

玄海原子力発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	QGN3-PLM30-コンクリート
提出年月日	2023 年 4 月 20 日

玄海原子力発電所 3 号炉
高経年化技術評価
(コンクリート構造物及び鉄骨構造物)

補足説明資料

2023年4月20日

九州電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る
事項ですので公開することはできません。

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	6
3. 代表構造物の選定	8
4. 代表構造物の技術評価	19
5. 代表構造物以外の評価	30
6. まとめ	31

別紙

別紙1. 玄海原子力発電所 土木建築業務要領における目視点検の項目、方法及び判定基準について	1-1
別紙2. 対象構造物及び代表構造物の選定過程について	2-1
別紙3. 耐火能力の考え方及び耐火能力が要求されている壁の位置について	3-1
別紙4. 土木・建築関係設備に係わる保安全管理の文書体系について	4-1
別紙5. 温度分布解析の方法等について	5-1
別紙6. 放射線照射量の算出方法等について	6-1
別紙7. 中性子照射量に対する耐力評価について	7-1
別紙8. 中性化の評価対象及び評価点の選定過程について	8-1
別紙9. 中性化深さの推定値の算定過程及び結果について	9-1
別紙10. 塩分浸透の評価対象及び評価点の選定過程について	10-1
別紙11. 塩化物イオン濃度の測定位置、測定方法、測定結果について	11-1
別紙12. 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程及び結果について	12-1
別紙13. 機械振動の評価対象の選定過程について	13-1
別紙14. モルタルバー法の試験結果について	14-1
別紙15. PCCVの供用期間中検査における検査対象テンドンの選定過程並びに検査の計画、要領及び結果について	15-1
別紙16. テンドンの緊張力予測値の算定仮定及び結果について	16-1
別紙17. テンドンの緊張力低下のうち高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした要因における根拠の説明について	17-1
別紙18. プレストレスシステムの疲労試験について	18-1
別紙19. 外部遮蔽壁における非破壊試験結果及び圧縮強度の推定方法について	19-1
別紙20. 玄海3号炉周辺の地下水による劣化影響について	20-1

1. 概要

本資料は、コンクリート構造物及び鉄骨構造物の高経年化に係わる技術評価の補足として、評価内容の補足資料を取りまとめたものである。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象、劣化要因は表 1-1 に示すとおり、多岐にわたるため、それぞれの劣化要因ごとに評価が必要である。

なお、玄海原子力発電所 3 号炉において想定される劣化要因を抽出するため、表 1-2 にスクリーニングを行った結果を示す。

表 1-1 コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象及び劣化要因(1/2)

構造物	経年劣化事象	劣化要因	
コンクリート構造物	強度低下	熱	コンクリートは、周辺環境からの伝達熱及び放射線照射に起因する内部発熱により、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等により強度が低下する可能性がある。
		放射線照射	コンクリートが中性子照射やガンマ線照射を受けた場合、自由水の逸散等により強度が低下する可能性がある。
		中性化	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。
		塩分浸透	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、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、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。
		機械振動	機械振動により、コンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れの発生、ひいては損傷に至る可能性がある。
		アルカリ骨材反応	コンクリート中の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。
		凍結融解	コンクリート中の水分が凍結し、それが気温の上昇や日射を受けること等により融解する凍結融解を繰り返すことで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。
		化学的侵食	コンクリートが、水分などに含有された化学物質に直接接することによって生じる可能性がある。
		(乾燥)収縮	硬化中のコンクリートから、水分が乾燥に伴い逸散し、収縮する。
		風化	地下部に存在する水にセメント水和物が溶解し、組織が疎となり強度低下の可能性がある。
	日射	コンクリート表面の温度変動によって膨張・収縮現象が生じ、コンクリートの強度低下が生じる。	
遮蔽能力低下	熱	コンクリートは、周辺環境からの伝達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。	

表 1-1 コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象及び劣化要因 (2/2)

構造物	経年劣化事象	劣化要因	
コンクリート構造物	耐火能力低下	火災時の熱	コンクリート構造物は、断面厚により耐火能力を確保する設計であるが、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によりコンクリート構造物の健全性が損なわれる可能性がある。
	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、構造物の供用期間中にわたって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、PC鋼線の材料特性、初期応力、温度及び時間に依存して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がある。
		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がある。
		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がある。
		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がある。
		疲労	通常運転時における繰返し荷重や振動によって、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がある。
鉄骨構造物	強度低下	腐食	鉄は一般に大気中の酸素、水分と化学反応を起こして腐食する。また、海塩粒子等により腐食が促進される。腐食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。
		風等による疲労	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、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。
		化学的腐食	薬品等の浸入によって鉄部が発錆し、鉄骨の強度低下が生じる。

(注) 本表は、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」に示されている経年劣化事象一覧表(コンクリート・鉄骨編)に基づき作成(テンダンの緊張力低下については、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)も参照)

表 1-2 コンクリート構造物及び鉄骨構造物の想定される経年劣化事象及び劣化要因の抽出結果

構造物	経年劣化事象	劣化要因	劣化要因のスクリーニング結果	
			想定要否	環境条件・根拠等 (対象部位)
コンクリート構造物	強度低下	熱	○	熱を受ける部位を有する。 (例：内部コンクリート（1次遮蔽壁）)
		放射線照射	○	放射線照射を受ける部位を有する。 (例：内部コンクリート（1次遮蔽壁）)
		中性化	○	二酸化炭素、温度、湿度及び仕上げ条件によっては中性化が進行する。 (全ての評価対象構造物)
		塩分浸透	○	海塩粒子を受ける部位を有する。 (例：取水構造物)
		機械振動	○	機械振動を受ける部位を有する。 (例：非常用ディーゼル発電設備基礎)
		アルカリ骨材反応	○	コンクリート構造物全般でアルカリ骨材反応の可能性はある。(全ての評価対象構造物)
		凍結融解	○	玄海原子力発電所周辺地域の凍害危険度は「ごく軽微」であるが、定期的を目視点検を行っている。 (全ての評価対象構造物)
		化学的侵食	×	玄海原子力発電所は、土壌や地下水に侵食性物質が含まれる温泉地帯や酸性河川流域等の付近には建設されていない。
		(乾燥)収縮	×	一般建築物の壁等のような薄い部材はない。
		風化	×	河川のように常に新しく水が供給されるような環境にさらされる部位はない。
	日射	×	基本的に外部は仕上げを施している。	
	遮蔽能力低下	熱	○	放射線照射を受ける部位を有する。 (例：内部コンクリート（1次遮蔽壁）)
	テンダンの緊張力低下	プレストレス損失	○	プレストレス損失が生じる部位を有する。 (例：外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎)
		熱(高温)	×	熱(高温)を受ける使用環境にない。
		放射線照射	×	高レベル放射線を受ける使用環境にない。
腐食		×	防せい材が充填されている。	
鉄骨構造物	強度低下	疲労	×	繰り返し载荷や振動を与える機器類はない。
		腐食	○	劣化の可能性のある環境下にある。 (全ての評価対象構造物)
		風等による疲労	○	劣化の可能性のある環境下にある。 (例：タービン建屋、原子炉周辺建屋)
		化学的腐食	×	基本的に仕上げを施している。

以上より、コンクリート構造物で9要因、鉄骨構造物で2要因の計11要因を、想定される劣化要因として抽出した。

(1) コンクリート構造物において想定される劣化要因

- a. 熱（強度低下）
- b. 放射線照射
- c. 中性化
- d. 塩分浸透
- e. 機械振動
- f. アルカリ骨材反応
- g. 凍結融解
- h. 熱（遮蔽能力低下）
- i. プレストレス損失

(2) 鉄骨構造物において想定される劣化要因

- j. 腐食
- k. 風等による疲労

2. 基本方針

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象及び劣化要因に対する評価の基本方針は、対象構造物について、表 1-1 において抽出された劣化要因について評価し、その可能性が将来にわたって発生することが否定できない場合は、その発生及び進展に係る健全性評価を行い、運転開始後 60 年時点までの期間において「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」の要求事項を満たすことを確認することである。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物評価についての要求事項を表 2 に整理する。

表2 コンクリート構造物及び鉄骨構造物評価についての要求事項

ガイド	要求事項
<p>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</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。 ⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。 ⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。 (2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>
<p>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</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から60年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から40年間とする。） 3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p>

3. 代表構造物の選定

3.1 代表構造物の選定手順

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の強度低下、遮蔽能力低下、耐火能力低下、テンションの緊張力低下については、評価対象となる構造物の中から代表構造物を選定して評価を行う。評価対象構造物、代表構造物等は、以下の手順にて選定する。

3.1.1 評価対象構造物の選定とグループ化

多数の構造物の中から、「重要度分類指針におけるクラス1、2に該当する構造物又は該当する機器を支持する構造物」「重要度分類指針におけるクラス3に該当する高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物」「常設重大事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備を支持する構造物」「火災防護設備に属する構造物」「浸水防護施設に属する構造物」に該当する構造物を選定し、コンクリート構造物と鉄骨構造物にグループ化を実施した。なお、原子炉格納容器であるプレストレストコンクリート製原子炉格納容器（以下、「PCCV」という）のうち、支持機能、遮蔽機能、耐圧機能を担う鉄筋コンクリート及びプレストレスシステムについては、コンクリート構造物として本評価書にて評価する。また、対象構造物の選定にあたり、PCCVは外部遮蔽壁と原子炉格納施設基礎に含めることとする。評価対象構造物の選定とグループ化の結果を表3に示す。

3.1.2 代表構造物の選定

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て代表構造物を選定した。コンクリート構造物の選定結果を表4に、鉄骨構造物の選定結果を表5にそれぞれ示す。

3.1.3 劣化要因ごとの評価対象部位等の選定

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、評価点を選定した。

表3 評価対象構造物の選定とグループ化

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
外部遮蔽壁	クラス1設備支持	○	—
内部コンクリート	クラス1設備支持	○	○ (鉄骨部)
原子炉格納施設基礎	クラス1設備支持	○	—
原子炉補助建屋	クラス1設備支持	○	○ (水密扉)
原子炉周辺建屋	クラス1設備支持	○	○ (鉄骨部、水密扉)
廃棄物処理建屋	クラス3設備支持	○	—
タービン建屋 (タービン架台)	クラス3設備支持	○	○ (鉄骨部)
雑固体溶融処理建屋	クラス3設備支持	○	—
雑固体焼却炉建屋	クラス3設備支持	○	—
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)
取水構造物 (海水管ダクト含む)	クラス1設備支持	○	○ (鉄骨部)
脱気器基礎	クラス3設備支持	○	—
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	○	—
海水ポンプエリア水密扉	浸水防護施設	—	○
海水ポンプエリア防護壁	浸水防護施設	—	○
取水ピット搬入口蓋	浸水防護施設	○	○ (鉄骨部)
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	○	—
代替緊急時対策所	常設重大事故等対処設備	○	—

表4 玄海3号炉 コンクリート構造物の代表構造物選定結果

対象構造物 (コンクリート構造物)	重要度分類等	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						
① 外部遮蔽壁	クラス1 設備支持	28	◇	◇	—	仕上り有り	仕上り有り	◇	—	—	○	◎	プレストレスシステムを有する構造物
② 内部コンクリート	クラス1 設備支持	28	○ (1次遮蔽壁)	○ (1次遮蔽壁)	—	仕上り有り	/	—	—	/	/	◎	高温部、放射線の影響
③ 原子炉格納施設基礎	クラス1 設備支持	28	—	◇	—	仕上り有り	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、 プレストレスシステムを有する構造物
④ 原子炉補助建屋	クラス1 設備支持	28	—	◇	—	一部 仕上り無し	仕上り有り	◇	—	—	/	◎	屋内で仕上げ無し
⑤ 原子炉周辺建屋	クラス1 設備支持	28	—	◇	○ (非常用ディーゼル 発電設備基礎)	一部 仕上り無し*3	仕上り有り	◇	—	—	/	◎	振動の影響
⑥ 廃棄物処理建屋	クラス3 設備支持	28	—	◇	—	一部 仕上り無し*3	仕上り有り	◇	—	—	/		
⑦ タービン建屋 (タービン架台)	クラス3 設備支持	28	—	—	○ (タービン架台)	一部 仕上り有り	/	—	—	/	/	◎	振動の影響、 屋内で仕上げ無し
⑧ 雑固体溶融処理建屋	クラス3 設備支持	13	—	◇	—	一部 仕上り無し*3	仕上り有り	◇	—	—	/		
⑨ 雑固体焼却炉建屋	クラス3 設備支持	41*2	—	◇	—	一部 仕上り無し*3	仕上り有り	◇	—	—	/		
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	28	—	—	—	一部 仕上り無し*3	仕上り有り	◇	—	—	/		
⑪ 取水構造物 (海水管ダクト含む)	クラス1 設備支持	28	—	—	—	一部 仕上り無し*3	一部 仕上り無し	○ (海水と接触)	—	—	/	◎	屋外で仕上げ無し、 供給塩化物量の影響
⑫ 脱気器基礎	クラス3 設備支持	28	—	—	—	仕上り無し*3	一部 仕上り無し*5	◇	—	/	/		
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	28	—	—	—	/	埋設*4	◇	—	—	/		
⑭ 取水ピット搬入口蓋	浸水防護施設	5	—	—	—	仕上り無し*3	仕上り有り	◇*6	—	/	/		
⑮ 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	5	—	—	—	/	埋設*4	◇	—	/	/		
⑯ 代替緊急時対策所	常設重大事故等対 処設備	5	—	—	—	仕上り有り	仕上り有り	◇	—	/	/		

*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

表5 玄海3号炉 鉄骨構造物の代表構造物選定結果

対象構造物 (鉄骨構造物)	重要度分類等	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		
① 内部コンクリート (鉄骨部)	クラス1 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
② 原子炉周辺建屋 (鉄骨部)	クラス1 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
③ タービン建屋 (鉄骨部)	クラス3 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
④ 燃料取替用水タンク建屋 (鉄骨部)	クラス1 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
⑤ 取水構造物 (鉄骨部)	クラス1 設備支持	28		仕上げ有り	◎	運転開始後経過年数
⑥ 原子炉補助建屋水密扉	浸水防護施設	5	仕上げ有り			
⑦ 原子炉周辺建屋水密扉	浸水防護施設	5	仕上げ有り			
⑧ 海水ポンプエリア水密扉	浸水防護施設	5		仕上げ有り		
⑨ 海水ポンプエリア防護壁	浸水防護施設	5		仕上げ有り		
⑩ 取水ピット搬入口蓋 (鉄骨部)	浸水防護施設	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。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を表6に示す。表1に示した経年劣化事象のうち、後述する①と②以外について、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。

表6 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

構造物	経年劣化事象	劣化要因
コンクリート 構造物	強度低下	熱
		放射線照射
		中性化
		塩分浸透
		機械振動
	遮蔽能力低下	熱
	テンドンの緊張力低下	プレストレス損失

① 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）

表7に示す経年劣化事象については、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っていることから、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。なお、コンクリート構造物及び鉄骨構造物の保全活動は、「玄海原子力発電所土木建築業務要領」（以下、「土建業務要領」という。）に基づき実施している。

具体的な点検及び補修の実績を表8に示す。また、土建業務要領における目視点検の項目、方法及び判定基準を別紙1に示す。

表7 日常劣化管理事象

構造物	経年劣化事象	劣化要因	理由
コンクリート構造物	強度低下	アルカリ骨材反応	定期的に土建業務要領に基づく目視点検を実施しているが、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等は認められていない。また、使用している骨材（粗骨材、細骨材）については、1987年から1991年にモルタルバー法による反応性試験を実施し、有害でないことを確認している。
		凍結融解	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）に示される凍害危険度の分布図によると玄海3号炉の周辺地域は「ごく軽微」であるため危険度が低い。また、定期的に土建業務要領に基づく目視点検を実施しており、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等は認められていない。
	耐火能力低下	火災時の熱	コンクリート構造物は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厚が減少することはなく、定期的に土建業務要領に基づく目視点検においても断面厚の減少は認められていない。
鉄骨構造物	強度低下	腐食	定期的に土建業務要領に基づく目視点検を実施しており、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。また、鉄骨の強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合には、その部分の塗替え等を行うこととしている。

表8 日常劣化管理事象に関する点検及び補修の実績

構造物	経年劣化事象	劣化要因	代表構造物	点検方法	点検頻度	点検結果	補修実績
コンクリート構造物	強度低下	アルカリ骨材反応	外部遮蔽壁 内部コンクリート 原子炉格納施設基礎 原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋 タービン建屋(タービン架台) 取水構造物	目視点検	1回/年	アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れは認められていない	補修実績なし
		凍結融解		目視点検	1回/年	凍結融解に起因すると判断されるひび割れは認められていない	補修実績なし
	耐火能力低下	火災時の熱		目視点検	1回/年	断面厚の減少は認められていない	補修実績なし
鉄骨構造物	強度低下	腐食	内部コンクリート(鉄骨部) 原子炉周辺建屋(鉄骨部) タービン建屋(鉄骨部) 取水構造物(鉄骨部) 燃料取替用水タンク建屋(鉄骨部)	目視点検	1回/年	有害な腐食は認められていない	補修実績なし

- 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（日常劣化管理事象以外）
 表9に示す経年劣化事象については、今後も経年劣化事象の進展が考えられない、
 又は進展傾向が極めて小さいと考えられることから、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。

表9 日常劣化管理事象以外 (1/2)

構造物	経年劣化事象	劣化要因	理由
コンクリート構造物	テンドンの緊張力低下	熱(高温)	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、温度400℃でも短期間(3~5分)であれば、PC鋼線の機械的性質に有害な影響は生じない。なお、コンクリート製原子炉格納容器で一般に経験される温度レベルは200℃よりもはるかに低い65℃の範囲に収まっていると考えられるため、通常運転時の状態でPC鋼線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している。
		放射線照射	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く、コンクリート製格納容器の照射量はこの値よりも低いことを確認している。
		腐食	国内のPCCVでは、米国のような鉛直+ガンマテンドン(テンドンギャラリとリングガードで定着するテンドン)形式ではなく、逆Uテンドン形式を採用し、テンドンの両端を底部内にあるテンドンギャラリに定着しているため、雨水や地下水が浸入することはない。 また、シース、グリースキャップ内には、防せい材が充填されており、定着具及びPC鋼線が腐食する可能性は極めて低く、防せい材は水溶性不純物、含有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している。
		疲労	PCCVにおいて、通常運転時に繰返し载荷や振動を与える機器類はなく、また、プレストレスシステムの疲労試験(高サイクル疲労試験及び低サイクル疲労試験)を施工に先立ち実施しており、テンドンの破断の無いことを確認している。

表9 日常劣化管理事象以外 (2/2)

構造物	経年劣化事象	劣化要因	理由
鉄骨構造物	強度低下	風等による疲労	<p>煙突等の形状の構造物は、比較的アスペクト比（高さの幅に対する比）が大きく、風の直交方向に振動が発生する恐れがある（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））。日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」（2015）において、アスペクト比が4以上の構造物は風による振動の検討が必要とされているが、鉄骨構造物にアスペクト比4以上の構造物はない。</p>

3.3 劣化要因ごとの評価対象部位の選定結果

経年劣化事象に対する劣化要因ごとの評価対象部位について、選定した結果を表 10 に示す。

表 10 玄海3号炉 コンクリート構造物及び鉄骨構造物に想定される経年劣化事象と評価対象とする構造物

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	テンドンの緊張力低下					耐火能力低下	強度低下	
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						△	△		○	▲	▲	▲	▲	△		
	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 ▲			
	原子炉補助建屋			屋内面*1 ○			△	△							△		
	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															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（表中の○に対応する代表構造物：評価対象とする構造物）

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理対象事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理対象事象以外）

*1：評価対象部位

4. 代表構造物の技術評価

4.1 コンクリートの強度低下

4.1.1 熱による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、運転時に最も高温状態となる内部コンクリート（1次遮蔽壁）とした。

評価点は、ガンマ発熱の影響の最も大きい炉心領域部及び原子炉容器支持構造物（以下、「原子炉容器サポート」という。）からの伝達熱の影響の最も大きい原子炉容器サポート直下部を選定した。1次遮蔽壁の概要を図1に示す。

評価については、コンクリートの温度制限値¹⁾と温度分布解析の結果を比較した。

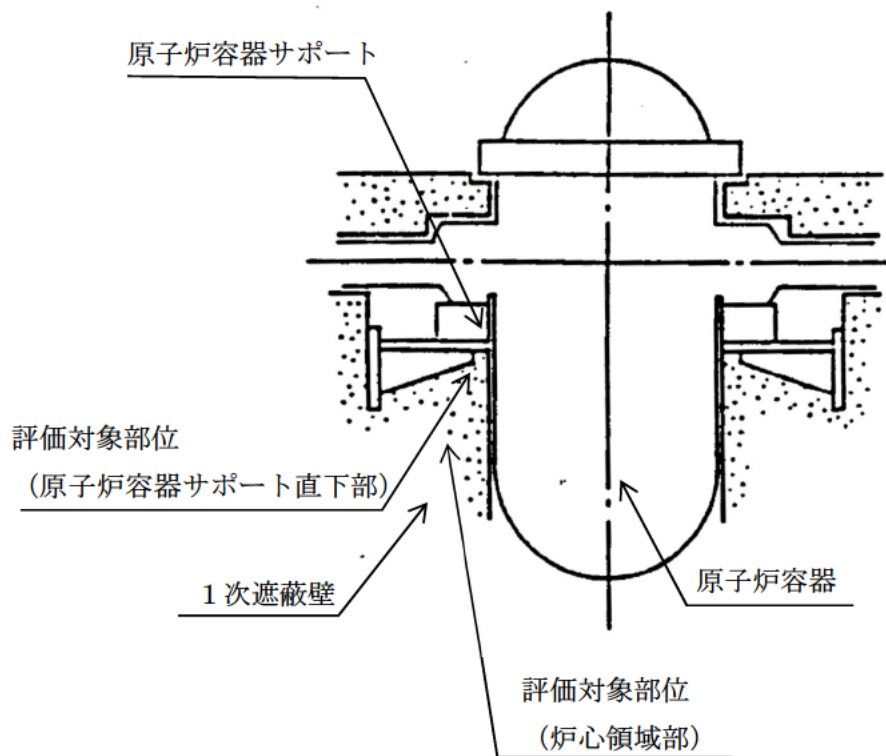


図1 1次遮蔽壁の概要

(2) 評価結果

解析の結果、コンクリート内の最高温度は炉心領域部で約 52℃、原子炉容器サポート直下部で約 52℃であり、温度制限値の 65℃以下であるため、熱による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。

4.1.2 放射線による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、内部コンクリート（1次遮蔽壁）とした。

評価点は、中性子照射量及びガンマ線照射量が最大となる1次遮蔽壁炉心側コンクリートを選定した。

評価については、評価点における運転開始後60年時点で予想される中性子照射量及びガンマ線照射量を解析により算出した。

(2) 評価結果

a) 中性子照射量

中性子照射と強度の関係に関しては、従来 Hilsdorf 他の文献²⁾における「中性子照射したコンクリートの圧縮強度（ f_{cu} ）と照射しないコンクリートの圧縮強度（ f_{cu0} ）の変化」を参照していた。一方で、小嶋他の試験結果を踏まえた最新知見（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））によると、 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量（ $E > 0.1 \text{MeV}$ ）から強度低下する可能性があることが確認されている。

運転開始後60年時点で予想される中性子照射量（ $E > 0.098 \text{MeV}$ ）は最大となる1次遮蔽壁炉心側コンクリートにおいて約 $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ となるが、照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超えるコンクリートの範囲は、深さ方向に最大で6cm程度であり、1次遮蔽壁の厚さ（最小壁厚279cm）に比べて小さい。また、照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を除いた構造物の耐力が地震時の鉛直荷重等の設計荷重を上回ること、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）」に基づく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ている。

b) ガンマ線照射量

ガンマ線照射量と強度との関係に関する Hilsdorf 他の文献²⁾によると、ガンマ線照射量が $2 \times 10^8 \text{Gy}$ （ $2 \times 10^{10} \text{rad}$ ）程度以下では有意な強度低下は見られない。

運転開始後60年時点で予想されるガンマ線照射量は1次遮蔽壁炉心側コンクリートにおいて最大値約 $9.5 \times 10^7 \text{Gy}$ （約 $9.5 \times 10^9 \text{rad}$ ）で、 $2 \times 10^8 \text{Gy}$ （ $2 \times 10^{10} \text{rad}$ ）を下回っていることから、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の強度への影響はないものと考えられる。

以上から、放射線照射による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。

4.1.3 中性化による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位については、屋内の代表構造物として原子炉補助建屋、屋外の代表構造物として取水構造物とした。屋内の評価点については、空気環境の実測値に基づく中性化への影響度及び塗装等の仕上げの状況を踏まえて、原子炉補助建屋を選定した。屋外の評価点については、空気環境に大きな違いが生じないため、空気との接触時間が長い取水構造物のうち気中帯を選定した。

評価については、以下の手順にて実施した。

a) 中性化深さの推定

中性化速度式（中性化深さの実測値、空気環境値等を入力）により、運転開始後 60 年経過時点の中性化深さを算出（岸谷式³⁾、森永式⁴⁾ 及び実測値に基づく \sqrt{t} 式⁵⁾）

b) 最大中性化深さ推定値の抽出

中性化速度式により得られる中性化深さのうち、最大値となる中性化深さを抽出

c) 鉄筋が腐食し始める時の中性化深さの算出

鉄筋が腐食し始める時の中性化深さとして、屋内はかぶり厚さに 2 cm を加えた値、屋外はかぶり厚さの値をそれぞれ算出

d) 運転開始後 60 年経過時点の中性化深さの評価

b) と c) の中性化深さを比較

(2) 評価結果

表 11 に示すとおり、運転開始後 60 年経過時点における中性化深さが最大となる評価点において、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っていることから、中性化による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。

表 11 運転開始後 60 年経過時点と鉄筋が腐食し始める時の中性化深さの比較

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

* 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

4.1.4 塩分浸透による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、取水構造物とした。

このうち、評価点として、H.W.L及びL.W.Lを考慮したうえで、環境条件が異なる気中帯、干満帯、海中帯を選定した。

評価については、以下の手順にて実施した。

a) 運転開始後 60 年経過時点における鉄筋腐食減量の算出

①拡散方程式：点検による塩化物イオン濃度の測定結果をもとに、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⁴⁾：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

b) 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：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

c) 運転開始後 60 年経過時点における鉄筋腐食減量の評価

a) と b) の鉄筋腐食減量を比較

(2) 評価結果

表 12 に示すとおり、運転開始後 60 年経過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十分に下回っていることから、長期健全性評価上問題とはならない。

表 12 運転開始後 60 年経過時点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 (×10 ⁻⁴ g/cm ²)		
			調査時点	運転開始 後 60 年 経過時点	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 (0.2)	3.5	7.5	86.4
取水構造物 (干満帯)	2022 年 (28 年)	0.02 (0.4)	8.9	18.7	90.1
取水構造物 (海中帯)	2022 年 (28 年)	0.01 (0.1)	1.2	2.5	87.0

4.1.5 機械振動による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、原子炉周辺建屋（非常用ディーゼル発電設備基礎）及びタービン建屋（タービン架台）とした。

評価点は、局部的に影響を受ける可能性がある基礎ボルト周辺のコンクリートを選定した。

(2) 評価結果

機械振動により機器のコンクリート基礎への定着部の支持力が失われるような場合、機械の異常振動や定着部周辺コンクリート表面に有意なひび割れが発生するものと考えられる。

機械振動は日常的な監視等により、異常の兆候は検知可能であり、大きな振動を受けるタービン建屋（タービン架台）等のこれまでの目視点検では、このようなひび割れ等がないことを確認している。

以上から、日常的な監視等により、機械振動による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。

4.1.6 コンクリートの強度試験結果

コンクリート構造物における、現状のコンクリート強度として、代表構造物ごとの強度試験の結果を表 13 に示す。なお、外部遮蔽壁については、リバウンドハンマーを用いた非破壊試験により現状のコンクリート強度の推定を行った。

いずれも、平均圧縮強度（外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度）は設計基準強度を上回っている。

表 13 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	平均圧縮強度* ¹
外部遮蔽壁	2023年 (28年)	41.2N/mm ² (420kgf/cm ²)	70.7N/mm ² (721kgf/cm ²)
内部 コンクリート	2020年 (26年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	64.4N/mm ² (657kgf/cm ²)
原子炉格納 施設基礎	2020年 (26年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	42.7N/mm ² (436kgf/cm ²)
原子炉補助 建屋	2020年 (26年)	29.4N/mm ² (300kgf/cm ²)	43.0N/mm ² (439kgf/cm ²)
原子炉周辺 建屋	2020年 (26年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	49.0N/mm ² (500kgf/cm ²)
タービン建屋 (タービン 架台)	2020年 (26年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	47.2N/mm ² (481kgf/cm ²)
	2020年 (26年)	20.6N/mm ² (210kgf/cm ²)	46.3N/mm ² (472kgf/cm ²)
取水構造物	2022年 2023年 (28年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	46.8N/mm ² (478kgf/cm ²)

* 1 : 外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度

4.2 コンクリートの遮蔽能力低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、内部コンクリート（1次遮蔽壁）とした。

評価点は、運転時に最も高温となる炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部を選定した。

評価については、コンクリートの温度制限値⁶⁾と温度分布解析の結果を比較した。

(2) 評価結果

解析の結果、内部コンクリートの最高温度は炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部で約 52℃であり、中性子遮蔽の 88℃、ガンマ線遮蔽の 177℃の制限値以下であることから、健全性評価上問題とはならない。

4.3 テンドンの緊張力低下

4.3.1 プレストレス損失

(1) 評価の概要

評価対象部位として外部遮蔽壁、原子炉格納容器基礎（テンドン定着部）、評価点として25年目の供用期間中検査における緊張力検査の対象テンドンを選定した。

評価手順については、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年以降60年までのプレストレス損失を減じて算定している。

緊張力予測値は、各テンドンの定着荷重や緊張力低下の傾向が異なることから、25年目供用期間中検査における各テンドンの緊張力測定値を起点とし算定した値の平均値とした。このため、25年目供用期間中検査までの緊張力低下の傾向が反映されている。

図2に緊張力予測値の算定イメージを示す。

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

図2 緊張力予測値の算定イメージ

*1： プレストレス損失（25年以降60年まで）

$$= \begin{array}{c} \text{プレストレス損失} \\ \text{(運転開始後60年経過時点)} \end{array} - \begin{array}{c} \text{プレストレス損失} \\ \text{(運転開始後25年経過時点)} \end{array}$$

テンドンの緊張力低下の長期的な傾向は、プレストレス損失の増加が時間の経過とともに緩やかになる（図3）のため、緊張力低下が緩やかになり、最終的にはほぼ一定となる（図4）。運転開始後60年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、プレストレス損失の各要因の入力値を安全側にすることで保守的に算定している。

プレストレス損失は、第1回工事計画認可申請資料（総文第313号 昭和60年3月8日認可）（以下、「工事計画認可申請資料」という）の添付資料5-2に倣い算定した。

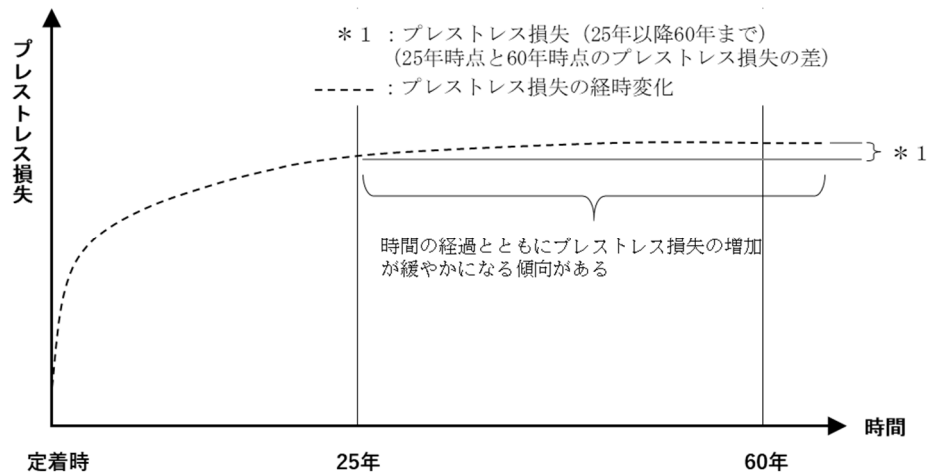


図3 プレストレス損失の傾向とプレストレス損失の算定イメージ

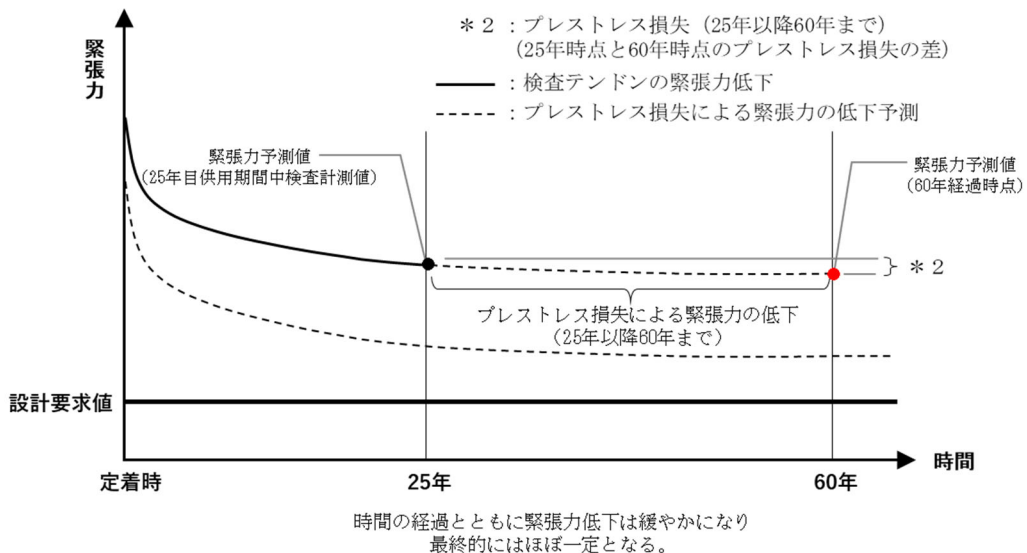


図4 テンドンの緊張力低下の傾向と緊張力予測のイメージ

(2) 評価結果

表 14 に示すとおり、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から、健全性評価上問題とはならない。

このうち、緊張力測定値の最も小さい値となるフープテンドン及び逆Uテンドンにおいても、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ている。

表 14 運転開始後 60 年経過時点のテンドンの緊張力と設計要求値の比較

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

* 1 : 工事認可資料に基づき設定されたテンドン定着部の緊張力

4.4 現状保全

コンクリート構造物の強度低下については、強度に支障をきたす可能性のあるような有意な欠陥がないことを目視点検により定期的に確認し、必要に応じて塗装の塗替え等の補修を実施している。あわせて、強度に急激な経年劣化が生じていないことを、破壊試験や非破壊試験による点検において、定期的に確認している。

コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、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がないことを目視点検により定期的に確認している。

テンドンの緊張力低下については、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）の目視点検により定期的に確認している。

4.5 総合評価

コンクリート構造物の強度低下については、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ものと考えられる。また、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、保全方法は適切であり現状保全を継続することにより健全性の維持は可能である。

コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、遮蔽能力の低下の可能性はないと考えられる。また、保全方法についても、ひび割れ等については目視点検で検知可能であり適切である。

テンドンの緊張力低下については、健全性評価結果から判断して、今後、テンド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と考えられる。また、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）の目視点検を実施することで、緊張力低下について検知可能であることから、保全方法として適切である。よって、上記保全方法を継続することにより、現状保全で健全性を維持できると判断する。

4.6 高経年化への対応

今後も現状の保全方法により健全性を確認していくものとし、現状保全に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。

5. 代表構造物以外の評価

グループ内全構造物への展開

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、グループ内全構造物の使用条件等は代表構造物に含まれているため、技術評価結果も代表構造物に含まれた結果となる。

6. まとめ

6.1 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、全ての要求事項を満足していることを確認した。コンクリート構造物及び鉄骨構造物についての要求事項との対比を表 15 に示す。

表 15 コンクリート構造物及び鉄骨構造物についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	技術評価結果
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	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。	「4. 代表構造物の技術評価」に示すとおり、代表構造物について運転開始後 60 年時点を想定した健全性評価を実施した。
	⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。	「4.4 現状保全」に示すとおり、健全性評価結果から、現状の保全策が妥当であることを確認した。
	⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。	「4.6 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべき新たな保全策はなかった。
	(2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	「4.6 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはなく、施設管理に関する方針として策定する事項はなかった。
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	3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下、「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ. 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から 60 年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から 40 年間とする。）	「4. 代表構造物の技術評価」に示すとおり、代表構造物について運転開始後 60 年時点を想定した健全性評価を実施した。 「4.6 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加する新たな保全策はなかった。
	3. 2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたもの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。	「4.6 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはなく、施設管理に関する方針として策定する事項はなかった。

6.2 施設管理に関する方針として策定する事項

コンクリート構造物及び鉄骨構造物に関する評価について、施設管理に関する方針として策定する事項は抽出されなかった。

【参考文献】

- 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) Hilsdorf, Kropp, and Koch 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」 American Concrete Institute Publication SP 55-10. 1978
- 3) 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)
- 4) 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)
- 5) 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」(2018)
- 6) 「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)

タイトル	玄海原子力発電所 土木建築業務要領における目視点検の項目、方法及び判定基準について
説明	<p>玄海原子力発電所 土木建築業務要領に基づき定期的を実施する目視点検の項目、方法及び判定基準を以下に示す。</p> <p>添付 1 定期点検一覧表（土木・建築設備共通） 添付 2 目視点検によるコンクリート構造物及び鉄骨構造物の劣化の評価基準（土木・建築設備共通）</p>

定期点検一覧表（土木・建築設備共通）

点検設備	点検頻度	点検方法
コンクリート構造物	1回／年	目視による外観点検
鉄骨構造物	1回／年	目視による外観点検

目視点検によるコンクリート構造物及び鉄骨構造物の劣化の評価基準
(土木・建築設備共通)

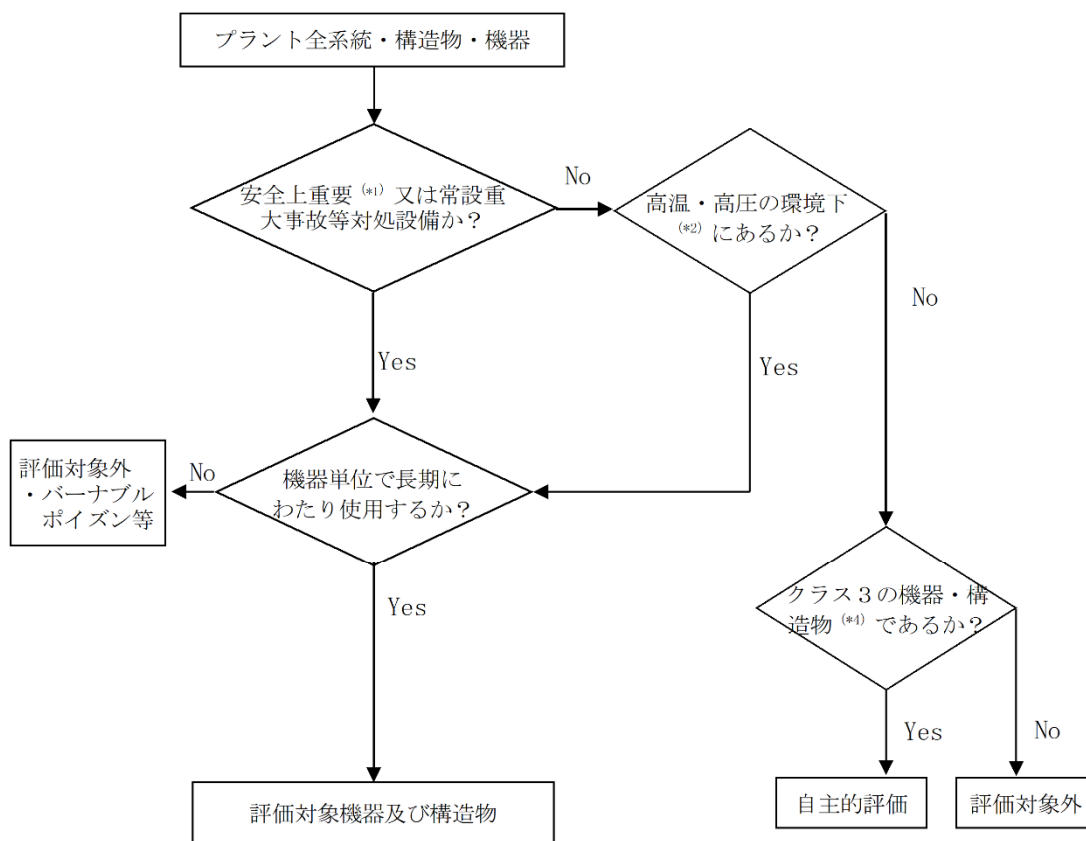
項目	内容	判断基準	補足
コンクリート 構造物	有意なひび割れはないか。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 屋内部；発見したひび割れ幅が [土木設備] 0.1mm未満 ○ (健全) 0.1mm以上0.4mm以下 ○ (経過観察) 0.4mmを超えるもの × (要検討) [建築設備] 0.4mm未満 ○ (健全) 0.4mm以上1.0mm未満 ○ (経過観察) 1.0mm以上 × (要検討) ・ 屋外部；発見したひび割れ幅が [土木設備] 0.1mm未満 ○ (健全) 0.1mm以上0.2mm以下 ○ (経過観察) 0.2mmを超えるもの × (要検討) [建築設備] 0.3mm未満 ○ (健全) 0.3mm以上0.8mm未満 ○ (経過観察) 0.8mm以上 × (要検討) 	<p>判断基準により、下記方針に基づく措置をとる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 閾値を外れたひび割れについては、補修の要否を検討し、工法・時期を計画して補修を行う。 <p>[判断基準の根拠]</p> <p>「コンクリート診断技術」 (公益社団法人 日本コンクリート工学会)</p> <p>「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説(2015)」 (社)日本建築学会</p>
	浮き、剥落、錆汁、鉄筋露出等は見られないか。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 該当事象が全く見られないか、又は、ごく微細なものであり、構造体への影響が懸念されないことが明らかなもの。 ○ (健全) ・ 該当事象が著しく顕在化しており、将来的にも構造体への影響が懸念されるもの。 × (要補修) 	<p>判断基準により、下記方針に基づく措置をとる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事象の著しい顕在化により、構造体への影響が懸念されるものは、工法、時期を計画して補修を行う。 <p>[判断基準の根拠]</p> <p>「コンクリート診断技術」 (公益社団法人 日本コンクリート工学会)</p> <p>「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説(2015)」 (社)日本建築学会</p>

項目	内容	判断基準	補足
コンクリート 構造物	ASR ^{*1} を示唆するひび割れ、白華、漏水跡等が見られないか。	<ul style="list-style-type: none"> 左記事象が見られないこと。 ○ (健全) 左記事象が微かにでも確認されるもの。 × (要補修) 	<p>判断基準により、下記方針に基づく措置をとる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原因究明のための詳細調査を実施し、劣化因子遮断のための工法、時期を計画し補修する。 <p>[判断基準の根拠] 「コンクリート診断技術」 (公益社団法人 日本コンクリート工学会)</p>
	塗装に損傷、剥離、剥落はないか。(耐放射性塗装は除く)	<ul style="list-style-type: none"> 塗装面の変状について左記事象が見られないか、又は、極小なものであり、建物機能上、全く支障がないもの。 ○ (健全) 塗装面について、左記事象が見られ、広範な範囲に及ぶもの。 × (要補修) 	<p>判断基準により、下記方針に基づく措置をとる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 塗装面の損傷、剥離等の事象がみられるものについては、補修の要否を検討し、工法、時期を計画して補修する。機能上支障が無いと判断できるものについては、傾向監視していくことによる保全も有効とする。
	遮へい能力に支障をきたす可能性のある有意な劣化はないか。(遮へい扉も含む)	<ul style="list-style-type: none"> 外観上に著しい損傷、変形などが無いこと。 ○ (健全) 外観上に著しい損傷、変形などが確認されるもの。 × (要補修) 	<p>判断基準により、下記方針に基づく措置をとる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 補修工法、時期を計画し、補修する。 <p>[判断基準の根拠] 「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説(2015)」 (社)日本建築学会</p>
鉄骨(鋼)構造物	部材に腐食による著しい断面欠損はないか。	<ul style="list-style-type: none"> 腐食が無いこと、又は腐食が見られるが、板厚の変化は無い、あるいは殆ど減少していないもの。 ○ (健全) 鉄部本体にまで腐食が及んでおり、板厚が著しく、減少しているもの。 × (要補修) 	<p>判断基準により、下記方針に基づく措置をとる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 補修工法・時期を計画し、補修する。 <p>[判断基準の根拠] 「水門鉄管技術基準」 (社)水門鉄管協会(平成 19 年)) 「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説(2015)」 (社)日本建築学会</p>
	塗装面に浮き、剥がれ、割れ、鋼材に錆はないか。	<ul style="list-style-type: none"> 鉄部面の錆、塗装面の浮き、剥がれ、割れが無い、あるいはごく軽度な状態のもの。 ○ (健全) 塗膜や皮膜劣化が認められるとともに、小さな点錆が全面にわたって点在しているか、大きな点錆が少しあるもの。 ○ (経過観察) 構造体としての機能維持に支障を来すもの、又はその可能性があるもの。 × (要補修) 	<p>判断基準により、下記方針に基づく措置をとる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 補修工法を選定のうえ、補修する。 <p>[判断基準の根拠] 「水門鉄管技術基準」 (社)水門鉄管協会(平成 19 年)) 「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説(2015)」 (社)日本建築学会</p>

* 1 ASR : アルカリ骨材反応

タイトル	対象構造物及び代表構造物の選定過程について
説明	<p>玄海3号炉における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、対象構造物及び代表構造物の選定過程を以下に示す。</p> <p>1. 対象構造物の選定 対象構造物は、重要度分類指針*¹及びこれを踏まえて具体的な分類を示した日本電気協会「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」(JEAG4612-2010)に基づき識別した着色系統図を基に、評価対象となる構造物を選定した。 評価対象となる構造物の抽出フローを添付1に示す。</p> <p>* 1 発電用軽水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(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)</p> <p>2. 代表構造物の選定 対象構造物の使用条件(高温部の有無、放射線の有無等)の影響の大きさに基づき、代表構造物を選定した。</p> <p>添付1 評価対象となる構造物の抽出フロー</p>

評価対象となる構造物の抽出フロー



- *1 重要度分類クラス1及び2^(※3) (耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む。)
- *2 重要度分類クラス3のうち、最高使用温度が 95℃を超え、又は最高使用圧力が 1900kPa を超える環境下にある機器 (原子炉格納容器外にあるものに限る)
- *3 「発電用軽水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」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)の重要度分類
- *4 浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む。

タイトル	耐火能力の考え方及び耐火能力が要求されている壁の位置について
説明	<p>コンクリート構造物の耐火能力は、コンクリートの断面厚により確保する設計としている。耐火能力が要求されている壁の位置については、「玄海原子力発電所3号機 工事計画認可申請書（発本原第95号 平成29年8月25日認可）」に示すとおりである（添付1参照）。</p> <p>添付1 火災区域等の位置図</p>

火災区域等の位置図

添付 1 (1/18)

工事計画認可申請	第10-1-1-1-1図
玄海原子力発電所第3号機	
その他発電用原子炉の附属施設	
火災防護設備に係る機器の配置を	
明示した図面及び構造図	
(火災区域威構造物及び火災区画構造物)	
(1/24)	
原子炉格納容器(EL.20.4m)	
原子炉周辺建屋(EL.20.4m)	
原子炉補助建屋(EL.19.25m)	
九州電力株式会社	

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-2図</p>	<p>玄海原子力発電所第3号機</p>	<p>その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (2/24) 原子炉格納容器 (EL.11.3m 中間床) 原子炉周辺建屋 (EL.11.3m 中間床) 原子炉補助建屋 (EL.11.3m 中間床)</p>	<p>九州電力株式会社</p>
----------------------------	---------------------	---	-----------------

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-3図</p>	<p>玄海原子力発電所第3号機</p>	<p>その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (3/24)</p> <p>原子炉格納容器(EL.11.3m) 原子炉周辺建屋(EL.11.3m) 原子炉補助建屋(EL.11.3m)</p>	<p>九州電力株式会社</p>
----------------------------	---------------------	--	-----------------

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-4 図</p>	<p>玄海原子力発電所第3号機</p>
<p>その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (4/24)</p> <p>原子炉格納容器 (EL.3.7m 中間床) 原子炉周辺建屋 (EL.3.7m 中間床) 原子炉補助建屋 (EL.3.7m 中間床)</p> <p>九州電力株式会社</p>	

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-5図</p>	<p>玄海原子力発電所第3号機</p>	<p>その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (5/24) 原子炉格納容器(EL.3.7m) 原子炉周辺建屋(EL.3.7m) 原子炉補助建屋(EL.3.7m)</p>	<p>九州電力株式会社</p>
----------------------------	---------------------	---	-----------------

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-6図</p>	<p>玄海原子力発電所第3号機</p>
<p>その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区域構造物) (6/24)</p> <p>原子炉格納容器 (EL. -4.7m 中間床) 原子炉周辺建屋 (EL. -5.2m 中間床) 原子炉補助建屋 (EL. -3.5m 中間床)</p> <p>九州電力株式会社</p>	

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-7 図</p>	<p>玄海原子力発電所第3号機</p>
<p>その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区域構造物) (7/24)</p> <p>原子炉格納容器 (EL. -4.7m) 原子炉周辺建屋 (EL. -5.2m) 原子炉補助建屋 (EL. -3.5m)</p>	
<p>九州電力株式会社</p>	

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-S図</p>	<p>玄海原子力発電所第3号機</p>	<p>その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (S/24) 原子炉格納容器 (EL.-9.7m 中間床) 原子炉周辺建屋 (EL.-9.7m 中間床) 原子炉補助建屋 (EL.-11.0m 中間床)</p>	<p>九州電力株式会社</p>
----------------------------	---------------------	--	-----------------

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-9 図</p>	<p>玄海原子力発電所第3号機</p>	<p>その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (9/24)</p>	<p>九州電力株式会社</p>
<p>原子炉格納容器 (EL. -9.7m) 原子炉周辺建屋 (EL. -9.7m) 原子炉補助建屋 (EL. -11.0m)</p>			

	工事計画認可申請 第10-1-1-10図
	玄海原子力発電所第3号機 その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (10/24) 原子炉補助建屋 (EL. -18.0m 中間床) 九州電力株式会社

<p>工事計画認可申請 第10-1-1-11 図</p>	<p>玄海原子力発電所 第3号機 その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (11/24) 原子炉補助建屋 (EL-18.0m) 原子炉補助建屋 (EL-24.0m)</p>	<p>九州電力株式会社</p>
------------------------------	---	-----------------

	工事計画認可申請 第10-1-1-13図
	玄海原子力発電所第3号機
	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備に係る機器の配置を 明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (13/24)
	取水ピット(EL.6.0m) 九州電力株式会社

4 火災防護設備
 1 火災区域構造物及び火災区域画構造物の名称、種類、主要寸法及び材料

・原子炉補助建屋

(1/3)

変更前				変更後 ^(注1)			
名	火災区域(区画)名称	区分	称番号	種類	主要寸法(mm)	材料	称番号
	原子炉補助機冷却水冷却器エリア	火災区域					
	冷却材貯蔵タンクエリア	火災区画					
	A安全補機室及びバルブエリア	火災区域					
	B安全補機室及びバルブエリア	火災区域					
	モニタ校正線源室エリア	火災区画					
	ほう酸ポンプエリア	火災区画					
	ほう酸タンクエリア	火災区画					
	廃液貯蔵タンクエリア	火災区画					
	ガスサージタンクエリア	火災区画					
	B湧水サンプエリア	火災区域			150以上 □ ^(注2)	鉄筋 コンクリート	
	原子炉補助機冷却水ポンプエリア	火災区域					
	1次系工具保管庫エリア	火災区域					
	A充てんポンプエリア	火災区域					
	B充てんポンプエリア	火災区域					
	C充てんポンプエリア	火災区域					
	マスク試験室エリア(3,4号機共用)	火災区画					
	ほう酸回収装置エリア	火災区画					
	ハロンガスボンベ庫	火災区域					
	冷却材貯蔵タンク室前通路エリア	火災区画					

(2/3)

変更前				変更後 (注1)									
名	火災区域 (区画) 名称	区分	称 番号	種類	主要寸法 (mm)	材料	名	火災区域 (区画) 名称	区分	称 番号	種類	主要寸法 (mm)	材料
								1次系補助設備制御盤室エリア	火災区画				
								放射線管理室エリア (3,4号機共用)	火災区画				
								高放射性フィルタ及び通路エリア	火災区画				
								原子炉系試料採取室エリア	火災区画				
								脱塩塔及び通路エリア	火災区画				
								リネン室エリア (3,4号機共用)	火災区画				
								地震計エリア	火災区画				
								3A中央制御室外原子炉停止盤室	火災区画				
								3B中央制御室外原子炉停止盤室	火災区画				
								3A安全補機閉器室	火災区画				
								3A計表電源盤室	火災区画			150以上	鉄筋
								3B計表電源盤室	火災区画			□ (注2)	コンクリート
								3Aパッチリー室	火災区画				
								3Bパッチリー室	火災区画				
								3B安全補機閉器室	火災区画				
								安全補機室空気浄化フィルタユニットエリア	火災区画				
								試料採取室排気ユニットエリア	火災区画				
								除染室エリア	火災区画				
								1次系工作室エリア	火災区画				
								定検資材庫エリア	火災区画				
								出入管理室給気ユニットエリア (3,4号機共用)	火災区画				

(3/3)

変更前				変更後			
名 火災区域(区画)名称	区分	種 番号	材 料	名 火災区域(区画)名称	区分	種 番号	材 料
3原子炉コントロールセンター	火災区域			3原子炉コントロールセンター	火災区域		
3Nリレー室エリア	火災区域			3Nリレー室エリア	火災区域		
運転員控室エリア	火災区域			運転員控室エリア	火災区域		
3Aリレー室	火災区域			3Aリレー室	火災区域		
中央制御室(3,4号機共用)	火災区域			中央制御室(3,4号機共用)	火災区域		
3Bリレー室	火災区域			3Bリレー室	火災区域		
プラットフォーム管理室(3,4号機共用)	火災区域			プラットフォーム管理室(3,4号機共用)	火災区域		
空調設備エリア(3,4号機共用)	火災区域			空調設備エリア(3,4号機共用)	火災区域		
中央制御室非常用循環ファンユニットエリア(3,4号機共用)	火災区域			中央制御室非常用循環ファンユニットエリア(3,4号機共用)	火災区域		
格納容器排気ファンユニットエリア(3,4号機共用)	火災区域			格納容器排気ファンユニットエリア(3,4号機共用)	火災区域		
ペイラエリア	火災区域			ペイラエリア	火災区域		
ダクトエリア	火災区域			ダクトエリア	火災区域		
原子炉補機冷却水サージタンクエリア	火災区域			原子炉補機冷却水サージタンクエリア	火災区域		

(注1) 本設備は既存の設備である。

(注2) 公称値のうち最小のものを示す。

表 貝 前				表 貝 後 (口)			
名	称	種類	主要寸法 (mm)	名	称	種類	主要寸法 (mm)
火災区域 (区画) 名称	区分	番号	材料	火災区域 (区画) 名称	区分	番号	材料
	火災区域			B副用空気圧縮機室	火災区域		
	火災区域			A副用空気圧縮機室	火災区域		
	火災区域画			補助給水ポンプ廻り通路エリア	火災区域画		
	火災区域			B電動補助給水ポンプエリア	火災区域		
	火災区域			A電動補助給水ポンプエリア	火災区域		
	火災区域			タービン動補助給水ポンプエリア	火災区域		
	火災区域			テントンギヤエリア	火災区域		
	火災区域画			A再循環隔離弁室	火災区域画		
	火災区域画			B再循環隔離弁室	火災区域画		
	火災区域			使用済燃料ピットポンプエリア	火災区域		
	火災区域			C,D空潤用冷凍機・冷水ポンプエリア	火災区域		
	火災区域			A,B空潤用冷凍機・冷水ポンプエリア	火災区域		
	火災区域画			計装電源盤室前通路エリア	火災区域画		
	火災区域			ペーシング用蓄電池エリア	火災区域		
	火災区域画			共用計装電源盤室	火災区域画		
	火災区域			C,D蓄電池エリア	火災区域		
	火災区域			計装電源室(N)	火災区域		
	火災区域			計装電源室ダクトエリア	火災区域		
	火災区域画			非放射線配管貫通部エリア	火災区域画		
	火災区域			A,Bアンモニアスス空気浄化フィルタユニットエリア	火災区域		

・原子炉周辺建築

(1/2)

変更前				変更後(注1)			
名	称	種類	土要寸法 (mm)	名	称	種類	土要寸法 (mm)
火災区域 (区画) 名称	区画	番号	材料	火災区域 (区画) 名称	区画	番号	材料
				火災区域			
				Bディーゼル発電機室	火災区域		
				Bディーゼル発電機制御室	火災区域		
				Aディーゼル発電機室	火災区域		
				Aディーゼル発電機制御室	火災区域		
				主蒸気・主給水管室	火災区域		
				M-Gセット室エリア	火災区域		
				原子炉トリップ遮断器室	火災区域		
				CRDM制御室	火災区域		
				格納容器減圧排気フィルタユニットエリア	火災区域		
				電線貫通部エリア	火災区域		150以上 (注2)
				大型定積管材置場エリア	火災区域		150以上 (注2)
				復水タンクエリア	火災区域		150以上 (注2)
				ブローダウンタンクエリア	火災区域		150以上 (注2)
				Cパットレスシャフト廻り通廊エリア	火災区域		150以上 (注2)
				放射線ガスマモニタエリア	火災区域		150以上 (注2)
				機器搬入口エリア	火災区域		150以上 (注2)
				Bディーゼル発電機室外気取入口エリア	火災区域		150以上 (注2)
				Aディーゼル発電機室外気取入口エリア	火災区域		150以上 (注2)
				燃料取扱設備エリア	火災区域		150以上 (注2)

(注1) 本表欄は既存の経緯である。
 (注2) 公称値のうち最小のものを示す。
 (注3) 重量部を除く。
 (注4) 重量部の一部。

・原子炉格納容器

変更前				変更後 ^(注1)			
名	称	種類	主要寸法 (mm)	名	称	種類	主要寸法 (mm)
火災区域(区画)名称	区分	番号		火災区域(区画)名称	区分	番号	
-				原子炉格納容器	火災区域		150以上 ^(注2)

(注1) 本設備は既存の設備である。
 (注2) 公称値

・取水ピット

変更前				変更後 ^(注1)			
名	称	種類	主要寸法 (mm)	名	称	種類	主要寸法 (mm)
火災区域(区画)名称	区分	番号		火災区域(区画)名称	区分	番号	
-				3A/3B海水ポンプエリア	火災区域		150以上 ^(注2)
				3C/3D海水ポンプエリア	火災区域		

(注1) 本設備は既存の設備である。
 (注2) 公称値のうち最小のものを示す。

タイトル	土木・建築関係設備に係わる保全管理の文書体系について
説明	<p>土木・建築関係設備に係わる保全管理の文書体系は以下のとおりである。</p> <pre>graph TD; A[玄海原子力発電所 原子炉施設保安規定 (要則)] --> B[原子力発電所品質マニュアル (要則)]; B --> C[玄海原子力発電所 品質マニュアル (基準)]; C --> D[玄海原子力発電所 土木建築基準]; C --> E[玄海原子力発電所 教育訓練基準]; D --> F[玄海原子力発電所 土木建築業務要領]; E --> G[玄海原子力発電所 土木建築課教育訓練要領];</pre>

タイトル	温度分布解析の方法等について
説明	<p>内部コンクリート（1次遮蔽壁）の炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部における温度分布解析の方法等について、以下に示す。</p> <p>1. 炉心領域部の温度分布解析</p> <p>1.1 温度分布解析の方法</p> <p>炉心領域部の1次遮蔽壁内におけるガンマ発熱による温度分布は、2次元輸送計算コードDORT（Ver. 3.2）を用いて算出したガンマ線束分布に、エネルギー吸収係数を乗じて1次遮蔽壁内のガンマ発熱量分布を算出した後、熱伝導方程式を解いて温度分布を求めている。</p> <p>(1) 解析モデル</p> <p>炉心、炉内構造物、原子炉容器及び炉心領域部の1次遮蔽コンクリートを2次元形状（水平断面）でモデル化している。具体的な解析モデルは添付1に示す。</p> <p>(2) 入力条件</p> <p>DORTコードは、米国のオークリッジ国立研究所で開発された中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり、入力パラメータは、以下のとおりである。</p> <div data-bbox="411 1099 1350 1451" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <pre> graph LR A[①物性値(密度、組成)] --> DORT[DORTコード] B[②原子炉、1次遮蔽形状] --> DORT C[③原子炉熱出力分布*1] --> DORT D[④核分裂により発生する 中性子スペクトル*2] --> DORT DORT --> E[ガンマ線束] E --> F[ガンマ発熱量 (kcal/(cm³·h))] G[エネルギー吸収係数*3] --> F </pre> </div> <p>*1：これまでの運転サイクルにおける原子炉熱出力分布の平均値を用いて原子炉熱出力に相当する分のエネルギー（中性子発生個数）を入力</p> <p>*2：燃料（ウラン235）の核分裂により発生する中性子発生個数とエネルギー（物性値）を入力</p> <p>*3：出典「REACTOR PHYSICS CONSTANTS, ANL-5800 (1963)」</p> <p>1.2 解析結果</p> <p>炉心領域部のガンマ発熱量分布の計算結果を添付1に示す。添付1を基に、熱伝導方程式を解いて温度分布を算出した結果、炉心領域部での最高温度は、内部コンクリート（1次遮蔽壁）内面から約57cmの位置に現れ、約52℃であり、強度上の熱に対するコンクリートの温度制限値（貫通部90℃、その他の部分65℃）を下回る結果であった。1次遮蔽コンクリート内の温度分布を添付2に示す。</p>

2. 原子炉容器サポート直下部の温度分布解析

2.1 温度分布解析の方法

原子炉容器サポート回りコンクリート部の温度分布解析は、対象範囲を3次元ソリッド要素でモデル化し、熱流動解析を実施している。熱流動解析では、冷却空気の流れから、熱伝達面に沿った流速分布、冷却空気温度を解析で求めることにより各部材温度を算出している。解析コードはANSYS(Ver. 18.0)を使用している。

(1) 解析モデル

解析モデルの対象範囲は、温度条件の厳しい原子炉容器出口ノズル部回りとし、以下の要素から構成している。具体的な対象範囲と解析モデルは添付4に示す。

- ・原子炉容器
- ・1次冷却材管（ホットレグ）
- ・保温材
- ・原子炉容器サポート
- ・1次冷却材管貫通部
- ・1次遮蔽壁（コンクリート）

(2) 入力条件

入力条件は定格出力運転時を前提として下記のとおりとしている。

- ・1次冷却材温度（原子炉容器内面） T_C : 289°C
- ・1次冷却材温度（原子炉容器出口管台及び1次冷却材管内面） T_H : 325°C
- ・原子炉容器冷却ファン出口冷却空気流量 : 1,100m³/min
- ・原子炉容器冷却ファン出口冷却空気温度 : 46°C
- ・ガンマ発熱 : 添付1図2のガンマ発熱量分布
- ・材料物性値（熱伝導率） : 文献、使用材料に基づき設定（添付5）

2.2 解析結果

原子炉容器サポート直下は伝達熱により温度が上昇する。しかし、温度分布解析の結果は、約52°Cであり強度上の熱に対するコンクリートの温度制限値（貫通部90°C、その他の部分65°C）を下回る結果であった（添付6）。また、原子炉容器サポートの外側コンクリートにおいて、シム及びサポートシューの輻射並びに冷却空気の澱みによる影響から約54°Cを示す箇所があるが、原子炉容器サポートからの荷重を直接支持する部位ではない。

なお、コンクリート内部における原子炉容器サポート直下部近傍の実測温度は約28~44°Cであり、実測温度の測定箇所における解析結果（約52°C）よりも十分に低い値であることから、保守的な評価が行われていると判断している（添付3）。

- 添付1 炉心領域部の1次遮蔽コンクリートにおけるガンマ発熱量分布の計算モデル及び計算結果
- 添付2 炉心領域部の1次遮蔽コンクリート内の温度分布（炉心高さ）
- 添付3 原子炉容器サポート直下部近傍の解析値と実測温度の比較
- 添付4 原子炉容器サポート直下部の解析対象範囲及び解析モデル
- 添付5 材料物性値（熱伝導率）
- 添付6 原子炉容器サポート直下部の1次遮蔽コンクリートの温度分布

炉心領域部の 1 次遮蔽コンクリートにおけるガンマ発熱量分布の計算モデル及び計算結果

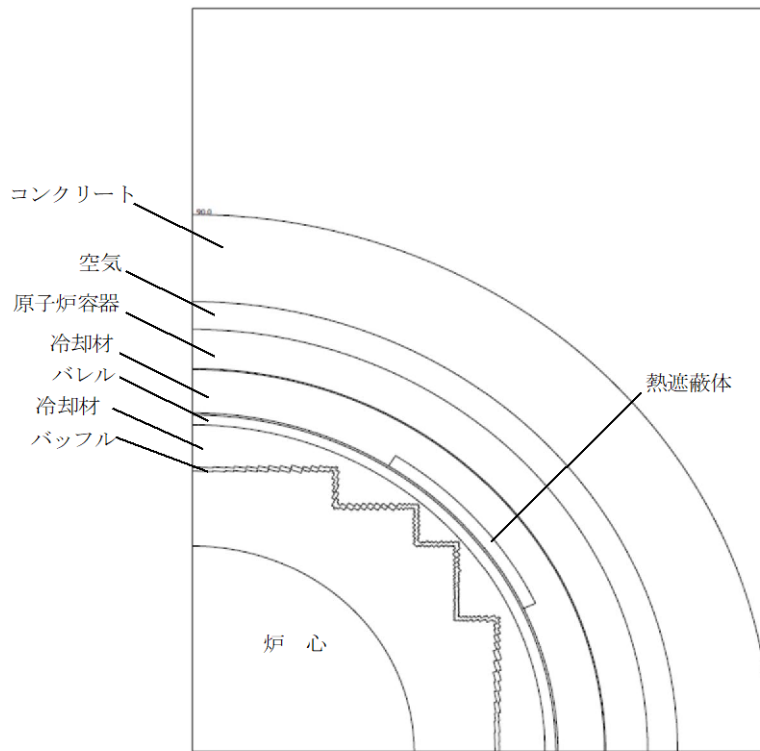


図 1 計算モデル

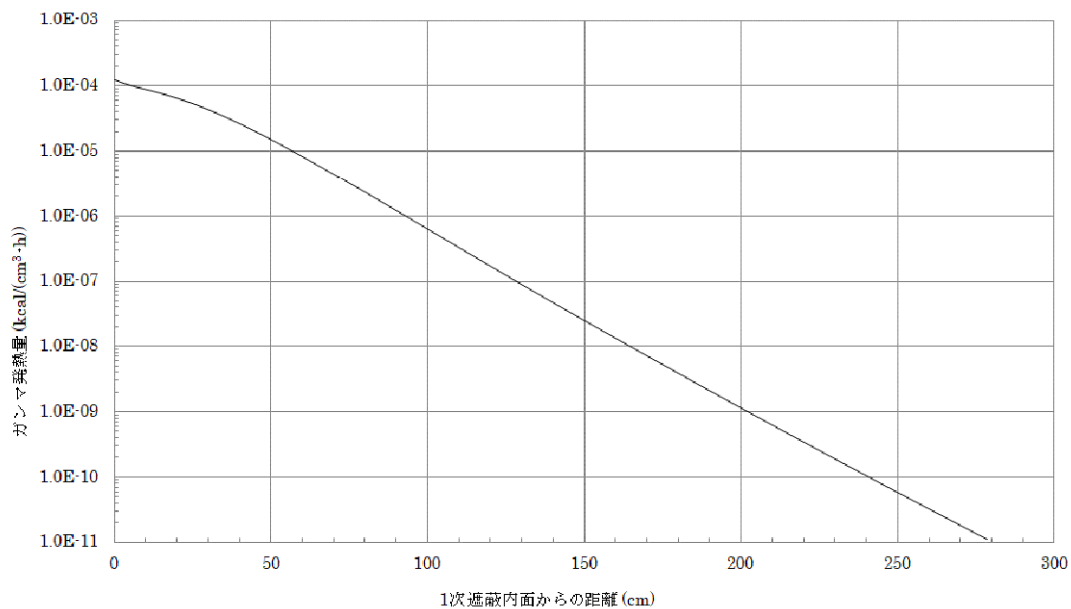


図 2 1 次遮蔽コンクリート内のガンマ発熱量分布 (炉心高さ)

炉心領域部の1次遮蔽コンクリート内の温度分布（炉心高さ）

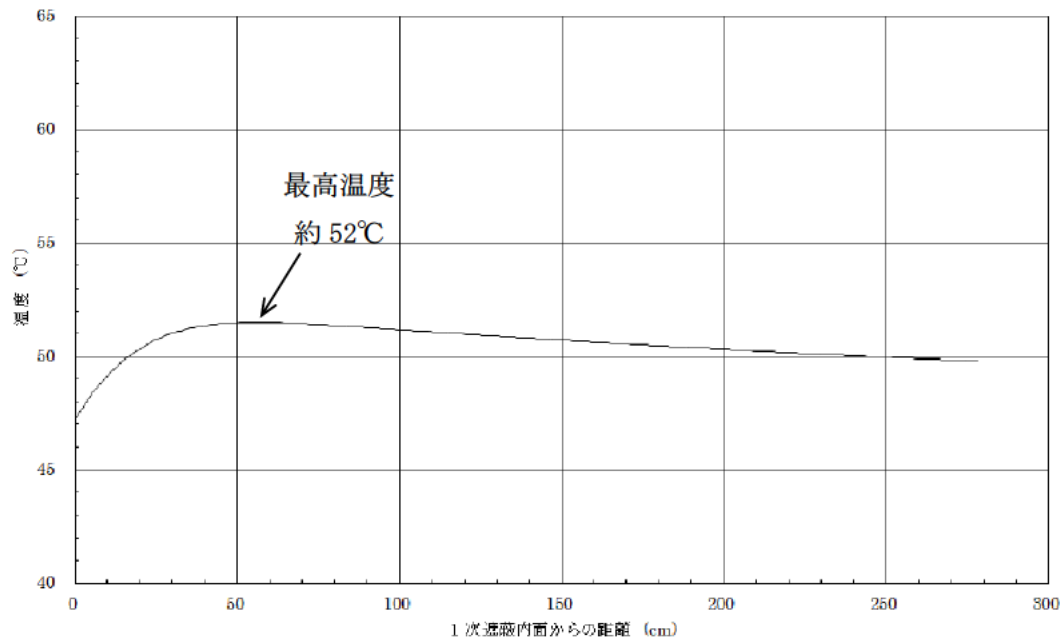


図3 1次遮蔽コンクリート内の温度分布（炉心高さ）

原子炉容器サポート直下部近傍の解析値と実測温度の比較

表1 解析値と実測温度の比較

部 位	解析値*1	実測値	備 考
原子炉容器 サポート直下部近傍	約 52℃	約 28～44℃	実測値の測定は、2022年1月 ～2022年12月(1年間)の最 低温度と最高温度

*1 解析値は、実測温度の測定箇所における値

原子炉容器サポート直下部の解析対象範囲及び解析モデル

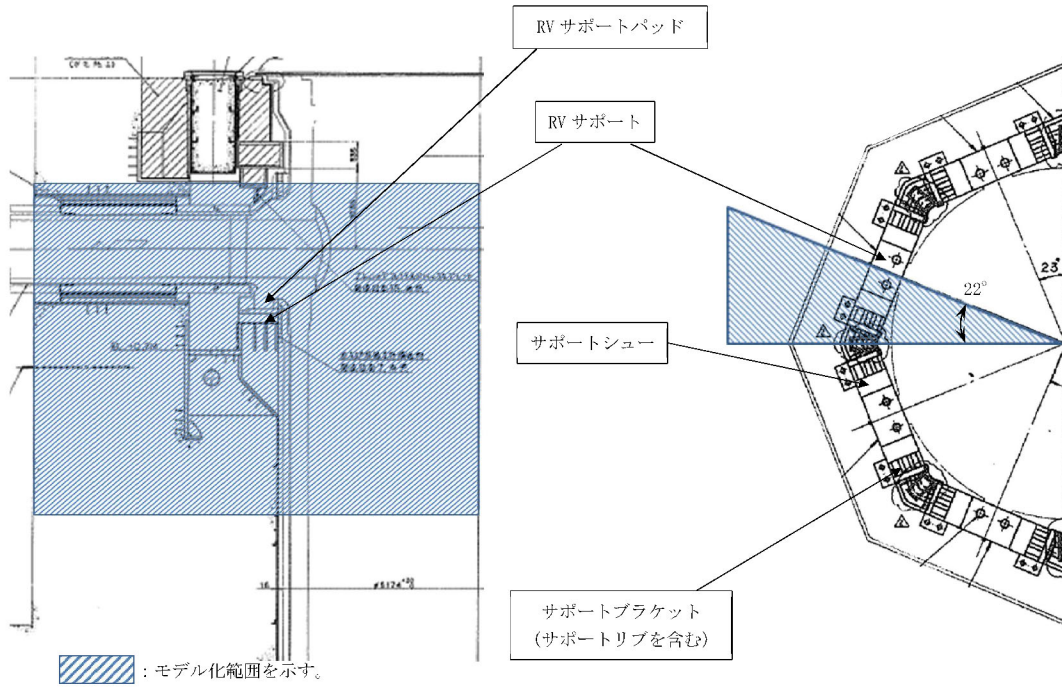


図 4 解析対象範囲

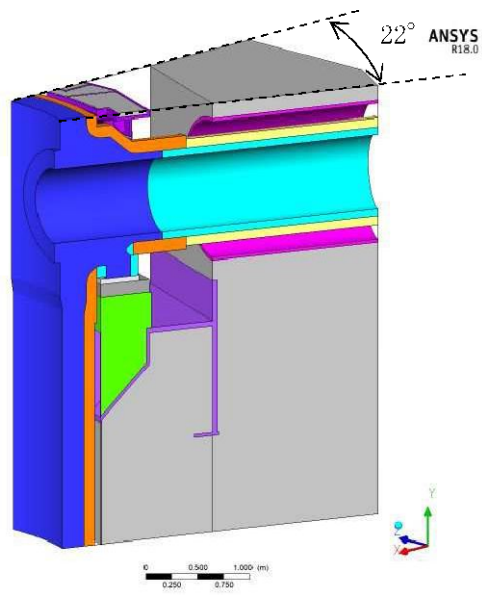


図 5 解析モデル (全体)

材料物性値（熱伝導率）

表 2 各部位の材質と熱伝導率

部 位		材 質	熱伝導率 (W/(m・K)) *1
空 気		—	0.02572 (20°C) 0.03145 (100°C) 0.03803 (200°C) 0.04708 (350°C)
原子炉容器	上部胴 冷却材出口管台	SFVQ1A	51.2 (300K) 46.1 (500K) 36.9 (800K)
	下部胴	SFVQ1A	
1次冷却材管	ホットレグ	SCS14A 相当	24.3 (300K)
原子炉容器 サポート	シムプレート	AISI A-10 (工具鋼相当)	45.1 (300K) 39.2 (600K) 29.9 (1000K)
	サポートシュ	SFVQ1A	51.2 (300K) 46.1 (500K) 36.9 (800K)
	サポートブラケット、 ベースプレート、 外周プレート	SM50B (SM490B)	51.6 (300K) 47.8 (500K) 38.2 (800K)
シールドウォール、リングフレーム支柱 プレッシャデフレクタ		SM50B (SM490B)	51.6 (300K) 47.8 (500K) 38.2 (800K)
バッフルプレート		SS41 (SS400)	51.6 (300K) 47.8 (500K) 38.2 (800K)
コンクリート		普通コンクリート (珪岩質骨材コンクリート)	1.5 (293K) 1.1 (600K)
保温材	原子炉容器保温材	金属保温材	0.0605 (300K) 0.0605 (600K)
	原子炉容器保温材	ステンレスクロス製 保温マット	0.063 (300K) 0.063 (600K)
	1次冷却材管保温材	—	0.063 (300K) 0.063 (600K)

* 1 (出典) 日本機械学会「伝熱工学資料 改訂第5版」(2009) (保温材は保温材スペック)
熱伝導率は記載の値(記載の値は一例)を定義し、その間の温度では解析コード内で線形補完した値を設定している

原子炉容器サポート直下部の1次遮蔽コンクリートの温度分布

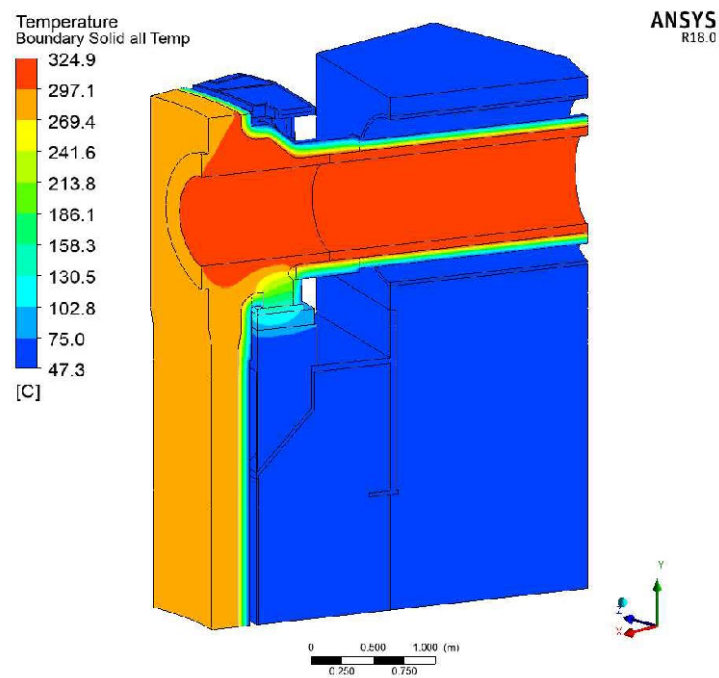


図 6 解析モデル全体の温度分布

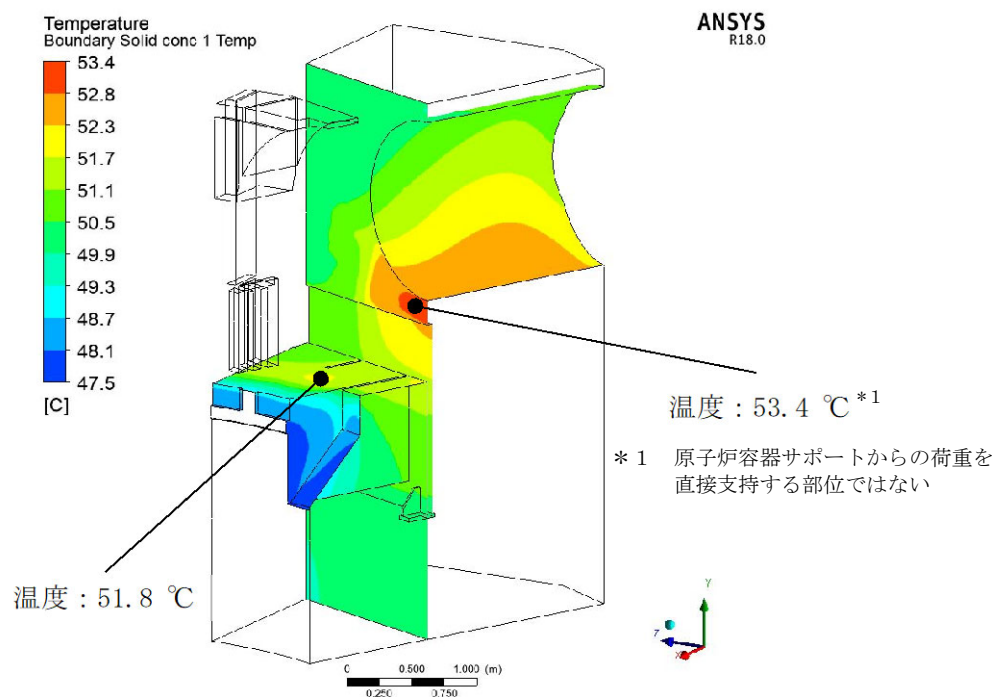


図 7 原子炉容器サポート回りのコンクリートの温度分布

タイトル	放射線照射量の算出方法等について
説明	<p>1次遮蔽の放射線照射量は、1次遮蔽における中性子束 ($E > 0.098\text{MeV}$) 及びガンマ線量率を2次元輸送計算コード DORT により算出し、運転時間を掛けることで中性子、ガンマ線照射量を求めている。</p> <p>DORT コードは、米国のオークリッジ国立研究所で開発された中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり、入力パラメータは以下のとおりである。</p> <div data-bbox="427 618 1331 972" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <pre> graph LR A[①物性値 (密度, 組成)] --> DORT[DORT コード] B[②原子炉, 1次遮蔽形状] --> DORT C[③原子炉出力分布] --> DORT D[④核分裂により発生する中性子スペクトル] --> DORT DORT --> E[中性子束 (n/cm²/s) ガンマ線量率 (rad/h)] </pre> </div> <p>1次遮蔽内の中性子束及びガンマ線量率は、炉心の水平断面形状 (R, θ 計算) を用いて、1次遮蔽の照射量が最大となる高さ位置の中性子束及びガンマ線量率を各々算出する。</p> <p>また、中性子束及びガンマ線量率の軸方向分布 ($\phi(z)$) は、水平断面形状 (R, θ 計算) で算出した中性子束及びガンマ線量率の最大値 (ϕ_{\max}) を垂直断面形状 (R, Z 計算) より算出した軸方向の補正係数 (f_z) を用いて補正することで算出する。</p> $\phi(z) = \phi_{\max} \times f_z$ <p>$\phi(z)$: 中性子束及びガンマ線量率の軸方向分布 ϕ_{\max} : 中性子束及びガンマ線量率の最大値 f_z : 軸方向の補正係数</p> <p>1次遮蔽内の水平断面形状 (R, θ 計算) の評価では、図1に示すような形状を入力して、1次遮蔽の最大高さ位置の中性子束及びガンマ線量率を算出している。</p>

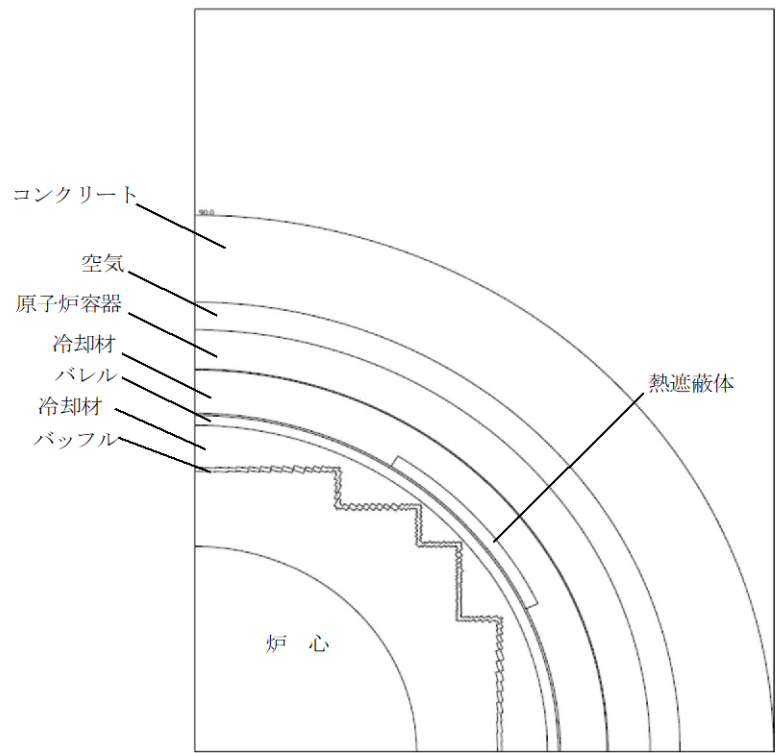


図1 計算モデル図[(R, θ)形状]

また、1次遮蔽内の垂直断面形状(R, Z計算)の評価では、図2に示すような形状を入力して、軸方向の補正係数(fz)を算出している。

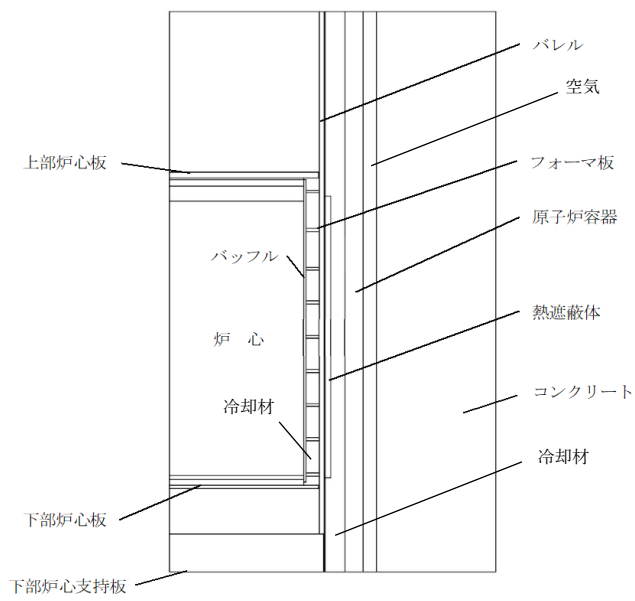


図2 計算モデル図[(R, Z)形状]

以上により算出した1次遮蔽内の中性子束及びガンマ線量率に対し、運転開始後60年時点における定格負荷運転年数(50.5EFPY*¹)を乗じ、1次遮蔽コンクリート炉心側がうける照射量を算出した結果を表1に示す。

表1 1次遮蔽コンクリート炉心側がうける照射量の最大値

項目	解析結果	備考
中性子照射量	約 2.4×10^{19} (n/cm ²)	E>0.098MeV
ガンマ線照射量	約 9.5×10^9 (Rad)	

運転開始後60年時点における定格負荷運転年数については、2020年3月末までは運転実績(16.6EFPY)を用い、2020年4月以降は設備利用率を100%と仮定して計算している。将来の運転年数は、過去の設備利用率を踏まえて保守的に設定しており、実際の照射量は解析で算出した照射量よりも小さくなると判断している。

なお、解析に用いた中性子スペクトルのエネルギー範囲の設定は0.098MeVを超える範囲で代表しており、中性子照射がコンクリート強度へ及ぼす知見を示したNRA技術報告(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))の、0.1MeVを超える範囲の中性子照射量に基づく評価と、エネルギー範囲は同等である。

*1 運転開始後60年時点における定格負荷運転年数の予測値

タイトル	中性子照射量に対する耐力評価について												
説明	<p>以下のとおり、中性子照射量に対する耐力評価を行った。</p> <p>1. 中性子照射量が、$1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を添付 1 に示す。 中性子照射量が、$1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は炉心中心部で最も大きくなり、深さ方向に最大で約 6 cm 程度である。 この範囲は、炉心中心部の内部コンクリート（1次遮蔽壁）の断面積全体（約 $\square \text{m}^2$）に対して約 $\square\%$（約 $\square \text{m}^2$）である。</p> <p>2. 原子炉容器の鉛直方向荷重は、シムプレート、サポートシュ、サポートリブ及びベースプレートを、接線方向荷重は、上記に加えて外周プレート及び埋込補強材（スタッド）を経て内部コンクリート（1次遮蔽壁）に伝わるが、添付 2 に示すとおり、荷重の耐力は既工認の評価にて実施している。 中性子線照射の影響を考慮した鉛直方向荷重及び接線方向荷重に対する耐力評価を説明する。</p> <p>(1) 鉛直方向荷重に対する評価 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は炉心中心部で最も大きくなり、炉心中心部の $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を荷重負担部の内部コンクリート（1次遮蔽壁）上端から下部まで欠損させた状態を保守的に想定する。（添付 3） 評価用荷重として基準地震動 S_s を用いた耐力評価を行った結果、以下のとおり圧縮耐力は地震時の荷重を十分上回っていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">原子炉容器支持構造物コンクリート 鉛直方向荷重による圧縮評価</p> <table border="1" data-bbox="453 1339 1339 1503"> <thead> <tr> <th>欠損想定</th> <th>荷重 (kN)</th> <th>耐力 (kN)</th> <th>耐震裕度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>欠損無</td> <td>\square^{*1}</td> <td>\square</td> <td>1.93</td> </tr> <tr> <td>欠損有</td> <td>\square^{*1}</td> <td>\square</td> <td>1.90</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 1 : 玄海原子力発電所第 3 号機 設計及び工事計画認可申請書 添付資料 7 原子炉本体の基礎に関する説明書 (R3. 6. 1 認可)</p> <p>(2) 接線方向荷重に対する評価 接線方向荷重によるベースプレートの浮き上がり防止のために基礎ボルトが設置されており、基礎ボルトによるコンクリートのコーン状破壊面の有効投影面積から中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を欠損させた状態を想定して耐力評価を行った。 欠損範囲については、内部コンクリート（1次遮蔽壁）の炉心側表面から $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲とし、内部コンクリート（1次遮蔽壁）上端から下端までを欠損させた状態を保守的に想定する。（添付 4）</p>	欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度	欠損無	\square^{*1}	\square	1.93	欠損有	\square^{*1}	\square	1.90
欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度										
欠損無	\square^{*1}	\square	1.93										
欠損有	\square^{*1}	\square	1.90										

評価用荷重として基準地震動 S_s を用いた耐力評価を行った結果、以下のとおり引張耐力は地震時の荷重を十分上回っていることを確認した。

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

欠損想定	荷重 (kN)	耐力 (kN)	耐震裕度
欠損無	□* ¹	□	2.74
欠損有	□* ¹	□	2.72

* 1 : 玄海原子力発電所第3号機 設計及び工事計画認可申請書 添付資料7 原子炉本体の基礎に関する説明書 (R3.6.1 認可)

3. 地震時の構造体の耐力と設計荷重との関係を示す指標の一つとして、基準地震動による地震力を負担する断面に対するせん断ひずみによる評価がある。

基準地震動 S_s に対する現状の最大せん断ひずみ (欠損無) と中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を考慮した最大せん断ひずみ (欠損有) は、以下に示すとおり基準値を下回っていることを確認した。(添付5)

欠損想定	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	基準値 * ²
欠損無	約 0.129×10^{-3} * ³	2.0 × 10 ⁻³
欠損有	約 0.131×10^{-3}	

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

* 3 : 玄海原子力発電所第3号機 工事計画認可申請書 添付資料6-3 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析 (R2.3.30 認可)

以上を踏まえ、保守的に内部コンクリート (1次遮蔽壁) から中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 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。

添付1 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲

添付2 原子炉本体の基礎に関する説明書 (設計及び工事計画認可申請 R3.6.1 認可)

添付3 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲と原子炉容器支持構造物の支圧面との比較

添付4 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲とコーン状破壊面の有効投影面積との比較

添付5 中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を考慮した基準地震動に対する最大せん断ひずみの確認

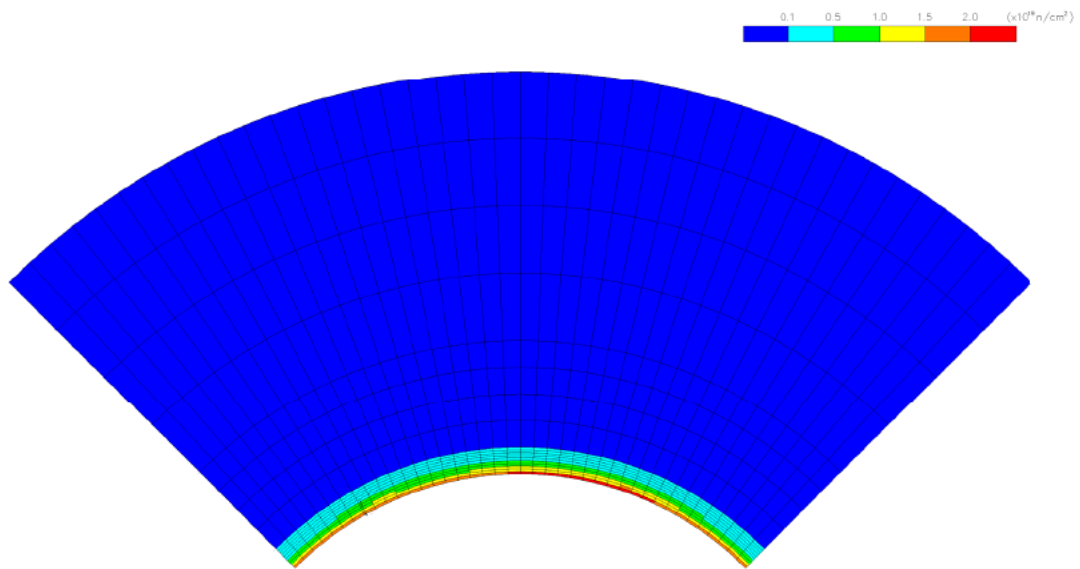


図 1-1 中性子線照射線量当量分布解析結果 (炉心高さ)

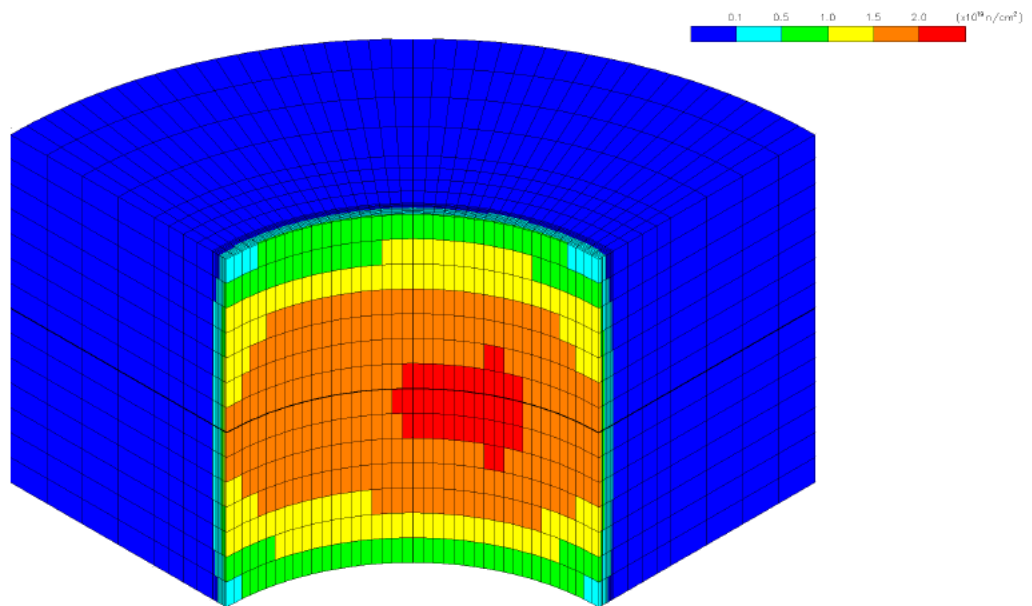


図 1-2 中性子線照射線量当量分布解析結果 (解析モデル全体)

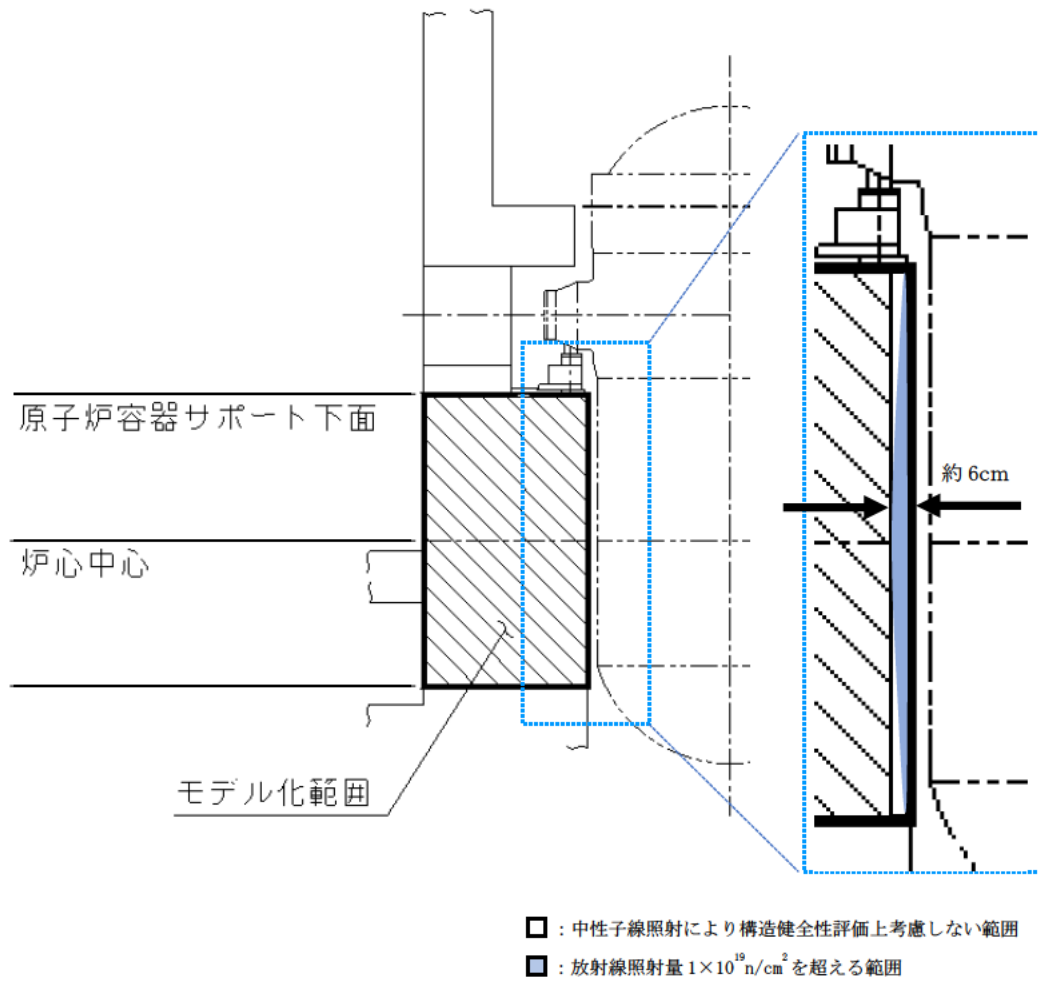
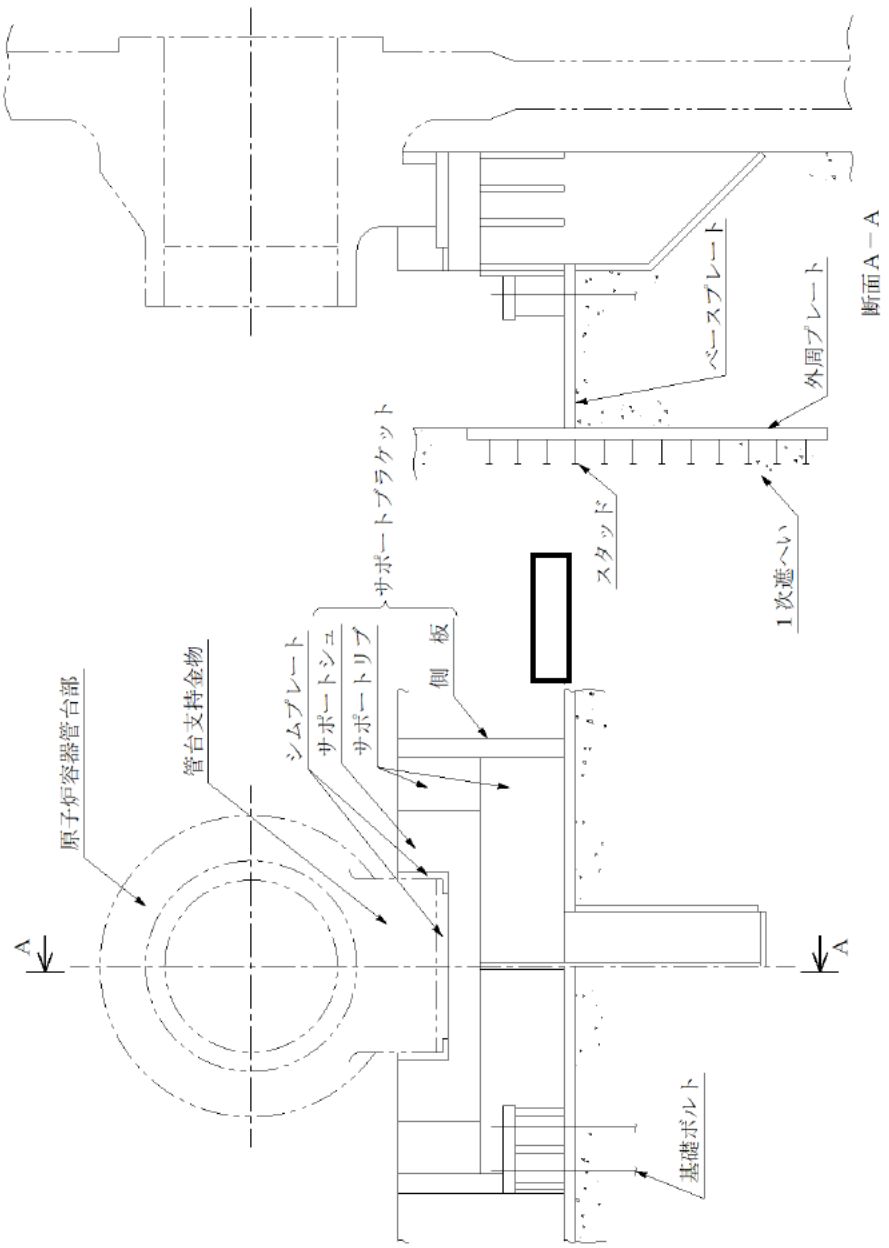


図 1-3 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲のイメージ図 (断面)

原子炉本体の基礎に関する説明書

設計及び工事計画認可申請添付資料 7

玄海原子力発電所第 3 号機



第 1-1 図 原子炉容器支持構造物概略図

(3) まとめ

第 2-4 表に示すとおり、コンクリートの圧縮耐力及び引張耐力は、いずれも地震時の荷重を上回っている。

第 2-4 表 コンクリートの強度評価 ^(注 1,2,3)

(単位：kN)

		Sd 地震時		Ss 地震時	
		荷 重	耐 力	荷 重	耐 力
圧 縮		□	□	□	□
圧縮荷重 の内訳	自重		-		-
	熱膨張荷重		-		-
	地震荷重		-		-
引 張		□	□	□	□

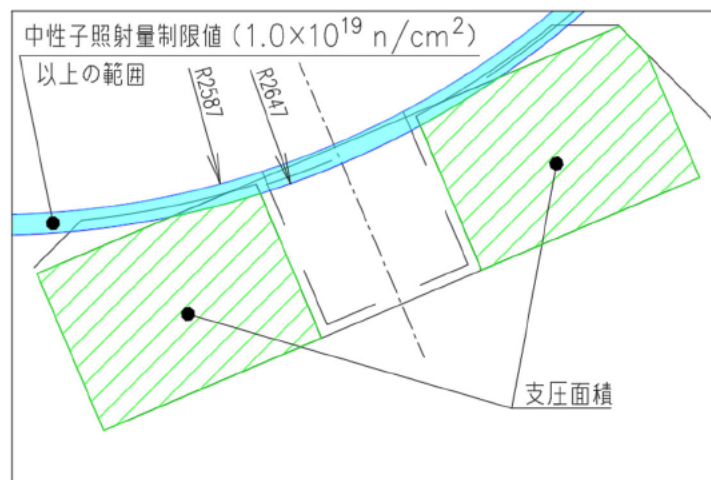
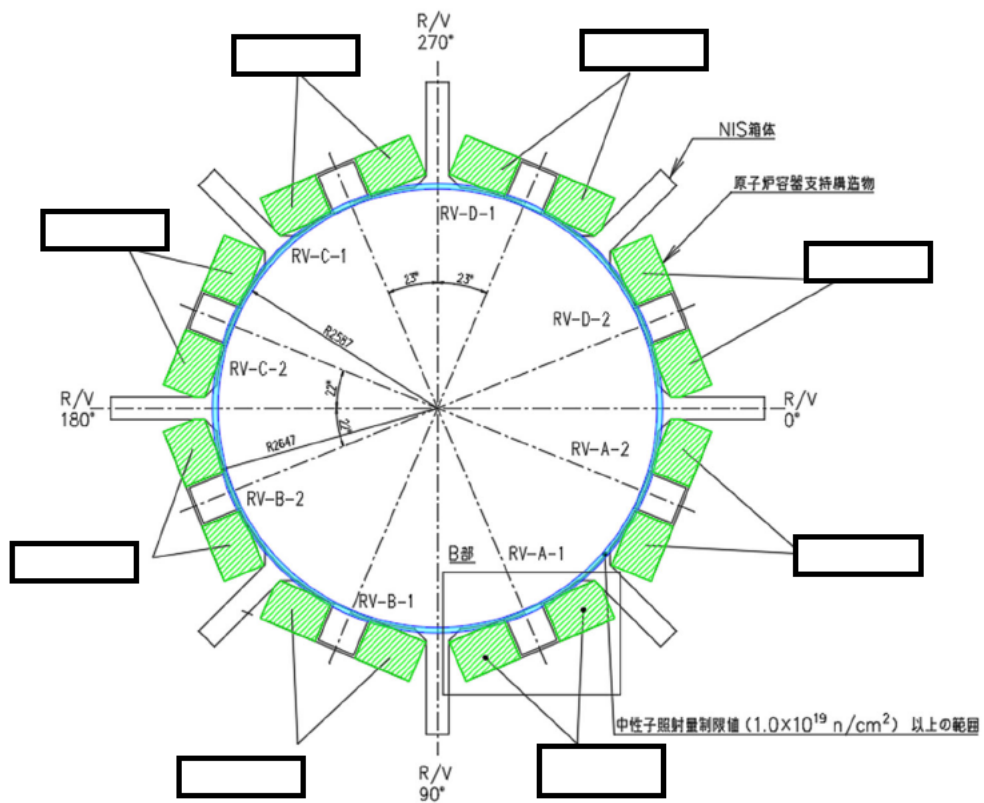
(注1) 荷重は、絶対値で表示する。

(注2) 保守的になるように十の位を端数処理しているため、必ずしも合計は一致しない。

(注3) 引張荷重は、水平方向荷重(Sd 地震時:3,000kN、Ss 地震時:4,100kN)により基礎ボルトに作用する荷重を示す。

2.4 1次遮へいコンクリート（間接支持構造物）の強度評価

1次遮へいコンクリートの強度評価については、令和元年11月28日付け原規規発第1911282号にて認可された工事計画の添付資料8-13-4「内部コンクリートの耐震計算書」に示すとおり十分な強度を有している。



B部詳細

- : 中性子照射量制限値 ($1.0 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) 以上の範囲
- : 原子炉容器支持構造物の支圧面積

図 3-1 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲と原子炉容器支持構造物の支圧面との比較

中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮すると、支圧面積最小部位においては、欠損無の支圧面積 mm^2 が mm^2 となる。

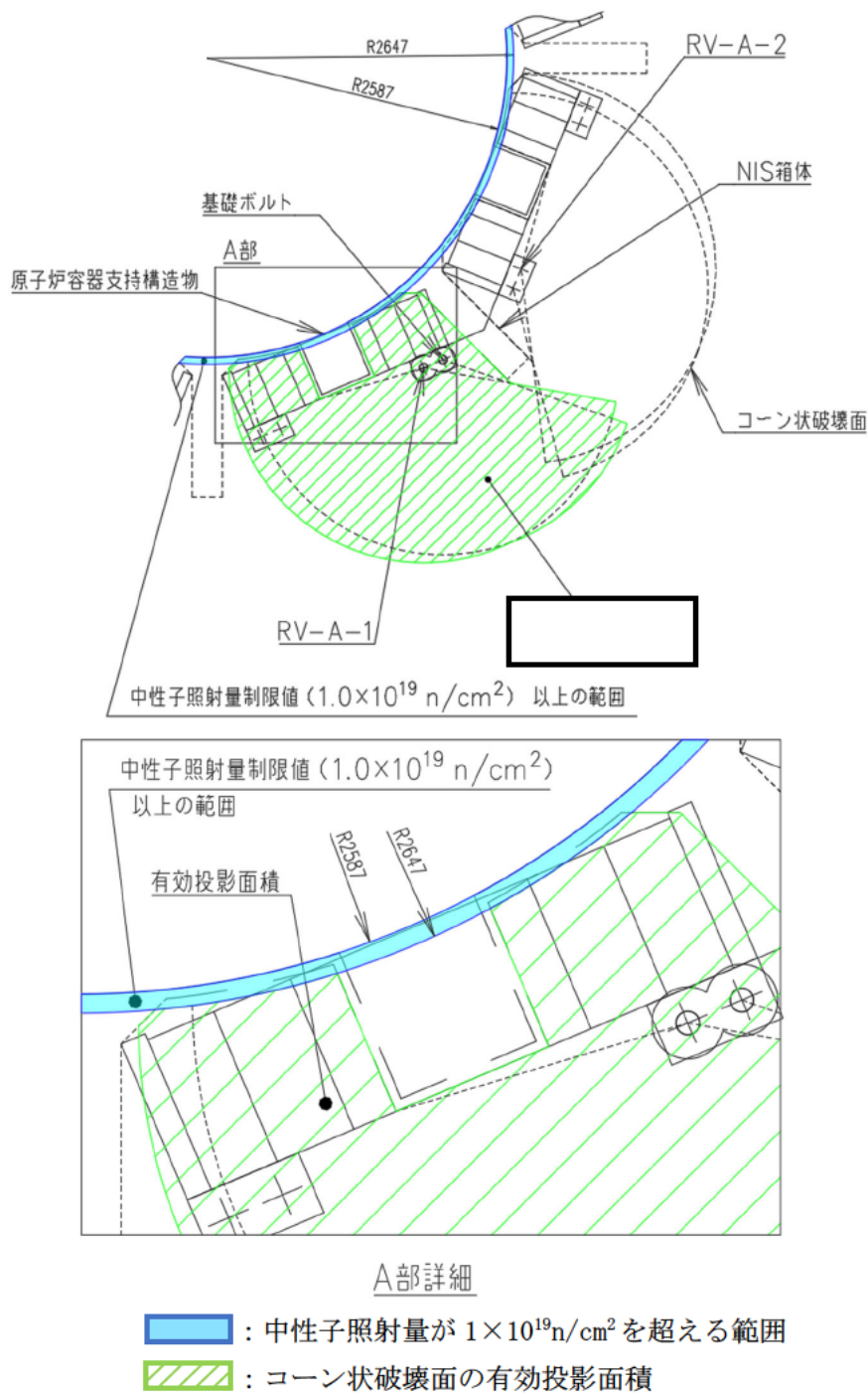


図 4-1 中性子線照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲とコーン状破壊面の有効投影面積との比較

一部の有効投影面積に中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を考慮すると、欠損無の有効投影面積 mm^2 が mm^2 となる。

中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を考慮した基準地震動に対する
最大せん断ひずみの確認

玄海原子力発電所 3 号機の 1 次遮蔽壁において、中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲のコンクリートが欠損したと仮定し、その範囲のコンクリート強度を期待しない場合の、最大せん断ひずみ量について検討を実施した。

(1) 中性子照射を考慮しない場合の最大せん断ひずみ

玄海原子力発電所 3 号機の内部コンクリート（1 次遮蔽壁）における、基準地震動に対する最大せん断ひずみは、約 0.129×10^{-3} である。

(出典：玄海原子力発電所第 3 号機 工事計画認可申請書 添付資料 6-3 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析(R2.3.30 認可))

(2) 中性子照射を考慮した場合の最大せん断ひずみ

せん断ひずみ γ は、以下の式で算出される。

$$\gamma = \tau / G$$

τ : せん断応力

G : せん断弾性係数

ここで、 τ : せん断応力については、中性子照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲のコンクリートが欠損したと仮定すると、断面積の比に反比例して増加する。

一方、 G : せん断弾性係数は、コンクリートの物性値であることから、中性子照射の影響がない範囲の値は照射後においても変化がないといえる。

仮に中性子照射を考慮した場合の最大せん断ひずみについて、安全側に一次遮蔽壁のみの断面積比例で検討した場合、以下のとおりとなる。断面積の比率でも約 % 程度の影響であり、最大せん断ひずみ評価に影響を及ぼすものではないことが確認できる。

$$0.129 \times 10^{-3} \times \left(\frac{\text{断面積比}}{\text{断面積比}} \right) = \frac{\text{最大せん断ひずみ}}{\text{最大せん断ひずみ}}$$

タイトル	中性化の評価対象及び評価点の選定過程について
説明	<p>中性化の評価対象及び評価点の選定過程を以下に示す。</p> <p>1. 環境測定 中性化の進展度合いは、空気環境条件（二酸化炭素濃度、温度、相対湿度）の影響を受けることから、2019年から2020年に空気環境測定を実施した。</p> <p>1.1 測定方法 環境測定に使用した機器を添付1「環境測定 使用機器」に示す。温度、相対湿度の測定は、2019年11月1日から2020年11月6日の期間で実施し、1時間間隔で連続測定を行った。二酸化炭素濃度の測定は、2019年11月から2020年11月の期間で各月ごとに1日間を対象として測定を行った。</p> <p>1.2 測定位置 二酸化炭素濃度、温度、相対湿度とも、建屋内外で計96箇所にて測定を実施した。測定位置図を添付2「環境測定 測定位置図」に示す。</p> <p>2. 評価対象の選定過程 中性化の評価対象は、空気環境の影響を遮断する仕上げの状況、上記の環境測定の結果に基づく中性化に及ぼす影響度の大きさを踏まえ、以下のとおり選定した。</p> <p>2.1 仕上げ状況 代表構造物のうち、仕上げが無い箇所がある構造物を選定し、設置環境が屋内の構造物と屋外の構造物に分類する。屋外の構造物については、対象となる構造物が取水構造物のみであることから、取水構造物を評価対象として選定し、屋内については次項の中性化に及ぼす影響度の大きさを踏まえて選定した。</p> <p>2.2 中性化に及ぼす影響度の大きさ 仕上げが無い箇所がある対象構造物のうち、設置環境が屋内の構造物から、環境測定の測定結果に基づく中性化に及ぼす影響度が最も大きくなった原子炉補助建屋を選定した。なお、中性化に及ぼす影響度については、各環境条件（二酸化炭素濃度、温度、相対湿度）が入力値となる森永式を引用し、環境条件による係数によって算出した。影響度の算出結果を添付3「環境条件による影響度」に示す。</p>

3. 評価点の選定過程

屋内の構造物の評価点は、原子炉補助建屋のうち、塗装等のコンクリート表面仕上げがない屋内面の壁を選定した。

屋外の構造物の評価点は、取水構造物の各対象部位のうち、海水によりコンクリート表面が湿潤とならず、最も空気環境の影響を受ける気中帯を選定した。

添付1 環境測定 使用機器

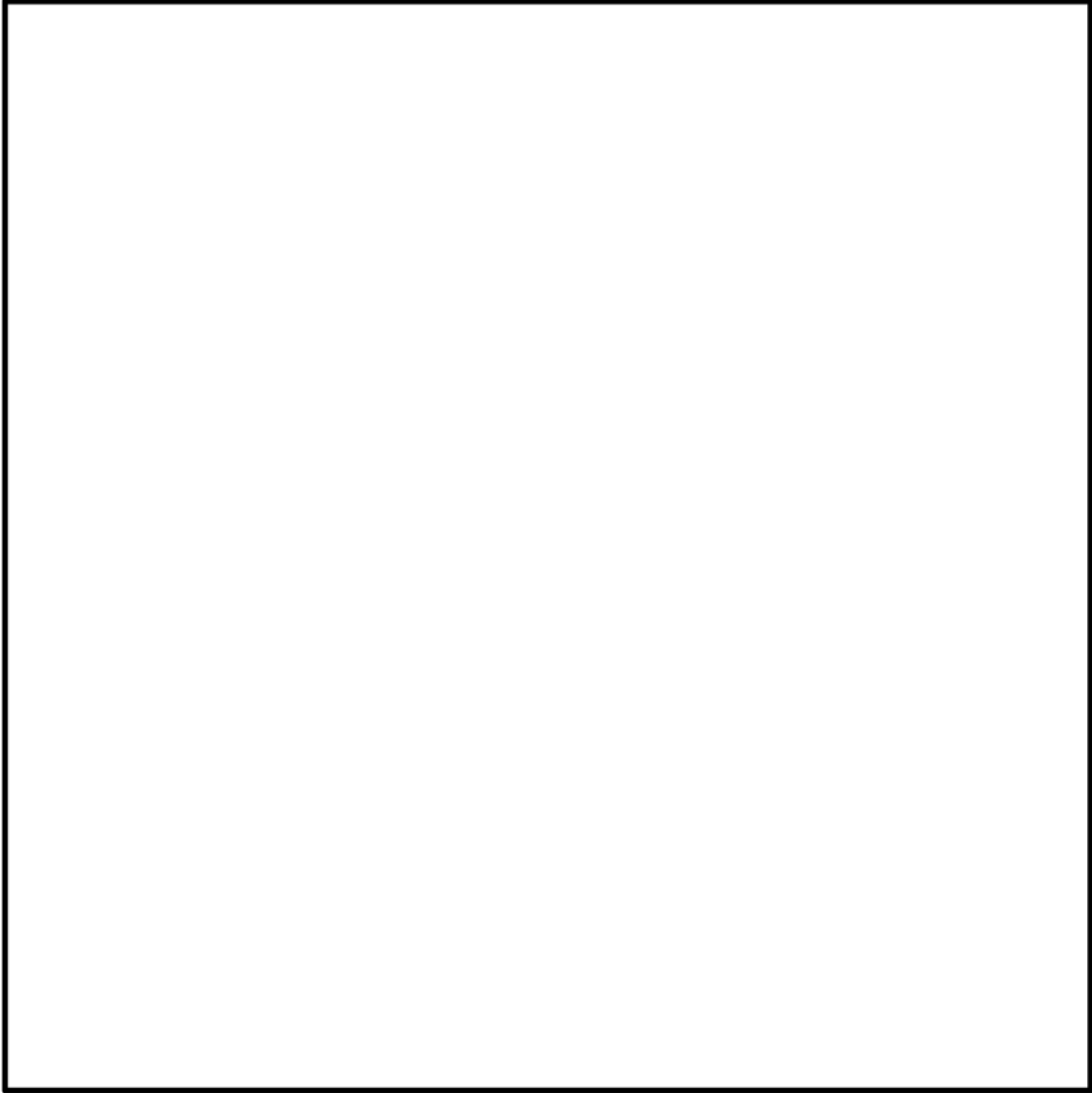
添付2 環境測定 測定位置図

添付3 環境条件による影響度

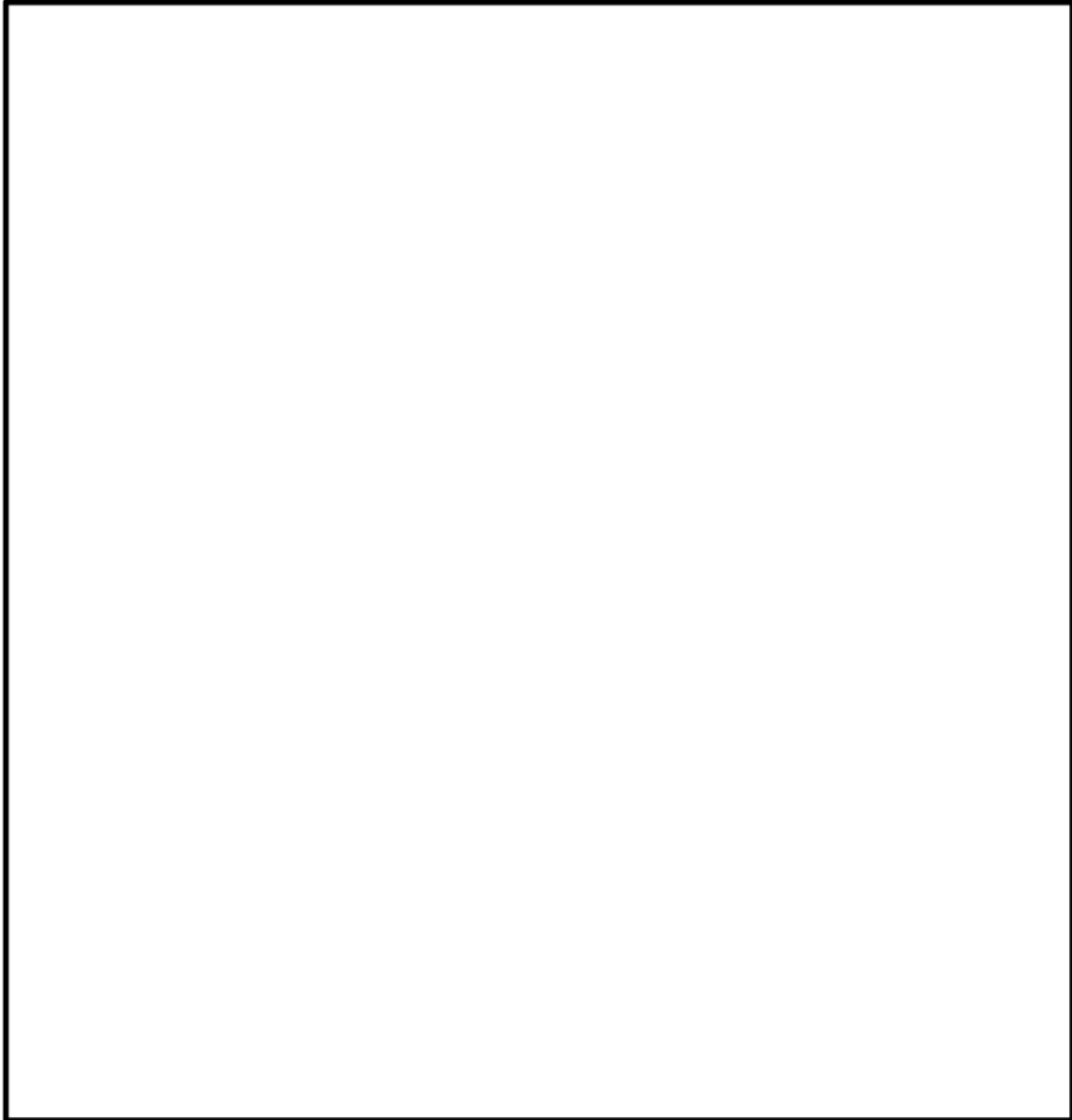
環境測定 使用機器

測定場所	測定項目	使用機器
構内各所	温度	温湿度計
	相对湿度	
	二酸化炭素濃度	二酸化炭素濃度計

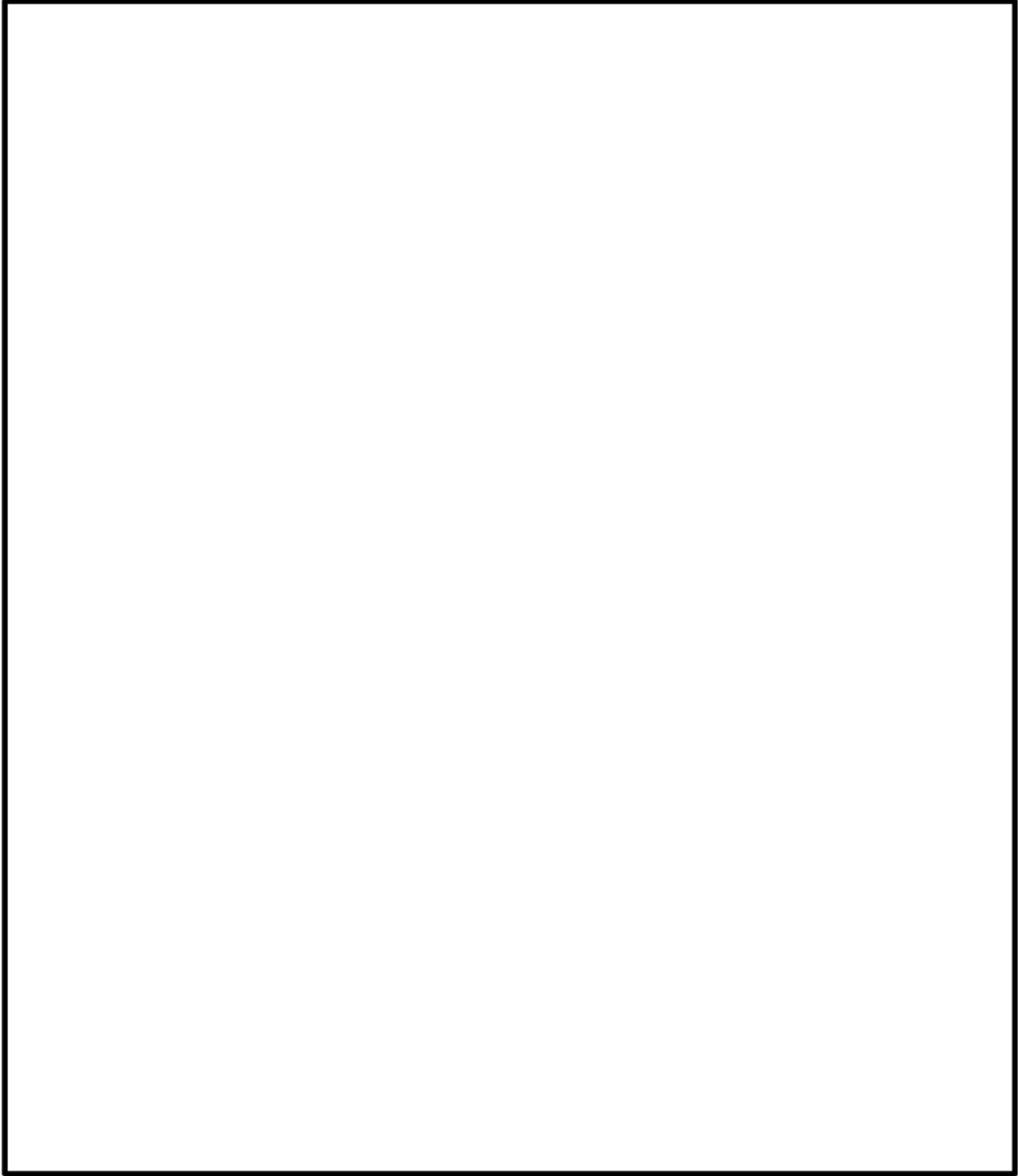
環境測定 測定位置図



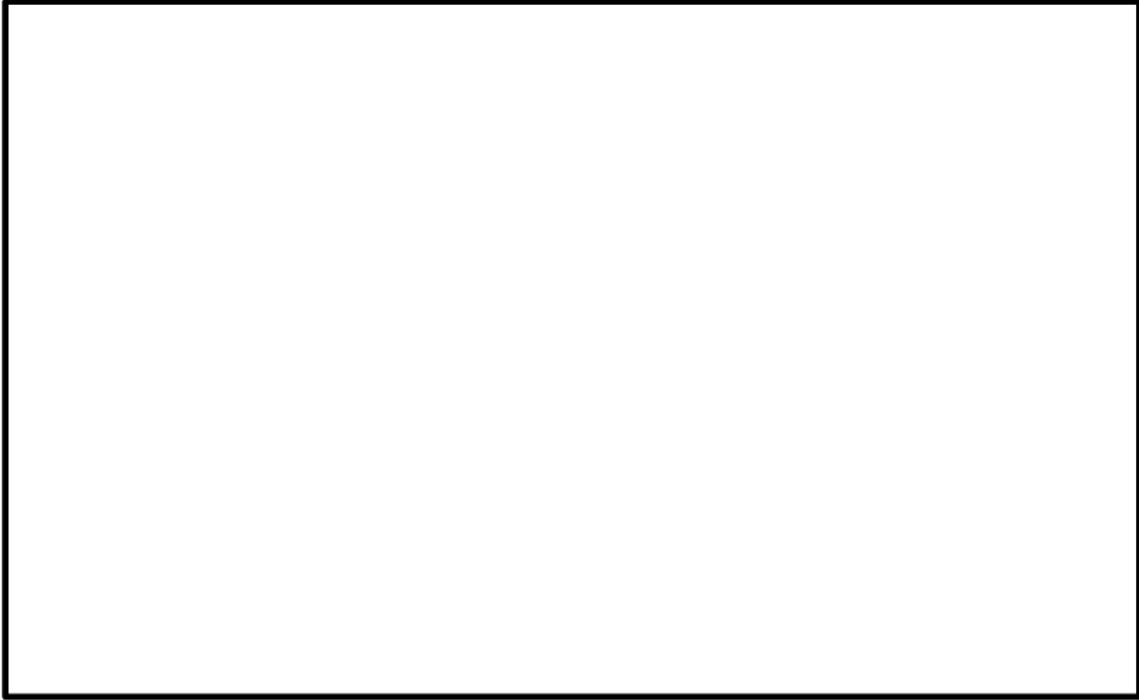
原子炉補助建屋



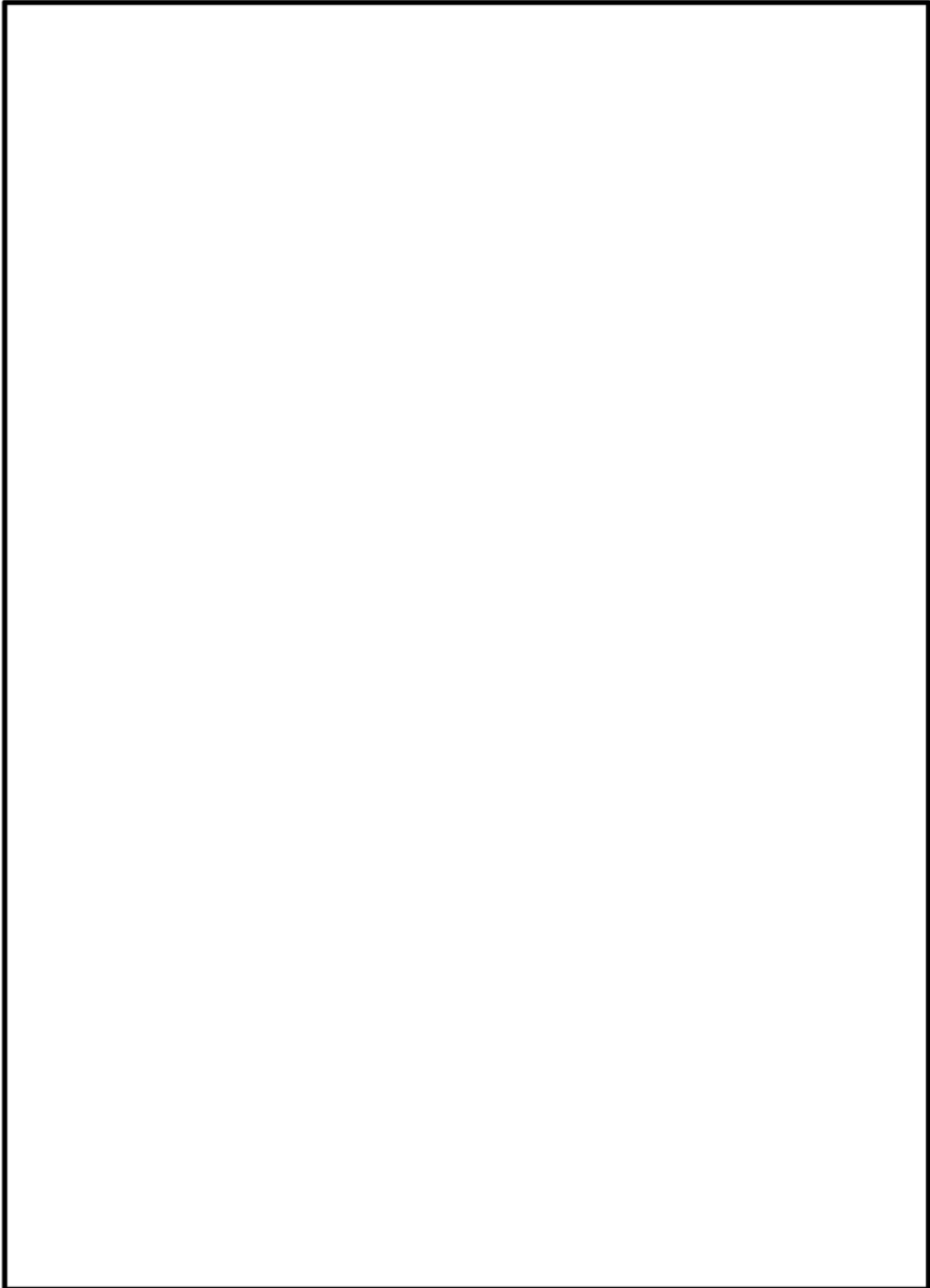
原子炉格納施設等、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋



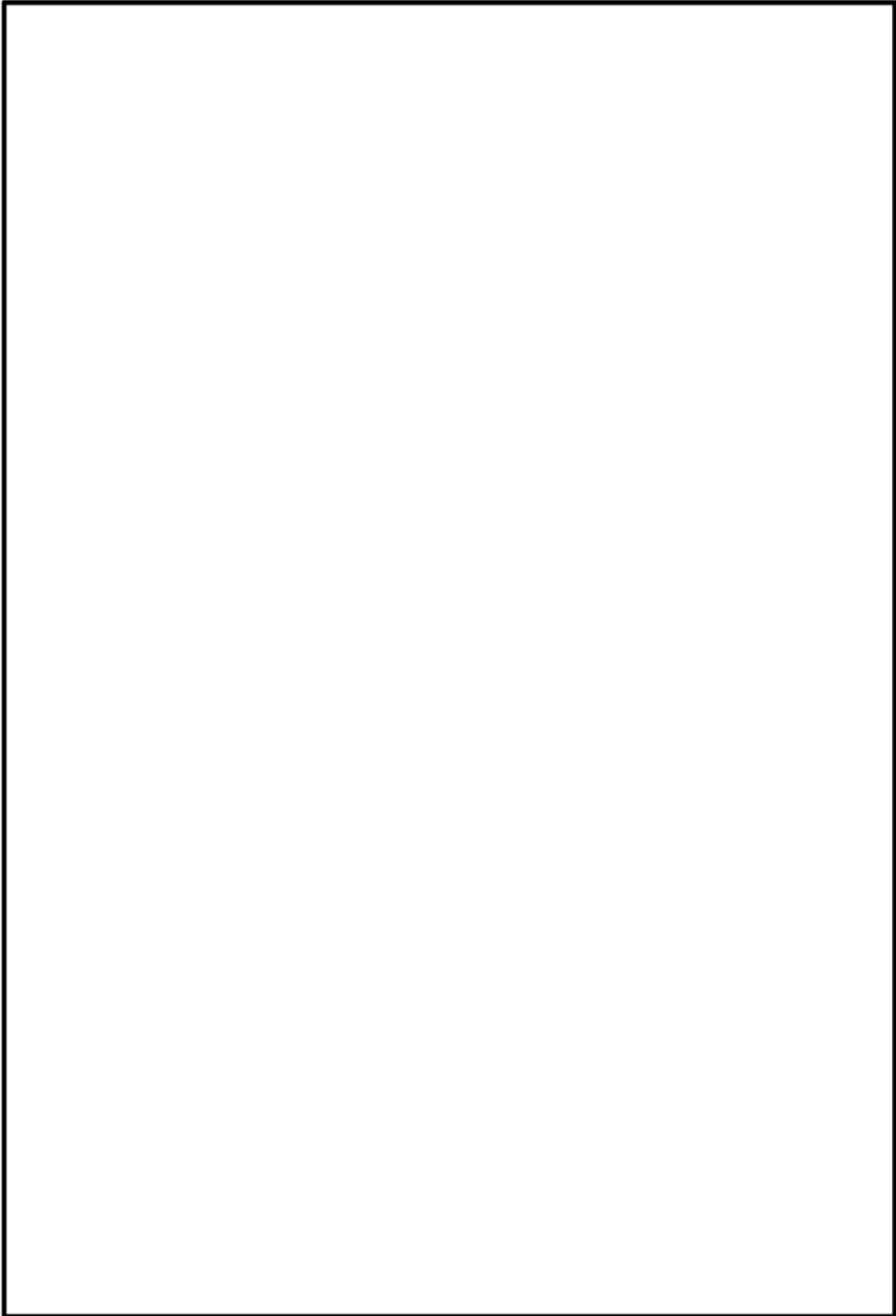
原子炉格納施設等、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋



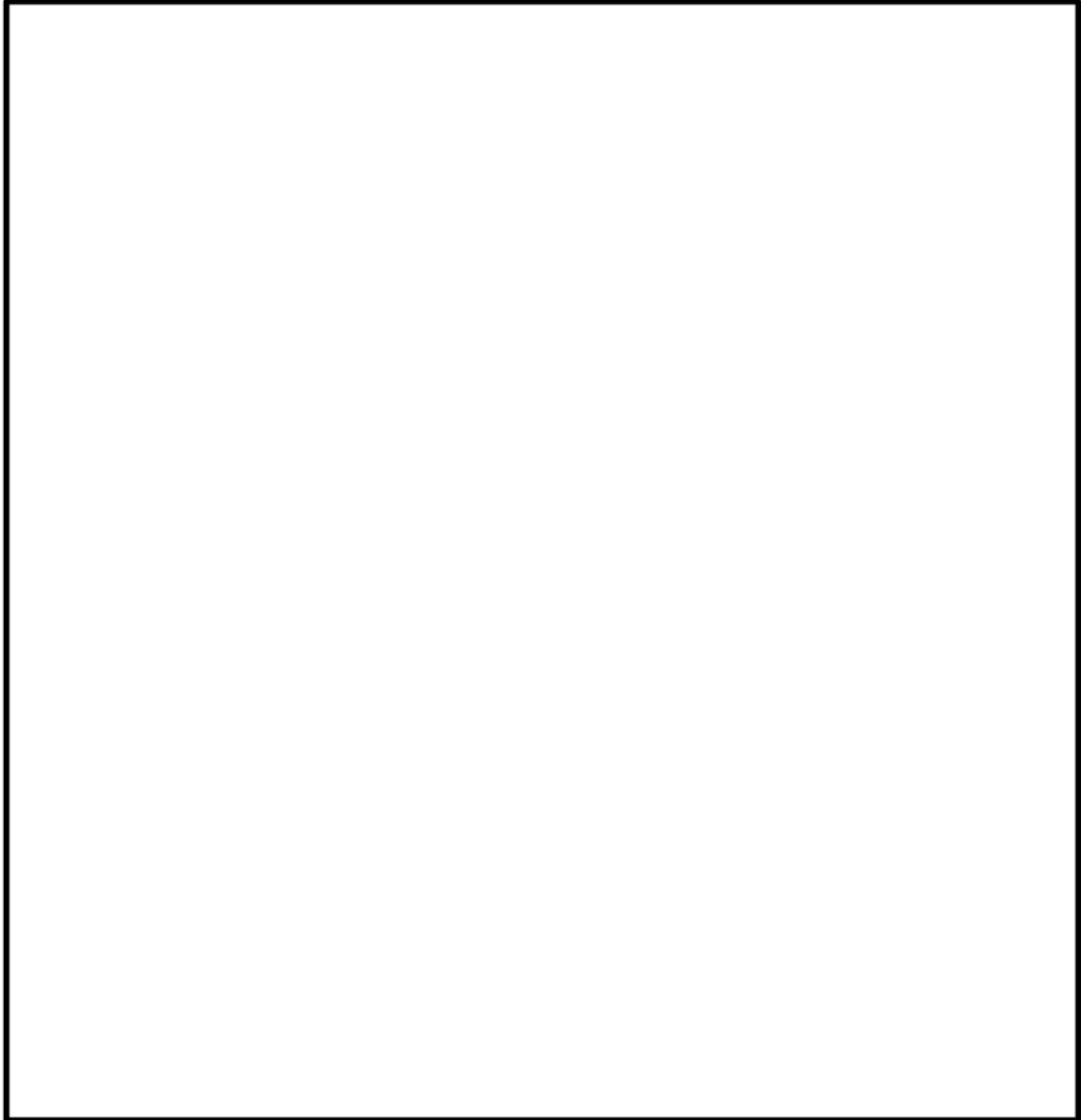
タービン建屋



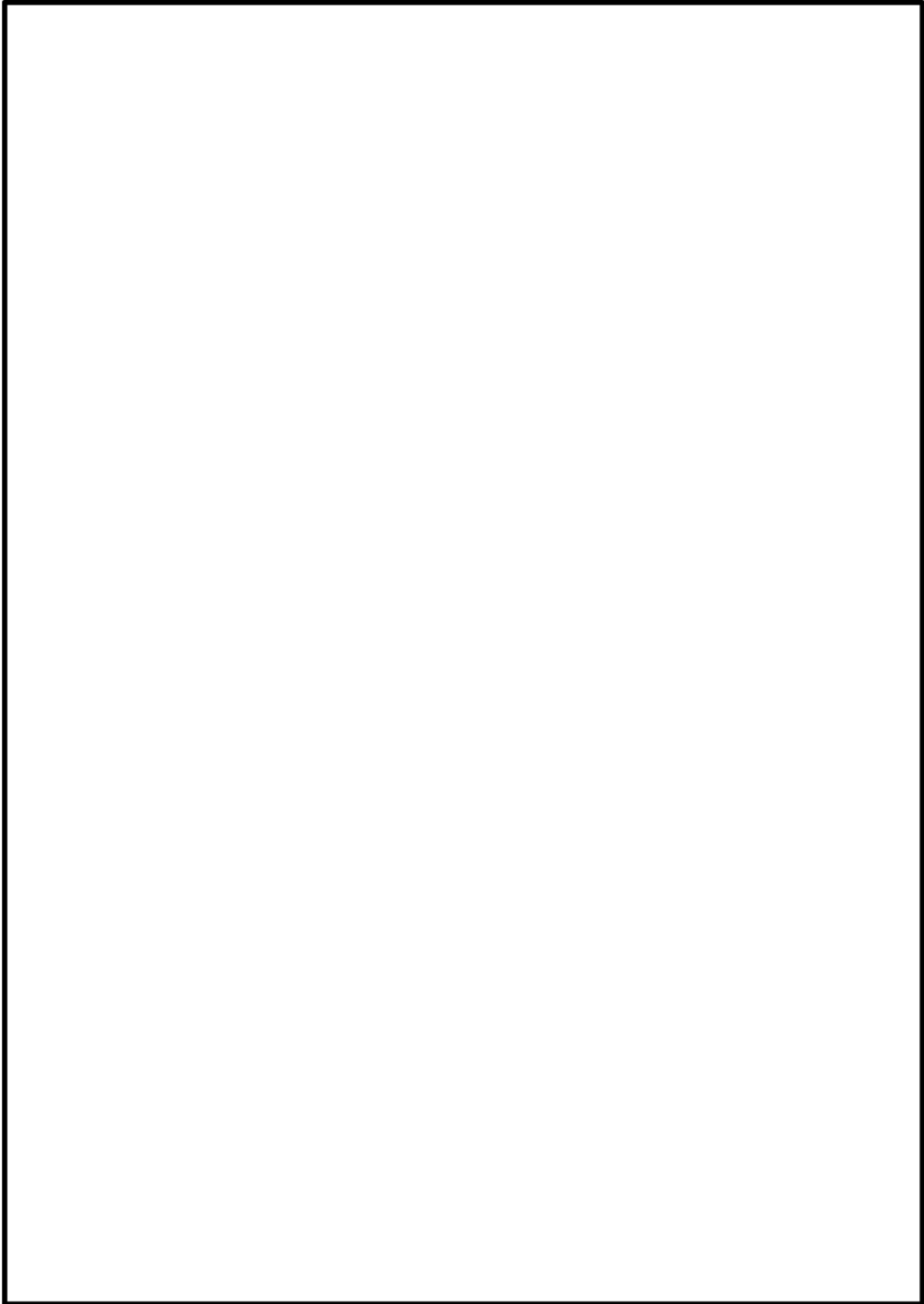
原子炉格納施設等、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋



原子炉格納施設等、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋



原子炉格納施設等、原子炉補助建屋



原子炉格納施設等、原子炉補助建屋、タービン建屋

環境条件による影響度

代表構造物	温度 [°C]	相対湿度 [%]	CO ₂ 濃度 [ppm]	環境条件による 影響度*1, 2 [-]
外部遮蔽壁	37.4	37.5	540	0.366
内部コンクリート	31.1	55.5	531	0.261
原子炉格納施設基礎	29.0	37.1	567	0.333
原子炉補助建屋	33.1	28.1	521	0.375
原子炉周辺建屋	31.3	31.5	533	0.357
タービン建屋 (タービン架台)	29.8	35.2	503	0.325

測定期間：2019年11月1日～2020年11月6日

* 1 対象構造物ごとに影響度が最も大きくなったものを示す

* 2 森永式における環境条件による係数（下記赤部）から算出

$$x = \sqrt{C} \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot \frac{1}{\sqrt{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (4.6 \cdot w/c / 100 - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

x：中性化深さ (mm) RH：湿度 (%)
T：温度 (°C) w/c：水セメント比 (%)
t：材齢 (日) R：中性化比率
C：炭酸ガス濃度 (%)
(1%=10,000ppm)

タイトル	中性化深さの推定値の算定過程及び結果について																					
説明	<p>調査時点及び運転開始後 60 年経過時点の中性化深さの推定値の算定過程（推定式、条件、パラメータ）及び結果を以下に示す。</p> <p>1. 推定式、条件、パラメータ</p> <p>以下の中性化深さを推定する式を用いて評価を実施した。中性化深さの実測値に基づく\sqrt{t}式で用いた実測値は、添付 1 「中性化深さの測定値の元となる実測値データ」に示す。また、推定式の詳細、条件及びパラメータは、添付 2 「中性化深さの推定値の算定過程及び結果」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・岸谷式 ・森永式 ・中性化深さの実測値に基づく\sqrt{t}式 <p>ただし、取水構造物ではコンクリート材料として、高炉セメント B 種に混和材としてフライアッシュを使用しているため、適用性を考慮し、岸谷式は用いていない。</p> <p>2. 結果</p> <p>運転開始後 60 年経過時点の中性化深さの推定値が、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さを下回っていることを確認した。中性化深さを評価した結果は、以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="411 1149 1351 1451"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">調査時点の中性化深さ</th> <th rowspan="2">運転開始後 60 年経過時点の 中性化深さ (cm) (推定式)</th> <th rowspan="2">鉄筋が腐食 し始める時の 中性化深さ (cm)</th> </tr> <tr> <th>経過 年数</th> <th>実測値 (cm)</th> <th>推定値 (cm) (推定式)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補助建屋 (屋内面)</td> <td>26 年</td> <td>2.9</td> <td>2.2 (森永式) *1</td> <td>4.4 (\sqrt{t}式) *2</td> <td>7.0</td> </tr> <tr> <td>取水構造物 (気中帯)</td> <td>28 年</td> <td>3.3</td> <td>1.2 (森永式)</td> <td>4.9 (\sqrt{t}式) *3</td> <td>8.9</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 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</p> <p>添付 1 中性化深さの測定値の元となる実測値データ 添付 2 中性化深さの推定値の算定過程及び結果</p>		調査時点の中性化深さ			運転開始後 60 年経過時点の 中性化深さ (cm) (推定式)	鉄筋が腐食 し始める時の 中性化深さ (cm)	経過 年数	実測値 (cm)	推定値 (cm) (推定式)	原子炉補助建屋 (屋内面)	26 年	2.9	2.2 (森永式) *1	4.4 (\sqrt{t} 式) *2	7.0	取水構造物 (気中帯)	28 年	3.3	1.2 (森永式)	4.9 (\sqrt{t} 式) *3	8.9
	調査時点の中性化深さ			運転開始後 60 年経過時点の 中性化深さ (cm) (推定式)	鉄筋が腐食 し始める時の 中性化深さ (cm)																	
	経過 年数	実測値 (cm)	推定値 (cm) (推定式)																			
原子炉補助建屋 (屋内面)	26 年	2.9	2.2 (森永式) *1	4.4 (\sqrt{t} 式) *2	7.0																	
取水構造物 (気中帯)	28 年	3.3	1.2 (森永式)	4.9 (\sqrt{t} 式) *3	8.9																	

中性化深さの測定値の元となる実測値データ

中性化深さの実測値は、下記 3 箇所の測定値を平均して算出している。

	測定値 1 (cm)	測定値 2 (cm)	測定値 3 (cm)	実測値 (平均値) (cm)
原子炉補助建屋 (屋内面)	2.5	3.4	2.9	2.9
取水構造物 (気中帯)	3.8	3.8	2.4	3.3

中性化深さの推定値の算定過程及び結果

□ : 中性化深さの推定に必要なパラメータ
 □ : 推定結果

1. 岸谷式

	原子炉補助建屋	備考
	屋内面	
W : 水セメント比(%)	50.0	
α : 劣化外力係数	1.1	原子炉補助建屋(屋内面) : 実測値に基づく補正值
β : 仕上材による係数	1.0	仕上げなし
γ : セメントによる係数	1.4	原子炉補助建屋(屋内面) : フライアッシュセメント B 種
調査時点の推定値(cm)	1.6	
運転開始後 60 年経過時点の推定値(cm)	2.4	

$$\text{岸谷式 } t = \frac{7.2}{R^2 \cdot (4.6 \cdot w - 1.76)^2} \cdot X^2$$

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($R = \alpha \times \beta \times \gamma$)
 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

2. 森永式

	原子炉補助建屋	取水構造物	備考
	屋内面	気中帯	
W/C : 水セメント比(%)	50.0	55.0	
R : 仕上材の中性化率	1.0	1.0	打ち放し仕上げ : 1.0
二酸化炭素濃度(%)	0.052	0.049	原子炉補助建屋(屋内面) : 実測値 取水構造物(気中帯) : 実測値
T : 温度(℃)	33.1	19.6	原子炉補助建屋(屋内面) : 実測値 取水構造物(気中帯) : 実測値
RH : 湿度(%)	28.1	68.3	原子炉補助建屋(屋内面) : 実測値 取水構造物(気中帯) : 実測値
調査時点の推定値(cm)	2.2	1.2	
運転開始後 60 年経過時点の推定値(cm)	3.3	1.8	

$$\text{森永式 } x = \sqrt{\frac{c}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot (4.6 \cdot w/c / 100 - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

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 (℃) t : 材齢 (日)

3. 実測値に基づく \sqrt{t} 式

	原子炉補助建屋	取水構造物	備考
	屋内面	気中帯	
中性化実測深さ (cm)	2.9	3.3	
運転開始後 60 年経過時点の推定値 (cm)	4.4	4.9	

$$\sqrt{t}\text{式 } x = A \cdot \sqrt{t}$$

x : 中性化深さ (mm)
 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)

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)」によると、中性化の進行は、二酸化炭素濃度の平方根に比例するとある。

ここで、岸谷式の原子炉補助建屋（屋内面）に用いる劣化外力係数の算出にあたっては、玄海原子力発電所構内の屋外での二酸化炭素濃度の実測値を基準として、原子炉補助建屋（屋内面）での二酸化炭素濃度の実測値を除した値の平方根で算出した。

実測値による劣化外力係数の算出結果は、原子炉補助建屋（屋内面）で「1.03」であった。そこで、計算に用いる劣化外力係数には、保守的に「1.1」を採用することとした。

・原子炉補助建屋（屋内面）

$$\text{実測値による劣化外力係数 } \alpha = \sqrt{\frac{C}{C_0}} = \sqrt{\frac{521}{491}} = 1.03 \rightarrow 1.1$$

C : 原子炉補助建屋（屋内面）の二酸化炭素濃度の実測値（521ppm）

C_0 : 屋外の二酸化炭素濃度の実測値（491ppm）

<p>タイトル</p>	<p>塩分浸透の評価対象及び評価点の選定過程について</p>
<p>説明</p>	<p>塩分浸透の代表構造物の取水構造物について、高経年化技術評価審査マニュアル（JNES-RE-2013-9012）に基づき、環境条件が異なる気中帯、干満帯及び海中帯をそれぞれ評価点として選定した。</p> <p>なお、気中帯、干満帯及び海中帯については、「玄海原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可書」に基づき設定している。</p> <p>また、玄海原子力発電所における 2017 年 1 月～2021 年 12 月の期間の潮位を確認しており、大幅な潮位変化がないことを確認している。</p> <p>それぞれの評価点については、以下に示すとおりであり、2017 年 1 月～2021 年 12 月の潮位変化を添付 1 に示す。</p> <p>気中帯 : H. W. L. (T. P. +1. 31m) を超える位置 干満帯 : T. P. +1. 31m 以下、T. P. -0. 98m 以上の位置 海中帯 : L. W. L. (T. P. -0. 98m) 未満の位置</p> <p>添付 1 2017 年 1 月～2021 年 12 月までの潮位変化</p>

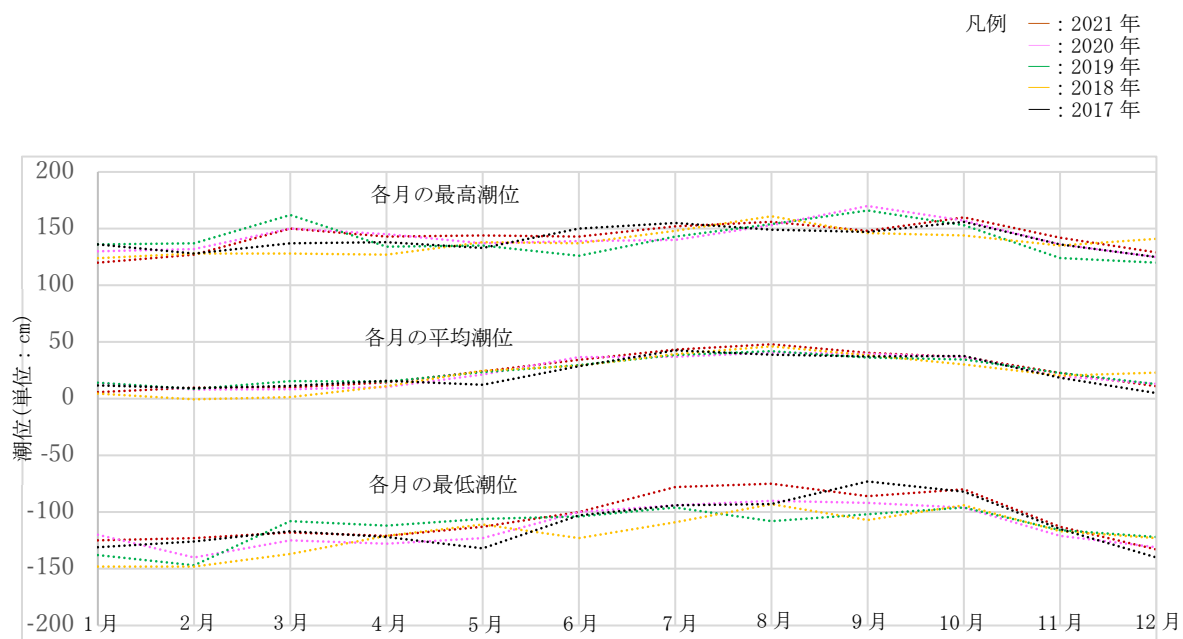
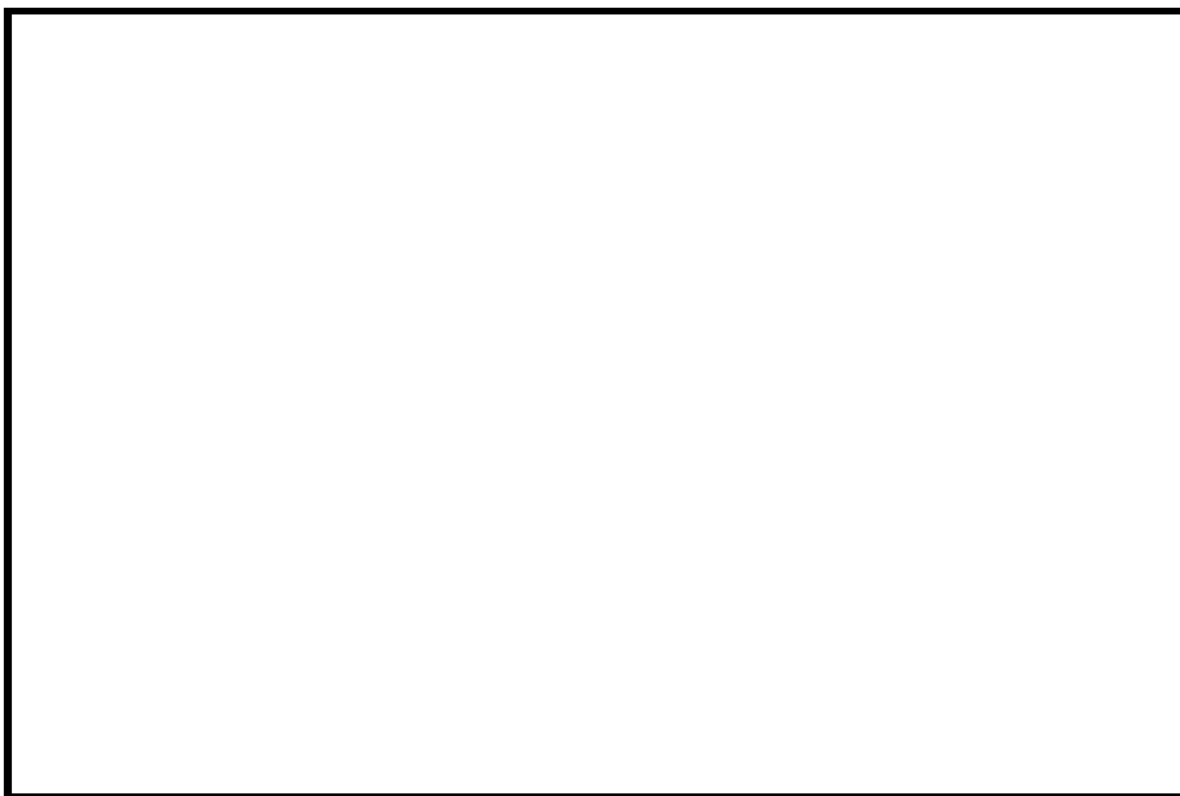


図 1 2017 年～2021 年における各月の潮位変化 (最高潮位・平均潮位・最低潮位)

タイトル	塩化物イオン濃度の測定位置、測定方法、測定結果について
説明	<p>塩化物イオン濃度の測定位置、測定方法、測定結果を以下に示す。</p> <p>1. 測定位置 添付1「塩化物イオン濃度の測定位置図」に示すとおり。なお、海水の飛沫に関する整理を添付2「海水の飛沫環境による塩分浸透への影響」に示す。</p> <p>2. 測定方法 JIS A 1154:2020「硬化コンクリート中に含まれる塩化物イオンの試験方法」による。</p> <p>3. 測定結果 添付3「塩化物イオン濃度及び量の測定結果」に示すとおり。</p> <p>添付1 塩化物イオン濃度の測定位置図 添付2 海水の飛沫環境による塩分浸透への影響 添付3 塩化物イオン濃度及び量の測定結果</p>

凡例 (壁部) (床部)
▼ ● : 測定位置 (試験実施年)



* 1 測定部分の中心位置

図 1 塩化物イオン濃度の測定位置図

海水の飛沫環境による塩分浸透への影響

代表構造物のうち、取水構造物は海水に接触するため供給塩分量が多い構造物であり、海水とその飛沫の影響を多く受ける環境下にある。

以下において、海水の飛沫環境を対象とした場合の塩化物イオンの浸透（塩分浸透）について示す。

① 「気中帯・干満帯・海中帯」の海水の飛沫環境について

塩化物イオン濃度を測定した「気中帯・干満帯・海中帯」の環境の違いについて、別紙 10 に示す潮位変化データ（2017 年 1 月～2021 年 12 月）を踏まえ、表 1 において整理した。

表 1 塩化物イオン濃度を測定した「気中帯・干満帯・海中帯」の環境の違い

塩化物イオン濃度測定位置	気中帯	干満帯	海中帯
	T. P. +6. 87m～+7. 37m	T. P. +1. 0m	T. P. -13. 36m～-1. 55m
潮位変化 (2017年1月～ 2021年12月)	・最高潮位（平均） T. P. +1. 41m	・最高潮位（平均） T. P. +1. 41m ・最低潮位（平均） T. P. -1. 12m ・平均潮位（平均） T. P. +0. 24m	・最低潮位（平均） T. P. -1. 12m
環境	外気環境	塩化物イオン濃度測定位置が平均潮位を上回っていることから、コンクリート表面が海面より上に長期間現れていることが多い	常時海水に浸かる環境

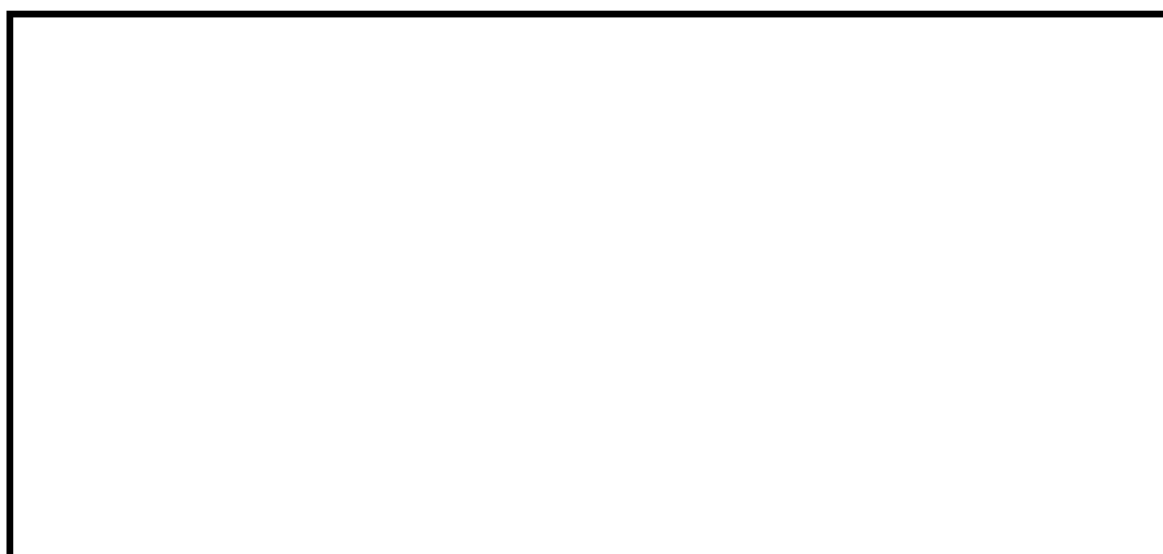


図 2 干満帯の塩化物イオン濃度測定位置と潮位変化

表 1 及び図 1 に示すとおり、「気中帯」である壁は最高潮位 (T.P. +1.41m) から十分高い位置ではあるが、外気環境であるため潮風による飛沫塩分を受けてコンクリート表面が乾湿を繰り返している環境である。

また、「干満帯」については、平均潮位より高い位置にあることから、コンクリート表面が海水面より上に長時間現れていることが多い状況であり、海水の飛沫を受けてコンクリート表面が乾湿を繰り返している環境である。

以上から、「干満帯」については、一時的に海水の飛沫を受ける環境にあると考える。

② 海水の飛沫環境を対象とした場合の塩化物イオンの浸透（塩分浸透）について

表 2 に、「気中帯」及び「干満帯」の海水の飛沫環境における塩化物イオンの浸透（塩分浸透）の状況を示す。

なお、塩化物イオンの浸透は、コンクリートの乾湿の繰り返しによる水の移動（移流）が関係すること、及び特に海洋環境では、乾湿の繰り返しの影響が大きい飛沫帯のように、常に海水に接してはいないが乾湿が繰り返し起きるとコンクリート表層部分に塩化物イオンが浸透しやすいと、日本コンクリート工学会「コンクリート診断技術 '21」に示されている。

表 2 「気中帯」及び「干満帯」の塩化物イオンの浸透（塩分浸透）の状況

	海水の飛沫を受けるエリア	
	気中帯	干満帯
海水の飛沫環境	潮風のみによる飛沫塩分を受ける環境。	コンクリート表面が海面より上に長時間現れていることが多い環境（一時的に海水の飛沫を受ける環境）。
塩化物イオンの浸透（塩分浸透）の状況	塩化物イオン量は、海水の飛沫の影響に左右されるが、飛沫した海水の他に雨水によるコンクリート表面の乾湿繰り返しによって、コンクリートの水分が移動（移流）して塩化物イオンが浸透する。	塩化物イオン量は、気中帯と同様に海水の飛沫の影響により左右されるが、左記の気中帯と比べて海水の飛沫量は多い環境である。また、海水の飛沫による乾湿の繰り返しによって、コンクリートの水分が移動（移流）して塩化物イオンが浸透する。 一方、海中帯は常時海水に浸かっている環境であり、塩化物イオン量は多いが乾湿の繰り返しはされない環境である。 このことから、一時的に飛沫を受ける環境である干満帯は、気中帯及び海中帯より多く塩化物イオンがコンクリート表層に浸透し易い環境である。

表 3 塩化物イオン濃度及び量の測定結果* 1

取水構造物気中帯の塩化物イオン濃度及び量の測定結果

コア番号	単位	塩化物イオン濃度 (%) 及び量 (kg/m ³)					
		0~20mm	20~40mm	40~60mm	60~80mm	80~100mm	100~120mm
SP-ci-3u-1	%	0.05	0.12	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	1.06	2.69	0.27	0.23	0.20	0.22
SP-ci-3u-2	%	0.06	0.16	0.02	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	1.41	3.45	0.34	0.22	0.22	0.20
SP-ci-3u-3	%	0.01	0.08	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	0.21	1.87	0.14	0.13	0.14	0.14
平均値	%	0.04	0.12	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	0.89	2.67	0.25	0.19	0.19	0.19

取水構造物干満帯の塩化物イオン濃度及び量の測定結果

コア番号	単位	塩化物イオン濃度 (%) 及び量 (kg/m ³)					
		0~20mm	20~40mm	40~60mm	60~80mm	80~100mm	100~120mm
SP-ci-3u-4	%	0.40	0.15	0.01	0.01	0.04	0.03
	kg/m ³	8.73	3.38	0.27	0.29	0.86	0.66
SP-ci-3u-5	%	0.32	0.03	0.01	0.01	0.01	0.00
	kg/m ³	7.33	0.57	0.11	0.14	0.14	0.09
SP-ci-3u-6	%	0.44	0.20	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	9.86	4.50	0.32	0.25	0.32	0.24
平均値	%	0.39	0.13	0.01	0.01	0.02	0.01
	kg/m ³	8.64	2.82	0.23	0.23	0.44	0.33

取水構造物海中帯の塩化物イオン濃度及び量の測定結果

コア番号	単位	塩化物イオン濃度 (%) 及び量 (kg/m ³)					
		0~20mm	20~40mm	40~60mm	60~80mm	80~100mm	100~120mm
SP-ci-3u-7	%	0.21	0.18	0.01	0.00	0.00	0.00
	kg/m ³	4.80	3.96	0.29	0.09	0.07	0.08
SP-ci-3u-8	%	0.23	0.11	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	5.27	2.53	0.16	0.13	0.12	0.13
SP-ci-3u-9	%	0.29	0.13	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	6.31	2.81	0.22	0.23	0.22	0.18
平均値	%	0.24	0.14	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	5.46	3.10	0.22	0.15	0.14	0.13

* 1 塩化物イオン量の測定結果のグラフ表示については、別紙 12 のうち添付 2 「拡散方程式の回帰分析と鉄筋腐食減量の算定について」に示す。

<p>タイトル</p>	<p>塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程及び結果について</p>
<p>説明</p>	<p>鉄筋の腐食減量の算定過程（方法、条件、パラメータ）及び結果を以下に示す。</p> <p>1. 方法</p> <p>(1) 拡散方程式により、コンクリート表面からの塩化物イオンの浸透を予測</p> <p>(2) 上記塩化物イオンの浸透予測をもとに、森永式から、鉄筋腐食減量の経年値とコンクリートひび割れ時点の鉄筋腐食減量を算定し、両者を比較</p> <p>2. 条件及びパラメータ</p> <p>評価対象（気中帯、干満帯、海中帯）の条件及びパラメータをそれぞれ、添付 1 「塩分浸透による鉄筋の腐食減量の推定値算定の過程及び結果」及び添付 2 「拡散方程式の回帰分析と鉄筋腐食減量の算定について」に示す。</p> <p>なお、干満帯は、潮が干満を繰り返す領域ではあるが、潮位の傾向が低い時期ではコンクリート表面は海面より上に長時間現れていることが多い状況であり、海水の飛沫を受けてコンクリート表面が乾湿を繰り返している環境である。</p> <p>このことから、添付 1 における干満帯の推定値算出に必要なパラメータのうち酸素濃度については、コンクリート表面の乾湿の繰り返しの程度を考慮して気中帯と同様の外気環境に曝される状態であると想定して設定をした。</p> <p>（詳細は、別紙 11 添付 2 「海水の飛沫環境による塩分浸透への影響」参照）</p>

3. 結果

運転開始後 60 年経過時点の鉄筋腐食減量が、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。

鉄筋の腐食減量の算定結果は、表 1 に示す。

なお、「調査時点、運転開始後 60 年経過時点及び、ひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量」については、添付 2 に示す。

表 1 評価結果

対象の部位	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4}\text{g/cm}^2$)		
	調査時点	運転開始後 60 年経過時点	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点 ^{*1}
取水構造物 (気中帯)	3.5	7.5	86.4
取水構造物 (干満帯) ^{*2}	8.9	18.7	90.1
取水構造物 (海中帯)	1.2	2.5	87.0

* 1 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推定値 (Q_{CR})

* 2 別紙 11 のうち添付 2 の考察により、気中帯と同様の酸素濃度とし推定値を算定。

添付 1 塩分浸透による鉄筋の腐食減量の推定値算定の過程及び結果

添付 2 拡散方程式の回帰分析と鉄筋腐食減量の算定について

塩分浸透による鉄筋の腐食減量の推定値算定の過程及び結果

鉄筋の腐食減量の算定に用いる諸元とその結果を表 2 に示す。

表 2 算定に用いる諸元と評価結果

	取水構造物			備考	
	気中帯	干満帯	海中帯		
x : かぶり厚さ (mm)	89.0	85.5	87.5, 89.0		
C : 鉄筋位置における塩化物イオン濃度及び量	%	0.01	0.02	0.01	気中帯：塩分浸透の点検結果 (平均) 干満帯：塩分浸透の点検結果 (平均) 海中帯：塩分浸透の点検結果 (平均)
	kg/m ³	0.19	0.44	0.14	
C1 : 鉄筋位置における塩化物イオン量 (推定値)	kg/m ³	0.10~0.56	0.09~1.15	0.07~0.73	運転開始から 60 年経過時点までの各年の推定値
x : かぶり厚さ (mm)	89.0	85.5	87.5, 89.0		
d : 鉄筋径 (mm)	22	29	22, 25		
W : 単位水量 (kg/m ³)	162	162	162		
W/C : ホセメント比 (%)	55	55	55		
T : 温度 (°C)	16.4	19.4	19.4*1	気中帯：気象庁 (平戸) の観測値 (1994年~2021年の28か年平均) 干満帯・海中帯：発電所構内の海水温度の観測値 (2012年~2021年の10か年平均)	
RH : 相対湿度 (%)	85	100	100*1	森永氏の鉄筋腐食に関する研究論文引用	
O : 酸素濃度 (%)	21	21	0.62*1	気中帯：理科年表 干満帯：別紙 11 のうち添付 2 の考察により、気中帯と同様のパラメータとした。 海中帯：「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐腐性能照査マニュアル(2021)」参照	
N : 練り混ぜ水の塩分濃度 (%)	0.10~0.57	0.09~1.17	0.07~0.74	運転開始から 60 年経過時点までの各年の推定値	
q : 調査時点 (28 年経過) の鉄筋の腐食減量 (×10 ⁻⁴ g/cm ²)	3.5	8.9	1.2		
q : 運転開始後 60 年経過時点の鉄筋の腐食減量 (×10 ⁻⁴ g/cm ²)	7.5	18.7	2.5		
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の腐食減量 推定値 (×10 ⁻⁴ g/cm ²)	86.4	90.1	87.0		

■ : (1) 拡散方程式により、コンクリート表面からの塩化物イオンの浸透を予測するのに必要なパラメータ

■ : (1) の予測結果

■ : (2) 森永式により、鉄筋の腐食減量の評価を実施するのに必要なパラメータ

■ : (2) の推定結果

* 1 : 森永式の計算結果 (腐食速度) が負になる場合は、標準条件下 (温度 15°C、湿度 69%、酸素濃度 20%) の数値を用いる

拡散方程式

$$C = (C_0 - C_{init}) \cdot \left[1 - \operatorname{erf} \left(\frac{x}{2 \cdot \sqrt{D \cdot t}} \right) \right] + C_{init}$$

erf : 誤差関数

$$\operatorname{erf}(x) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_0^x e^{-t^2} dt$$

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)

森永式

$$q = q_1 \cdot \frac{q_2}{q_2'}$$

$$q_1 = \frac{d}{c^2} \left[-0.51 - 7.60N + 44.97 \left(\frac{W}{C} \right)^2 + 67.95N \left(\frac{W}{C} \right)^2 \right]$$

$$q_2 = 2.59 - 0.05T - 6.89H - 22.87O - 0.99N + 0.14TH + 0.51TO + 0.01TN + 60.81HO + 3.36HN + 7.32ON$$

$$q_2' = 0.56528 + 1.4304N$$

$$Q_{cr} = 0.602(1 + 2c/d)^{0.85} \times d$$

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)

Q_{cr} : 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 (×10⁻⁴g/cm²)

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 (%)

拡散方程式の回帰分析と鉄筋腐食減量の算定について

鉄筋の腐食減量を評価するには、まず、塩化物イオン量（コア測定）の回帰分析から拡散方程式（コンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数（D）及びコンクリート表面の塩化物イオン量（ C_0 ））を求め、それを森永式に展開することから評価される。ここでは、拡散方程式の回帰分析（最小二乗法）と、それを踏まえた鉄筋の腐食減量について示す。

（1）拡散方程式の回帰分析

塩化物イオン量は、気中帯、干満帯及び海中帯のそれぞれに対して、3箇所のコア採取により測定している。測定位置及び測定結果は、「別紙 11 添付 1 塩化物イオン濃度の測定位置図」及び「別紙 11 添付 3 塩化物イオン濃度及び量の測定結果」に示す。

拡散方程式（D、 C_0 ）は、気中帯、干満帯及び海中帯のそれぞれに対して、測定された塩化物イオン量を回帰分析することで評価する。

なお、回帰分析に当たっては、中性化の影響の可能性*1を考慮し、コンクリート表面に近い領域の測定値について、「中性化の影響を考慮するケース」と「中性化の影響を考慮しないケース」の比較を行った結果、回帰分析における精度が高い傾向にある「中性化の影響を考慮しないケース」を採用した。気中帯、干満帯及び海中帯の回帰分析結果を図 1 に示す。

* 1：コンクリート委員会・規準関連小委員会 土木学会規準「実構造物におけるコンクリート中の全塩化物イオン分布の測定方法（案）（JSCE-G 573-2003）」（以下、土木学会規準（案）という。）

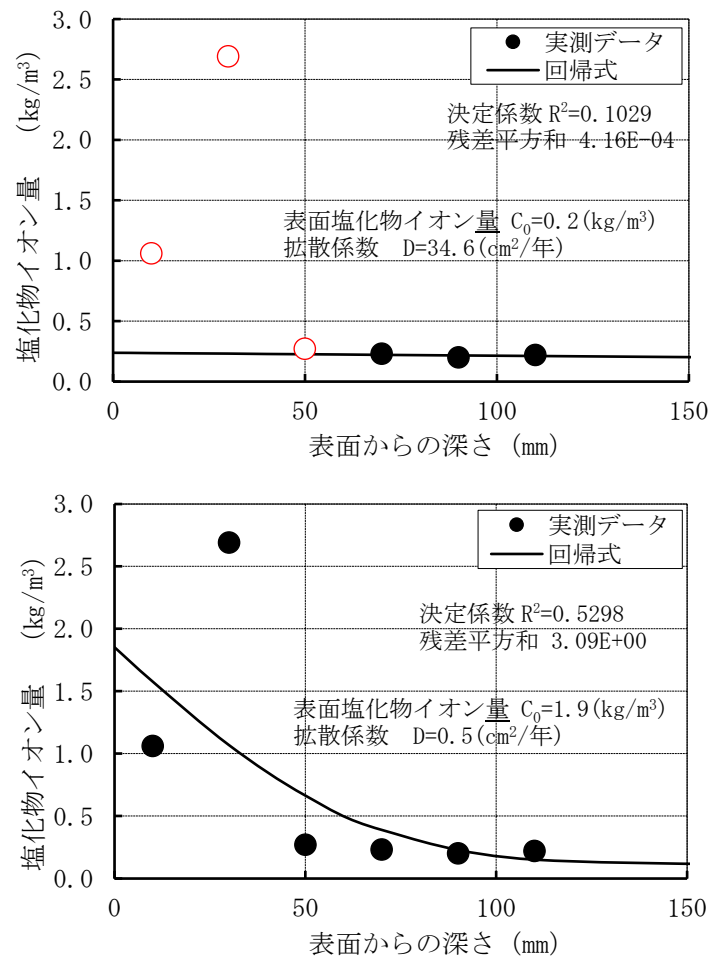


図 1 (1/9) 取水構造物気中帯 (SP-ci-3u-1) の回帰分析結果
 (上：中性化考慮あり、下：中性化考慮なし) [○データを棄却]

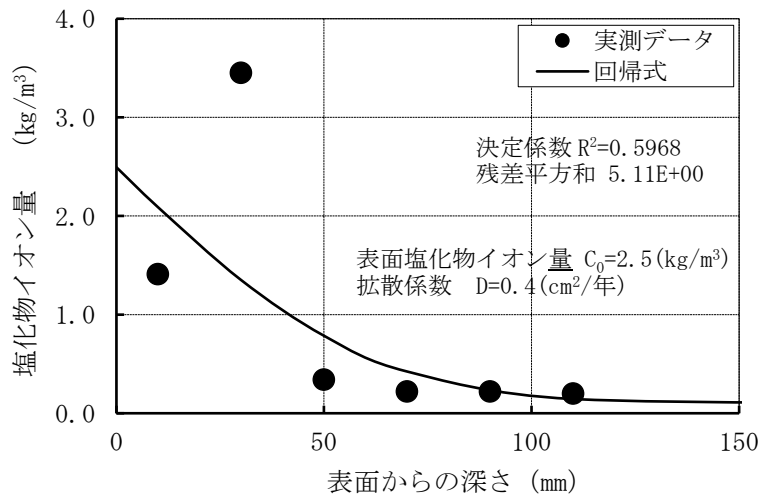
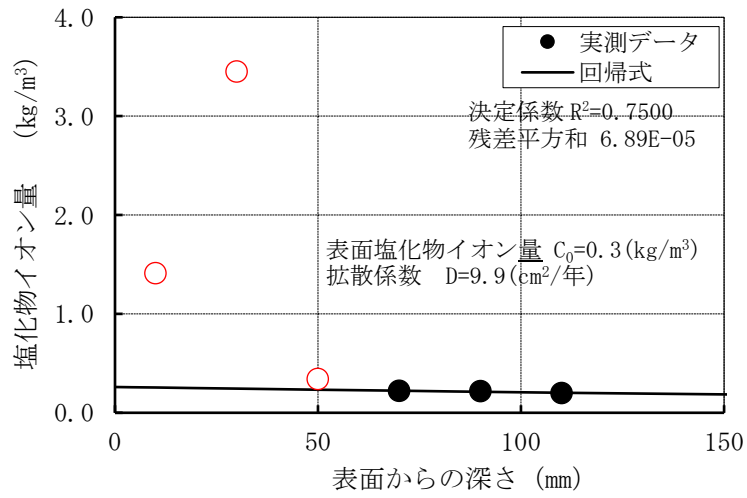


図 1 (2/9) 取水構造物気中帯 (SP-ci-3u-2) の回帰分析結果
(上：中性化考慮あり、下：中性化考慮なし) [○データを棄却]

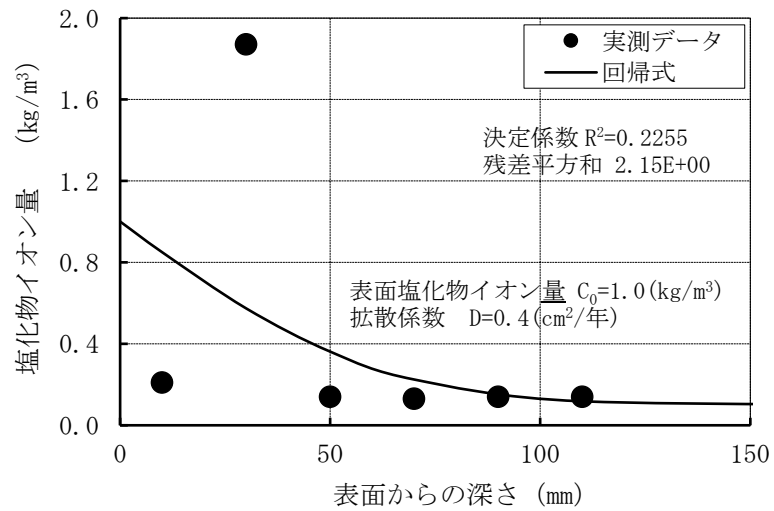
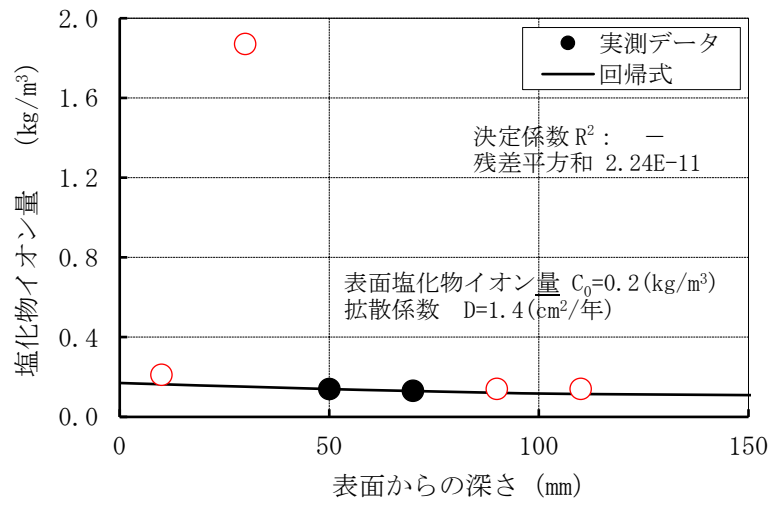


図 1 (3/9) 取水構造物気中帯 (SP-ci-3u-3) の回帰分析結果
(上: 中性化考慮あり、下: 中性化考慮なし) [○データを棄却]

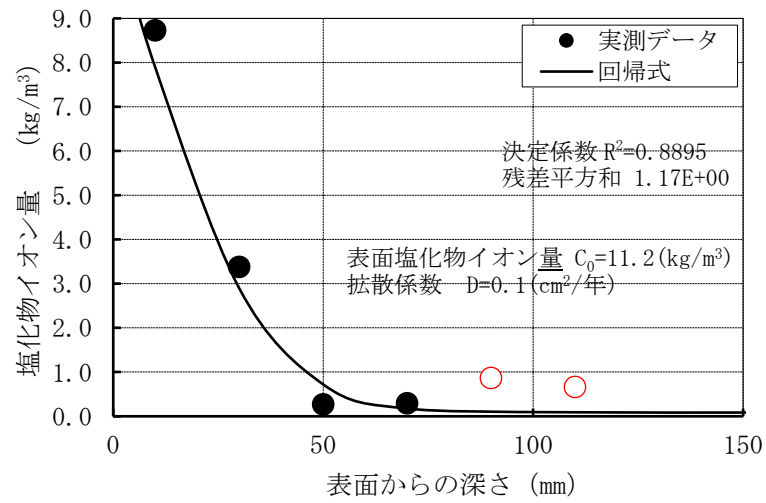
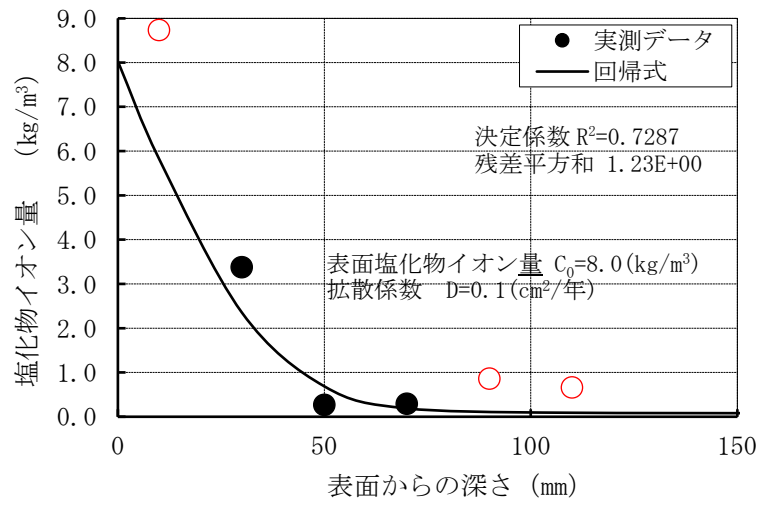


図 1 (4/9) 取水構造物干満帯 (SP-ci-3u-4) の回帰分析結果
(上: 中性化考慮あり、下: 中性化考慮なし) [○データを棄却]

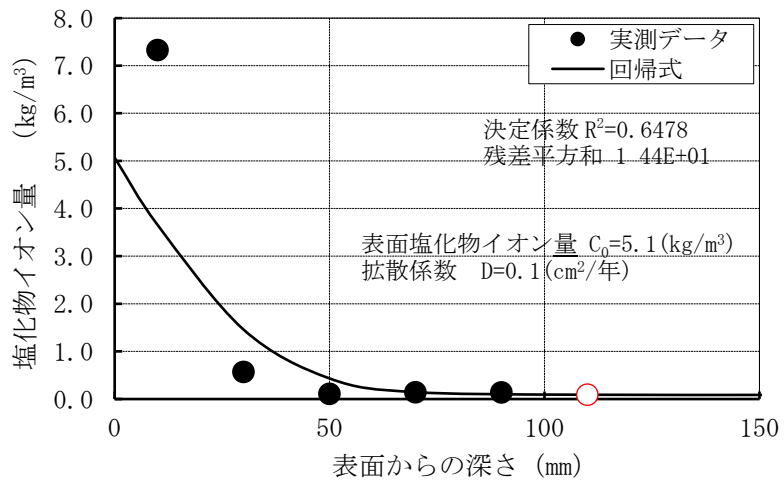
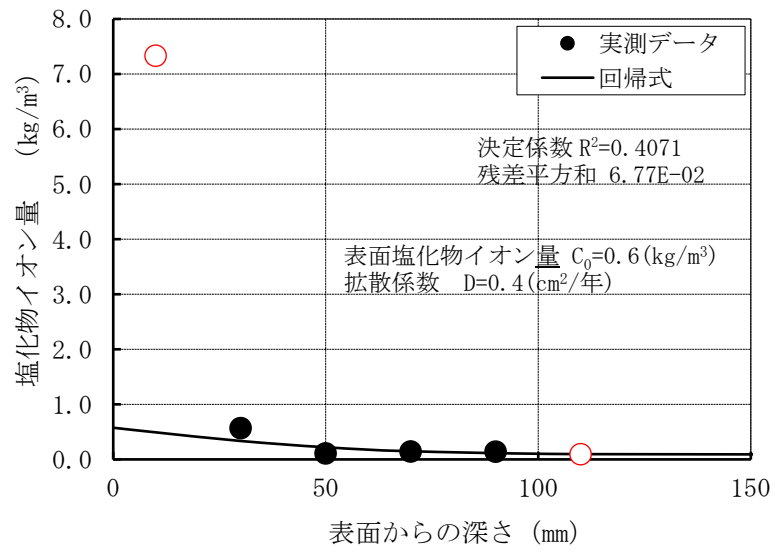


図 1 (5/9) 取水構造物干満帯 (SP-ci-3u-5) の回帰分析結果
(上: 中性化考慮あり、下: 中性化考慮なし) [○データを棄却]

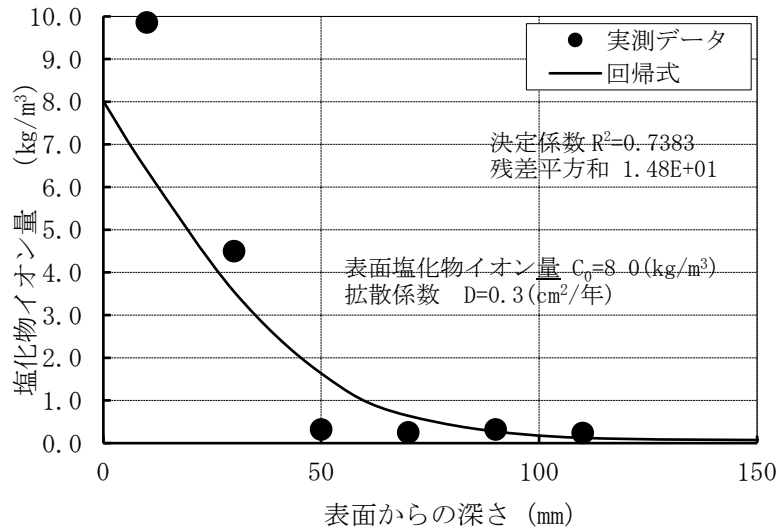
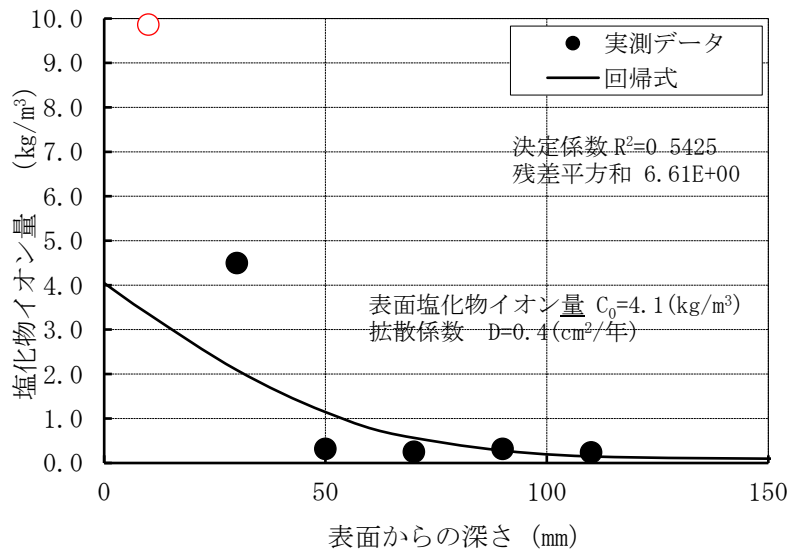


図 1 (6/9) 取水構造物干満帯 (SP-ci-3u-6) の回帰分析結果
(上：中性化考慮あり、下：中性化考慮なし) [○データを棄却]

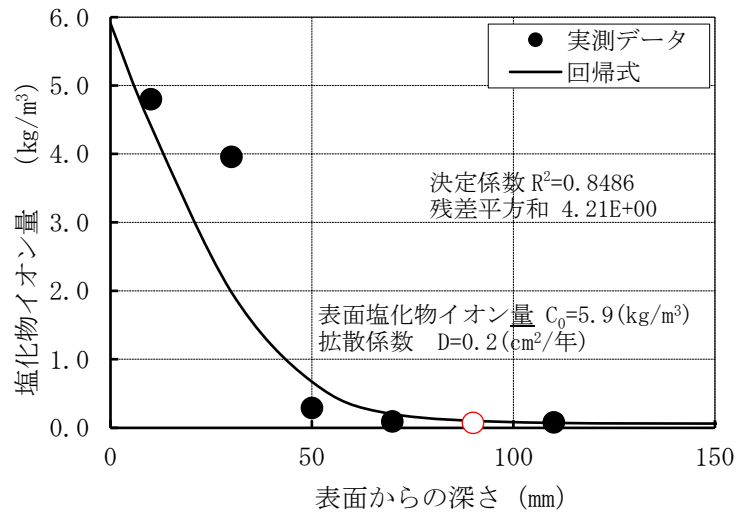
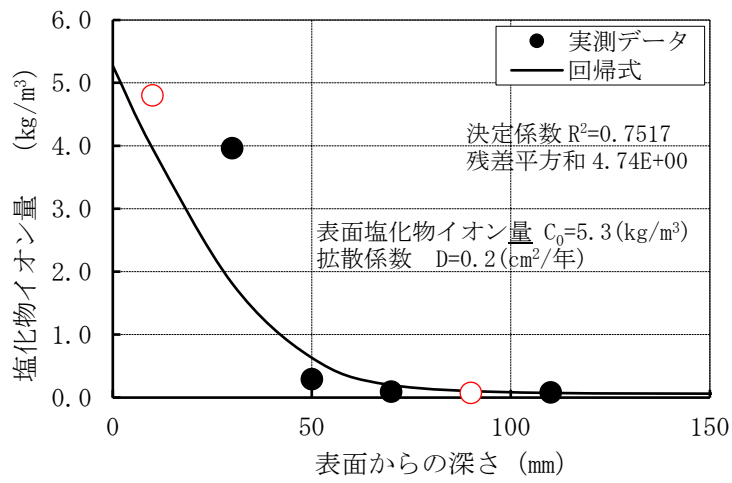


図 1 (7/9) 取水構造物海中帯 (SP-ci-3u-7) の回帰分析結果
(上：中性化考慮あり、下：中性化考慮なし) [○データを棄却]

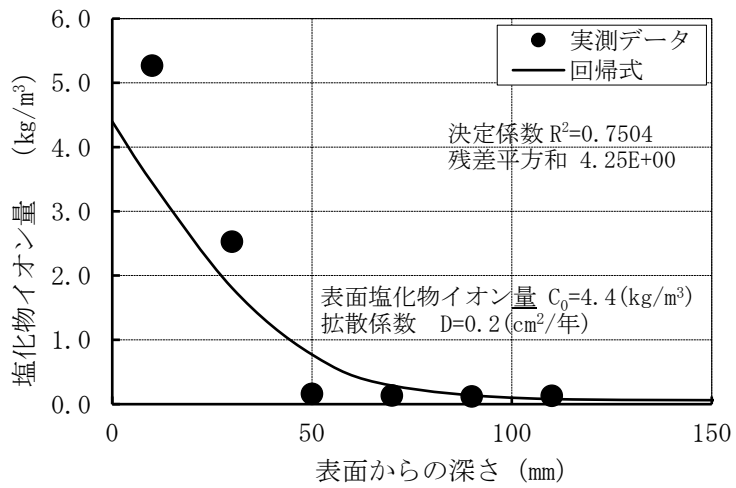
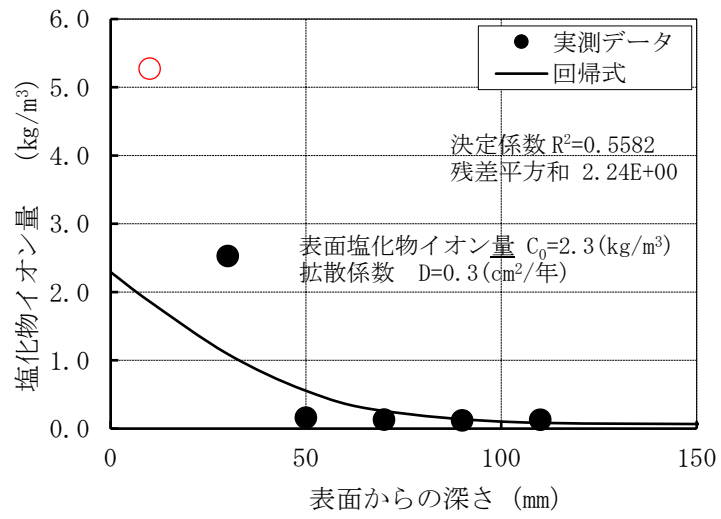


図 1 (8/9) 取水構造物海中帯 (SP-ci-3u-8) の回帰分析結果
(上: 中性化考慮あり、下: 中性化考慮なし) [○データを棄却]

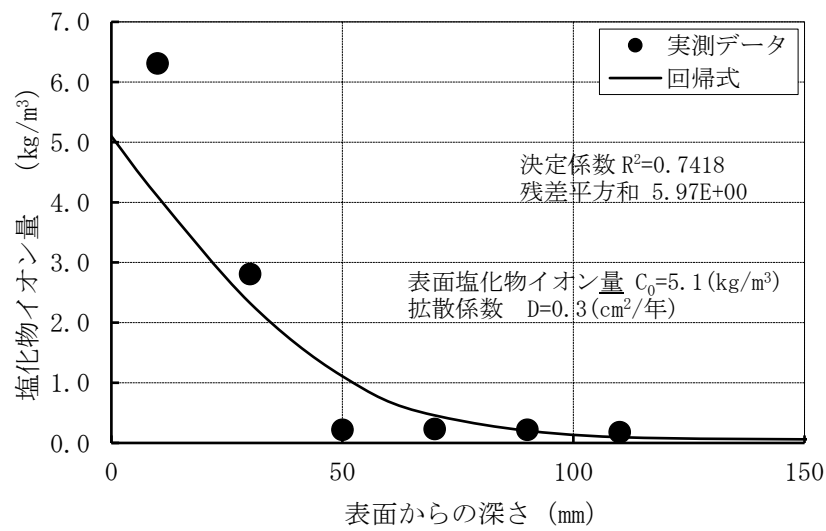
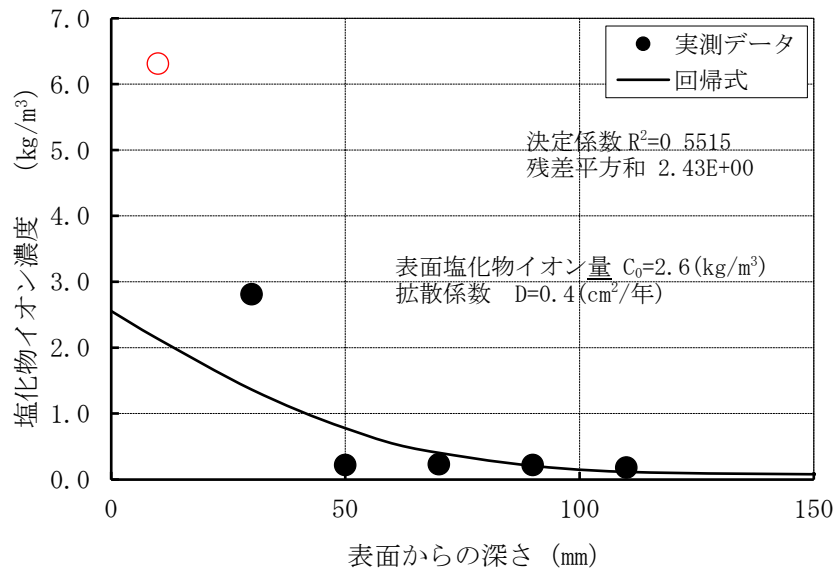


図 1 (9/9) 取水構造物海中帯 (SP-ci-3u-9) の回帰分析結果
(上: 中性化考慮あり、下: 中性化考慮なし) [○データを棄却]

(2) 鉄筋の腐食減量

1) 評価結果

上記、拡散方程式の回帰分析で求めたコンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数 (D) 及びコンクリート表面の塩化物イオン量 (Co) を森永式に展開し、鉄筋の腐食減量 (気中帯、干満帯、海中帯) を算定した。「調査時点」、「運転開始後 60 年経過時点」及び、「かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点」のそれぞれの算定結果を比較して選定した結果を表 3 に示す。

運転開始後 60 年経過時点の鉄筋の腐食減量が、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、上記結果 (気中帯、干満帯、海中帯) は、3 本のコア測定値の平均値を用いた場合である。それぞれ単独コアで見た場合でも、運転開始後 60 年経過時点の鉄筋の腐食減量が、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ており、その結果については後述する。

表 3 鉄筋の腐食減量の結果

気中帯 (3 本コア平均)		干満帯 (3 本コア平均)		海中帯 (3 本コア平均)	
運転開始後経過年数	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4} \text{g/cm}^2$)	運転開始後経過年数	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4} \text{g/cm}^2$)	運転開始後経過年数	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4} \text{g/cm}^2$)
調査時点 (28 年)	3.5	調査時点 (28 年)	8.9	調査時点 (28 年)	1.2
運転開始後 60 年経過時点	7.5	運転開始後 60 年経過時点	18.7	運転開始後 60 年経過時点	2.5
かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点	86.4	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点	90.1	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点	87.0

2) 単独コアの確認結果

① 気中帯について

気中帯は、コンクリートが空気に曝される状況下であり、中性化の作用を受けている可能性があることから、土木学会規準（案）に示された「中性化した領域及びそこから 1 cm 以内の深部で採取された試料から得られた結果は、回帰分析を行う際には用いないほうがよい。」を参考に、気中帯の中性化深さ測定結果 + 1 cm の領域を含む塩化物イオン量のデータを用いる場合と用いない場合の影響を確認した。

■ コア（3箇所）の塩化物イオン濃度及び量測定結果

塩化物イオンの測定結果を表 4 に示す。測定結果（水色部）が中性化の作用が考えられる領域のデータである。

表 4 コアの塩化物イオン濃度及び量測定値（気中帯：3箇所）

コア 番号	単位	塩化物イオン濃度及び量					
		0～20mm	20～40mm	40～60mm	60～80mm	80～100mm	100～120mm
SP-ci-3u-1	%	0.05	0.12	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	1.06	2.69	0.27	0.23	0.20	0.22
SP-ci-3u-2	%	0.06	0.16	0.02	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	1.41	3.45	0.34	0.22	0.22	0.20
SP-ci-3u-3	%	0.01	0.08	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	0.21	1.87	0.14	0.13	0.14	0.14
平均値	%	0.04	0.12	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	0.89	2.67	0.25	0.19	0.19	0.19

■ 各ケース単独コアの確認

塩化物イオン量測定結果及び表面付近領域の中性化影響の考慮有無が鉄筋の腐食減量結果に及ぼす影響について、「調査時点」、「運転開始後 60 年経過時点」及び、「かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点」を比較して表 5, 6 に示す。

いずれのパターンにおいても、運転開始後 60 年経過時点の鉄筋の腐食減量が、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大きく下回っていることを確認した。

表 5 鉄筋の腐食減量の算定結果（気中帯）
【中性化の影響を考慮するケース】

SP-ci-3u-1		SP-ci-3u-2		SP-ci-3u-3		3本コア平均*1	
運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)
23	2.9	23	2.9	23	2.9	23	2.9
24	3.0	24	3.0	24	3.0	24	3.0
25	3.1	25	3.1	25	3.2	25	3.2
26	3.3	26	3.3	26	3.3	26	3.3
27	3.4	27	3.4	27	3.4	27	3.4
28	3.5	28	3.5	28	3.5	28	3.5
29	3.6	29	3.6	29	3.7	29	3.6
30	3.8	30	3.8	30	3.8	30	3.8
31	3.9	31	3.9	31	3.9	31	3.9
32	4.0	32	4.0	32	4.0	32	4.0
33	4.1	33	4.1	33	4.1	33	4.1

55	6.8	55	6.8	55	6.9	55	6.9
56	7.0	56	7.0	56	7.0	56	7.0
57	7.1	57	7.1	57	7.1	57	7.1
58	7.2	58	7.2	58	7.2	58	7.2
59	7.3	59	7.3	59	7.4	59	7.3
60	7.4	60	7.5	60	7.5	60	7.5
61	7.6	61	7.6	61	7.6	61	7.6
62	7.7	62	7.7	62	7.7	62	7.7
63	7.8	63	7.8	63	7.9	63	7.8
64	7.9	64	7.9	64	8.0	64	8.0
65	8.1	65	8.1	65	8.1	65	8.1

696	85.8	696	85.9	695	85.7		
697	85.9	697	86.0	696	85.9		
698	86.0	698	86.1	697	86.0		
699	86.2	699	86.2	698	86.1		
700	86.3	700	86.3	699	86.2		
701*2	86.4	701*2	86.5	700*2	86.4		
702	86.5	702	86.6	701	86.5		
703	86.7	703	86.7	702	86.6		
704	86.8	704	86.8	703	86.7		
705	86.9	705	87.0	704	86.9		
706	87.0	706	87.1	705	87.0		

* 1 : 四捨五入のため、単独コアの平均結果が3本コア平均の値と合わない場合がある

* 2 : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

表 6 鉄筋の腐食減量の算定結果 (気中帯)
【中性化の影響を考慮しないケース】

SP-ci-3u-1		SP-ci-3u-2		SP-ci-3u-3		3本コア平均*1	
運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)
23	2.9	23	2.9	23	2.9	23	2.9
24	3.0	24	3.0	24	3.0	24	3.0
25	3.2	25	3.2	25	3.2	25	3.2
26	3.3	26	3.3	26	3.3	26	3.3
27	3.4	27	3.4	27	3.4	27	3.4
28	3.5	28	3.5	28	3.5	28	3.5
29	3.6	29	3.6	29	3.7	29	3.7
30	3.8	30	3.8	30	3.8	30	3.8
31	3.9	31	3.9	31	3.9	31	3.9
32	4.0	32	4.0	32	4.0	32	4.0
33	4.1	33	4.1	33	4.1	33	4.1

55	6.9	55	6.9	55	6.9	55	6.9
56	7.0	56	7.0	56	7.0	56	7.0
57	7.2	57	7.2	57	7.1	57	7.2
58	7.3	58	7.3	58	7.2	58	7.3
59	7.4	59	7.4	59	7.3	59	7.4
60	7.5	60	7.6	60	7.5	60	7.5
61	7.7	61	7.7	61	7.6	61	7.7
62	7.8	62	7.8	62	7.7	62	7.8
63	7.9	63	8.0	63	7.8	63	7.9
64	8.1	64	8.1	64	8.0	64	8.0
65	8.2	65	8.2	65	8.1	65	8.2

574	85.6	535	85.5	652	85.7		
575	85.7	536	85.7	653	85.8		
576	85.9	537	85.8	654	86.0		
577	86.1	538	86.0	655	86.1		
578	86.2	539	86.2	656	86.2		
579*2	86.4	540*2	86.4	657*2	86.4		
580	86.6	541	86.6	658	86.5		
581	86.7	542	86.7	659	86.6		
582	86.9	543	86.9	660	86.8		
583	87.0	544	87.1	661	86.9		
584	87.2	545	87.3	662	87.1		

□ : 技術評価書に記載の値

* 1 : 四捨五入のため、単独コアの平均結果が3本コア平均の値と合わない場合がある

* 2 : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

②干満帯について

干満帯は、気中帯と同様に外気環境に曝される状態であると想定し、土木学会規準(案)に示された「中性化した領域及びそこから1 cm 以内の深部で採取された試料から得られた結果は、回帰分析を行う際には用いないほうがよい。」を参考に、干満帯の中性化深さ測定結果+1 cm の領域を含む塩化物イオン量のデータを用いる場合と用いない場合の影響を確認した。

■コア(3箇所)の塩化物イオン濃度及び量測定結果

塩化物イオンの測定結果を表7に示す。なお、測定結果(水色部)が中性化の作用が考えられる領域のデータである。

表7 コアの塩化物イオン濃度及び量測定値(干満帯:3箇所)

コア番号	単位	塩化物イオン濃度及び量					
		0~20mm	20~40mm	40~60mm	60~80mm	80~100mm	100~120mm
SP-ci-3u-4	%	0.40	0.15	0.01	0.01	0.04	0.03
	kg/m ³	8.73	3.38	0.27	0.29	0.86	0.66
SP-ci-3u-5	%	0.32	0.03	0.01	0.01	0.01	0.00
	kg/m ³	7.33	0.57	0.11	0.14	0.14	0.09
SP-ci-3u-6	%	0.44	0.20	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	9.86	4.50	0.32	0.25	0.32	0.24
平均値	%	0.39	0.13	0.01	0.01	0.02	0.01
	kg/m ³	8.64	2.82	0.23	0.23	0.44	0.33

■各ケース単独コアの確認

塩化物イオン量測定結果及び表面付近領域の中性化影響の考慮有無が鉄筋の腐食減量結果に及ぼす影響について、「調査時点」、「運転開始後60年経過時点」及び、「かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点」を比較して表8,9に示す。

いずれのパターンにおいても、運転開始後60年経過時点の鉄筋の腐食減量が、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大きく下回っていることを確認した。

表 8 鉄筋の腐食減量の算定結果 (干満帯)
【中性化の影響を考慮するケース】

SP-ci-3u-4		SP-ci-3u-5		SP-ci-3u-6		3本コア平均*1	
運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)
23	7.4	23	7.4	23	7.3	23	7.4
24	7.7	24	7.7	24	7.6	24	7.7
25	8.0	25	8.0	25	7.9	25	8.0
26	8.3	26	8.3	26	8.2	26	8.3
27	8.6	27	8.6	27	8.5	27	8.6
28	8.9	28	8.9	28	8.8	28	8.9
29	9.3	29	9.2	29	9.1	29	9.2
30	9.6	30	9.5	30	9.4	30	9.5
31	9.9	31	9.9	31	9.7	31	9.8
32	10.2	32	10.2	32	10.0	32	10.1
33	10.5	33	10.5	33	10.3	33	10.4

55	17.1	55	17.2	55	16.9	55	17.1
56	17.4	56	17.5	56	17.2	56	17.4
57	17.7	57	17.8	57	17.5	57	17.7
58	18.0	58	18.1	58	17.8	58	18.0
59	18.3	59	18.4	59	18.2	59	18.3
60	18.6	60	18.7	60	18.5	60	18.6
61	18.9	61	19.0	61	18.8	61	18.9
62	19.2	62	19.3	62	19.1	62	19.2
63	19.5	63	19.6	63	19.4	63	19.5
64	19.8	64	19.9	64	19.7	64	19.8
65	20.1	65	20.2	65	20.1	65	20.1

249	88.3	295	88.8	247	88.3		
250	88.7	296	89.1	248	88.8		
251	89.2	297	89.4	249	89.2		
252	89.6	298	89.7	250	89.6		
253	90.0	299	90.0	251	90.0		
254*2	90.5	300*2	90.3	252*2	90.4		
255	90.9	301	90.6	253	90.8		
256	91.4	302	90.9	254	91.2		
257	91.8	303	91.2	255	91.7		
258	92.3	304	91.5	256	92.1		
259	92.7	305	91.8	257	92.5		

* 1 : 四捨五入のため、単独コアの平均結果が3本コア平均の値と合わない場合がある

* 2 : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

表 9 鉄筋の腐食減量の算定結果 (干満帯)
【中性化の影響を考慮しないケース】

SP-ci-3u-4		SP-ci-3u-5		SP-ci-3u-6		3本コア平均*1	
運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)
23	7.4	23	7.4	23	7.3	23	7.4
24	7.7	24	7.7	24	7.6	24	7.7
25	8.0	25	8.0	25	7.9	25	8.0
26	8.3	26	8.3	26	8.2	26	8.3
27	8.6	27	8.6	27	8.5	27	8.6
28	8.9	28	8.9	28	8.8	28	8.9
29	9.3	29	9.3	29	9.1	29	9.2
30	9.6	30	9.6	30	9.4	30	9.5
31	9.9	31	9.9	31	9.7	31	9.8
32	10.2	32	10.2	32	10.0	32	10.1
33	10.5	33	10.5	33	10.3	33	10.4

55	17.2	55	17.2	55	17.1	55	17.2
56	17.5	56	17.5	56	17.4	56	17.5
57	17.8	57	17.8	57	17.7	57	17.8
58	18.1	58	18.1	58	18.0	58	18.1
59	18.4	59	18.4	59	18.4	59	18.4
60	18.7	60	18.7	60	18.7	60	18.7
61	19.0	61	19.0	61	19.0	61	19.0
62	19.3	62	19.3	62	19.4	62	19.3
63	19.6	63	19.6	63	19.7	63	19.6
64	19.9	64	19.9	64	20.1	64	19.9
65	20.2	65	20.2	65	20.4	65	20.3

240	87.8	270	88.5	214	87.6		
241	88.3	271	88.9	215	88.1		
242	88.8	272	89.2	216	88.6		
243	89.3	273	89.6	217	89.2		
244	89.8	274	90.0	218	89.7		
245*2	90.3	275*2	90.4	219*2	90.2		
246	90.7	276	90.7	220	90.8		
247	91.2	277	91.1	221	91.3		
248	91.7	278	91.5	222	91.8		
249	92.2	279	91.9	223	92.4		
250	92.7	280	92.3	224	92.9		

□ : 技術評価書に記載の値

* 1 : 四捨五入のため、単独コアの平均結果が3本コア平均の値と合わない場合がある

* 2 : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

③海中帯について

海中帯は、常に海水に浸かっている状況下であるが、土木学会規準(案)を参考に、中性化の作用が考えられる領域の塩化物イオン量のデータを用いる場合と用いない場合の影響を確認した。

■コア（3箇所）の塩化物イオン濃度及び量測定結果

塩化物イオンの測定結果を表 10 に測定結果を示す。なお測定結果（水色部）が構造物表面から深さ約 1 cm の領域を含むデータである。

表 10 コアの塩化物イオン濃度及び量測定値（海中帯：3箇所）

コア 番号	単位	塩化物イオン濃度及び量					
		0～20mm	20～40mm	40～60mm	60～80mm	80～100mm	100～120mm
SP-ci-3u-7	%	0.21	0.18	0.01	0.00	0.00	0.00
	kg/m ³	4.80	3.96	0.29	0.09	0.07	0.08
SP-ci-3u-8	%	0.23	0.11	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	5.27	2.53	0.16	0.13	0.12	0.13
SP-ci-3u-9	%	0.29	0.13	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	6.31	2.81	0.22	0.23	0.22	0.18
平均値	%	0.24	0.14	0.01	0.01	0.01	0.01
	kg/m ³	5.46	3.10	0.22	0.15	0.14	0.13

■各ケース単独コアの確認

塩化物イオン量測定結果及び表面付近領域の中性化影響の考慮有無が鉄筋の腐食減量結果に及ぼす影響について、「調査時点」、「運転開始後 60 年経過時点」及び、「かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点」を比較して表 11, 12 に示す。

いずれのパターンにおいても、運転開始後 60 年経過時点の鉄筋の腐食減量が、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大きく下回っていることを確認した。

表 11 鉄筋の腐食減量の算定結果 (海中帯)
【中性化の影響を考慮するケース】

SP-ci-3u-7		SP-ci-3u-8		SP-ci-3u-9		3本コア平均*1	
運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)
23	0.9	23	0.9	23	1.1	23	1.0
24	1.0	24	1.0	24	1.2	24	1.0
25	1.0	25	1.0	25	1.2	25	1.1
26	1.0	26	1.0	26	1.3	26	1.1
27	1.1	27	1.1	27	1.3	27	1.2
28	1.1	28	1.1	28	1.4	28	1.2
29	1.2	29	1.2	29	1.4	29	1.2
30	1.2	30	1.2	30	1.5	30	1.3
31	1.2	31	1.2	31	1.5	31	1.3
32	1.3	32	1.3	32	1.6	32	1.4
33	1.3	33	1.3	33	1.6	33	1.4

55	2.3	55	2.3	55	2.8	55	2.5
56	2.3	56	2.4	56	2.8	56	2.5
57	2.4	57	2.4	57	2.8	57	2.5
58	2.4	58	2.5	58	2.8	58	2.6
59	2.5	59	2.5	59	2.8	59	2.6
60	2.5	60	2.6	60	2.8	60	2.6
61	2.5	61	2.6	61	2.8	61	2.7
62	2.6	62	2.7	62	2.8	62	2.7
63	2.6	63	2.7	63	2.8	63	2.7
64	2.7	64	2.8	64	2.8	64	2.8
65	2.7	65	2.8	65	2.8	65	2.8

1209	85.9	2154	86.1	1626	87.7		
1210	86.0	2155	86.2	1627	87.8		
1211	86.1	2156	86.2	1628	87.9		
1212	86.2	2157	86.3	1629	87.9		
1213	86.3	2158	86.3	1630	88.0		
1214*2	86.4	2159*2	86.4	1631*2	88.1		
1215	86.5	2160	86.4	1632	88.1		
1216	86.5	2161	86.5	1633	88.2		
1217	86.6	2162	86.5	1634	88.3		
1218	86.7	2163	86.6	1635	88.3		
1219	86.8	2164	86.6	1636	88.4		

* 1 : 四捨五入のため、単独コアの平均結果が3本コア平均の値と合わない場合がある

* 2 : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

表 12 鉄筋の腐食減量の算定結果 (海中帯)
【中性化の影響を考慮しないケース】

SP-ci-3u-7		SP-ci-3u-8		SP-ci-3u-9		3本コア平均※1	
運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	運転開始後 経過年数	鉄筋の 腐食減量 ($\times 10^{-4}$ g/cm ²)
23	0.9	23	0.9	23	1.1	23	1.0
24	1.0	24	1.0	24	1.1	24	1.0
25	1.0	25	1.0	25	1.2	25	1.1
26	1.0	26	1.0	26	1.2	26	1.1
27	1.1	27	1.1	27	1.3	27	1.2
28	1.1	28	1.1	28	1.3	28	1.2
29	1.2	29	1.2	29	1.4	29	1.2
30	1.2	30	1.2	30	1.4	30	1.3
31	1.2	31	1.2	31	1.5	31	1.3
32	1.3	32	1.3	32	1.6	32	1.4
33	1.3	33	1.3	33	1.6	33	1.4

55	2.3	55	2.4	55	2.4	55	2.3
56	2.3	56	2.4	56	2.4	56	2.4
57	2.4	57	2.5	57	2.4	57	2.4
58	2.4	58	2.5	58	2.4	58	2.5
59	2.5	59	2.6	59	2.4	59	2.5
60	2.5	60	2.6	60	2.4	60	2.5
61	2.6	61	2.7	61	2.5	61	2.6
62	2.6	62	2.7	62	2.5	62	2.6
63	2.7	63	2.8	63	2.5	63	2.6
64	2.7	64	2.8	64	2.5	64	2.7
65	2.8	65	2.8	65	2.5	65	2.7

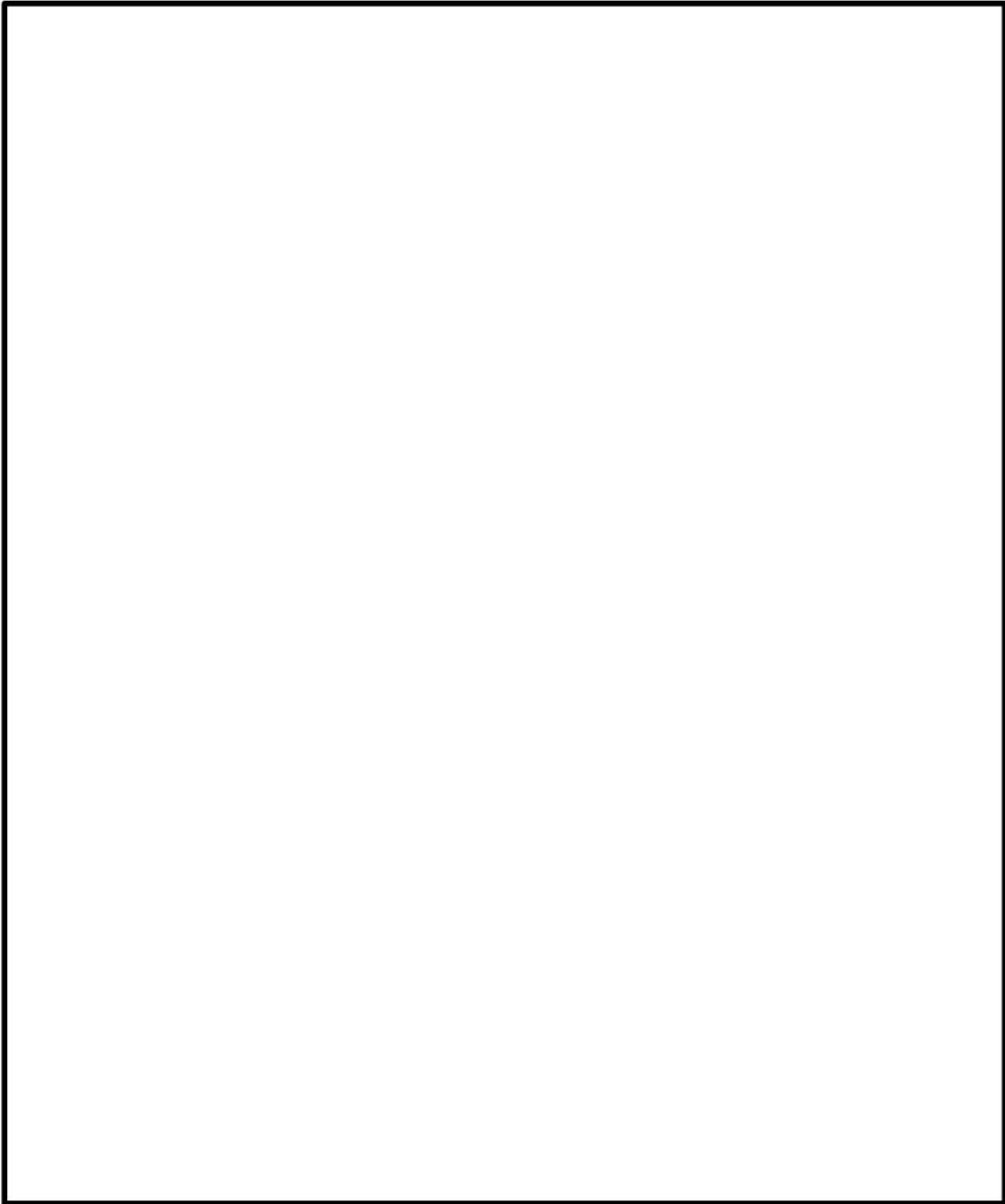
1112	85.9	1285	86.0	971	87.5		
1113	86.0	1286	86.1	972	87.6		
1114	86.1	1287	86.2	973	87.8		
1115	86.2	1288	86.3	974	87.9		
1116	86.3	1289	86.3	975	88.0		
1117*2	86.4	1290*2	86.4	976*2	88.1		
1118	86.5	1291	86.5	977	88.2		
1119	86.6	1292	86.6	978	88.4		
1120	86.7	1293	86.7	979	88.5		
1121	86.8	1294	86.8	980	88.6		
1122	86.9	1295	86.9	981	88.7		

□ : 技術評価書に記載の値

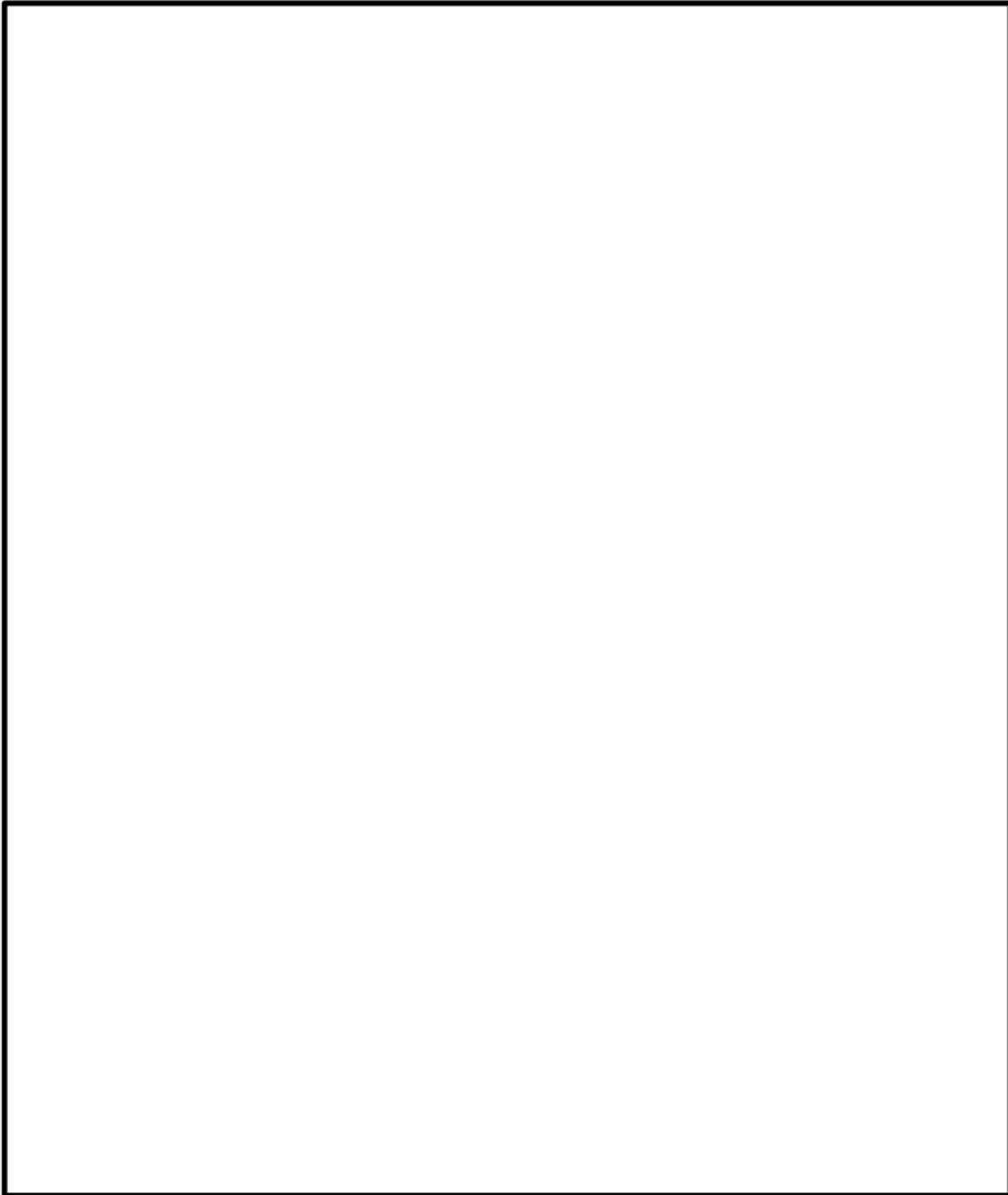
* 1 : 四捨五入のため、単独コアの平均結果が3本コア平均の値と合わない場合がある

* 2 : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点

タイトル	機械振動の評価対象の選定過程について																																																	
説明	<p>「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 付属書C 添付資料-4 経年劣化メカニズムまとめ表-PWR」を踏まえ、タービン架台及び非常用ディーゼル発電設備基礎を選定した。 表 1 に主要な機器の定格出力及び重量を示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 主要な機器の定格出力及び重量</p> <table border="1" data-bbox="411 638 1351 1395"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>運転状態</th> <th>定格出力(kW)</th> <th>重量(kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧タービン</td> <td>連続</td> <td>1,180,000</td> <td>約 272,000</td> </tr> <tr> <td>低圧タービン</td> <td>連続</td> <td>1,180,000</td> <td>約 1,443,500</td> </tr> <tr> <td>海水ポンプ用電動機</td> <td>連続</td> <td>560</td> <td>約 19,900</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイポンプ用電動機</td> <td>一時</td> <td>940</td> <td>約 11,700</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">余熱除去ポンプ用電動機</td> <td>連続 (余熱除去時)</td> <td rowspan="2">400</td> <td rowspan="2">約 8,700</td> </tr> <tr> <td>一時 (低圧注入時)</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>一時</td> <td>7,100</td> <td>約 163,000</td> </tr> <tr> <td>電動補助給水ポンプ用電動機</td> <td>一時</td> <td>650</td> <td>約 5,600</td> </tr> <tr> <td>充てんポンプ用電動機</td> <td>連続</td> <td>550</td> <td>約 10,000</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ用電動機</td> <td>一時</td> <td>1,400</td> <td>約 18,800</td> </tr> <tr> <td>タービン動主給水ポンプタービン</td> <td>連続</td> <td>7,600</td> <td>約 68,700</td> </tr> <tr> <td>タービン動補助給水ポンプタービン</td> <td>一時</td> <td>1000</td> <td>約 2,000</td> </tr> </tbody> </table> <p>このうちディーゼル発電機については、動作確認等における一時的な運転のみでありタービン発電機と比較してその振動の大きさ、頻度の影響が小さいと言えるものの、運転状態の違いを考慮して念のため評価対象部位とした。 評価点は、局部的に影響を受ける可能性がある基礎ボルト周辺部とした。</p> <p>添付 1 評価対象部位平面図</p>	機器名称	運転状態	定格出力(kW)	重量(kg)	高圧タービン	連続	1,180,000	約 272,000	低圧タービン	連続	1,180,000	約 1,443,500	海水ポンプ用電動機	連続	560	約 19,900	格納容器スプレイポンプ用電動機	一時	940	約 11,700	余熱除去ポンプ用電動機	連続 (余熱除去時)	400	約 8,700	一時 (低圧注入時)	ディーゼル発電機	一時	7,100	約 163,000	電動補助給水ポンプ用電動機	一時	650	約 5,600	充てんポンプ用電動機	連続	550	約 10,000	高圧注入ポンプ用電動機	一時	1,400	約 18,800	タービン動主給水ポンプタービン	連続	7,600	約 68,700	タービン動補助給水ポンプタービン	一時	1000	約 2,000
機器名称	運転状態	定格出力(kW)	重量(kg)																																															
高圧タービン	連続	1,180,000	約 272,000																																															
低圧タービン	連続	1,180,000	約 1,443,500																																															
海水ポンプ用電動機	連続	560	約 19,900																																															
格納容器スプレイポンプ用電動機	一時	940	約 11,700																																															
余熱除去ポンプ用電動機	連続 (余熱除去時)	400	約 8,700																																															
	一時 (低圧注入時)																																																	
ディーゼル発電機	一時	7,100	約 163,000																																															
電動補助給水ポンプ用電動機	一時	650	約 5,600																																															
充てんポンプ用電動機	連続	550	約 10,000																																															
高圧注入ポンプ用電動機	一時	1,400	約 18,800																																															
タービン動主給水ポンプタービン	連続	7,600	約 68,700																																															
タービン動補助給水ポンプタービン	一時	1000	約 2,000																																															



評価対象部位平面図
(タービン建屋)



評価対象部位平面図
(原子炉周辺建屋)

タイトル	モルタルバー法の試験結果について				
説明	建設時（1987～1991）に実施したモルタルバー法の試験方法、試験条件（使用骨材等）及び試験結果等を以下に示す。				
区分	骨材産地	試験方法	試験結果 材令 6 ヶ月の 膨張率（%）	判定基準 有害な反応を起 こす可能性のあ る材令 6 ヶ月の 膨張率（%）	判定
粗骨材	碎石 (佐賀県東松浦郡* ¹ 鎮西町産)	JASS5N T-201* ³	0.003	0.10 以上	無害
細骨材 (混合砂) (海砂：山砂 =8：2)	海砂 (佐賀県東松浦郡* ¹ 呼子町産) 山砂 (福岡県糸島郡* ² 志摩町産)		0.004		
<p>* 1：現 唐津市</p> <p>* 2：現 糸島市</p> <p>* 3：日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事 T-201 骨材の反応性試験方法（案）」（1985）</p>					

タイトル	PCCVの供用期間中検査における検査対象テンドンの選定過程並びに検査の計画、要領及び結果について
説明	<p>供用期間中検査における、緊張力検査の対象テンドンの選定過程並びに検査の計画、要領及び結果を以下に示す。</p> <p>1. 緊張力検査の対象テンドンの選定過程</p> <p>1.1 テンドンのグルーピング グループは、フープテンドン 165 本、逆Uテンドン 90 本。</p> <p>1.2 検査テンドンの本数 各グループについて、グループ総本数の 2%。ただし、最小 3 本。</p> <p>1.3 検査テンドンの抽出 上記に従い、25 年目供用期間中検査（第 14 回定期検査）では、 フープテンドン H19、H48、H86^{*1}、H110、H153^{*1} 逆Uテンドン V18、V68^{*1}、V7 を選定した。</p> <p>* 1 各供用期間中検査にて検査を行うテンドン（履歴テンドン）</p> <p>2. 供用期間中検査の計画、要領及び結果</p> <p>2.1 供用期間中検査の計画 PCCVの供用期間中検査は、「玄海原子力発電所 保安規定に基づく土木建築業務要領」に基づき 1 回 / 5 年で実施している。</p> <p>2.2 供用期間中検査の要領 25 年目供用期間中検査（第 14 定期検査）の要領を以下に示す。</p> <p>①非破壊検査</p> <p>(1) 目視確認</p> <p>(a) コンクリート部 コンクリート表面のひび割れ、欠落等の有無を目視により確認する。</p> <p>(b) 緊張材（テンドン） 定着部 緊張材定着部の腐食、変形、割れ等の有無及び周辺コンクリート表面のひび割れ、欠落等の有無を目視により確認する。</p> <p>(2) 緊張力確認検査 測定板採取法により、テンドンの緊張力を測定する。</p> <p>(3) 防せい材検査 グリースキャップ中に封入されている防せい材より検査用サンプルを採取し、水溶性不純物（塩化物、硝酸塩、硫化物）、含水量、全アルカリ価について、第三者機関における検査結果を記録により確認する。</p>

表 各検査の判定基準

非破壊検査	目視検査	(a) コンクリート部 コンクリート表面に有意なひび割れ、欠落等がないこと。
		(b) 緊張材定着部 緊張材定着部に有意な腐食、変形、割れ等がないこと。 周辺コンクリート表面に有意なひび割れ、欠落等がないこと。
	緊張力確認検査	テンダンの緊張力が、下記の数値以上であること。 フープテンダン : 5.18 MN/本 逆Uテンダン : 5.01 MN/本
	防せい剤検査	各水溶性不純物が、下記の数値以下であること。 塩化物イオン : 10ppm 硝酸塩イオン : 10ppm 硫化物イオン : 10ppm 含水量が、重量比で 10%以下であること 全アルカリ価が、初期設置時の値の 50%以上であること。

2.3 外観検査・緊張力検査・防せい剤検査の結果

25年目供用期間中検査（第14回定期検査）の各検査において、判定基準を満たしていることを確認している。

なお、運転開始以降のPCCVの供用期間中検査（第1回、第3回、第5回、第8回、第12回及び第13回定期検査）についても同様に外観検査、緊張力確認検査及び防せい剤検査を行い、判定基準を満たしていることを確認している。

運転開始以降のPCCVの供用期間中検査における履歴テンダンの緊張力確認検査の結果を添付1に示す。

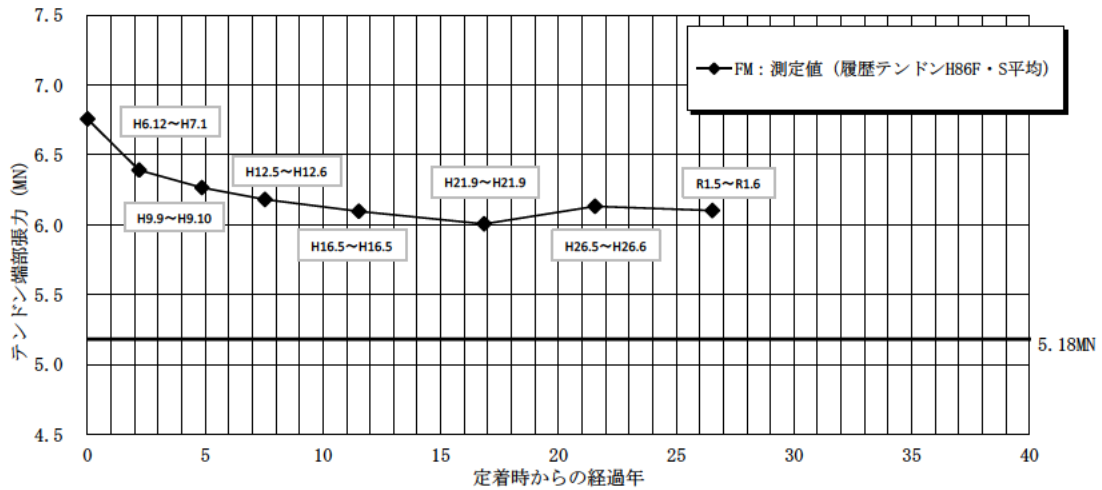
以上

添付1 運転開始以降のPCCV履歴テンダンの緊張力確認検査結果

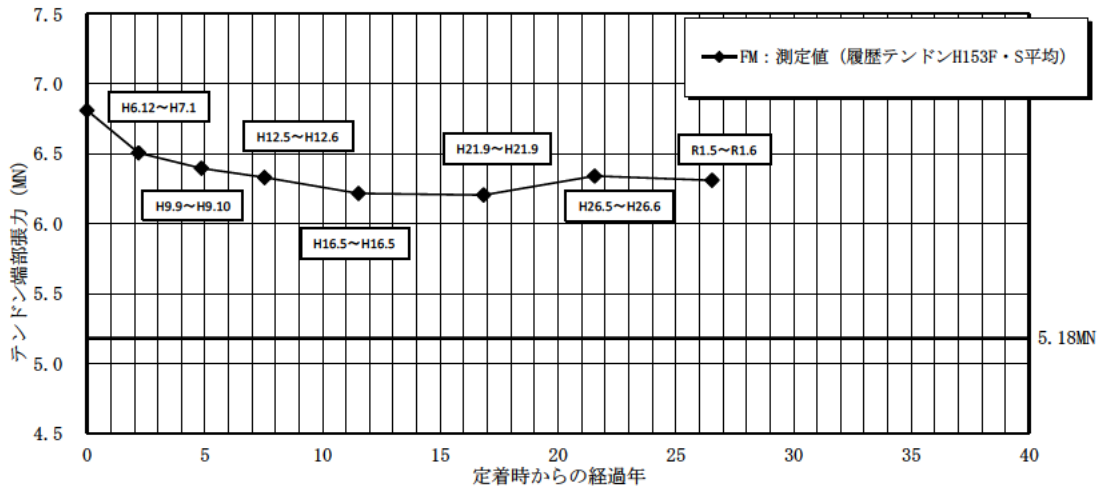
運転開始以降のPCCV履歴テンドンの緊張力確認検査結果

運転開始以降のPCCV履歴テンドンの緊張力の測定結果を図1に示す。予測と同様に緊張力の低下は、初期に大きく表れ時間の経過とともに緩やかになっている。また、設計要求値に対して余裕を持って推移していることが確認できる。

なお、緊張力が初期に大きく低下することに配慮し、「玄海原子力発電所3、4号機用プレストレストコンクリート格納容器に関する技術指針」(別紙)では、運転開始後1年目、3年目及び5年目に検査を実施することが定められている。玄海3号機においては、同指針に基づき、第1回、第3回及び第5回定期検査で供用期間中検査を実施している。」

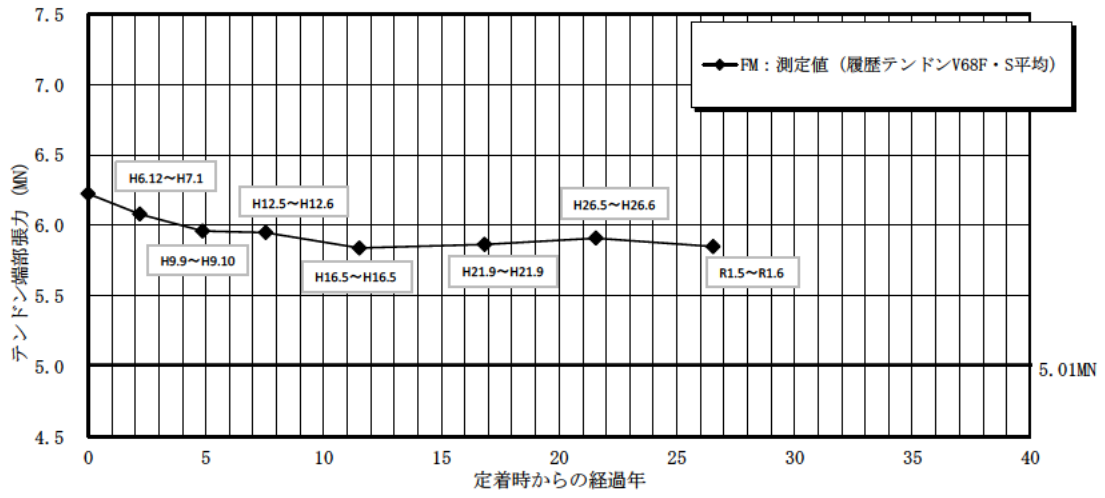


(a) フープテンドン(シリンダー部)



(b) フープテンドン(ドーム部)

図1 運転開始以降のPCCV履歴テンドンの緊張力の測定結果 (1/2)



(c) 逆Uテンドン

図 1 運転開始以降のPCCV履歴テンドンの緊張力の測定結果 (2/2)

玄海原子力発電所3、4号機用
プレストレストコンクリート格納容器に関する
技 術 指 針

昭 和 59年 10月

通商産業省資源エネルギー庁

公益事業部 火 力 課

公益事業部 原子力発電安全審査課

公益事業部 原子力発電安全管理課

6.3 供用期間中の点検及び試験

供用期間中に格納容器の構造上の健全性又は気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の変化の有無を目視により点検する。

付着を生じさせないプレストコンクリート格納容器については、供用期間中にP C鋼材並びに緊張材及び付属材料を対象として試験及び検査が行えるようにする。

また、全体漏えい率試験を定期的実施できるものとする。

6.3.1 目視点検

コンクリート、ライナプレート等の予め選定された箇所について目視により異常の有無を定期的に点検する。

6.3.2 全体漏えい率試験

全体漏えい率試験を行う場合は、JEAC-4203(1974)に準拠して実施する。

6.3.3 付着を生じさせないプレストレストコンクリート格納容器の試験及び検査

i) 試験項目

イ) 緊張力の確認試験

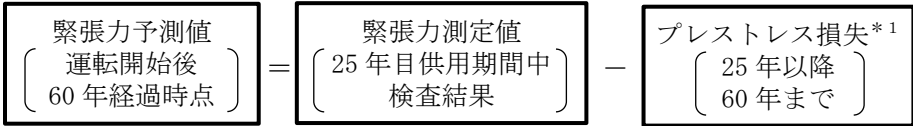
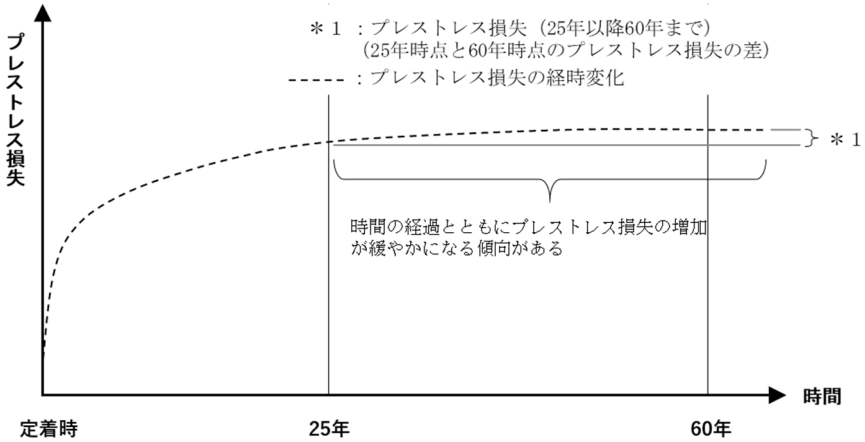
ロ) 緊張材付属材料の材料特性確認試験並びに緊張材定着具の腐食、局部的損傷及び防せい材漏えいの有無。

ii) 試験数量

イ) の試験の対象とする緊張材の数量は、各配置方向について全体を代表するよう適切に選択するものとし、運転開始後5年目までは、全体の4%とする。

iii) 試験及び検査の回数

検査及び試験の回数は、原則として運転開始後1年目、3年目及び5年目に各1回実施することとする。これ以降は、それまでの結果を検討して必要ある場合は、別途その実施を定めることとする。

<p>タイトル</p>	<p>テンドンの緊張力予測値の算定過程及び結果について</p>
<p>説明</p>	<p>1. 緊張力予測値の算定 運転開始後 60 年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、25 年目供用期間中検査（第 14 回定期検査）における緊張力測定値より 25 年以降 60 年目までのプレストレス損失を減じて算定している。（図 1）このため 25 年目供用期間中検査までの緊張力低下の傾向が反映されている。 緊張力予測値は、各テンドンの定着荷重が異なることや緊張力低下の傾向にばらつきがあることから、25 年目供用期間中検査におけるテンドンの緊張力測定値を起点とし算定した値の平均値とした。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図 1 緊張力予測値の算定イメージ</p> <p>* 1 プレストレス損失 (25 年以降 60 年まで) = プレストレス損失 (運転開始後 60 年経過時点) - プレストレス損失 (運転開始後 25 年経過時点)</p> <p>テンドンの緊張力低下の長期的な傾向は、プレストレス損失の増加が時間の経過とともに緩やかになる（図 2）ため、緊張力低下が緩やかになり、最終的にはほぼ一定となる（図 3）。運転開始後 60 年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、プレストレス損失の各要因の入力値を安全側にすることで保守的に算定している。 プレストレス損失の長期的な傾向を添付 1 「プレストレス損失の算定過程及び結果 1. プレストレス損失の長期的な傾向」に示す。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図 2 プレストレス損失の傾向とプレストレス損失の算定イメージ</p>

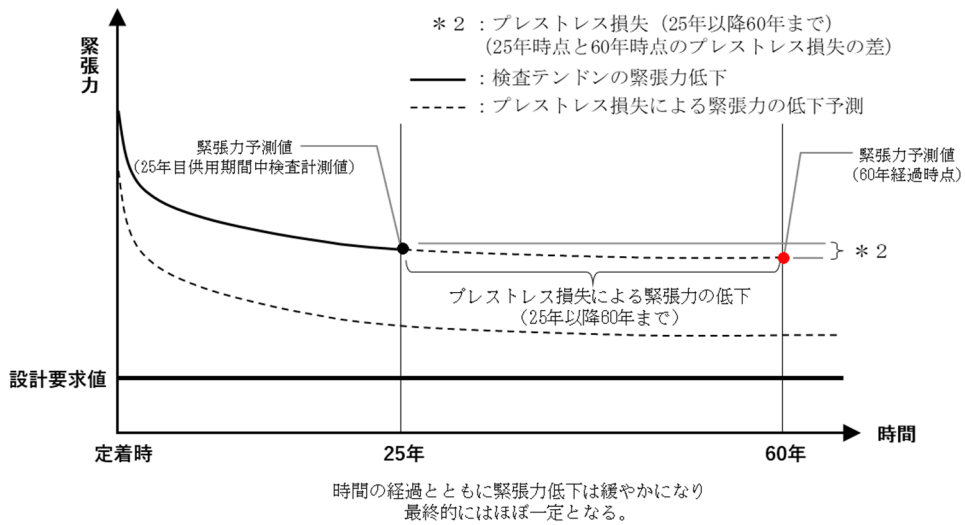


図3 テンダンの緊張力低下の傾向と緊張力予測のイメージ

2. プレストレス損失の算定

(1) プレストレス損失の算定方法

プレストレス損失は、第1回工事計画認可申請資料（総文第313号 昭和60年3月8日認可）（以下、「工事計画認可申請資料」という）の添付資料5-2に倣い算定している。

工事計画認可申請資料に、テンダンの有効張力に対するロスとして、コンクリートの弾性変形によるロス(Δf_1)、PC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf_2)、コンクリートのクリープによるロス(Δf_3)及びコンクリートの乾燥収縮によるロス(Δf_4)がある。緊張力予測値の算定にあたり、コンクリートの弾性変形によるロス(Δf_1)は、各テンダ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とならず、プレストレス損失は、PC鋼線のリラクセーション、コンクリートのクリープによるロス及びコンクリートの乾燥収縮によるロスにより算定される。

よって、プレストレス損失(Δf)の算定は、以下の式となる。

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

なお、プレストレス損失(Δf)の要因であるPC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf_2)、コンクリートのクリープによるロス(Δf_3)及びコンクリートの乾燥収縮によるロス(Δf_4)は、土木学会「プレストレストコンクリート標準示方書」(1978)（以下、「PC示方書」という）に準拠し、工事計画認可申請資料に記載している次式を用いて算出している。

- ・ PC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf_2)

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

- ・コンクリートのクリープによるロス (Δf_3)

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

- ・コンクリートの乾燥収縮によるロス (Δf_4)

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

- 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 (tr) : PC鋼線のリラクゼーション係数
- $\phi(t, t_0)$: コンクリートのクリープ係数
- $\varepsilon_s(t, t_0)$: 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時の入力値を添付 1 「プレストレス損失の算定過程及び結果 2. プレストレス損失の算定時の入力値」に示す。

(2) プレストレス損失の算定結果

運転開始後 25 年経過時点のプレストレス損失、運転開始後 60 年経過時点のプレストレス損失及び 25 年以降 60 年までのプレストレス損失の算定結果を添付 1 「プレストレス損失の算定過程及び結果 3. プレストレス損失の算定結果」に示す。

3. 緊張力予測値の算定結果

運転開始後 60 年経過時点の緊張力予測値を、添付 2 「緊張力予測値の算定結果」に示す。

テンドンの緊張力を予測した結果、運転開始後 60 年経過時点のテンドンの緊張力予測値はフープテンドン 6.11MN、逆Uテンドン 5.87MN となり、設計要求値（フープテンドン 5.18MN、逆Uテンドン 5.01MN）を上回る結果が得られた。

なお、25 年目供用期間中検査における緊張力測定値は、すべての検査テンドンにおいて設計要求値を上回ることを確認している。

また、緊張力検査及び定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検の結果、緊張力は設計要求値を十分に上回ることを確認しており、極端に設計要求値に近い値はないこと、定着具の有害な変形や破損及び周辺コンクリート部の有害なひび割れ等の損傷や劣化はないことから、今後テンドンの緊張力低下が急激に進展することはない。

添付 1 プレストレス損失の算定過程及び結果

添付 2 緊張力予測値の算定結果

プレストレス損失の算定過程及び結果

1. プレストレス損失の長期的な傾向

日本建築学会「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」(1998)に「コンクリートのクリープ及び乾燥収縮、PC鋼線のリラクセーションは、ある年数の経過後にはある一定値に達し、その後はクリープまたはリラクセーションの増大はなくなるから、プレストレス力の時間的減少もまたある一定値に達し、定常状態となる」とある。

プレストレス損失の算定に用いた、工事計画認可申請資料のPC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf_2)、コンクリートのクリープによるロス(Δf_3)、及び、コンクリートの乾燥収縮によるロス(Δf_4)の式は、ロスの増加が時間の経過とともに小さくなり、ロスは長期的にはほぼ一定となる考えが含まれている。よって、プレストレス損失の長期的な傾向として、プレストレス損失の増加が時間の経過とともに小さくなっていく。

その結果、テンドンの緊張力低下が小さくなり長期的にはほぼ一定となる。

(1) PC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf_2)

PC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf_2)は、工事計画認可申請資料に記載されている以下の式により算定する。

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

- f_i : テンドンの初期平均張力
- $\gamma(t_r)$: PC鋼線のリラクセーション係数
- Δf_3 : コンクリートのクリープによるロス
- Δf_4 : コンクリートの乾燥収縮によるロス

PC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf_2)の傾向は、リラクセーション係数が同じであれば、コンクリートのクリープによるロス(Δf_3)及び乾燥収縮によるロス(Δf_4)から定まる。そのため、コンクリートのクリープによるロス(Δf_3)及びコンクリートの乾燥収縮によるロス(Δf_4)が、長期的にはほぼ一定となれば、PC鋼線のリラクセーションによるロス(Δf_2)も、長期的にはほぼ一定となる。

(2) コンクリートのクリープによるロス(Δf_3)

コンクリートのクリープによるロス(Δf_3)は、工事計画認可申請資料に記載されている次式により算定する

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

- σ_c : 初期平均コンクリート応力
- f_i : テンドンの初期平均張力
- n : ヤング係数比 (E_p/E_c)
- $\phi(t, t_0)$: コンクリートのクリープ係数

コンクリートのクリープによるロス(Δf_3)の入力値のうち、時間の要因を含むものは、コンクリートのクリープ係数である。コンクリートのクリープ係数の算定方法は「2.

(2) コンクリートのクリープ係数」を参照。

このうち、 $\beta_f(t)$ 、 $\beta_f(t_0)$ は図1に示す、「コンクリートの有効材令 t 及び部材の

仮想厚さ h_{th} に関する関数」により算定する。

図1に示す関数は材令に伴い収束し、最終値に収まる。よって、コンクリートのクリープ係数は時間の経過とともに収束し、長期的に一定となる。そのため、クリープによるロス(Δf_3)は、ロスの増加が時間の経過とともに小さくなり、長期的にほぼ一定となる。

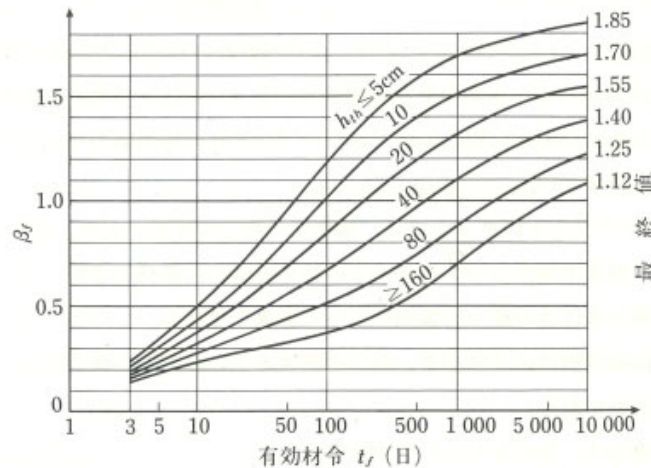


図1 コンクリートの有効材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数
 [出典：土木学会「プレストレストコンクリート標準示方書」(1978) P20]

(3) コンクリートの乾燥収縮によるロス(Δf_4)

コンクリートの乾燥収縮によるロス(Δf_4)は、工事計画認可申請資料に記載されている以下の式により算定する。

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

- σ_c : 初期平均コンクリート応力
- 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
- n : ヤング係数比 (E_p/E_c)
- $\phi(t, t_0)$: コンクリートのクリープ係数
- $\varepsilon_s(t, t_0)$: コンクリートの乾燥収縮ひずみ

コンクリートの乾燥収縮によるロス(Δf_4)の入力値のうち、時間の要因を含むものは、コンクリートのクリープ係数及び乾燥収縮ひずみである。コンクリートのクリープ係数の算定方法は「2. (2) コンクリートのクリープ係数」を参照。コンクリートの乾燥収縮ひずみの算定方法は「2. (3) コンクリートの乾燥収縮ひずみ」を参照。

このうち、 $\beta_s(t)$ 、 $\beta_s(t_0)$ は図2に示す、「コンクリートの材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数」により算定する。

図2に示す関数は材令に伴い収束し、最終値に収まる。よって、コンクリートの乾燥収縮ひずみは時間の経過とともに収束し、長期的に一定となる。

コンクリートのクリープ係数及び乾燥収縮ひずみは、時間の経過とともに収束し、長期的に一定となる。そのため、乾燥収縮によるロス(Δf_4)は、ロスの増加が時間の経過とともに小さくなり、長期的にほぼ一定となる。

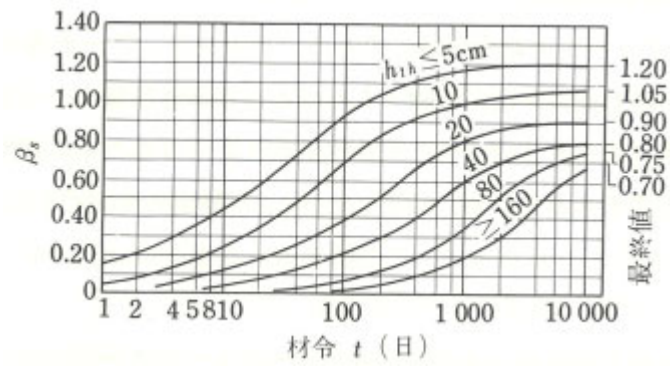


図2 コンクリートの材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数
 [出典：土木学会「プレストレストコンクリート標準示方書」(1978) P18]

2. プレストレス損失の算定時の入力値

表1 プレストレス損失の算定時の入力値

		経過時点		備考
		25年時点	60年時点	
テンドンの 初期平均張力 (kg/mm ²)	フープテンドン	105.0		工事計画認可申請資料
	逆Uテンドン	99.9		
初期平均 コンクリート 応力度 (kg/mm ²)	フープ テンドン	ドーム	0.62	テンドンの初期平均張力とコンクリート断面厚さより算定
		シリンダー	1.13	
	逆U テンドン	ドーム	0.74	
		シリンダー	0.62	
ヤング係数 (kg/cm ²)	テンドン	2.00×10 ⁶		工事計画認可申請資料
	コンクリート	3.04×10 ⁵		
テンドンのリラクセーション係数		4.0%	4.0%	(1)に記載
コンクリートの クリープ係数 $\phi(t, t_0)$	ドーム	1.61	1.70	(2)に記載
	シリンダー	1.29	1.39	
コンクリートの 乾燥収縮ひずみ $\epsilon_s(t, t_0)$ (×10 ⁻⁶)	ドーム	150.6	159.8	(3)に記載
	シリンダー	127.8	136.4	

(1) PC鋼線のリラクゼーション係数

PC鋼線のリラクゼーション係数の25年時点及び60年時点の入力値は、工事計画認可申請資料の40年時点のリラクゼーション係数4%と同じ値としている。

土木学会「コンクリート標準示方書」(2012)において、「リラクゼーション試験により求めた1000時間試験値の3倍の値とする。」とある(1000時間試験値は0.9%)。リラクゼーション係数4%は、1000時間試験値の3倍の値である2.7%に比べ安全側の値である。

(2) コンクリートのクリープ係数

コンクリートのクリープ係数は、PC示方書に倣い算定した。

$$\text{クリープ係数} : \phi(t, t_0) = \phi_{d0} \times \beta_d(t-t_0) + \phi_{f0} [\beta_f(t) - \beta_f(t_0)]$$

表2 クリープ係数算定時の入力値

		経過時点		備考
		25年時点	60年時点	
ϕ_{d0} : 遅れ弾性ひずみに対する基本クリープ係数	ドーム	0.4	0.4	一般に0.4
	シリンダー			
$\beta_d(t-t_0)$: 載荷後の有効経過日数($t-t_0$)に関する関数による値	ドーム	1.0	1.0	$(t-t_0) \geq 3$ ヶ月のとき1.0
	シリンダー			
ϕ_{f0} : フローひずみに対する基本クリープ係数	ドーム	2.0	2.0	PC示方書に示される、環境条件に応じた基本クリープ係数(相対湿度70%)
	シリンダー			
$\beta_f(t_0)$: 有効材令 t_0 におけるコンクリートの有効材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数*1による値	ドーム	0.52	0.52	有効材令 t_0 ドーム : 308日、胴 : 841日
	シリンダー	0.68	0.68	
$\beta_f(t)$: 載荷後の有効材令 t におけるコンクリートの有効材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数*1による値	ドーム	1.13	1.18	載荷後の有効材令 t 25年時点 ドーム : 13,233日、胴 : 13,766日 60年時点 ドーム : 30,185日、胴 : 30,718日
	シリンダー			

*1 : PC示方書のコンクリートの有効材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数を多項式に近似し、有効材令10,000日以上を外挿し、算出。

(3) コンクリートの乾燥収縮ひずみ

コンクリートの乾燥収縮ひずみは、P C 示方書に倣い算定した。

$$\text{乾燥収縮ひずみ} : \varepsilon_s(t, t_0) = \varepsilon_{s0} [\beta_s(t) - \beta_s(t_0)]$$

表 3 乾燥収縮ひずみ算定時の入力値

		経過時点		備考
		25 年時点	60 年時点	
ε_{s0} : 基本収縮ひずみ	ドーム	250.0×10^{-6}	250.0×10^{-6}	P C 示方書に示される、環境条件に応じた基本収縮ひずみ (相対湿度 70%)
	シリンダー			
$\beta_s(t_0)$: 有効材令 t_0 におけるコンクリートの材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数*1による値	ドーム	0.08	0.08	有効材令 t_0 ドーム : 308 日、胴 : 841 日
	シリンダー	0.17	0.17	
$\beta_s(t)$: 載荷後の有効材令 t におけるコンクリートの材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数*1による値	ドーム	0.68	0.72	載荷後の有効材令 t 25 年時点 ドーム : 13,233 日、胴 : 13,766 日 60 年時点 ドーム : 30,185 日、胴 : 30,718 日
	シリンダー			

*1 P C 示方書のコンクリートの材令 t 及び部材の仮想厚さ h_{th} に関する関数を多項式に近似し、有効材令 10,000 日以上を外挿し算出。

3. プレストレス損失の算定結果

運転開始後 60 年経過時点の緊張力予測値の算出におけるプレストレス損失としてフープテンドンについては、0.042MN を、逆Uテンドンには 0.032MN を用いる。

表4 プレストレス損失の算定結果

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

表 5 緊張力予測値の算定結果

検査テンドン		緊張力測定値 (25年目供用 期間中検査結果)	緊張力予測値 (運転開始後60年 経過時点)	緊張力予測値 (運転開始後60年 経過時点の平均値*1)	設計 要求値*2	
フープ テンドン	ドーム	H153S	6.26MN	6.21MN	6.11MN	5.18MN
		H153F	6.36MN	6.31MN		
	シリン ダー	H19S	6.09MN	6.04MN		
		H19F	6.12MN	6.07MN		
		H48S	6.04MN	5.99MN		
		H48F	6.18MN	6.13MN		
		H86S	6.10MN	6.05MN		
		H86F	6.10MN	6.05MN		
		H110S	6.17MN	6.12MN		
H110F	6.19MN	6.14MN				
逆U テンドン	V18S	5.88MN	5.84MN	5.87MN	5.01MN	
	V18F	6.01MN	5.97MN			
	V68S	5.83MN	5.79MN			
	V68F	5.87MN	5.83MN			
	V75S	5.89MN	5.85MN			
	V75F	5.95MN	5.91MN			

*1 各テンドンの「緊張力測定値(25年目供用期間中検査結果)」から「プレストレス損失(25年以降60年まで)」を差し引き平均したものを、小数点以下第3位を切り捨てして算出。

*2 工事計画認可申請資料に基づき設定されたテンドン定着部の緊張力で、テンドン定着部の定着完了後の緊張力から経年による緊張力の損失を考慮したもの

表 6 テンドン定着部緊張力の設計要求値

	①テンドン定着部の 定着完了後の緊張力 (kg/mm ²)	②経年による 緊張力の損失 (kg/mm ²)	③テンドン1本あ たりの断面積 (mm ² /本)	(①-②) × ③ 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

<p>タイトル</p>	<p>テンダンの緊張力低下のうち高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないとした要因における根拠の説明について</p>
<p>説明</p>	<p>テンダンの緊張力低下のうち高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないとした要因における根拠を以下に示す。</p> <p>1. 熱（高温）による緊張力低下 熱（高温）による緊張力の低下については、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)（付録Ⅱ 原子力施設における建築物の維持管理指針 解説（プレストレストコンクリート製原子炉格納容器（PCCV）編））（以下「維持管理指針」という）に基づき、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。</p> <p>維持管理指針抜粋（P204） 『PC鋼材の引張強度は、200℃程度までの温度であれば著しく低下することはなく、温度400℃でも短期間（3～5分）であれば、PC鋼材の機械的性質に有害な影響は生じない。なお、コンクリート製原子炉格納容器で一般に経験される温度レベルは200℃よりもはるかに低い65℃の範囲に収まっていると考えられるため、通常運転時の状態でPC鋼材に熱損傷が生じる可能性は極めて低く、着目する劣化要因とはしない。』</p> <p>2. 放射線照射による緊張力低下 放射線照射による緊張力低下については、維持管理指針に基づき、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。</p> <p>運転開始後60年時点における、1次冷却材ループ室内機器表面付近及び1次遮蔽壁コンクリート外表面の中性子照射量のオーダーは、それぞれ、10^{11}n/cm^2 ($E>1.0\text{MeV}$) 及び 10^8n/cm^2 ($E>1.0\text{MeV}$) 程度である。 テンダンを含む外部遮蔽壁は、炉心から見て上記の位置より離れていることから、PC鋼線の照射量は、下記の閾値 $4 \times 10^{16}\text{n/cm}^2$ ($E>1.0\text{MeV}$) より十分に小さい値であると考えられる。</p> <p>維持管理指針抜粋（P204） 『PC鋼材への放射線照射は、$4 \times 10^{16}\text{n/cm}^2$ までの中性子照射では影響がなく、コンクリート製格納容器の照射量はこの閾値よりも低く、プレストレストシステムの性能に影響を与える可能性は極めて低いと考えられることから、着目する劣化要因とはしない。』</p> <p>3. 腐食による緊張力低下 腐食による緊張力低下については、維持管理指針に基づき、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。</p> <p>また、防せい材は第14回の定期検査において、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している。</p>

維持管理指針抜粋 (P205)

『国内のPCCVでは、米国のような鉛直+ガンマテンドン(テンドンギヤラリとリングガーダで定着するテンドン)形式ではなく、逆Uテンドン形式を採用し、緊張材(テンドン)の両端を底部内にあるテンドンギヤラリに定着しているため、雨水や地下水が浸入することはない。また、外部に露出した水平方向テンドンのグリースキャップまたはエンドキャップには、雨水対策を施しているため、水分が浸入することはない。さらに、シース、グリースキャップまたはエンドキャップ内には、防せい材が充填されているため、定着具およびPC鋼材が腐食する可能性は極めて低いことなどから、着目する劣化要因とはしない。』

添付1 国内外におけるテンドン等の腐食に関する不具合事例について

国内外における tendon 等の腐食に関する不具合事例について

1. 国内外における PCCV の不具合事例

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)において、国外の PCCV の不具合事例が整理されている (表 1)。なお、国内の PCCV においては同様の不具合は確認されていない。

2. tendon 等の腐食に関する不具合事例

表 1 に示した国外の不具合事例のうち tendon 等の腐食に関する事例としては、Joseph M. Farley-2 (米国) における アンカーヘッドの破損並びに Ocone-2, 3 (米国) Joseph M. Farley-2 (米国) 及び Calvert Cliffs-1, 2 (米国) における tendon ワイヤの破断・腐食があり、その原因は水の浸入による腐食または水素応力割れとされている。

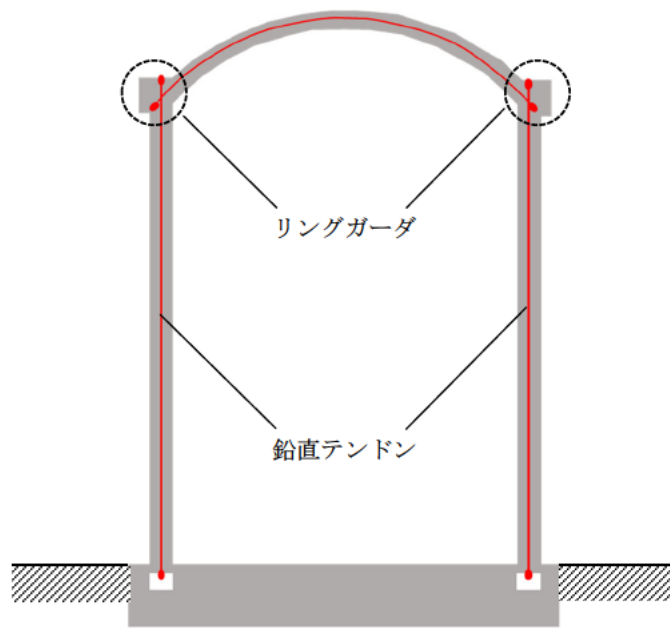
これらの発電所では、鉛直+ガンマ tendon 形式が採用されている。鉛直+ガンマ tendon 形式では、鉛直 tendon の上端定着部は屋外に露出しているため、雨水が入りやすい構造となっている (図 1 (a)、(b))。また、鉛直 tendon の下端定着部は基礎の底面に定着されている場合があり、地下水が入りやすい構造となっている (図 1 (b))。

これに対し、玄海 3 号炉の PCCV では、米国のような鉛直+ガンマ tendon 形式ではなく、逆 U tendon 形式を採用し、緊張材の両端を基礎内部にある tendon ギャラリに定着しているため、雨水や地下水が浸水することはない。

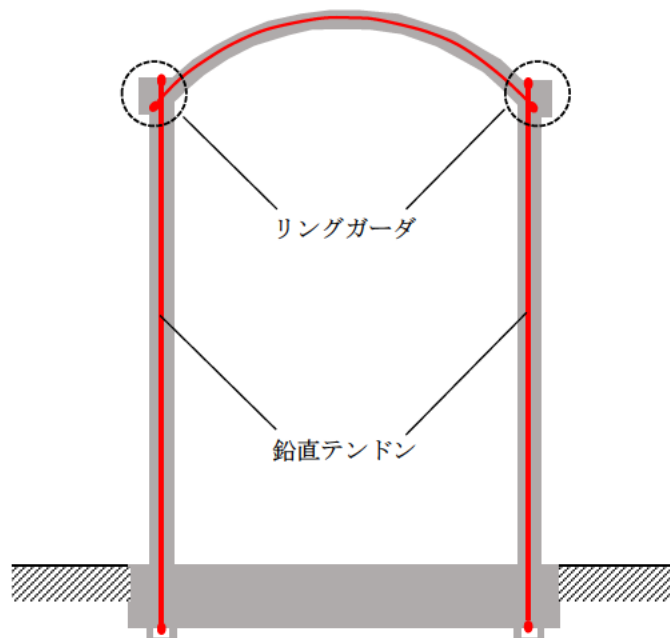
表1 国外のPCCVの不具合事例

部位	プラント名	不具合の発見時期	不具合事例	原因・状況	
原子炉格納容器シェル部コンクリート	Three Mile Island-1 (米)	1974 建設時(運開 1974.9)	リングガード、支圧板付近にひび割れ	詳細は不明	
	Turkey Point-3 (米)	1975 検査時(運開 1972.12)	リングガードコンクリートの剥離		
	Point Beach-1(米)	1991.10 検査時(運開 1970.12)	バットレス部にフープアンドソンの位置に沿った水平ひび割れ		
	Oconee-1,2,3 (米)	1998.4 検査時(運開#1-1973.7, #2-1974.9, #3-1974.12)	支圧板下のコンクリートの剥離		
	Calvert Cliffs-1 (米)	1999.4 検査時(運開 1975.5)	バットレス部にひび割れ		
	Calvert Cliffs-2 (米)	1999.4 検査時(運開 1977.4)	ドーム部から水酸化カルシウムの溶出		
	San Onofre-2 (米)	1978 検査時(建設時)	シェル部からグリース漏れ		熱によるグリースの高流動化とオイルの分離
	Fort Calhoun-1 (米)	1990 検査時(運開 1973.9)			熱によるグリース材の膨張
	Trojan (米)	1991.6 検査時(運開 1976.5)	格納容器のデフミネーション(層剥離)		グリースの低融解点
	Point Beach-2 (米)	1991.10 検査時(運開 1972.10)			詳細は不明
Turkey Point-3 (米)	1970 検査時(運開 1972.12)	設計・施工上の不具合	詳細は不明		
Crystal River-3 (米)	2009.9 蒸気発生器交換工事時(運開 1977.3)				
原子炉格納容器底部コンクリート	Callaway-1 (米)	1977 建設時(運開 1984.12)	ハニカム状ひび割れ	鉄筋が密集したエリアに低スランプのコンクリートが使用された	
	Trojan (米)	1991.6 検査時(運開 1976.5)	コンクリートの剥離、炭酸カルシウムの渗出	詳細は不明	
	Trojan(米)	1991.6 検査時(運開 1976.5)	地下水の浸出	外部からテンドンギャラリへの水の浸入	
	Point Beach-2 (米)	1991.10 検査時(運開 1972.10)		テンドンギャラリ壁と天井のひび割れから浸出	
	Turkey Point-3(米)	1992.1 検査時(運開#3-1972.12)		詳細は不明	テンドンギャラリ壁と基礎接合部より浸出
	Oconee-1,2,3(米)	1998.4 検査時(運開#1-1973.7, #2-1974.9)			
	Virgil C. Summer(米)	2000 検査時(運開 1984.1)	2004 検査時(運開#1-1977.12, #2-1981.7)	テンドンギャラリ壁と基礎接合部より浸出	
	Joseph M. Farley-1, 2 (米)				
プレストレスシステム	Byron-1,2 (米)	1979.11 建設中発生(運開#1-1985.9, #2-1987.8)	アンカーヘッドの破損	使用された塩基性鉄鋼材料の後熟処理の不具合	
	Joseph M. Farley-2 (米)	1985.2 発見(運開 1981.7)		水素応力割れ(グリースキャップの亜鉛と浸入した水との反応)	
	Oconee-2,3(米)	1982 検査時(運開#2-1974.9, #3-1974.12)		鉛直テンドンシース内に溜まった水による腐食	
	Joseph M. Farley-2(米)	テンドン張設 8 年後(運開 1981.7)	テンドンワイヤの破断・腐食	水素応力割れ、水の浸入	
	Calvert Cliffs-1,2(米)	1997.6 検査時(運開#1-1975.5, #2-1977.4)		水素応力割れ(施工時の不十分なグリース充填と水分の浸入による)	
	South Ukraine-3 (ウクライナ)	不明		テンドン潤滑剤の喪失によるワイヤの腐食、外側ワイヤに過度の荷重がかかる設計だった	
	Turkey Point-3(米)	1992.1 検査時(運開#3-1972.12)		プレストレスシステムの水の蓄積	
	Oconee -1 (米)	1991.8 検査時(運開-1973.7)	リフトオフ中のテンドンワイヤの(アンカーヘッド内)破断	緊張作業中に降伏点を越える過緊張を行った(試験作業管理上の不具合)	
	Zion-2 (米)	1972 検査時(運開 1974.9)	テンドンワイヤの孔食	建設時のテンドンワイヤの屋外保管における降雨と不十分な防食による	
	San Onofre-3 (米)	1983 建設時(運開 1984.4)	リフトオフ値の許容値を超えた	リラクセーション率の過大評価	
	Point Beach-1,2 (米)	1991.10 検査時(運開#1-1970.12, #2-1972.10)	支圧板とグリ スキャップの腐食	詳細は不明	
	Turkey Point-3 (米)	1974 検査時(運開#3-1972.12)	グリースキャップからの防せい材漏れ	詳細は不明	
	Trojan (米)	1991.6 検査時(運開 1976.5)		詳細は不明	
	Robert E. Ginna (米)	1979, 1980 検査時(運開 1970.6)	テンドン張力の低下	誤った平均気温評価により設計リラクセーション値を過小評価	
	Virgil C. Summer(米)	1990.2 検査時(運開 1984.1)		熱によるリラクセーションの増加	
	Turkey Point-3,4 (米)	1992.11 検査時(運開#3-1972.12, #4-1973.9)			
	Oconee-1,2,3 (米)	1995 検査時(運開#1-1973.7, #2-1974.9, #3-1974.12)		リフトオフ試験で同一のテンドンを使用し、度重なる緊張を行った	
	Forsmark-2(スウェーデン)	不明	熱によるリラクセーションの増加		

「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説(2015) 付録Ⅱ 補足資料-2」より引用



(a) 鉛直テンドンが基礎内部に定着されている形式



(b) 鉛直テンドンが基礎下端に定着されている形式

図1 鉛直+ガンマテンドン形式イメージ図

<p>タイトル</p>	<p>プレストレスシステムの疲労試験について</p>
<p>説明</p>	<p>プレストレスシステムの疲労試験（高サイクル疲労試験及び低サイクル疲労試験）の方法等について、以下に示す。</p> <p>1. 試験方法及び条件 プレストレスシステムの疲労試験は ASME Sec. III Div.2 CC-2463 及び 2464 を準用し実施している。</p> <p>(1) 試験体 試験体は、実際に施工するテンドンの全断面積の 10%以上の断面積を有するテンドン及びそれに相当する定着具とする。</p> <p>(2) 試験方法 ○高サイクル疲労試験 テンドンの保証引張荷重の 60%から 66%の荷重範囲で 500,000 回の繰り返し載荷を行い、テンドンが破断しないことを確認する。</p> <p>○低サイクル疲労試験 テンドンの保証引張荷重の 40%から 80%の荷重範囲で 50 回の繰り返し載荷を行い、テンドンが破断しないことを確認する。</p> <p>2. 試験結果 平成 3 年 4 月、高サイクル疲労試験及び低サイクル疲労試験においてテンドン破断なし。(判定 合格)</p> <p>添付 1 玄海原子力発電所 3、4 号機用 プレストレスコンクリート格納容器に関する技術指針 (1984)</p>

玄海原子力発電所3、4号機用
プレストレストコンクリート格納容器に関する
技 術 指 針

昭 和 59 年 10 月

通商産業省資源エネルギー庁

公益事業部 火 力 課

公益事業部 原紙力発電安全審査課

公益事業部 原子力発電安全管理課

技 術 指 針

3.13 材料の品質試験

格納容器に用いる材料は、規格品を用いるか、又は下表の試験によって適合することを確かめたものとする。

緊張材の試験は、定着具及び接続具の引張強度、定着又は接続された緊張材の引張強度及び繰り返し強度等について行う。

シー스는、局所的な外力及び一様な外力を受けた場合、曲げ加工をした場合等について、防錆材等の漏れがないことを予め試験等によって確かめる。

解 説

(4) テンドンシステムの試験は、ASME Sec. II Div. 2 の CC-2463 及び CC-2464 を準用して次の方法による。

i) 静的試験 試験体の数は 2 以上とし、次の結果が得られるような破壊試験を行う。

イ) 降伏強度 ロ) 終局引張強度 ハ) 伸び (最小標点間距離 2.5m 以上)

ニ) 破断した PC 鋼線又は PC 鋼より線の数

なお、静的試験においては、定着部が緊張材の破断の前に損傷しないことを確かめる。

ii) 疲労試験 緊張材の保証引張荷重の 40% から 80% の荷重範囲で 50 回のくり返し载荷を行い、テンドンシステムが破断しないことを確かめる。さらに、必要に応じて緊張材の保証引張荷重の 60% から 66% の範囲で 500,000 回の繰り返し载荷を行い、テンドンシステムが破断しないことを確かめる。

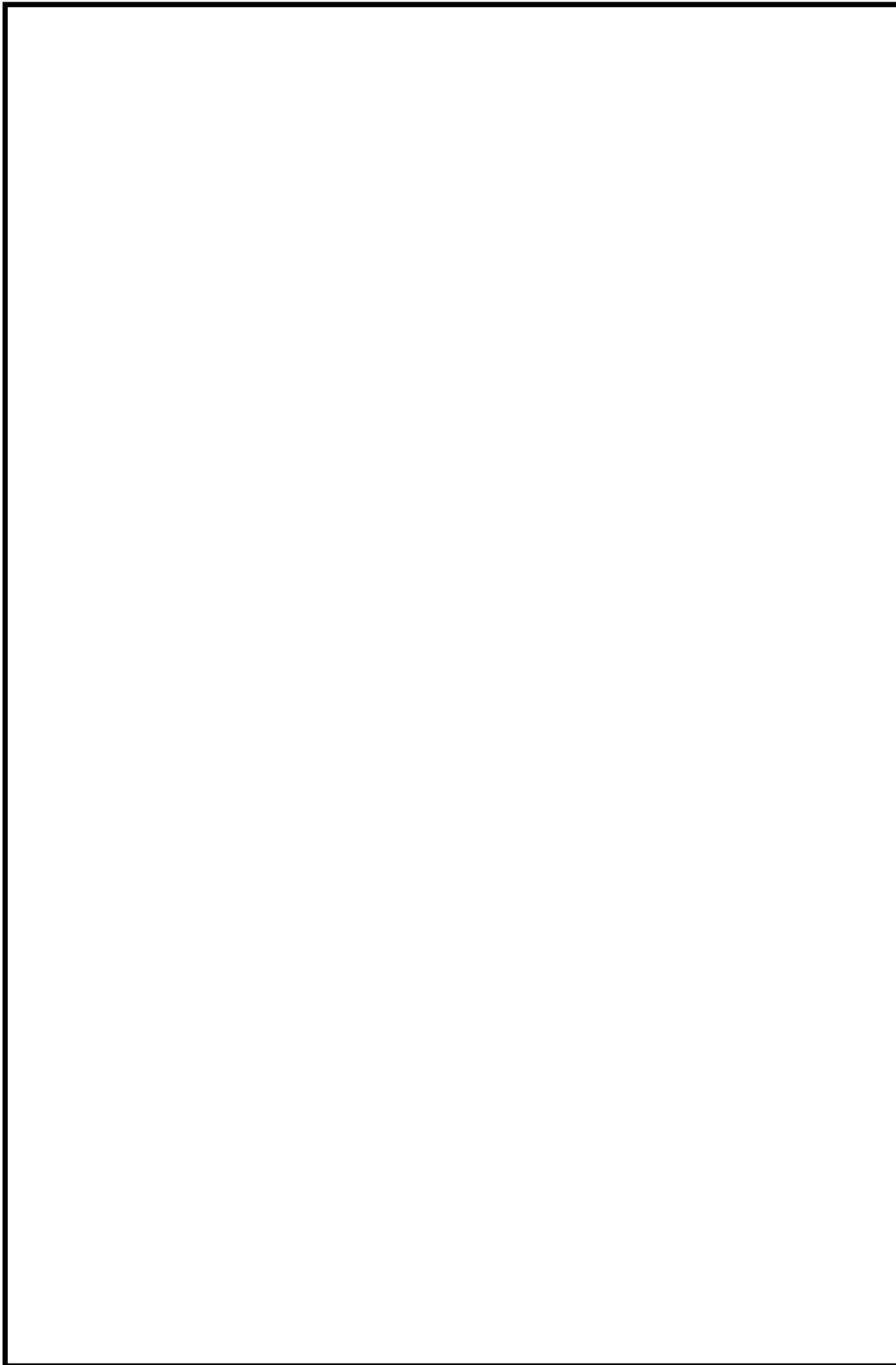
iii) 試験体の大きさ

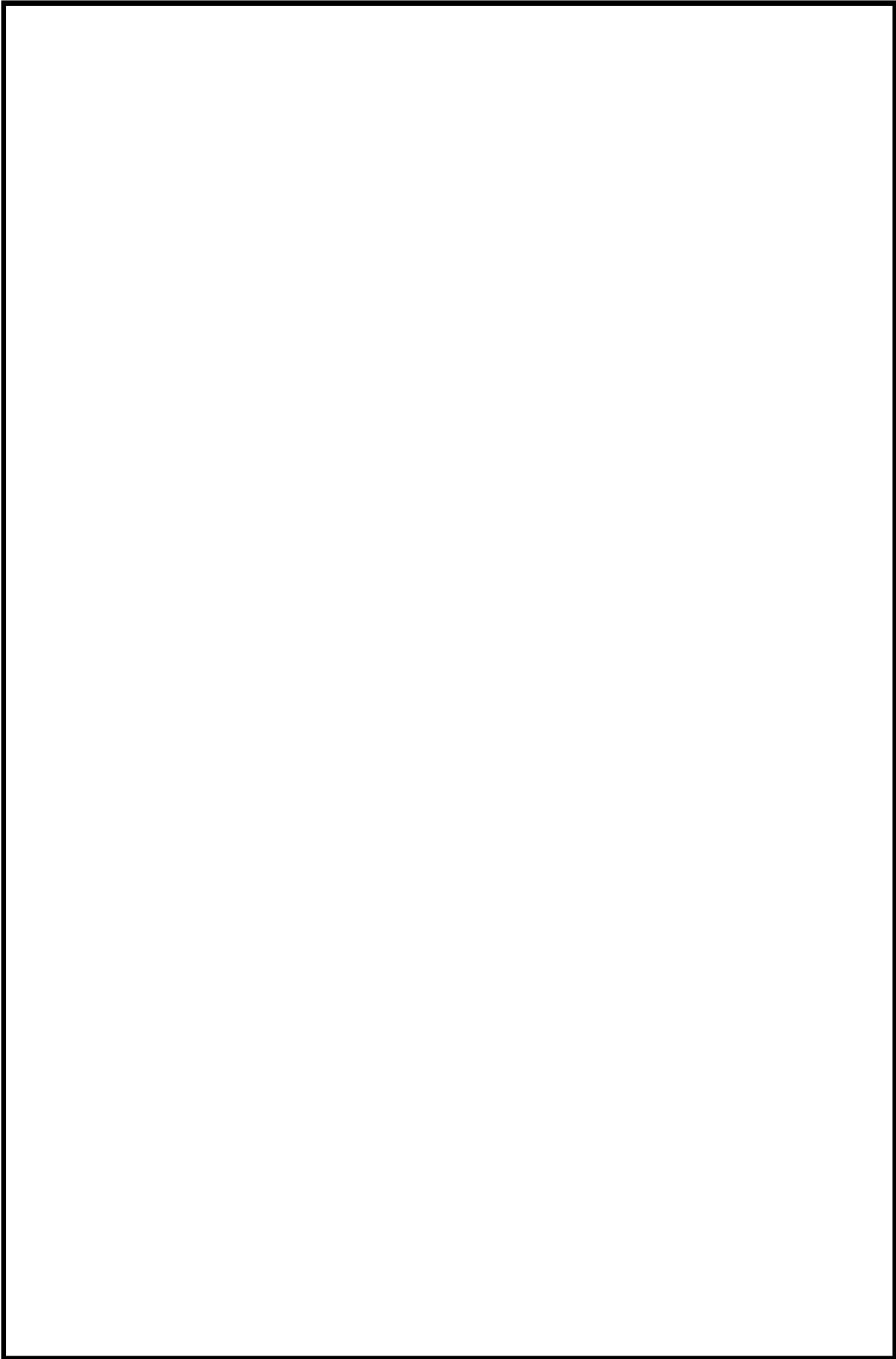
イ) 静的試験 実際に施工する緊張材及び定着具と同じものとする。

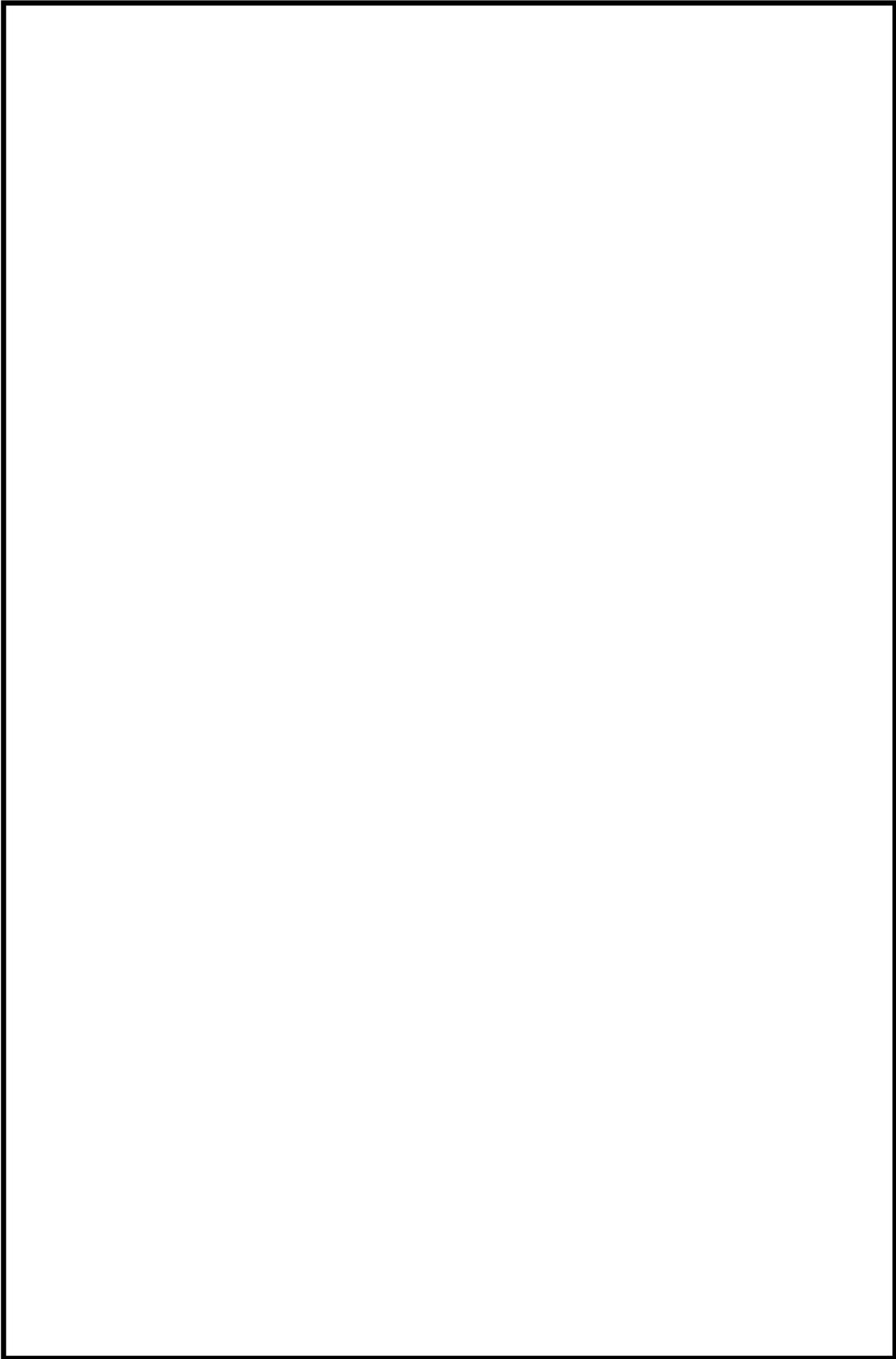
ロ) 疲労試験 実際に施工する緊張材の全断面積の 10% 以上の断面積を有する緊張材及びそれに相当する定着具とする。

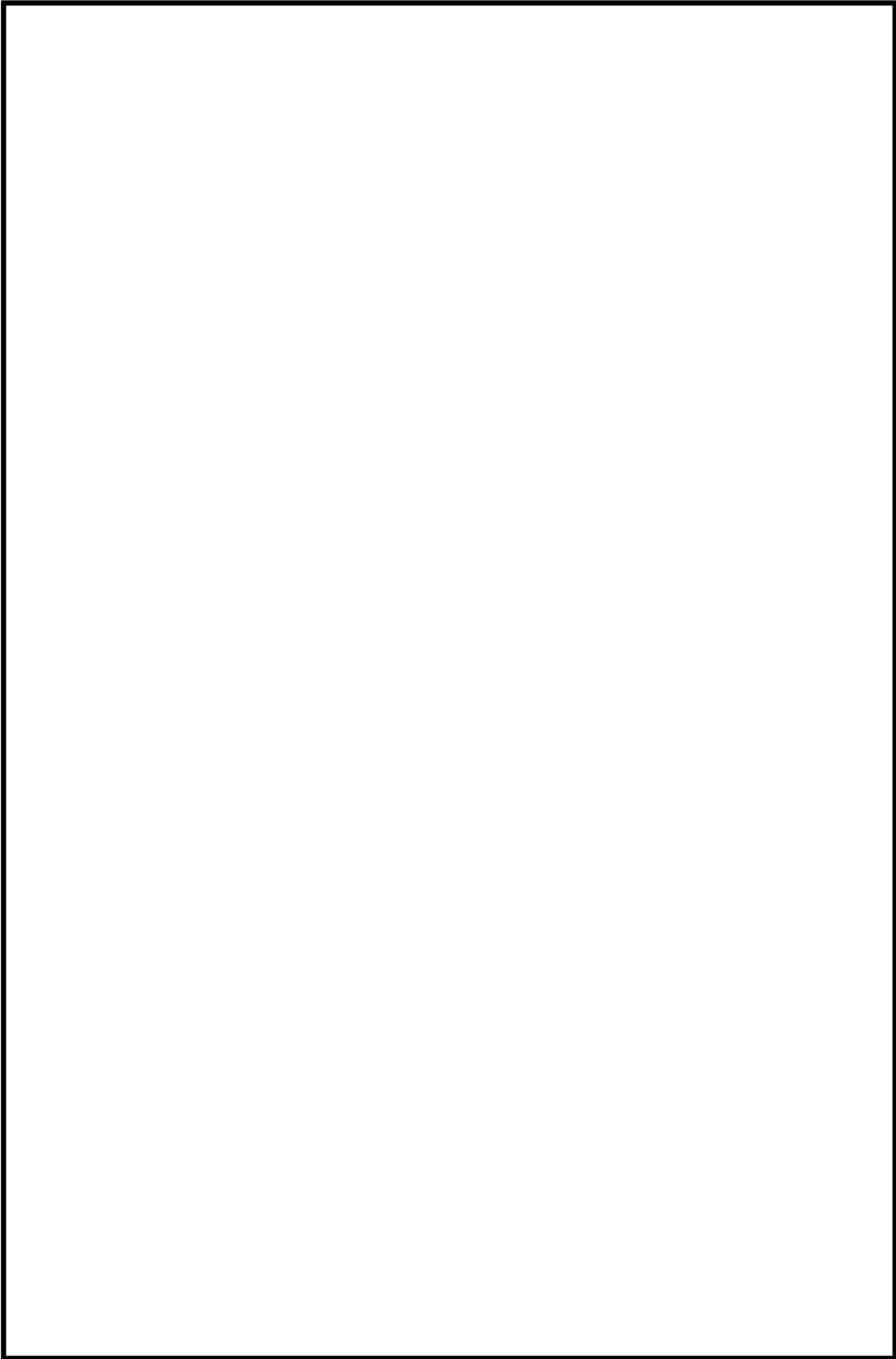
PC 鋼材の被覆材料の試験は JIS-K-0102 (1981) に対応する ASTM (American Society for Testing and Materials) D512. ASTM D992 及び APHA (American Public Health Association) No.428 によってもよい。

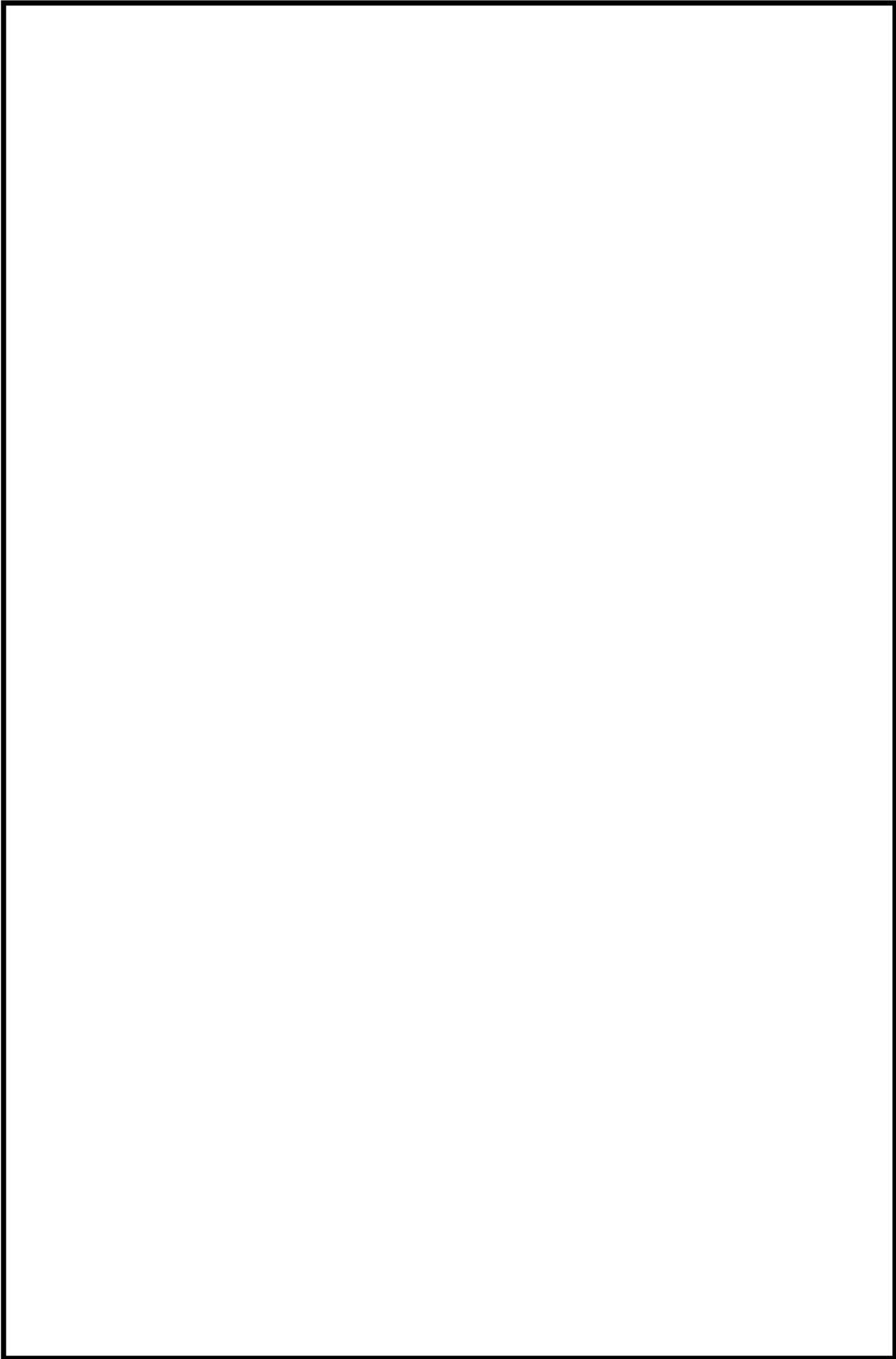
<p>タイトル</p>	<p>外部遮蔽壁における非破壊試験結果及び圧縮強度の推定方法について</p>
<p>説明</p>	<p>供用期間中はテンドン緊張力によるプレストレスが作用しているためにコア採取することができない外部遮蔽壁において実施した、コンクリートの非破壊試験の試験方法、位置並びに試験結果及び圧縮強度の推定方法については以下のとおり。</p> <p>1. 試験方法 JIS A 1155:2012「コンクリートの反発度の測定方法」による。</p> <p>2. 試験位置 添付1「コンクリートの非破壊試験位置図」に示すとおり。</p> <p>3. 試験結果及び推定方法 添付2「コンクリートの非破壊試験結果」に示すとおり。 なお、推定圧縮強度 (N/mm²) は、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) (付録II 原子力施設における建築物の維持管理指針 解説 (プレストレストコンクリート製原子炉格納容器 (PCCV) 編)) に準拠し、次式にて算出。</p> $F = 16.4 \times \exp((2.91 \times 10^{-2} \times R))$ <p>ここに、F：推定圧縮強度 (N/mm²) R：リバウンドハンマーによる反発度</p> <p>添付1 コンクリートの非破壊試験位置図 添付2 コンクリートの非破壊試験結果</p>











コンクリートの非破壊試験結果

測定点	実施時期	反発度 測定結果	推定圧縮強度 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
①	2023年	48	66.3	41.2
②	2023年	50	70.3	41.2
③	2023年	49	68.3	41.2
④	2023年	51	72.3	41.2
⑤	2023年	50	70.3	41.2
⑥	2023年	48	66.3	41.2
⑦	2023年	57	86.1	41.2
⑧	2023年	51	72.3	41.2
⑨	2023年	54	78.9	41.2
⑩	2023年	43	57.3	41.2
⑪	2023年	44	59.0	41.2
⑫	2023年	44	59.0	41.2
⑬	2023年	42	55.7	41.2
⑭	2023年	55	81.3	41.2
⑮	2023年	54	78.9	41.2
⑯	2023年	58	88.7	41.2
平均			70.7	41.2

<p>タイトル</p>	<p>玄海 3 号炉周辺の地下水による劣化影響について</p>								
<p>説 明</p>	<p>1. はじめに 玄海 3 号炉のコンクリート構造物うち、外部遮蔽壁、原子格納施設基礎、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、タービン建屋、取水構造物の一部は地下に埋設されているため、これらの構造物に対する地下水による経年劣化影響について検討を行った。 コンクリートの強度低下に影響を及ぼすと想定される地下水に起因する経年劣化要因を抽出するとともに、それらが玄海 3 号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し、進展する可能性について評価を行った。</p> <p>2. 経年劣化影響評価 2.1 地下水に起因する経年劣化要因の抽出 地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因とその概要を表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 地下水の存在下で引き起こされる経年劣化要因</p> <table border="1" data-bbox="408 898 1353 1503"> <thead> <tr> <th data-bbox="408 898 564 976">経年劣化要因</th> <th data-bbox="564 898 1353 976">概 要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="408 976 564 1184">塩分浸透</td> <td data-bbox="564 976 1353 1184">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、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。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="408 1184 564 1361">アルカリ骨材反応</td> <td data-bbox="564 1184 1353 1361">コンクリート中の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。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="408 1361 564 1503">化学的侵食</td> <td data-bbox="564 1361 1353 1503">水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.2 地下水に起因するコンクリートの経年劣化評価 コンクリートの経年劣化要因のうち、塩分浸透、アルカリ骨材反応、化学的侵食が玄海 3 号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し、進展する可能性について、玄海 3 号炉の環境条件に基づき評価を行った。</p> <p>2.2.1 塩分浸透 玄海 3 号炉の対象構造物においては、塩分浸透を生じる可能性があるため、経年劣化に対する評価を実施している。 その結果、各評価部位における鉄筋腐食減量は、運転開始後 60 年経過時点の想定においても、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十分に下回っている。</p>	経年劣化要因	概 要	塩分浸透	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、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。	アルカリ骨材反応	コンクリート中の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。	化学的侵食	水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）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。
経年劣化要因	概 要								
塩分浸透	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、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。								
アルカリ骨材反応	コンクリート中の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。								
化学的侵食	水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）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。								

また、定期的な建屋内部からの目視点検の結果、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性のひび割れ等は確認されていない。さらに、コンクリート躯体が直接海水に接触する取水構造物においても、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性のひび割れ等は確認されていない。

したがって、塩分浸透の評価結果、目視点検の結果及び最も厳しい環境条件にある取水構造物の現状を踏まえると、その他の地下埋設部コンクリートにおいても、塩分浸透によるコンクリートの経年劣化が進展し、玄海3号炉の供用期間中に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は低いと考えられる。

2.2.2 アルカリ骨材反応

アルカリ骨材反応は、コンクリート中に存在するアルカリ溶液と骨材中に含まれる反応性シリカ鉱物の化学反応である。このとき生成されたアルカリシリカゲルが周囲の水を吸収して膨張するため、コンクリート表面にひび割れが生じ、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。

玄海3号炉は、運転開始後30年近く経過しており、定期的な建屋内部からの目視点検を実施しているが、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等は確認されていない。

また、使用している骨材（粗骨材・細骨材）については、別紙14に示すとおり、1987年から1991年にモルタルバー法（JASS5N T-201:1985）による反応性試験を実施しており、その結果、膨張率は「材令6ヶ月で0.1%以下」の判定基準、に対し無害と判定されている。

以上から、アルカリ骨材反応によるコンクリートの経年劣化が生じる可能性は低いと考えられる。

2.2.3 化学的侵食

コンクリートの化学的侵食は、コンクリートが外部からの化学作用によって、セメント硬化体を構成する水和生成物に変質や分解により結合能力を失っていく事象である。化学的侵食はその劣化機構によって、1) セメント水和物との化学反応による溶解、2) セメント水和物との化学反応による膨張に大別される。

1) セメント水和物との化学反応による溶解

コンクリート中のセメント水和物との化学反応により、本来、水に溶解しにくいセメント水和物を可溶性物質に変質させ、コンクリートが多孔質化する、あるいは分解することで骨材の露出や脱落等が生じる。

2) セメント水和物との化学反応による膨張

コンクリート中のセメント水和物との化学反応により、新たな化合物が生成され、膨張する際の膨張圧がコンクリートにひび割れや剥離を生じさせる。

一般的な環境においては、化学的侵食が発生することはほとんどなく、温泉地帯、酸性河川流域、酸性・硫酸塩土壌等に建造された構造物等が化学的侵食の影響を受けるとされている。

そこで、玄海3号炉における地下水水質の試験結果に基づき、化学的侵食が発生し、進展する可能性について評価を行った。

(1) 玄海3号炉地下水水質試験における地下水採取位置及び試験結果

玄海3号炉周辺敷地内（図1）において採取した地下水について実施した地下水水質試験結果を表2に示す。



図1 玄海3号炉 地下水の採取位置

表2 玄海3号炉における地下水の水質試験結果

	pH	アンモニウムイオン (mg/l)	マグネシウムイオン (mg/l)	硫酸イオン (mg/l)	遊離炭酸 (mg/l)
採取位置	7.4	0.03 未満	45	110	9

(2) 地下水の水質試験結果の分析

玄海3号炉における地下水の水質試験結果（pH、アンモニウムイオン、マグネシウムイオン、硫酸イオン、遊離炭酸）をEN206¹⁾の地下水の環境区分と対比した結果は表3に示すとおりであり、全ての項目において、EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

表3 玄海3号炉における試験結果とEN206の環境区分(地下水)の対比

環境区分	XA1	XA2	XA3	環境区分との対比結果
	弱い 化学的侵食	標準的な 化学的侵食	強い 化学的侵食	
pH [-]	$6.5 \geq X \geq 5.5$	$5.5 > X \geq 4.5$	$4.5 > X \geq 4.0$	該当区分なし
アンモニウムイオン [mg/ℓ]	$15 \leq X \leq 30$	$30 < X \leq 60$	$60 < X \leq 100$	該当区分なし
マグネシウムイオン [mg/ℓ]	$300 \leq X \leq 1000$	$1000 < X \leq 3000$	$3000 < X$	該当区分なし
硫酸イオン [mg/ℓ]	$200 \leq X \leq 600$	$600 < X \leq 3000$	$3000 < X \leq 6000$	該当区分なし
遊離炭酸 [mg/ℓ]	$15 \leq X \leq 40$	$40 < X \leq 100$	$100 < X$	該当区分なし

1) BSI, BS EN 206:2013+A2:2021 : Concrete - Specification, performance, production and conformity

(3) 化学的侵食に関する経年劣化評価

玄海3号炉の地下水の水質試験結果に基づき、地下水成分の分析を行った結果、酸や硫酸塩に起因するコンクリートの経年劣化が進展する可能性は低いと考えられる。

また、対象構造物のうち海洋環境の影響を直接受ける取水構造物においては、化学的侵食に特有の劣化兆候は見られない。

したがって、地下水水質の分析や海水由来の侵食性物質に対して最も厳しい環境下にある取水構造物の現状を踏まえると、その他の地下埋設部コンクリートにおいても化学的侵食によるコンクリートの経年劣化が生じる可能性は低いと考えられる。

2.3 地下水に起因するコンクリート経年劣化評価に関するまとめ

地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因が玄海3号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し、進展する可能性について玄海3号炉の環境条件に基づき評価を行った。

表4に示すとおり、各経年劣化要因が玄海3号炉の地下埋設部コンクリートにおいて進展する可能性は低いことを確認した。

表4 地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因に係る発生及び進展の可能性

経年劣化要因	経年劣化要因のスクリーニング結果		
	発生の可能性	進展の可能性	環境条件・根拠等
塩分浸透	○	×	地下水から塩化物イオンが供給されるため、発生の可能性はあるものの、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性のひび割れ等は、建屋内部からの定期的な目視点検において確認されていない。 また、海水の影響を受ける取水構造物から採取したコアサンプルによって塩分浸透に対して健全性を有していることを確認している。
アルカリ骨材反応	×	×	建屋内部からの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膨張性のひび割れ等は確認されていない。 また、コンクリート使用骨材については、モルタルバー法による反応性試験を実施し、有害でないことを確認している。
化学的侵食	×	×	玄海3号炉は土壌や地下水に侵食性物質が多く含まれる温泉地帯や酸性河川流域等の付近には建設されていない。 また、地下水成分の分析の結果、酸や硫酸塩に起因するコンクリート劣化の可能性は低いことを確認している。