

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-6 改6
提出年月日	平成30年4月26日

東海第二発電所 劣化状況評価  
(コンクリート構造物及び鉄骨構造物)

補足説明資料

平成30年4月26日  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密  
又は防護上の観点から公開できません。

## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 評価対象と評価手法	4
4. 代表構造物の技術評価	12
(1) コンクリートの強度低下	12
(2) コンクリートの遮蔽能力低下	20
(3) 現状保全	21
(4) 総合評価	21
(5) 高経年化への対応	21
5. 代表構造物以外の技術評価	22
6. まとめ	23
(1) 審査基準適合性	23
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	23
別紙 1. 実体顕微鏡観察結果の妥当性確認について	29
別紙 2. 点検マニュアルにおける目視点検の項目、方法及び判定基準について	40
別紙 3. 東海第二周辺地域の凍害危険度について	41
別紙 4. 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と厚さについて	43
別紙 5. 温度測定方法、位置及び結果について	58
別紙 6. 震災影響評価について	60
別紙 7. 放射線照射量の算出方法、条件、過程及び結果について	63
別紙 8. 空気環境測定方法及び位置について	69
別紙 9. 中性化深さ推定値の算定過程について	75
別紙 10. 塩分浸透における鉄筋腐食減量の算定過程について	77
別紙 11. 機械振動の評価対象及び評価点の選定過程について	78

## 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（昭和53年通商産業省令第77号。以下、「実用炉規則」という）第114条の規定に基づく、劣化状況評価の補足としてコンクリート構造物の経年劣化事象に対する評価内容及び評価結果が適切であることを説明するものである。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象、劣化要因を表1に示す。

表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

構造物	経年劣化事象	劣化要因	
コンクリート	強度低下	熱	コンクリートが熱を受けると、温度条件によってはコンクリート中の水分の逸散を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ると、照射量によっては、コンクリートの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、表面から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、鉄筋を保護する能力が失われると、鉄筋はコンクリート中の水分及び酸素の作用により腐食し始め、腐食に伴う体積膨張によりコンクリートにひび割れやはく離が生じ、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、鉄筋位置まで達すると、鉄筋の腐食が徐々に進行し、鉄筋の膨張によりコンクリートにひび割れやはく離が生じ、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	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の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膨張すると、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。
		機械振動	コンクリート構造物は、長期間にわたって機械振動による繰返し荷重を受けるとひび割れが発生し、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。
	遮蔽能力低下	熱	コンクリートが周辺環境からの伝達熱及び放射線照射に起因するコンクリート内部の温度上昇により、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。
	耐火能力低下	火災時などの熱	コンクリート構造物は、断面厚により耐火能力を確保できるが、部分的な断面厚の減少に伴い耐火能力が損なわれる可能性がある。
鉄骨	強度低下	腐食	一般的に、鋼材は大気中の酸素及び水分と化学反応を起こして腐食する。腐食は、海塩粒子等により促進され、進行すると鋼材の断面欠損に至り、鉄骨構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
		風などによる疲労	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。



## 2. 基本方針

表1のコンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象、劣化要因に対して審査基準の要求事項を満足していることを確認する。要求事項を表2に整理する。

表2 コンクリート構造物評価についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
実用発電用原子炉の 運転の期間の延長の 審査基準	<p>(1) コンクリートの強度低下</p> <p>① 熱</p> <p>○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値（貫通部は90℃，その他の部位は65℃）を超えたことがある場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>② 放射線照射</p> <p>○評価対象部位の累積放射線照射量が，コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>③ 中性化</p> <p>○評価対象部位の中性化深さが，鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>④ 塩分浸透</p> <p>○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>⑤ アルカリ骨材反応</p> <p>○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>⑥ 機械振動</p> <p>○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>⑦ 凍結融解</p> <p>○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は，耐力評価を行い，その結果，当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p>

	<p>(2) コンクリートの遮蔽能力低下</p> <p>① 熱</p> <p>○中性子遮蔽のコンクリートの温度が88℃又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177℃を超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置（変更）許可における遮蔽能力を下回らないこと。</p> <p>(3) 鉄骨の強度低下</p> <p>① 腐食</p> <p>○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>② 風などによる疲労</p> <p>○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p>
<p>実用発電用原子炉の 運転期間延長認可申請に係る運用ガイド</p>	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>① 特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価</p> <p>運転期間延長認可申請に伴う策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>① 劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針</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</p> <p>③ 運転開始後40年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。なお、運転開始後40年を迎えるプラントの高経年化技術評価を行うに当たっては、30年以時点で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究成果等技術的知見をもって検証するとともに、長期保守管理方針の意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これら結果を適切に反映すること。</p>

### 3. 評価対象と評価手法

#### (1) 代表構造物の選定

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，耐火能力低下が想定される構造物は多数存在するため，劣化状況評価では，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。

##### ① 評価対象構造物の抽出とグループ化

安全上重要な構造物「重要度分類審査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・構造物を支持する構造物，重要度分類審査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クラス3に該当する機器を支持する構造物」「常設重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備を支持する構造物」「浸水防護施設に属する構造物」に該当する構造物（火災防護設備に属する構造物を含む）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。その結果を表3に示す。

##### 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における代表構造物選定結果を表4，鉄骨構造物における代表構造物選定結果を表5に示す。

表3 評価対象構造物の抽出とグループ化

対象構造物	重要度クラス	コンクリート構造物	鉄骨構造物
原子炉建屋 (非常用ディーゼル発電機海水系配管トレンチ, 廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋含む)	クラス1 設備支持, 常設重大事故等対処設備	○	○ (鉄骨部)
タービン建屋	クラス1 設備支持	○	○ (鉄骨部)
取水口構造物	クラス1 設備支持, 常設重大事故等対処設備	○	-
排気筒基礎	クラス1 設備支持, 常設重大事故等対処設備	○	-
使用済燃料乾式貯蔵建屋	クラス2 設備支持	○	○ (鉄骨部)
防潮堤	浸水防護施設	○	○
常設低圧代替注水系格納槽	常設重大事故等対処設備	○	-
常設代替高圧電源装置置場 (軽油貯蔵タンク基礎及びカルバート含む)	クラス1 設備支持, 常設重大事故等対処設備	○	-
SA用海水ピット (取水塔含む)	常設重大事故等対処設備	○	-
緊急用海水ポンプピット	常設重大事故等対処設備	○	-
格納容器圧力逃がし装置格納槽 (カルバート含む)	常設重大事故等対処設備	○	-
緊急時対策所建屋 (発電機燃料油貯蔵タンク基礎含む)	常設重大事故等対処設備	○	-
西側淡水貯水設備	常設重大事故等対処設備	○	-
防潮扉	浸水防護施設	-	○
放水路ゲート	浸水防護施設	-	○
構内排水路逆流防止設備	浸水防護施設	-	○
貯留堰	浸水防護施設, 常設重大事故等対処設備	-	○
浸水防止蓋	浸水防護施設	-	○
水密扉	浸水防護施設	-	○

表 4 コンクリート構造物における代表構造物選定結果

対象構造物 (コンクリート構造物)	使用条件等											選定理由
	運転条件、環境条件等											
	運転開始後 経過年数	高温部の 有無	放射線の 有無	振動の 有無	設置環境		供給 塩化物量	耐火要求 の有無	選定	特別点検 結果		
原子炉建屋 (非常用ディーゼル発電機海水系配管トレンチ、廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋含む)	39	○ (ベダスタル)	○ (ベダスタル、一次遮蔽壁)	○ (非常用ディーゼ ル発電機基礎)	一部仕上げ 無し	屋外 仕上げ有り	◇	-	◎	選定	◎	高温部及び放射線の影響、屋内で仕上げ無し
タービン建屋	39	◇	◇	○ (タービン発電機 架台)	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、特別 点検結果 (中性化深さ)
取水口構造物	39	-	-	-		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、特別点検結果 (塩分浸透及び中性 化深さ)
排気筒基礎*1	39	-	-	-		仕上げ有り	◇	/				
使用済燃料乾式貯蔵建屋	16	◇	◇	-	一部仕上げ 無し	仕上げ有り	◇	-				
防潮堤	0	-	-	-		仕上げ無し	◇	/				
常設低圧代替注水系統納槽	0	-	-	-	一部仕上げ 無し	埋設*2	-	-				
常設代替高圧電源装置置場 (軽油貯蔵タンク基礎及びカルバート含む)	0	-	-	-	一部仕上げ 無し	埋設*2	-	-				
SA用海水ピット (取水塔含む)	0	-	-	-		埋設*2	○ (海水と接触)	/				
緊急用海水ポンプピット	0	-	-	-		埋設*2	○ (海水と接触)	-				
格納容器圧力逃がし装置格納槽 (カルバート含む)	0	-	-	-	一部仕上げ 無し	埋設*2	-	-				
緊急時対策所建屋 (発電機燃料油貯蔵タンク基礎含む)	0	-	-	-	仕上げ有り	仕上げ有り	-	-				
西側淡水貯水設備	0	-	-	-	仕上げ有り	埋設*2	-	/				

\*1：新規制基準への適合のため部分改修予定であるが、保守的に既存部として評価する

\*2：環境条件の区分として、土中は一般の環境に区分されることから、他の屋外で仕上げが無い構造物で代表させる

…グループ内代表構造物とする使用条件等

【凡例】

○：影響大

◇：影響小

-：影響極小、又は無し



表5 鉄骨構造物における代表構造物選定結果

対象構造物 (鉄骨構造物)	運転開始後 経過年数	使用条件等			選定理由
		設置環境		選定	
		屋内	屋外		
原子炉建屋 (廃棄物処理棟及び廃棄物 処理建屋含む) (鉄骨部)	39	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
タービン建屋 (鉄骨部)	39	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
使用済燃料乾式貯蔵建屋 (鉄骨部)	16	仕上げ有り			
防潮堤	0		仕上げ有り		
防潮扉	0		仕上げ有り		
放水路ゲート	0		仕上げ有り		
構内排水路逆流防止設備	0		仕上げ有り		
貯留堰	0		仕上げ有り		
浸水防止蓋	0		仕上げ有り		
水密扉	0		仕上げ有り		

…グループ内代表構造物とする使用条件等

(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

① 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を表 6 に示す。また、表 1 に示した経年劣化事象のうち、以下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	高経年化対策上着目すべき経年劣化要因
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	
	遮蔽能力低下	熱

a. 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の保全活動は、保全計画に基づく頻度、「QM 東Ⅱ：7-1-1-28 建築関係設備点検手順マニュアル、QM 東Ⅱ：7-1-1-27 土木関係設備点検手順マニュアル」（以下、「点検マニュアル」という）に定めた点検方法により、実施している。具体的な点検、調査及び補修の実績を表 8 に示す。また、点検マニュアルにおける目視点検の項目、方法及び判定基準について別紙 2 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	<p>定期的（1回/年）に点検マニュアルに基づく目視点検を行っているが、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れは確認されておらず、試験によりコンクリート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。</p> <p>これに加え、特別点検における実体顕微鏡観察の結果、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おり、試験の妥当性確認を実施している。妥当性確認結果を別紙 1 に示す。</p> <p>さらに、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。</p>
鉄骨	強度低下	腐食	<p>定期的（1回/年）に点検マニュアルに基づく目視点検を行い、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、補修塗装を施すことによって健全性を確保している。</p>



表8 アルカリ骨材反応及び鉄骨腐食に関する点検及び補修の実績

経年劣化事象	要因	対象部位	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	原子炉建屋 <sup>*1</sup> 、タービン建屋、取水口構造物、排気筒基礎、使用済燃料乾式貯蔵建屋	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 <sup>*1</sup> 、タービン建屋、使用済燃料乾式貯蔵建屋	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

\* 1 : 非常用ディーゼル発電機海水系配管トレンチ、廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋含む

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)	骨材	測定値	判定基準	結果
原子炉建屋	JCI-DD2 (平成 19 年)	那珂川産粗骨材	0.026%	膨張率が6ヶ月で0.1%以下が無害	無害
		東海産細骨材			
取水口構造物	JCI-DD2 (平成 19 年)	町屋産粗骨材	0.042%	膨張率が6ヶ月で0.1%以下が無害	無害
		東海産細骨材			
主要建屋	モルタルバー法 (昭和 49 年)	那珂川産粗骨材	0.021%	膨張率が6か月で0.1%以下が無害	無害
		東海産細骨材	0.029%		無害
	化学法 (昭和 49 年)	那珂川産粗骨材	Sc=62mmol/l Rc=272mmol/l	Scが10mmol/l以上でRcが700mmol/l未満のときSc≥Rcならば無害でない	無害
		東海産細骨材	Sc=2mmol/l Rc=190mmol/l		—

注記 Sc : 溶解シリカ量 (mmol/l), Rc : アルカリ濃度減少量 (mmol/l)

b. 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、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。

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「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、東海第二の周辺地域は凍結融解の危険性がない地域に該当している。 あらためて、気象資料から東海第二の周辺地域の凍害危険度を確認すると、凍結融解の危険性がない地域に該当していた。 東海第二周辺地域の凍害危険度について別紙 3 に示す。
	耐火能力低下	火災時などの熱	通常の使用環境において、コンクリート構造物の断面厚が減少することはなく、耐火能力は維持されると考える。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と厚さについて別紙 4 に示す。
鉄骨	強度低下	風などによる疲労	鉄骨構造物では、風などによる繰返し荷重を継続的に受ける構造部材はない。

(3) 劣化要因毎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毎の評価対象部位について、選定した結果を表 11 に示す。

表 11 経年劣化事象に対する要因毎の評価対象部位

構造種別	コンクリート構造物											鉄骨構造物		備考
	強度低下						耐火能力低下		遮蔽能力低下		強度低下			
経年劣化事象	熱	放射線照射	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応	凍結融解	機械振動	熱	耐火能力低下	腐食	風などによる疲労			
原子炉建屋（非 常用ディーゼル 発電機海水系配 管トレンチ、廃 棄物処理棟及び 廃棄物処理建屋 含む）	*1 ○	*1,2 ○	○	○	△	▲	○	*3 ○	▲	△	▲	*1：原子炉圧力容器ベデスタル *2：一次遮蔽壁 *3：ガンマ線遮蔽壁 *4：外壁（屋内面） *5：タービン発電機架台 *6：気中帯 *7：気中帯，干満帯，海中帯		
タービン建屋			*4 ○	○	△	▲	*5 ○		▲	△	▲			
取水口構造物			*6 ○	*7 ○	△	▲			▲					

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

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

#### 4. 代表構造物の技術評価

##### (1) コンクリートの強度低下

###### ① 熱による強度低下

###### a. 評価の概要

評価対象部位は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原子炉圧力容器ペDESTALコンクリートとし、評価点として運転時に最も高温となる原子炉圧力容器ペDESTALコンクリート上部と圧力容器支持脚部との接触面とした。(図1参照)

評価については、通常運転時における周辺の温度測定結果とコンクリートの温度制限値を比較した。通常運転時における温度測定の方法、位置及び結果を別紙5に示す。

原子炉圧力容器ペDESTALコンクリート以外で、雰囲気温度が高い部位として、原子炉建屋主蒸気配管室があるが、格納容器内の機器設計温度の約66℃に対し、主蒸気配管室は約60℃であり、雰囲気温度は相対的に低い。また、主蒸気配管室は2台空調機が設置されており、1台が予備機となっているが、予備機の起動設定温度は51℃であるため、格納容器内に比べ雰囲気温度は高くないと判断した。

なお、震災時のプラント停止操作時における原子炉格納容器内温度上昇に伴う評価については別紙6に示す。

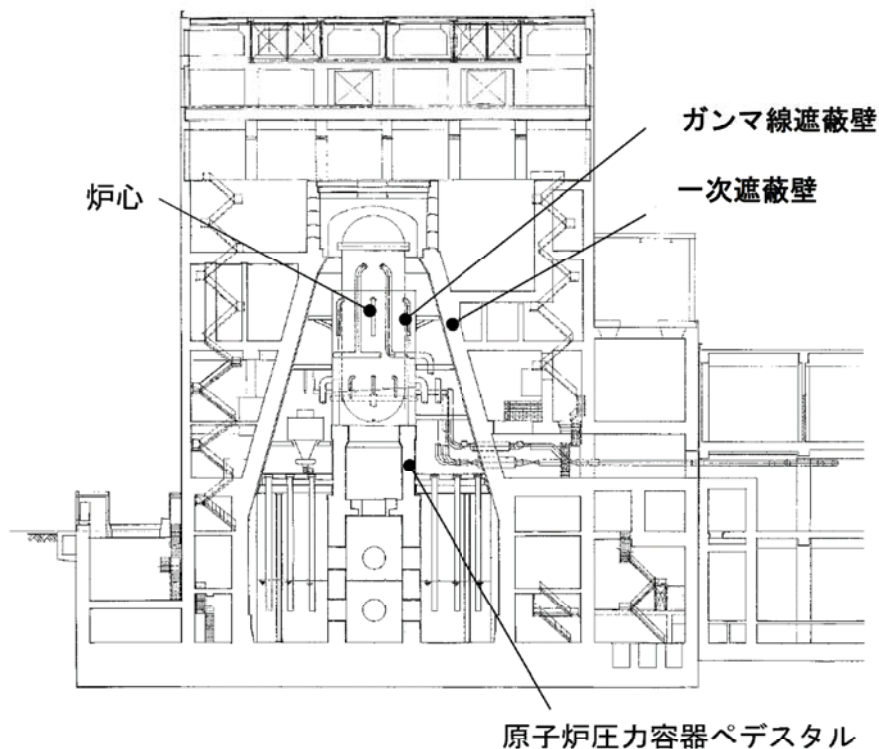


図1 原子炉建屋の概要

###### b. 評価結果

コンクリートの温度制限値は設計基準強度確保の観点から、局部では90℃、一般部では65℃と定められている<sup>1)</sup>。

これに対して、評価対象部位の周辺温度は、最高温度が約 55 °C 以下であり、コンクリート温度制限値を下回っていることを確認した。

なお、特別点検における破壊試験の結果、原子炉圧力容器ペDESTALから採取したコアサンプルの平均圧縮強度は、設計基準強度を上回っていることを確認した。

以上より、熱による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。

## ② 放射線による強度低下

### a. 評価の概要

評価対象部位を中性子照射量が多い原子炉圧力容器ペDESTALコンクリート及びガンマ線照射量が多い一次遮蔽壁とし、評価点を原子炉圧力容器ペDESTALコンクリート上部、一次遮蔽壁炉心側コンクリートとした。

評価については、原子炉圧力容器ペDESTALコンクリート及び一次遮蔽壁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。放射線照射量の算出方法、条件、過程及び結果を別紙 7 に示す。

### b. 評価結果

運転開始後 60 年時点における評価対象部位の中性子照射量 ( $E > 0.1 \text{ Mev}$ ) は、放射線照射量解析の結果、原子炉圧力容器ペDESTAL上部において  $4.10 \times 10^{15} (\text{n/cm}^2)$ 、運転開始後 60 年時点で予想される一次遮蔽壁炉心側コンクリートにおけるガンマ線照射量の解析結果は  $7.80 \times 10^6 (\text{rad})$  であり、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性はないことを確認した。

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、コンクリート強度に影響を与える放射線照射量の評価基準を、中性子照射量が  $1 \times 10^{20} (\text{n/cm}^2)$  程度以下、ガンマ線照射量が  $2 \times 10^{10} (\text{rad})$  程度以下と設定している。

Hilsdorf 等の文献<sup>2)</sup>のうち、中性子照射量と強度の関係について、評価対象部位に対し条件が異なる、照射中の試験体の温度が 100 °C 以上の高温になっているもの、試験体の大きさが非常に小さいもの、圧縮強度ではなく曲げ強度のデータで評価をしているものを除外すると、中性子照射量の範囲は限られるが、中性子照射量の増加に伴い圧縮強度の低下する傾向は無いことを確認した。よって、 $1 \times 10^{20} (\text{n/cm}^2)$  程度の中性子照射量では圧縮強度の低下は見られないと判断した。

また、ガンマ線照射量と強度の関係においては、ガンマ線照射量が  $2 \times 10^{10} (\text{rad})$  程度の試験結果では、強度の低下する傾向は確認されない。よって、 $2 \times 10^{10} (\text{rad})$  程度のガンマ線照射量では、有意な強度低下は見られないと判断した。

なお、特別点検における破壊試験の結果、原子炉圧力容器ペDESTALから採取したコアサンプルの平均圧縮強度は、設計基準強度を上回っていることを確認した。

以上より、放射線照射による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。



### ③ 中性化による強度低下

#### a. 評価の概要

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）の影響を受けるため、空気環境測定を実施した。空気環境測定方法及び位置を別紙 8 に示す。

中性化の評価対象部位は、屋外と屋内では、鉄筋位置に対する中性化深さと鉄筋腐食の開始の関係が異なることから、各々に対して評価対象部位を抽出することとし、空気環境の影響を遮断する仕上げの状況及び上記の環境測定の結果等に基づく特別点検での中性化深さの測定結果を踏まえ選定した。

仕上げの状況については、対象構造物のうち、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口構造物のみであることから、取水口構造物を評価対象として選定した。屋内の構造物については、代表構造物のうち、特別点検における中性化深さの測定結果の値が最も大きいタービン建屋外壁を評価対象として選定した。特別点検の結果を表 12 に示す。

評価点については、タービン建屋外壁は、外壁のうち中性化に及ぼす影響度が最大であったタービン建屋外壁（屋内面）とした。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、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。

取水口構造物は海水によりコンクリート表面が湿潤とならず、空気環境の影響を受ける取水口構造物（気中帯）とした。

表 12 特別点検結果（中性化深さ）

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果		備考	
		平均中性化深さ [mm] ※1	点検年月日 ( ) 内はデータ採取日		
原子炉建屋等	外壁	28.4	平成29年10月13日 (平成29年4月3日)		
	内壁及び床	15.3	平成29年10月13日 (平成29年4月3日)		
	原子炉圧力容器ベデスタル又はこれに準ずる部位	1.7	平成29年10月13日 (平成29年2月20日)		
	一次遮蔽壁	31.9	平成29年10月13日 (平成29年4月3日)		
	格納容器底部外基礎マット	1.1	平成29年10月13日 (平成26年12月24日)		
	使用済み燃料プール	3.6	平成29年10月13日 (平成27年11月12日)		
タービン建屋	外壁	39.6	平成29年10月13日 (平成29年4月3日)	0.206※2, 3	
	内壁及び床	24.8	平成29年10月13日 (平成29年9月27日)		
	基礎マット	1.7	平成29年10月13日 (平成29年4月3日)		
取水槽	海中帯	1.5	平成29年10月13日 (平成26年12月24日)		
	干満帯	0.0	平成29年10月13日 (平成26年12月24日)		
	気中帯	10.3	平成29年10月13日 (平成26年12月24日)		
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	タービン架台	2.8	平成29年10月13日 (平成29年4月3日)	
上記以外の構造物 (安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	使用済燃料乾式貯蔵建屋	20.9	平成29年10月13日 (平成29年9月27日)		
	排気筒基礎	7.5	平成29年10月13日 (平成26年12月24日)		

※1：コアサンプル3本の平均値

※2：環境条件による影響度（タービン建屋外壁の中で最も大きくなったものを示す）

※3：森永式における環境条件による係数（下記赤部）から算出

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

x：中性化深さ (mm)

T：温度 (°C)

t：材齢 (日)

C：炭酸ガス濃度 (%) (1%=10,000ppm)

RH：湿度 (%)

w/c：水セメント比 (%÷100)

R：中性化比率



評価については、以下の手順にて実施した。算定過程を別紙9に示す。

1) 中性化深さの推定

中性化深さの推定式（岸谷式，森永式及び特別点検における中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式）により，運転開始後60年経過時点の中性化深さを算出

2) 最大中性化深さ推定値の抽出

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

3) 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2cmを加えた値，屋外はかぶり厚さの値をそれぞれ算出

4) 運転開始後60年経過時点の中性化深さの評価

2)が3)よりも小さいことを確認

b. 評価結果

評価対象部位の運転開始後60年経過時点における中性化深さの推定値は表13に示すとおり，鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることを確認した。

なお，特別点検における破壊試験の結果，タービン建屋外壁（屋内面），取水口構造物（気中帯）から採取したコアサンプルの平均圧縮強度は，設計基準強度を上回っていることを確認した。

以上より，中性化による強度低下に対しては，長期健全性評価上問題とならない。

表13 運転開始後60年後時点と鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さの比較

(単位:cm)

評価点	調査時点の中性化深さ			運転開始後60年時点の中性化深さ*2 (推定式)	鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ*3
	経過年数	実測値 (調査時期)	推定値*1 (推定式)		
タービン建屋外壁 (屋内面)	38年	4.0 (2017年)	2.9 (岸谷式)	5.0 ( $\sqrt{t}$ 式)	6.0
取水口構造物 (気中帯)	36年	1.0 (2014年)	1.2 (岸谷式)	1.6 (岸谷式)	6.4

\*1：岸谷式及び森永式による推定値のうち最大値を記載

\*2：岸谷式，森永式及び特別点検における中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式による推定値のうち最大値を記載

\*3：かぶり厚さから評価した値

③ 塩分浸透による強度低下

a. 評価の概要

塩分浸透の評価対象部位は、対象構造物のうち飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により厳しい塩分浸透環境下にある状況及び特別点検の結果を踏まえ、海水との接触により、厳しい塩分浸透環境下であり、特別点検の結果として塩化物イオン濃度が最大となる取水口構造物を選定した。特別点検の結果を表 14 に示す。

評価点については、評価対象構造物（取水口構造物）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、図2に示すとおり、環境条件が異なる取水口構造物の気中帯、干満帯及び海中帯をそれぞれ評価点として選定した。

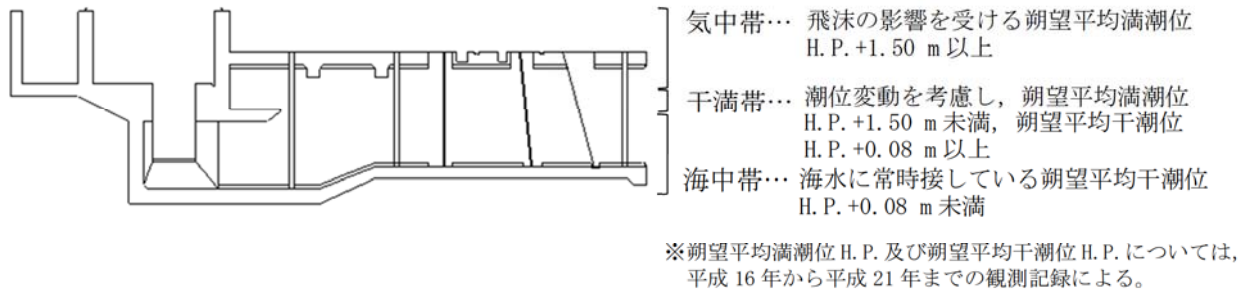


図 2 取水口構造物の概要

表 14 特別点検結果（塩分浸透）

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果							点検年月日 ( )内は データ採取日
		塩化物イオン量[kg/m <sup>3</sup> ]							
		表面からの深さ[mm]							
		5~15	15~25	25~35	45~55	65~75	95~105	145~155	
原子炉建屋等	外壁	0.57	0.35	0.28	0.20	0.15	0.18	0.20	平成29年10月13日 (平成29年4月4日)
タービン建屋	外壁	0.36	0.20	0.16	0.11	0.13	0.11	0.07	平成29年10月13日 (平成29年4月4日)
取水槽	海中帯	2.15	1.95	1.72	1.44	1.03	0.57	0.23	平成29年10月13日 (平成26年12月18日)
	干満帯	1.89	2.58	1.98	1.37	1.09	0.39	0.11	平成29年10月13日 (平成26年12月18日)
	気中帯	1.57	2.44	2.14	1.37	0.89	0.30	0.11	平成29年10月13日 (平成27年12月8日)
上記以外の構造物（安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。）	排気筒基礎	0.34	0.34	0.30	0.23	0.20	0.18	0.23	平成29年10月13日 (平成29年10月10日)

評価については、以下の手順にて実施した。算定過程を別紙10に示す。

- 1) 運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量の算出
  - ・拡散方程式により特別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出
  - ・森永式<sup>3)</sup>により鉄筋位置における塩化物イオン量を用いて、運転開始経過年数毎の鉄筋腐食減量を算出
- 2) かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋腐食減量の算出
  - 森永式により鉄筋径及びかぶり厚さを用いて、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋腐食減量を算出
- 3) 運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量の評価
  - 1)が2)より小さいことを確認

b. 評価結果

評価対象部位の運転開始後60年経過時点における鉄筋腐食減量の推定値を表15に示す。

震災時に津波が遡上し影響を受けた取水口構造物の気中帯についても特別点検にてコアサンプルによる試験を実施している。表15に示すとおり、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ことからひび割れが発生する可能性が認められないことを確認した。

なお、特別点検における破壊試験の結果、取水口構造物の気中帯、干満帯及び海中帯から採取したコアサンプルの平均圧縮強度は、設計基準強度を上回っていることを確認した。

以上より、塩分浸透による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。

表15 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

評価点	調査時期	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60年時点	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点	
取水口構造物	気中帯	2015年	0.04 [0.89]*	1.7	3.4	62.3
	干満帯	2014年	0.05 [1.09]*	10.3	18.1	67.7
	海中帯	2014年	0.05 [1.03]*	0.4	1.1	62.3

\*: [ ]内は塩化物イオン量 (kg/m<sup>3</sup>)

#### ④ 機械振動による強度低下

##### a. 評価の概要

評価対象部位として、プラント運転中、最も大きな機械振動を受けるタービン発電機架台コンクリートとし、評価点については、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）付近を選定した。

機械振動の評価対象及び評価点の選定過程は別紙 11 に示す。

##### b. 評価結果

タービン発電機については、「QM 東Ⅱ：7-1-2-23 巡視点検手順書」に基づき、機器が異音を発していないか、異常振動していないか、床面等に亀裂破損はないか等を点検し記録している。

タービン発電機架台コンクリートについては定期的（1回／年）に点検マニュアルに基づき目視点検を行い、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。

また、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、機器の異常振動が発生するものと考えられるが、日常的なパトロールやタービン監視計器による軸振動の測定値を中央制御室における連続監視により、異常の兆候は検知可能である。

なお、特別点検における破壊試験の結果、タービン建屋（タービン発電機架台）から採取したコアサンプルの平均圧縮強度は、設計基準強度を上回っていることを確認した。

以上より、機械振動による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。



## (2) コンクリートの遮蔽能力低下

### ① 熱による遮蔽能力低下

#### a. 評価の概要

評価対象部位は原子炉压力容器近傍に位置し、周辺環境からの伝達熱及び運転時に照射量の最も大きいガンマ線遮蔽壁とし、評価点はガンマ線遮蔽壁の炉心側とする。

(図1参照)

評価については、通常運転時における周辺の温度測定結果とコンクリートの温度制限値を比較した。通常運転時における温度測定の方法、位置及び結果を別紙5に示す。

なお、震災時のプラント停止操作時における原子炉格納容器内温度上昇に伴う評価については別紙6に示す。

#### b. 評価結果

放射線防護の観点から、コンクリート遮蔽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」(R.G.Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL.2」)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蔽で88℃以下、ガンマ線遮蔽で177℃以下となっている。

これに対して、評価対象部位の周辺温度は、最高温度が約55℃以下であり、工事計画認可申請書(生体しゃへい装置のしゃへいおよび熱除去計算書)における温度分布を想定してもコンクリート温度制限値を下回っていることを確認した。

また、仮に熱によるコンクリート構造物の遮蔽能力低下が生じた場合、放射線量が上昇するものと考えられるが、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、ガンマ線遮蔽コンクリートについては、鉄板で覆われているため、ガンマ線遮蔽に近く、他の部位より熱の影響を受けていると思われる一次遮蔽壁において、特別点検にて乾燥単位容積質量を確認した結果、設計値を上回っていることを確認した。

以上より、熱による遮蔽能力低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。

### (3) 現状保全

コンクリート構造物の強度低下については、定期的（1回／年）に点検マニュアルに基づくコンクリート表面の目視点検を実施しており、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、ガンマ線遮蔽コンクリートについては鉄板で覆われているため、ガンマ線遮蔽に近く、他の部位より熱の影響を受けていると思われる一次遮蔽壁において構造物の健全性維持の観点から定期的（1回／年）に点検マニュアルに基づくコンクリート表面の目視点検を実施している。また、放射線量を日常的に監視している。

### (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（1回／年）な点検マニュアルに基づく目視点検により補修対象となったひび割れ等の補修を計画、実施しており、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蔽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、今後も遮蔽能力低下が急激に発生する可能性は小さい。

また、仮に熱によるコンクリート構造物の遮蔽能力低下が生じた場合、放射線量が上昇するものと考えられるが、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。

### (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蔽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毎に使用条件等を考慮して実施しており、グループ内構造物の使用条件は代表構造物に包含されているため、技術評価結果も代表構造物に包含された結果となる。



## 6. まとめ

### (1) 審査基準適合性

コンクリート構造物を評価するに当たっての要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下及び鉄骨の強度低下についての要求事項との対比を表16に示す。

### (2) 保守管理に関する方針として策定する事項

審査基準の要求事項等を満足しており、保守管理に関する方針として策定する事項はない。

表 16 (1/3) コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下及び鉄骨の強度低下についての  
要求事項との対比

評価対象事象 又は評価事項	要求事項	健全性評価
コンクリートの強度低下	熱  評価対象部位のコンクリートの温度が制限値（貫通部は 90 ℃、その他の部位は 65 ℃）を超えたことがある場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	評価対象部位の周辺温度は、最高温度が約 55 ℃以下であり、コンクリートの温度制限値を下回っていることを確認した。
	放射線照射  評価対象部位の累積放射線照射量が、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	運転開始後 60 年時点における評価対象部位の中性子照射量 ( $E > 0.1\text{Mev}$ ) は、放射線照射量解析の結果、原子炉压力容器ペDESTAL 上部において $4.10 \times 10^{15} (\text{n/cm}^2)$ 、運転開始後 60 年時点で予想される一次遮蔽壁炉心側コンクリートにおけるガンマ線照射量の解析結果は $7.80 \times 10^6 (\text{rad})$ であり、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性はないことを確認した。
	中性化  評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	評価対象部位の運転開始後 60 年時点の中性化深さを推定した結果、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることを確認した。
	塩分浸透  評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	評価対象部位の運転開始後 60 年時点の鉄筋の腐食減量を推定した結果、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ことからひび割れが発生する可能性が認められないことを確認した。

表 16 (2/3) コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下及び鉄骨の強度低下についての  
要求事項との対比

評価対象事象 又は評価事項	要求事項	健全性評価
コンクリートの強度低下	アルカリ骨材反応	<p>評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを。</p> <p>定期的（1 回／年）に点検マニュアルに基づく目視点検を行っているが、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れは確認されておらず、試験によりコンクリート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。また、今後の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ため、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>
	機械振動	<p>評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを。</p> <p>定期的（1 回／年）に点検マニュアルに基づく目視点検を行い、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た。</p>
	凍結融解	<p>評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを。</p> <p>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、東海第二の周辺地域は凍結融解の危険性がない地域に該当している。</p> <p>あらためて、気象資料から東海第二の周辺地域の凍害危険度を確認すると、凍結融解の危険性がない地域に該当していた。</p>
コンクリートの遮蔽能力低下	熱	<p>中性子遮蔽のコンクリートの温度が 88 °C 又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が 177 °C を超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置（変更）許可における遮蔽能力を下回らないこと。</p> <p>評価対象部位の周辺温度は、最高温度が約 55 °C 以下であり、コンクリート温度制限値を下回っていることを確認した。</p>



【参考文献】

- 1) 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) 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）」

## 別紙

- 別紙 1. 実体顕微鏡観察結果の妥当性確認について
- 別紙 2. 点検マニュアルにおける目視点検の項目、方法及び判定基準について
- 別紙 3. 東海第二周辺地域の凍害危険度について
- 別紙 4. 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と厚さについて
- 別紙 5. 温度測定方法、位置及び結果について
- 別紙 6. 震災影響評価について
- 別紙 7. 放射線照射量の算出方法、条件、過程及び結果について
- 別紙 8. 空気環境測定方法及び位置について
- 別紙 9. 中性化深さ推定値の算定過程について
- 別紙 10. 塩分浸透における鉄筋腐食減量の算定過程について
- 別紙 11. 機械振動の評価対象及び評価点の選定過程について

## ＜実体顕微鏡観察結果の妥当性確認について＞

## 1. はじめに

劣化状況評価を踏まえた上で、特別点検手法の選定プロセス及び評価結果の妥当性の確認のため、代表箇所による偏光顕微鏡観察を行った。

偏光顕微鏡観察は、アルカリ骨材反応が生じているコンクリートの反応骨材についての精微な観察を主眼として行うもので、コアサンプルから作製した薄片を用いて、反応骨材の鉱物・岩種の同定・反応の進展状況の確認、ひび割れの確認等により、アルカリ骨材反応が生じているコンクリートの反応進展状況がより精微に確認できる方法である。

具体的には、アルカリ骨材反応に対して使用環境が厳しい特別点検箇所の代表箇所として「タービン建屋基礎マット」を選定し、実体顕微鏡観察と同一のコアサンプルを用いて偏光顕微鏡観察を行った。

偏光顕微鏡にて同定した岩種毎に精微に観察した結果、極めて軽微な反応状況であり、実体顕微鏡観察の結果と同様に、コンクリート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た。よって、実体顕微鏡観察による特別点検手法の選定プロセス及び評価結果は妥当であると改めて判断した。



## 2. アルカリ骨材反応の健全性評価について

### (1) 特別点検手法の選定プロセス

- ・アルカリ骨材反応の状況を確認するための各種規格類を調査した結果、適した JIS 及び学会規格が存在しないことが分かったため、最新知見のひとつである「原子力用コンクリートの反応性骨材の評価方法の提案 (JNES-RE-2013-2050, 平成 26 年 2 月)」等を参照し、点検方法の検討を行った。
- ・最新知見においては、各種顕微鏡等を用いたコンクリートの岩石学的診断法が複数紹介されている。
- ・東海第二は、定期的 (1 回/年) に点検マニュアルに基づく目視点検を実施し、運転開始から約 40 年間に於いて、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等、コンクリートの健全性に影響を与えるようなアルカリ骨材反応はこれまで発生していない。
- ・発電所内の広範囲において点検が必要。



以上より、最新知見にあるアルカリ骨材反応の発生状況が確認可能な「実体顕微鏡観察」を選定<sup>※1</sup>

※1 特別点検結果を踏まえた評価により、コンクリート構造物の健全性に影響が認められる場合、偏光顕微鏡観察等より精微な手法を踏まえた評価を行う。

### (2) 劣化状況評価

- ・東海第二は、定期的 (1 回/年) に点検マニュアルに基づく目視点検を実施し、運転開始から約 40 年間に於いて、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。
- ・使用している骨材は、モルタルバー法、化学法、JCI-DD2 法による反応性試験を実施し、反応性骨材ではないことを確認している。
- ・採取したコアサンプルについて、特別点検による実体顕微鏡を用いた観察により、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た<sup>※2</sup>。





高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断

※2 劣化状況評価を踏まえた上で、特別点検手法の選定プロセス及び評価結果の妥当性の確認のため、偏光顕微鏡観察を行った。

### 3. アルカリ骨材反応に関する実体顕微鏡観察と偏光顕微鏡観察の特徴

アルカリ骨材反応に関する実体顕微鏡観察と偏光顕微鏡観察の特徴を表-別紙 1-1 に示す。

表-別紙 1-1 アルカリ骨材反応に関する実体顕微鏡観察と偏光顕微鏡観察の特徴

		実体顕微鏡観察	偏光顕微鏡観察
写真			
概要	観察対象	・コンクリート切断面（コアサンプル表面）を観察	・コアサンプルより作製した薄片を観察
	特徴	・概ね 2～30 倍で観察 ・コアの全体的な状況，反応リム・ゲルの有無・程度，ひび割れ状況等を観察	・概ね 25～200 倍で観察 ・岩石や鉱物の観察に汎用される ・薄片に偏光を照射・透過させて鉱物の偏光特性等から，反応が生じている骨材の鉱物・岩種同定，反応進展状況，ひび割れ等を観察
	まとめ	・アルカリ骨材反応の発生有無・程度が確認できる	・アルカリ骨材反応が生じているコンクリート（骨材）の反応進展状況がより精微に確認できる
課題 <sup>1)</sup>		・岩種の詳細は分からない	・薄片作製・観察に熟練を要する

（参考文献）

1) 原子力用コンクリートの反応性骨材の評価方法の提案（JNES-RE-2013-2050）

#### 4. 偏光顕微鏡観察の代表箇所

偏光顕微鏡観察の代表箇所を図-別紙 1-1, 対象部位毎の湿度測定結果によるアルカリ骨材反応のコアサンプル採取箇所選定結果を表-別紙 1-2 に示す。

凡例

● : 偏光顕微鏡観察コアサンプル採取箇所

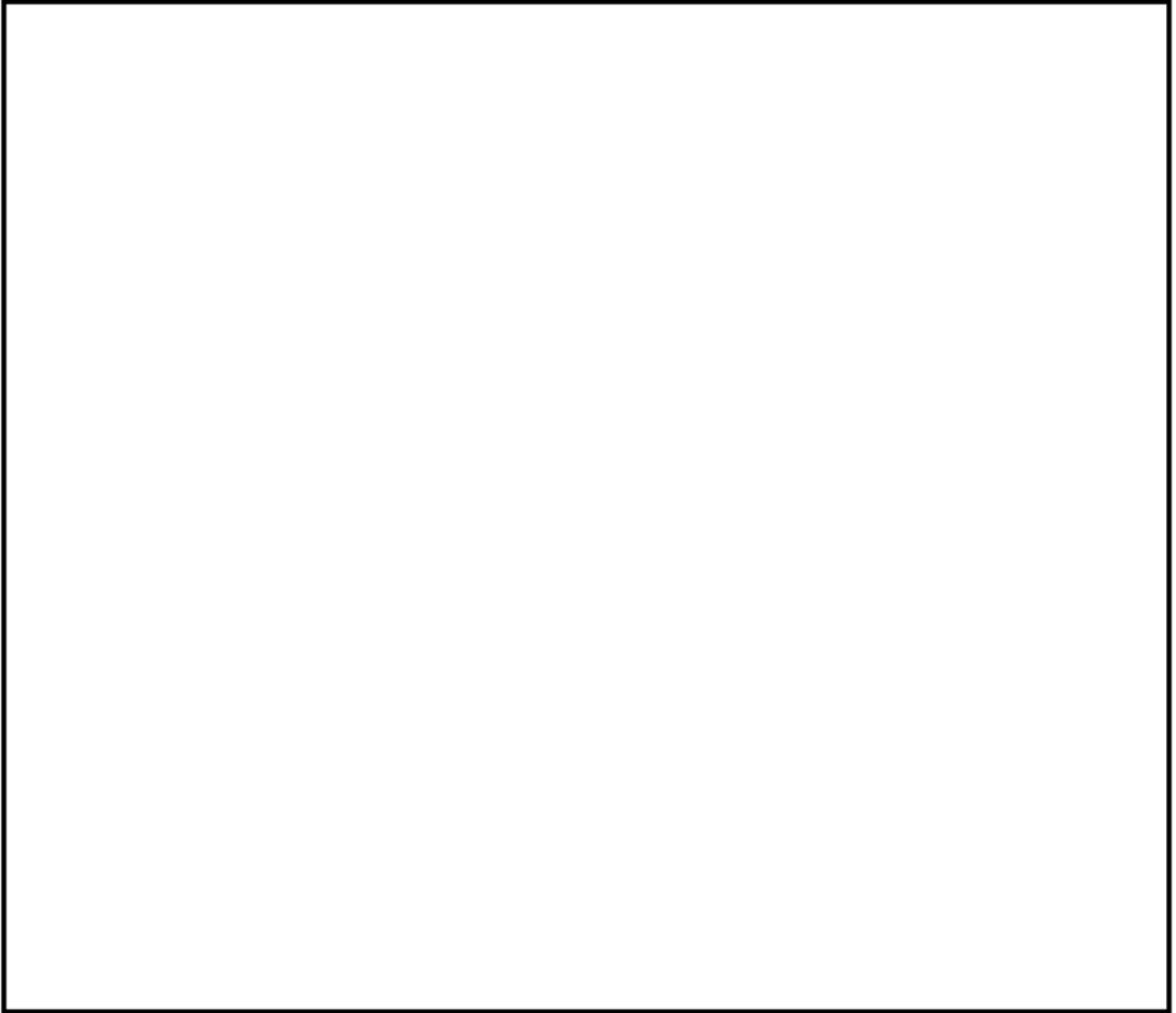


図-別紙 1-1 偏光顕微鏡観察の代表箇所  
(原子炉建屋 EL-4.0m, タービン建屋 EL-1.6m)

表-別紙 1-2 対象部位毎の湿度測定結果によるアルカリ骨材反応  
コアサンプル採取箇所選定結果

対象のコンクリート構造物	対象の部位	影響区分	平均湿度 (%)	選定したコアサンプル採取箇所	セメントの種類	
原子炉建屋等	外壁	外部からのアルカリ供給 (塩分)	—	屋外上部	フライアッシュ B 種セメント	
	内壁及び床	水分 (湿度)	54.9	主蒸気トンネル室	普通ポルトランドセメント*	
	原子炉圧力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位	放射線照射	—	原子炉圧力容器ペDESTAL中間スラブ	フライアッシュ B 種セメント	
	一次遮蔽壁	水分 (湿度)	52.7	2 階原子炉格納容器外周部 (南側)	フライアッシュ B 種セメント	
	格納容器底部外基礎マット	水分 (湿度)	50.7	原子炉隔離時冷却ポンプ室	フライアッシュ B 種セメント	
	使用済み燃料プール	水分 (湿度)	51.5	原子炉冷却材浄化系プリコートタンク室	フライアッシュ B 種セメント	
タービン建屋	外壁	外部からのアルカリ供給 (塩分)	—	屋外上部	普通ポルトランドセメント	
	内壁及び床	水分 (湿度)	61.9	低圧ヒーターエリア	フライアッシュ B 種セメント*	
	基礎マット	水分 (湿度)	61.9	低圧ヒーターエリア	フライアッシュ B 種セメント	
取水槽	海中帯	外部からのアルカリ供給 (塩分)	—	循環水ポンプ B 水槽内側壁	普通ポルトランドセメント	
	干満帯	外部からのアルカリ供給 (塩分)	—	循環水ポンプ B 水槽内側壁	普通ポルトランドセメント	
	気中帯	外部からのアルカリ供給 (塩分)	—	循環水ポンプクレーン基礎	普通ポルトランドセメント	
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	タービン架台	水分 (湿度)	61.3	相分離母線エリア	フライアッシュ B 種セメント
上記以外の構造物 (安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	使用済燃料乾式貯蔵建屋	水分 (湿度)	76.6	外壁 (屋内)	フライアッシュ B 種セメント	
	排気筒基礎	外部からのアルカリ供給 (塩分)	—	基礎 (南西)	普通ポルトランドセメント	

平均湿度の測定期間：平成 28 年 2 月 17 日～平成 29 年 2 月 16 日

ただし、使用済燃料乾式貯蔵建屋は平成 29 年 8 月 1 日～平成 29 年 8 月 31 日

※対象の部位の中で、セメントの種類が異なる箇所

## 5. 偏光顕微鏡観察結果

偏光顕微鏡観察においては、骨材に反応リムが生じてはいるが、極めて軽微な反応状況であることが確認された。よって、コンクリートの健全性に影響を与えるような反応は生じていないと判断できる。確認結果を図-別紙 1-2, 1-3 に示す。

表-別紙 1-3 偏光顕微鏡観察結果 (タービン建屋 基礎マット)

岩石種	
粗骨材	
細骨材	

なお、ASR 反応性を有する物質 (ガラス等) を含有する機会が多い安山岩等の岩石にも着目して観察したが、ASR の反応は確認されなかった。確認結果を図-別紙 1-4 に示す。



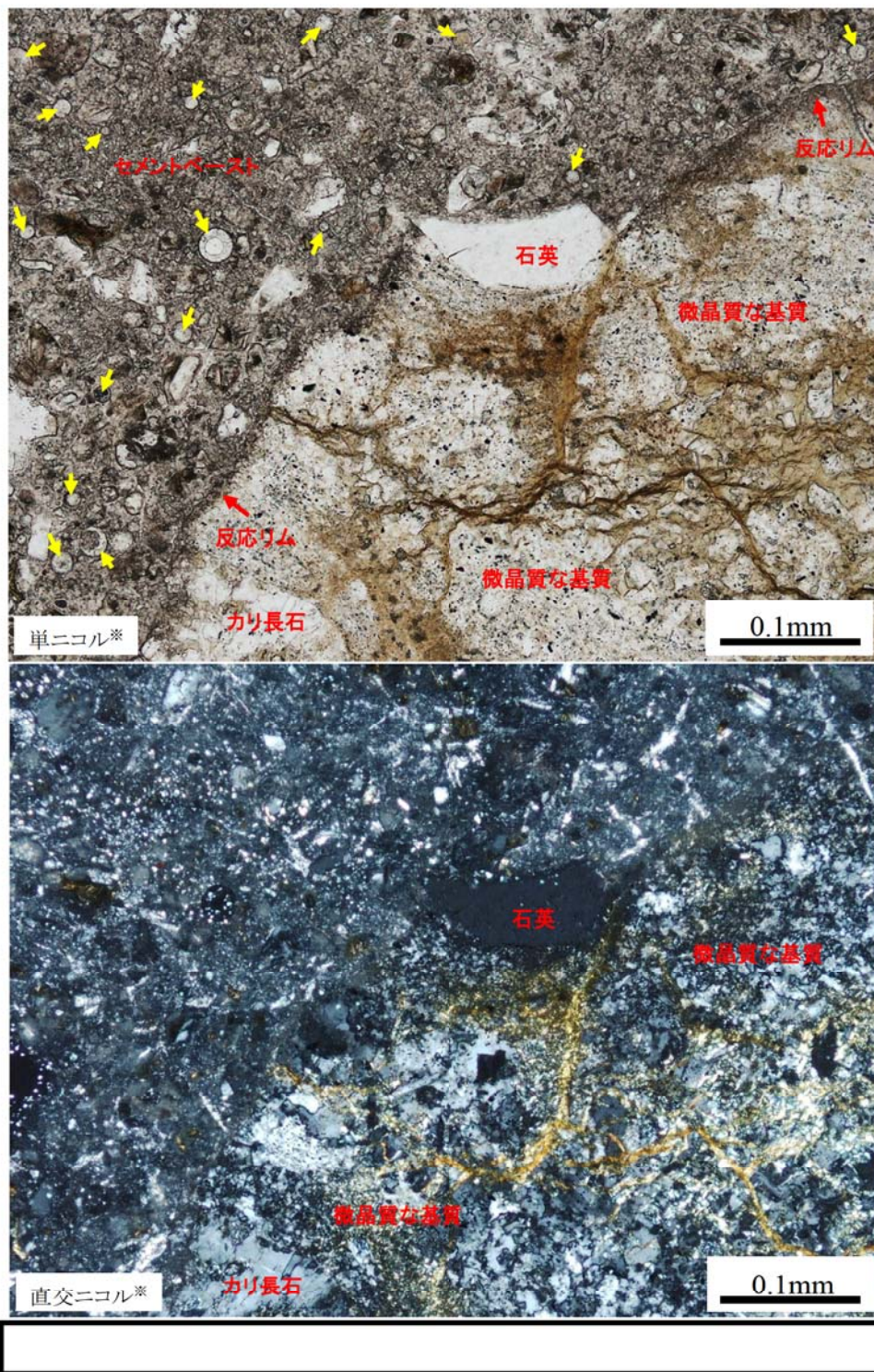


図-別紙 1-2 偏光顕微鏡観察結果  
(流紋岩質溶結凝灰岩の反応状況)



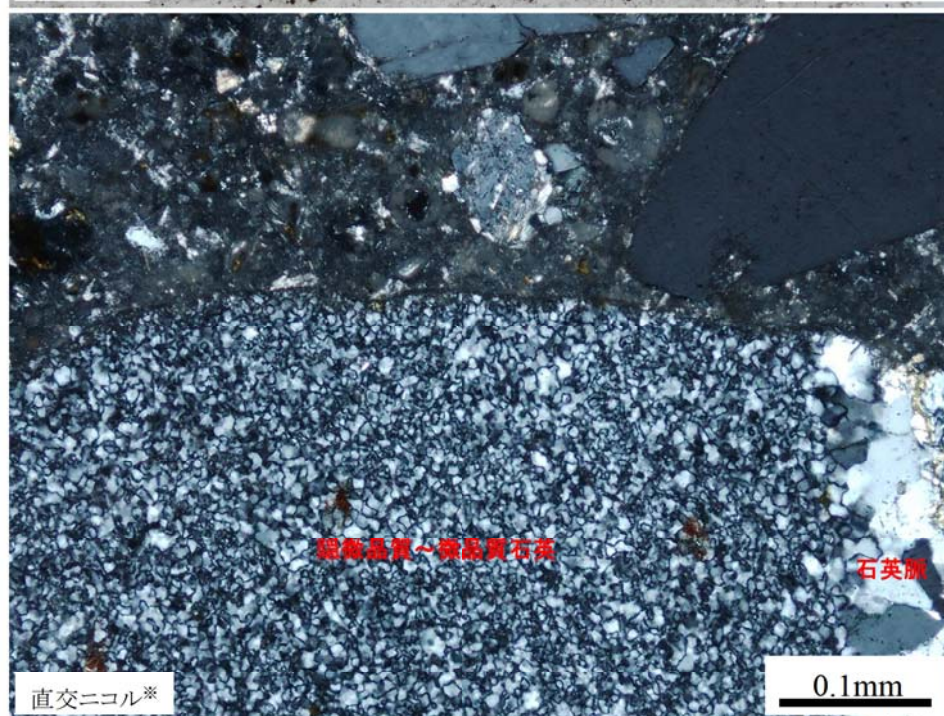
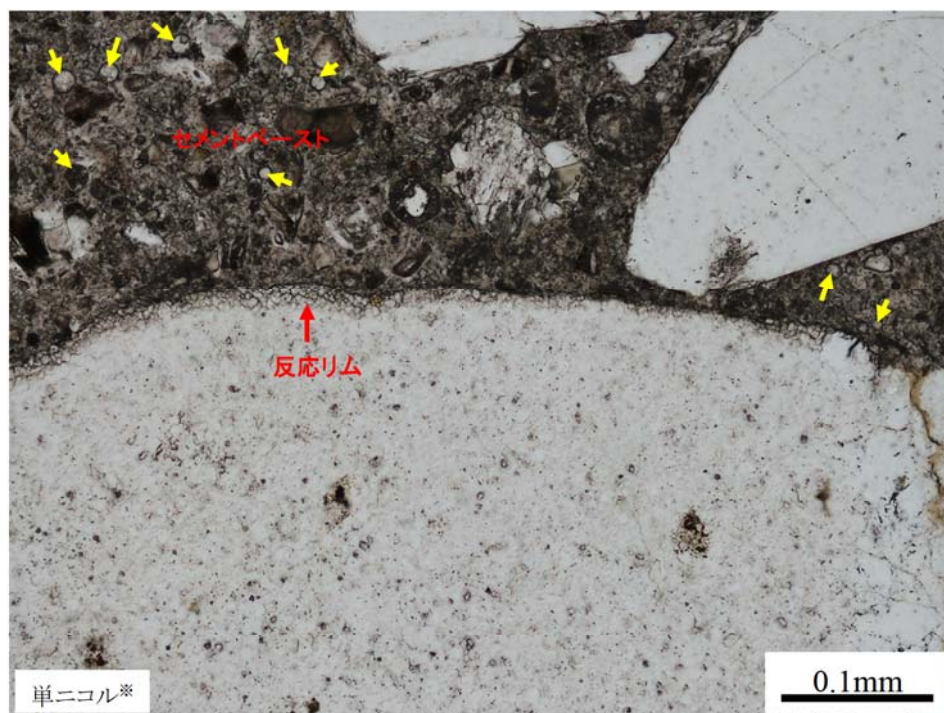


図-別紙 1-3 偏光顕微鏡観察結果  
 (チャートの反応状況)



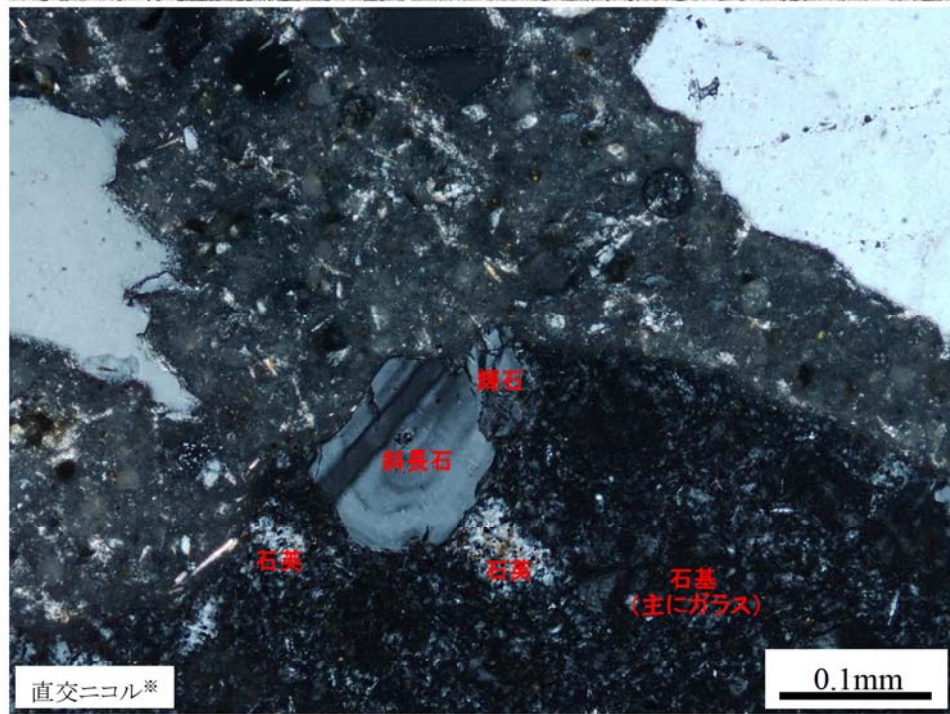
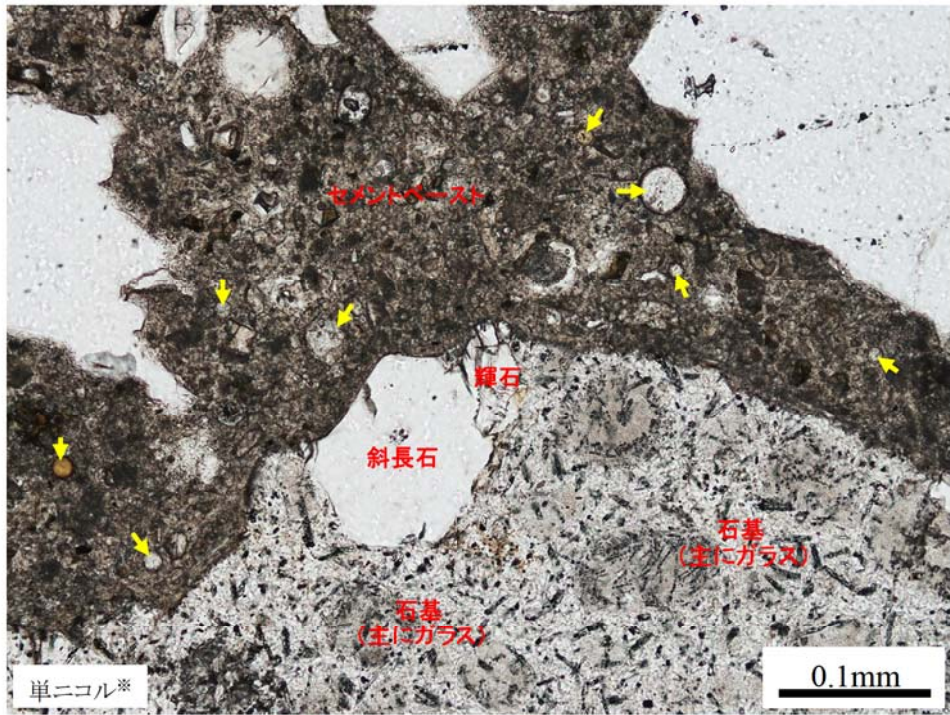


図-別紙 1-4 偏光顕微鏡観察結果  
(安山岩の反応状況)

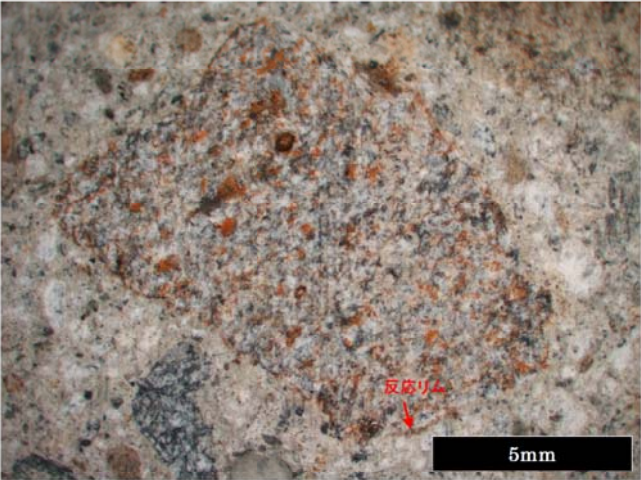
※単ニコル：一方向の光を遮断した状態で試験片の屈折光を観察した結果。構成鉱物の形、割れ、輪郭、色等、鉱物の特徴を確認。

直交ニコル：二方向の光を遮断した状態で試験片の屈折光を観察した結果。構成鉱物の色の变化、配列、組織等、鉱物の特性を確認。

## 6. 特別点検における実体顕微鏡観察結果

軽微な反応状況であり，コアサンプルの全体的な状況及び実構造物の状況も踏まえ，コンクリートの健全性に影響を与えるような反応性がないと判断できる。

表-別紙 1-4 実体顕微鏡観察 点検記録票（タービン建屋 基礎マット）

コアサンプル実体顕微鏡観察 記録用紙 (T-BM-03)			
発電所名	東海第二発電所	コア番号	T-BM-03
構造物名	タービン建屋	コア採取日	H29. 1. 27
点検部位	基礎マット	試験実施日	H29. 4. 26
試験実施者	■■■■	備考	
確認箇所 写真			
骨材の種類			
アルカリ 骨材反応の 発生状況			
判定	1	コメント	<凡例> 1. 反応性なし 2. 反応性あり



<点検マニュアルにおける目視点検の項目、方法及び判定基準について>

保全計画に基づき定期的（1回／年）に実施する目視点検について、点検マニュアルに定める、目視点検の項目・方法及び判定基準を以下に示す。

手順書	点検の種類	点検の項目・方法	判定基準
土木関係設備点検手順マニュアル	普通点検		
建築関係設備点検手順マニュアル	普通点検		

なお、点検の項目・方法は、代表構造物に想定される経年劣化事象を点検するものとする。

## ＜東海第二周辺地域の凍害危険度について＞

## 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)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、東海第二の周辺地域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算出したものである。

あらためて、気象資料から東海第二周辺地域の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。

そこに、26 節適用の目安の解説表があり、解説表に日最低気温の平滑平年値の年間極値(気象庁資料による)(以下、「最低気温」という)と凍害危険度の関係が示されている。26 節適用の目安の解説表は、表-別紙-3-1 参照。

表-別紙-3-1 JASS5 26 節適用の目安



### 3. 東海第二周辺地域の凍害危険度

平成 23 年 5 月から使用されている、最新の平滑平年値（1981～2010 年の観測値）により、東海第二の周辺地域である、水戸地方気象台の最低気温を確認すると $-2.5^{\circ}\text{C}$ であった。

表-別紙-3-1 JASS5 26 節適用の目安において、仙台の最低気温 $-2.9^{\circ}\text{C}$ において、凍害危険度は 0 とある。これに対し、東海第二の周辺地域である、水戸の最低気温は $-2.5^{\circ}\text{C}$ であり、仙台よりも最低気温が高いことから、凍害危険度は 0 となり、凍害融解作用を受ける危険性はない地域と判断した。

なお、JASS5 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」とあり、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。

<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と厚さについて>

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が、これは「東海第二発電所 工事計画認可申請書 V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」に示すとおり、コンクリート壁の厚さ（＝断面厚）に応じた耐火能力が示されるためである。

なお、具体的に耐火能力が要求されている壁の位置と厚さについては、表-別紙 4-1～4、図-別紙 4-1～10 に示す。

	工事計画認可申請	第 9-3-3-6-1 図
	東海第二発電所	
	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区域構造物 (1/10)	
日本原子力発電株式会社		

図-別紙 4-1 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面



工事計画認可申請 東海第二発電所	第 9-3-3-6-2 図
名称 その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の配置図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (2/10)	日本原子力発電株式会社

図-別紙 4-2 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面

	工事計画認可申請	第 9-3-3-6-3 図 東海第二発電所
	名称	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域滅精造物及び火災区域構造物 (3/10)
日本原子力発電株式会社		

図-別紙 4-3 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面

工事計画認可申請 第 9-3-3-6-4 図 東海第二発電所	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区画構造物及び火災区画構造物 (4/10)	日本原子力発電株式会社

図-別紙 4-4 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面

	工事計画認可申請	第 9-3-3-4-5 図
	東海第二発電所	
	名称	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (5/10)
日本原子力発電株式会社		

図-別紙 4-5 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面

	工事計画認可申請	第 9-3-3-6-6 図
	東海第二発電所	
名 称	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (6/10)	
日本原子力発電株式会社		

図-別紙 4-6 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面



	工事計画認可申請	第 9-3-3-6-7 図 東海第二発電所
	名 称	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構築物及び火災区画構築物 (7/10)
		日本原子力発電株式会社

図-別紙 4-7 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面

	工事計画認可申請	第 9-3-3-6-8 図
	東海第二発電所	
名 称	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構築物及び火災区画構築物 (8/10)	
日本原子力発電株式会社		

図-別紙 4-8 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面

	工事計画認可申請	第 9-3-3-6-9 図
	東海第二発電所	
名 称	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区画構造物及び火災区画構造物 (9/10)	
日本原子力発電株式会社		

図-別紙 4-9 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面

	工事計画認可申請	第 9-3-3-6-10 図
	東海第二発電所	
名 称	その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域域構造物及び火災区画構造物 (10/10)	
日本原子力発電株式会社		

図-別紙 4-10 火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面

表-別紙 4-1 火災防護設備に係る要目表

- 4 火災防護設備  
 1 火災区域構造物及び火災区画構造物の名称、種類、主要寸法及び材料  
 ・原子炉建屋

変更前				変更後*1					
名称	種類	主要寸法 (mm)	材料	名称			種類	主要寸法 (mm)	材料
				火災区域(区画)名称	区分	番号			
				原子炉建屋*2	火災区域	R-1	壁	150以上	鉄筋コンクリート
				原子炉建屋*2		R-3			
				原子炉建屋付属棟		R-4			
				原子炉建屋付属棟		R-5			
				原子炉建屋付属棟		R-6			
				原子炉建屋付属棟		R-7			
				原子炉建屋*2		R-8			
				原子炉建屋*2		R-9			
				原子炉建屋*2		R-10			
				原子炉建屋*2		R-11			
				原子炉建屋*2		R-12			
				原子炉建屋付属棟 (DG-2C ルーフベントフアン室)		O-4			
				原子炉建屋付属棟 (DG-2D ルーフベントフアン室)	O-5				
				原子炉建屋付属棟 (DG-HPCS ルーフベントフアン室)	O-6				
				原子炉建屋付属棟 (屋上)	O-7				
				廃棄物処理棟	RW-1				

注記 \*1: 本設備は既存の設備である。  
 \*2: 内郭浸水防護設備と兼用する。



表-別紙 4-2 火災防護設備に係る要目表

変更前				変更後*			
名	称	種類	主要寸法 (mm)	材	料	名	称
火災区域 (区画)	名称	区分	番号	火災区域 (区画) 名称		区分	番号
-				タービン建屋		火災区域	T-1
				廃棄物処理建屋		火災区域	NRW-1
						種類	壁
						主要寸法 (mm)	150以上
						材	料
						鉄筋コンクリート	

注記 \* : 本設備は既存の設備である。

変更前				変更後*			
名	称	種類	主要寸法 (mm)	材	料	名	称
火災区域 (区画)	名称	区分	番号	火災区域 (区画) 名称		区分	番号
-				海水ポンプ室 (北側)		火災区域	O-2
				海水ポンプ室 (南側)		火災区域	O-3
						種類	壁
						主要寸法 (mm)	150以上
						材	料
						鉄筋コンクリート	

注記 \* : 本設備は既存の設備である。



表-別紙 4-4 火災防護設備に係る要目表

変更前				変更後					
名称	種類	主要寸法 (mm)	材料	名称	種類	主要寸法 (mm)	材料		
火災区域(区画)名称	区分	番号		火災区域(区画)名称	区分	番号			
緊急時対策所建屋	—	—	—	緊急時対策所建屋	火災区域	K-1	150以上	鉄筋コンクリート	
				緊急時対策所建屋		K-2			
				緊急時対策所建屋		K-3			
				緊急時対策所建屋		K-4			
	緊急時対策所発電機用燃料油貯蔵タンクA	—	—	—	緊急時対策所発電機用燃料油貯蔵タンクA	火災区域	O-12	150以上	鉄筋コンクリート
	緊急時対策所発電機用燃料油貯蔵タンクB				O-13				
	—	—	—	—	常設低圧代替注水系格納槽	火災区域	O-14	150以上	鉄筋コンクリート
					格納容器圧力逃がし装置格納槽		O-15		
					緊急用海水取水ビット		O-16		
					緊急時対策所発電機用燃料油貯蔵タンクA		O-12		

・常設低圧代替注水系格納槽、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水取水ビット

＜温度測定方法，位置及び結果について＞

1. はじめに

通常運転時はドライウェル内の温度を監視，制御しており，ドライウェル空間部温度が，ドライウェル換気空調系戻り温度 65℃（通常運転制限温度）に達していないことからコンクリートの温度制限値を下回っている。

2. 温度測定の方法及び位置について

評価対象部位周辺の温度を確認するため，ドライウェル空間温度計のうち，プロセス計算機に接続されており，連続測定しているものを確認した。温度測定の方法及び位置を表-別紙 5-1 並びに図-別紙 5-1 に示す。

表-別紙 5-1 温度測定の方法及び位置

計器名称	測定位置	測定方法
TE-26-79.52X	ガンマ遮蔽壁エア出口部 ( EL. 34.0m 55° 付近)	熱電対
TE-26-79.52U	原子炉压力容器保温外面 ガンマ遮蔽壁間エア供給部 ( EL. 21.0m 45° 付近)	
TE-26-79.52B	制御棒駆動機構周辺原子炉压力容器底部 ペDESTアル部 ( EL. 17.4m 200° 付近)	

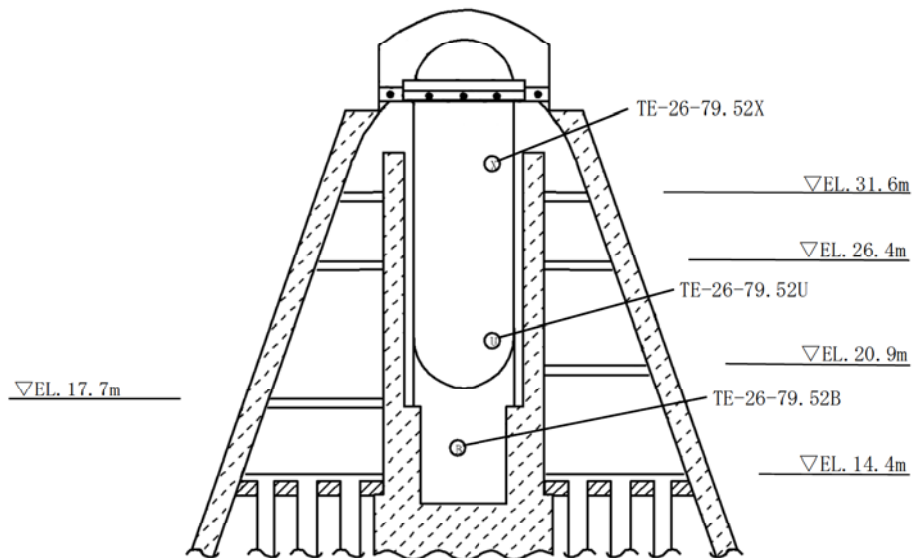


図-別紙 5-1 温度測定位置図

### 3. 測定結果

至近の運転期間である平成 22 年 4 月 28 日から平成 23 年 3 月 11 日において、1 時間間隔で記録した値のうち、最高温度を表-別紙 5-2 に示す。

なお、原子炉圧力容器支持脚部からの熱伝導の影響確認として原子炉圧力容器支持脚部表面温度を確認しているが、最高温度以下であることを確認している。

表-別紙 5-2 温度測定記録

計器名称	最高温度	測定日
TE-26-79.52X	54.2℃	平成 22 年 9 月 15 日
TE-26-79.52U	35.5℃	平成 22 年 8 月 30 日
TE-26-79.52B	54.9℃	平成 22 年 9 月 23 日



## ＜震災影響評価について＞

## 1. はじめに

震災時の原子炉格納容器温度上昇に伴うコンクリート構造物の熱による強度及び遮蔽能力低下について評価した。

震災時は原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力容器の圧力制御を継続するため、サブプレッション・プールの冷却を継続した。このため、原子炉格納容器内の温度は最高使用温度以内であった。

震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の概要を表-別紙 6-1 に示す。

なお、格納容器外についても主蒸気を熱源とする温度上昇が考えられるが、震災発生後の停止操作により主蒸気隔離弁を閉じており、格納容器内に比べて熱の影響を受けていない。

「原子炉格納容器内の安全機能を有するケーブルの布設環境等の調査」（以下、「ケーブル環境調査」という）にて温度測定した 100 箇所の中から震災発生後の停止操作時に格納容器内機器設計温度（66℃）を超過した 44 箇所について格納容器内設置機器を評価しており、評価条件を表-別紙 6-2 に示す。

上記より格納容器内上部において、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下の温度制限値を超えた可能性がある。

表-別紙 6-1 震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の概要

	ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サブプレッション・プール温度
震災前	約 3 KPa	約 45℃（コンクリート周り） 約 40℃※（格納容器上部）	約 22℃
震災時	約 12 KPa	約 62℃（コンクリート周り） 約 100℃※（格納容器上部）	約 55℃
設計値	310 KPa	171℃	104℃

※：電線管温度

表-別紙 6-2 格納容器内設置機器の温度評価条件

評価エリア	超過時間	超過時間平均温度
EL. 23.7m 以上	36 時間	86.6℃
EL. 17.0m 以上 23.7m 未満	32 時間	77.4℃

\*EL. 14.0m, EL. 17.0m エリア及びペDESTAL内の温度は、停止操作時において格納容器内機器設計温度の超過は確認されなかった。

## 2. 熱による強度低下

コンクリートが熱を受けると、温度条件によってはコンクリート中の水分の逸散を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。

日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説（1988）」において、コンクリートの温度制限値は設計基準強度確保の観点から、局部では90℃、一般部では65℃と定められている。

これに対して、ケーブル環境調査にて温度測定した結果、EL. 23.7m 以上において最高温度は約100℃であった。そこで、震災影響評価の評価対象部位は最高温度の測定箇所にもっと近い一次遮蔽壁とした。

日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック（2017）」において、火災時の熱影響を受けたコンクリートの強度低下について加熱冷却後における圧縮強度の提案式があり、100℃程度の加熱冷却後の圧縮強度残存比は0.97とされている。

なお、長尾らの実験<sup>り</sup>によると、65～110℃で3.5年間加熱した場合では強度低下は見られないことが報告されている。

震災時に格納容器内で測定された最高温度約100℃について、特別点検における破壊試験の結果から、加熱冷却後における圧縮強度を評価した結果を表-別紙6-3に示す。

表-別紙6-3 一次遮蔽壁の耐力評価結果

評価対象部位	設計基準強度	特別点検結果	評価結果
一次遮蔽壁	22.1 N/mm <sup>2</sup> (225 kgf/cm <sup>2</sup> )	50.5 N/mm <sup>2</sup> (515 kgf/cm <sup>2</sup> )	49.0 N/mm <sup>2</sup> (500 kgf/cm <sup>2</sup> )

評価の結果、加熱冷却後における圧縮強度は設計基準強度を満足していることを確認した。

以上より、震災時の原子炉格納容器温度上昇に伴う熱による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。

### 3. 熱による遮蔽能力低下

コンクリートが周辺環境からの伝達熱及び放射線照射に起因するコンクリート内部の温度上昇により、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。

コンクリート遮蔽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」(R. G. Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL. 2」) 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蔽で88℃以下、ガンマ線遮蔽で177℃以下となっている。

これに対して、ケーブル環境調査にて温度測定した結果、EL. 23.7m 以上において最高温度は約100℃であった。そこで、震災影響評価の評価対象部位は、震災時の原子炉格納容器温度上昇に伴う周辺環境からの伝達熱の影響が最も大きいガンマ線遮蔽壁及び一次遮蔽壁とした。

原子力発電所における鉄筋コンクリート構造物の遮蔽設計は、コンクリートの乾燥単位容積質量に基づいて行われている。

日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力施設における鉄筋コンクリート工事（2013）」付2. JASS5N T-602 コンクリートの乾燥単位容積質量促進試験方法に「単位容積質量の減少と乾燥期間の関係」（図-別紙6-1 参照）が示されている。これによると乾燥期間

が最短となる供試体（直径 10 c m，高さ 20 c m）において 105℃で乾燥した場合でも恒量になるまで 28 日程度の期間が必要であることが示されている。

これに対しガンマ線遮蔽壁や一次遮蔽壁は，震災時に約 100℃となった期間が，約 1.5 日（36 時間）以内であり，乾燥期間が短く乾燥は進まないと考えられ，乾燥単位容積質量よりも単位容積質量が大きく，遮蔽能力は低下しない。

また，ガンマ線遮蔽壁は，コンクリート表面が鋼板で覆われていること，一次遮蔽壁の炉心側は鋼板が有ること，また，それぞれがマッシュな断面を持ち，部材の中心付近まで乾燥するには長い時間がかかり，震災時のわずかな時間であれば遮蔽能力低下に影響する水分逸散は生じないと考えられる。



図-別紙 6-1 単位容積質量の減少と乾燥時間の関係

なお，熱によるコンクリート構造物の遮蔽能力低下が生じた場合，放射線量が上昇するものと考えられるが，震災時にエリア放射線モニタは発報していない。また，震災後に実施した特別点検にて乾燥単位容積質量を確認した結果，設計値を上回っている。

以上より，震災時の原子炉格納容器温度上昇に伴う熱による遮蔽能力低下に対しては，長期健全性評価上問題とならない。

#### 【参考文献】

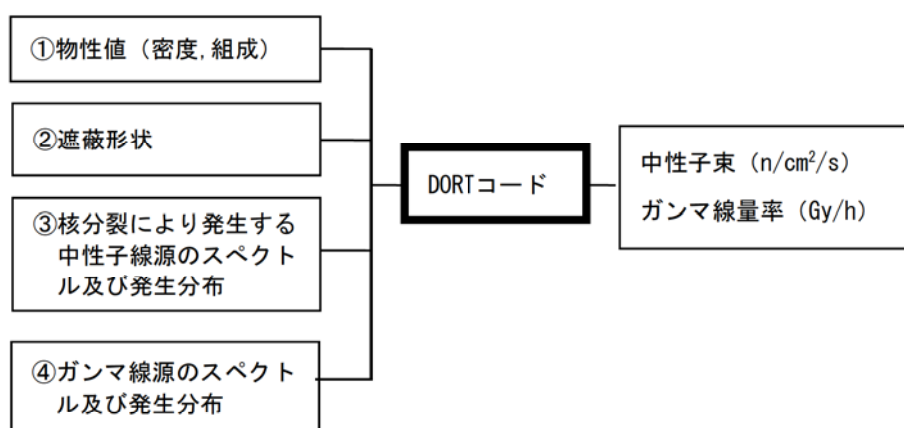
- 1) 長尾他，第 48 回セメント技術大会講演集（1994）「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究」

＜放射線照射量の算出方法、条件、過程及び結果について＞

## 1. 算出方法

原子炉压力容器ペDESTALコンクリート上部及び一次遮蔽壁炉心側の放射線照射量は、原子炉压力容器周囲を評価モデルとして、輸送計算コードDORT (DOORS3. 2aバージョン 2次元Sn法)により、各部における中性子束 ( $E > 0.1\text{MeV}$ ) 及びガンマ線量率を算出し、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。

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、入力パラメーターは以下のとおりである。



## 2. 算出条件

### (1) 評価モデル

評価モデルは、2次元 R-Z体系モデルとする。評価モデルを図-別紙7-1に示す。

### (2) 線源設定

線源設定は、炉心内均一分布とする。

炉心内均一分布は、炉心内の中性子線源及びガンマ線源の発生分布を一様な分布とする設定であり、炉心単位体積当りの核分裂中性子線源強度及び核分裂生成物から発生するガンマ線源強度としている。

炉心内均一分布とすると炉心の周辺部の中性子束が相対的に高くなり、周辺構造物の中性及びガンマ線の照射量は、保守的となる。

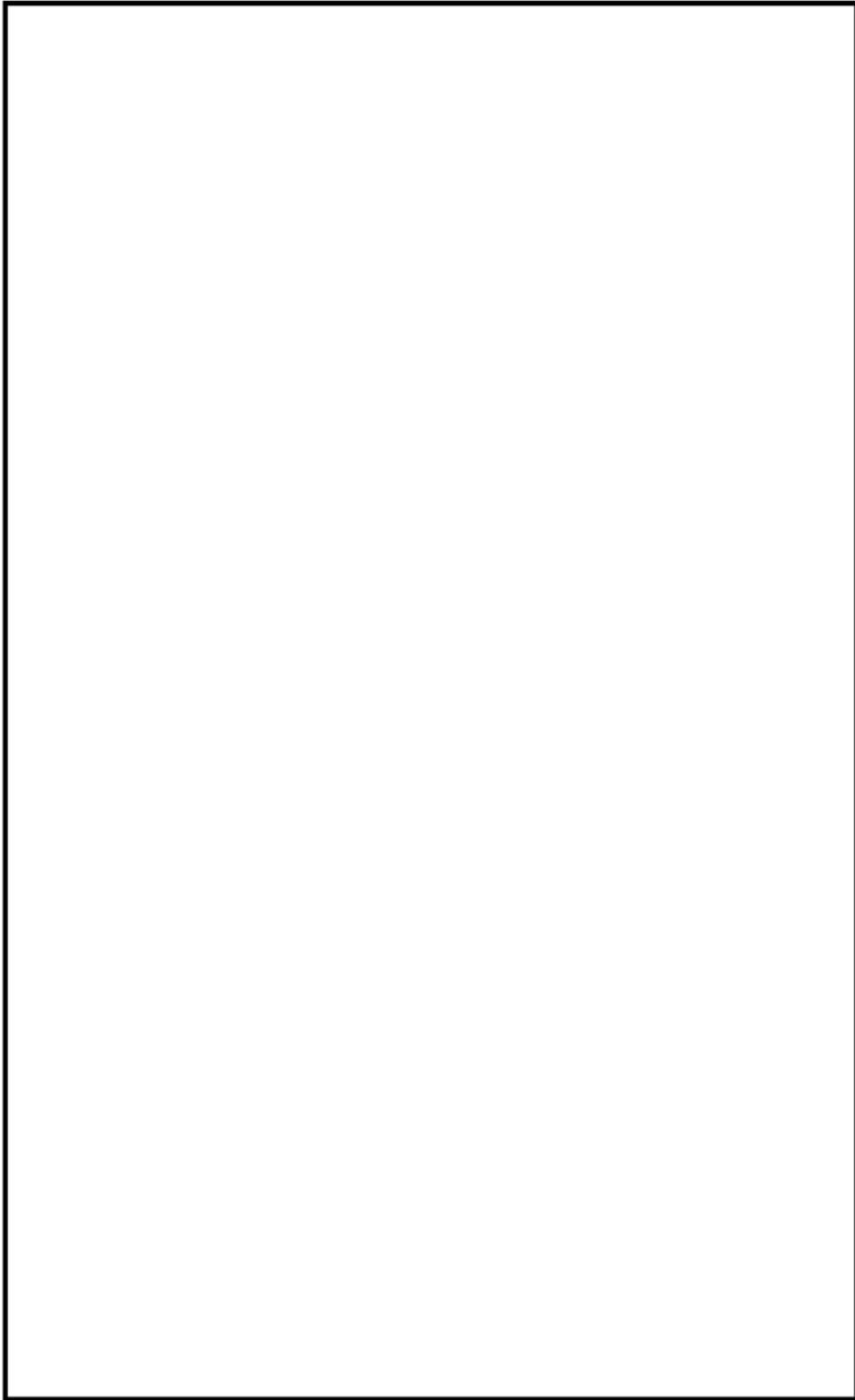


図-別紙7-1 評価モデル



表-別紙7-1 炉心部の材料組成



表-別紙7-2 炉心部以外の材料組成



### 3. 算出結果

原子炉格納容器内における定格運転時の中性子束分布を図-別紙7-2に、ガンマ線量率分布を図-別紙7-3に示す。コンクリート躯体部分（原子炉压力容器ペデスタル又は一次遮蔽壁）における、中性子束が最大となる部位は、原子炉压力容器ペデスタルコンクリート上部であり、ガンマ線量率が最大となる部位は、一次遮蔽壁炉心側であった。

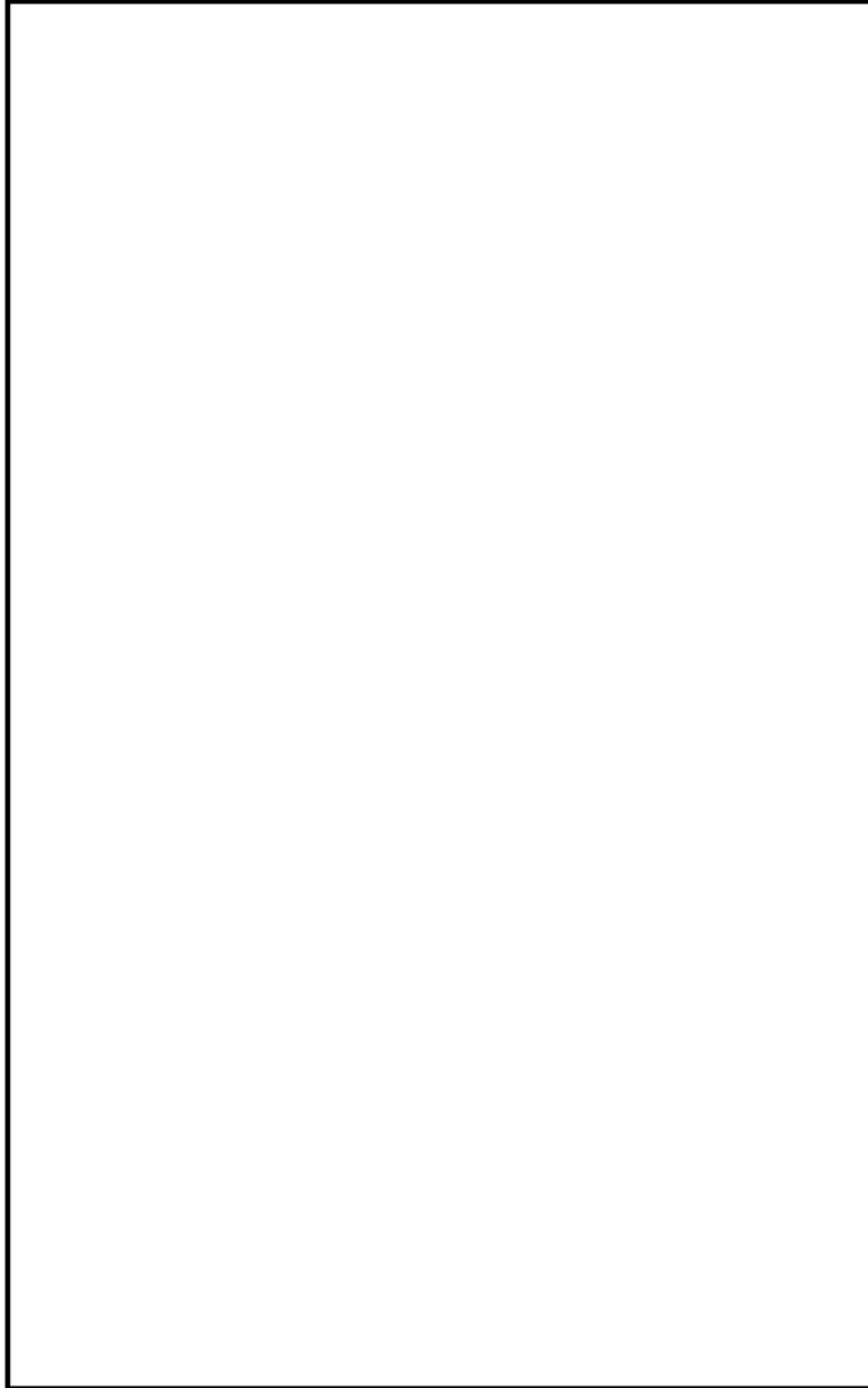


図-別紙7-2 中性子束分布図 ( $n/cm^2/s$ )

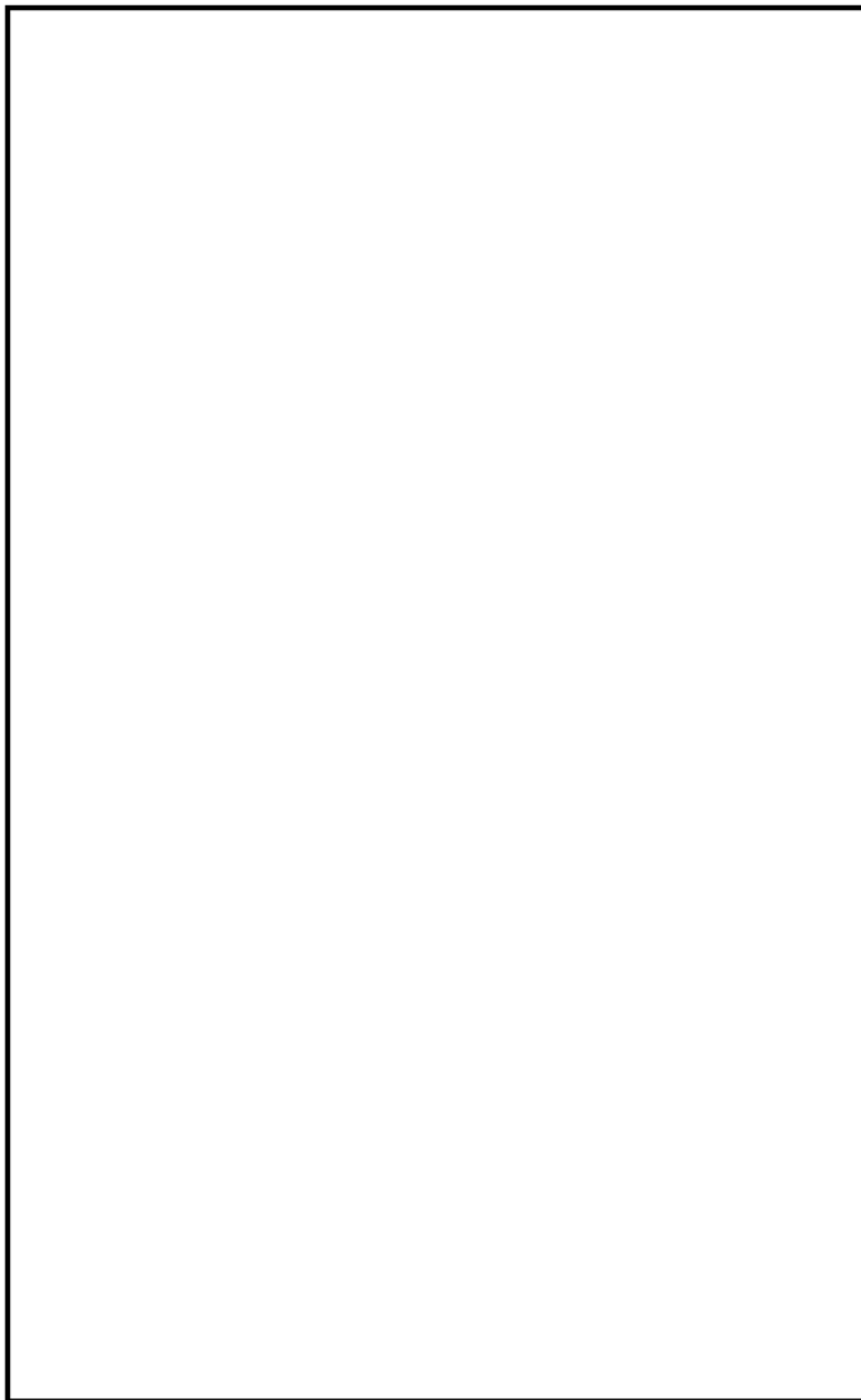


図-別紙7-3 ガンマ線量率分布図(Gy/h)

#### 4. 60年時点の実効運転期間

2016年11月時点及び運転開始後60年時点の実効運転期間（EFPY）は、積算熱出力から下記の通り算出した。

<2016年11月時点のEFPY>

$$\begin{aligned}
 &= 2011年3月時点の積算熱出力 \div 定格熱出力 \div 365 \\
 &= 28,502.9 \text{ (GWD)} \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)} \div 3,293 \text{ (MW)} \div 365 \text{ (D)} \\
 &= 23.71\text{EFPY}
 \end{aligned}$$

<60年時点のEFPY>

$$\begin{aligned}
 &= (\text{次回起動日以降の積算熱出力} + 2011年3月時点の積算熱出力) \\
 &\quad \div 定格熱出力 \div 365 \\
 &= (18295.9 \text{ (GWD)} + 28,502.9 \text{ (GWD)}) \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)} \\
 &\quad \div 3,293 \text{ (MW)} \div 365 \text{ (D)} \\
 &= 38.94 \text{ EFPY}
 \end{aligned}$$

- ・ 定格熱出力：3,293 (MW)
- ・ 次回起動日以降の運転日数：5,556 日\*を想定
- ・ 次回起動日以降の積算熱出力

$$= 5,556 \text{ (D)} \times 3,293 \text{ (MW)} \div 1,000 \text{ (MW/GW)} = 18,295.91 \text{ (GWD)}$$

\*：2015年9月時点の中長期運転保守計画に基づく次回起動日以降60年時点までの運転日数は、420日×13サイクル+96日=5,556日とした。

一方、現在社内にて検討している次回起動日及び将来の設備利用率を80%とした場合の運転日数は、以下となる。

- ・ 2021年3月末まで停止、暫定で同年3月31日起動想定
- ・ 60年時点までの日数は6,452日であることから、稼働率80%の場合は運転日数6,452日×80%=5,162日

よって、中性子照射量の算出に用いた次回起動日以降の運転期間は、将来の設備稼働率を80%以上とした計画より大きな設定となっている。

#### 5. 60年時点における評価

解析結果により得られた原子炉圧力容器ペDESTALコンクリート上部における中性子束及び一次遮蔽壁炉心側の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（EFPY=38.94年）を乗じ、原子炉圧力容器ペDESTALコンクリート及び一次遮蔽壁が受ける照射量を算出した結果を下表に示す。

	解析結果	運転開始後60年時点の 累積放射線照射量
中性子照射量	$3.34 \times 10^6 \text{ (n/cm}^2\text{/s)}$	$4.10 \times 10^{15} \text{ (n/cm}^2\text{)}$
ガンマ線照射量	$2.28 \times 10^1 \text{ (rad/h)}$	$7.80 \times 10^6 \text{ (rad)}$

＜空気環境測定方法及び位置について＞

空気環境測定方法及び位置を以下に示す。

1. 空気環境測定

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）の影響を受けるため、空気環境測定を実施した。

(1) 測定方法

空気環境測定に使用した機器を表-別紙8-1に示す。温度、相対湿度の測定は、平成28年2月17日から平成29年2月16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、平成28年2月から平成29年2月の期間で各月毎に1回測定を行った。ただし、使用済燃料乾式貯蔵建屋については平成29年8月1日から平成29年8月31日の期間で測定を行った。

表-別紙8-1 空気環境測定 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
	相対湿度	
	二酸化炭素濃度	二酸化炭素濃度計

(2) 測定位置

二酸化炭素濃度、温度、相対湿度について、建屋内外の計71箇所にて測定を実施した。測定位置図を図-別紙8-1～10に示す。

環境測定位置図

凡例 ● : 空気環境測定箇所

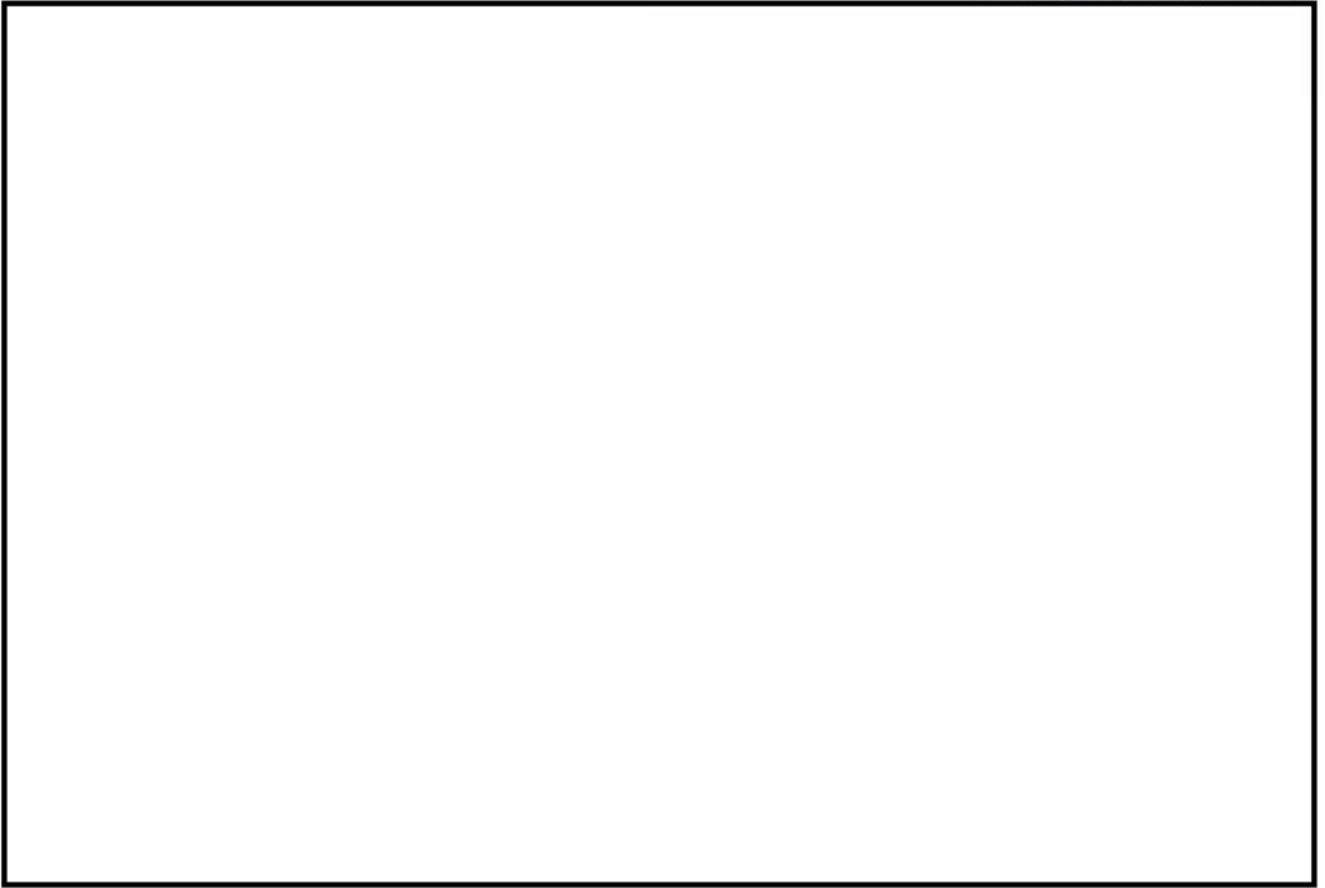


図-別紙8-1 原子炉建屋 (EL-4.0m) , タービン建屋 (EL-1.6m)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

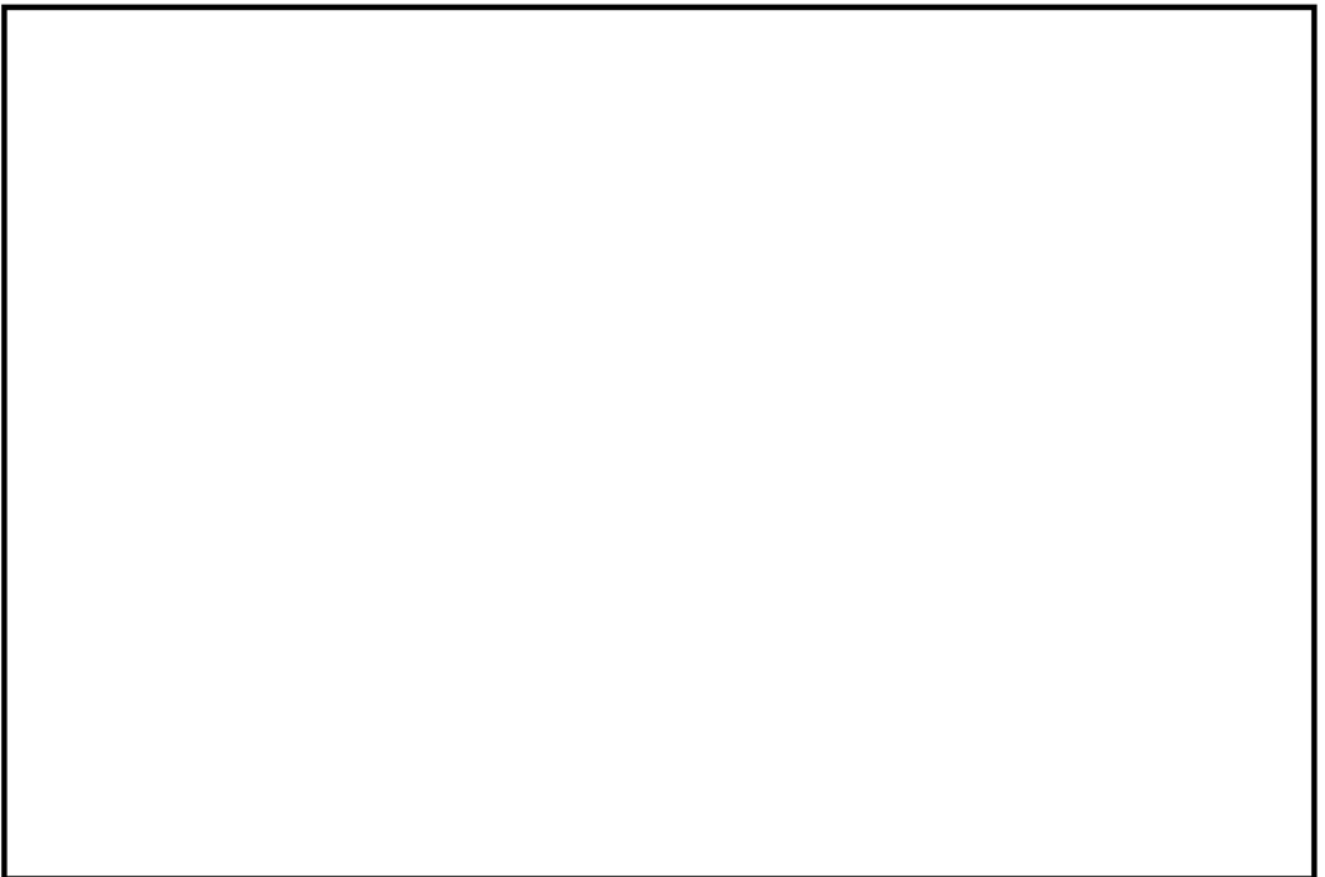


図-別紙 8-2 原子炉建屋 (EL+2.0m)



凡例 ● : 空気環境測定箇所

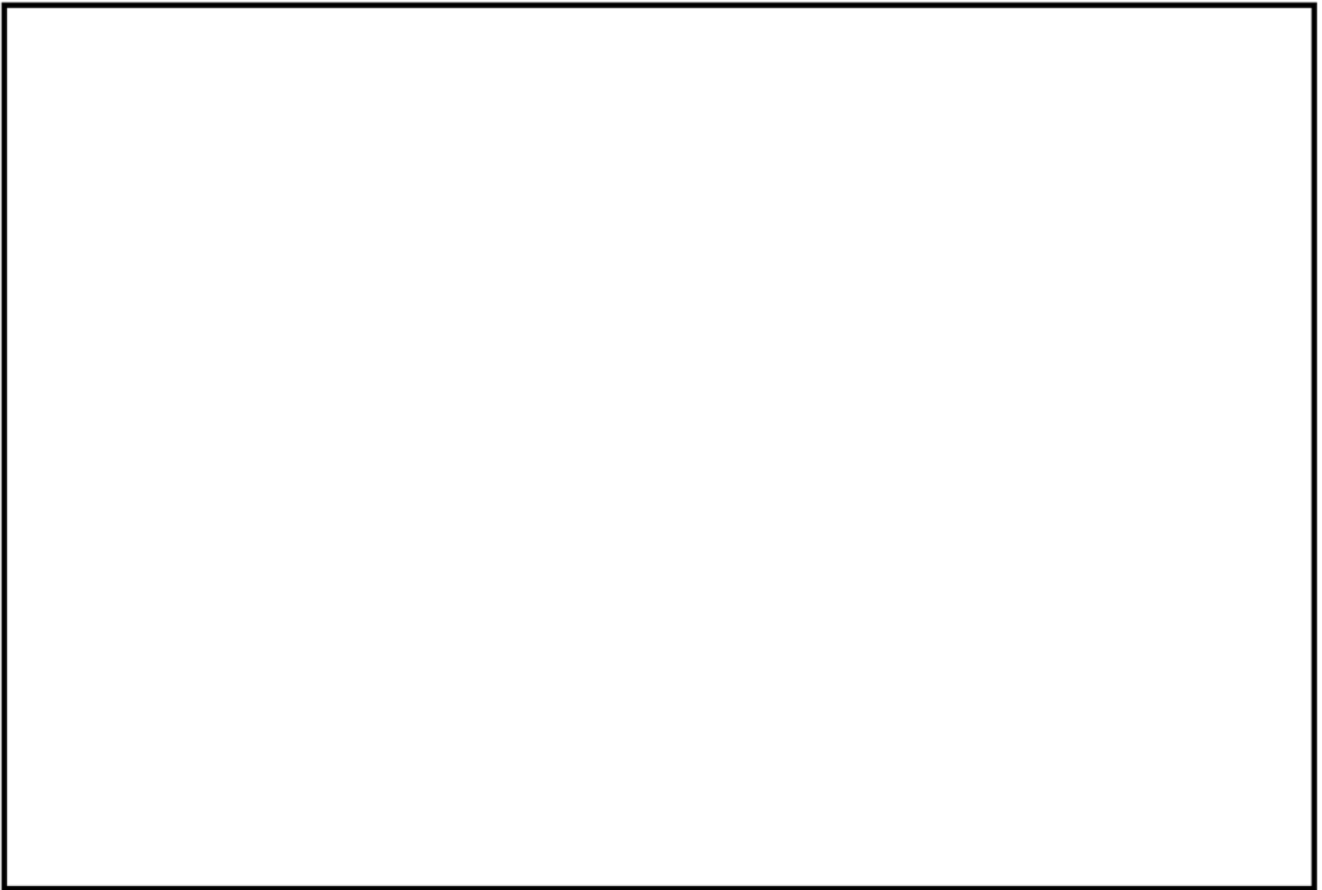


図-別紙8-3 原子炉建屋 (EL+8.2m) , タービン建屋 (EL+8.2m)

凡例 ● : 空気環境測定箇所



図-別紙8-4 原子炉建屋 (EL+14.0m)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

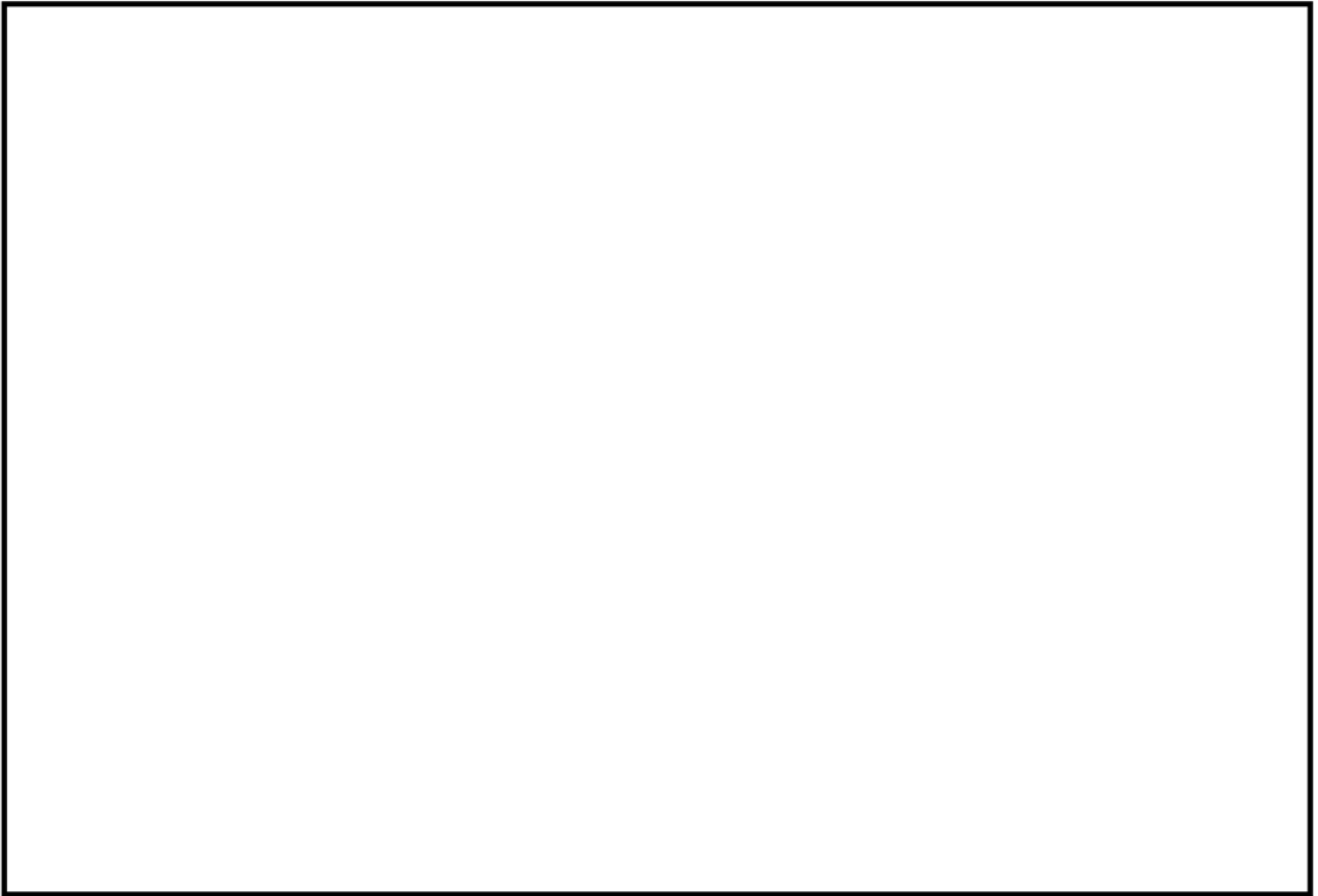


図-別紙8-5 タービン建屋 (EL+18.0m)

凡例 ● : 空気環境測定箇所

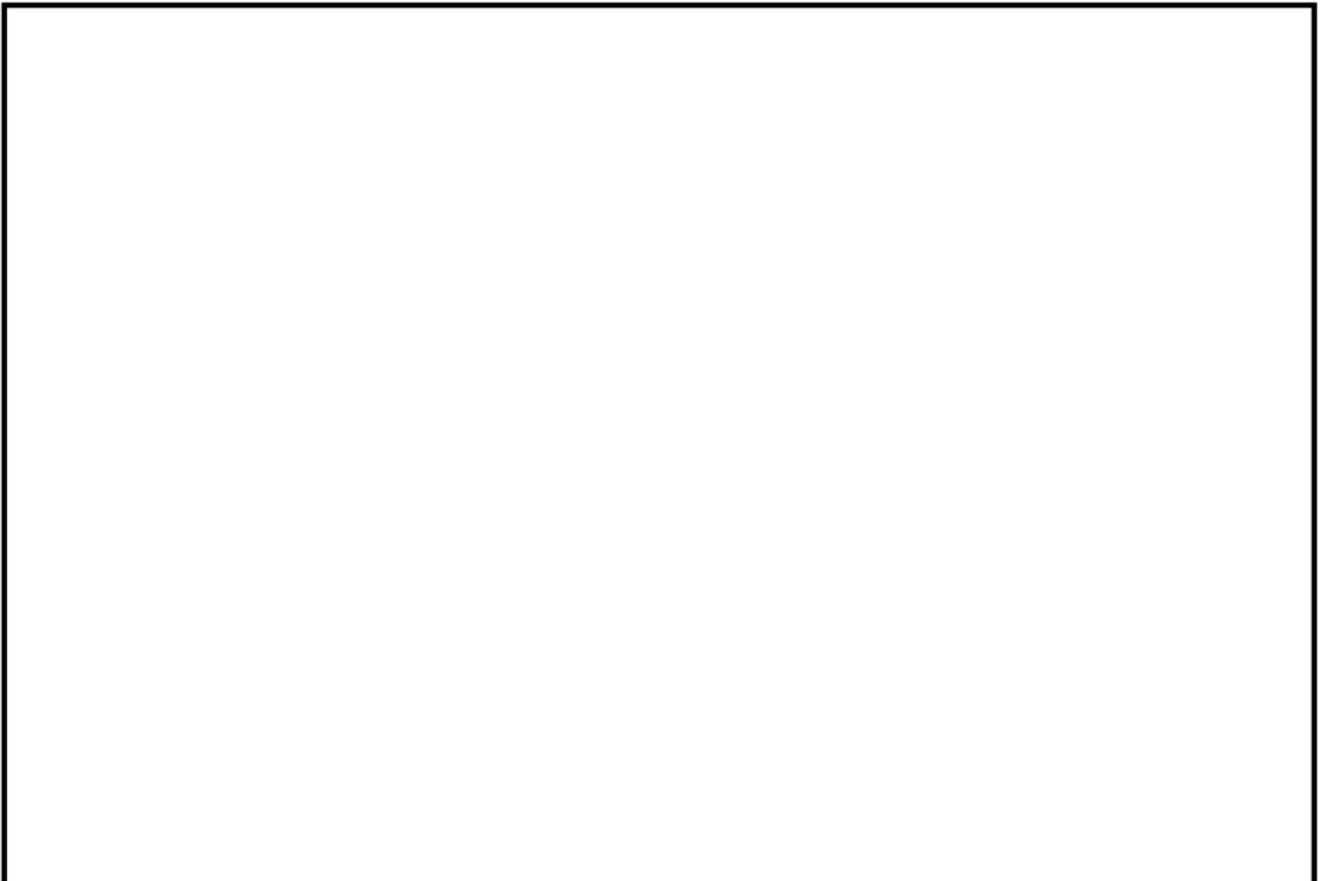


図-別紙8-6 原子炉建屋 (EL+20.3m)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

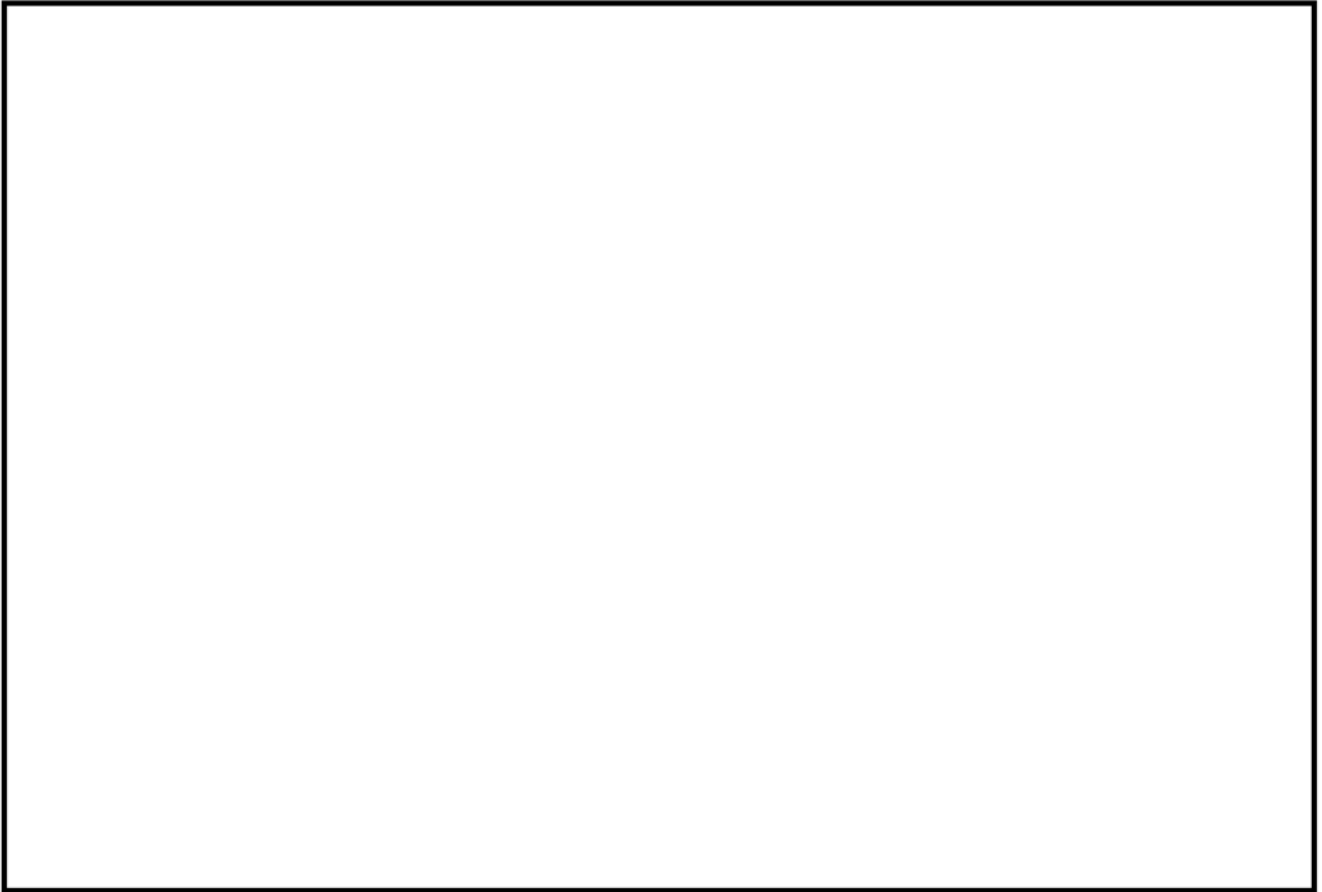


図-別紙8-7 原子炉建屋 (EL+29.0m)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

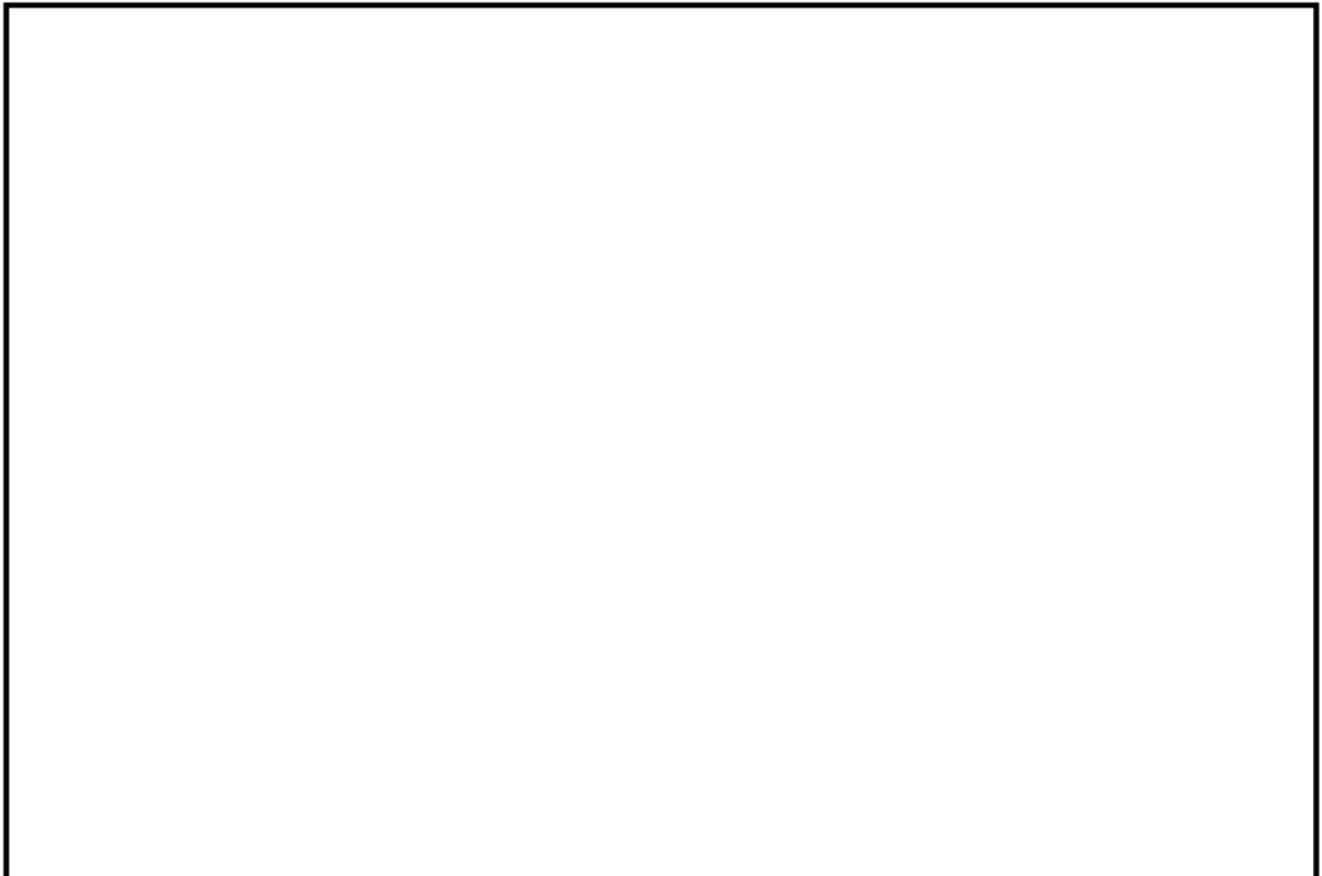


図-別紙8-8 原子炉建屋 (EL+38.8m)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

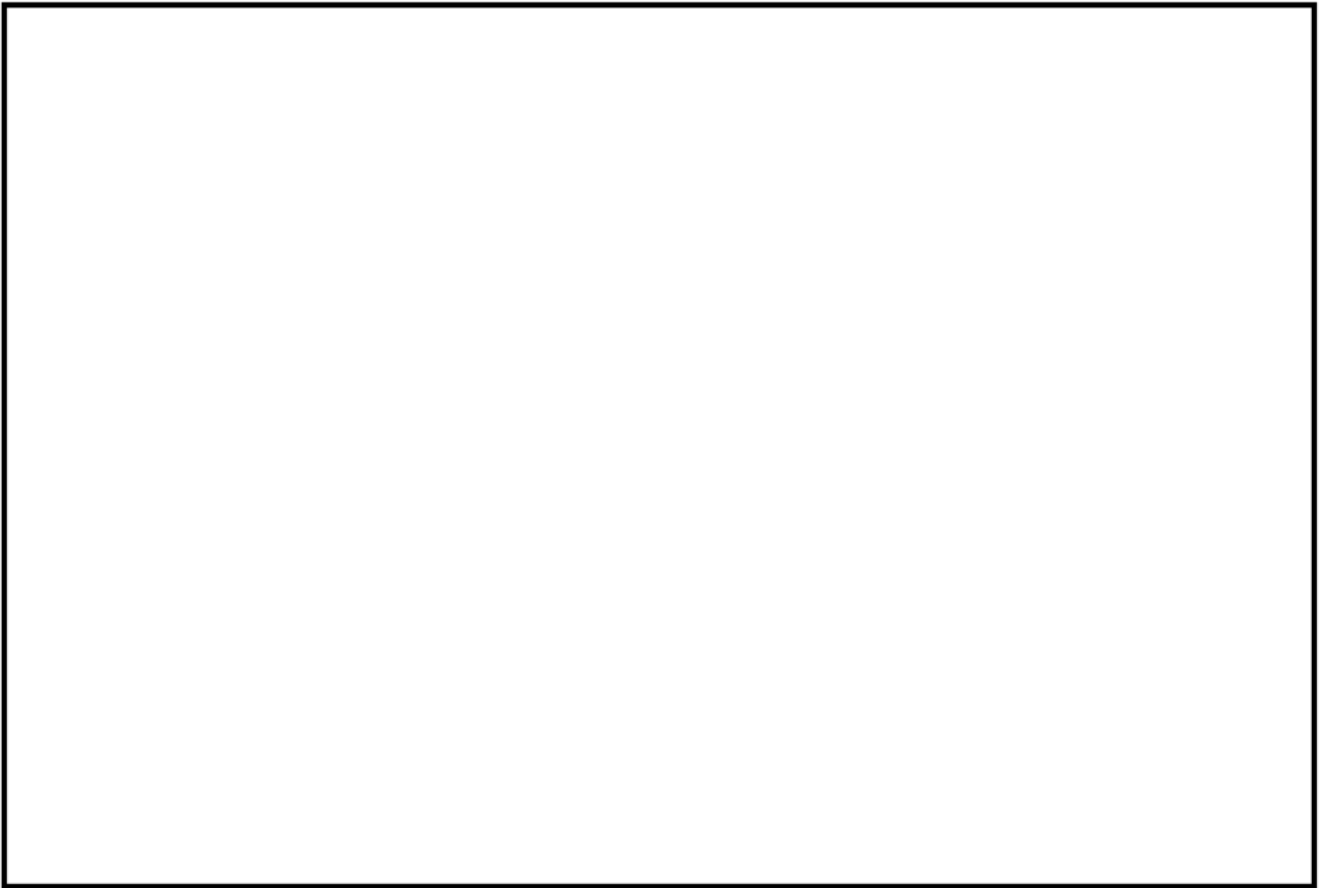


図-別紙8-9 原子炉建屋 (EL+46.5m)

凡例 ● : 空氣環境測定箇所

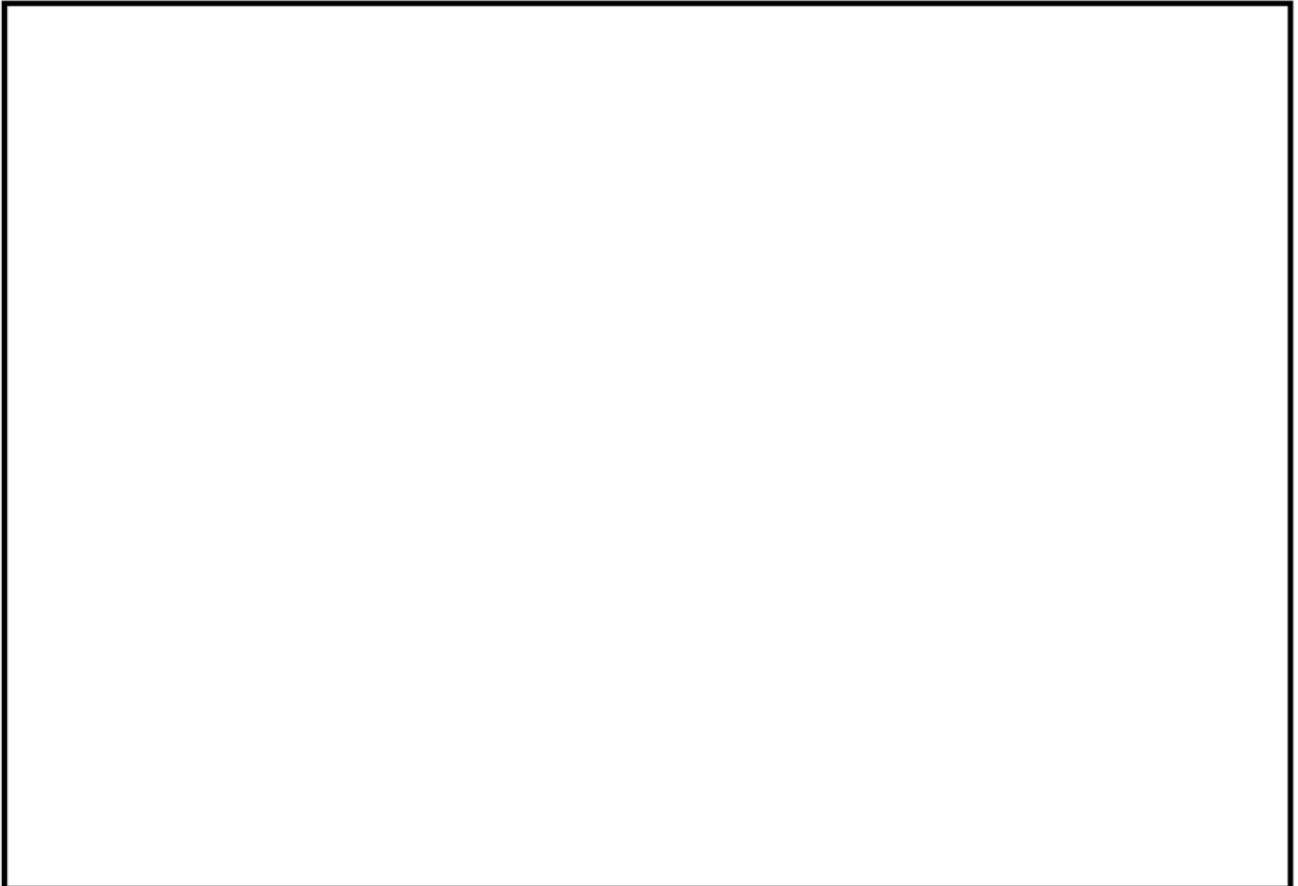


図-別紙8-10 使用済燃料乾式貯蔵建屋

<中性化深さ推定値の算定過程について>

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）を以下に示す。

: 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

	タービン建屋外壁	取水口構造物	備考
	屋内面	気中帯	
w : 水セメント比 (%)			
α : 劣化外力係数	1.1	1.0	タービン建屋 : 実測値に基づく補正值 取水口構造物 : 屋外
β : 仕上げ材による係数	1.0	1.0	仕上げなし
γ : セメントによる係数	1.4	1.0	タービン建屋 : フライアッシュセメントB種 取水口構造物 : 普通ポルトランドセメント
調査時点の推定値 (cm)	2.9	1.2	タービン建屋 : 運転開始後38年経過時点 取水口構造物 : 運転開始後36年経過時点
運転開始後60年経過時点の推定値 (cm)	3.6	1.6	

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)    R : 中性化比率 (R=α×β×γ)  
x : 中性化深さ (cm)    α : 劣化外力の区分による係数  
w : 水セメント比 (比)    β : 仕上げ材による係数  
γ : セメントによる係数

2. 森永式

	タービン建屋外壁	取水口構造物	備考
	屋内面	気中帯	
w/c : 水セメント比 (%)			
R : 中性化比率	1.0	1.0	打ち放し仕上げ
C : 炭酸ガス濃度 (%)	0.0472	0.0457	平成28年2月から平成29年2月の期間で毎月毎に1回測定した結果の 平均値
T : 温度 (°C)	19.7	15.9	平成28年2月17日から平成29年2月16日の期間で、1時間間隔で連続 測定した結果の平均値
RH : 湿度 (%)	51.5	64.7	平成28年2月17日から平成29年2月16日の期間で、1時間間隔で連続 測定した結果の平均値
調査時点の推定値 (cm)	2.2	0.9	タービン建屋 : 運転開始後38年経過時点 取水口構造物 : 運転開始後36年経過時点
運転開始後60年経過時点の推定値 (cm)	2.7	1.2	

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 : 炭酸ガス濃度 (%)  
R : 中性化比率    RH : 湿度 (%)  
w/c : 水セメント比 (%)    T : 温度 (°C)  
t : 材齢 (日)

3. √t 式

	タービン建屋外壁	取水口構造物	備考
	屋内面	気中帯	
中性化 実測深さ (cm)	4.0	1.0	特別点検結果 (中性化深さの点検結果)
運転開始後60年経過時点の推定値 (cm)	5.0	1.3	

√t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)

「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説 日本建築学会」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、岸谷式のタービン建屋外壁（屋内面）に用いる劣化外力係数の算出にあたっては、東海第二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、タービン建屋外壁（屋内面）での二酸化炭素濃度の実測値で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、「1.02」であった。そこで、タービン建屋外壁（屋内面）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。

- ・タービン建屋外壁（屋内面）

$$\text{実測値による劣化外力係数 } \alpha = \sqrt{\frac{C}{C_0}} = \sqrt{\frac{472}{457}} = 1.02 \rightarrow 1.1$$

$C_0$  : 屋外の二酸化炭素濃度の実測値 (457ppm)

$C$  : タービン建屋外壁（屋内面）の二酸化炭素濃度の実測値 (472ppm)



＜塩分浸透における鉄筋腐食減量の算定過程について＞

鉄筋腐食減量の算定過程（方法，条件，パラメータ）を以下に示す。

	取水口構造物			備考
	気中帯	干満帯	海中帯	
$x$ : かぶり厚さ (mm)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
$C$ : 鉄筋位置における塩化物イオン量 (kg/m <sup>3</sup> )	0.89	1.09	1.03	特別点検結果 (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> )	3.31	3.23	2.38	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 (mm <sup>2</sup> /年)	52.05	61.80	109.53	拡散方程式の回帰分析により算出
$Cl$ : 鉄筋位置における塩化物イオン量 (kg/m <sup>3</sup> ) (推定値)	0.00~1.39	0.00~1.48	0.00~1.37	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)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
$d$ : 鉄筋径 (mm)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
$W$ : 単位水量 (kg/m <sup>3</sup> )	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
$W/C$ : 水セメント比 (比)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
$N$ : 練り混ぜ水の塩分濃度 (%)	0.00~ <input type="text"/>	0.00~ <input type="text"/>	0.00~ <input type="text"/>	運転開始から60年経過時点までの各年の推定値
$T$ : 温度 (°C)	15.9	15.9	16.7	気中帯・干満帯 : 平成28年2月17日から平成29年2月16日の期間で、1時間間隔で気温を連続測定した結果の平均値 海中帯 : 平成28年2月17日から平成29年2月16日の期間で、1時間間隔で海水温を連続測定した結果の平均値
$RH$ : 相対湿度 (%)	64.7	100	100	気中帯 : 平成28年2月17日から平成29年2月16日の期間で、1時間間隔で連続測定した結果の平均値 干満帯・海中帯 : 海水と接触により100% (森永論文 <sup>※</sup> )
$O$ : 酸素濃度 (比)	0.2	0.2	0.0062	土木学会「原子力発電所屋外重要土木構造物の構造健全性評価に関するガイドライン(2012)」引用
$q_1$ : 調査時点の鉄筋の腐食減量 ( $\times 10^{-4}$ g/cm <sup>2</sup> )	1.7	10.3	0.4	
$q_1$ : 運転開始後60年経過時点の鉄筋の腐食減量 ( $\times 10^{-4}$ g/cm <sup>2</sup> )	3.4	18.1	1.1	
$Q_{cr}$ : 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 ( $\times 10^{-4}$ g/cm <sup>2</sup> )	62.3	67.7	62.3	

※森永他「腐食による鉄筋コンクリート構造物の寿命予測」-コンクリート工学論文集 (1990)

- : (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

拡散方程式

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

$C$  : 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

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

$x$  : 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 (mm<sup>2</sup>/年)  
 $t$  : 材齢 (年)

森永式

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

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

$$q_2 = 2.59 - 0.05T - 6.89H - 22.87O - 0.99N + 0.14TH + 0.517O + 0.017N + 60.81HO + 3.36HN + 7.32ON$$

$$q_2' = 0.56528 + 1.4304N$$

$q$  : 鉄筋の腐食速度 ( $\times 10^{-4}$ g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $q_1$  : 塩分環境下での腐食速度 ( $\times 10^{-4}$ g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $q_2$  : 寿命予測対象部位で、塩分環境下での腐食速度 ( $\times 10^{-4}$ g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $q_2'$  : 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 ( $\times 10^{-4}$ g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $d$  : 鉄筋径 (mm)  
 $c$  : かぶり厚さ (mm)  
 $N$  : 練り混ぜ水の塩分濃度 (%)  
 $W/C$  : 水セメント比 (比)  
 $T$  : 温度 (°C)  
 $H$  : 湿度に関する項  $H = (RH - 45)/100$   
 $RH$  : 相対湿度 (%)  
 $O$  : 酸素濃度 (比)

＜機械振動の評価対象及び評価点の選定過程について＞

運転中に比較的大きな振動を受ける機器の原動機出力を以下に示す。

機器名称	運転状態	仕様（定格出力）
高圧タービン・低圧タービン	連続	1, 100, 000kW
高圧炉心スプレイ系ポンプ	一時	2, 280kW
低圧炉心スプレイ系ポンプ	一時	1, 250kW
残留熱除去海水系ポンプモータ	一時	900kW
残留熱除去系ポンプモータ	一時	680kW
原子炉冷却材浄化系循環ポンプモータ	連続	75kW
非常用ディーゼル発電機内燃機関	一時	5, 500kW

常時振動している機器のうち、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コンクリートとし、評価点については、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）付近を選定した。タービン発電機架台躯体図を図-別紙 11-1 に示す。

振動を受ける機器であるポンプについては、出力、機器重量がタービン設備に比べ非常に小さく、構造体に与える影響はごくわずかである。

また、非常用ディーゼル発電機は、常時振動機器ではないことから、現在までの運転時間における稼働時間もわずかであり、経年劣化の進展は極めて小さいと考えられる。

以上より、評価対象部位は、タービン発電機架台コンクリートで問題ないと判断する。

図-別紙 11-1 東海第二 タービン発電機架台躯体図

