

浜岡原子力発電所 4 号炉 審査資料	
資料番号	H4-PLM30(冷温)-07
提出年月日	令和 4 年 8 月 8 日

浜岡原子力発電所 4 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

本資料のうち、枠囲みの内容は営業  
秘密に属しますので公開できません

令和 4 年 8 月 8 日

中部電力株式会社

## 目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
3.	評価対象と評価方法	3
3.1	代表構造物の選定	3
3.1.1	対象構造物の選定	3
3.1.2	代表構造物の選定	6
3.2	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	8
3.3	評価対象部位の選定	11
3.4	評価手法	11
4.	代表構造物の技術評価	13
4.1	コンクリートの強度低下	13
4.1.1	熱による強度低下	14
4.1.2	放射線照射による強度低下	14
4.1.3	中性化による強度低下	15
4.1.4	塩分浸透による強度低下	17
4.1.5	機械振動による強度低下	18
4.2	コンクリートの遮へい能力低下	19
4.2.1	熱による遮へい能力低下	19
4.3	現状保全	19
4.4	総合評価	19
4.5	高経年化への対応	20
5.	代表構造物以外の技術評価	20
6.	まとめ	20
6.1	審査ガイド適合性	20
6.2	施設管理に関する方針として策定する事項	20
別紙 1.	点検計画における点検項目及び判定基準	1-1
別紙 2.	浜岡原子力発電所付近の凍結危険度	2-1
別紙 3.	温度分布解析（一次遮へい壁の強度低下，原子炉遮へい壁の遮へい能力低下）	3-1
別紙 4.	放射線照射量解析（一次遮へい壁の強度低下）	4-1
別紙 5.	中性化の評価対象部位の選定過程	5-1
別紙 6.	中性化深さの推定値の算定過程及び結果	6-1
別紙 7.	塩分浸透における評価点の妥当性	7-1
別紙 8.	塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程及び結果	8-1
別紙 9.	機械振動の評価対象部位及び評価点の選定過程	9-1
別紙 10.	地下水による劣化評価	10-1

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項の規定に基づき実施した冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価のうち、コンクリート及び鉄骨構造物の経年劣化事象に対する評価結果について補足説明するものである。

## 2. 基本方針

経年劣化事象の発生の可能性を評価し、その発生の可能性が将来にわたって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 40 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（以下、「審査ガイド」という。）」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（以下、「実施ガイド」という。）」の要求事項に適合することを確認する。審査ガイド及び実施ガイドの要求事項を表 1 に示す。

表1 コンクリート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
審査ガイド	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>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>
実施ガイド	<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。</p> <p>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。</p> <p>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。）</p> <p>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当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>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。</p> <p>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> <p>ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合にはその限りではない。</p>

### 3. 評価対象と評価方法

#### 3.1 代表構造物の選定

コンクリート及び鉄骨構造物の強度低下, 遮へい能力低下を想定する必要がある構造物は多数存在するため, 高経年化技術評価では, 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, 代表構造物は以下の手順にて選定する。

##### 3.1.1 対象構造物の選定

以下対象構造物の選定を表2に, 選定結果を表3に示す。

- ・安全上重要な構造物（重要度分類指針におけるクラス1, クラス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高温・高圧の環境下にあるクラス3の機器を支持する構造物

表 2(1/2) 対象構造物の選定

重要度分類指針等に定める要求機能	クラス	主要設備	対象構造物
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	PS-1	原子炉圧力容器 原子炉冷却材圧力バウンダリ配管 原子炉冷却材再循環ポンプ	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋
過剰反応度の印加防止機能	PS-1	制御棒カップリング 制御棒駆動機構カップリング	原子炉建屋 原子炉建屋
炉心形状の維持機能	PS-1	炉心支持構造物 燃料集合体	原子炉建屋 原子炉建屋
原子炉の緊急停止機能	MS-1	制御棒 制御棒駆動水圧系	原子炉建屋 原子炉建屋
未臨界維持機能	MS-1	制御棒 ほう酸水注入系	原子炉建屋 原子炉建屋
原子炉停止後の除熱機能	MS-1	余熱除去系 高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋 原子炉建屋
炉心冷却機能	MS-1	低圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系 余熱除去系	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋
放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	MS-1	原子炉格納容器 原子炉建屋 余熱除去系 非常用ガス処理系	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋, 非常用ガス処理配管ダクト, 排気筒

表 2(2/2) 対象構造物の選定

重要度分類指針等に定める要求機能	クラス	主要設備	対象構造物
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	MS-1	安全保護系	原子炉建屋
安全上特に重要な関連機能	MS-1	非常用所内電源系 中央制御室及び中央制御室遮へい 中央制御室非常用換気空調系 原子炉機器冷却水系  原子炉機器冷却海水系  高圧炉心スプレイ機器冷却水系  高圧炉心スプレイ機器冷却海水系  直流電源系 計測制御電源系	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 原子炉機器冷却水配管ダクト 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 原子炉機器冷却海水配管ダクト, 原子炉機器冷却海水ポンプ室 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 原子炉機器冷却水配管ダクト 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 原子炉機器冷却海水配管ダクト, 原子炉機器冷却海水ポンプ室 原子炉建屋 原子炉建屋
	MS-2	非常用電源設備	非常用ディーゼル発電設備燃料タンク基礎
原子炉冷却材を内蔵する機能	PS-2	原子炉冷却材浄化系	原子炉建屋
原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	PS-2	燃料プール	原子炉建屋
燃料を安全に取り扱う機能	PS-2	燃料取替機 原子炉建屋天井クレーン 原子炉ウェル	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋
燃料プール水補給機能	MS-2	余熱除去系 燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋 原子炉建屋
放射性物質放出の防止機能	MS-2	排気筒	排気筒
原子炉冷却材の循環機能	高*1	原子炉冷却材再循環系	原子炉建屋
放射性物質の貯蔵機能	高*1	液体廃棄物処理系	原子炉建屋, タービン建屋, 補助建屋
プラント運転補助機能	高*1	計装用圧縮空気系	原子炉建屋
原子炉冷却材の補給機能	高*1	制御棒駆動水圧系	原子炉建屋

\*1：最高使用温度が 95 °C，又は最高使用圧力が 1,900 kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器を示す

表3 対象構造物の選定結果

対象構造物	重要度	コンクリート 構造物	鉄骨構造物
原子炉建屋	クラス1 設備支持	○	○
海水熱交換器建屋	クラス1 設備支持	○	
タービン建屋	クラス2 設備支持	○	○
補助建屋	クラス3 設備支持	○	
排気筒	クラス1 設備支持	○ (基礎部)	○
非常用ガス処理配管ダクト	クラス1 設備支持	○	
原子炉機器冷却水配管ダクト	クラス1 設備支持	○	
原子炉機器冷却海水配管ダクト	クラス1 設備支持	○	
原子炉機器冷却海水ポンプ室	クラス1 設備支持	○	
非常用ディーゼル発電設備燃料タンク基礎	クラス2 設備支持	○	

### 3.1.2 代表構造物の選定

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する。代表構造物の選定結果を表4に示す。



【凡例】  
 ○：影響大  
 △：影響小  
 -：影響極小，又は無し  
 ◎：代表構造物として選定

表4 代表構造物の選定結果

コンクリート構造物	重要度	使用条件等							選定	選定理由	
		供用開始年月	高温部の影響	放射線の影響	振動の影響	設置環境		供給塩化物量の影響			
						屋内	屋外				
1	原子炉建屋	クラス1 設備支持	1993年9月	○	○	△	一部仕上げ無し	仕上げ有り	△	◎	高温部，放射線の影響 屋内で仕上げ無し
2	海水熱交換器建屋	クラス1 設備支持	1993年9月	-	-	-	一部仕上げ無し*1	仕上げ有り	△		
3	タービン建屋	クラス2 設備支持	1993年9月	△	△	○	一部仕上げ無し	仕上げ有り	△	◎	振動の影響 屋内で仕上げ無し
4	補助建屋	クラス3 設備支持	1993年9月	△	△	-	一部仕上げ無し*1	仕上げ有り	△		
5	排気筒（基礎）	クラス1 設備支持	1993年9月	-	-	-		埋設*2	△		
6	非常用ガス処理配管ダクト	クラス1 設備支持	1993年9月	-	-	-	仕上げ無し	埋設*2	△	◎	屋内で仕上げ無し 環境条件に基づく中性化に及ぼす影響
7	原子炉機器冷却水配管ダクト	クラス1 設備支持	1993年9月	-	-	-	仕上げ無し*1	埋設*2	△		
8	原子炉機器冷却海水配管ダクト	クラス1 設備支持	1993年9月	-	-	-	仕上げ無し*1	埋設*2	△		
9	原子炉機器冷却海水ポンプ室	クラス1 設備支持	1993年9月	-	-	-		仕上げ無し (海水と接触)	○	◎	屋外で仕上げ無し 供給塩化物量の影響
10	非常用ディーゼル発電設備燃料タンク基礎	クラス2 設備支持	1993年9月	-	-	-		埋設*2	△		

\*1：屋内で仕上げが無い他の構造物で代表させる

\*2：環境条件の区分として，土中は一般の環境として区分されることから屋外で仕上げが無い他の構造物で代表させる

鉄骨構造物	重要度	使用条件等				選定	選定理由
		供用開始年月	設置環境		使用材料		
			屋内	屋外			
1	原子炉建屋（鉄骨部）	クラス1 設備支持	1993年9月	仕上げ有り		◎	屋内環境
3	タービン建屋（鉄骨部）	クラス2 設備支持	1993年9月	仕上げ有り		◎	屋内環境
5	排気筒	クラス1 設備支持	1993年9月		仕上げ有り	◎	屋外環境

### 3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象として、コンクリートの強度低下、遮へい能力低下及び鉄骨の強度低下が考えられ、これらを想定される経年劣化事象として選定する。

また、想定される経年劣化事象を引き起こす可能性がある要因の中から、対象構造物の構造、材料、環境及び現在までの運転経験を考慮し、想定される経年劣化事象及び劣化要因を表5に示す。

表5 経年劣化事象及び劣化要因

構造物	経年劣化事象	劣化要因	
コンクリート	強度低下	熱	コンクリートは、熱を受けると、温度条件によってはコンクリート中の水分の逸散に伴う乾燥に起因する微細なひび割れ、あるいは水分の移動に起因する空隙の拡大等により強度が低下する可能性がある。
		放射線照射	コンクリートは、中性子照射やガンマ線照射に起因する内部発熱により、コンクリート中の水分が逸散し、乾燥に伴うひび割れ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すると鉄筋周囲に生成されていた不動態被膜が失われ、コンクリート中の水分、酸素の作用により鉄筋は腐食し始める。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、コンクリート中の水分、酸素の作用により鉄筋は腐食し始める。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。
		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。
	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。	
	遮へい能力低下	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、放射線に対する遮へい能力が低下する可能性がある。
鉄骨	強度低下	腐食	一般的に、鋼材の腐食は大気中の酸素、水分と化学反応を起こして発生する。腐食は海塩粒子等により促進され、進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
		金属疲労	鋼材は、繰返し応力を受けると金属疲労を起こし疲労破壊に至る可能性があり、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。
		摩耗	オイルダンパの摺動部に長期間の使用により摩耗が発生すると、動作不良に至りオイルダンパの強度低下につながる可能性がある。

下記①, ②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断する。抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び劣化要因を表6に示す。

表6 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び劣化要因

構造物	経年劣化事象	劣化要因
コンクリート	強度低下	熱
		放射線照射
		中性化
		塩分浸透
		機械振動
	遮へい能力低下	熱

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する。なお、コンクリート及び鉄骨構造物の保全活動は、「点検計画（建築編）（運転）」及び「点検計画（土木編）（運転）」（以下、「点検計画」という。）に定めた点検方法により実施している。点検計画における点検項目及び管理基準を別紙1に示す。

また、日常劣化管理事象に関する点検及び補修の実績を表8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	強度低下	アルカリ骨材反応	定期的に点検計画に基づく目視点検を行っており、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れは確認されていない。 また、試験によりコンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認している。試験結果を表9に示す。 今後も使用環境が急激に変化することはないことから、アルカリ骨材反応の進展傾向は極めて小さいと考えられる。
鉄骨	強度低下	腐食	定期的に点検計画に基づく目視点検を行っており、健全性が損なわれる可能性のある腐食は確認されていない。なお、鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化が認められた場合には補修塗装を施し健全性を確保する。
		金属疲労	排気筒は、耐震裕度を向上させるための鉄塔支持化(オイルダンパ付)を2007年5月に完了している。鉄塔支持化後では、鉄塔を含む架構全体の固有周期から共振風速を算出すると62.5m/sとなり、浜岡原子力発電所での至近10年間の観測最大風速37.1m/s(10分間平均)と比較して、共振現象が発生する可能性は極めて小さく、今後も外筒の共振現象による疲労が大きく変化する要因があるとは考え難い。 また、定期的に点検計画に基づく目視点検を行っており、共振による疲労割れは確認されていない。
オイルダンパ	強度低下	腐食	定期的に点検計画に基づく目視点検を行っており、健全性が損なわれる可能性のある腐食は確認されていない。なお、鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化が認められた場合には補修塗装を施し健全性を確保する。

表8 日常劣化管理事象に関する点検及び補修の実績

経年劣化事象	劣化要因	対象構造物	点検方法	点検頻度	点検結果	補修実績
コンクリートの強度低下	アルカリ骨材反応	コンクリート構造物全般	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確認されていない。	補修実績なし
鉄骨の強度低下	腐食	原子炉建屋 タービン建屋 排気筒(オイルダンパ含む)	目視点検	1回/年	健全性が損なわれる可能性のある腐食は確認されていない。	排気筒は塗替を定期的に施している
	金属疲労	排気筒	目視点検	1回/年	共振による疲労割れは確認されていない。	補修実績なし
オイルダンパの強度低下	腐食	排気筒のオイルダンパ	目視点検	1回/年	健全性が損なわれる可能性のある腐食は確認されていない。	塗替を適宜実施している

表9 アルカリ骨材反応に関する試験結果

対象構造物	試験方法 (試験実施年)	測定値	判定基準	結果
原子炉建屋ほか主要構造物	コンクリートコアによる 膨張率測定 (2021年3月~10月)	0.015%	膨張率が6か月で 0.050%以下が無害	無害
		0.015%		
		0.016%		
		0.015%		
		0.016%		
		0.016%		

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10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する。

表10 日常劣化管理事象以外

構造物	経年劣化事象	劣化要因	理由
コンクリート	強度低下	凍結融解	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、凍害危険度が2以上の地域は、凍結融解を含む凍害を考慮する必要がある地域とある。 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(2015)」に示されている解説図26.1(凍害危険度の分布図)によると、浜岡原子力発電所付近は凍結融解の危険性がない地域に該当している。浜岡原子力発電所付近の凍結危険度について別紙2に示す。
鉄骨	強度低下	摩耗 (排気筒のオイルダンパ)	地震時に想定されるオイルダンパのボールジョイント部の摺動であれば繰返し数は少なく、また風により想定されるボールジョイント部の摺動であれば発生荷重は小さいため、ボールジョイント部が摩耗して、オイルダンパの強度低下につながるような力は発生しないと判断する。

### 3.3 評価対象部位の選定

想定される経年劣化事象と評価対象部位を表 11 に示す。

### 3.4 評価手法

学会基準及び国内外の研究成果等による健全性評価とする。

表 11 想定される経年劣化事象と評価対象部位

構造種別		コンクリート構造物							鉄骨構造物				
経年劣化事象		強度低下							遮へい能力低下	強度低下		オイルダンパ強度低下	
要因		熱	放射線照射熱	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応	凍結融解	機械振動	熱	腐食	金属疲労	腐食	摩耗
代表構造物	原子炉建屋	一次遮へい壁* ○	一次遮へい壁* ○	○	○	△	▲	○	原子炉遮へい壁* ○	△			
	タービン建屋			○	○	△	▲	タービン発電機架台* ○		△			
	非常用ガス処理配管ダクト			内面* ○	○	△	▲						
	原子炉機器冷却海水ポンプ室			壁面及び床面* ○	壁面及び床面* ○	△	▲						
	排気筒(オイルダンパ付)									△	△	△	▲

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：（同上）（日常劣化管理事象以外）

\*：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

コンクリート構造物から採取した供試体の圧縮強度試験を行った結果を表 12 に示す。平均圧縮強度は設計基準強度を十分上回っている。

表 12 コンクリートの圧縮強度試験結果

対象構造物	評価点	実施時期 (経過年数)	平均圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
原子炉建屋	3F 内壁	2021 年 3 月 (27 年)	40.6	29.4 [300 kgf/cm <sup>2</sup> ]
タービン建屋	2F 内壁	2021 年 2 月 (27 年)	42.6	29.4 [300 kgf/cm <sup>2</sup> ]
非常用ガス処理配管 ダクト	ダクト内壁	2020 年 8 月 (26 年)	39.2	23.5 [240 kgf/cm <sup>2</sup> ]
原子炉機器冷却 海水ポンプ室	気中帯	2022 年 5 月 (28 年)	43.1	23.5 [240 kgf/cm <sup>2</sup> ]
	干満帯	2020 年 8 月 (26 年)	45.7	23.5 [240 kgf/cm <sup>2</sup> ]
	海中帯	2021 年 2 月 (27 年)	53.2	23.5 [240 kgf/cm <sup>2</sup> ]

#### 4.1.1 熱による強度低下

##### (1) 評価の概要

評価対象部位は、対象構造物のうち、通常運転時に雰囲気温度が高く、高温の原子炉圧力容器近傍に位置する一次遮へい壁（図1参照）とし、評価点は一次遮へい壁内側とする。

評価については、コンクリートの温度制限値と通常運転時における温度分布解析の結果を比較する。温度分布解析を別紙3に示す。

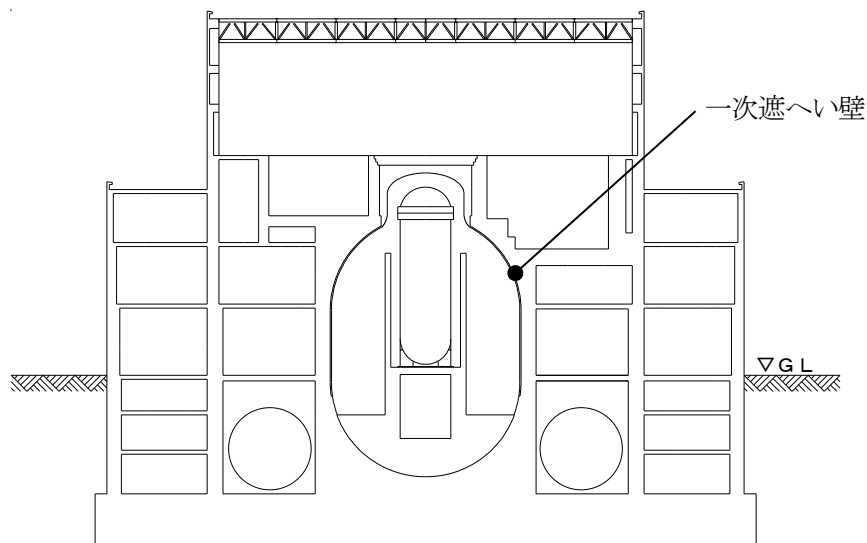


図1 評価対象部位

##### (2) 評価結果

温度分布解析の結果、コンクリートの最高温度は62.7℃であり、制限値[1]である65℃以下であるため、熱による強度低下は問題ない。冷温停止維持の状態においては、熱による強度に対する影響はないと判断する。

以上から、熱によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

#### 4.1.2 放射線照射による強度低下

##### (1) 評価の概要

評価対象部位は、対象構造物のうち、原子炉圧力容器近傍に位置し、運転時に中性子照射量及びガンマ線照射量の最も大きい一次遮へい壁とし、評価点を一次遮へい壁内側とする。

評価については、評価点における運転開始後40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する。放射線照射量解析を別紙4に示す。



## (2) 評価結果

中性子照射と強度の関係について Hilsdorf 他の文献[2]によると、少なくとも  $1 \times 10^{20}$  n/cm<sup>2</sup> 程度の中性子照射量では有意な強度低下は見られない。一方、小嶋他の試験結果を踏まえた最新知見[3]によると、 $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>の中性子照射量から強度低下する可能性があることが示されている。

運転開始後 40 年時点で予想される中性子照射量は、 $1.92 \times 10^{15}$  n/cm<sup>2</sup>であり  $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>を超えておらず、中性子照射によるコンクリート強度への影響はない。

ガンマ線照射量と強度との関係について Hilsdorf 他の文献[2]によると、ガンマ線照射量が  $2.0 \times 10^{10}$  rad 以下 ( $2.0 \times 10^8$  Gy) では有意な強度低下は見られない。

運転開始後 40 年時点で予想されるガンマ線照射量は、放射線照射量解析の結果、 $2.07 \times 10^6$  rad ( $2.07 \times 10^4$  Gy) であり、 $2.0 \times 10^{10}$  rad ( $2.0 \times 10^8$  Gy) を超えておらず、ガンマ線照射によるコンクリート強度への影響はない。

以上から、放射線照射によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

### 4.1.3 中性化による強度低下

#### (1) 評価の概要

中性化の進展に影響を及ぼす要因として、環境要素（二酸化炭素濃度、温度、相対湿度）等が考えられることから、環境測定を実施した。環境測定に基づく中性化の評価対象部位の選定過程を別紙 5 に示す。

鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋かぶり厚さから 20mm 奥まで達したときとされている[4]ことから、評価対象部位は、屋内、屋外について各々選定することとし、塗装等の仕上げ材の有無、環境要素等を考慮して選定する。

屋内については、塗装仕上げが無い箇所がある構造物のうち鉄筋腐食開始年が最小となる、非常用ガス処理配管ダクトを評価対象構造物として選定し、評価対象部位を非常用ガス処理配管ダクト内面、評価点を非常用ガス処理配管ダクトの屋内壁とする。なお、鉄筋腐食開始年については、環境要素が入力値となる森永式[5]を用いて算出する。

屋外については、対象となる構造物が原子炉機器冷却海水ポンプ室のみであることから、原子炉機器冷却海水ポンプ室を選定し、評価対象部位を原子炉機器冷却海水ポンプ室の壁面及び床面、評価点を原子炉機器冷却海水ポンプ室の壁面（気中帯）とする。

(2) 評価手順

以下に評価手順を示す。また、中性化深さの推定値の算出過程を別紙6に示す。

① 運転開始後40年時点における中性化深さ

中性化深さの推定式（岸谷式[6]，依田式[7]，森永式[5]及び中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式[8]）により，運転開始後40年時点の中性化深さを算出する。

② 最大中性化深さの推定値の抽出

中性化深さの推定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する。

③ 鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ

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

④ 運転開始後40年時点の中性化深さの評価

②が③を下回っていることを確認する。

(3) 評価結果

運転開始後40年時点における中性化深さの推定値は表13に示すとおり，いずれの評価点においても鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っている。

また，定期的に目視点検を実施しているが，中性化による鉄筋腐食に起因するひび割れは確認されていない。

以上から，中性化によるコンクリートの強度低下は，長期健全性評価上問題とならない。

表13 構造物のコンクリートの中性化深さ

単位：cm

対象構造物 (評価点)		中性化深さ				かぶり 厚さ	鉄筋が腐食 し始める ときの 中性化深さ*2
		調査時点		運転開始後 40年時点			
		調査時期 (経過年数)	実測値	推定値*1 (推定式)	推定値*1 (推定式)		
屋内	非常用ガス処理配管 ダクト屋内壁	2020年8月 (26年)	0.4	2.5 (岸谷式)	3.1 (岸谷式)	5.2	7.2
屋外	原子炉機器冷却 海水ポンプ室 (気中帯)	2022年4月 (28年)	0.8	1.7 (岸谷式)	2.0 (岸谷式)	6.9	6.9

\*1：岸谷式[6]，依田式[7]，森永式[5]，及び実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式[8]による推定値のうち最大値を記載

\*2：鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは，屋外では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき，屋内では鉄筋のかぶり厚さから2.0 cm奥まで達したとき

#### 4.1.4 塩分浸透による強度低下

##### (1) 評価の概要

塩分浸透の評価対象部位は、海水接触とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下であり、塗装等の仕上げが施されていない部位がある原子炉機器冷却海水ポンプ室の壁面及び床面とする。

評価点は、評価対象構造物（原子炉機器冷却海水ポンプ室）のうち、「高経年化技術評価審査マニュアル（JNES-RE-2013-9012）」に基づき、塩分浸透環境を考慮し、環境条件が異なる原子炉機器冷却海水ポンプ室の気中帯、干満帯及び海中帯を選定する。塩分浸透の測定結果を表 14 に示し、評価点の妥当性を別紙 7 に示す。

表 14 塩分浸透の測定結果

対象のコンクリート 構造物	表面からの 深さ(mm)	塩化物イオン量(kg/m <sup>3</sup> )		
		気中帯	干満帯	海中帯
原子炉機器冷却海水 ポンプ室	10～30	6.71	4.49	6.88
	30～50	3.07	2.80	5.55
	50～70	0.66	1.47	3.89
	70～90	0.17	0.69	2.75
	90～110	0.03	0.29	1.99
	130～150	0.09	0.04	0.86
コア採取年月		2022年4月	2021年2月	2021年2月

##### (2) 評価手順

以下に評価手順を示す。また、鉄筋の腐食減量の推定値の算出過程及び結果を別紙 8 に示す。

###### ① 運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量

拡散方程式により、塩化物イオン濃度の測定結果を基に運転開始後経過年数毎のコンクリート表面からの塩化物イオンの浸透を予測し、鉄筋位置における塩化物イオン量を算定する。鉄筋位置における塩化物イオン量を用いて、森永式[5]により運転開始後 40 年時点の鉄筋の腐食減量を算出する。

###### ② かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋の腐食量

鉄筋径及びかぶり厚さを用いて、森永式[5]により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の腐食量を算出する。

###### ③ 運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量

①が②を下回っていることを確認する。

### (3) 評価結果

運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量は表 15 に示すとおり、いずれの評価点においても、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を下回っている。

また、定期的に目視点検を実施しているが、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する有害なひび割れ等は確認されていない。

以上から、塩分浸透によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

表 15 鉄筋の腐食減量

評価点		調査時期 (経過年数)	鉄筋位置 での塩化物 イオン濃度 (%)	鉄筋の腐食減量 ( $\times 10^{-4}$ g/cm <sup>2</sup> )		
				調査時点	運転開始後 40 年時点	かぶりコンク リートにひび 割れが発生す る時点
原子炉機器 冷却海水 ポンプ室	気中帯	2022 年 4 月 (28 年)	0.021 (0.49) <sup>*1</sup>	4.3	6.6	79.6
	干満帯	2021 年 2 月 (27 年)	0.046 (1.08) <sup>*1</sup>	11.7	17.9	79.6
	海中帯		0.147 (3.46) <sup>*1</sup>	2.6	5.5	79.6

\*1 : ( )内は塩化物イオン量(kg/m<sup>3</sup>)

#### 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、主要な機器の原動機出力を機械振動の大きさとして選定し、タービン建屋のタービン発電機架台を選定する。

評価点は、機械振動荷重を直接受ける機器支持部付近（基礎ボルト周辺のコンクリート）とする。機械振動の評価対象部位及び評価点の選定過程を別紙 9 に示す。

##### (2) 評価結果

タービン発電機は、運転中は運転員が異常振動の有無を日常的パトロールで確認している。タービン発電機架台については定期的（1 回/年）に目視点検を行い、コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認している。

仮に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があったとしても、機器の異常振動が発生すると考えられるが、タービン監視計器により軸振動の測定値を中央制御室で連続監視しており異常の兆候は検知可能である。

以上から、機械振動による強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

## 4.2 コンクリートの遮へい能力低下

### 4.2.1 熱による遮へい能力低下

#### (1) 評価の概要

評価対象部位は、放射線の遮へい能力が要求される対象構造物のうち、原子炉压力容器近傍に位置し、運転時に照射量の最も大きい原子炉遮へい壁とし、評価点は炉心領域部とする。

評価については、制限値と温度分布解析の結果を比較する。温度分布解析を別紙3に示す。

#### (2) 評価結果

放射線防護の観点から、コンクリート遮へい体の設計に適用されている「コンクリート遮蔽体設計基準」[9]には、周辺及び内部最高温度の制限値が示されており、コンクリートに対しては中性子遮へいで88℃以下、ガンマ線遮へいで177℃以下となっている。

解析の結果、コンクリートの最高温度は炉心領域部で76.4℃であり、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。

仮に熱によるコンクリート構造物の遮へい能力低下が生じた場合があったとしても、放射線量が上昇すると考えられるが、放射線量は日常的に監視しており、異常の兆候は検知可能である。

なお、冷温停止維持の状態では、中性子やガンマ線の発生はほとんどなく、運転開始後40年時点においてもこれらによる温度上昇の影響はない。

以上から、熱によるコンクリートの遮へい能力低下は、長期健全性評価上問題とならない。

## 4.3 現状保全

コンクリート構造物の強度低下については、点検計画に基づき、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ている。

目視点検の結果、ひび割れ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要なものを除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画、実施することとしている。

コンクリート構造物の遮へい能力低下については、原子炉遮へい壁については鉄板で覆われているため、目視点検等は実施できないが、放射線量を日常的に監視している。

## 4.4 総合評価

コンクリート構造物の強度低下については、健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は小さい。

また、定期的な目視点検により補修対象となったひび割れ等の補修を実施することとしており、現状の保全方法は、コンクリート構造物の健全性を維持する上で適切である。

コンクリート構造物の遮へい能力低下については、健全性評価結果から判断して、現状において問題はなく、今後、遮へい能力低下が急激に発生する可能性は極めて小さい。

仮に熱によるコンクリート構造物の遮へい能力低下が生じた場合があったとしても、放射線量が上昇すると考えられ、放射線量は日常的に監視していることから異常の兆候は検知可能である。

#### 4.5 高経年化への対応

コンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

#### 5. 代表構造物以外の技術評価

コンクリート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毎に使用条件を考慮して実施しており、代表構造物以外の構造物の使用条件は代表構造物に包含されるため、技術評価結果も代表構造物に包含される。

#### 6. まとめ

##### 6.1 審査ガイド適合性

要求事項について技術評価を行い、審査ガイドに適合していることを確認した。要求事項との対比を表 16 に示す。

##### 6.2 施設管理に関する方針として策定する事項

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い。

表 16 要求事項との対比

(1/2)

ガイド	要求事項	技術評価結果
審査ガイド	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑫健全性の評価</p> <p>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。</p>	<p>「4. 代表構造物の技術評価」に示すとおり、対象構造物について運転開始後 40 年時点を想定した健全性評価を実施した。</p>
	<p>⑬現状保全の評価</p> <p>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。</p>	<p>「4.3 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。</p>
	<p>⑭追加保全策の抽出</p> <p>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。</p>	<p>「4.5 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。</p>
	<p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>⑰長期施設管理方針の策定</p> <p>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>「4.5 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、保守管理に関する方針として策定する事項はなかった。</p>

表 16 要求事項との対比

(2/2)

ガイド	要求事項	技術評価結果
	<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。）</p>	<p>「4.5 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。</p>
<p>実施ガイド</p>	<p>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。                      ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合にはその限りではない。</p>	<p>「4.5 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。</p>



【引用文献】

- [1] (社) 日本建築学会, 原子炉建屋構造設計指針・同解説, 1988.
- [2] Hilsdorf, Kropp and Koch, The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete, American Concrete institute Publication SP - 55, Paper 10, 1977.
- [3] 小嶋他, “NTEC-2019-1001 中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響”, 2019.
- [4] (社) 日本建築学会, 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説, 2016.
- [5] 森永, 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.
- [6] (社) 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.
- [7] 岸谷他, コンクリート構造物の耐久性シリーズ中性化, 1986.
- [8] (社) 土木学会, コンクリート標準示方書[維持管理編], 2018.
- [9] R.G. Jaeger et al. , “Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL.2” .

## 別紙

- 別紙 1. 点検計画における点検項目及び判定基準
- 別紙 2. 浜岡原子力発電所付近の凍結危険度
- 別紙 3. 温度分布解析（一次遮へい壁の強度低下，原子炉遮へい壁の遮へい能力低下）
- 別紙 4. 放射線照射量解析（一次遮へい壁の強度低下）
- 別紙 5. 中性化の評価対象部位の選定過程
- 別紙 6. 中性化深さの推定値の算定過程及び結果
- 別紙 7. 塩分浸透における評価点の妥当性
- 別紙 8. 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程及び結果
- 別紙 9. 機械振動の評価対象部位及び評価点の選定過程
- 別紙 10. 地下水による劣化評価

別紙1. 点検計画における点検項目及び管理基準

コンクリート構造物及び鉄骨構造物について点検計画（土木編），点検計画（建築編）に基づく点検項目及び管理基準を以下に示す。

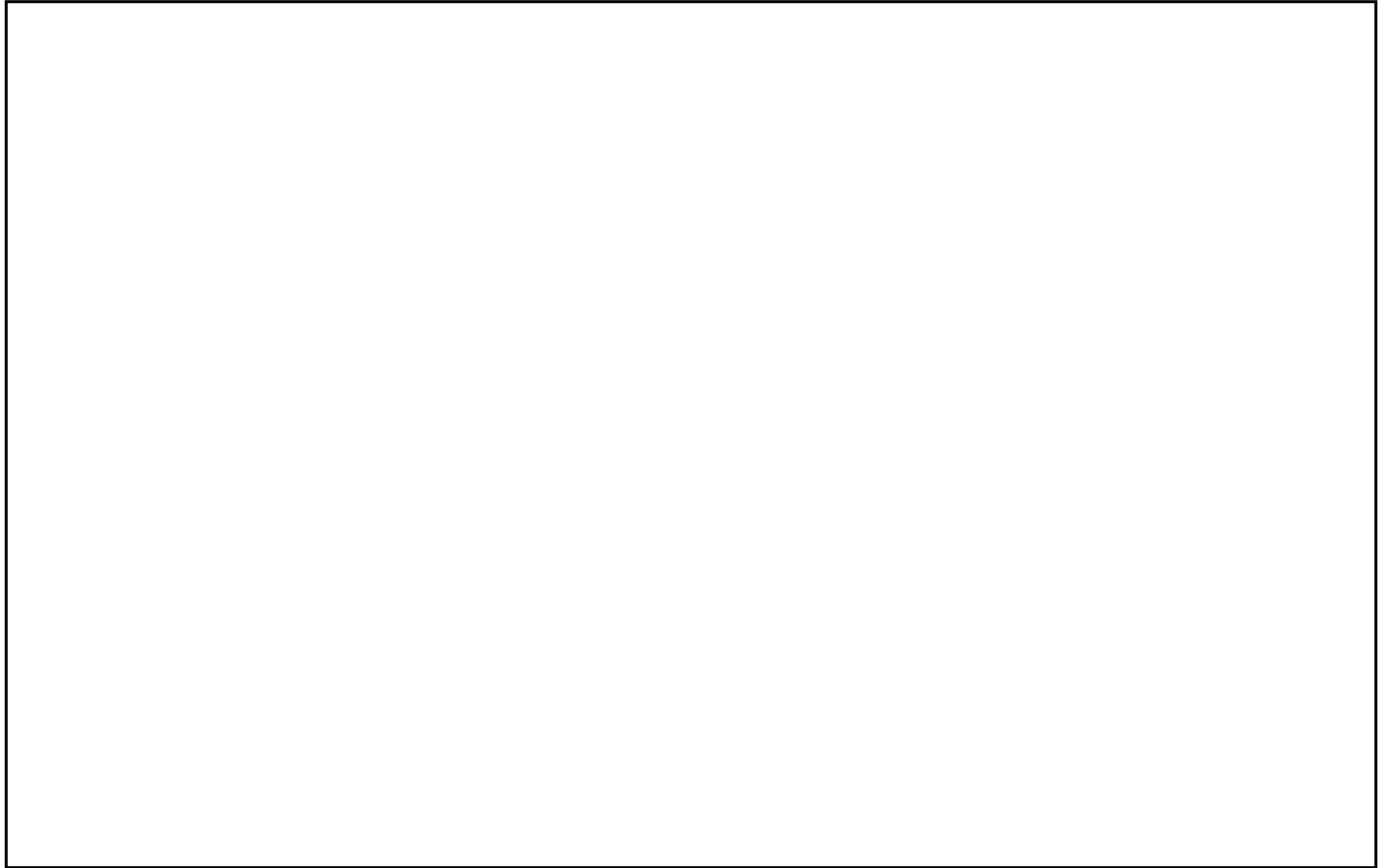
枠囲みの内容は営業秘密に属しますので公開できません

点検計画（土木編）（運転）



枠囲みの内容は営業秘密に属しますので公開できません

点検計画（建築編）（運転）



別紙2. 浜岡原子力発電所付近の凍結危険度

1. はじめに

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。

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(2015)」(以下、「JASS5」という。)解説図 26.1 (凍害危険度の分布図)によると、浜岡原子力発電所付近は凍結融解の危険性がない地域に該当している。

なお、凍害危険度の分布図にある凍害危険度は、気象資料を用いて外気温上の凍結融解作用の強さに日射等の影響と含水程度を考慮して算出したものである。

あらためて、気象資料から凍害危険度を確認した結果を以下に示す。

2. 凍結融解作用を受けるコンクリート

JASS5「26節 凍結融解作用を受けるコンクリート」に、寒冷地に建設する建築物の激しい凍結融解作用を受ける部分に使用するコンクリートの仕様が示されている。

26節の適用にあたっては、解説に「凍結融解作用が激しくない場合、本節を適用する必要はない」とされ、同節の適用にあたっての目安が表により示されている。表1に、JASS5 26節適用の目安を示す。

表1 JASS5 26節適用の目安



### 3. 浜岡原子力発電所付近の凍害危険度

最新の平滑平年値（1991～2020年の観測値）により、浜岡原子力発電所付近である御前崎特別地域気象観測所の最低気温を確認すると2.7℃であり、表1における新潟（最低気温-0.7℃で凍結危険度0）よりも最低気温が高いため、凍害危険度は0であり凍結融解作用を受ける危険性はない地域と判断する。

なお、JASS5解説に「わが国の多くの地域で最低気温と凍結融解回数が対応している」ことから、「凍結融解作用の温度条件の厳しさを最低気温によって表している」とされており、最低気温から凍害危険度を確認することは妥当と考える。

別紙3. 温度分布解析（一次遮へい壁の強度低下，原子炉遮へい壁の遮へい能力低下）

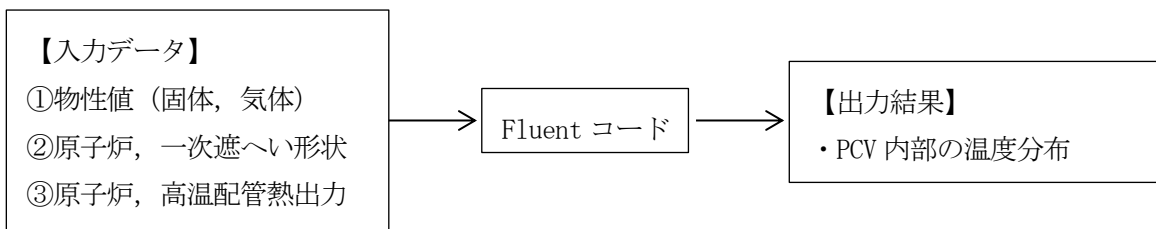
1. 解析方法

解析方法は，原子炉格納容器（以下，PCV という。）とコンクリート構造物をモデル化し，原子炉圧力容器（以下，RPV という。）や高温配管からの発熱等を算定し，PCV 内部の温度分布を評価する。

(1) 解析プログラム

ANSYS Fluent (Version18.2) により，温度分布を算出する。ANSYS Fluent は，米国 ANSYS 社が開発した汎用性の高いCFD (Computational Fluid Dynamics) 解析プログラムである。

入力パラメータは以下のとおりである。



(2) 解析モデル

解析形状は，図1，図2に示すように，PCV 内部と外部領域をモデル化する。流体領域以外のRPV 内部は計算領域外とし，ペDESTAL，原子炉遮へい壁，一次遮へい壁等は固体領域として伝熱する。

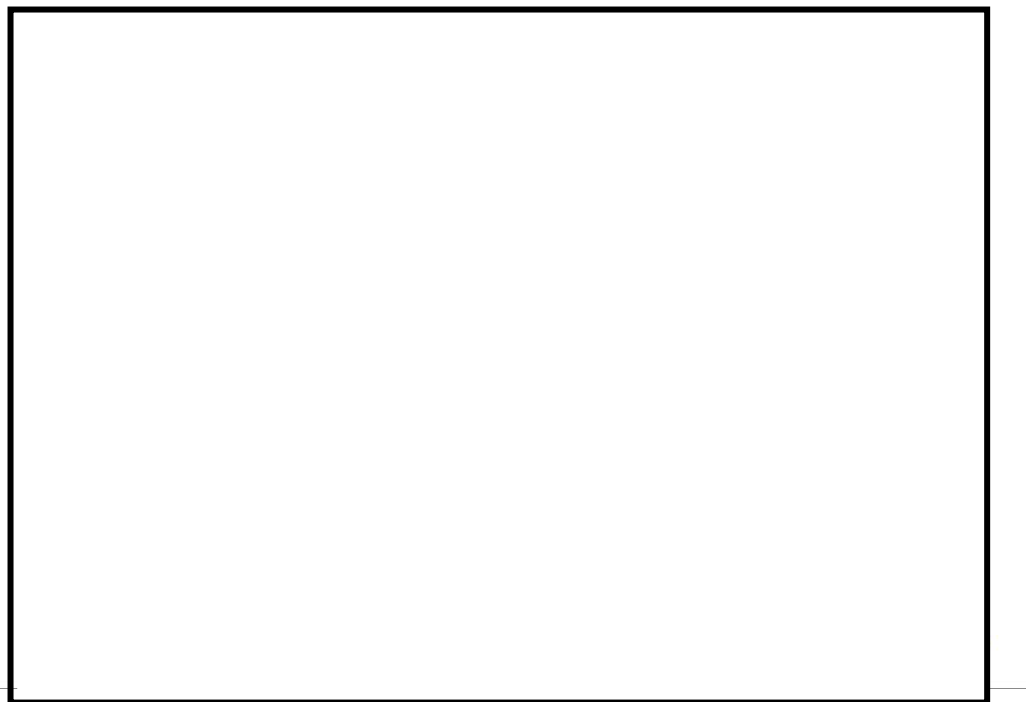


図1 解析範囲





図2 PCV のモデル化

表1 各材料の熱伝導率

材料	熱伝導率 (W/(m・K))
空気	0.02407 (273.15K)
	0.02614 (300K)
	0.02759 (320K)
	0.02900 (340K)
	0.03036 (360K)
	0.03173 (380K)
	0.03305 (400K)
ステンレス鋼	15
アルミニウム	210
モルタル	1.5
コンクリート	1.6

## 2. 温度分布解析結果

PCV 内部の温度分布解析結果を図 3 に、温度測定値（最も実測温度が高い位置）を図 4 に示す。表 2 に解析結果と測定値を比較する。測定結果が 50.8℃～60.4℃に対し、解析結果は 52℃～64℃であり、解析結果は保守的な評価と判断する。一次遮へい壁の内側の温度分布解析結果を図 5 に、原子炉遮へい壁の温度分布解析結果を図 6 に示す。

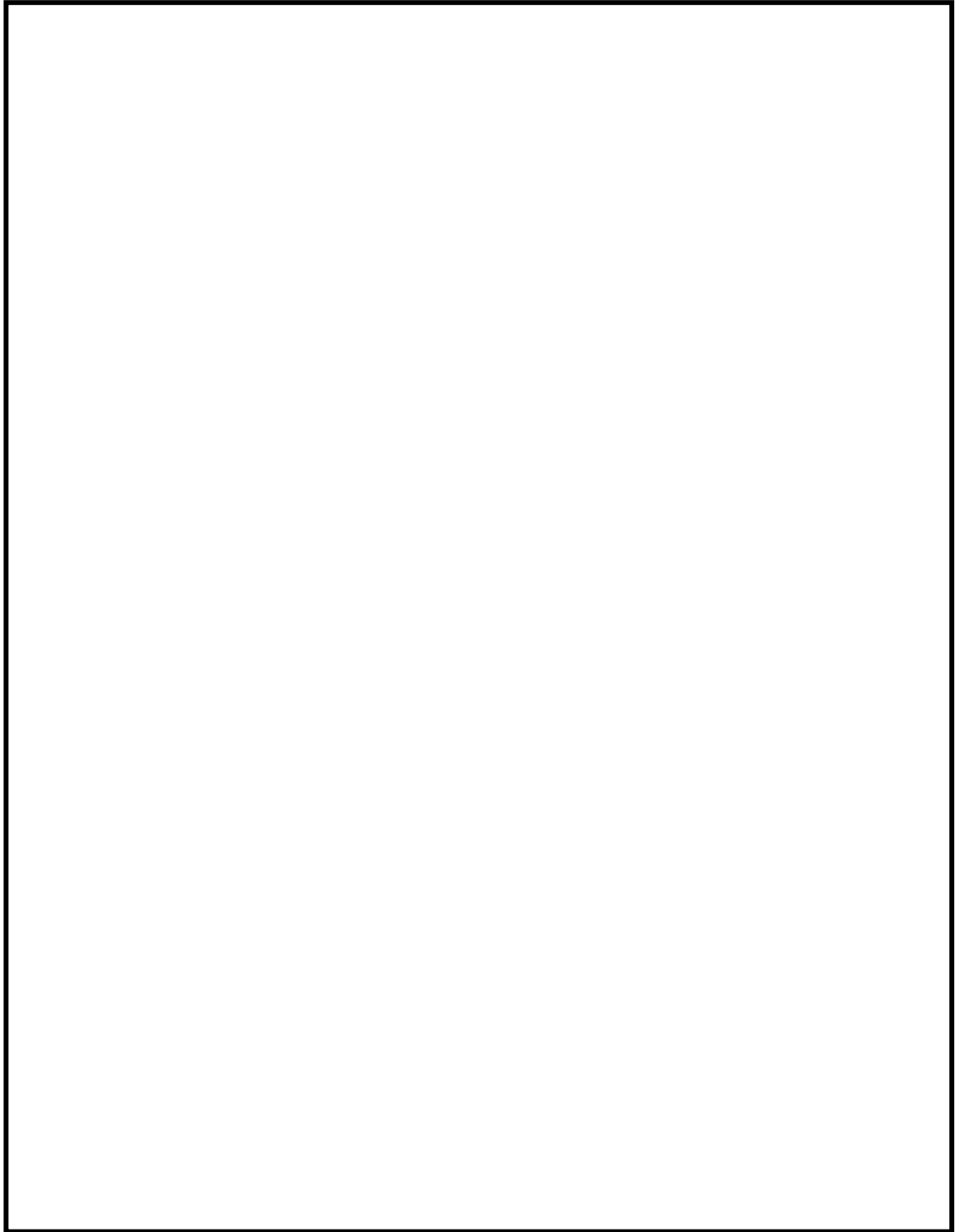


図 3 温度分布解析結果

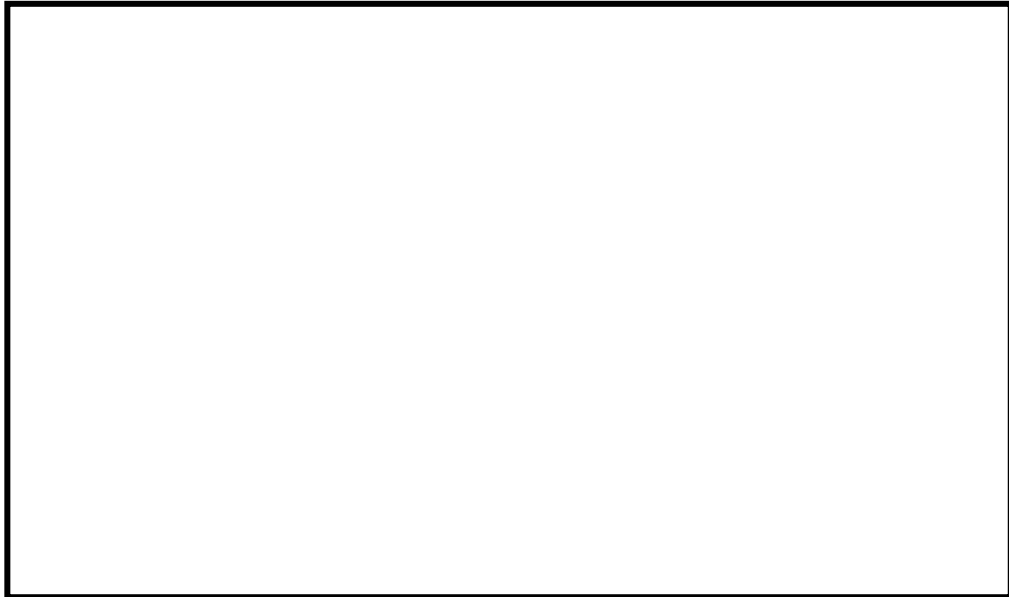


図4 FL+16315mmにおける平均温度（測定期間：2007/12/2～2008/11/26）

表2 解析値と実測温度の比較

解析値※	実測値
52℃～64℃	50.8℃～60.4℃

※：解析値は実測温度と同様，レベルがFL+16315mm，炉心中心から4506～5216mmにおける範囲の温度分布結果を示す。

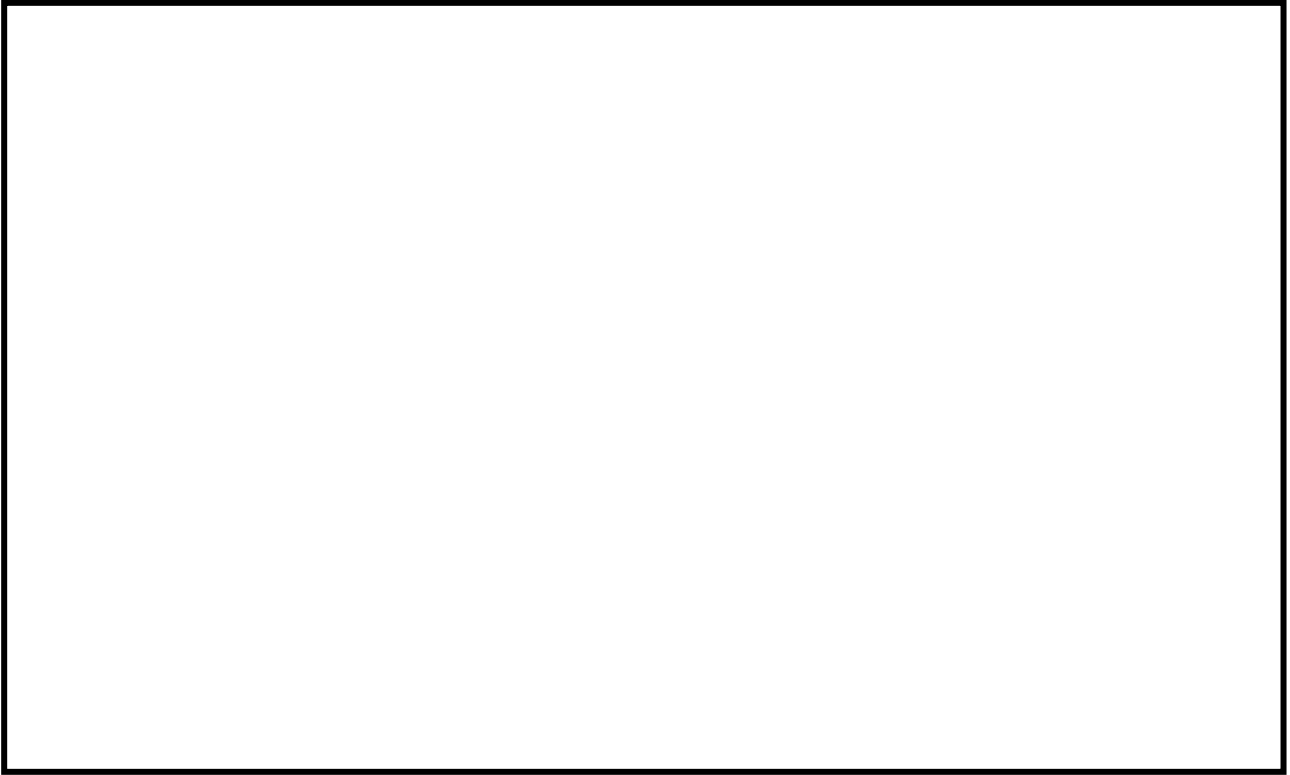


図5 一次遮へい壁内側の温度分布解析結果

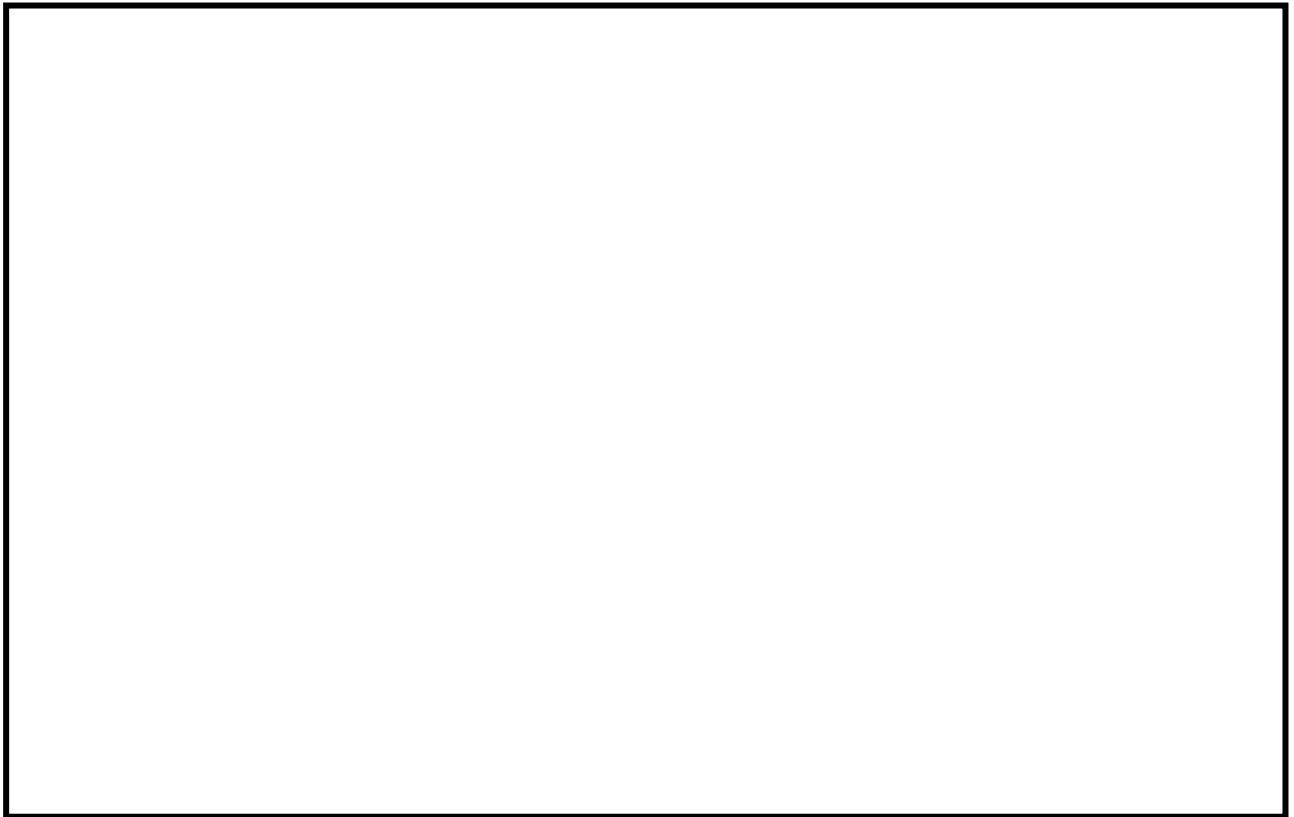


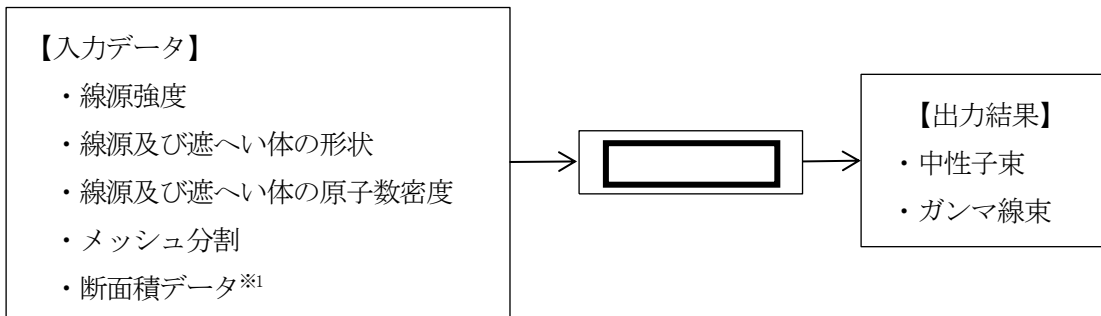
図6 原子炉遮へい壁の温度分布解析結果

別紙4. 放射線照射量解析（一次遮へい壁の強度低下）

1. 解析方法

(1) 解析プログラム

一次遮へい壁の放射線照射量は、原子炉圧力容器（以下、RPV という。）から一次遮へい壁外側までを評価モデルとして、Sn 法に基づく 2 次元輸送計算コード  により、各部における中性子束（ $E > 0.1 \text{ MeV}$ ）及びガンマ線束を算定し、運転時間を乗じることで中性子線分布及びガンマ線分布を算出する。 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。



※1：日本原子力研究開発機構による評価済み核データ JENDL4.0 を基にした MATXS LIB-J40 を使用。

(2) 放射線照射量の算出手順

一次遮へい壁における中性子照射量及びガンマ線照射量の評価モデルは、以下の手順で算出している。

- ① R-Z 体系モデル（垂直断面モデル）により、一次遮へい壁の中性子束及びガンマ線吸収線量率（ガンマ線束に吸収線量率換算係数を乗じる）を算出する。
- ② 一次遮へい壁に対して、①で求めた中性子束及びガンマ線束分布から、構造上もっとも数値が高くなる位置における中性子束及びガンマ線束を求める。
- ③ 実効運転期間（運転開始後 40 年時点）を設定する。
- ④ 一次遮へい壁における最大中性子束及びガンマ線吸収線量率に実効運転期間（運転開始後 40 年時点）を乗じて、一次遮へい壁への中性子照射量及びガンマ線照射量（ガンマ線吸収線量）とする。

2. 評価モデル

図1に示すR-Z体系モデル（垂直断面モデル）を用いる。



図1 R-Z体系モデル（垂直断面モデル）

3. 放射線照射量の算出結果

一次遮へい壁の放射線照射量の算出結果を図2に示す。

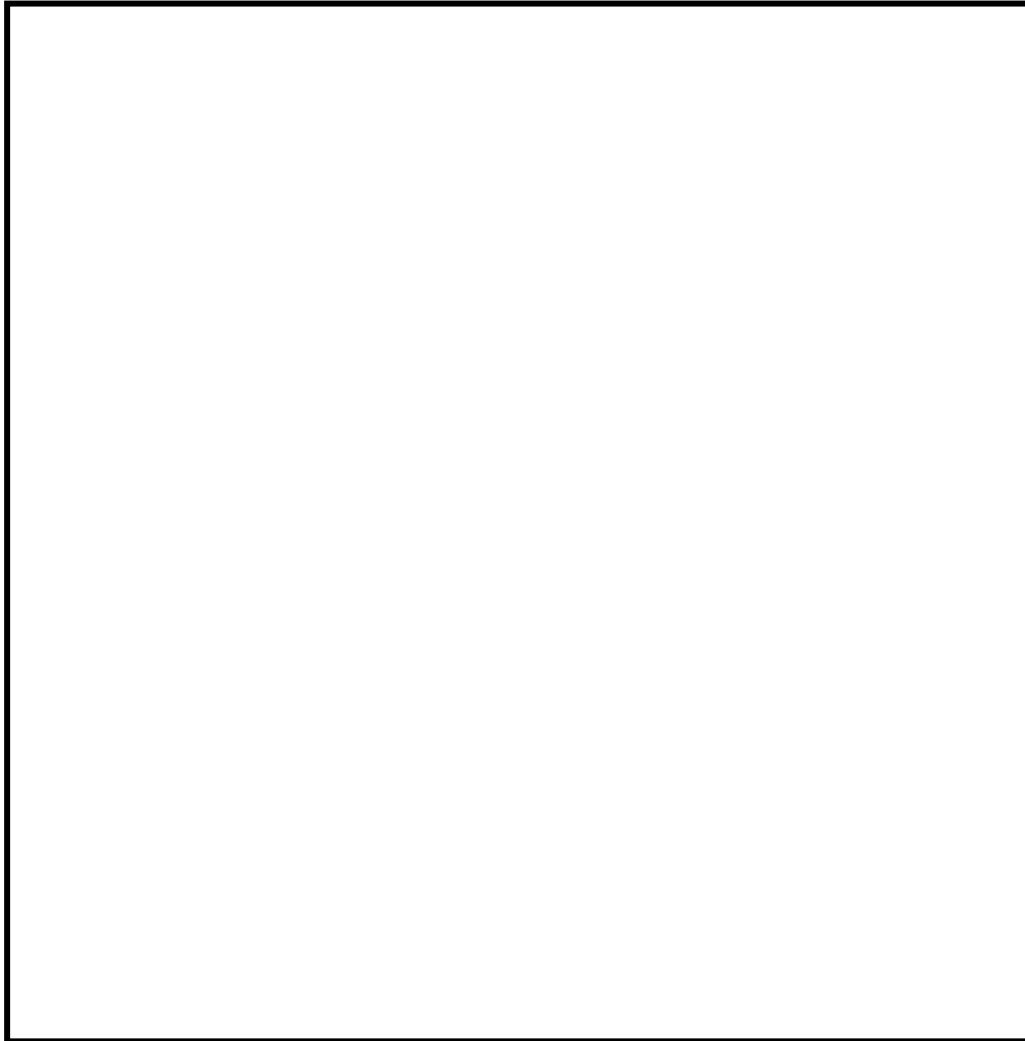


図2 一次遮へい壁の放射線照射量の算出結果

4. 運転開始後 40 年時点の実効運転期間

実効運転期間 (EFPY) は、積算熱出力量から下記のとおり算定した。

$$\begin{aligned}
 & 2021 \text{ 年 } 3 \text{ 月 } 31 \text{ 日時点の原子炉の積算熱出力 (MWd)} \div (\text{定格出力 (MW)} \times 365 \text{ (d)}) \\
 &= \frac{17,272,853 \text{ [MWd]}}{3293 \text{ [MW]} \times 365 \text{ [d]}} \\
 &= 14.38 \text{ [EFPY]}^{*1}
 \end{aligned}$$

※1：2021 年 3 月 31 日時点から運転開始後 40 年時点までは冷温停止状態を継続するとし、EFPY は 2021 年 3 月 31 日時点と同じ値とする。

5. 40 年時点における評価

解析結果により得られた一次遮へい壁内面における中性子束及びガンマ線量率に対し、運転開始後 40 年時点における実効運転期間 (EFPY=14.38 年) を乗じ、一次遮へい壁が受ける照射量の算定結果を表 1 に示す。

表 1 一次遮へい壁が受ける照射量の算定結果

	解析結果	運転開始後 40 年時点の累積放射線照射量
中性子照射量	$4.23 \times 10^6 \text{ n/cm}^2/\text{sec}$	$1.92 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$
ガンマ線照射量	$1.64 \times 10 \text{ rad/h}$ ( $1.64 \times 10^{-1} \text{ Gy/h}$ )	$2.07 \times 10^6 \text{ rad}$ ( $2.07 \times 10^4 \text{ Gy}$ )



## 別紙5. 中性化の評価対象部位の選定過程

## 1. 空気環境測定

中性化の進展度合いは、環境要素（温度、相対湿度、二酸化炭素濃度）の影響を受けることから、2020年11月から2021年10月の期間において環境測定を実施した。

## (1) 測定方法

空気環境測定の測定項目と使用機器を表1に示す。温度と相対湿度の測定は、原子炉建屋、タービン建屋、補助建屋、非常用ガス処理配管ダクト、原子炉機器冷却水配管ダクト及び原子炉機器冷却海水配管ダクトについて1時間毎に測定を実施した。

二酸化炭素濃度の測定は、上記構造物及び原子炉機器冷却海水ポンプ室について各月毎に測定を実施した。

表1 空気環境測定の測定項目と使用機器

測定項目	使用機器
温度	温湿度計
相対湿度	
二酸化炭素濃度	二酸化炭素濃度計

## (2) 測定位置

環境要素（温度、相対湿度、二酸化炭素濃度）について、建物内外にて測定を実施した。測定位置図を図1～22に示す。

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

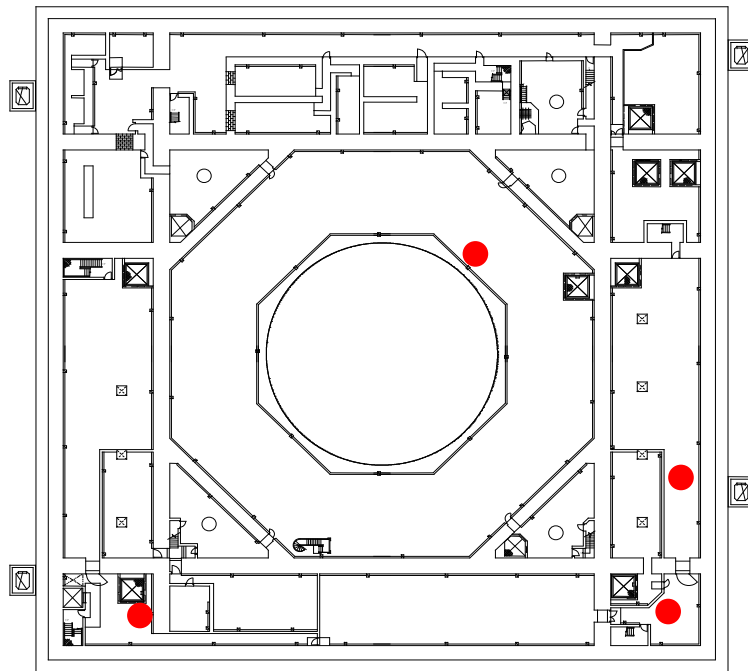


图1 原子炉建屋 (FL-15,000)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

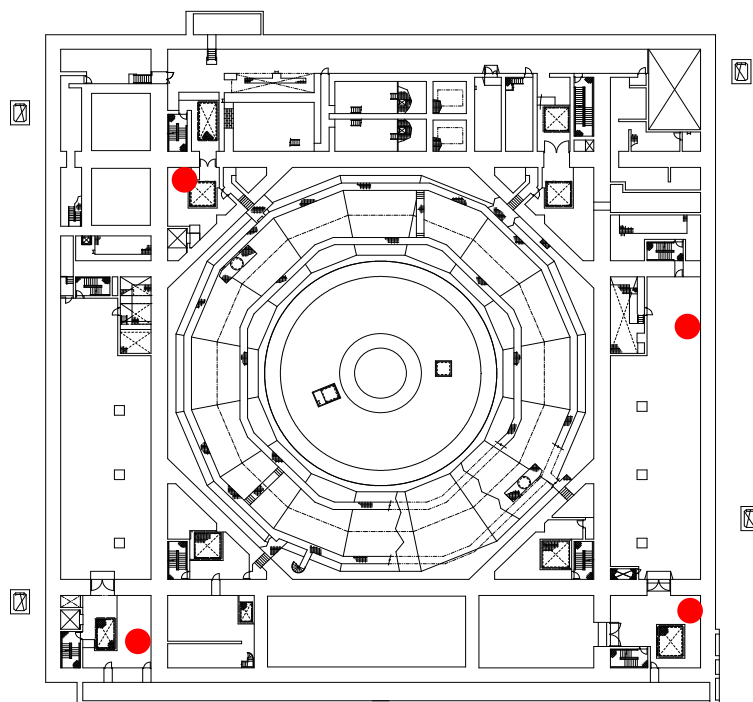


图2 原子炉建屋 (FL-7,000)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

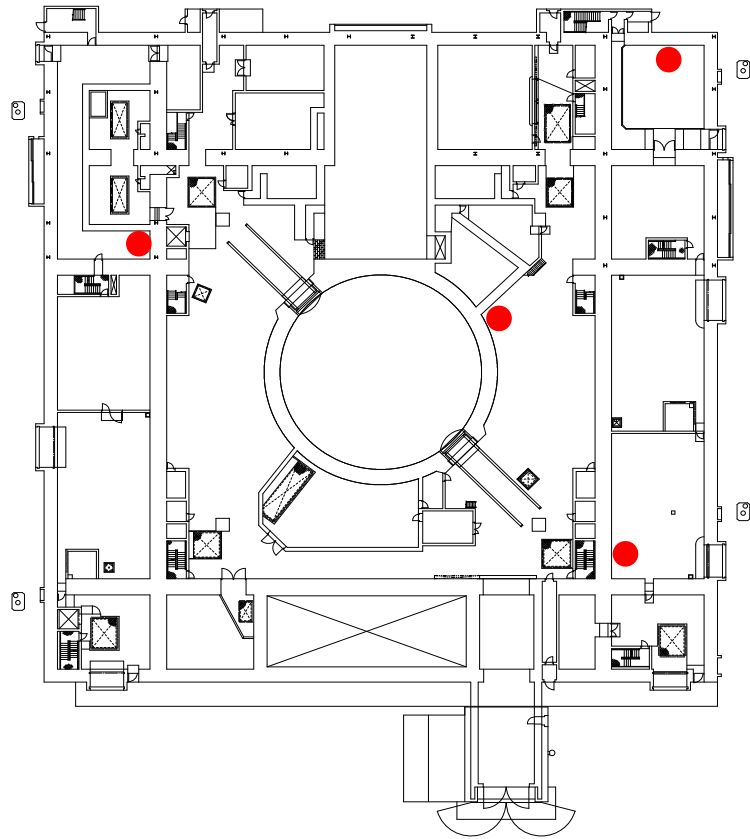


图 3 原子炉建屋 (FL ±0)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

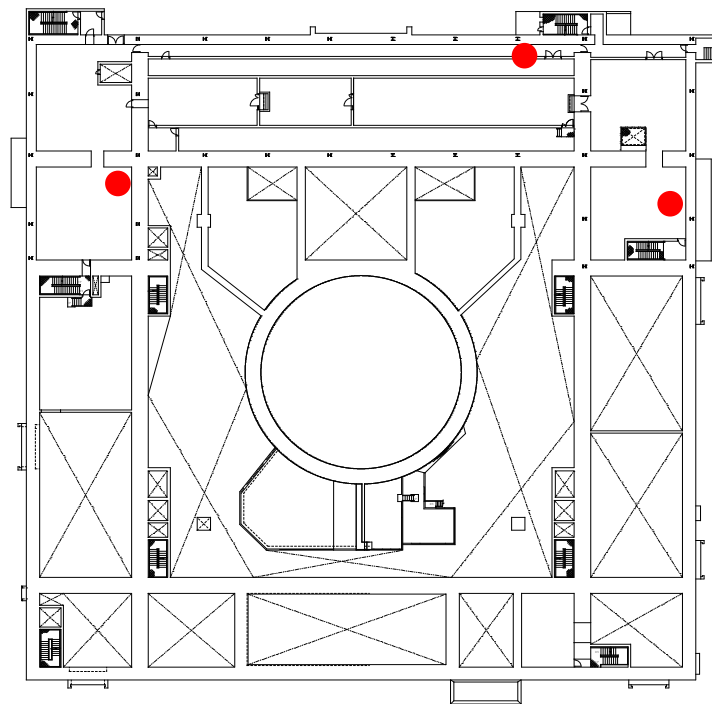


图 4 原子炉建屋 (FL 5,000)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

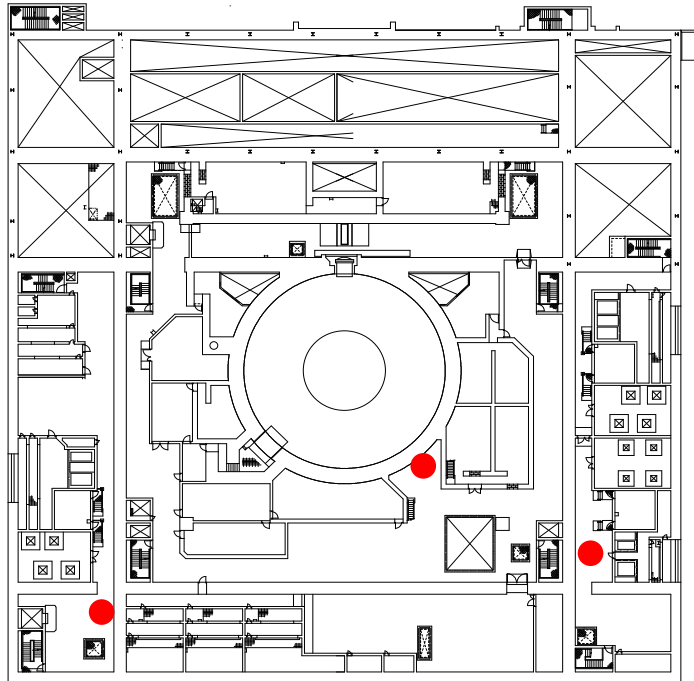


图5 原子炉建屋 (FL 9,500)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

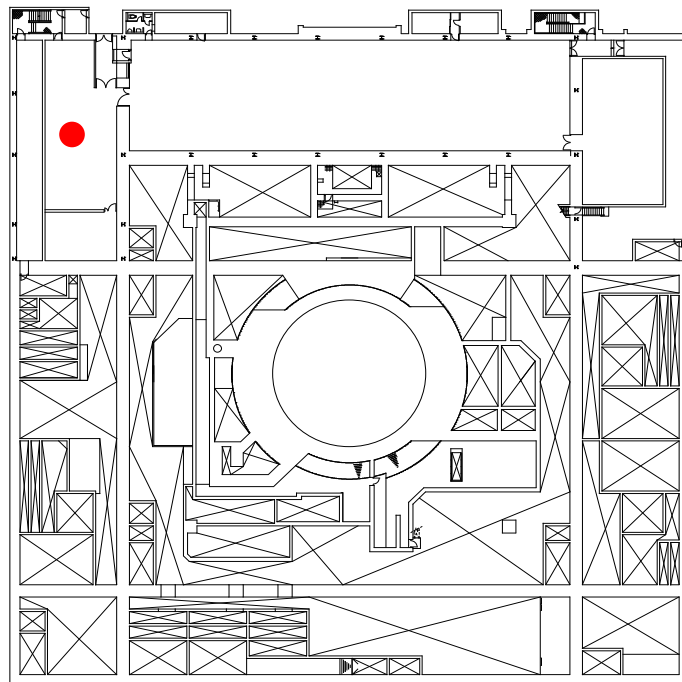


图6 原子炉建屋 (FL 12,500)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

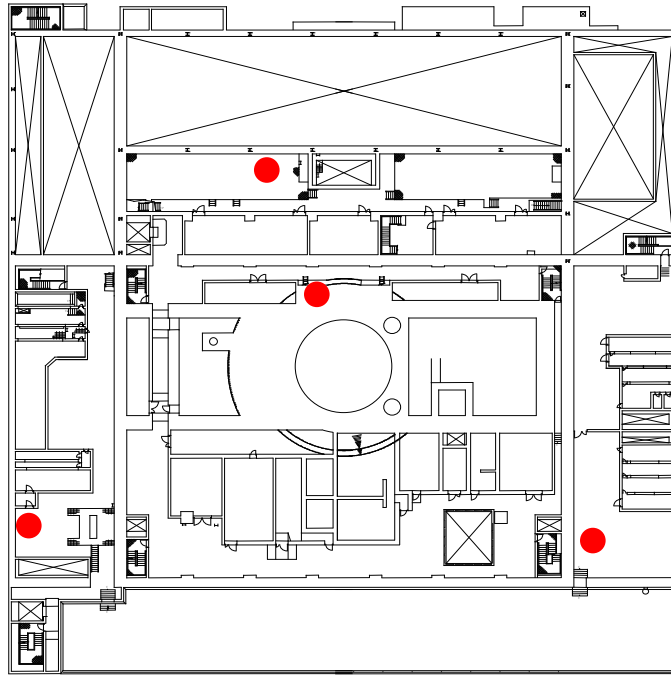


图7 原子炉建屋 (FL 16, 800)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

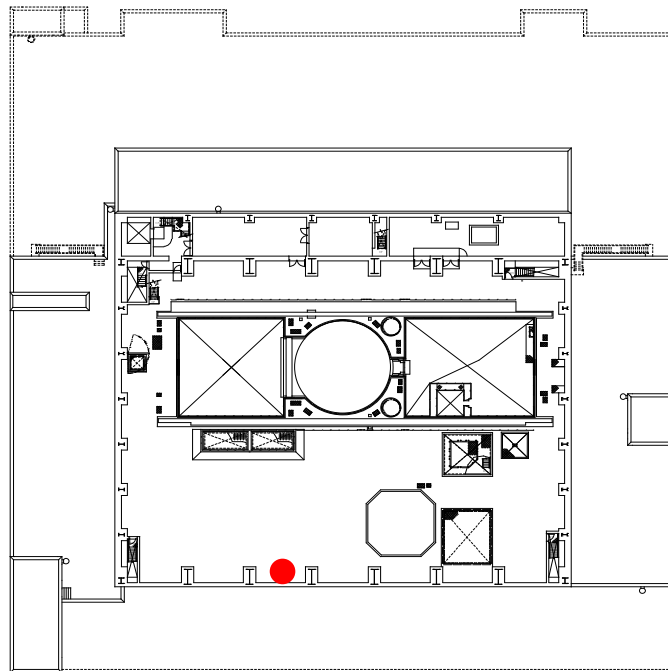


图8 原子炉建屋 (FL 27, 800)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

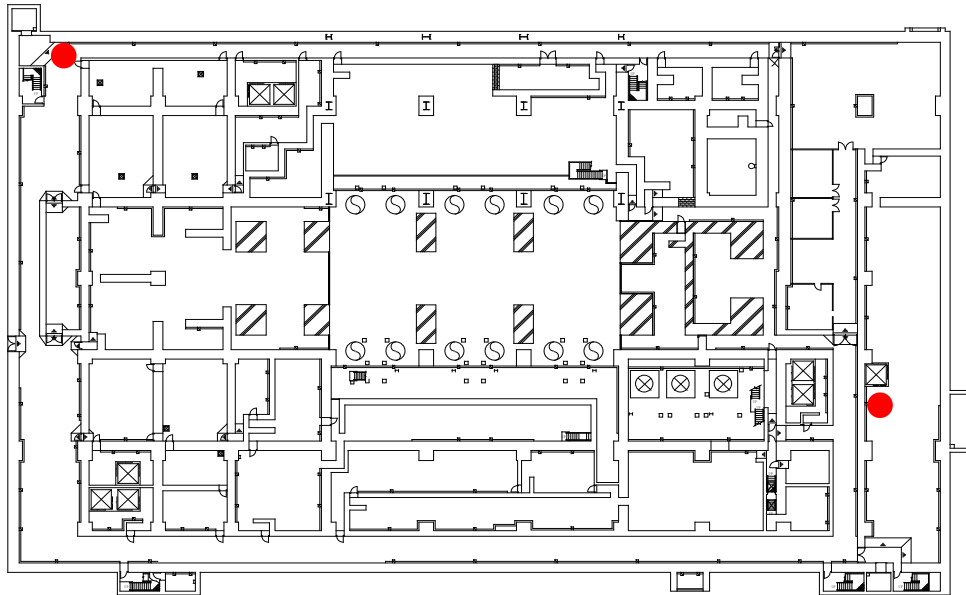


図9 タービン建屋 (FL -5,900)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

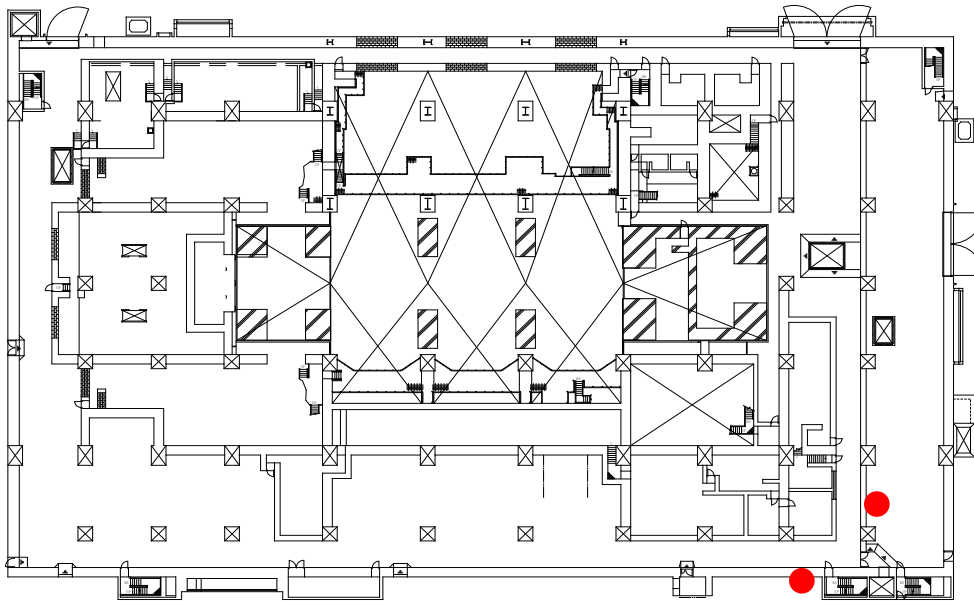


図10 タービン建屋 (FL ±0)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

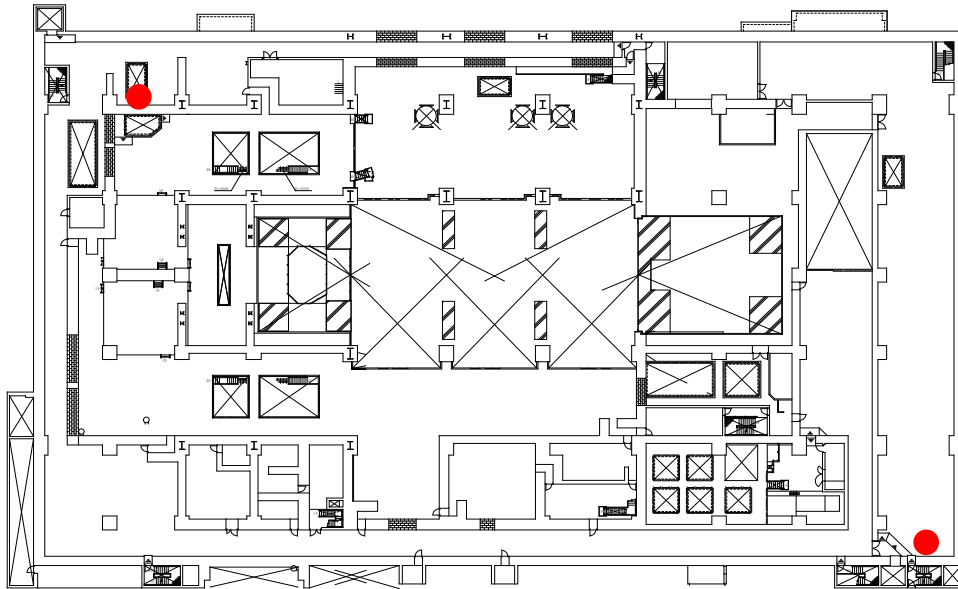


図 11 タービン建屋 (FL 8,500)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

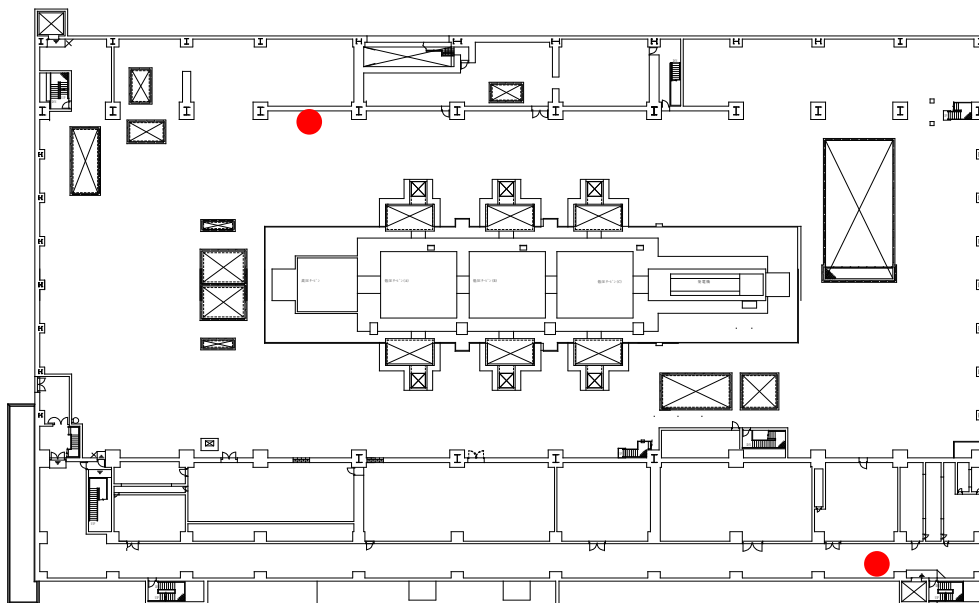


図 12 タービン建屋 (FL 18,000)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

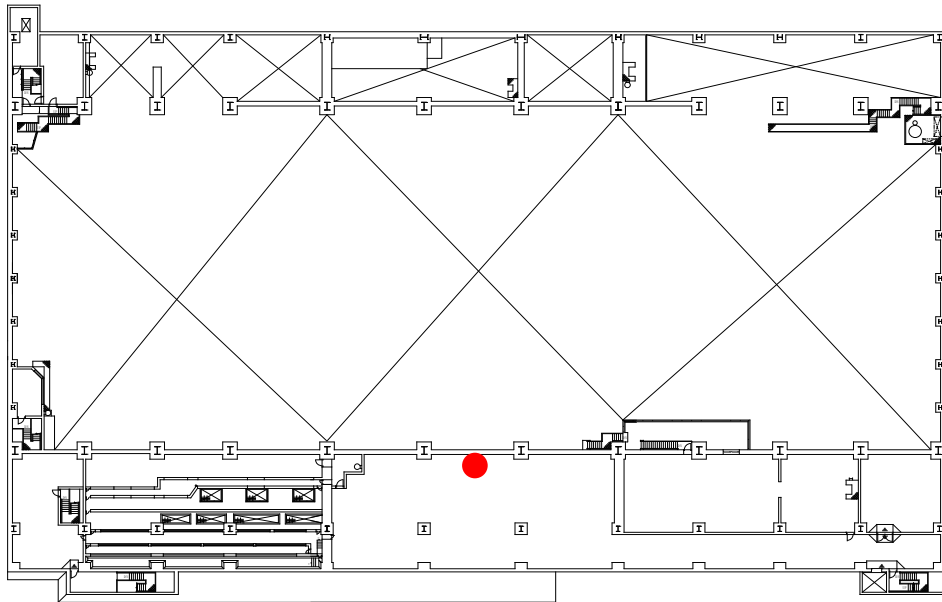


図13 タービン建屋 (FL 24,500)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

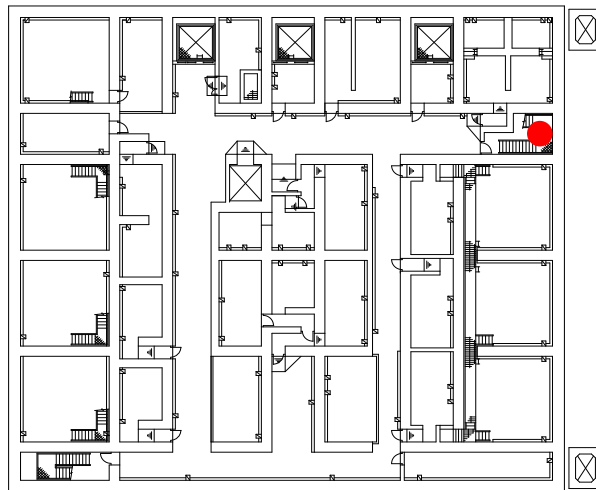


図14 補助建屋 (FL -11,000)



凡例 ● : 空氣環境測定箇所

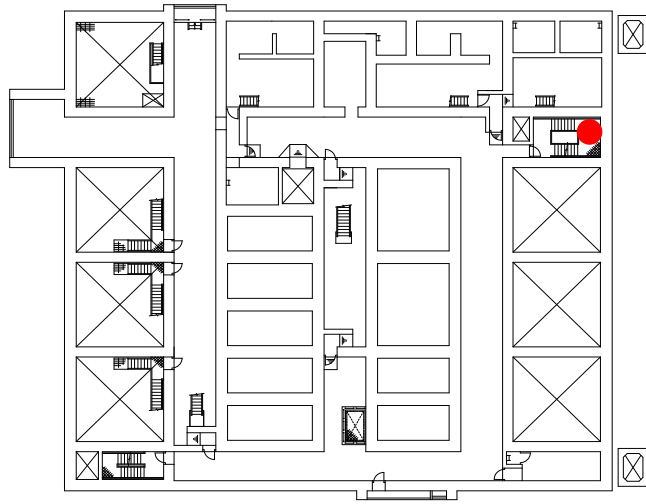


圖 15 補助建屋 (FL -6,500)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

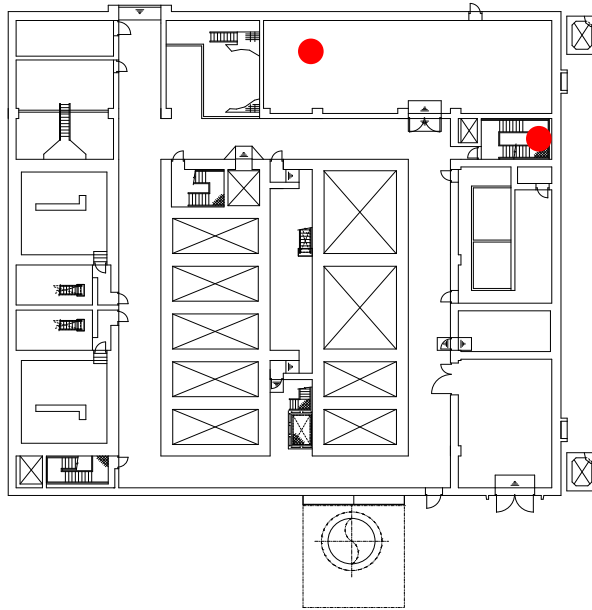


圖 16 補助建屋 (FL ±0)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

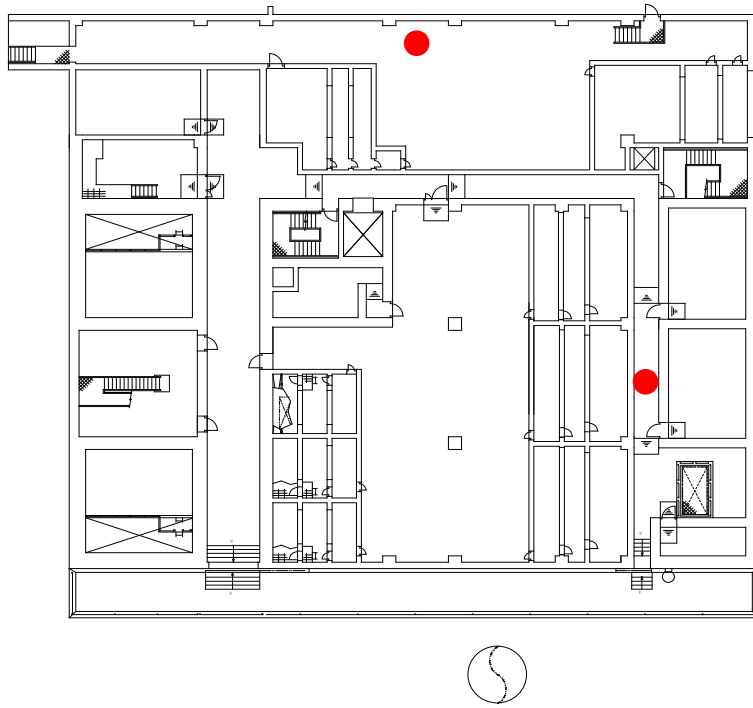


圖 17 補助建屋 (FL 7,000)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

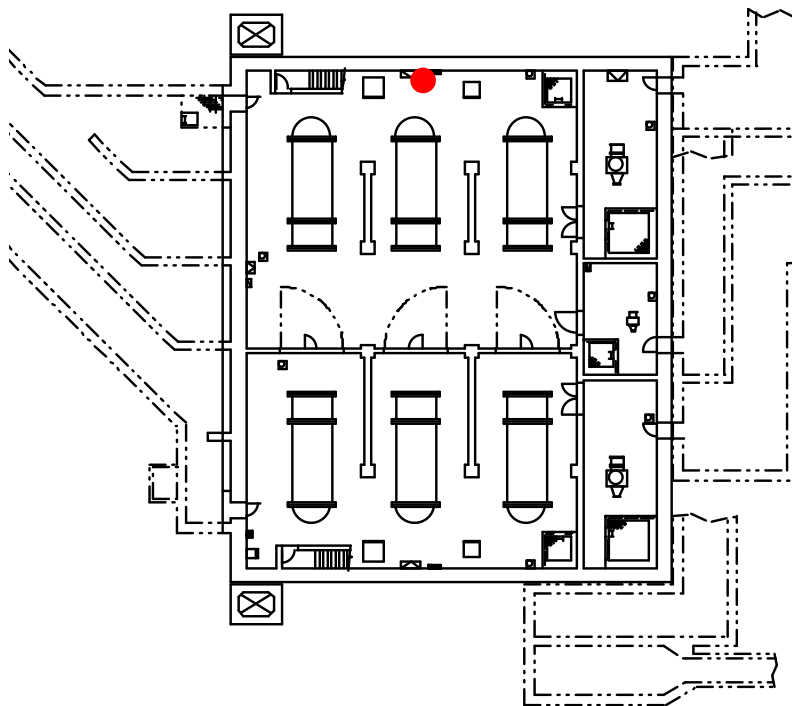
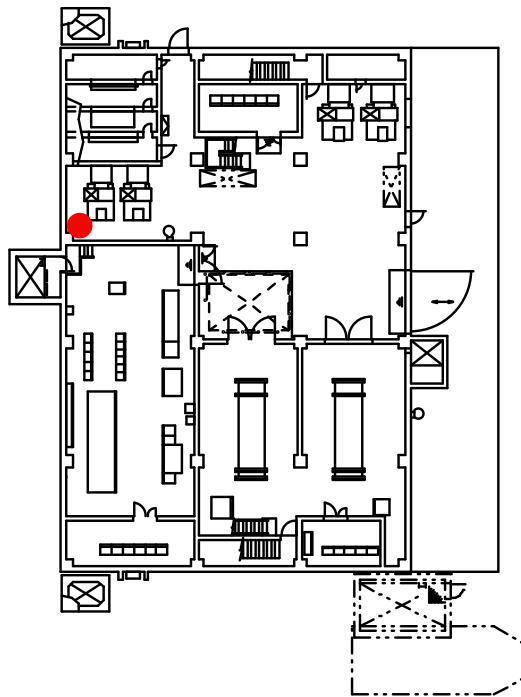
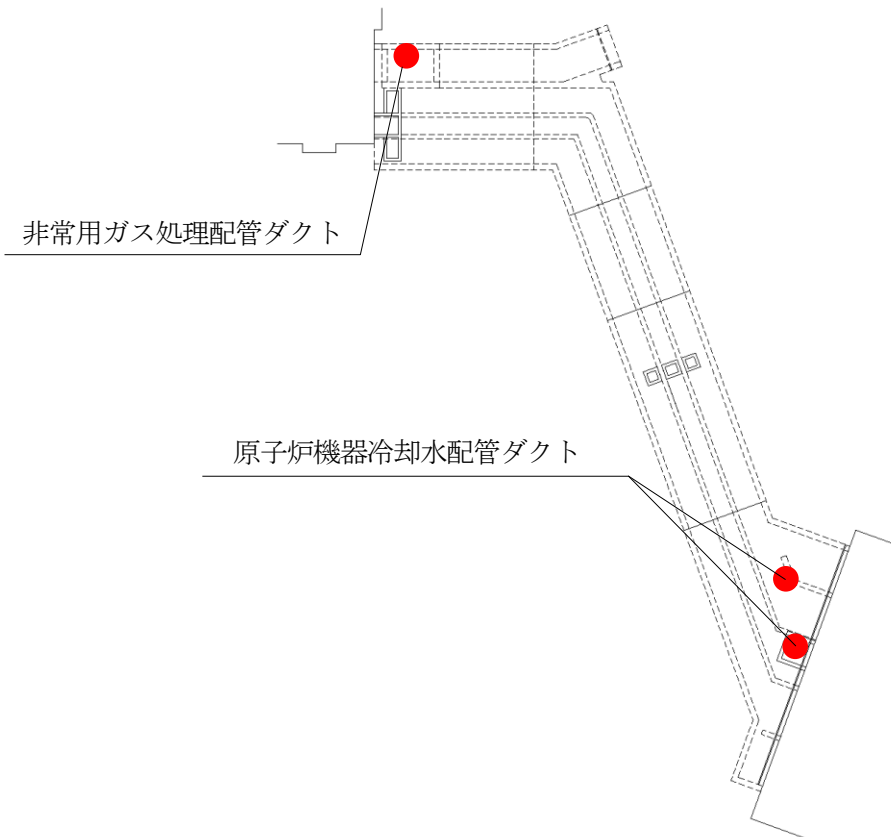


圖 18 海水熱交換器建屋 (FL -7,000)



凡例 ● : 空気環境測定箇所

図 19 海水熱交換器建屋 (FL ±0)



凡例 ● : 空気環境測定箇所

図 20 非常用ガス処理配管ダクト・原子炉機器冷却水配管ダクト

凡例 ● : 空気環境測定箇所

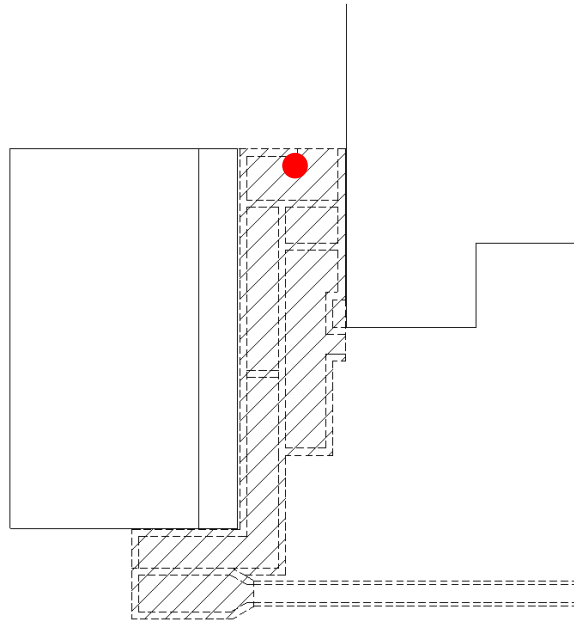


図 21 原子炉機器冷却海水配管ダクト

凡例 ● : 空気環境測定箇所

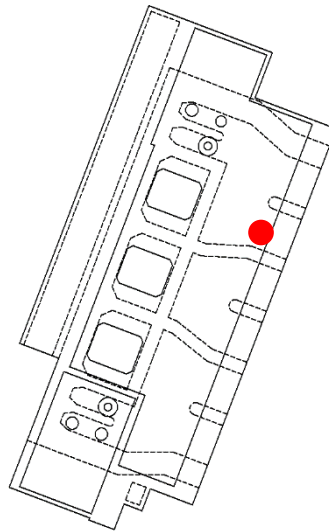


図 22 原子炉機器冷却海水ポンプ室 (※)  
(※) 二酸化炭素濃度のみ測定

## 2. 評価対象部位及び評価点の選定過程

鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋かぶり厚さから 2cm 奥まで達したときとされている（日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」（2016））ことから、評価対象部位は、屋外、屋内について各々選定することとし、塗装仕上げの有無、1 章にて測定した環境要素（二酸化炭素濃度、温度、相対湿度）を考慮して選定する。

### (1) 屋内

対象となる構造物で塗装仕上げが無い箇所がある構造物のうち、鉄筋腐食開始年が最小となる非常用ガス処理配管ダクトを評価対象構造物として選定し、評価対象部位を非常用ガス処理配管ダクト内面、評価点を非常用ガス処理配管ダクトの屋内壁とする。なお、鉄筋腐食開始年については、1 章で測定した環境要素が入力値となる森永式を用いて算出する。環境測定結果を表 2 に、森永式から算出される鉄筋腐食開始年数を表 3 に示す。

### (2) 屋外

対象となる構造物が原子炉機器冷却海水ポンプ室のみであることから、原子炉機器冷却海水ポンプ室を選定し、評価対象部位を原子炉機器冷却海水ポンプ室の壁面及び床面、評価点を原子炉機器冷却海水ポンプ室の壁面（気中帯）とする。

表2 環境測定結果

対象構造物	調査部位	温度 [°C]	相対湿度 [%]	CO <sub>2</sub> 濃度 [ppm]
原子炉建屋	B2階 (FL-15,000)	25.2	44	436
	B1階 (FL-7,000)	25.2	43	446
	1階 (FL±0)	26.1	44	429
	M2階 (FL 5,000)	25.1	43	434
	2階 (FL 9,500)	26.8	44	435
	M3階 (FL 12,500)	21.4	52	449
	3階 (FL 16,800)	25.0	48	438
	4階 (FL 27,800)	22.0	56	434
タービン建屋	B1階 (FL -5,900)	21.8	48	436
	1階 (FL ±0)	24.7	38	424
	2階 (FL 8,500)	22.5	45	426
	3階 (FL 18,000)	22.4	44	443
	M4階 (FL 24,500)	24.2	38	459
海水熱交換器 建屋	B1階 (FL -7,000)	22.2	56	456
	1階 (FL ±0)	21.8	55	443
補助建屋	B2階 (FL -11,000)	21.6	56	428
	B1階 (FL -6,500)	22.0	56	418
	1階 (FL ±0)	22.2	45	420
	2階 (FL 7,000)	22.1	46	425
非常用ガス処理配管ダクト		26.4	44	447
原子炉機器冷却水配管ダクト		23.3	52	458
原子炉機器冷却海水配管ダクト		19.9	65	447

[注]

- ・測定期間：2020年11月から2021年10月  
温度，相対湿度は1時間毎に測定し，二酸化炭素濃度は各月毎に測定した。
- ・各 FL の調査部位のうち，森永式によって算出される中性化深さが，鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さに最も早く達する測定箇所を示す。

表3 森永式から算出される鉄筋腐食開始年数

対象構造物	調査部位	鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ※1 (cm)	40年時点における中性化深さ (cm)	鉄筋腐食開始年数※2 (年)
原子炉建屋	B2階 (FL-15,000)	7.0	2.09	452
	B1階 (FL-7,000)	7.0	2.14	428
	1階 (FL±0)	7.0	2.10	444
	M2階 (FL 5,000)	7.0	2.11	441
	2階 (FL 9,500)	7.0	2.15	426
	M3階 (FL 12,500)	7.0	1.73	657
	3階 (FL 16,800)	7.0	1.97	509
	4階 (FL 27,800)	7.0	1.61	765
タービン建屋	B1階 (FL -5,900)	7.0	1.84	582
	1階 (FL ±0)	7.0	2.22	399
	2階 (FL 8,500)	7.0	1.93	526
	3階 (FL 18,000)	7.0	2.00	493
	M4階 (FL 24,500)	7.0	2.29	375
海水熱交換器建屋	B1階 (FL -7,000)	7.0	1.66	719
	1階 (FL ±0)	7.0	1.64	730
補助建屋	B2階 (FL -11,000)	7.0	1.58	790
	B1階 (FL -6,500)	7.0	1.58	790
	1階 (FL ±0)	7.0	1.91	540
	2階 (FL 7,000)	7.0	1.75	643
非常用ガス処理配管ダクト		7.2	2.63	301
原子炉機器冷却水配管ダクト		7.0	2.22	399
原子炉機器冷却海水配管ダクト		7.0	1.56	809

※1：かぶり厚さから評価した値（屋内ではかぶり厚さに2cmを加えた値）

※2：森永式によって算出される中性化深さが、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さに達する年数

森永式

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

$x$ ：中性化深さ     $RH$ ：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)

別紙6. 中性化深さの推定値の算定過程及び結果

調査時点及び運転開始後40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）を以下に示す。

1. 岸谷式

	非常用ガス処理 配管ダクト	原子炉機器冷却 海水ポンプ室	備考
	壁面	気中帯	
$w$ : 水セメント比			
$\alpha$ : 劣化外力係数	1.7	1.0	非常用ガス処理配管ダクト：屋内 原子炉機器冷却海水ポンプ室：屋外
$\beta$ : 仕上げ材による係数	1.0	1.0	非常用ガス処理配管ダクト他：仕上げ無し
$\gamma$ : セメントによる係数	1.0	1.2	非常用ガス処理配管ダクト：普通ポルトランドセメント 原子炉機器冷却海水ポンプ室：中庸熱ポルトランドセメント
調査時点の推定値 (cm)	2.49	1.65	非常用ガス処理配管ダクト：運転開始後26年経過時点 原子炉機器冷却海水ポンプ室：運転開始後28年経過時点
運転開始後40年経過時点の推定値 (cm)	3.09	1.97	

: 中性化深さの推定に必要なパラメータ

: 推定結果

岸谷式

$$t = \frac{7.2}{R^2 \cdot (4.6w - 1.76)^2} \cdot x^2$$

$t$  : 期間(年)  
 $x$  : 中性化深さ (cm)  
 $w$  : 水セメント比

$R$  : 中性化率 ( $R = \alpha \cdot \beta \cdot \gamma$ )  
 $\alpha$  : 劣化外力の区分による係数  
 $\beta$  : 仕上げ材による係数  
 $\gamma$  : セメントによる係数



2. 依田式

	非常用ガス処理配管ダクト	原子炉機器冷却海水ポンプ室※1	備考
	壁面	気中帯	
w : 水セメント比		—	
α : コンクリートの品質係数	0.5	—	非常用ガス処理配管ダクト：施工が普通(中)の場合
β : 中性化遅延(抑制)効果係数	1.0	—	非常用ガス処理配管ダクト：仕上げ材無し
γ : 環境条件係数	0.8	—	非常用ガス処理配管ダクト：海沿いの地域の場合
調査時点の推定値(cm)	1.85	—	非常用ガス処理配管ダクト：運転開始後26年経過時点
運転開始後40年経過時点の推定値(cm)	2.29	—	

※1：中庸熟ポルトランドセメントのため、依田式の適用外

□ : 中性化深さの推定に必要なパラメータ

■ : 推定結果

依田式[普通ポルトランドセメント：屋内]

$$t = \alpha\beta\gamma \cdot \frac{262}{(100w - 18)^2} \cdot x^2$$

t : 期間(年)  
x : 中性化深さ(mm)  
w : 水セメント比


α : コンクリートの品質係数  
β : 中性化遅延(抑制)効果係数  
γ : 環境条件係数


依田式[普通ポルトランドセメント：屋外]

$$t = \alpha\beta\gamma \cdot \frac{155}{(100w - 36)^2} \cdot x^2$$

3. 森永式

	非常用ガス処理 配管ダクト	原子炉機器冷却 海水ポンプ室	備考
	壁面	気中帯	
w/c : 水セメント比			
R : 仕上げ材による係数	1.00	1.00	仕上げ材無し
C : 炭酸ガス濃度 (%)	0.0447	0.0500	非常用ガス処理配管ダクト : 2020年11月から2021年10月の期間で、各月に1回測定した結果の平均値 原子炉機器冷却海水ポンプ室 : 2020年11月から2021年10月の期間で、各月に1回測定した結果の平均値より保守的に設定
RH : 相対湿度 (%)	44	73	非常用ガス処理配管ダクト : 2020年11月から2021年10月の期間で、1時間に1回連続測定した結果の平均値
T : 温度 (°C)	26.4	16.7	原子炉機器冷却海水ポンプ室 : 1991年から2020年までの気象庁御前崎気象観測所で測定した結果の平均値
調査時点の推定値 (cm)	2.12	0.89	非常用ガス処理配管ダクト : 運転開始後 26年経過時点 原子炉機器冷却海水ポンプ室 : 運転開始後 28年経過時点
運転開始後 40年経過時点の推定値 (cm)	2.63	1.07	

 : 中性化深さの推定に必要なパラメータ

 : 推定結果

森永式

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

t : 材令(日)

x : 中性化深さ(mm)

w/c : 水セメント比

C : 炭酸ガス濃度 (%)


RH : 相対湿度 (%)


T : 温度 (°C)

R : 仕上げ材による係数

4.  $\sqrt{t}$  式

	非常用ガス処理 配管ダクト	原子炉機器冷却 海水ポンプ室	備考
	壁面	気中帯	
中性化実測深さ (cm)	0.32	0.79	非常用ガス処理配管ダクト : 運転開始後 26年経過時点 原子炉機器冷却海水ポンプ室 : 運転開始後 28年経過時点
運転開始後 40年経過時点の推定値 (cm)	0.40	0.95	

 : 中性化深さの推定に必要なパラメータ

 : 推定結果

$\sqrt{t}$  式

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

t : 期間(年)

x : 中性化深さ (cm)

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)

別紙7. 塩分浸透における評価点の妥当性

1. 塩化物イオン濃度の測定結果

塩分浸透の評価対象部位は、海水接触とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下であり、塗装等の仕上げが施されていない部位がある原子炉機器冷却海水ポンプ室の壁面及び床面とする。

塩化物イオン濃度の測定位置は図1及び図2に示すように、塩分浸透環境を考慮し、環境条件が異なる気中帯、干満帯及び海中帯を評価点とし、コアを採取している。

採取したコアの塩化物イオン濃度の測定結果を表1に示す。

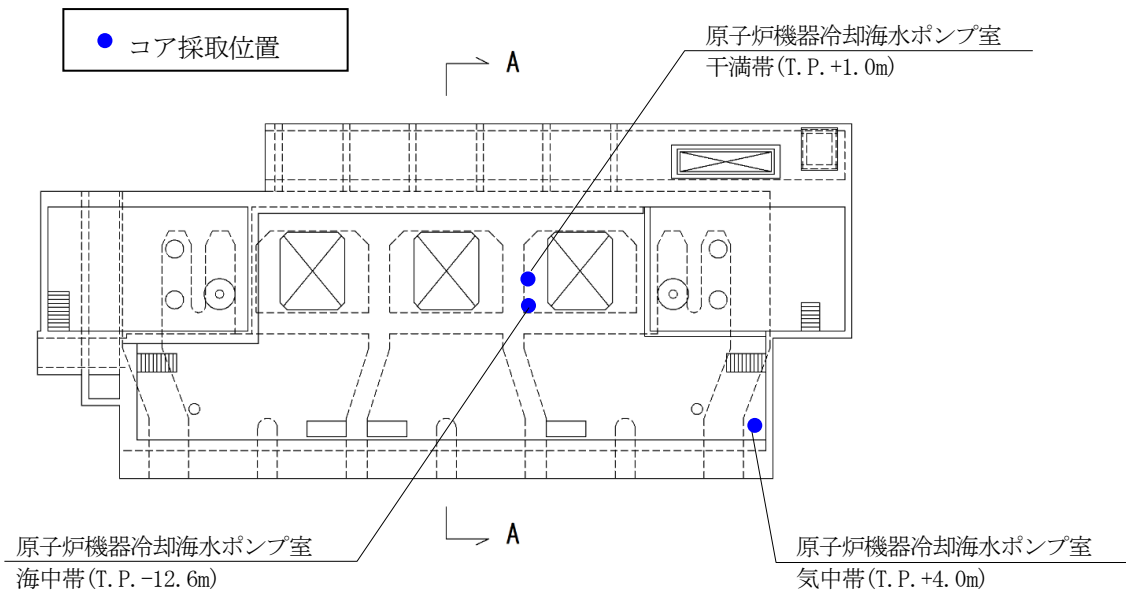


図1 平面図

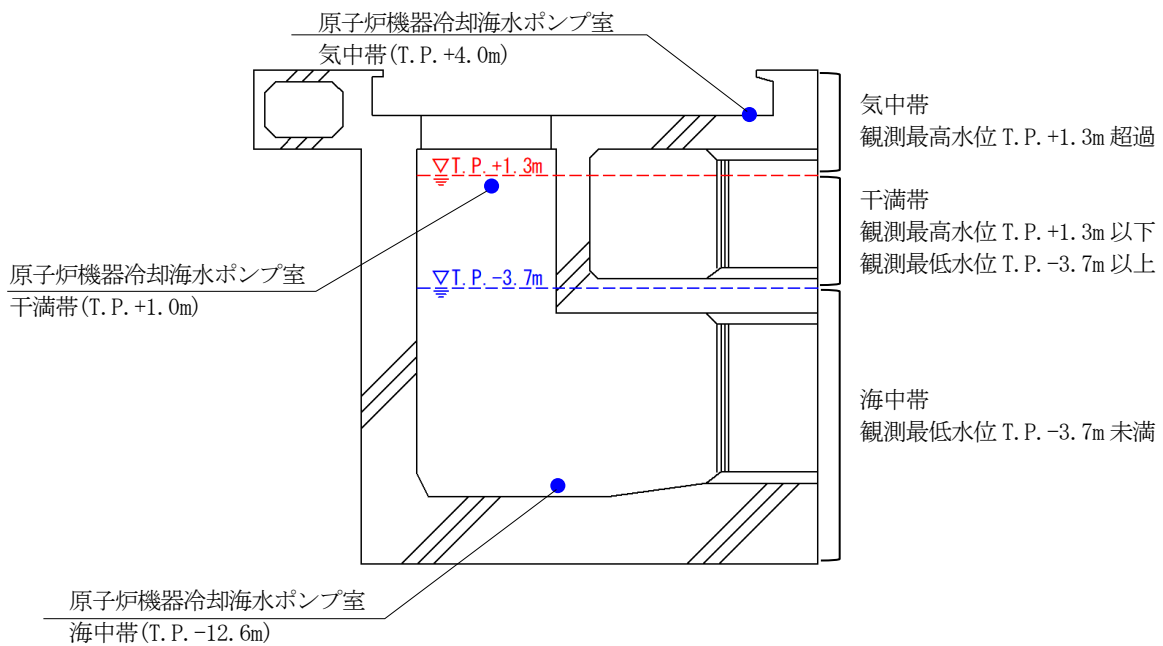


図2 A-A 断面図

表1 塩化物イオン濃度の測定結果

構造物	部位	実施時期(年)	試料番号	塩化物イオン濃度(kg/m <sup>3</sup> )					
				10~30mm	30~50mm	50~70mm	70~90mm	90~110mm	130~150mm
原子炉機器冷却海水ポンプ室	気中帯	2022	4(C)U	6.71	3.07	0.66	0.17	0.03	0.09
	干満帯	2021	4(C)M	4.49	2.80	1.47	0.69	0.29	0.04
	海中帯	2021	4(C)L	6.88	5.55	3.89	2.75	1.99	0.86

※      : 鉄筋位置の塩化物イオン濃度

2. 原子炉機器冷却海水ポンプ室における評価点の範囲

気中帯、干満帯及び海中帯は、浜岡発電所内において、2010年5月1日~2011年4月30日及び2020年9月10日~2021年9月9日の計2年間で観測した潮位により設定している。観測した潮位については、原子炉機器冷却海水ポンプ室の値である。

それぞれの評価点は以下に示すとおりであり、潮位変化を図1及び図2に示す。

- ・最高潮位：T. P. +1.3m
- ・最低潮位：T. P. -3.7m

原子炉機器冷却海水ポンプ室における評価点の範囲とコア採取位置を表2に示す。気中帯、干満帯及び海中帯のコア採取位置は、気中帯では最高潮位超過、干満帯では最高潮位以下かつ最低潮位以上、海中帯では最低潮位未満の範囲となっている。したがって、コアは適切な位置から採取しており、評価点は妥当であると判断する。

表2 原子炉機器冷却海水ポンプ室における評価点の範囲とコア採取位置

	評価点の範囲	コア採取位置
気中帯	最高潮位 T. P. +1.3m 超過	T. P. +4.0m
干満帯	最高潮位 T. P. +1.3m 以下, 最低潮位 T. P. -3.7m 以上	T. P. +1.0m
海中帯	最低潮位 T. P. -3.7m 未満	T. P. -12.6m

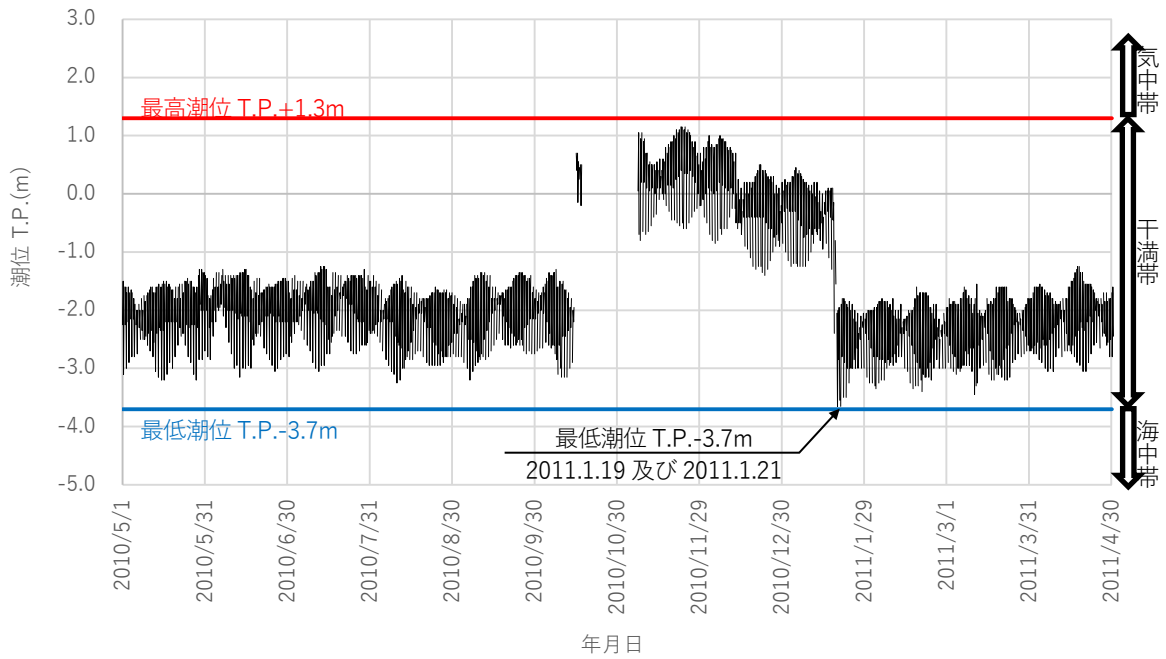


図1 取水槽の潮位変化(1)  
(2010年5月1日～2011年4月30日)

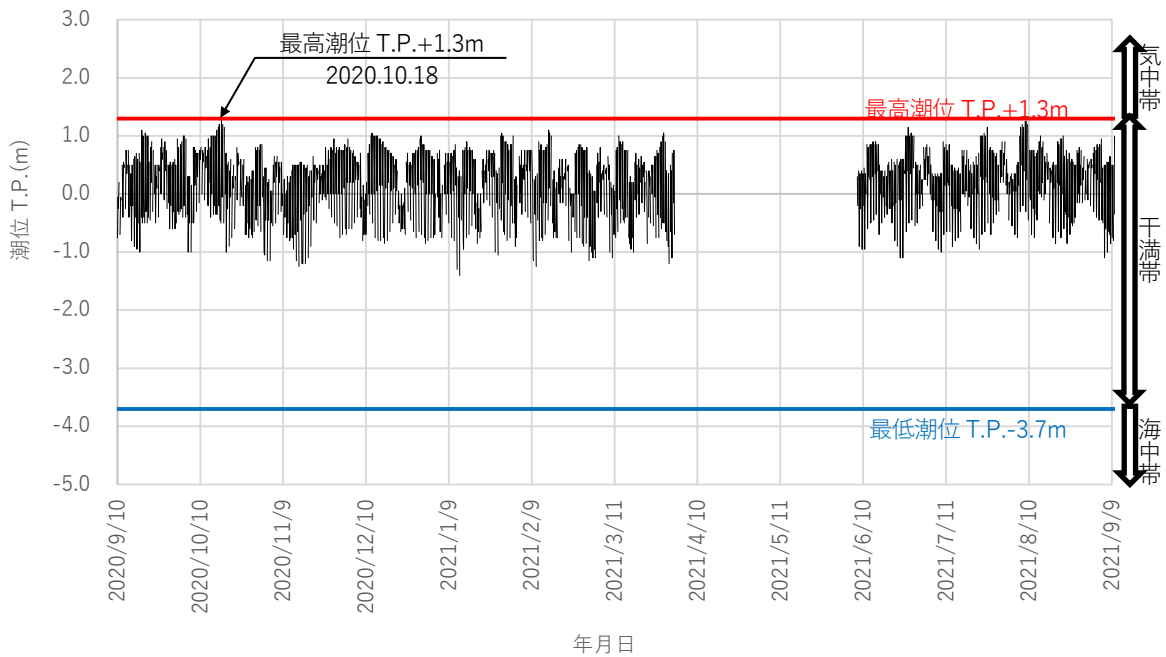


図2 取水槽の潮位変化(2)  
(2020年9月10日～2021年9月9日)

## 別紙8. 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程及び結果

## 1. 評価概要

- (1) 拡散方程式 (Fick の第2法則) を用いて、鉄筋位置における塩化物イオン濃度を評価する。
- (2) 鉄筋の腐食速度を森永式にしたがって算定し、調査時点及び運転開始後40年経過時点における鉄筋腐食減量を評価し、ひび割れ発生の限界腐食量と比較する。

## 2. 計算方法

## (1) 拡散方程式

鉄筋位置における塩化物イオン濃度の経年変化は、下式に示す拡散方程式 (Fick の第2法則) を用いて計算する。コンクリート表面の塩化物イオン濃度と見かけの拡散係数は、コンクリート表面からの深さと塩化物イオン濃度の実測値の関係から、最小二乗法を用いて同定する。

$$C = C_0 \left[ 1 - \operatorname{erf} \left( \frac{0.1c}{2\sqrt{D \cdot t}} \right) \right]$$

$C$  : 鉄筋位置における塩化物イオン量 (kg/m<sup>3</sup>)

$C_0$  : コンクリート表面における塩化物イオン量 (kg/m<sup>3</sup>)

$\operatorname{erf}$  : 誤差関数

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

$c$  : かぶり厚さ (mm)

$D$  : コンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数 (cm<sup>2</sup>/年)

$t$  : 供用開始からの経過年数 (年)

## (2) 森永式

## ① 鉄筋腐食減量の算定

経過年数  $t$  年 (1, 2, 3...) 毎に腐食速度  $V_{1tn}$  (mg/cm<sup>2</sup>/年) を算出した結果を累加し、その経過年時点における腐食減量鉄筋の腐食減量 (mg/cm<sup>2</sup>) を求める。

$$V_{1tn} = V_{11tn} \cdot \frac{V_{12tn}}{V'_{12tn}}$$

$$V_{11tn} = \frac{d}{10c^2} \left[ -0.51 - 6.81 \cdot Cl_{tn} + 44.97 \left( \frac{W}{C} \right)^2 + 60.84 \cdot Cl_{tn} \left( \frac{W}{C} \right)^2 \right]$$

$$V_{12tn} = \frac{1}{10} (2.59 - 0.05 \cdot T - 6.89 \cdot H - 22.87 \cdot O - 0.89 \cdot Cl_{tn}$$

$$+ 0.14 \cdot T \cdot H + 0.51 \cdot T \cdot O + 0.01 \cdot T \cdot Cl_{tn} + 60.81 \cdot H \cdot O$$

$$+ 3.01 \cdot H \cdot Cl_{tn} + 6.55 \cdot O \cdot Cl_{tn})$$

$$V'_{12tn} = \frac{1}{10} (0.56528 + 1.2808 \cdot Cl_{tn})$$

$V_{1tn}$  : 鉄筋の腐食速度 (mg/cm<sup>2</sup>/年)

$V_{11tn}$  : 塩分環境下での腐食速度 (mg/cm<sup>2</sup>/年)

$V_{12tn}$  : 寿命予測対象部位で、塩分環境下での腐食速度 (mg/cm<sup>2</sup>/年)

$V'_{12tn}$  : 寿命予測対象部位で、標準環境下 (温度 15°C, 湿度 69%, 酸素濃度 20%) での腐食速度 (mg/cm<sup>2</sup>/年)

$d$  : 鉄筋径 (mm)

$c$  : かぶり厚さ (mm)

$Cl_{tn}$  : 経過年数  $t_n$  における鉄筋位置の塩化物イオン濃度 (kg/m<sup>3</sup>)

$W/C$  : 水セメント比 (%/100)

$T$  : 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 (%/100)

② ひび割れ発生腐食量の算定

①の1年毎の腐食速度の累積値が下式による鉄筋腐食量を超える経過年数を、鉄筋腐食によるひび割れが発生する時点として評価を行う。

$$Q_{cr} = 0.0602 \left[ 1 + \frac{2c}{d} \right]^{0.85} \times d$$

$Q_{cr}$  : コンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食量 (mg/cm<sup>2</sup>)

$c$  : かぶり厚さ (mm)

$d$  : 鉄筋径 (mm)

(3) 条件及びパラメータ

条件及びパラメータを表1に示す。なお、推定値算定に必要なパラメータのうち、酸素濃度については、参考資料1に示す文献を引用した。

表1 条件及びパラメータ

	原子炉機器冷却海水ポンプ室			備考
	気中帯	干満帯	海中帯	
$t$ : 供用開始からの経過年数(年)	28	27	27	
$C$ : 鉄筋位置における塩化物イオン量(kg/m <sup>3</sup> )	0.49	1.08	3.46	塩分浸透の点検結果
$C_0$ : コンクリート表面の塩化物イオン量(kg/m <sup>3</sup> )	12.284	6.559	8.565	拡散方程式の回帰分析により算出
$D$ : コンクリート中の塩化物イオンの見かけ上の拡散係数(cm <sup>2</sup> /年)	0.201	0.457	1.265	拡散方程式の回帰分析により算出
$Cl_m$ : 鉄筋位置における塩化物イオン量(kg/m <sup>3</sup> ) (推定値)	0.00~ 1.05	0.00~ 1.66	0.00~ 4.22	運転開始から40年経過時点までの各年の推定値
$c$ : かぶり厚さ(mm)	69	69	69	
$d$ : 鉄筋径(mm)				
$W/C$ : 水セメント比(%/100)				
$T$ : 温度(°C)	16.7	16.7	19.8	気中帯, 干満帯: 気象庁御前崎気象観測所で測定した1991年から2020年の期間における平均値 海中帯: 1991年から2020年の期間における発電所前面海域の海水温の調査結果
$RH$ : 相対湿度(%)	73	100	100	気中帯: 気象庁御前崎気象観測所で測定した1991年から2020年の期間における平均値 干満帯, 海中帯: 海水との接触により100%
$O$ : 酸素濃度(比)	0.20	0.20	0.0062	土木学会「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル・照査例2021」引用 海中帯お温度20°Cの場合を参照
$q$ : 調査時点の鉄筋の腐食減量(×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )	4.3	11.7	2.6	
$q$ : 運転開始後40年経過時点の鉄筋の腐食減量(×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )	6.6	17.9	5.5	
$Q_{cr}$ : 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量推定値(×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )	79.6	79.6	79.6	

- : 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
- : 予測結果
- : 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
- : 推定結果



参考資料1 「土木学会:原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル・照査例2021, 令和3年10月」の抜粋

原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査マニュアル 2021

$$V_{11m} = \frac{d}{10 \cdot c^2} \left( -0.51 - 6.81 \cdot Cl_m + 44.97 \cdot (W/C)^2 + 60.84 \cdot Cl_m \cdot (W/C)^2 \right) \quad (5.4-23)$$

$$V_{12m} = \frac{1}{10} (2.59 - 0.05 \cdot T - 6.89 \cdot H - 22.87 \cdot O - 0.89 \cdot Cl_m + 0.14 \cdot T \cdot H + 0.51 \cdot T \cdot O + 0.01 \cdot T \cdot Cl_m + 60.81 \cdot H \cdot O + 3.01 \cdot H \cdot Cl_m + 6.55 \cdot O \cdot Cl_m) \quad (5.4-24)$$

$$V_{12m}' = \frac{1}{10} (0.56528 + 1.2808 \cdot Cl_m) \quad (5.4-25)$$

- ここに、 $V_{1m}$  : 経過年数 $t_m$ 年における腐食速度 ( $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ )  
 $V_{11m}$  : 温度 15℃, 湿度 69%, 酸素濃度 20%における腐食速度 ( $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ )  
 $V_{12m}$  : ベースコートニング鉄筋の腐食速度 ( $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ )  
 $V_{12m}'$  : 温度 15℃, 湿度 69%, 酸素濃度 20%におけるベースコートニング鉄筋の腐食速度 ( $\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$ )  
 $d$  : 鉄筋径 (mm)  
 $c$  : かぶり (mm)  
 $Cl_m$  : 経過年数 $t_m$ 年における鉄筋位置の塩化物イオン濃度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )  
 $W/C$  : 水セメント比 (%/100)  
 $T$  : 温度 (℃)  
 $H$  : 湿度に関する項 [ $H = (RH - 45)/100$ ]  
 $RH$  : 相対湿度 (%)  
 $O$  : 酸素濃度 (%/100). 一般に, 気中で 0.20, 水中で 0.0062 (20℃), 0.0046 (40℃)である.

続いて, 経過年数毎の腐食速度 $V_{1m}$ の設計耐用期間における時間積分値を計算し, 腐食量の評価値とする. 腐食量の評価値は, 式(5.4-26)に示す台形公式により求めてよい.

$$Q_{1m} = \frac{1}{2} \sum_{n=0}^{N-1} \left\{ (V_{1m} + V_{1m(n-1)}) \cdot \Delta t \right\} \quad (5.4-26)$$

ここに、 $Q_{1m}$  : 設計耐用期間終了時における鉄筋腐食量の評価値 ( $\text{mg}/\text{cm}^2$ )  
 設計耐用期間終了時における鉄筋腐食量の設計値は, 式(5.4-27)により求める.

$$Q_{1m} = \gamma_q \cdot Q_{1m} \quad (5.4-27)$$

ここに、 $Q_{1m}$  : 設計耐用期間終了時における腐食量の設計値 ( $\text{mg}/\text{cm}^2$ )  
 $\gamma_q$  : 腐食量の設計値のばらつきを考慮した安全係数で, 一般に, 1.3としてよい.

b. ひび割れ発生限界腐食量 ( $R_q - Q_{1m}$ ) の算定

ひび割れ発生限界腐食量は式(5.4-28)により算出する. なお, ひび割れ発生を限界状態とすることで, 鉄筋腐食

### 3. 評価結果

調査時点、運転開始後 40 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前後 5 年の鉄筋の腐食減量を表 2 に示す。

表 2 調査時点、運転開始後 40 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前後 5 年の鉄筋の腐食減量

気中帯		干満帯		海中帯	
経過年数 (年)	$\Sigma V_{1tn}$ ( $\times 10^{-4}g/cm^2$ )	経過年数 (年)	$\Sigma V_{1tn}$ ( $\times 10^{-4}g/cm^2$ )	経過年数 (年)	$\Sigma V_{1tn}$ ( $\times 10^{-4}g/cm^2$ )
23	3.5	22	9.5	22	1.7
24	3.7	23	9.9	23	1.9
25	3.8	24	10.3	24	2.1
26	4.0	25	10.8	25	2.3
27	4.1	26	11.2	26	2.5
28	4.3	27	11.7	27	2.6
29	4.5	28	12.1	28	2.8
30	4.7	29	12.6	29	3.0
31	4.8	30	13.0	30	3.2
32	5.0	31	13.5	31	3.5
33	5.2	32	14.0	32	3.7
35	5.6	35	15.4	35	4.3
36	5.8	36	15.9	36	4.5
37	6.0	37	16.4	37	4.8
38	6.2	38	16.9	38	5.0
39	6.4	39	17.4	39	5.2
40	6.6	40	17.9	40	5.5
41	6.8	41	18.4	41	5.7
42	7.0	42	18.9	42	5.9
43	7.2	43	19.4	43	6.2
44	7.4	44	19.9	44	6.4
45	7.6	45	20.4	45	6.7
208	76.8	132	75.9	254	77.6
209	77.3	133	76.6	255	77.9
210	77.9	134	77.3	256	78.3
211	78.4	135	78.0	257	78.7
212	79.0	136	78.7	258	79.1
213	79.5	137	79.4	259	79.5
214	80.1	138	80.2	260	79.8
215	80.7	139	80.9	261	80.2
216	81.2	140	81.6	262	80.6
217	81.8	141	82.3	263	81.0
218	82.4	142	83.0	264	81.4

## 別紙9. 機械振動の評価対象部位及び評価点の選定過程

主要な機器の原動機出力を表1に示す。

表1 主要な機器の原動機出力

機器名称	定格出力(kW)
高圧タービン	1, 137, 000
低圧タービン	
高圧炉心スプレイポンプ	2, 650
低圧炉心スプレイポンプ	1, 250
余熱除去ポンプ	750
非常用ディーゼル発電機	6, 767
高圧炉心スプレイディーゼル発電機	3, 861

躯体への影響が最も大きい機器は、原動機出力から高圧タービン・低圧タービンとなることから、評価対象部位はタービン発電機架台とする。評価点は機械振動荷重を直接受ける機器支持部（基礎ボルト周辺のコンクリート）付近を選定する。

高圧タービン・低圧タービン以外の機器については、定例試験等における一次的な運転のみであること、原動機出力が小さいことから、これらの機器の機械振動によるコンクリートの経年劣化への影響は小さいと判断する。なお、高圧タービン・低圧タービンに次ぐ影響がある非常用ディーゼル発電機については、定例試験時に異常振動（基礎定着部の支持力喪失を起因としたものを含む）が無いことを確認している。また、非常用ディーゼル発電機基礎については、定期的な目視点検を実施しており、有意な欠陥が無いことを確認している。

## 別紙10. 地下水による劣化評価

## 1. はじめに

浜岡4号機のコンクリート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する。

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、それらが浜岡4号機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う。

## 2. 経年劣化影響評価

## (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。

表1 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

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破壊されるため、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
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。

## (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、化学的侵食が浜岡4号機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、浜岡4号機の環境条件に基づき評価を行う。

### ① 塩分浸透

浜岡4号機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の腐食減量は、運転開始後40年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での鉄筋の腐食量を十分に下回っている。

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原子炉機器冷却海水ポンプ室においても、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原子炉機器冷却海水ポンプ室の現状に鑑み、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、浜岡4号機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極めて低いと考える。

### ② アルカリ骨材反応

浜岡4号機で使用している骨材については、2021年3月から2021年10月に実施した膨張率試験(JCI-DD2)により、その結果得られた全膨張率は判定基準値「0.050%」を下回っており、無害と判定されている。

また、定期的な建屋内部からの目視点検の結果、アルカリ骨材反応に起因する膨張性のひび割れは確認されていない。なお、絶えず海水が供給される環境下にある原子炉機器冷却海水ポンプ室においても、アルカリ骨材反応に起因する膨張性のひび割れは確認されていない。

したがって、コア供試体による膨張率試験、目視点検の結果及び最も厳しい環境条件にある原子炉機器冷却海水ポンプ室の現状に鑑み、その他の地下埋設部コンクリートにおいても、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極めて低いと考える。

### ③ 化学的侵食

化学的侵食はその劣化機構によって、以下のセメント水和物との化学反応による溶解、セメント水和物との化学反応による膨張に大別される。

- ・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。

- ・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、浜岡4号機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う。

(3) 浜岡4号機地下水水質試験における地下水採取位置及び試験結果

浜岡4号機周辺敷地内（図1）において採取した地下水の水質試験結果を表2に示す。

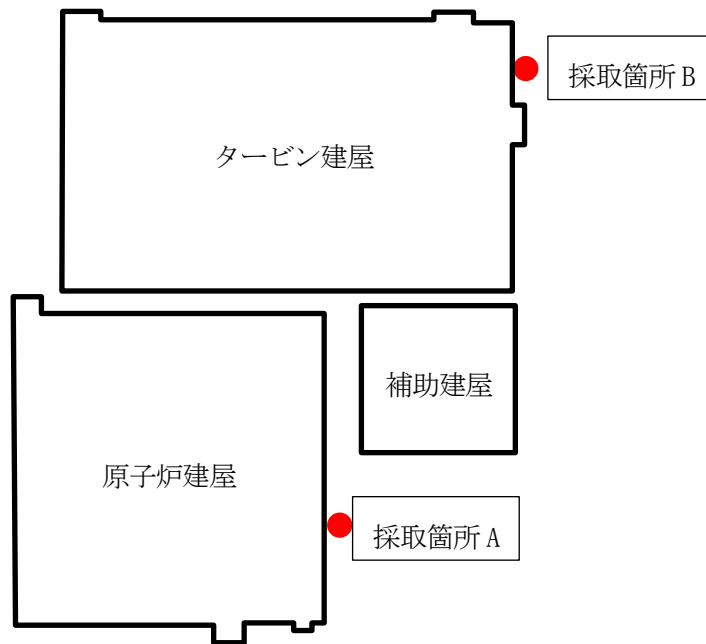


図1 地下水採取位置

表2 浜岡4号機における地下水水質試験結果

	pH	硫酸 (mg/l)	マグネ シウム (mg/l)	アンモ ニウム (mg/l)	侵食性 遊離炭酸 (mg/l)
採取箇所 A					
採取箇所 B					

(4) 浜岡4号機地下水水質試験における地下水採取位置及び試験結果

浜岡4号機における地下水水質試験結果（pH、硫酸塩、マグネシウム、アンモニウム、侵食性遊離炭酸）を EN206<sup>1)</sup> の地下水の環境区分と対比した結果を表3に示す。

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

表3 浜岡4号機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	XA12	XA13	浜岡4号機	
	弱い 化学的侵食	標準的な 化学的侵食	強い 化学的侵食	採取箇所A	採取箇所B
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	該当区分 なし
硫酸塩 [mg/l]	$200 \leq X \leq 600$	$600 < X \leq 3000$	$3000 < X \leq 6000$	該当区分 なし	該当区分 なし
マグネシウム [mg/l]	$300 \leq X \leq 1000$	$1000 < X \leq 3000$	$3000 < X$	該当区分 なし	該当区分 なし
アンモニウム [mg/l]	$15 \leq X \leq 30$	$30 < X \leq 60$	$60 < X \leq 100$	該当区分 なし	該当区分 なし
侵食性遊離炭酸塩 [mg/l] (aggressive)	$15 \leq X \leq 40$	$40 < X \leq 100$	$100 < X$	該当区分 なし	該当区分 なし

(a) pH

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(b) 硫酸塩

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(c) マグネシウム

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(d) アンモニウム

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(e) 侵食性遊離炭酸塩

EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

(5) 化学的侵食に関する経年劣化評価

浜岡 4 号機の地下水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原子炉機器冷却海水ポンプ室においては、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に鑑み、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極めて低いと考える。

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浜岡 4 号機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浜岡 4 号機地下水水質試験に基づき評価した結果を表 4 に示す。

これより、各経年劣化要因が浜岡 4 号機の地下埋設部コンクリートにおいて進展する可能性は極めて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が、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性のひび割れは建屋内部からの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原子炉機器冷却海水ポンプ室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	×	×	現状の躯体コンクリートから採取したコア供試体に対し、JCI-DD2 に基づく膨張率の測定試験を実施した結果、無害と判定する。 また、仮にアルカリ骨材反応が起きた場合に発生する膨張性のひび割れは、建屋内部からの目視点検において確認されていない。 なお、絶えず海水が供給される環境下にある原子炉機器冷却海水ポンプ室においても、アルカリ骨材反応に起因する膨張性のひび割れは確認されていない。
化学的 侵食	×	×	浜岡 4 号機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。