

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-6 改3
提出年月日	平成30年4月5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5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. はじめに	1
2. 代表構造物の選定	2
2.1 代表構造物の選定	2
2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	6
2.3 劣化要因毎の評価対象部位の選定結果	8
3. 代表構造物の技術評価	10
3.1 コンクリートの強度低下	10
3.2 コンクリートの遮蔽能力低下	15
3.3 現状保全	16
3.4 総合評価	16
3.5 高経年化への対応	16
4. 評価対象部位以外への展開	17
5. まとめ	18
5.1 審査基準適合性	18
5.2 保守管理に関する方針として策定する事項	18
別紙 1. 実体顕微鏡観察結果の妥当性確認について	24
別紙 2. 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	31
別紙 3. 温度測定方法、測定位置及び測定結果について	46
別紙 4. 震災影響評価について	48
別紙 5. 放射線照射量解析の方法、条件及び結果について	49
別紙 6. 中性化の評価対象及び評価点の選定過程について	55
別紙 7. 中性化深さの推定値の算定過程及び結果について	64
別紙 8. 塩分浸透の評価対象及び評価点の選定過程について	67
別紙 9. 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程及び結果について	69
別紙 10. 機械振動の評価対象及び評価点の選定過程について	71

2. 2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

2. 2. 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5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5 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事象
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

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6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。具体的な点検、調査及び補修の実績を表7に示す。

表6 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	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8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と考えられる。
鉄骨	強度低下	腐食	定期的（1回/年）に目視点検を行い、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7 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8 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)

3. 代表構造物の技術評価

3. 1 コンクリートの強度低下

3. 1. 1 熱による強度低下

(1) 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3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4に示す。

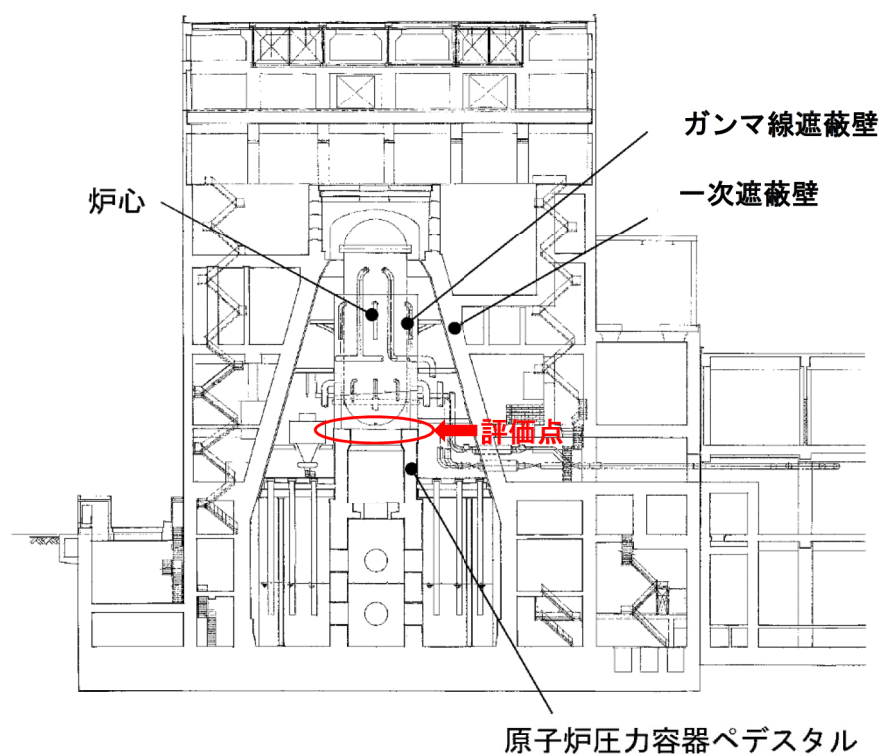


図1 原子炉圧力容器ペDESTALコンクリートの概要

(2) 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℃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。

3. 1. 2 放射線による強度低下

(1) 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5に示す。

(2) 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、 $4.10 \times 10^{15} (\text{n/cm}^2)$ であり、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある $1 \times 10^{20} (\text{n/cm}^2)$ ²⁾ を超えないことを確認した。

また、運転開始後60年時点で予想される評価対象部位の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のある $2 \times 10^{10} (\text{rad})$ ²⁾ を超え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、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. 1. 3 中性化による強度低下

(1) 評価の概要

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、2016年2月から1年間の東海第二における二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度の測定結果等に基づく中性化に及ぼす影響度、仕上げが施されている状況及び特別点検の結果を踏まえ、屋内の評価対象としてタービン建屋外壁、屋外の評価対象として取水口構造物を選定した。

評価点は、最も中性化の進展に影響を及ぼす要因の大きいタービン建屋外壁（屋内面）、取水口構造物（気中帯）とし、評価については、以下の手順にて実施した。中性化の評価対象及び評価点の選定過程は別紙6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 2 cm 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

(2) 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及び算定過程を表 11 及び別紙 7 に示す。表 11 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 11 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 12 運転開始後 60 年経過時点とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量の比較

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)

3. 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 10 に示す。

(2) 評価結果

タービン発電機架台については、異常振動の有無を日常的なパトロールで確認している。コンクリートについては、**定期的**（1 回／年）の頻度で目視点検を実施し、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、1 回／日の頻度でパトロールを行い、異常な振動音の有無を確認している。また、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いて連続監視されており、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。

3. 2 コンクリートの遮蔽能力低下

3. 2. 1 熱による遮蔽能力低下

(1) 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。

(2) 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、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。

5. まとめ

5. 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13に示す。

5. 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 13 (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
	<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>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>
<p>コンクリートの強度低下</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>定期的（1回／年）に目視点検を実施し、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>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>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>コンクリートの遮蔽能力低下</p>	<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>

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. 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 3. 温度測定方法，測定位置及び測定結果について
- 別紙 4. 震災影響評価について
- 別紙 5. 放射線照射量解析の方法，条件及び結果について
- 別紙 6. 中性化の評価対象及び評価点の選定過程について
- 別紙 7. 中性化深さの推定値の算定過程及び結果について
- 別紙 8. 塩分浸透の評価対象及び評価点の選定過程について
- 別紙 9. 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程及び結果について
- 別紙 10. 機械振動の評価対象及び評価点の選定過程について

タイトル	温度測定方法，測定位置及び測定結果について
------	-----------------------

説明

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 1 並びに図 1 に示す。

表 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 低部ペDESTAL部 (EL. 17.4m 200° 付近)	

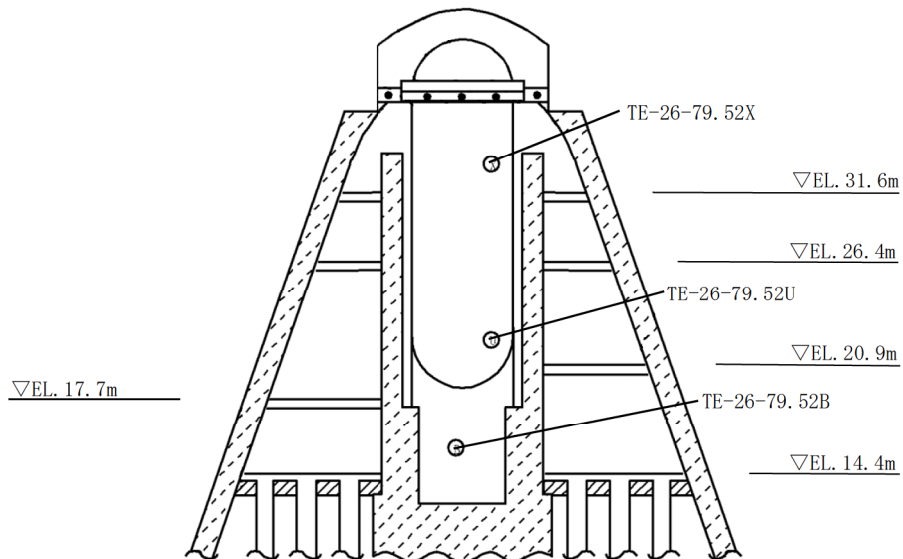


図 1 温度測定位置図

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2 温度測定記録

計器名称	最高温度	測定日
TE-26-79.52B	約55℃	平成22年9月22日

タイトル	震災影響評価について									
説明	<p>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。</p> <p>「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」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 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 格納容器内設置機器の温度評価条件</p> <table border="1" data-bbox="443 869 1337 1039"> <thead> <tr> <th>評価エリア</th> <th>超過時間</th> <th>超過時間 平均温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>EL. 23.3m 以上</td> <td>36 時間</td> <td>86.6℃</td> </tr> <tr> <td>EL. 17.0m 以上 23.3m 未満</td> <td>32 時間</td> <td>77.4℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>*EL. 14.0m, EL17.0m 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</p> <p>2. 熱による強度低下について 追而</p> <p>3. 熱による遮蔽能力低下について 追而</p>	評価エリア	超過時間	超過時間 平均温度	EL. 23.3m 以上	36 時間	86.6℃	EL. 17.0m 以上 23.3m 未満	32 時間	77.4℃
評価エリア	超過時間	超過時間 平均温度								
EL. 23.3m 以上	36 時間	86.6℃								
EL. 17.0m 以上 23.3m 未満	32 時間	77.4℃								

タイトル	放射線照射量の算出方法, 条件, 過程及び結果について
説明	<p>1. 算出方法</p> <p>原子炉圧力容器ペデスタル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, 原子炉圧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。</p> <p>DORTコードは, 米国のオークリッジ国立研究所で開発された中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり, 入力パラメーターは以下のとおりである。</p> <div data-bbox="427 763 1337 1182" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <pre> graph LR A[①物性値 (密度, 組成)] --> DORT[DORTコード] B[②遮蔽形状] --> DORT C[③核分裂により発生する 中性子線源のスペクトル 及び発生分布] --> DORT D[④ガンマ線源のスペクトル 及び発生分布] --> DORT DORT --> E[中性子束 (n/cm²/s) ガンマ線量率 (Gy/h)] </pre> </div> <p>2. 算出条件</p> <p>(1) 評価モデル</p> <p>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1に示す。</p> <p>(2) 線源設定</p> <p>線源設定は, 炉心内均一分布とする。</p> <p>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る。</p> <p>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, 周辺構造物の中性子及びガンマ線の照射量は, 保守的となる。</p>

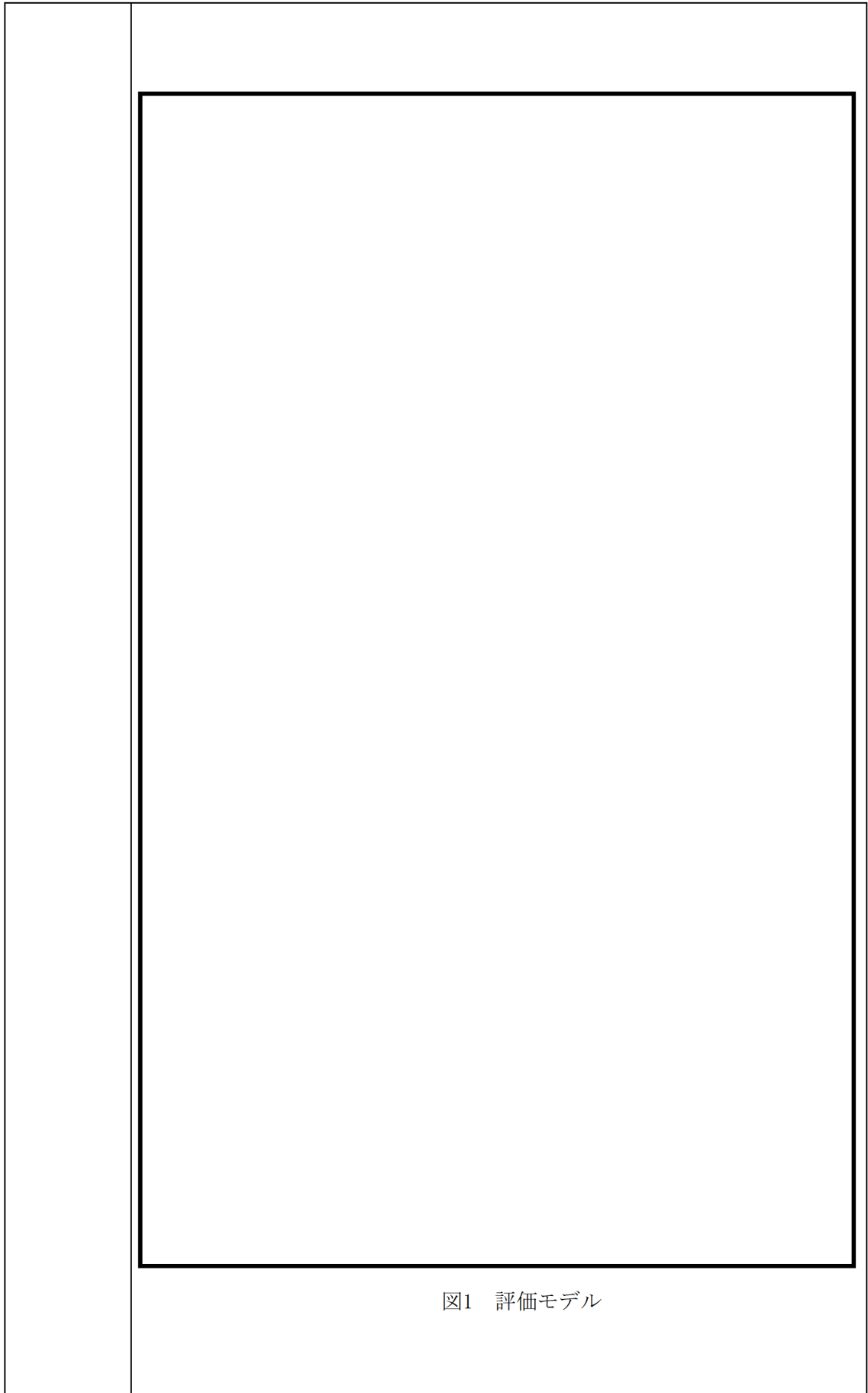


図1 評価モデル

表1 炉心部の材料組成

--

表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2に、ガンマ線量率分布を図3に示す。コンクリート躯体部分（原子炉压力容器ペDESTAL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DESTAL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。

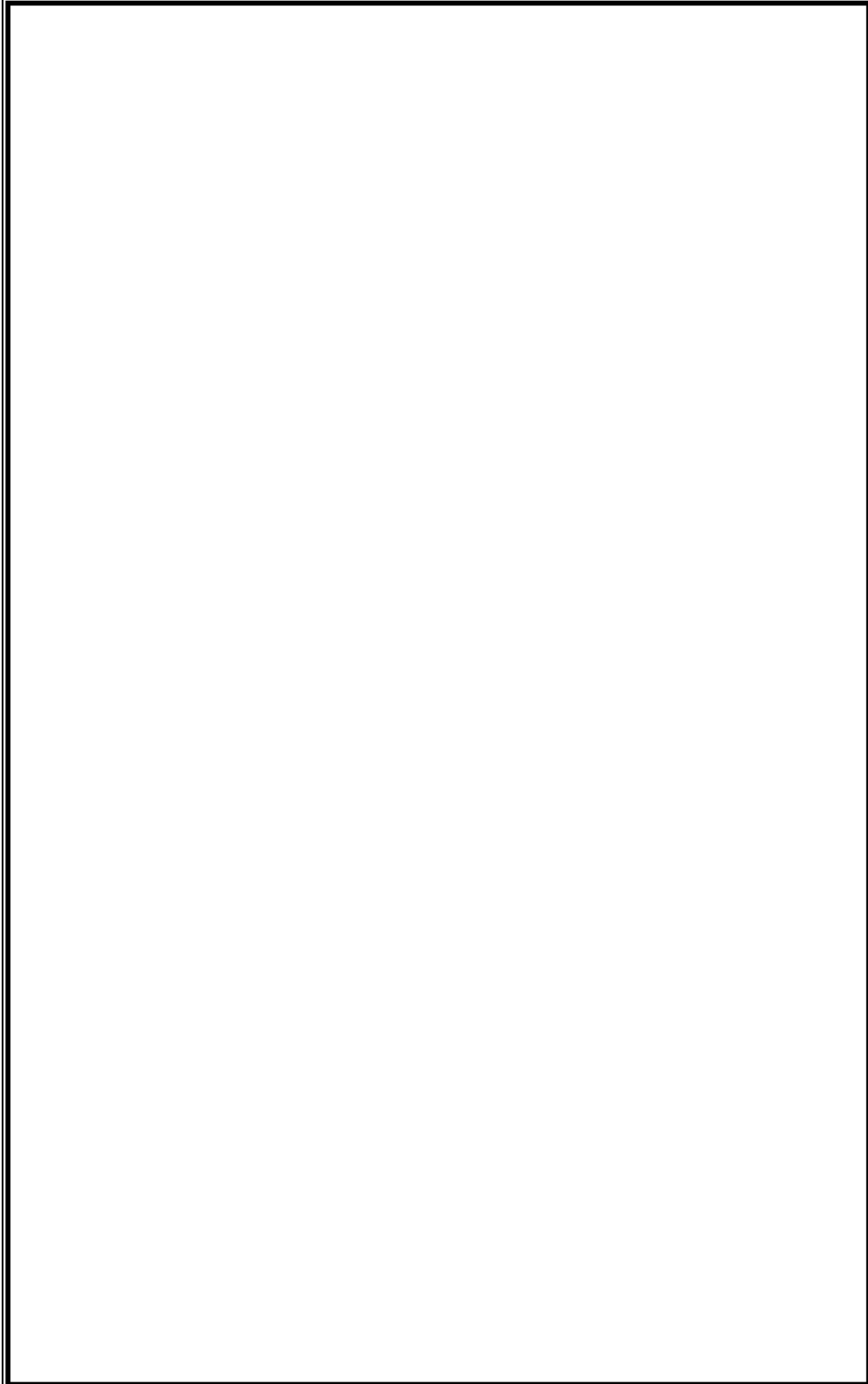


図2 中性子束分布図 ($n/cm^2/s$)

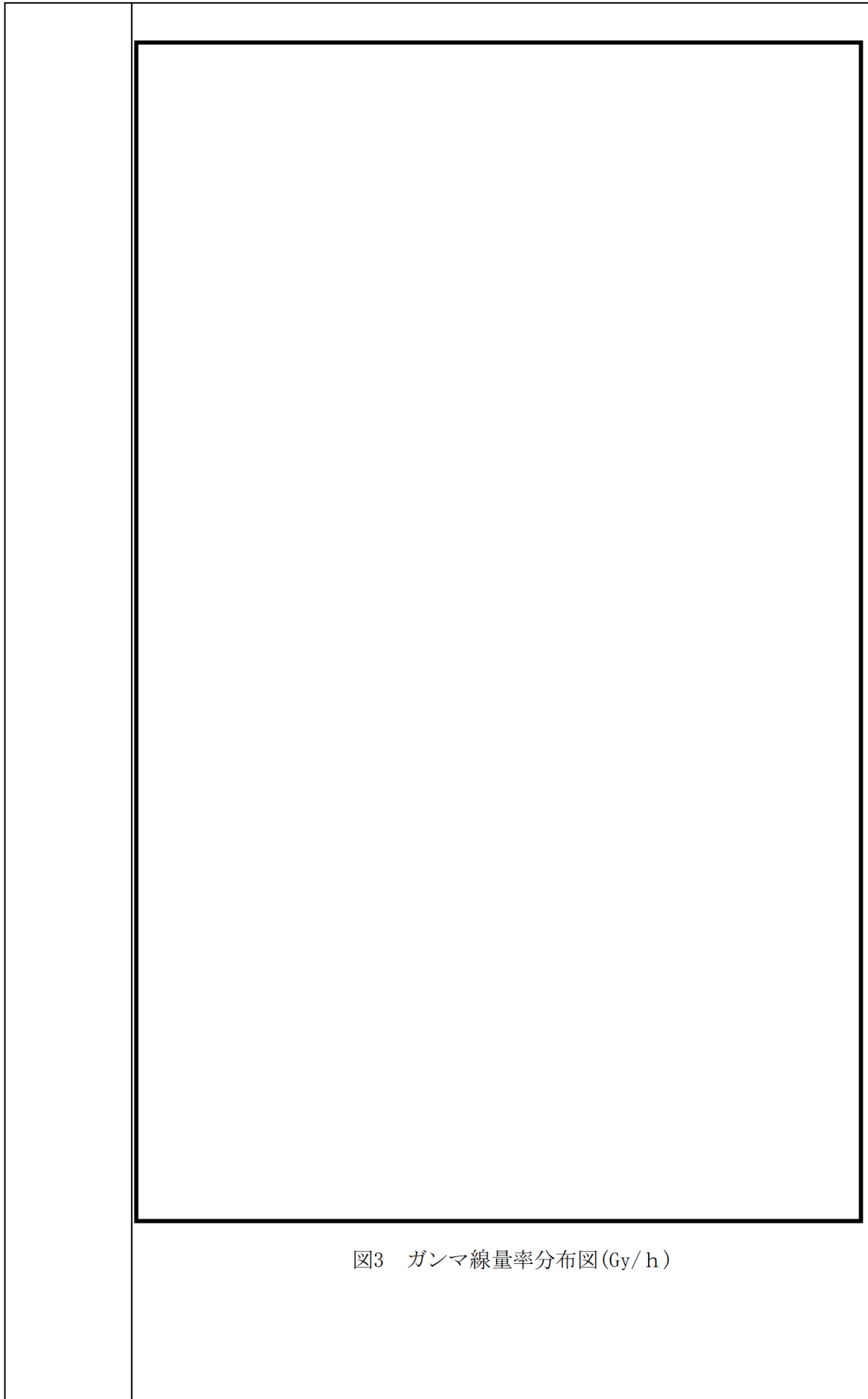


図3 ガンマ線量率分布図(Gy/h)

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>

$$= 2011年3月時点の積算熱出力 \div 定格熱出力 \div 365$$

$$= 28,502.9 \text{ (GWD)} \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)} \div 3,293 \text{ (MW)} \div 365 \text{ (D)}$$

$$= 23.71 \text{ EFPY}$$

<60年時点のEFPY>

$$= (\text{次回起動日以降の積算熱出力} + 2011年3月時点の積算熱出力) \div 定格熱出力 \div 365$$

$$= (18295.9 \text{ (GWD)} + 28,502.9 \text{ (GWD)}) \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)} \div 3,293 \text{ (MW)} \div 365 \text{ (D)}$$

$$= 38.94 \text{ EFPY}$$

- ・ 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、現在社内でも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	$2.28 \times 10^1 \text{ (rad/h)}$	$7.80 \times 10^6 \text{ (rad)}$

以 上