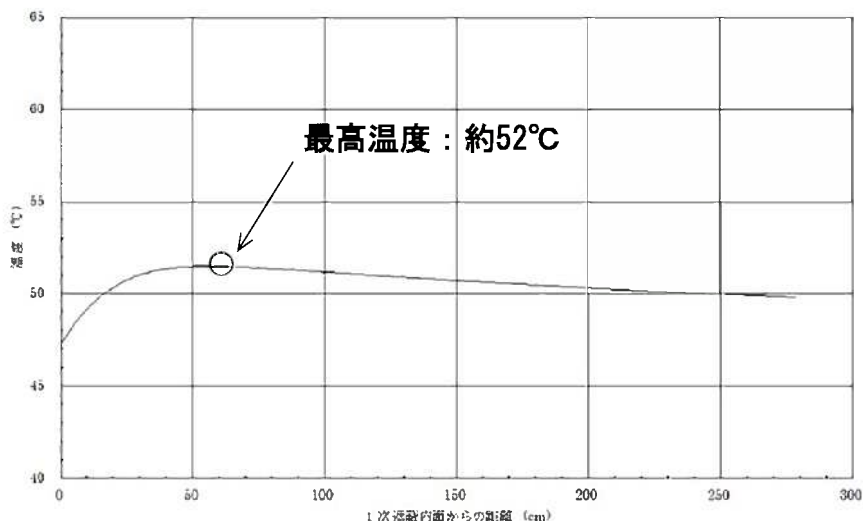
	評価値 (°C)	制限値*1 (°C)	判定
炉心領域部及び 原子炉容器サポート直下部	約52	65	OK

【参考】実測値の最高温度

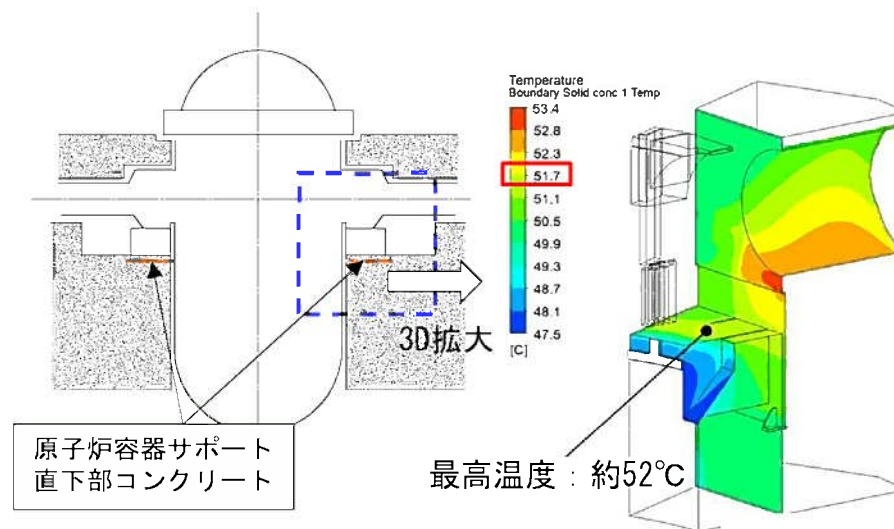
実測値*2 (°C)
約44

* 1 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（2014）」

* 2 発電所運転時（2020年）



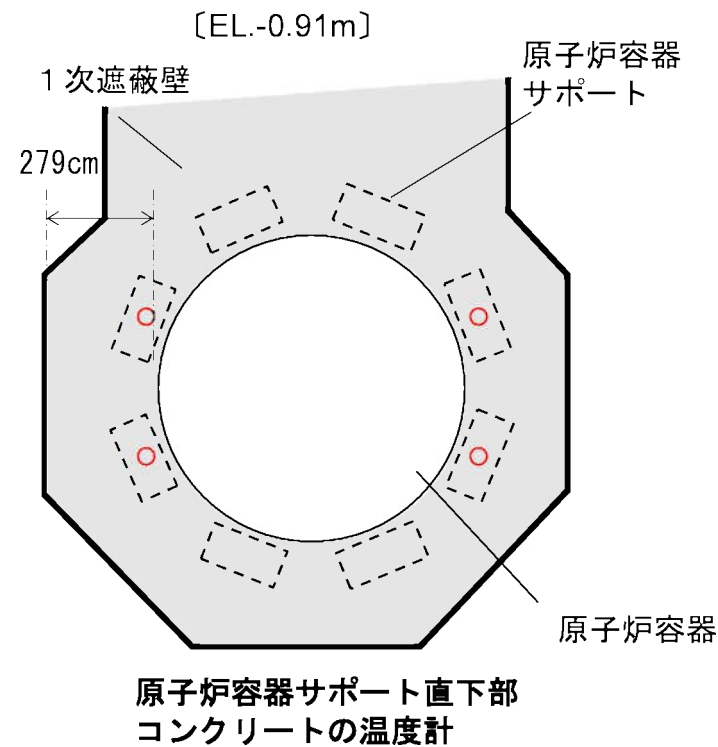
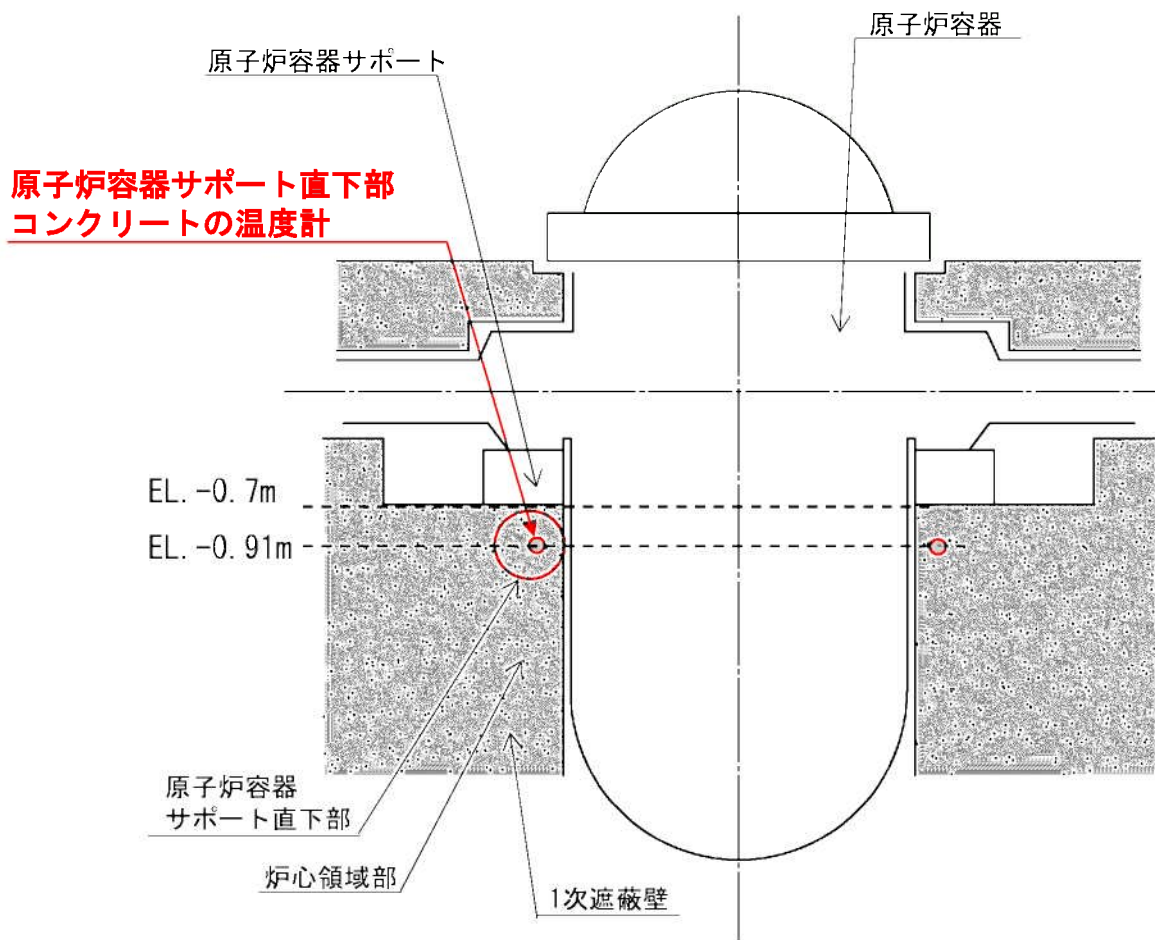
炉心領域部コンクリート内温度分布図



原子炉容器サポート直下部コンクリートの温度コンタ図

e. 内部コンクリート（1次遮蔽壁）における温度計測位置

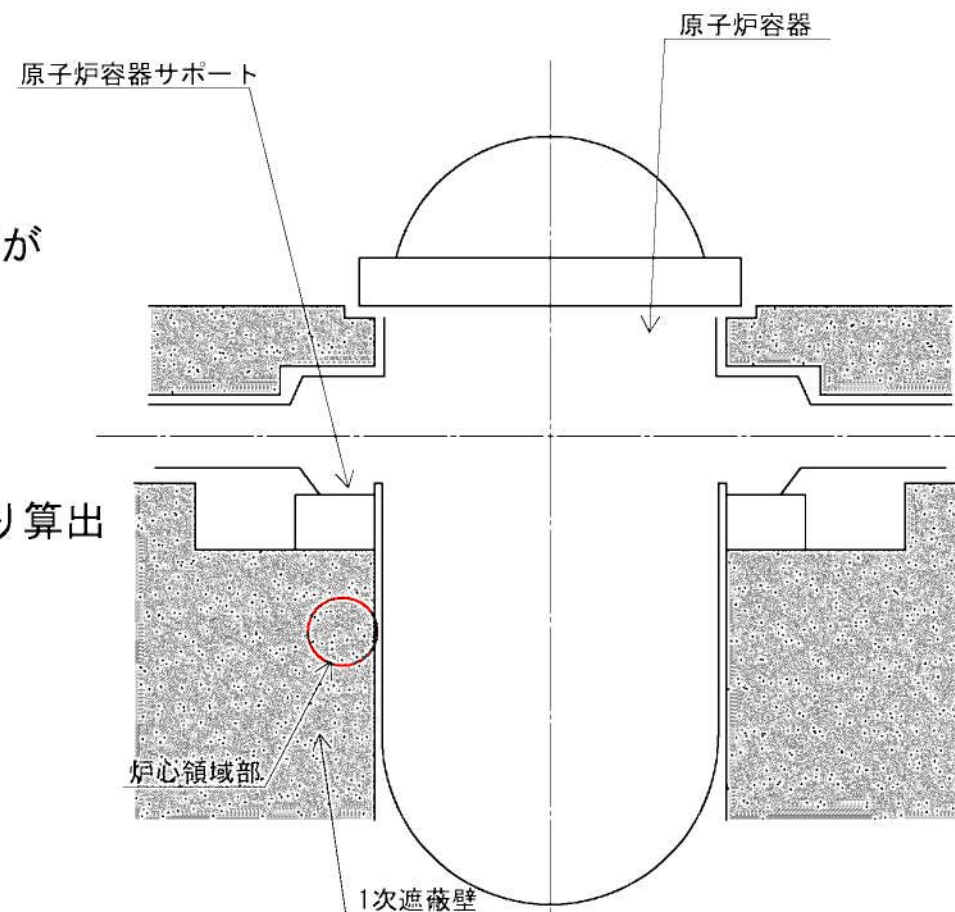
- ・ 原子炉容器サポート直下部に温度計を4点設置



5-1-2 放射線照射による強度低下

- a. 評価対象部位
内部コンクリート（1次遮蔽壁）
- b. 評価点及び選定理由
(1) 評価点：炉心領域部
(2) 選定理由：中性子、ガンマ線照射量の影響が最も大きい部位
- c. 評価手順
(1) 放射線量率の算出
・ 1次遮蔽壁における中性子束及びガンマ線量率を2次元輸送計算コードDORT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及びガンマ線照射量を算出

* 1 運転時間の算出において用いた稼働率
・ 2020年3月まで：平均約62%（実績）
・ 2020年4月以降：100%（想定）



内部コンクリート（1次遮蔽壁）の概要

d. 健全性評価結果

(1) 中性子照射量

- ・ 運転開始後60年時点における中性子照射量は、小嶋他の文献*¹に記載の目安値を参照した。
- ・ 運転開始後60年時点における中性子照射量は、一部、目安値 ($1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$) を超える部分が存在している。
- ・ 目安値を超える範囲は、深さ方向に最大で6 cm程度であり、1次遮蔽壁の厚さ（最小壁厚279cm）に比べて小さく、その範囲を除いた構造物の耐力が地震時の設計荷重を上回っていること、内部コンクリートの最大せん断ひずみ評価に対して影響がないことを確認した。

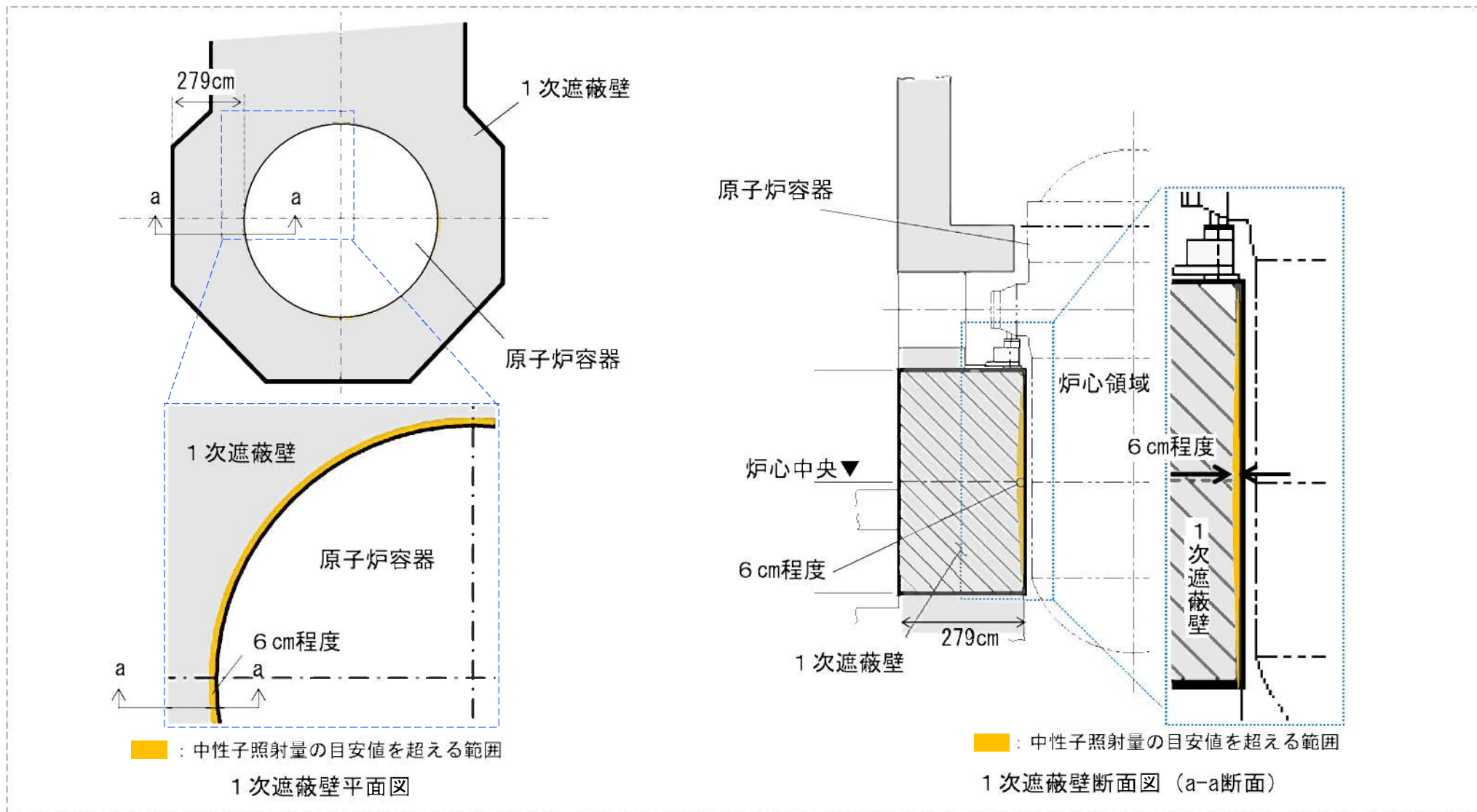
1次遮蔽壁における中性子照射量の解析値と目安値の比較

	運転開始後60年時点の 解析値 ($E > 0.098 \text{MeV}$)	小嶋他の文献* ¹ の 目安値 ($E > 0.1 \text{MeV}$)	小嶋他の文献* ¹ の 目安値を超える範囲
中性子照射量 (n/cm^2)	約 2.4×10^{19}	1×10^{19}	最大6 cm程度

* 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）」

d. 健全性評価結果

(1) 中性子照射量



1次遮蔽壁における中性子照射量の目安値を超える範囲

(2) ガンマ線照射量

- ・ 運転開始後60年時点におけるガンマ線照射量は、Hilsdorf他の文献*¹に記載の目安値以下であることを確認した。

1次遮蔽壁におけるガンマ線照射量の解析値と目安値の比較

	運転開始後60年時点の 解析値	Hilsdorf他の文献* ¹ の 目安値	判定
ガンマ線照射量 (rad)	約 9.5×10^9	2.0×10^{10}	OK

* 1 Hilsdorf, Kropp, and Koch 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete (American Concrete Institute Publication SP 55-10. 1978)」

5-1-3 中性化による強度低下

a. 評価対象部位

屋内：原子炉補助建屋、 屋外：取水構造物

b. 評価点及び選定理由

(1) 評価点

原子炉補助建屋（屋内面）、 取水構造物（気中帯）

(2) 選定理由

- ・ 屋内：環境条件が中性化に及ぼす影響度*1、塗装等の仕上げの状況を考慮して選定
- ・ 屋外：仕上げが無い取水構造物のうち、使用環境の違いを考慮して選定

c. 評価手順

(1) 中性化深さの推定

中性化速度式により、運転開始後60年時点の中性化深さを算出(岸谷式*2、森永式*3、 \sqrt{t} 式*4)

(2) 最大中性化深さ推定値の抽出

上記3式のうち最大値となる中性化深さを抽出

(3) 運転開始後60年時点の中性化深さの評価

推定された最大の中性化深さと鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを比較

* 1 中性化深さの推定式（森永式）のうち各環境条件が入力値となって算出される係数（次頁推定式赤線部）

* 2 日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説（1991）」

* 3 森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文（1986）」

* 4 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編（2018）」

d. 推定式

	数式	パラメーター
岸谷式	$X = \frac{R \cdot (4.6 \cdot w - 1.76)}{\sqrt{7.2}} \cdot \sqrt{t}$ <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 5px; margin-left: 20px;"> <p>* 1 実測値による劣化外力補正</p> $\alpha = \sqrt{\frac{c}{c_0}}$ </div>	<p>t : 深さxまで中性化する期間(年)</p> <p>x : 中性化深さ(cm)</p> <p>w : 水セメント比(比)</p> <p>R : 中性化比率 (R=α×β×γ)</p> <p>α : 劣化外力の区分による係数* 1</p> <p>β : 仕上げ材による係数</p> <p>γ : セメントによる係数</p> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 5px; margin-left: 20px;"> <p>c : 評価対象部位における二酸化炭素濃度の実測値</p> <p>c₀ : 屋外の二酸化炭素濃度の実測値</p> </div>
森永式	$X = \sqrt{\frac{c}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot (4.6 \cdot \frac{w/c}{100} - 1.76) \cdot \sqrt{t}$ <p style="color: red; text-align: center;">環境条件が中性化に及ぼす影響度</p>	<p>x : 中性化深さ(mm)</p> <p>c : 二酸化炭素濃度(%)</p> <p>R : 中性化比率</p> <p>RH : 相対湿度(%)</p> <p>w/c : 水セメント比(%)</p> <p>T : 温度(°C)</p> <p>t : 材齢(日)</p>
実測に基づく √t式	$X = A\sqrt{t}$	<p>x : 中性化深さ(cm)</p> <p>t : 中性化期間(年)</p> <p>A : 中性化速度係数(中性化実測深さと中性化期間により算出)</p>

e. 健全性評価結果

- ・ 運転開始後60年時点における中性化深さは、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さに達していないことを確認した。

中性化深さ推定値と鉄筋が腐食し始める時の中性化深さの比較

	中性化深さ (cm)				判定
	測定値 (調査時点の運転開始後経過年)	推定値		鉄筋が腐食 し始める時 ^{*4}	
		調査時点 (推定式)	運転開始後 60年時点 (推定式)		
原子炉補助建屋 (屋内面)	2.9 (26年)	2.2 (森永式) ^{*1}	4.4 (\sqrt{t} 式) ^{*2}	7.0	OK
取水構造物 (気中帯)	3.3 (28年)	1.2 (森永式)	4.9 (\sqrt{t} 式) ^{*3}	8.9	OK

* 1 岸谷式、森永式による評価結果のうち最大値を記載

* 2 岸谷式、森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載

* 3 森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載

* 4 当該箇所のかぶり厚さ（屋内（水が作用しない環境）である原子炉補助建屋はかぶり厚さに+2cmを加えた値）

5-1-4 塩分浸透による強度低下

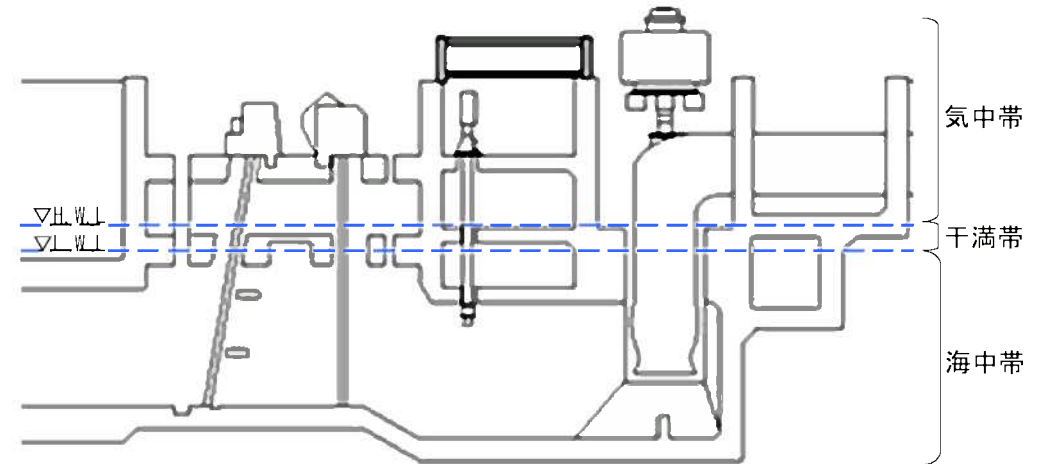
a. 評価対象部位

取水構造物

b. 評価点及び選定理由

(1) 評価点：気中帯、干満帯、海中帯

(2) 選定理由：使用環境、塗装等の仕上げの状況を考慮して選定



断面図

取水構造物[コンクリート構造物]

H.W.L. : T.P. +1.31m
L.W.L. : T.P. -0.98m

c. 評価手順

(1) 運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量の算出

① フィックの拡散方程式*1：運転開始経過年数ごとの鉄筋位置における塩化物イオン量を算出

② 森永式*2：塩化物イオン量を用いて、運転開始経過年数ごとの鉄筋腐食減量を算出

(2) かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋腐食減量の算出

- ・ 森永式*2：鉄筋径及びかぶり厚さを用いて、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋腐食減量を算出

(3) 運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量の評価

- ・ (1) (2) の鉄筋腐食減量を比較

* 1 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（2015）」

* 2 森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文（1986）」

d. 推定式

	数式	パラメーター
フィックの 拡散方程式	$C = (C_0 - C_{init}) \cdot \left[1 - \operatorname{erf}\left(\frac{x}{2\sqrt{Dt}}\right) \right] + C_{init}$	C : 鉄筋位置における塩化物イオン量 (kg/m ³) C ₀ : コンクリート表面の塩化物イオン量 (kg/m ³) C _{init} : コンクリート中の初期塩化物イオン量 (kg/m ³) erf : 誤差関数 (近似式は以下の通り) $\operatorname{erf}(x) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_0^x e^{-t^2} dt$ x : かぶり厚さ (mm) D : コンクリートの材料、調合および含水状態などに応じて 定まるコンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数 (mm ² /年) t : 材齢 (年)
森永式 (腐食速度 の算定式)	$q = q_1 \cdot \frac{q_2}{q_2'}$ $q_1 = \frac{d}{c^2} \left[-0.51 - 7.60N + 44.97 \left(\frac{w}{c}\right)^2 + 67.95N \left(\frac{w}{c}\right)^2 \right]$ $q_2 = 2.59 - 0.05T - 6.89H - 22.87O - 0.99N + 0.14TH$ $+ 0.51TO + 0.01TN + 60.81HO + 3.36HN + 7.32ON$ $q_2' = 0.56528 + 1.4304N$	q : 鉄筋の腐食速度 (×10 ⁻⁴ g/cm ² /年) q ₁ : 塩分環境下での腐食速度 (×10 ⁻⁴ g/cm ² /年) q ₂ : 寿命予測対象部位で、塩分環境下での腐食速度 (×10 ⁻⁴ g/cm ² /年) q ₂ ' : 寿命予測対象部位で、標準条件下(温度15°C、湿度69%、 酸素濃度20%)での腐食速度 (×10 ⁻⁴ g/cm ² /年) d : 鉄筋径 (mm) c : かぶり厚さ (mm) N : 練り混ぜ水に対する塩分濃度 (%) w/c : 水セメント比 T : 温度 (°C) H : 湿度に関する項 H=(RH-45)/100 RH : 相対湿度 (%) O : 酸素濃度 (比)
森永式 (かぶりコンク リートにひび割 れが発生する 時点の腐食減量 の算定式)	$Q_{CR} = 0.602 \left(1 + \frac{2c}{d} \right)^{0.85} \times d$	Q _{CR} : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の 鉄筋腐食減量 (×10 ⁻⁴ g/cm ²) d : 鉄筋径 (mm) c : かぶり厚さ (mm)

e. 健全性評価結果

- ・ 運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を下回っていることを確認した。

鉄筋腐食減量の推定値とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量の比較

	調査時期 (運転開始後経過年)	鉄筋位置での 塩化物イオン濃度及び量 上段 (%) 下段 (kg/m ³)	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)			判定
			調査時点	運転開始後 60年時点	かぶりコンクリートに ひび割れが発生する時点	
取水構造物 (気中帯)	2022年 (28年)	0.01	3.5	7.5	86.4	OK
		0.2				
取水構造物 (干満帯)		0.02	8.9	18.7	90.1	
		0.4				
取水構造物 (海中帯)		0.01	1.2	2.5	87.0	
		0.1				

5-1-5 機械振動による強度低下

a. 評価対象部位

- (1) タービン建屋（タービン架台）
- (2) 原子炉周辺建屋（非常用ディーゼル発電設備基礎）

b. 評価点及び選定理由

- (1) 評価点：基礎ボルト周辺のコンクリート
- (2) 選定理由：局部的に機械振動の影響を受ける可能性があるため選定

c. 健全性評価結果

- ・ 機械振動による影響はコンクリート内部より表面の方が大きく、コンクリートにひび割れが発生する場合には、表面から発生する可能性が高いと考えられる。
- ・ 機械振動は日常的な監視等により異常の兆候を検知可能であり、これまでの目視点検において、有意なひび割れがないことを確認している。

5-1-6 コンクリートの強度試験結果

コンクリート構造物から採取したコアサンプルの強度試験の結果、平均圧縮強度が設計基準強度を上回っていることを確認した。

コンクリートの強度試験結果

代表構造物	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度 (N/mm ²)	平均圧縮強度*1 (N/mm ²)
外部遮蔽壁	2023年 (28年)	41.2	70.7
内部コンクリート	2020年 (26年)	23.5	64.4
原子炉格納施設基礎	2020年 (26年)	23.5	42.7
原子炉補助建屋	2020年 (26年)	29.4	43.0
原子炉周辺建屋	2020年 (26年)	23.5	49.0
タービン建屋 (タービン架台)	2020年 (26年)	23.5	47.2
	2020年 (26年)	20.6	46.3
取水構造物	2022年 2023年 (28年)	23.5	46.8

*1 外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度（リバウンドハンマーを用いた非破壊試験により推定）

5-2 コンクリートの遮蔽能力低下

5-2-1 熱による遮蔽能力低下

a. 評価対象部位

内部コンクリート（1次遮蔽壁）

b. 評価点及び選定理由

(1) 評価点

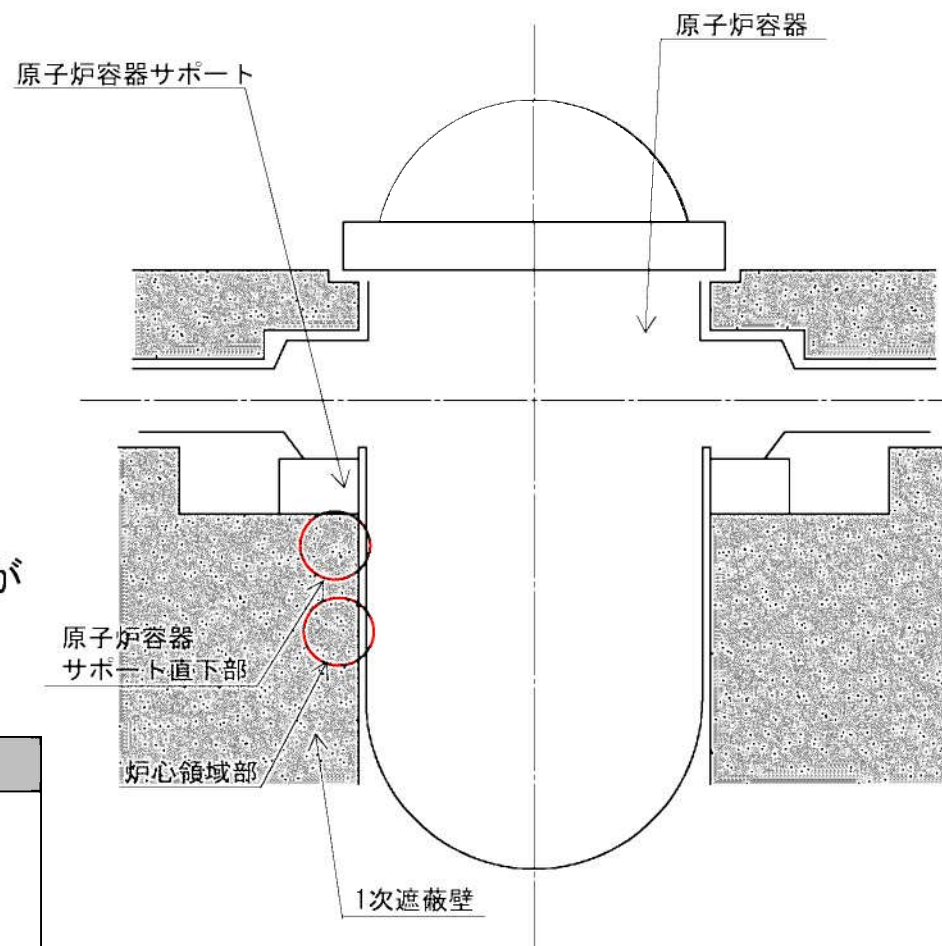
- ・ 炉心領域部
- ・ 原子炉容器サポート直下部

(2) 選定理由

- ・ 炉心領域部
ガンマ発熱の影響が最も大きい部位
- ・ 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達熱の影響が最も大きい部位

c. 評価手順

評価点	評価手順
炉心領域部	①ガンマ発熱量分布の算出 2次元輸送計算コードDORTにより算出 ②温度分布の算出 熱伝導方程式により算出
原子炉容器サポート直下部	①ガンマ発熱量分布の算出 2次元輸送計算コードDORTにより算出 ②温度分布の算出 3次元CFD汎用熱流体解析コードANSYSにより算出



内部コンクリート（1次遮蔽壁）の概要

d. 健全性評価結果

- ・ 炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部の最高温度の評価値が、温度制限値*¹以下であることを確認した。

1次遮蔽壁の解析温度と制限値の比較

	評価値 (°C)	制限値* ¹ (°C)	判定
中性子遮蔽	約52	88	OK
ガンマ線遮蔽	約52	177	OK

* 1 「コンクリート遮蔽体設計規準」 (R. G. Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) Vol. 2 (1975)」)

5-3 テンドンの緊張力低下

5-3-1 プレストレス損失

a. 評価対象部位

外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎（テンドン定着部）

b. 評価点及び選定理由

(1) 評価点：25年目供用期間中検査における緊張力検査の対象テンドン

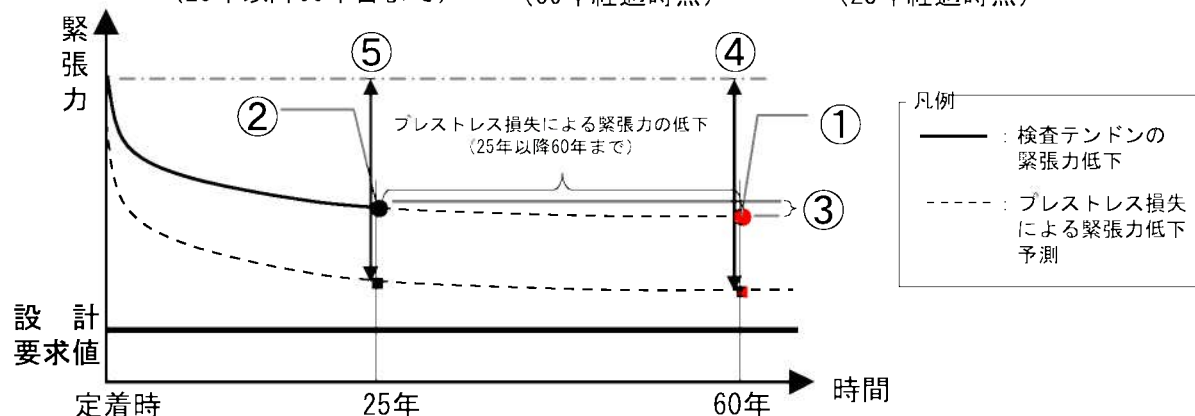
(2) 選定理由：最新の供用期間中検査の対象を選定

c. 評価手順

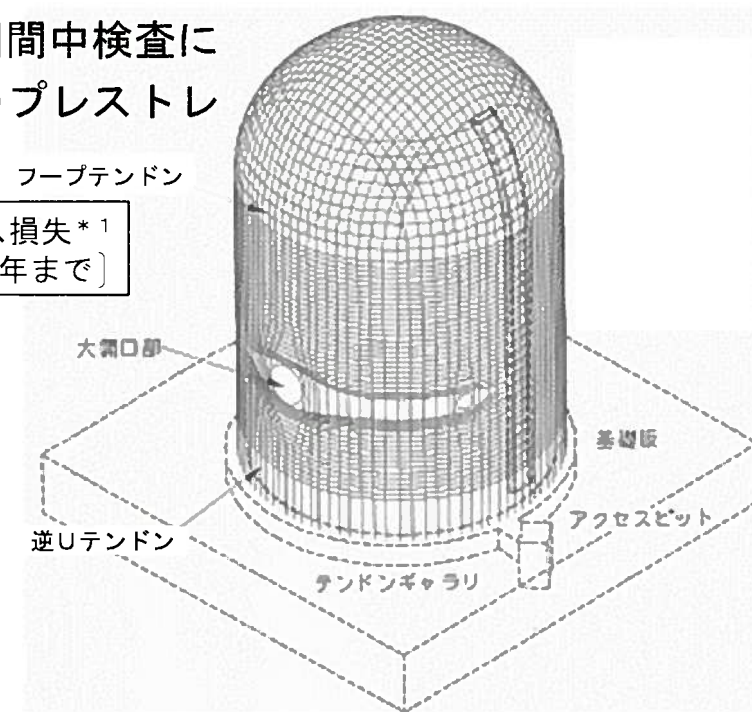
- ・ 運転開始後60年経過時点の緊張力予測値を、25年目供用期間中検査における緊張力検査結果の測定値より25年目以降60年までのプレストレス損失を減じて算定し、設計要求値と比較

$$\text{① 緊張力予測値 (運転開始後60年経過時点)} = \text{② 緊張力測定値 (25年目供用期間中検査結果)} - \text{③ プレストレス損失*1 (25年以降60年まで)}$$

* 1 ③ プレストレス損失 (25年以降60年目まで) = ④ プレストレス損失 (60年経過時点) - ⑤ プレストレス損失 (25年経過時点)



プレストレス損失 計算イメージ



テンドン割付図

d. プレストレス損失の算定

- ・プレストレス損失は、第1回工事計画認可申請資料に基づき、PC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf₂)、コンクリートのクリープによるロス(Δf₃)、及び乾燥収縮によるロス(Δf₄)により算定
- ・コンクリートの弾性変形によるロス(Δf₁)は、各テンドンの緊張順序により生じる建設時のロスであるため、25年以降60年までのプレストレス損失の要因ではない

● $\Delta f = \Delta f_2 + \Delta f_3 + \Delta f_4$

- ・ PC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf₂)

$$\Delta f_2 = \gamma(t_p) \cdot f_i \cdot \left[1 - 2 \cdot \frac{\Delta f_3 + \Delta f_4}{f_i} \right]$$

- ・ コンクリートのクリープによるロス(Δf₃)

$$\Delta f_3 = \frac{n \cdot \phi(t, t_0) \cdot \sigma_c}{1 + n \cdot \frac{\sigma_c}{f_i} \cdot \left[1 + \frac{1}{2} \phi(t, t_0) \right]}$$

- ・ コンクリートの乾燥収縮によるロス(Δf₄)

$$\Delta f_4 = \frac{E_p \cdot \epsilon_s(t, t_0)}{1 + n \cdot \frac{\sigma_c}{f_i} \cdot \left[1 + \frac{1}{2} \phi(t, t_0) \right]}$$

σ _c	: 初期平均コンクリート応力度
f _i	: テンドンの初期平均張力
E _p	: テンドンのヤング係数
E _c	: コンクリートのヤング係数
n	: ヤング係数比 (E _p /E _c)
γ(t _p)	: PC鋼線のリラクセーション係数
φ(t, t ₀)	: コンクリートのクリープ係数
ε _s (t, t ₀)	: コンクリートの乾燥収縮ひずみ

プレストレス損失の算定結果

		⑤プレストレス損失(MN) 〔 運転開始後 25年経過時点 〕	④プレストレス損失(MN) 〔 運転開始後 60年経過時点 〕	③プレストレス損失*1(MN) 〔 25年目以降 60年まで 〕
フープ テンドン(Δf)	ドーム部	0.766	0.795	0.030
	シリンダー部	0.874	0.916	0.042
逆Uテンドン(Δf)		0.747	0.779	0.032

* 1 運転開始後60年経過時点の緊張力予測値の算出において、フープテンドンには0.042MNを、逆Uテンドンには0.032MNを用いる

e. 設計要求値

- 設計要求値は、第1回工事計画認可申請資料に基づき、テンドン定着部の定着完了後の緊張力に経年による緊張力の損失を予め考慮したものとして設定した。

テンドンの設計要求値

	A: 定着完了後の緊張力 (kg/mm ²)	B: 緊張力の損失 (kg/mm ²)	C: テンドンの断面積 (mm ² /本)	(A-B) × C 設計要求値 (MN)
フープテンドン	108.2	24	6272.24	5.18
逆Uテンドン	99.6	18	6272.24	5.01

f. 健全性評価結果

- 運転開始後60年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、設計要求値を上回っていることを確認した。

テンドンの緊張力

	テンドンの緊張力 (MN)				判定
	建設時	測定値 (25年目供用 期間中検査)	予測値 (運転開始後 60年経過時点)	設計要求値	
フープ テンドン*1	6.75	6.16	6.11	5.18	OK
逆U テンドン*1	6.22	5.90	5.87	5.01	OK

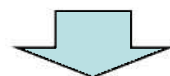
* 1 最新の測定結果である25年目供用期間中検査のテンドンを対象

6. 現状保全、総合評価、高経年化への対応

	経年劣化事象	現状保全	総合評価	高経年化への対応
コンクリート 構造物	強度低下	<p>○目視点検</p> <ul style="list-style-type: none"> ・頻 度：1回／1年程度 ・点検内容：強度に支障をきたす可能性のある有意な欠陥（ひび割れ、塗装の劣化等）がないことを確認 なお、予防保全のため必要に応じて塗装の塗替え等を行うこととしている <p>○破壊試験*¹や非破壊試験*²による点検</p> <ul style="list-style-type: none"> ・頻 度：破壊試験：1回／10年 非破壊試験：1回／5年 (2016年以降に実施) ・点検内容：強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認 <p>* 1 コンクリート圧縮試験、中性化深さ試験、塩分含有量試験 * 2 リバウンドハンマーによるコンクリート構造物の経年的な劣化傾向の把握</p>	<p>○健全性評価結果から判断して、現状において設計基準強度を上回っており、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さい</p> <p>○ひび割れ等については目視点検で検知可能であり、必要に応じて塗装の塗替え等の補修を実施していることから、保全方法として適切</p> <p>○現状保全を継続することにより、健全性の維持が可能</p>	<p>○現状保全に高経年化対策の観点から追加すべき項目なし</p>
	遮蔽能力低下	<p>○目視点検</p> <ul style="list-style-type: none"> ・頻 度：1回／1年程度 ・点検内容：遮蔽能力に支障をきたす可能性のあるひび割れ等の有意な欠陥のないことを確認 	<p>○健全性評価結果から判断して、遮蔽能力低下の可能性はない</p> <p>○ひび割れ等については目視点検で検知可能であり、保全方法として適切</p> <p>○現状保全を継続することにより、健全性の維持が可能</p>	<p>○現状保全の継続実施</p>
	テンダンの 緊張力低下	<p>○緊張力確認検査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・頻 度：1回／5年程度 ・検査内容：緊張力に支障をきたす可能性のあるような急激な経年劣化がないことを実測により確認 <p>○目視検査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・頻 度：1回／5年程度 ・検査内容：緊張力に支障をきたす可能性のあるような急激な経年劣化がないことを目視により確認 	<p>○健全性評価結果から判断して、今後、テンダンの緊張力低下が急激に進展する可能性は極めて小さい</p> <p>○定期的に緊張力検査及び定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視検査を実施することで緊張力低下について検知可能であり、保全方法として適切</p> <p>○現状保全を継続することにより、健全性の維持が可能</p>	

7. 代表構造物以外の評価対象構造物への展開

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価については、代表構造物について、各経年劣化事象に影響を及ぼす要因ごとに、使用条件等を考慮して実施しており、P10に示す代表構造物以外の評価対象構造物の使用条件等は、代表構造物に包含されているため、技術評価結果も代表構造物に包含されているものと考えられる。



全ての評価対象構造物の技術評価は実施されたものと判断する

8. まとめ

8. 1 審査ガイド等に対する確認結果

「2. 基本方針」に示す審査ガイド及び実施ガイドの記載事項に対して、高経年化に関する技術評価を適切に実施していることを確認した。技術評価の結果に基づき策定する長期施設管理方針を次項に示す。

8. 2 長期施設管理方針として策定する項目

コンクリートの強度・遮蔽能力低下及びテンダンの緊張力低下(含む鉄骨の強度低下)に関する評価結果より、長期施設管理に関する方針は抽出されなかった。

参 考

以下のとおり、中性子照射量が目安値を超える範囲を考慮した耐力評価を行った。

(1) 中性子照射量が目安値を超える範囲

断面積 (㎡)	1次遮蔽壁コンクリート断面積 (㎡)	目安値を超える範囲の割合
<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

(2) 原子炉容器の鉛直荷重の耐力に対する割合

荷重 (kN)	コンクリートの圧縮耐力 (kN)	荷重の耐力に対する割合
<input type="text"/>	<input type="text"/>	約53%

(3) 原子炉容器の接線方向荷重の耐力に対する割合

荷重 (kN)	コンクリートの引張耐力 (kN)	荷重の耐力に対する割合
<input type="text"/>	<input type="text"/>	約37%

(4) 中性子照射量が目安値を超える範囲を考慮した最大せん断ひずみ

中性子照射量が目安値を超える範囲を考慮した最大せん断ひずみ*1	基準値*2
<input type="text"/>	2.0×10^{-3}

*1 内部コンクリート（1次遮蔽壁）における基準地震動 S_s に対する最大せん断ひずみ

*2 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）」

以上を踏まえ、保守的に内部コンクリート（1次遮蔽壁）から中性子照射量の目安値を超える範囲を除いても、構造体の耐力が地震時の鉛直荷重等の設計荷重を上回ること、地震時のせん断ひずみが基準値を下回ることを確認していることから、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の強度への影響はないと考えられる。