

川内原子力発電所1, 2号炉の 劣化状況評価結果について (コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下について)

2022年11月7日

1. はじめに	2
2. 代表構造物、評価対象部位の選定	5
2-1 主な経年劣化事象と劣化要因の概要	
2-2 代表構造物、評価対象部位の選定	
3. 健全性評価	18
3-1 コンクリートの強度低下	
3-2 コンクリートの遮蔽能力低下	
3-3 健全性評価結果の総括	
4. 現状保全、総合評価、高経年化への対応	44
5. まとめ	46

1. はじめに

○これまでの30年目の高経年化技術評価（以下、PLM30）においては、劣化事象毎に最も厳しい使用条件等にあるコンクリート構造物を代表構造物として選定し、技術評価を行い、60年経過時点における健全性を確認している。

（4/25 第3回分科会にてご説明）

○今回の特別点検では、これまで確認がなされていない範囲も含め、使用条件等が最も厳しい箇所から採取したコアサンプルにより、5つの点検項目（中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応、強度、遮蔽能力）について点検を実施した。その結果、運転開始より約40年経過時点において、コンクリートの健全性に影響を与える劣化は認められなかった。

（10/17 第6回分科会にてご説明）

○上記の特別点検の結果を踏まえ、PLM30以降の新たな知見を反映した上で、今回改めて40年目の高経年化技術評価（以下、PLM40）を実施し、運転期間延長認可申請における劣化状況評価として結果を取りまとめた。

○第6回分科会でご説明したコンクリート構造物の特別点検結果について、以下に示す。

対象の 機器・構造物	経年劣化 事象	点検項目	点検年月日 (データ採取実施時期)	点検結果の概要	点検結果
コンクリート 構造物	強度低下	中性化 深さ	1号：2021/10/21～2022/ 9/20 (2020/ 9/ 4～2021/12/24) 2号：2022/ 8/16～2022/ 9/20 (2022/ 2/21～2022/ 6/24)	全ての対象部位において、中性化 深さがコンクリートのかぶり厚さを 下回っており、鉄筋位置まで到達し ていないことを確認した	強度低下に影響を 与える恐れのある コンクリートの 劣化なし
		塩分浸透	1号：2021/10/21～2022/ 9/20 (2020/ 9/ 4～2020/12/ 9) 2号：2022/ 8/16～2022/ 9/20 (2022/ 2/22～2022/ 7/14)	全ての対象部位において、鉄筋の 腐食減量が許容値を下回っている ことを確認した	
		アルカリ 骨材反応	1号：2021/10/21～2022/ 9/20 (2020/ 9/ 8～2022/ 2/ 2) 2号：2022/ 2/21～2022/ 9/20 (2020/11/28～2022/ 5/12)	全ての対象部位において、アルカリ 骨材反応の反応性がないこと、岩石 学的評価の必要性（有害膨張の可能 性）はないことを確認した	
		強度	1号：2021/10/21～2022/ 9/20 (2020/ 9/ 4～2021/12/27) 2号：2022/ 2/21～2022/ 9/20 (2020/11/28～2022/ 7/ 5)	全ての対象部位において、圧縮強度 が設計基準強度を上回ることを確認 した	
	遮蔽能力 低下	遮蔽能力	1号：2022/ 4/14～2022/ 9/20 (2021/10/29～2022/ 2/13) 2号：2022/ 2/21～2022/ 9/20 (2020/11/28～2022/ 7/ 9)	全ての対象部位において、平均単位 容積質量、平均乾燥単位容積質量と もに設計値を上回ることを確認した	遮蔽能力低下に 影響を与える恐れ のあるコンクリー トの劣化なし

2. 代表構造物、評価対象部位の選定

2-1 主な経年劣化事象と劣化要因の概要（1 / 2）

コンクリート及び鉄骨構造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、強度及び遮蔽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※	イメージ図	
コンクリート	強度低下	熱	伝達熱や放射線照射に起因する内部発熱等により、内部の水分逸散に伴う乾燥に起因するひび割れ、また、水分の移動による空隙の拡大により、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	

※ 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」参照

2-1 主な経年劣化事象と劣化要因の概要 (2 / 2)

分類	経年劣化事象	劣化要因※		イメージ図
コンクリート	強度低下	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>【外部】振動 → 【内部】ひび割れ</p>
		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>水 → 反応性骨材 → 膨張 → 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 → 凍結水分 → 膨張 → ひび割れ</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>
鉄骨構造	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、腐食が進展すると鉄骨の断面欠損に至り、強度低下の可能性あり	<p>酸素・水分 → 発錆・断面欠損</p>
		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	<p>風等 → 疲労</p>

※ 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」参照

2-2 代表構造物、評価対象部位の選定

2-2-1 代表構造物、評価対象部位の選定手順

ステップ1 評価対象構造物のグループ化

重要度分類指針※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. 9)



ステップ2 代表構造物及び評価対象部位の選定

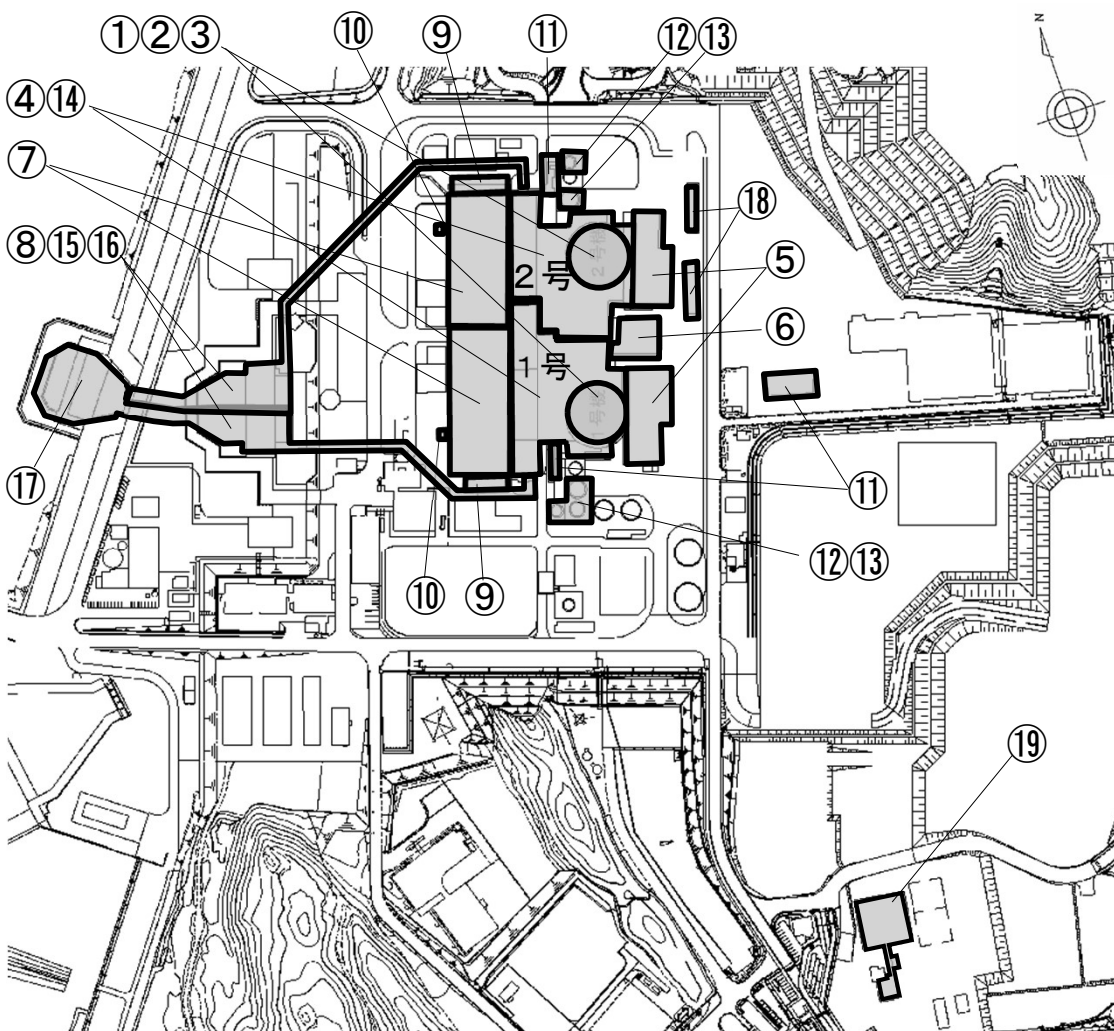
- ・グループ化した評価対象構造物について、使用条件等を考慮し代表構造物を選定 (P. 10~12)
- ・代表構造物について、劣化要因ごとに最も厳しい使用環境等を考慮して評価対象部位を選定 (P. 13)



評価対象部位のうち、最も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

2-2-2 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 燃料取扱建屋	クラス2 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 取水構造物 (海水管ダクト含む)	クラス1 設備支持	○	—
⑨ 脱気器基礎	クラス3 (高温、高圧) 設備支持	○	—
⑩ スチームコンバータ装置基礎	クラス3 (高温、高圧) 設備支持	○	—
⑪ 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	○	—
⑫ 復水タンク基礎 (配管ダクト含む)	クラス1 設備支持	○	—
⑬ 燃料取替用水タンク基礎 (配管ダクト含む)	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 海水ポンプエリア防護壁	浸水防護施設	○	○ (鉄骨部)
⑯ 海水ポンプエリア水密扉	浸水防護施設	—	○
⑰ 貯留堰	浸水防護施設	○	—
⑱ 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	○	—
⑲ 緊急時対策所	常設重大事故 等対処設備	○	—

2. 代表構造物、評価対象部位の選定

2-2-3 代表構造物の選定（コンクリート構造物）（1 / 3）

: 代表構造物とする使用条件等

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	
	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
				屋内	屋外				
外部遮蔽壁	◇	◇	—	仕上げ無	仕上げ有	◇	—	◎	屋内で仕上げ無
内部コンクリート	○ (1次遮蔽壁)	○ (1次遮蔽壁)	—	仕上げ有	/	—	—	◎	高温部、放射線の影響
原子炉格納施設基礎	—	◇	—	仕上げ有	埋設*2	◇	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
原子炉補助建屋	—	◇	○ (非常用ディーゼル発電設備基礎)	一部 仕上げ無	仕上げ有	◇	—	◎	振動の影響、屋内で仕上げ無
燃料取扱建屋	—	◇	—	一部 仕上げ無*1	埋設*2	—	—		
廃棄物処理建屋	—	◇	—	一部 仕上げ無*1	仕上げ有	◇	—		
タービン建屋 (タービン架台)	—	—	○ (タービン架台)	一部 仕上げ有	/	—	—	◎	振動の影響、屋内で仕上げ無
取水構造物 (海水管ダクト含む)	—	—	—	一部 仕上げ無*1	一部 仕上げ無	○ (海水と接触)	—	◎	屋外で仕上げ無、供給塩化物量の影響
脱気器基礎	—	—	—	仕上げ無*1	仕上げ有	◇	—		
スチームコンバータ 装置基礎	—	—	—	/	一部 仕上げ無	◇	—		
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)	—	—	—	/	埋設*2	◇	—		
復水タンク基礎 (配管ダクト含む)	—	—	—	一部 仕上げ無*1	埋設*2	◇	—		
燃料取替用水タンク基礎 (配管ダクト含む)	—	—	—	一部 仕上げ無*1	埋設*2	◇	—		
海水ポンプエリア防護壁	—	—	—	/	仕上げ無	○*3	—		
貯留堰	—	—	—	/	仕上げ無	○*4	—		
大容量空冷式発電機基礎 (燃料タンク基礎含む)	—	—	—	/	埋設*2	◇	—		
緊急時対策所	—	—	—	仕上げ有	仕上げ有	◇	—		

*1：他の屋内で仕上げがない構造物で代表させる。

*2：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。

*3：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。

*4：常時海水中に没していることから、常時海水と接触し飛沫の影響が大きく、大気に接し酸素の供給がある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

2-2-3 代表構造物の選定（鉄骨構造物）（2 / 3）

: 代表構造物とする使用条件等

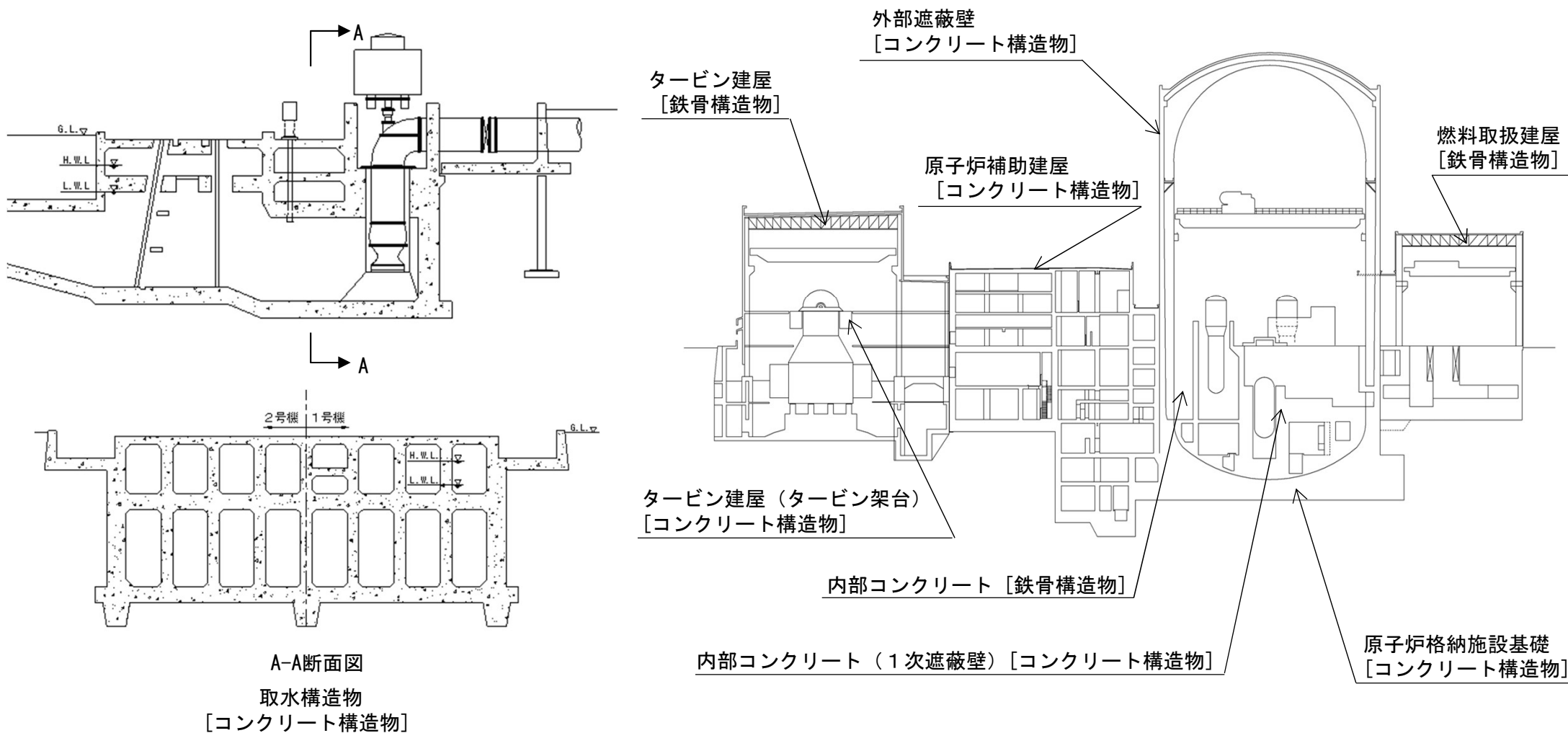
グループ化した評価対象構造物について、使用条件等を考慮し代表構造物を選定した。

	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*		設置環境			
		1号	2号	屋 内	屋 外		
鉄骨部	内部コンクリート	38	37	仕上げ有		◎	運転開始後経過年数
	燃料取扱建屋	38	37	仕上げ有		◎	運転開始後経過年数
	タービン建屋	38	37	仕上げ有		◎	運転開始後経過年数
	海水ポンプエリア防護壁	9	9		仕上げ有		
水密扉	原子炉補助建屋水密扉	9	9	仕上げ有			
	海水ポンプエリア水密扉	9	9		仕上げ有		

* : 運転開始後経過年数は、2022年10月時点の年数としている。


2-2-3 代表構造物の選定（コンクリート及び鉄骨構造物）（3 / 3）

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）

2-2-4 劣化要因ごとの評価対象部位の選定結果

 : 劣化要因ごとの評価対象部位

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			
経年劣化事象		強度低下						遮蔽能力低下	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	腐食	風等による疲労
代表 構 造 物	外部遮蔽壁						△	△			
	内部 コンクリート	1次 遮蔽壁 ○	1次 遮蔽壁 ○				△	△	1次 遮蔽壁 ○	鉄骨部 △	鉄骨部 △
	原子炉 格納施設基礎						△	△			
	原子炉 補助建屋			屋内面 ○		非常用ディーゼル発電 設備基礎 ○	△	△			
	燃料取扱建屋									鉄骨部 △	鉄骨部 △
	タービン建屋					タービン架台 ○	タービン架台 △	タービン架台 △		鉄骨部 △	鉄骨部 △
	取水構造物			気中帯 干満帯 海中帯 ○	気中帯 干満帯 海中帯 ○		△	△			

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

2-2-5 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象について

コンクリートの強度低下の劣化要因である「アルカリ骨材反応」「凍結融解」、鉄骨構造の強度低下の劣化要因である「腐食」「風等による疲労」を、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理由は下表の通り。

分類	経年劣化事象	劣化要因	判断理由
コンクリート	強度低下	アルカリ骨材反応	<ul style="list-style-type: none"> ・モルタルバー法による反応性試験※1を実施し、使用骨材が有害でないことを確認 ・通常点検において、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 ・特別点検での実体顕微鏡観察結果から反応性がないこと、岩石学的評価の必要性（有害膨張の可能性）がないことを確認
		凍結融解	<ul style="list-style-type: none"> ・凍害危険度の分布図※2により、川内原子力発電所の周辺地域は「ごく軽微」であり危険度が低いことを確認 ・通常点検において、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等はないことを確認
鉄骨構造	強度低下	腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・通常点検において、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の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)

※1 ASTM C227(1981)に基づき1986年に、JASS5N T-201(1985)に基づき1987年に実施

※2 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(2018)」

※3 日本建築学会「建築物荷重指針・同解説(2015)」

2-2-6 アルカリ骨材反応の岩石学的試験(偏光顕微鏡観察)結果について(1/3)

特別点検(実体顕微鏡観察)の結果にて進行段階iiのコアサンプルの一部を対象として、点検方法の選定プロセスと点検結果の妥当性を確認するため、岩石学的試験(偏光顕微鏡観察)による鉱物・岩種の同定や進行段階の確認を行った。

その結果、偏光顕微鏡観察と実体顕微鏡観察の進行段階の評価は同等であることを確認した。

アルカリ骨材反応の特別点検結果

対象構造物	対象部位	実体顕微鏡 観察結果〔1号〕		実体顕微鏡 観察結果〔2号〕	
		進行段階	反応性	進行段階	反応性
原子炉格納 施設等	外部遮蔽壁	ii	反応性 なし	i	反応性 なし
	内部コンクリート	i		i	
	基礎マット	i		i	
原子炉補助 建屋	外壁	i		i	
	内壁及び床	ii		i	
	使用済み燃料プール	ii		i	
	基礎マット	なし		i	
タービン建屋	内壁及び床	ii		i	
	基礎マット	なし		i	
取水槽	海中帯	ii		ii	
	干満帯	ii	ii		
	気中帯	ii	ii		
上記以外の 構造物	非常用ディーゼル発電 用燃料油貯油槽基礎	ii	ii		
	燃料取替用水タンク 基礎	ii	ii		

ii : 偏光顕微鏡観察実施部位(各コアサンプルから2つの薄片を作製し観察)

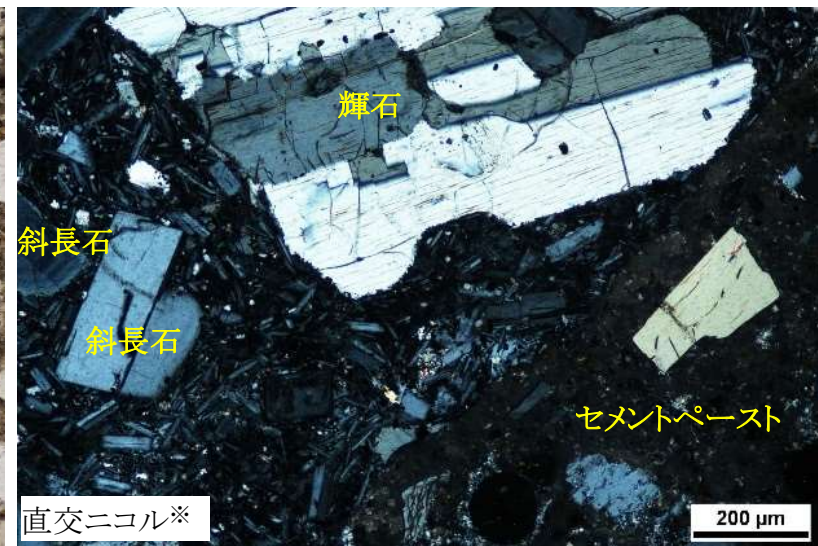
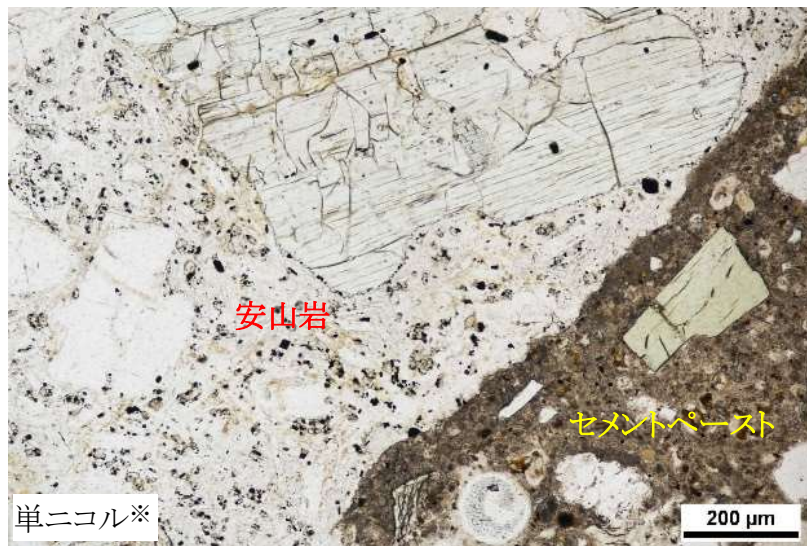
2-2-6 アルカリ骨材反応の岩石学的試験(偏光顕微鏡観察)結果について (2 / 3)

観察部位 (1号) : 原子炉格納施設等 (外部遮蔽壁)

⇒骨材に反応リムの形成(i)とゲルの滲み(ii)が認められたものの、極めて軽微な反応状況であった。

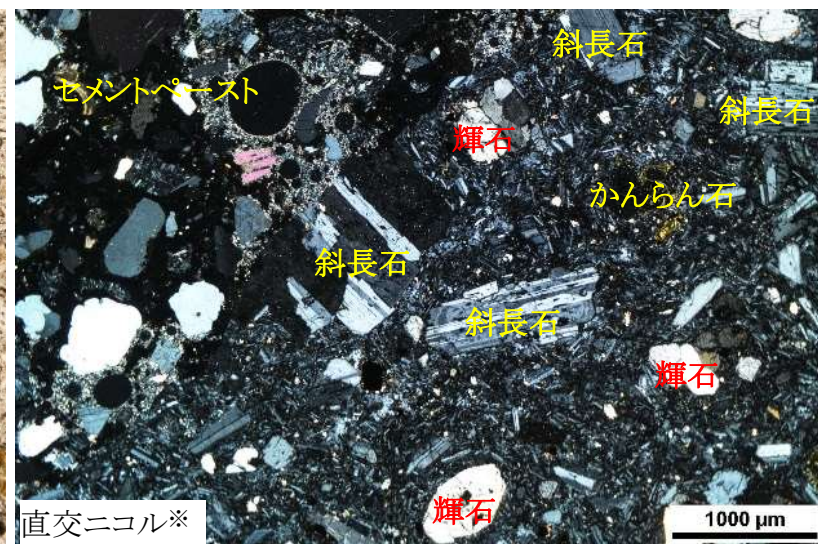
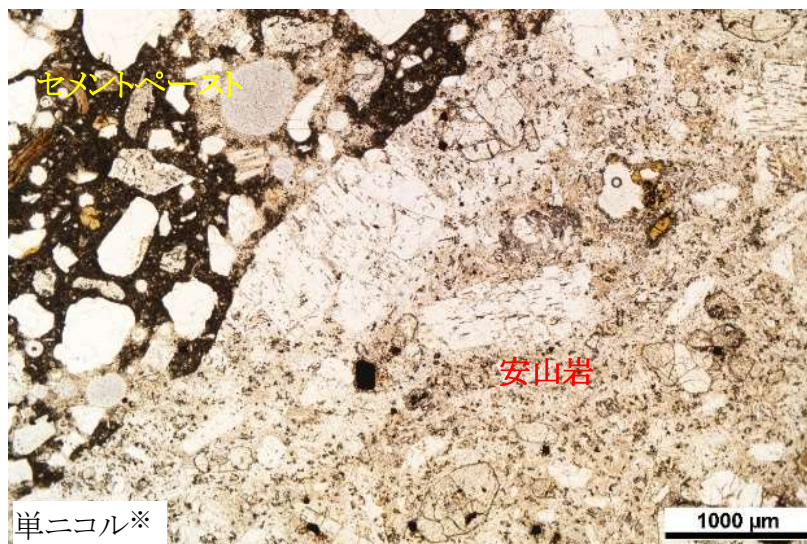
(薄片A)

安山岩は、斜長石や輝石等の斑晶と、その粒間を埋める微細な組織からなる石基から構成される。安山岩において、膨張や劣化を生じるような進行したアルカリ骨材反応の現象としての膨張ひび割れは認められなかった。



(薄片B)

安山岩は、斜長石、輝石、かんらん石等の斑晶と、その粒間を埋める微細な組織からなる石基から構成される。安山岩において、膨張や劣化を生じるような進行したアルカリ骨材反応の現象としての膨張ひび割れは認められなかった。



※単ニコル : 直線偏光による透過光で薄片試料を観察 (構成鉱物の形、割れ、輪郭、色等を確認)

直交ニコル : 単ニコルの状態に薄片試料と観察者の間に偏光板を設置して観察 (構成鉱物の配列、組織等を確認)

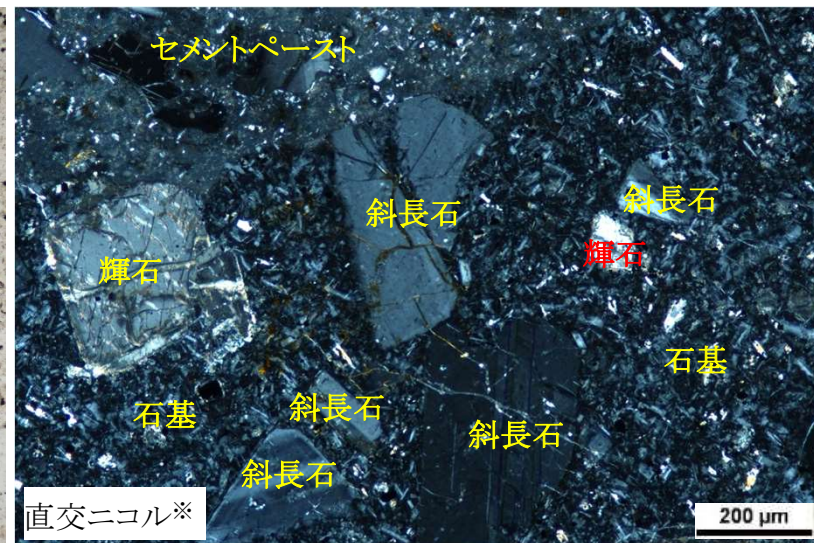
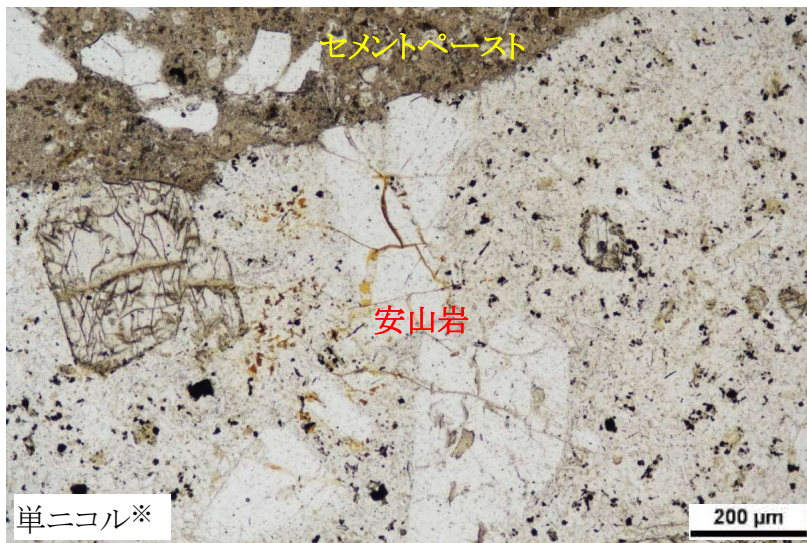
2-2-6 アルカリ骨材反応の岩石学的試験(偏光顕微鏡観察)結果について (3 / 3)

観察部位 (2号) : 取水槽 (海中帯)

⇒骨材に反応リムの形成(i)とゲルの滲み(ii)が認められたものの、極めて軽微な反応状況であった。

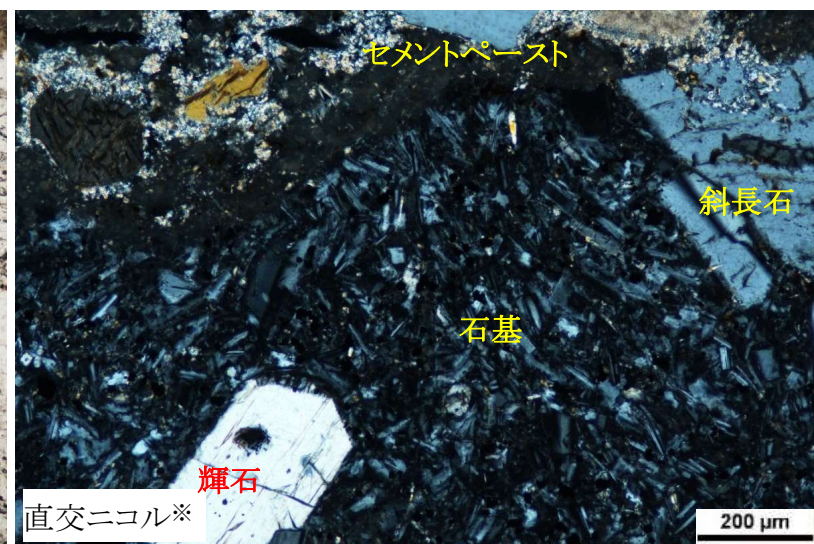
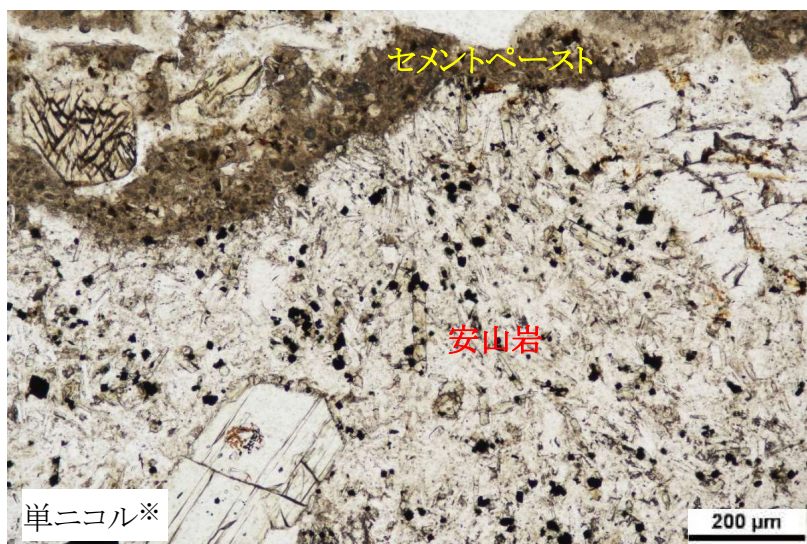
(薄片A)

安山岩は、斜長石や輝石の斑晶と、その粒間を埋める微細な組織からなる石基から構成される。安山岩において、膨張や劣化を生じるような進行したアルカリ骨材反応の現象としての膨張ひび割れは認められなかった。



(薄片B)

安山岩は、斜長石や輝石等の斑晶と、その粒間を埋める微細な組織からなる石基から構成される。安山岩において、膨張や劣化を生じるような進行したアルカリ骨材反応の現象としての膨張ひび割れは認められなかった。



※単ニコル : 直線偏光による透過光で薄片試料を観察 (構成鉱物の形、割れ、輪郭、色等を確認)

直交ニコル : 単ニコルの状態に薄片試料と観察者の間に偏光板を設置して観察 (構成鉱物の配列、組織等を確認)

3. 健全性評価

3-1 コンクリートの強度低下

3-1-1 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

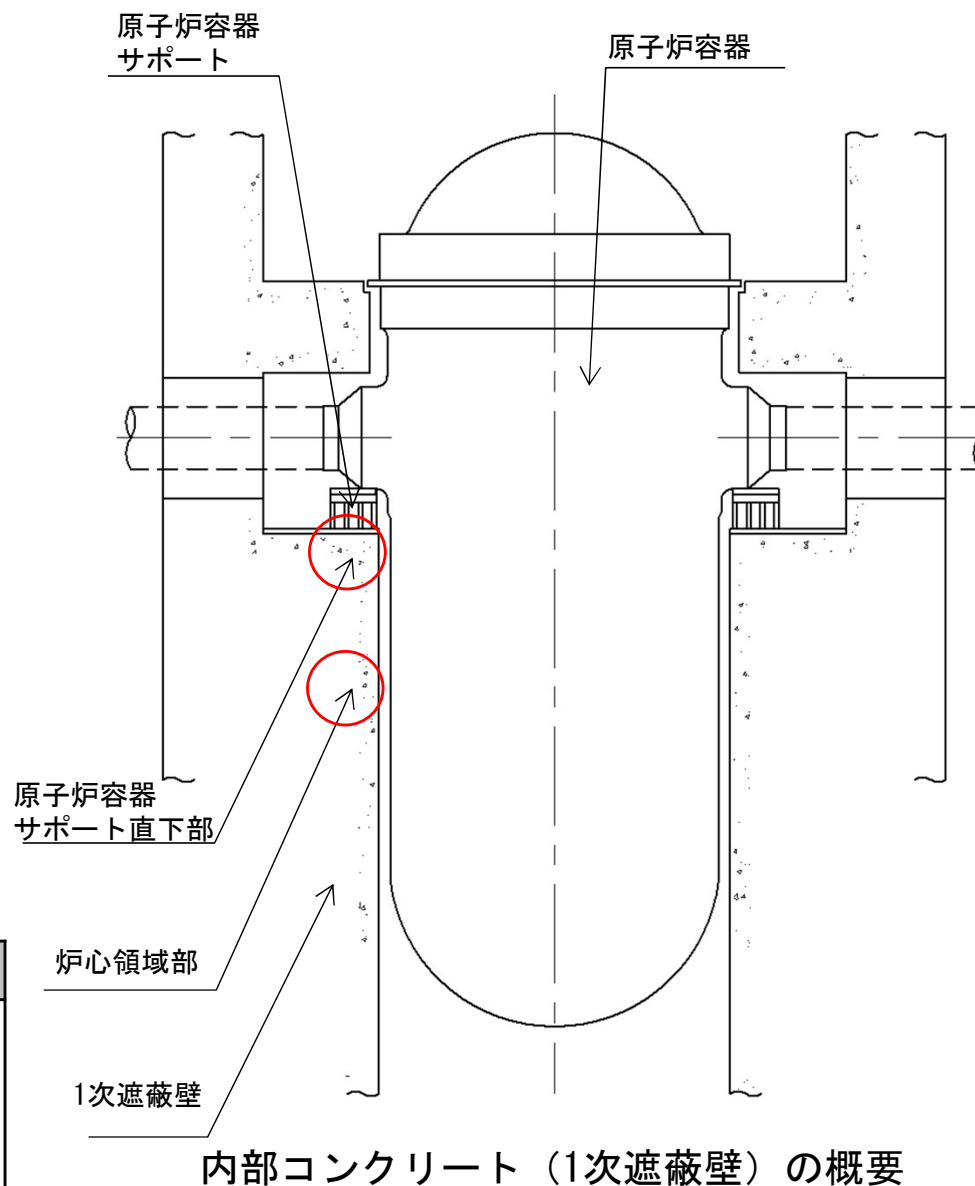
- ・ 炉心領域部
- ・ 原子炉容器サポート直下部

(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ガンマ線発熱量分布の算出 ・ 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



(PLM30からの主な変更点)

- ・ 放射線に関する解析条件の精緻化
- ・ 解析モデルの精緻化

d. 健全性評価結果（1号）

- ・ 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。
- ・ 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炉心領域部では15℃程度、原子炉容器サポート直下部では10℃程度低いことを確認している。
- ・ なお、強度・機能に影響を及ぼさない範囲で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した(P37参照)。

1次遮蔽壁における解析温度と制限値の比較

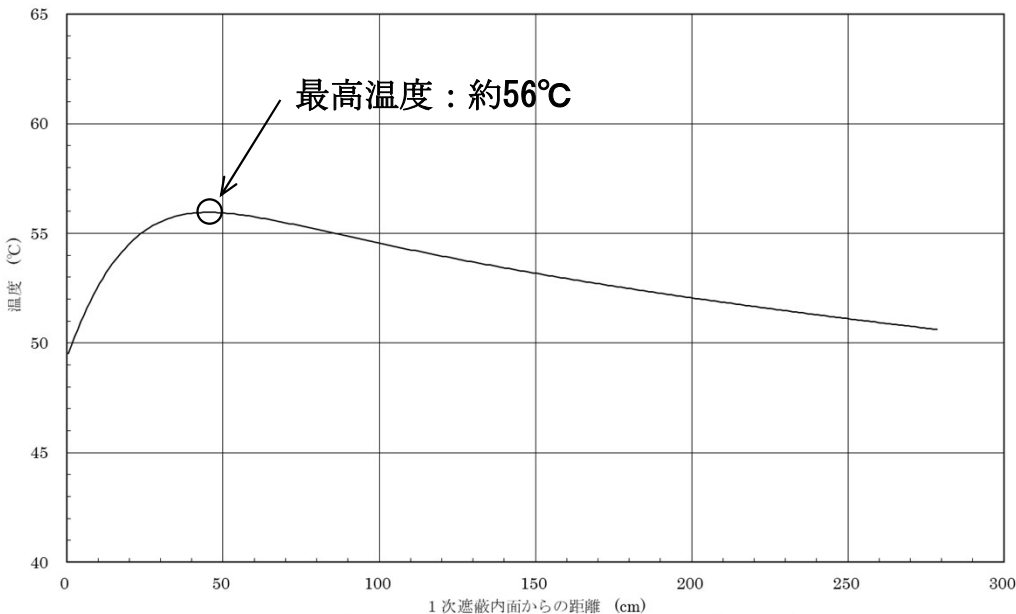
	評価値 (°C)	制限値※1 (°C)	判定
炉心領域部	約56	65	OK
原子炉容器サポート直下部	約55	65	OK

【参考】実測値の最高温度(°C)※2

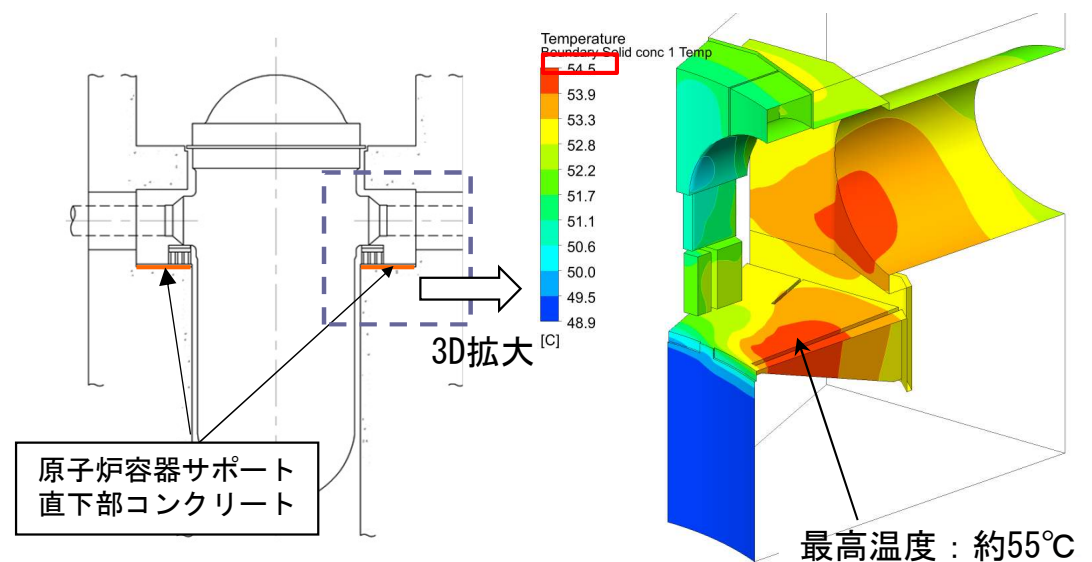
2019年	2020年	2021年
約40	約38	約42
約43	約41	約46

※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 各年度での発電所運転時



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

d. 健全性評価結果（2号）

- ・ 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。
- ・ 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炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部ともに15℃程度低いことを確認している。
- ・ なお、強度・機能に影響を及ぼさない範囲で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した(P37参照)。

1次遮蔽壁における解析温度と制限値の比較

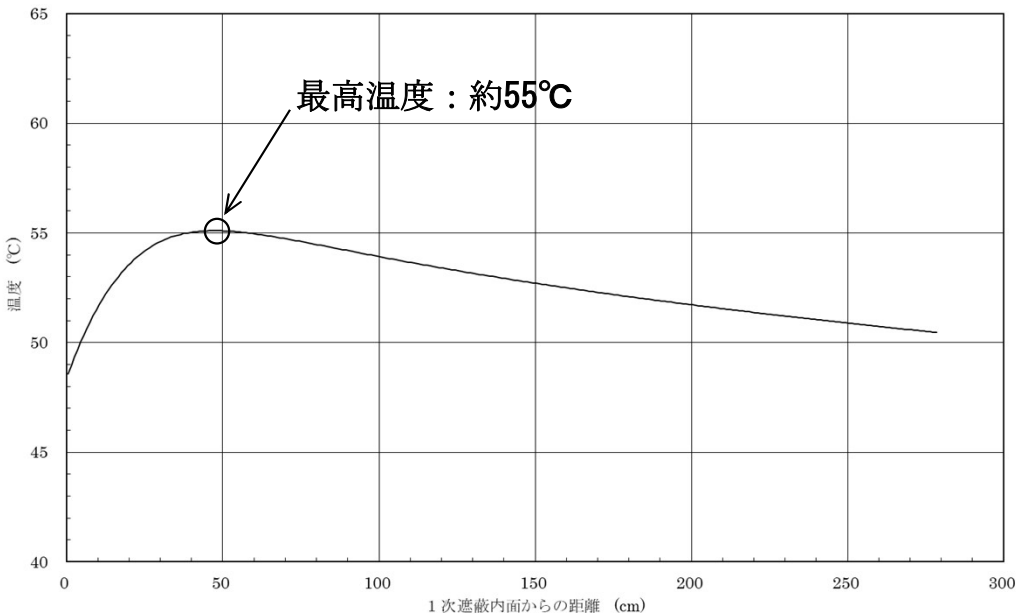
	評価値 (°C)	制限値※1 (°C)	判定
炉心領域部	約55	65	OK
原子炉容器サポート直下部	約54	65	OK

※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）」

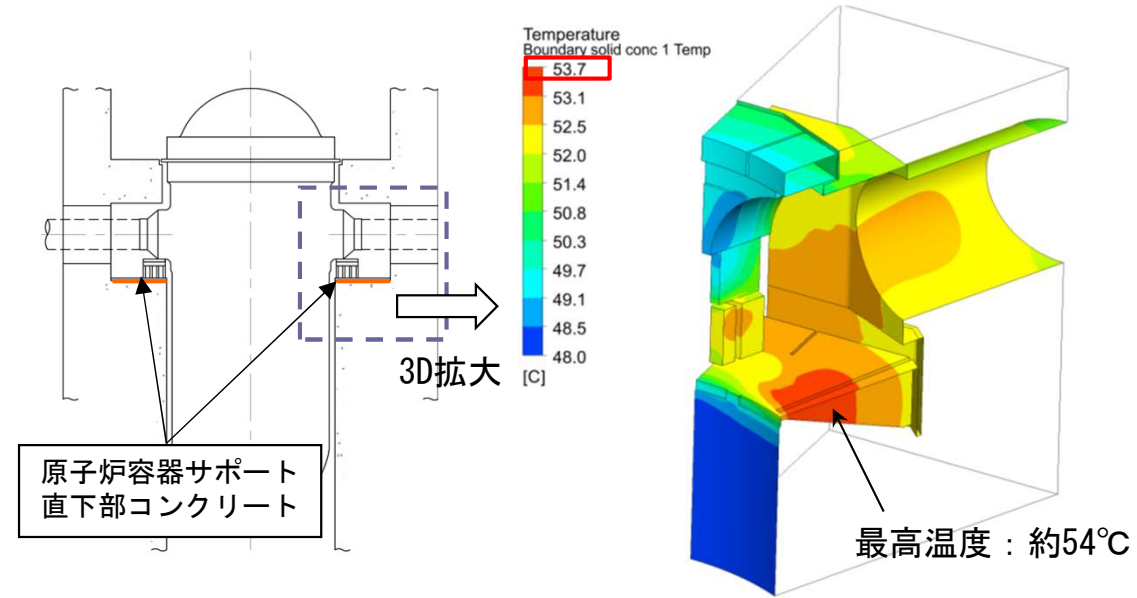
【参考】実測値の最高温度(°C)※2

2019年	2020年	2021年
約41	約33	約40
約42	約34	約42

※2 各年度での発電所運転時



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

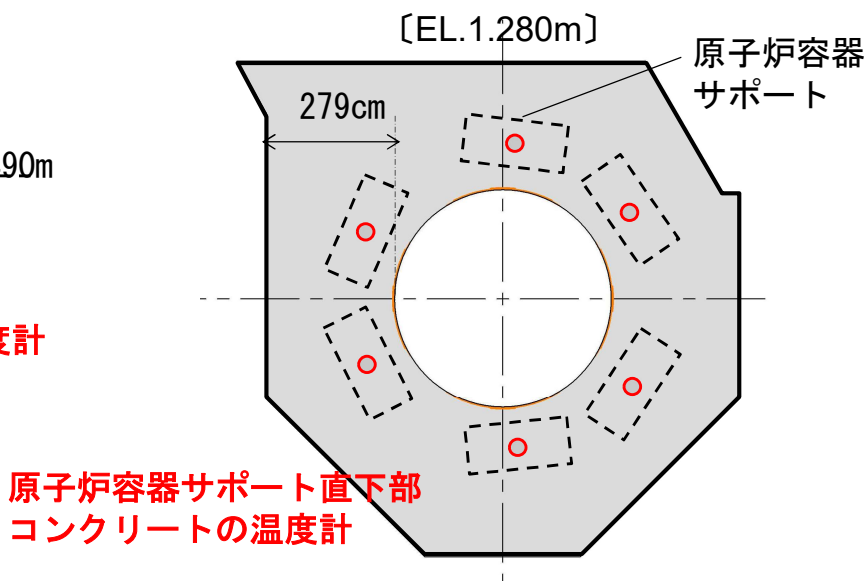
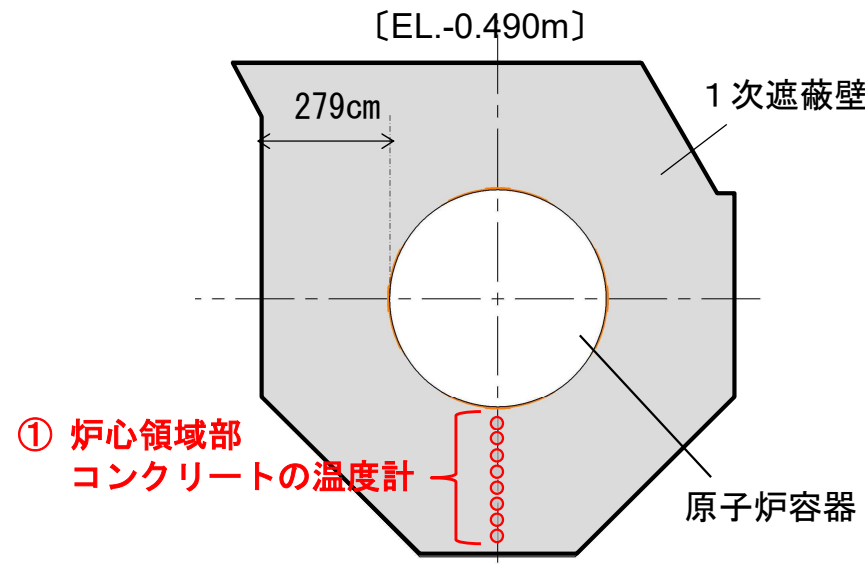
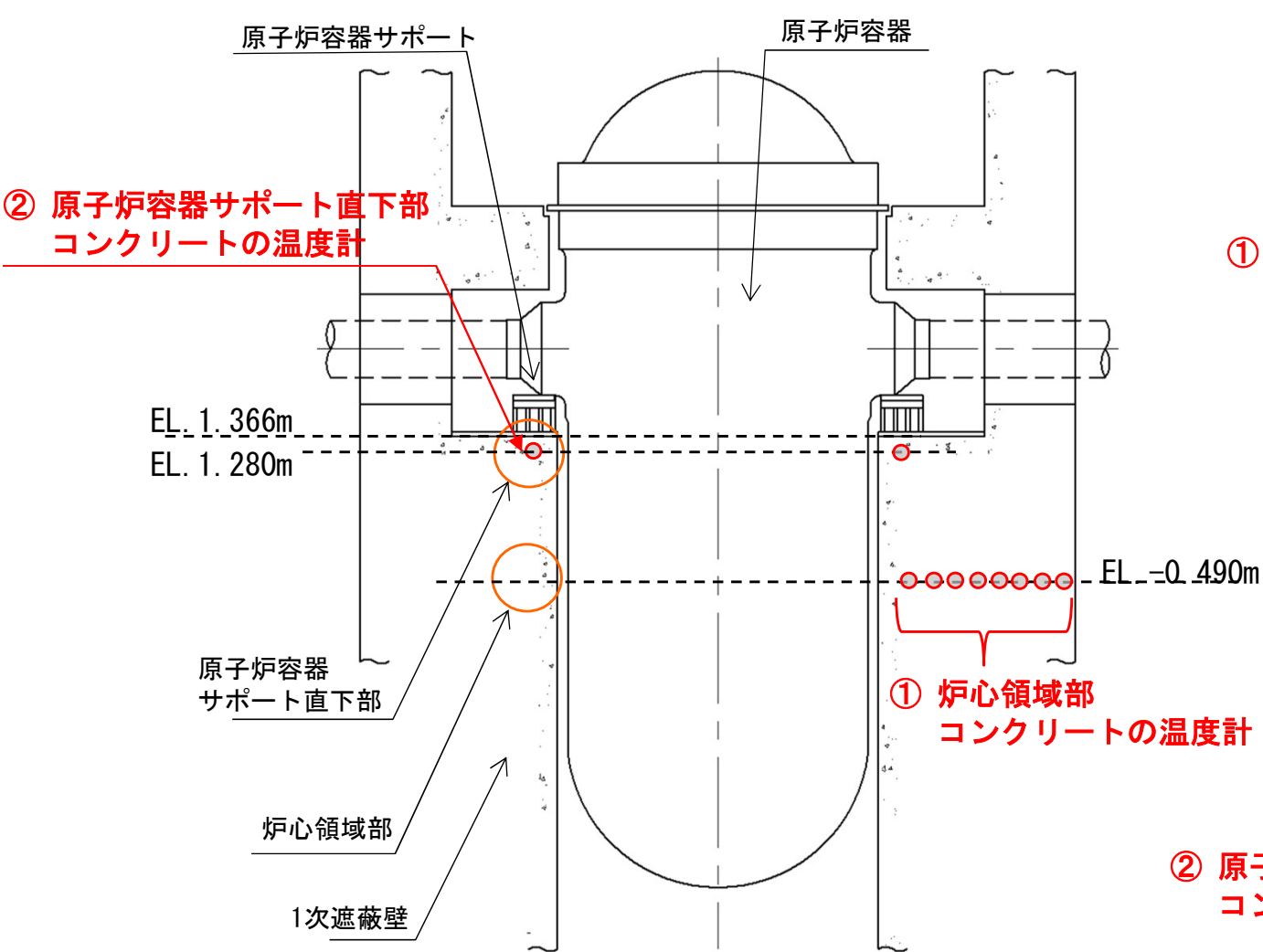
d. 健全性評価結果（内部コンクリート（1次遮蔽壁）における温度計測）

① 炉心領域部

- ・ 炉心位置 (EL. -0.490m) に、炉心側表面から深さ方向に約30cmピッチで温度計を8点設置

② 原子炉容器サポート直下部

- ・ 原子炉容器サポートの直下 (EL. 1.280m) に温度計を6点設置



3-1-2 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※を掛けて中性子照射量及びガンマ線照射量を算出

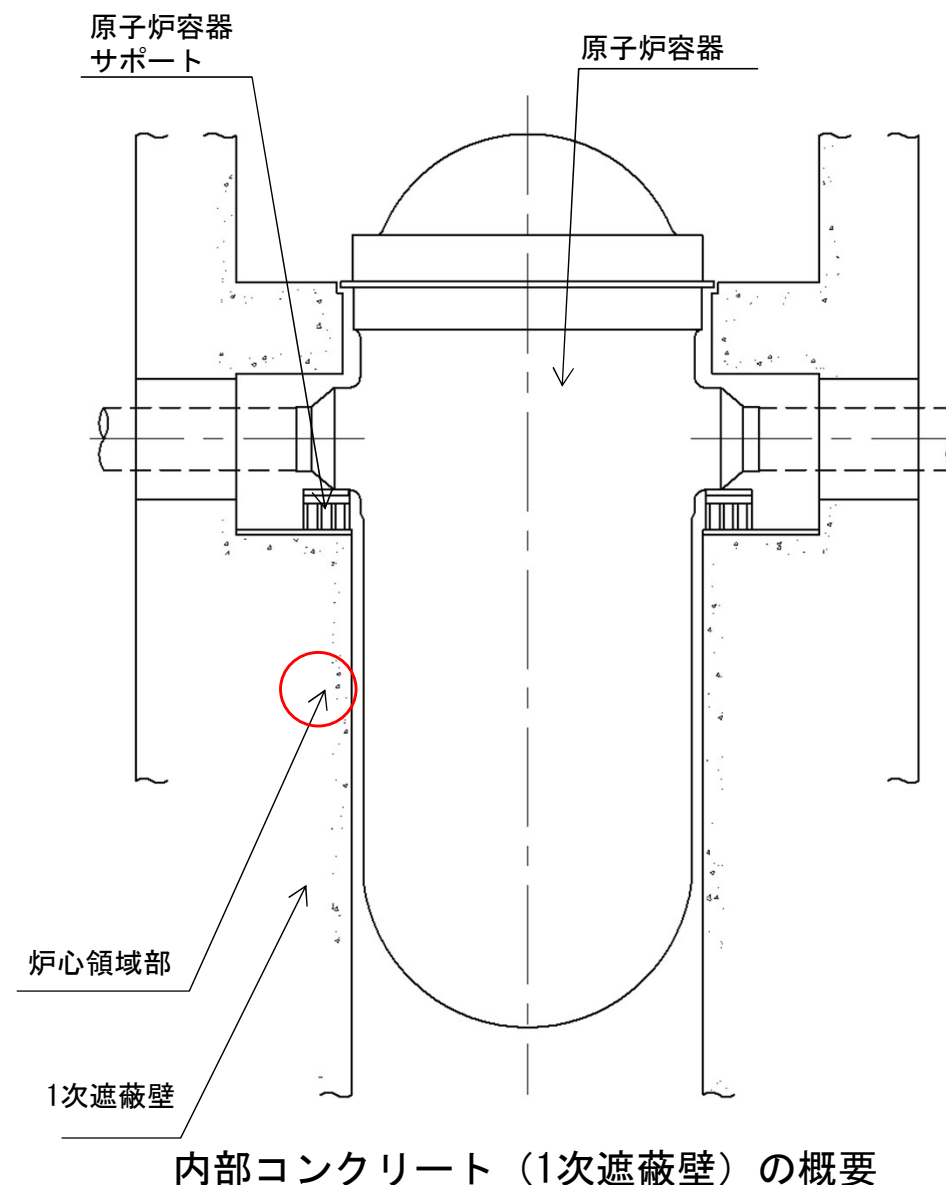
※運転時間の算出において用いた稼働率

【1号機】

- ・ 第25サイクル終了時点まで（～2020.3）：実績
（参考：2020年度までの稼働率：平均約74%）
- ・ 第25サイクル終了以降（2020.4～）：100%（想定）

【2号機】

- ・ 第23サイクル終了時点まで（～2020.3）：実績
（参考：2020年度までの稼働率：平均約74%）
- ・ 第23サイクル終了以降（2020.4～）：100%（想定）



(PLM30からの主な変更点)

- ・ 放射線に関する解析条件の精緻化
- ・ 運転時間の変更(至近10年間の運転実績を反映)
- ・ 中性子照射の目安値の新知見反映

d. 健全性評価結果

(1) 中性子照射量（1，2号）

- ・ 運転開始後60年時点における中性子照射量については、PLM30では、Hilsdorf他の文献※1の目安値（ $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ ）を参照した。
⇒その後の小嶋他の試験結果※2によると、 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量 ($E > 0.1 \text{MeV}$) から、コンクリートの強度が低下する可能性があることが指摘
⇒本評価においては、この知見に基づき、評価を実施
- ・ 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12cm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等を確認した。
- ・ なお、強度・機能に影響を及ぼさない範囲で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した（P37参照）。

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

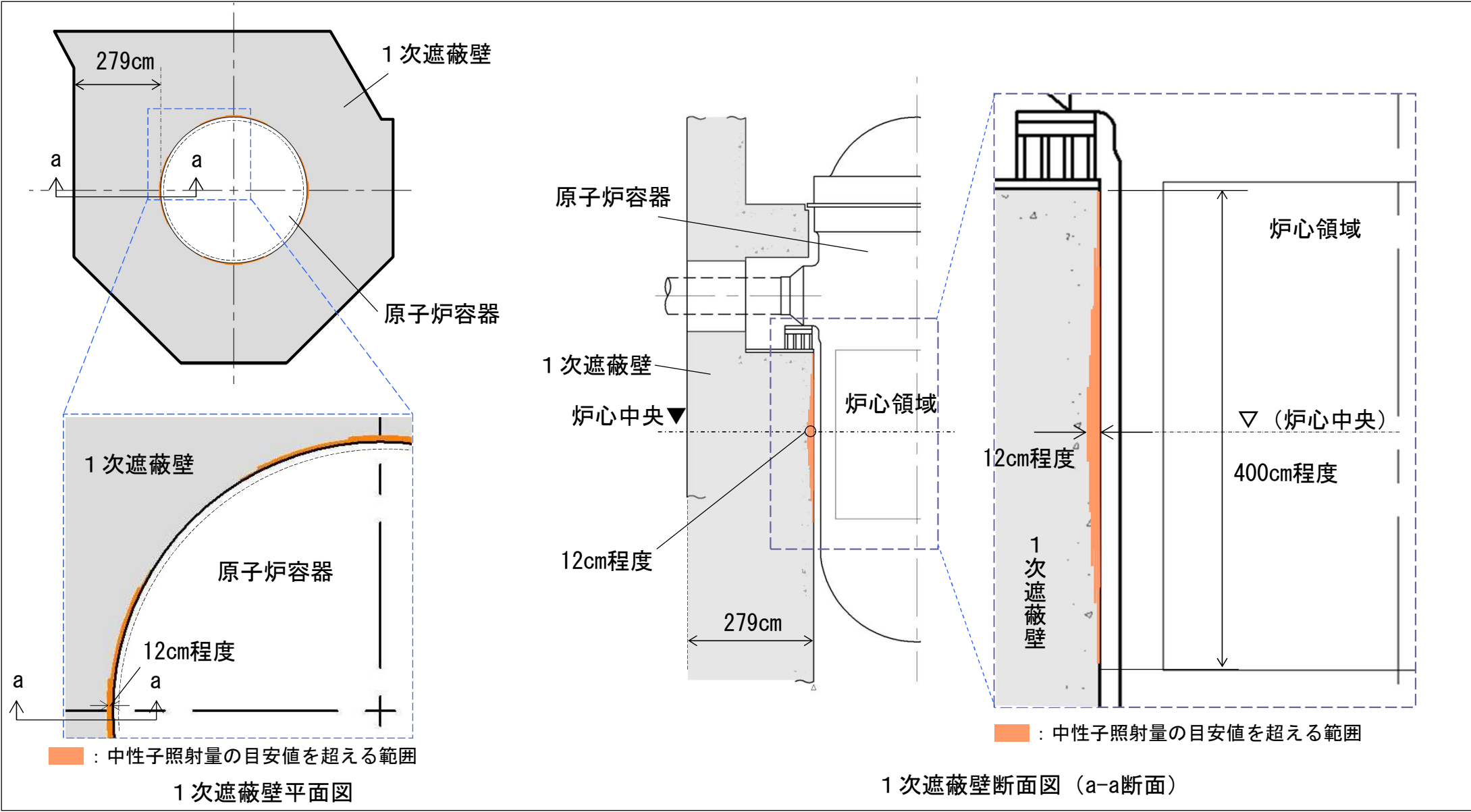
		運転開始後60年時点 (解析値)	小嶋他の文献※2の 目安値	小嶋他の文献※2の 目安値を超える範囲
中性子照射量 (n/cm^2)	1号	約 5.3×10^{19}	1×10^{19}	最大12cm程度
	2号	約 5.2×10^{19}		

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

※2 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, 2号)



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（1，2号）

- ・ 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※に記載の目安値以下であることを確認した。
- ・ なお、強度・機能に影響を及ぼさない範囲で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した(P37参照)。

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 (解析値)	Hilsdorf他の文献※の 目安値	判定
ガンマ線照射量 (rad)	1号	約 1.6×10^{10}	2.0 × 10 ¹⁰	OK
	2号	約 1.6×10^{10}		

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

3-1-3 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

屋内：外壁（屋内面）、 屋外：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、塗装等の仕上の状況及び特別点検による中性化深さの測定結果を考慮して選定
- ・ 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

(PLM30からの主な変更点)

- ・ 岸谷式にて二酸化炭素濃度による補正を考慮

※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

※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）」

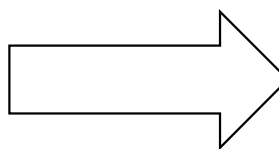
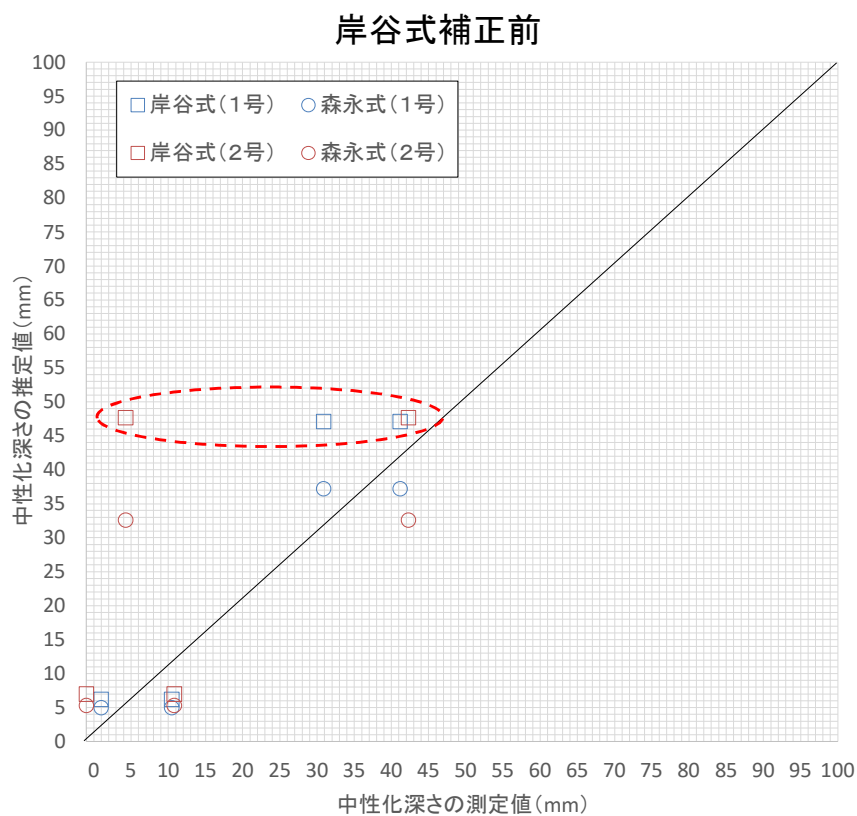
※4 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編（2018）」

d. 評価式

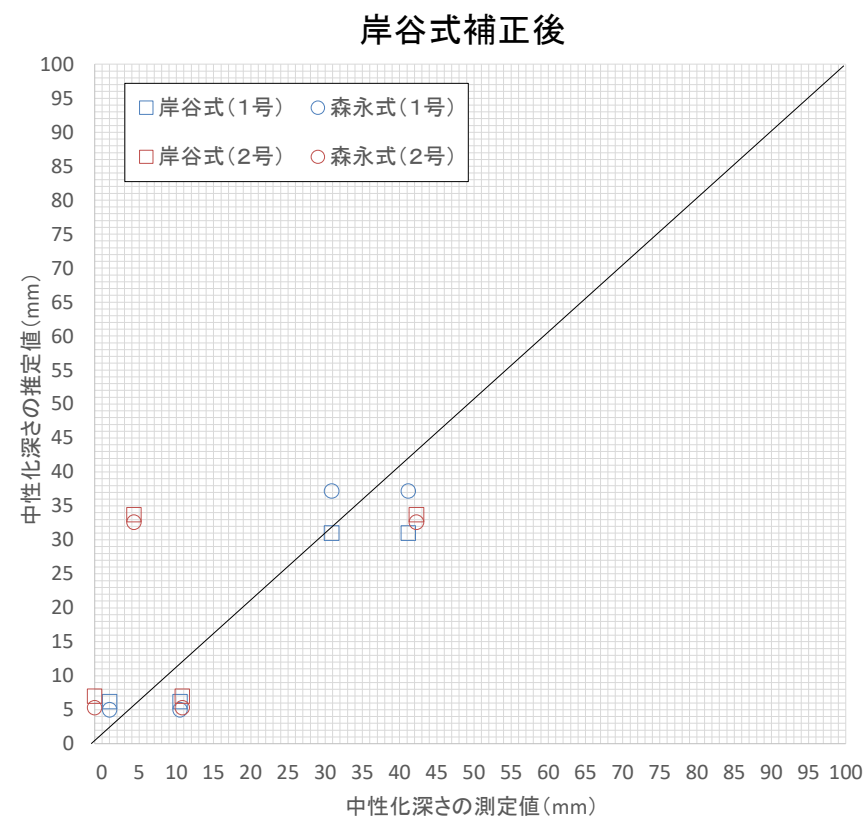
	数式	パラメーター
岸谷式	$X = \frac{R \cdot (4.6 \cdot w - 1.76)}{\sqrt{7.2}} \cdot \sqrt{t}$ ※実測値による劣化外力補正 $\alpha = \sqrt{\frac{c}{c_0}}$	t : 深さxまで中性化する期間(年) x : 中性化深さ(cm) w : 水セメント比(比) R : 中性化比率 (R=α×β×γ) α : 劣化外力の区分による係数※ β : 仕上げ材による係数 γ : セメントによる係数 c : 評価対象部位における二酸化炭素濃度の実測値 c ₀ : 屋外の二酸化炭素濃度の実測値
森永式	$X = \sqrt{\frac{c}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot (4.6 \cdot \frac{w/c}{100} - 1.76) \cdot \sqrt{t}$	x : 中性化深さ(mm) c : 二酸化炭素濃度(%) R : 中性化比率 RH : 相対湿度(%) w/c : 水セメント比(%) T : 温度(°C) t : 材齢(日)
実測に基づく √t式	$X = A\sqrt{t}$	x : 中性化深さ(cm) t : 中性化期間(年) 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)

e. 評価式の適用性（中性化）

- ・ 中性化深さの推定は、「岸谷式、森永式」を用いて評価を行っている。
- ・ PLM30時の環境測定結果に基づく調査時点※での中性化深さの推定値は、ばらつきはあるものの、測定値と概ね一致していることを確認した。
※運転開始後36～37年
- ・ なお、岸谷式については、二酸化炭素濃度による補正を行うことで、測定値に近づくことを確認した。



岸谷式について、屋内の評価点を対象に二酸化炭素濃度による補正を実施



f. 健全性評価結果（1，2号）

- ・ 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。
- ・ なお、中性化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した（P37参照）。

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

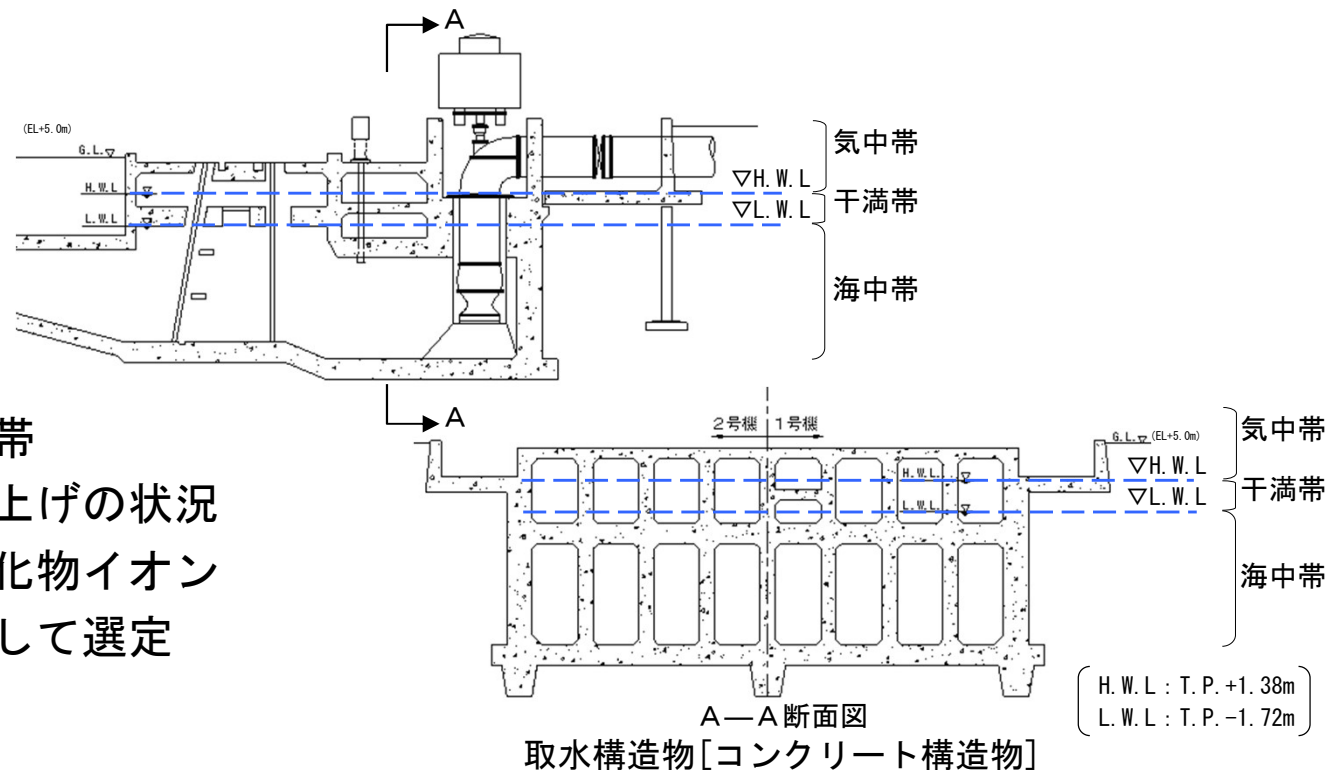
		中性化深さ (cm)			判定
		測定値 (調査時点の運転開始後経過年)	推定値 運転開始後60年時点 (推定式)	鉄筋が腐食 し始める時※	
1号	原子炉補助建屋 (外壁 屋内面)	4.2 (37年)	5.4 (\sqrt{t} 式)	7(9)	OK
	取水構造物 (気中帯)	1.2 (36年)	1.5 (\sqrt{t} 式)	9	OK
2号	原子炉補助建屋 (外壁 屋内面)	4.3 (37年)	5.5 (\sqrt{t} 式)	7(9)	OK
	取水構造物 (気中帯)	1.2 (37年)	1.5 (\sqrt{t} 式)	9	OK

※ 当該箇所のかぶり厚さ
(カッコ内の数字：水が作用しない環境では+2cm)

3-1-4 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及び特別点検による塩化物イオン濃度の測定結果を考慮して選定

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

(PLM30からの主な変更点)
 ・ 森永式における干満帯の酸素濃度を保守的な値に見直し (水中0.62%→気中21%)

※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)」

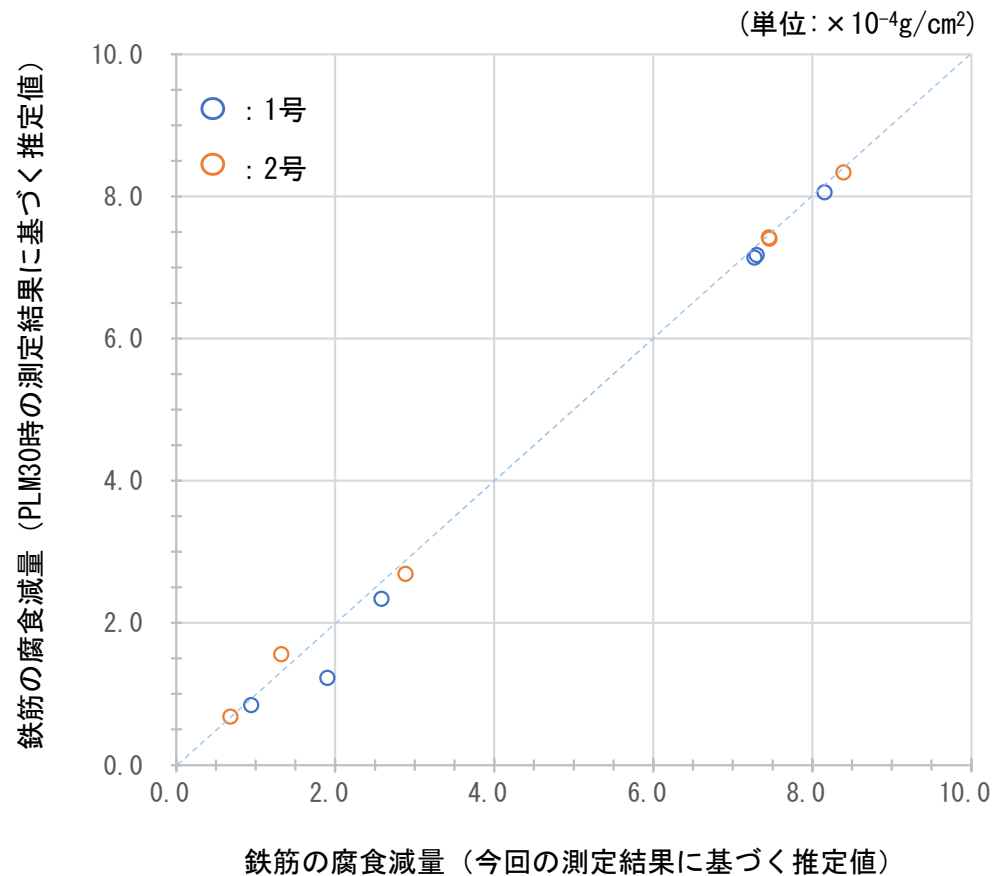
d. 評価式

	数式	パラメーター
フィックの 拡散方程式	$C = (C_0 - C_{init}) \cdot \left[1 - \operatorname{erf}\left(\frac{x}{2\sqrt{Dt}}\right) \right] + C_{init}$	<p>C : 鉄筋位置における塩化物イオン量 (kg/m³) C₀ : コンクリート表面の塩化物イオン量 (kg/m³) C_{init} : コンクリート中の初期塩化物イオン量 (kg/m³) 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 (mm²/年) t : 材齢 (年)</p>
森永式 (腐食速度 の算定式)	$q = q_1 \cdot \frac{q_2}{q_2'}$ $q_1 = \frac{d}{c^2} \left[-0.51 - 7.60N + 44.97 \left(\frac{w}{c}\right)^2 + 67.95N \left(\frac{w}{c}\right)^2 \right]$ $q_2 = 2.59 - 0.05T - 6.89H - 22.87O - 0.99N + 0.14TH + 0.51TO + 0.01TN + 60.81HO + 3.36HN + 7.32ON$ $q_2' = 0.56528 + 1.4304N$	<p>q : 鉄筋の腐食速度 (×10⁻⁴g/cm²/年) q₁ : 塩分環境下での腐食速度 (×10⁻⁴g/cm²/年) q₂ : 寿命予測対象部位で、塩分環境下での腐食速度 (×10⁻⁴g/cm²/年) q₂' : 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 (×10⁻⁴g/cm²/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)</p>
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)	$Q_{CR} = 0.602 \left(1 + \frac{2c}{d} \right)^{0.85} \times d$	<p>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 (×10⁻⁴g/cm²) d : 鉄筋径 (mm) c : かぶり厚さ (mm)</p>

e. 評価式の適用性（塩分浸透）

- ・ 鉄筋の腐食減量の推定は、「森永式」を用いて評価を行っている。
- ・ PLM30時の塩化物イオン量測定結果に基づく調査時点※での推定値は、ばらつきはあるものの、今回の測定結果に基づく推定値と概ね一致していることを確認した。

※運転開始後36～37年



PLM30時は干満帯の酸素濃度比を「0.62%」
として推定しているため、本比較においては、
干満帯の酸素濃度を「0.62%」として計算
した結果を使用

f. 健全性評価結果（1号）

- ・ 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。
- ・ なお、塩分浸透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した(P37参照)。

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
			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)	2020年 (36年)	0.05	4.4	84.5	OK
		1.1			
取水構造物 (干満帯)		0.20	15.1	88.1	
		4.3			
取水構造物 (海中帯)		0.12	2.1	86.4	
		2.6			

f. 健全性評価結果（2号）

- ・ 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。
- ・ なお、塩分浸透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した(P37参照)。

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
			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 (37年)	0.06	4.7	84.5	OK
		1.3			
取水構造物 (干満帯)		0.14	12.5	88.1	
		3.0			
取水構造物 (海中帯)		0.09	1.6	86.4	
		2.0			

3-1-5 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) 原子炉補助建屋（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。
- ・ 現状保全において定期的な目視点検を実施しており、有意なひび割れがないことを確認している。
- ・ なお、機械振動の評価点近傍からコアサンプルを採取し、特別点検において強度試験を実施し、設計基準強度を上回っていることを確認した(P37参照)。

3-1-6 コンクリートの強度試験結果（1，2号）

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

対象コンクリート構造物	対象の部位	点検結果		備考※2
		1号 平均圧縮強度 (N/mm ²) ※1	2号 平均圧縮強度 (N/mm ²) ※1	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	44.7	47.0	22.1
	内部コンクリート	43.0	46.8	22.1
	基礎マット	36.3	51.0	22.1
原子炉補助建屋	外壁	50.4	49.3	22.1
	内壁及び床	43.4	29.9	22.1
	使用済み燃料プール	34.0	43.0	22.1
	基礎マット	51.0	40.8	22.1
タービン建屋	内壁及び床	39.7	36.7	22.1
	基礎マット	44.7	43.0	17.7
取水槽	海中帯	38.5	38.7	23.5
	干満帯	29.9	32.0	23.5
	気中帯	45.4	43.7	23.5
上記以外の構造物	非常用ディーゼル発電用 燃料油貯油槽基礎	43.5	41.8	22.1
	燃料取替用水タンク 基礎	44.0	31.0	22.1

※1 コアサンプル3本の平均値

※2 設計基準強度 (N/mm²)

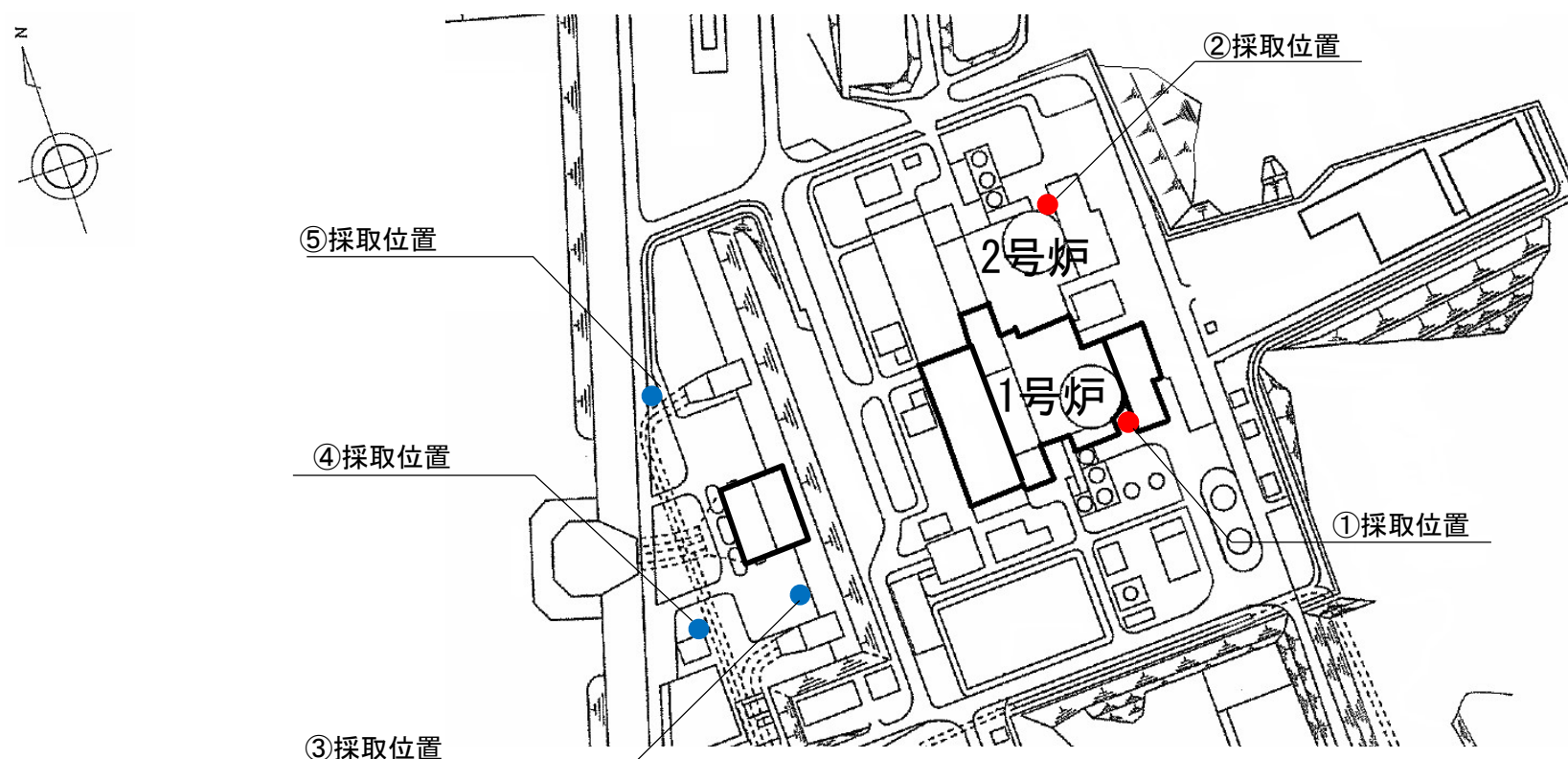
3-1-7 地下水のコンクリートへの影響

a. 水質調査の目的

地下水の水質によっては、屋内よりも屋外地中部の方が環境状態が厳しいことが考えられるため、原子炉建屋、原子炉補助建屋、取水構造物近傍にて地下水の水質調査を実施した。

b. 水質調査の位置

下図に示す位置より地下水を採取した（採取日 ●：2020年12月16日、●：2022年8月26日）。



地下水の採取位置図

c. 水質調査方法と結果

コンクリートへの侵食に関わる測定項目（地盤調査法：地盤工学会（1995）参照）について、JIS規格や上水試験方法※¹に基づき水質調査を実施した。

すべての項目において侵食性の判定基準値を満足しており、地下水によるコンクリート侵食の可能性が低いことを確認した。

地下水の水質調査結果

測定項目	単位	結 果					判定基準※ ²		
		採取位置					化学的侵食		
		①	②	③	④	⑤	弱	標準的	強い
水素イオン濃度 (pH)	—	8.7	8.5	8.4	7.8	7.8	$6.5 \geq X \geq 5.5$	$5.5 > X \geq 4.5$	$4.5 > X \geq 4.0$
遊離炭酸※ ¹	mg/l	1未満	1未満	1未満	3	3	$15 \leq X \leq 40$	$40 < X \leq 100$	$100 < X$
アンモニウム イオン	mg/l	0.03未満	0.03未満	0.09	0.03	0.03未満	$15 \leq X \leq 30$	$30 < X \leq 60$	$60 < X \leq 100$
マグネシウム イオン	mg/l	2.6	7.0	2.9	23	18	$300 \leq X \leq 1000$	$1000 < X \leq 3000$	$3000 < X$
硫酸イオン	mg/l	24	140	56	69	69	$200 \leq X \leq 600$	$600 < X \leq 3000$	$3000 < X \leq 6000$

※¹ 日本水道協会「上水試験方法 II-3 14.4.1 浮遊炭酸算出法(2011)」

※² BSI, BS EN206:Concrete-Specification, performance, production and conformity(2013)

3-2 コンクリートの遮蔽能力低下

3-2-1 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

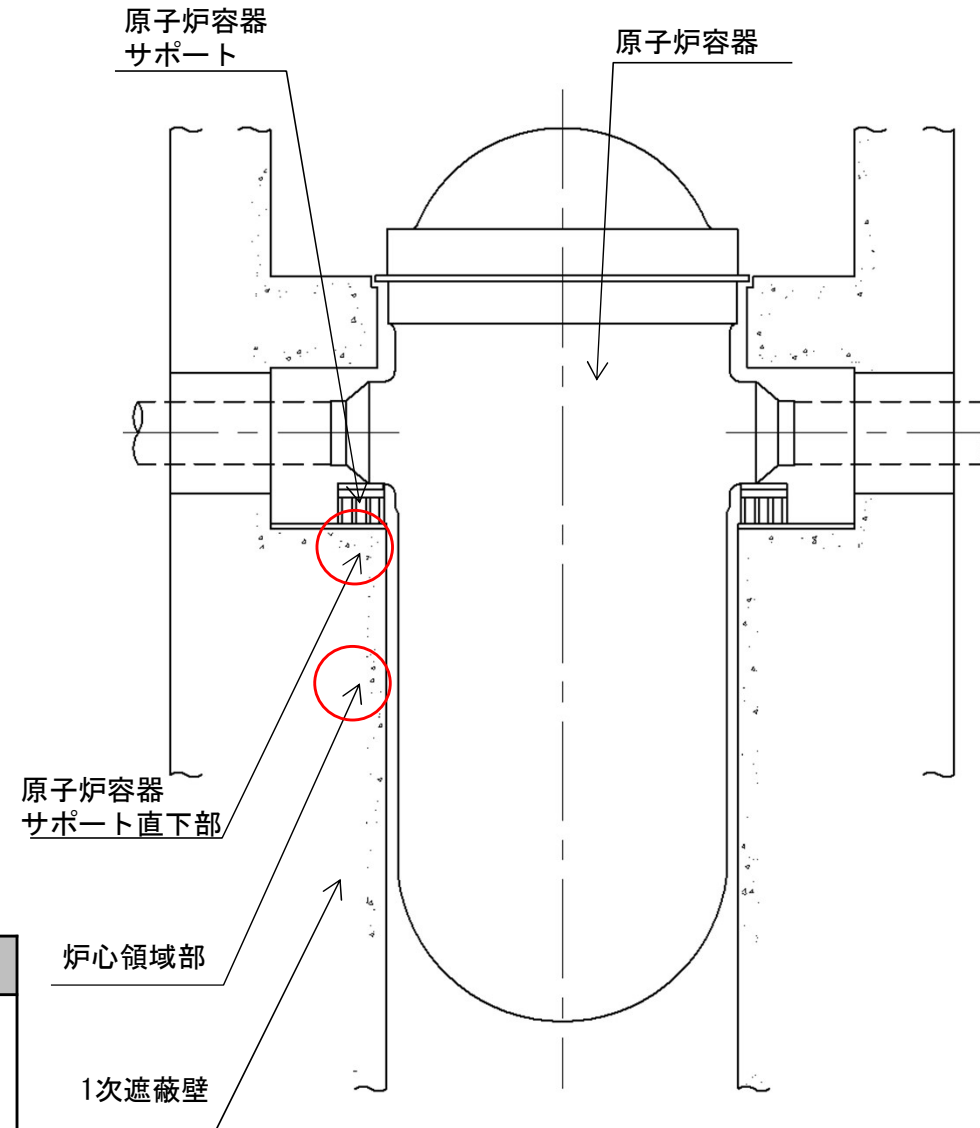
- ・ 炉心領域部
- ・ 原子炉容器サポート直下部

(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ガンマ線発熱量分布の算出 ・ 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

(PLM30からの主な変更点)

- ・ 放射線に関する解析条件の精緻化
- ・ 解析モデルの精緻化

d. 健全性評価結果（1，2号）

- ・ 2つの評価点のうち、最高温度となるのは炉心領域部であり、その評価値は温度制限値※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※[°C]	判定
中性子遮蔽	1号	約56	88	OK
	2号	約55		OK
ガンマ線遮蔽	1号	約56	177	OK
	2号	約55		OK

※「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)」)

3-3 健全性評価結果の総括（1号）（1/2）

各劣化要因に対する評価結果を総括して以下に取りまとめる。
 (PLM30の結果及び主な変更点もあわせて示す)

評価項目		今回の評価結果		参 考		主な変更点
		PLM40（60年時点）		PLM30（60年時点）		
		評価結果	判定値	評価結果	判定値	
強度低下	熱	【炉心領域】 約56 (°C) 【炉心直下】 約55 (°C)	65 (°C)	【炉心領域】 約64 (°C) 【炉心直下】 約55 (°C)	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 放射線に関する解析条件の精緻化 解析モデルの精緻化
	中性子照射量	約 5.3×10^{19} (n/cm ²) <判定値超過⇒耐力評価でOK>	1.0×10^{19} (n/cm ²)	約 4.7×10^{19} (n/cm ²)	1.0×10^{20} (n/cm ²)	<ul style="list-style-type: none"> 放射線に関する解析条件の精緻化 運転時間の変更(至近10年間の運転実績を反映) 目安値の新知見反映※
	ガンマ線照射量	約 1.6×10^{10} (rad)	2.0×10^{10} (rad)	約 2.3×10^{10} (rad) <判定値超過⇒耐力評価でOK>	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 放射線に関する解析条件の精緻化 運転時間の変更(至近10年間の運転実績を反映)
	中性化	【原子炉補助建屋】 ・ 5.4 (cm) [√t式]	7 (cm) [9 (cm)]	【原子炉補助建屋】 ・ 6.1 (cm) [岸谷式]	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 岸谷式にて二酸化炭素濃度による補正を考慮
		【取水構造物(気中帯)】 ・ 1.5 (cm) [√t式]	9 (cm)	【取水構造物(気中帯)】 ・ 1.3 (cm) [√t式]	PLM40と同じ	
	塩分浸透	【取水構造物(気中帯)】 ・ 4.4 (×10 ⁴ g/cm ²)	84 (×10 ⁴ g/cm ²)	【取水構造物(気中帯)】 ・ 3.9 (×10 ⁴ g/cm ²)	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 森永式における干満帯の酸素濃度を保守的な値に見直し(水中0.62%→気中21%)
		【取水構造物(干満帯)】 ・ 15.1 (×10 ⁴ g/cm ²)	88 (×10 ⁴ g/cm ²)	【取水構造物(干満帯)】 ・ 2.9 (×10 ⁴ g/cm ²)		
【取水構造物(海中帯)】 ・ 2.1 (×10 ⁴ g/cm ²)		86 (×10 ⁴ g/cm ²)	【取水構造物(海中帯)】 ・ 2.0 (×10 ⁴ g/cm ²)			
遮蔽能力低下	<中性子遮蔽> 【炉心領域】 約56 (°C)	88 (°C)	<中性子遮蔽> 【炉心領域】 約64 (°C)	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 「強度低下」の「熱」と同 	
	<ガンマ線遮蔽> 【炉心領域】 約56 (°C)	177 (°C)	<ガンマ線遮蔽> 【炉心領域】 約64 (°C)			

※ 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)

3-3 健全性評価結果の総括（2号）（2/2）

各劣化要因に対する評価結果を総括して以下に取りまとめる。
 （PLM30の結果及び主な変更点もあわせて示す）

評価項目		今回の評価結果		参 考		主な変更点
		PLM40（60年時点）		PLM30（60年時点）		
		評価結果	判定値	評価結果	判定値	
強度低下	熱	【炉心領域】 約55 (°C) 【炉心直下】 約54 (°C)	65 (°C)	【炉心領域】 約64 (°C) 【炉心直下】 約54 (°C)	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 放射線に関する解析条件の精緻化 解析モデルの精緻化
	中性子照射量	約 5.2×10^{19} (n/cm ²) <判定値超過⇒耐力評価でOK>	1.0×10^{19} (n/cm ²)	約 4.6×10^{19} (n/cm ²)	1.0×10^{20} (n/cm ²)	<ul style="list-style-type: none"> 放射線に関する解析条件の精緻化 運転時間の変更(至近10年間の運転実績を反映) 目安値の新知見反映※
	ガンマ線照射量	約 1.6×10^{10} (rad)	2.0×10^{10} (rad)	約 2.3×10^{10} (rad) <判定値超過⇒耐力評価でOK>	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 放射線に関する解析条件の精緻化 運転時間の変更(至近10年間の運転実績を反映)
	中性化	【原子炉補助建屋】 ・ 5.5 (cm) [√t式]	7 (cm) [9 (cm)]	【原子炉補助建屋】 ・ 6.1 (cm) [岸谷式]	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 岸谷式にて二酸化炭素濃度による補正を考慮
		【取水構造物(気中帯)】 ・ 1.5 (cm) [√t式]	9 (cm)	【取水構造物(気中帯)】 ・ 1.6 (cm) [√t式]	PLM40と同じ	
	塩分浸透	【取水構造物(気中帯)】 ・ 4.7 (×10 ⁴ g/cm ²)	84 (×10 ⁴ g/cm ²)	【取水構造物(気中帯)】 ・ 4.5 (×10 ⁴ g/cm ²)	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 森永式における干満帯の酸素濃度を保守的な値に見直し(水中0.62%→気中21%)
		【取水構造物(干満帯)】 ・ 12.5 (×10 ⁴ g/cm ²)	88 (×10 ⁴ g/cm ²)	【取水構造物(干満帯)】 ・ 3.7 (×10 ⁴ g/cm ²)		
【取水構造物(海中帯)】 ・ 1.6 (×10 ⁴ g/cm ²)		86 (×10 ⁴ g/cm ²)	【取水構造物(海中帯)】 ・ 1.7 (×10 ⁴ g/cm ²)			
遮蔽能力低下	熱	<中性子遮蔽> 【炉心領域】 約55 (°C)	88 (°C)	<中性子遮蔽> 【炉心領域】 約64 (°C)	PLM40と同じ	<ul style="list-style-type: none"> 「強度低下」の「熱」と同
		<ガンマ線遮蔽> 【炉心領域】 約55 (°C)	177 (°C)	<ガンマ線遮蔽> 【炉心領域】 約64 (°C)		

※ 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)

4. 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／3保全サイクル ・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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線照射（中性子） 中性子照射量が目安値を超える範囲は、深さ方向に最大で12cm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等を確認 ・上記以外 健全性評価の結果、判定値を満足していることを確認 <p>○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>○現状保全を継続することで、60年間の健全性の維持が可能</p>	<p>○現状保全の継続実施</p> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・健全性評価の結果、判定値を満足していることを確認 <p>○現状保全を継続することで、60年間の健全性の維持が可能</p>	

5. まとめ

- 特別点検の結果を踏まえ、PLM30以降の新たな知見を反映した上で、最も使用条件等が厳しい箇所を評価点として、今回改めて40年目の高経年化技術評価を行った。
- その結果、60年間の供用を仮定しても、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下に対する健全性が維持できることを確認した。
- 今後も、目視点検、破壊試験、非破壊試験により健全性を確認できるものと判断しており、引き続き現状保全を継続していく。