

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-6 改9
提出年月日	平成30年5月24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5月24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	5
4. 代表構造物の技術評価	14
(1) コンクリートの強度低下	14
(2) コンクリートの遮蔽能力低下	24
(3) 現状保全	25
(4) 総合評価	25
(5) 高経年化への対応	25
5. 代表構造物以外の技術評価	26
6. まとめ	27
(1) 審査基準適合性	27
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	27

別紙 1. 実体顕微鏡観察結果の妥当性確認について	34
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	45
別紙 3. 東海第二周辺地域の凍害危険度について	46
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	48
別紙 5. 温度測定方法、位置及び結果について	63
別紙 6. 震災影響評価について	65
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	69
別紙 8. 空気環境測定方法及び位置について	75
別紙 9. 中性化深さ推定値の算定過程について	81
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	83
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	84

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を。</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を。</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を。</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を。</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を。</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を。</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を。</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 対策審査ガイド</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>⑳ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査</p> <p>① 長期保守管理方針の策定 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>

実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド

3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し

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。

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、必要に応じ現状の保守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。

3.2 長期保守管理方針の策定及び変更

長期保守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。

① 高経年化技術評価の結果抽出されたすべての追加保全策（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すべて。）について、発電用原子炉ごとに、保守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保守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保守管理方針を策定すること。

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 評価対象構造物の選定とグループ化

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，代表構造物の配置図を図-1 に示す。

表3 評価対象構造物の選定とグループ化

対象構造物	重要度クラス	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ハバート含む)	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 (カルハバート含む)	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											
	特別点検 結果	選定	選定	耐火要求 の有無	供給 塩化物量	設置環境		振動の 有無	放射線の 有無	高温部の 有無	運転開始後 経過年数	
選定	選定	選定	選定	選定	屋内	屋外	有無	有無	有無	有無	有無	
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)	選定	選定	選定	無	◇	一部仕上げ無し	仕上げ有り	○ (非常用ディーゼ ル発電機基礎)	○ (ペDESTAL、 一次遮蔽壁)	○ (ペDESTAL)	39	高温部及び放射線の影 響、屋内で仕上げ無し、特別 点検結果 (中性化深さ)
タービン建屋	選定	選定	選定	無	◇	一部仕上げ 無し	仕上げ有り	○ (タービン発電機 架台)	◇	◇	39	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	選定	選定	選定	無	○ (海水と接触)	仕上げ無し	仕上げ無し	-	-	-	39	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}					◇	仕上げ有り	仕上げ有り	-	-	-	39	
使用済燃料乾式貯蔵建屋					◇	一部仕上げ 無し	仕上げ有り	-	◇	◇	16	
防潮堤					◇	仕上げ無し	仕上げ無し	-	-	-	0	
常設低圧代替注水系統納槽					-	一部仕上げ 無し	埋設 ^{*2}	-	-	-	0	
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)					-	一部仕上げ 無し	埋設 ^{*2}	-	-	-	0	
SA用海水ピット (取水塔含む)					○ (海水と接触)	埋設 ^{*2}	埋設 ^{*2}	-	-	-	0	
緊急用海水ポンプピット					○ (海水と接触)	埋設 ^{*2}	埋設 ^{*2}	-	-	-	0	
格納容器圧力逃がし装置格納槽 (カル バート含む)					-	一部仕上げ 無し	埋設 ^{*2}	-	-	-	0	
緊急時対策所建屋 (発電機燃料油貯 蔵タンク基礎含む)					-	仕上げ有り	仕上げ有り	-	-	-	0	
西側淡水貯水設備					-	仕上げ有り	埋設 ^{*2}	-	-	-	0	

*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

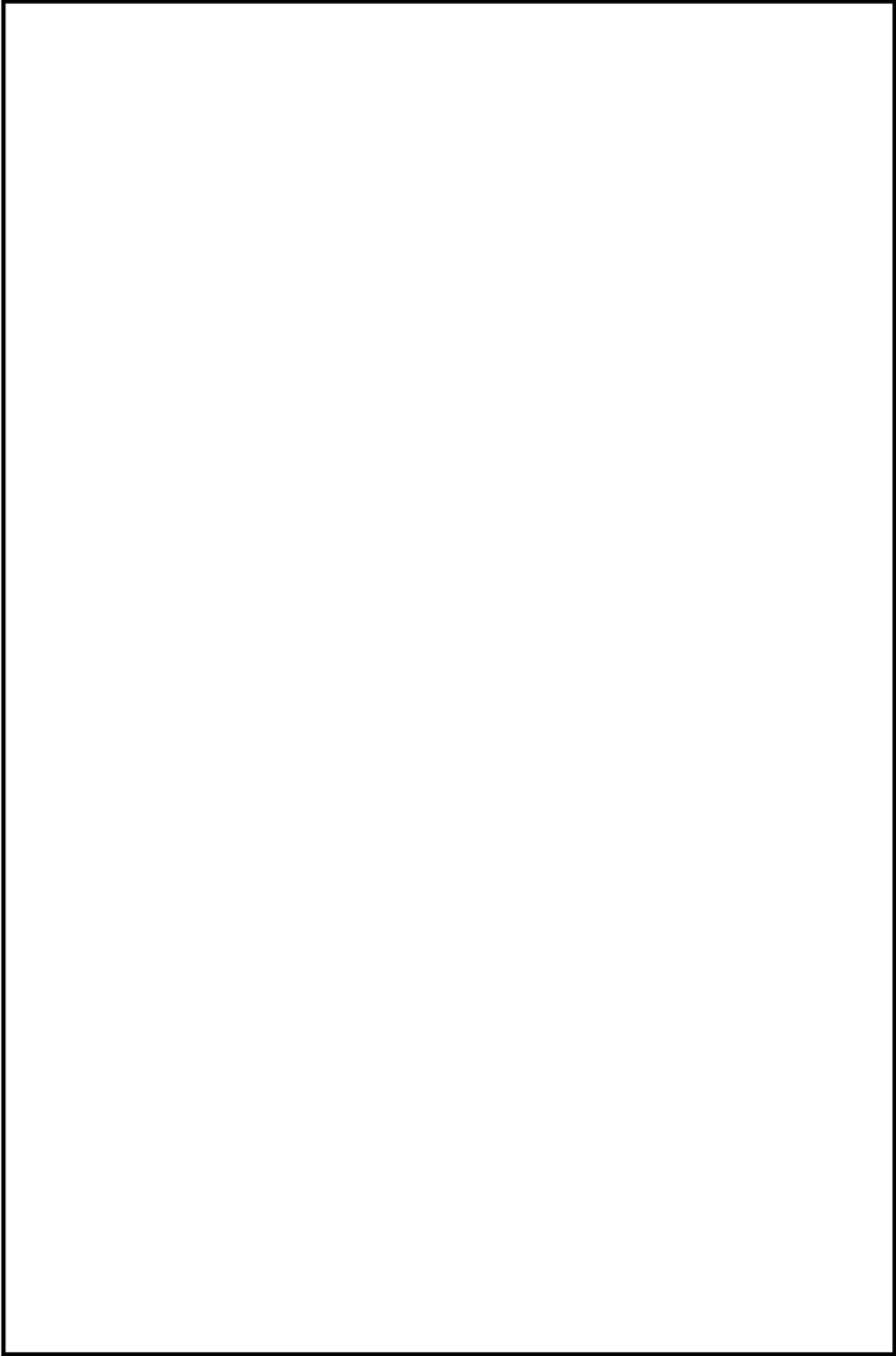


図1 代表構造物 配置図

(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	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いない。 また、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。 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。 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。
鉄骨	強度低下	腐食	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。

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*1, 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*1, 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、現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年変化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象と判断した。

表 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判断した。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			
要因	*1 ○	*1,2 ○	○	○	△	▲	○	*3 ○	▲	△	▲			
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：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		
代表構造物							*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上部と圧力容器支持脚部との接触面とした。(図2参照)

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、主蒸気配管室は機器設計温度が約60℃であり、雰囲気温度は相対的に低い。また、主蒸気配管室は空調機が2台設置されており、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。

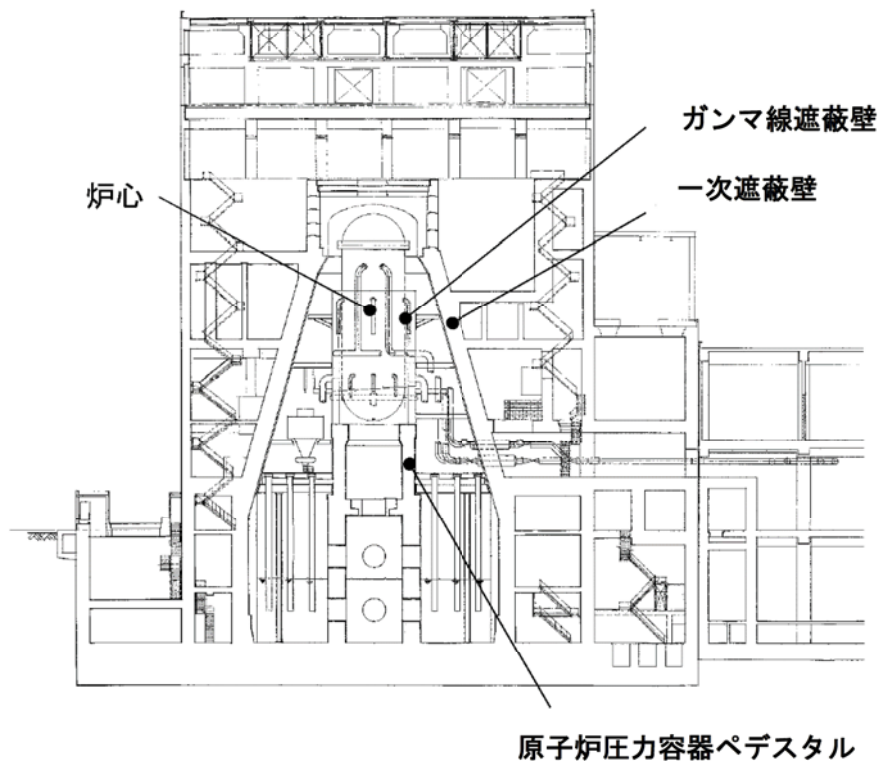


図2 原子炉建屋の概要

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 °C、一般部では 65 °Cと定められている¹⁾。

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。(表 12 参照)

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。

表 12 熱の評価対象部位におけるコンクリートの破壊試験結果

評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度
原子炉建屋 (原子炉圧力容器 ペDESTAL)	2016 年 (38 年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	39.3 N/mm ² (401 kgf/cm ²)

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上部、一次遮蔽壁炉心側とした。

評価については、原子炉圧力容器ペDESTAL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 年時点の一次遮蔽壁炉心側におけるガンマ線照射量の解析結果は $7.80 \times 10^6 (\text{rad})$ であった。Hilsdorf 等の文献や日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説 (2015)」等を踏まえ、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある放射線照射量ではないことを確認した。(図 3, 4 参照)

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。(表 13 参照)

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。

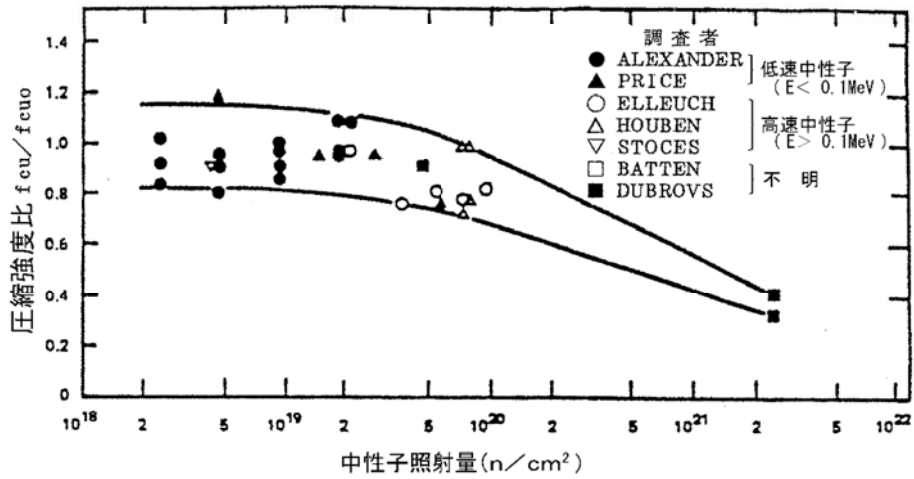


図 3 中性子照射したコンクリートの圧縮強度 (f_{cu}) と照射しないコンクリートの圧縮強度 (f_{cuo}) の比²⁾

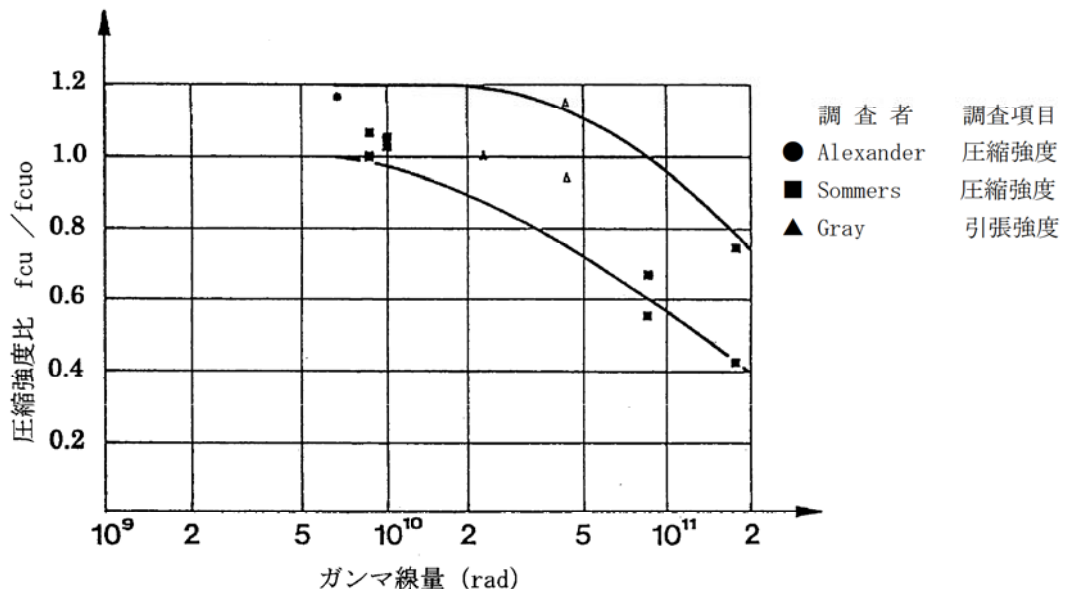


図 4 ガンマ線照射したコンクリートの圧縮強度 (f_{cu}) と照射しないコンクリートの圧縮強度 (f_{cuo}) の比²⁾

表 13 放射線照射の評価対象部位におけるコンクリートの破壊試験結果

評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度
原子炉建屋 (原子炉圧力容器 ペDESTAL)	2016年 (38年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	39.3 N/mm ² (401 kgf/cm ²)
原子炉建屋 (一次遮へい壁)	2015年 (37年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	50.5 N/mm ² (515 kgf/cm ²)

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 14 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 14 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15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。（表16参照）

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15 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

表 16 中性化の評価対象部位におけるコンクリートの破壊試験結果

評価対象部位	調査時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度
タービン建屋外壁 (屋内面)	2017 年 (38 年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	48.2 N/mm ² (492 kgf/cm ²)
取水口構造物 (気中帯)	2014 年 (36 年)	20.6 N/mm ² (210 kgf/cm ²)	35.7 N/mm ² (364 kgf/cm ²)

④ 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 17 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5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。

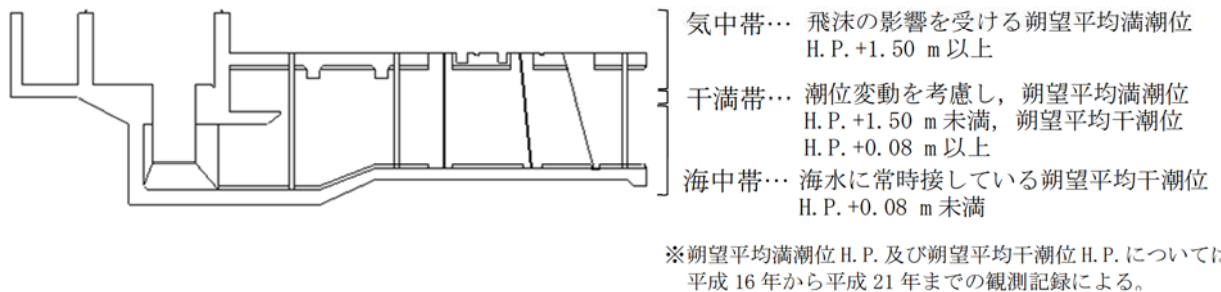


図 5 取水口構造物の概要

表 17 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 ³]							
		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³⁾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は表 18 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。

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おいても、特別点検にて実施した試験の結果、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おり、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。(表 19 参照)

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 18 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 ²)		
			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/m³)

表 19 塩分浸透の評価対象部位におけるコンクリートの破壊試験結果

評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度
取水口構造物 (気中帯)	2014 年 (36 年)	20.6 N/mm ² (210 kgf/cm ²)	35.7 N/mm ² (364 kgf/cm ²)
取水口構造物 (干満帯)	2014 年 (36 年)	20.6 N/mm ² (210 kgf/cm ²)	34.6 N/mm ² (353 kgf/cm ²)
取水口構造物 (海中帯)	2014 年 (36 年)	20.6 N/mm ² (210 kgf/cm ²)	29.1 N/mm ² (297 kgf/cm ²)

⑤ 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、通常運転中、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の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、日常的な巡視点検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。（表 20 参照）

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。

表 20 機械振動の評価対象部位におけるコンクリートの破壊試験結果

評価対象部位	実施時期 (運転開始後経過年数)	設計基準強度	平均圧縮強度
タービン建屋 (タービン発電機架台)	2014年 (36年)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	37.0 N/mm ² (377 kgf/cm ²)

(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圧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、通常運転中の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、ガンマ線遮蔽壁のコンクリートは、鉄板で覆われているため、ガンマ線遮蔽壁に近く、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、ガンマ線遮蔽壁のコンクリートについては鉄板で覆われているため、ガンマ線遮蔽壁に近く、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、今後、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 21 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 21 (1/4) 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

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<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を確認すること。</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を確認すること。</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を確認すること。</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を確認すること。</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を確認すること。</p>	<p>○「4. (1)① 熱による強度低下」に示すとおり、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。</p> <p>○「4. (1)② 放射線による強度低下」に示すとおり、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、原子炉压力容器ペダスタル上部において $4.10 \times 10^{15} \text{ (n/cm}^2\text{)}$、運転開始後60年時点で予想される一次遮蔽壁炉心側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。</p> <p>○「4. (1)③ 中性化による強度低下」に示すとおり、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。</p> <p>○「4. (1)④ 塩分浸透による強度低下」に示すとおり、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。</p> <p>○「3. (2) 高齢年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」に示すとおり、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いないこと、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。</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。</p>

表 21 (2/4) 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

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
	<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を。</p>	<p>○「4.(1)⑤ 機械振動による強度低下」に示すとおり、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>
	<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を。</p>	<p>○「3.(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」に示すとおり、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。</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>○「4.(2)① 熱による遮蔽能力低下」に示すとおり、評価対象部位の周辺温度は、最高温度が約55℃以下であり、コンクリート温度制限値を下回っていることを確認した。</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を。</p>	<p>○「3.(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」に示すとおり、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り健全性を確保していることから、想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、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>

表 21 (3/4) 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

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<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を。</p>	<p>○ 「3. (2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」に示すとおり、風などによる繰り返し荷重を継続的に受ける構造部材はないことから、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。</p>	
<p>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>コンクリート構造物に関して、特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価を行った。</p> <p>「4. (5) 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に劣化状況評価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、抽出されなかった。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>② 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>③ 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 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>⑤ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮</p> <p>現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。</p>	<p>「4. 代表構造物の技術評価」に示すとおり、代表構造物について運転開始後 60 年時点を想定した健全性評価を実施した。</p> <p>「4. 代表構造物の技術評価」に示すとおり、健全性の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>「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る新たな保全策はなかった。</p> <p>「4. 代表構造物の技術評価」に示すとおり、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。</p>

表 21 (4/4) 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

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<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>(2) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p> <p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 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実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。</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、必要に応じ現状の保守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>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守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すべての追加保全策（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すべて。）について、発電用原子炉ごとに、保守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保守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保守管理方針を策定すること。</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> <p>「3. 評価対象と評価手法」及び「4.代表構造物の技術評価」に示すとおり、特別点検結果を適切に反映した。</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る新たな保全策はなかった。</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>

【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

＜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。

また、震災発生後、圧力容器ベローシール部周辺温度（以下、「シール部周辺温度」という）が格納容器内で最高温度であった。シール部周辺温度のうち、最高温度の変遷を表-別紙 6-3 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	83.1℃
EL. 17.0m 以上 23.7m 未満	32 時間	73.8℃

*EL. 14.0m, EL. 17.0m エリア及びペデスタル内の温度は、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。

表-別紙 6-3 シール部周辺温度の変遷

評価エリア	最高温度	温度	超過時間
約 EL. 39.0m	約 144℃	65℃以上	約 79 時間
		100℃以上	約 30 時間

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、シール部周辺温度測定の結果、最高温度は約 144℃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最も近い一次遮蔽壁とした。

一次遮蔽壁のコンクリート温度を、シール部周辺温度と同じと仮定し評価した。

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、200℃の加熱冷却後の圧縮強度残存比は 0.93 とされている。

震災時に測定された最高温度約 144℃を保守的に 200℃として、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、表-別紙 6-3 に示すとおり、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。

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 ² (225 kgf/cm ²)	50.5 N/mm ² (515 kgf/cm ²)	47.0 N/mm ² (479 kgf/cm ²)

また、コンクリート温度制限値 65℃の超過時間は、約 79 時間であったが、松沢らによると、100℃～800℃の高温環境下に 1～168 時間曝されたコンクリートの加熱冷却後の圧縮試験を行っており、加熱時間 24 時間までは加熱温度により強度の増減が異なり、加熱温度 100℃では加熱時間 24 時間以降の強度が増加するが、その他の加熱温度では一定の値となる傾向があるとしている。

なお、長尾らの実験¹⁾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。

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、シール部周辺温度測定の結果、最高温度は約144℃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。

ガンマ線遮蔽壁及び一次遮蔽壁のコンクリート温度を、シール部周辺温度と同じと仮定し評価した。

日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格(2014年版)」には、コンクリート温度が190℃付近では結晶水が解放され始め、さらに高温になると脱水現象が著しくなるため、コンクリートの特性に影響が出始めるとされている。

しかし、最高温度は約144℃であり、ガンマ線遮蔽壁のコンクリートは、表面が鉄板で覆われていること、一次遮蔽壁の炉心側は鉄板があること、また、それぞれのコンクリート断面が厚く、部材の中心付近まで乾燥するには長い時間がかかること、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ことから、遮蔽能力低下に影響する水分逸散は生じておらず、遮蔽能力は低下しない。

また、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、乾燥単位容積質量の試験の乾燥終了まで65℃の乾燥で112日程度、105℃の乾燥で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、震災時に測定された最高温度は、65℃以上の期間が約3.3日(79時間)、100℃以上の期間が約1.3日(30時間)であり、温度は一定ではないが、乾燥単位容積質量の試験に対し、乾燥期間は短く、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。

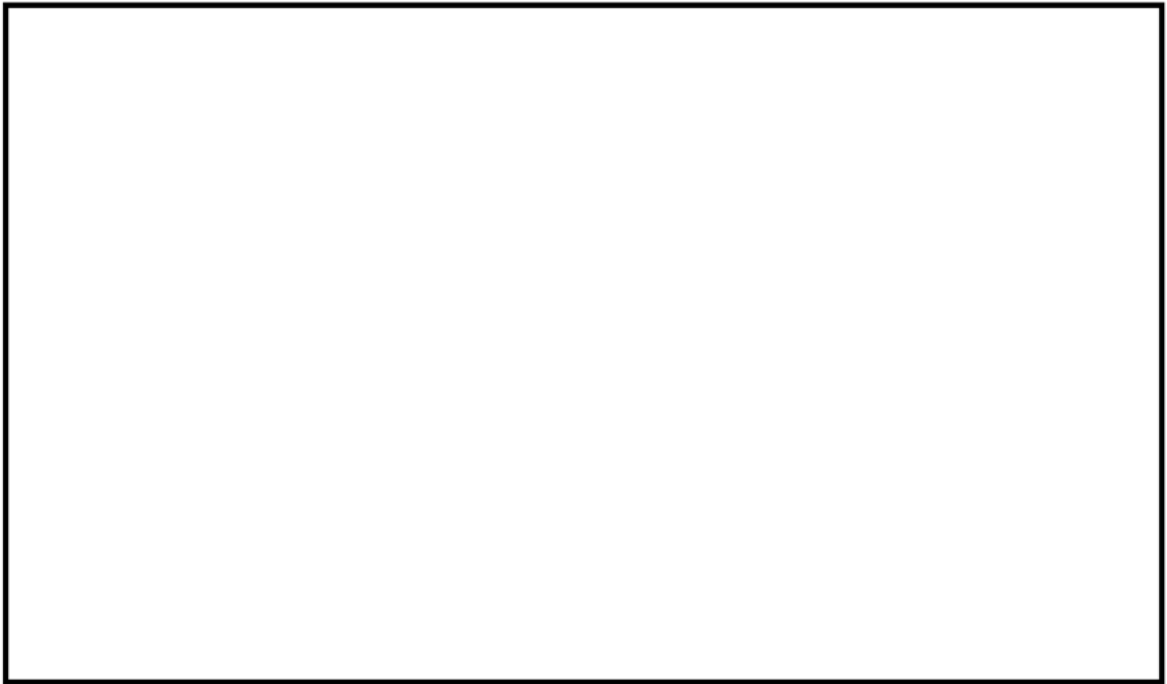


図-別紙 6-1 単位容積質量の減少と乾燥時間の関係

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。

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】

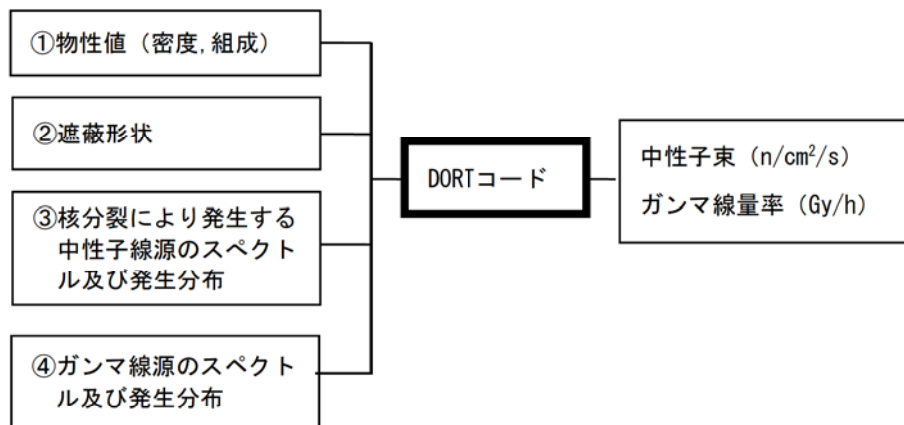
- 1) 長尾他, 第 48 回セメント技術大会講演集 (1994) 「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究」

<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。

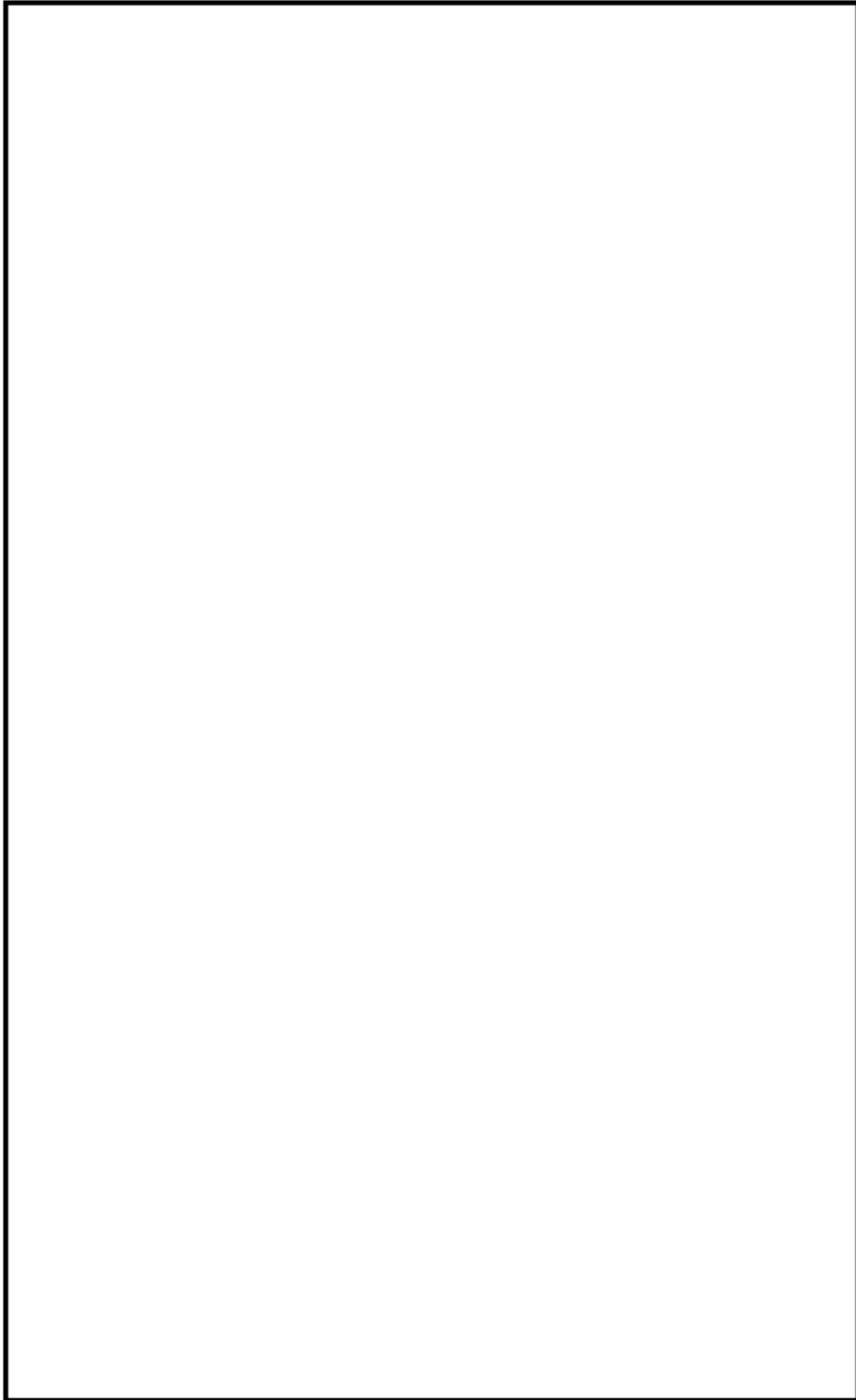


図-別紙7-1 評価モデル

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。

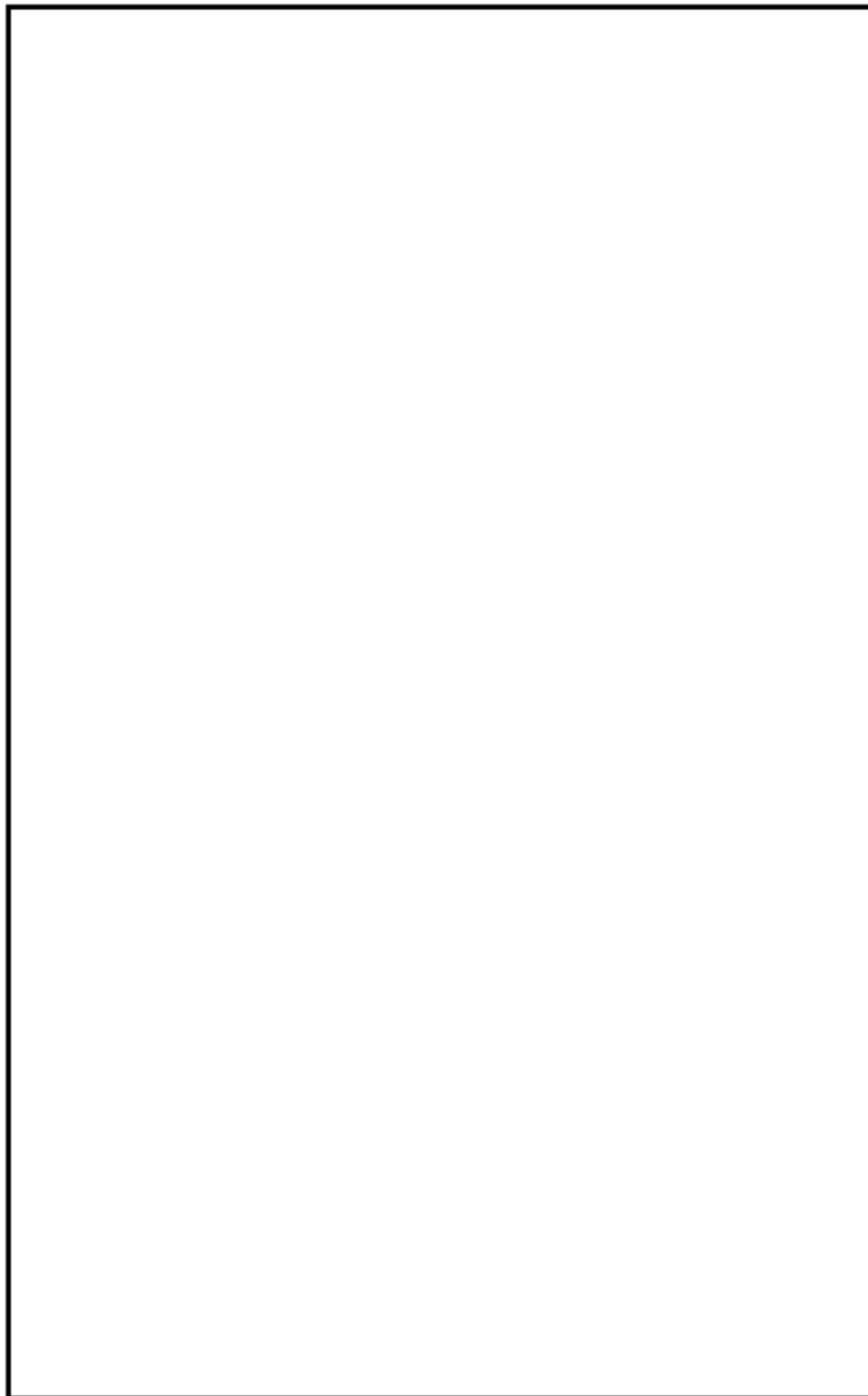


図-別紙7-2 中性子束分布図 ($n/cm^2/s$)

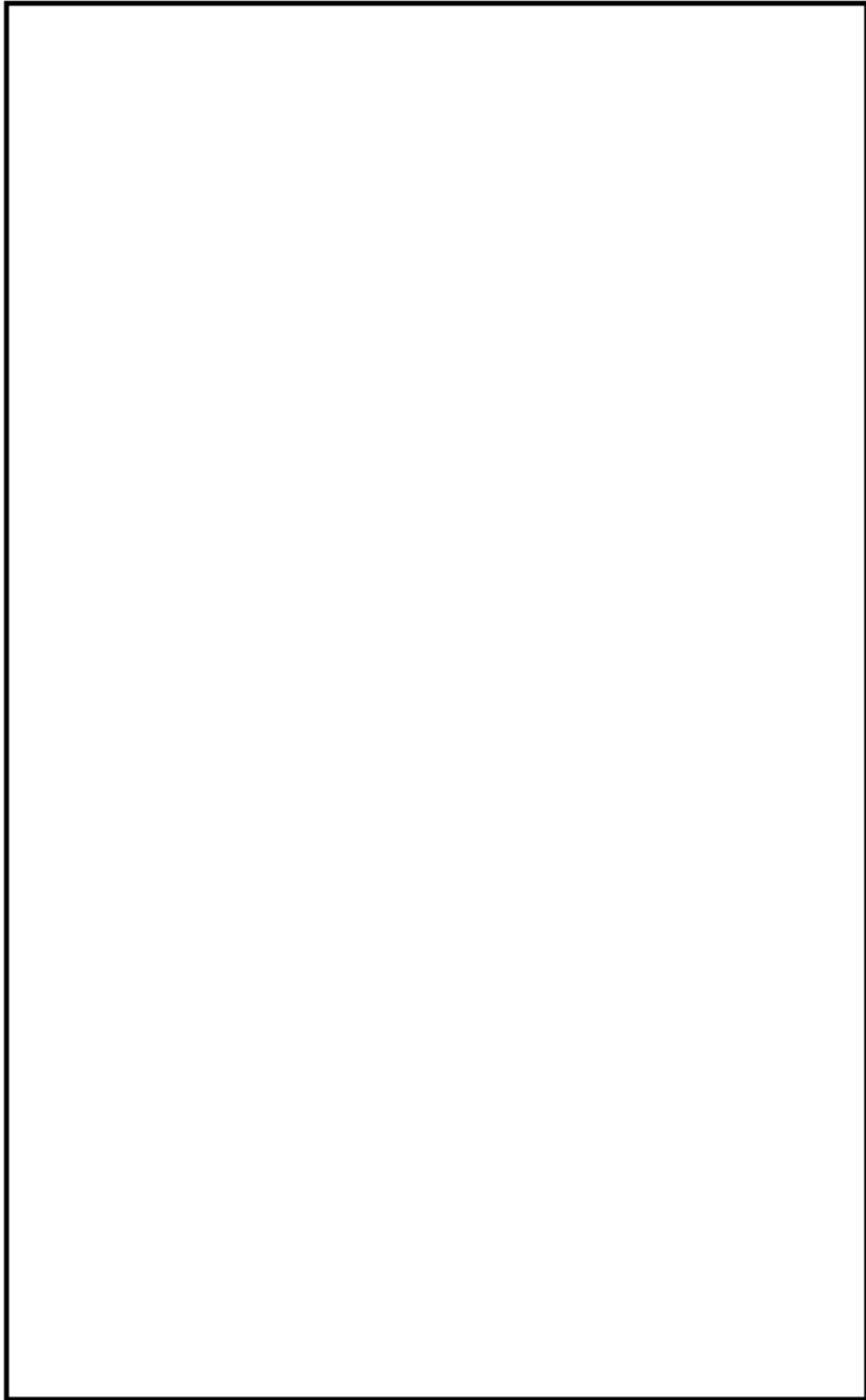


図-別紙7-3 ガンマ線量率分布図(Gy/h)

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。

この運転日数5,556日の算出は、2011年3月11日までの実績、2011年3月12日から2019年8月31日までの暫定停止期間、2019年9月1日以降を設備利用率80%以上として想定したものである。

一方、現在社内で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、設備利用率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、将来の設備利用率を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压力容器ペデスタル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、原子炉压力容器ペデスタル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	$2.28 \times 10^1 \text{ (rad/h)}$	$7.80 \times 10^6 \text{ (rad)}$