

＜柏崎刈羽2号炉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 (2018)」(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、柏崎刈羽2号炉(以下、「KK2」という)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。

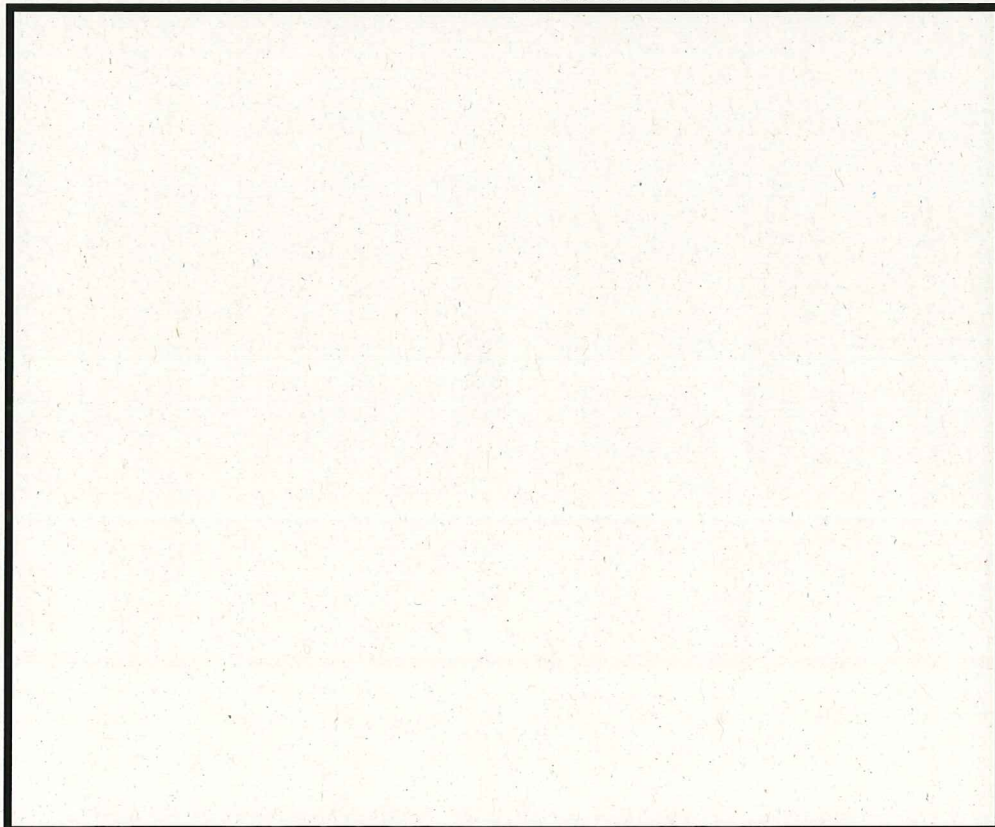
あらためて、気象資料から KK2 周辺地域の凍害危険度を確認した結果を以下に示す。

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 2-1 参照。

表 2-1 JASS5 26 節適用の目安



3. KK2 周辺地域の凍害危険度

最新の平滑平年値（1981～2010 年の観測値）により、KK2 の周辺地域である、柏崎地域気象観測所の最低気温を確認すると -1.3°C であった。

表 2-1 JASS5 26 節適用の目安において、仙台の最低気温 -2.9°C において、凍害危険度は 0 とある。これに対し、KK2 の周辺地域である、柏崎の最低気温は -1.3°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、凍結融解作用を受ける危険性はない地域と判断した。

また、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。

なお、「原子力発電所建築設備点検マニュアル」及び「原子力発電所土木設備点検マニュアル」に基づき、定期的を実施している「建築設備点検業務（2018 年度）」並びに「土木設備点検業務（2018 年度）」による目視点検の結果、凍結融解に起因するひび割れは確認されていない。

＜原子炉ペDESTALの温度分布解析について＞

柏崎刈羽2号炉（以下、「KK2」という）の原子炉ペDESTALにおける温度分布解析について以下に示す。

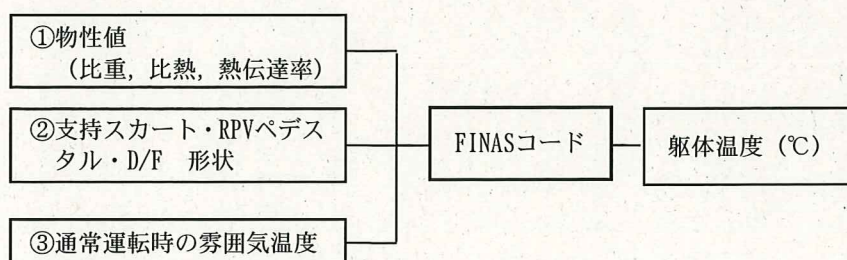
1. 温度分布解析の方法

評価モデルは、原子炉圧力容器下部（以下、「支持スカート」という）から原子炉本体基礎（以下、「RPVペDESTAL」という）、ダイヤフラムフロア（以下、「D/F」という）とした。

なお、RPVペDESTALは鋼板とコンクリートから形成されているが、円筒部は鋼構造であり、内部充填コンクリートは強度部材ではないことから、コンクリート温度の評価対象は、鉄筋コンクリート部材であるRPVペDESTALの中間スラブ上面とD/Fの床スラブ上面とする。

解析は、熱伝導計算コードFINAS（Version 19.0）を使用し、通常運転時の雰囲気温度を入力値として評価対象部位の躯体温度を求めた。

FINASコードは、高速増殖炉の開発において遭遇した様々な構造設計、ならびに構造強度評価上の課題を解決する手段として、動力炉・核燃料開発事業団（現：独立行政法人日本原子力研究開発機構）により開発されたコードであり、入力パラメーターは以下の通りである。



2. 解析条件

2.1 解析モデル

解析モデルは、KK2の工事計画認可申請図書（以下、「工認図書」という）と同範囲とし、支持スカート・RPVペDESTAL・D/Fからなる2次元軸対象モデルとする。解析モデルを図3-1に示す。

2.2 解析条件

(1) 材料定数

KK2 工認図書においては、支持スカートについて温度分布解析に必要な物性値が示されていないことから、使用材料を確認した上で、表 3-1 に示す通り、先行機である の物性値を採用した。また、RPV ペDESTAL及びD/F の使用材料と物性値を表 3-2 に示す。

(2) 境界条件

温度分布解析における境界条件は、KK2 工認図書に基づき、図 3-2 及び表 3-3 に示す通りとした。

原子炉本体基礎
(RPVペデスタル)

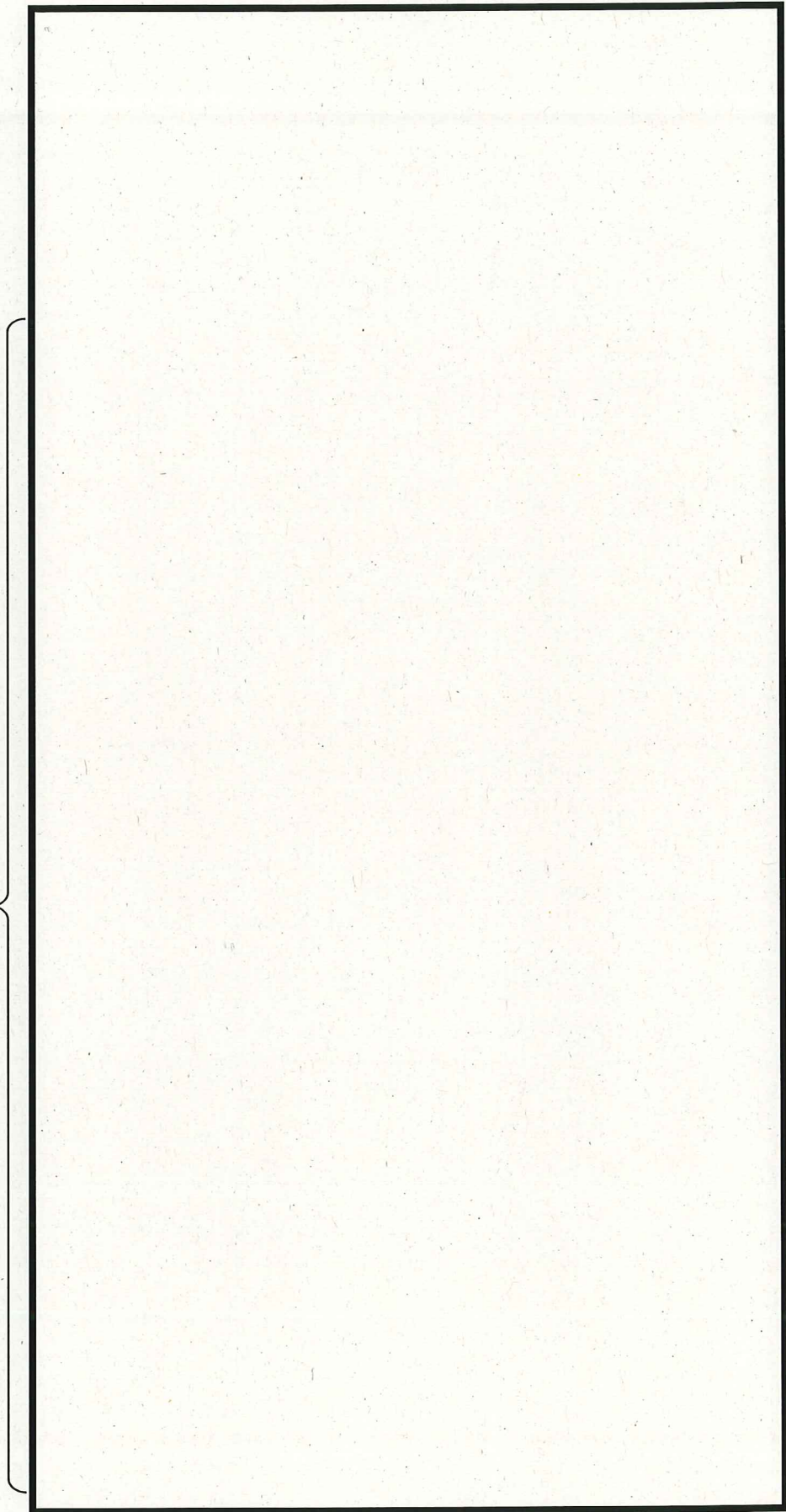


図 3-1 温度分布解析モデル

表3-1 材料の物性値（支持スカート）

材 料	材種	比重 ρ [kg/m ³]	比熱Cp [kcal/kg°C]	熱伝導率 λ [kcal/mh°C]
①ライナ				
②円筒胴				
③下鏡				
④支持スカート				

表3-2 材料の物性値（RPVペDESTAL・D/F部）

材 料	材種	比重 ρ [kg/m ³]	比熱Cp [kcal/kg°C]	熱伝導率 λ [kcal/mh°C]
鋼板				
コンクリート				

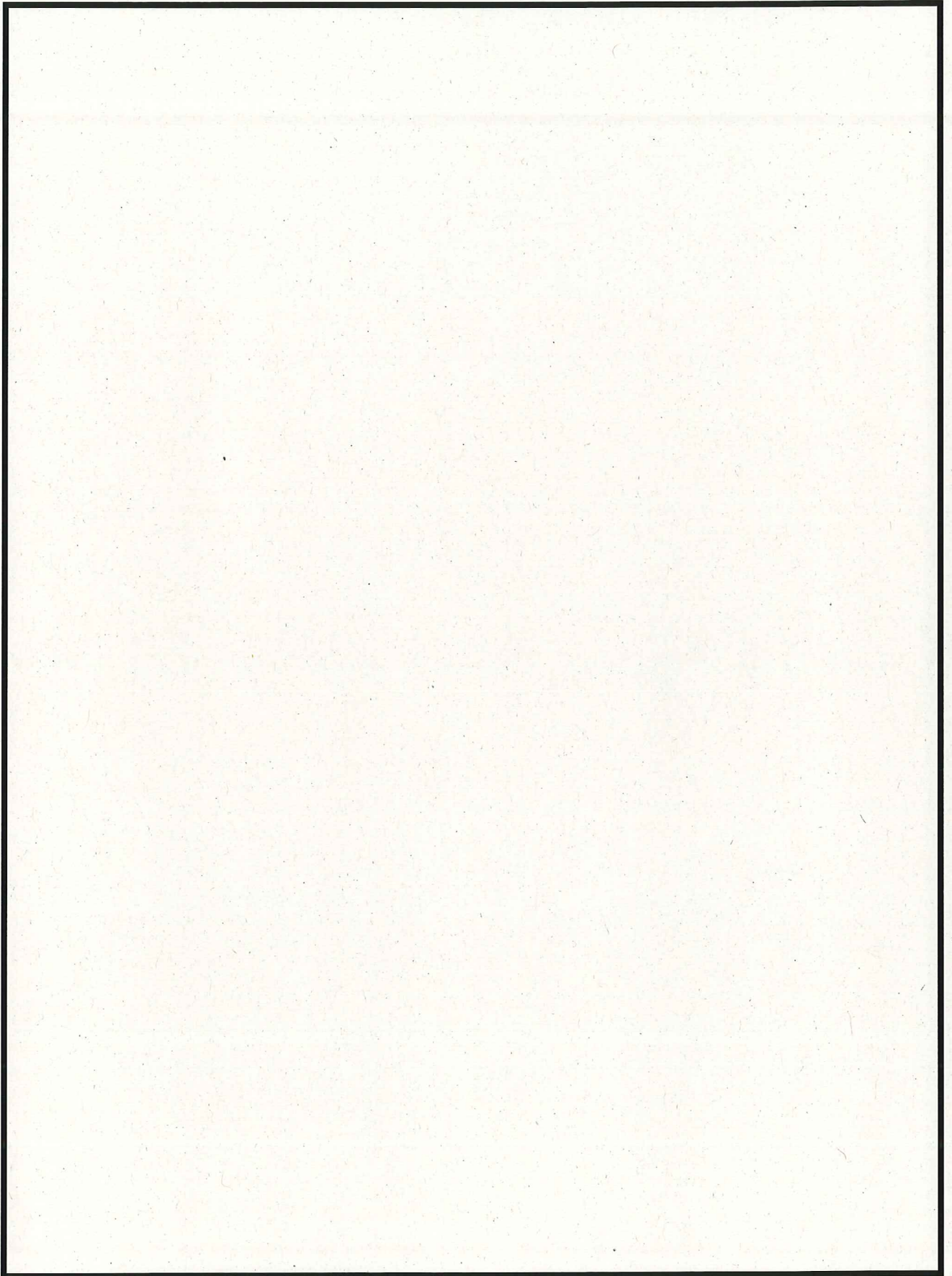


図3-2 (1) 境界条件1/2 (境界1~4 : 支持スカート)

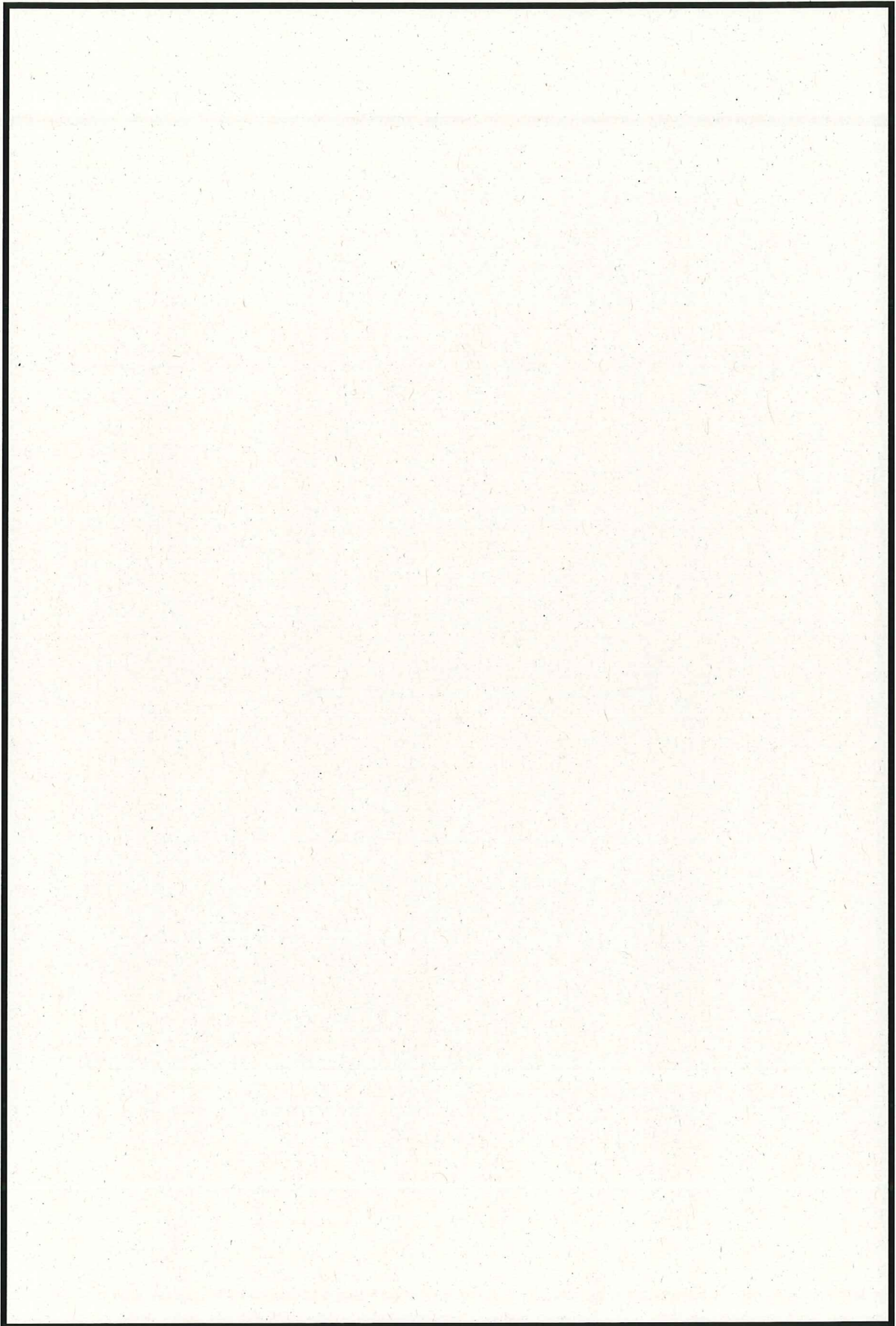
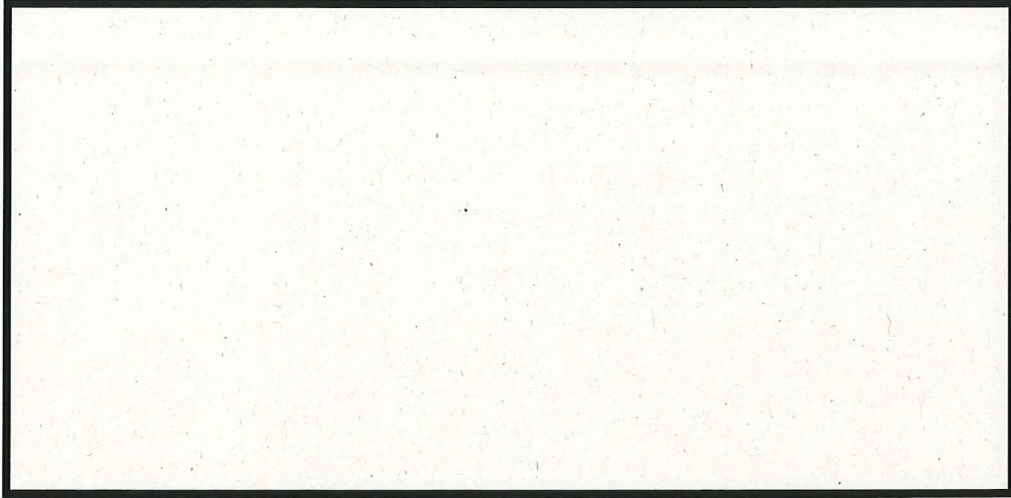


図3-2 (2) 境界条件2/2 (境界5~6 : RPVペデスタル~D/F部)

表 3-3 境界条件一覧



3. 解析結果

解析結果のうち、評価対象であるコンクリート躯体（RPV ペDESTAL中間スラブ及びD/Fスラブ）における最高温度を整理して表 3-4 に示す。また、解析結果の詳細として各部のコンター図を図 3-3 及び図 3-4 に示す。

温度分布解析の結果、原子炉ペDESTALコンクリートと圧力容器支持脚部との接触面におけるコンクリート躯体の最高温度は、RPV ペDESTAL中間スラブ上面で 57.0℃であり、(社)日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説（1988）」において設計基準強度確保の観点から定められているコンクリートの温度制限値（一般部 65℃、局部 90℃）を下回った。

表3-4 コンクリート躯体における最高温度

RPVペDESTAL 中間スラブ上面 最高温度 (℃)	D/F スラブ上面 最高温度 (℃)	備 考
57.0	54.2	

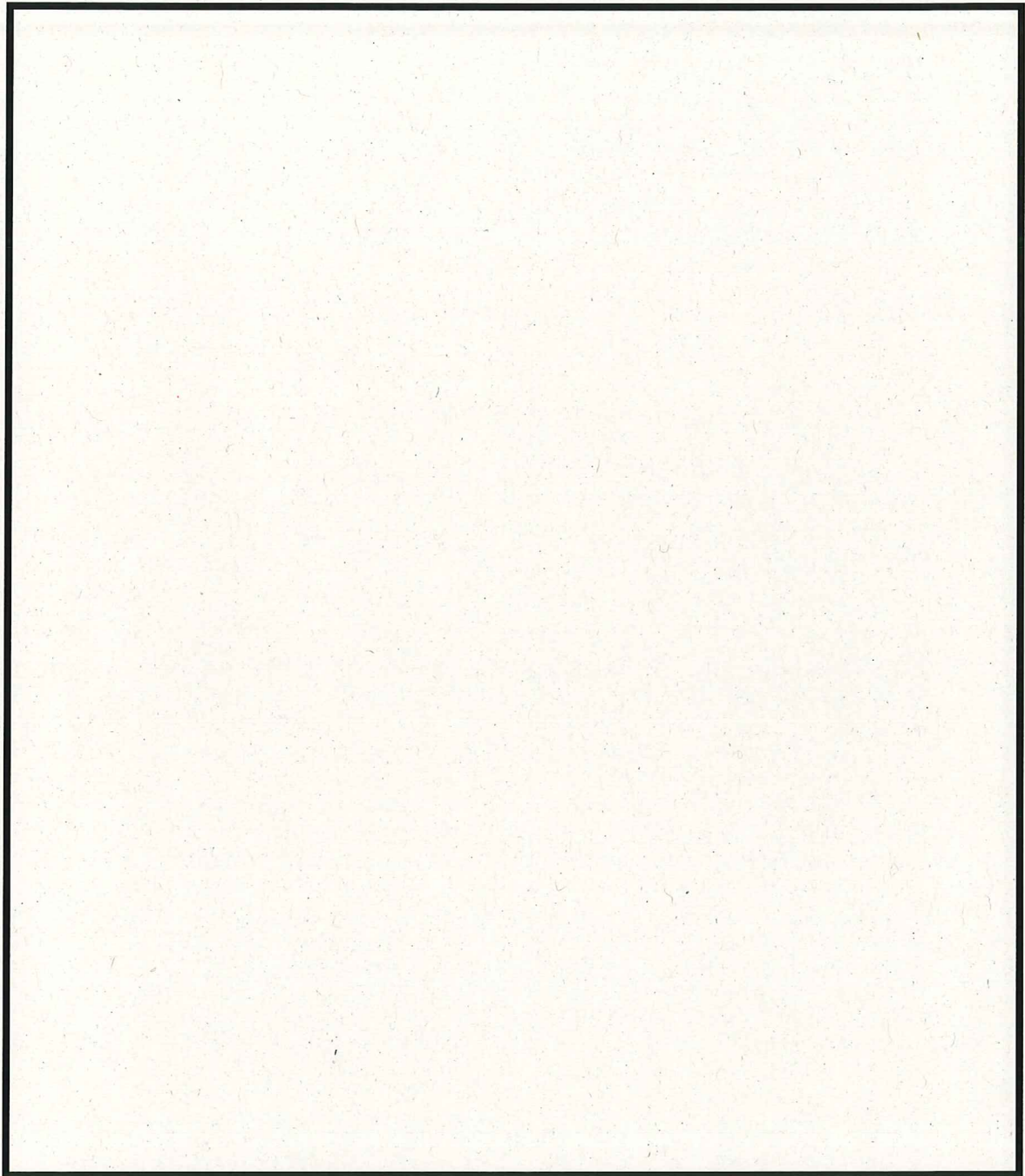


図3-3 温度分布解析結果コンター図（上部）

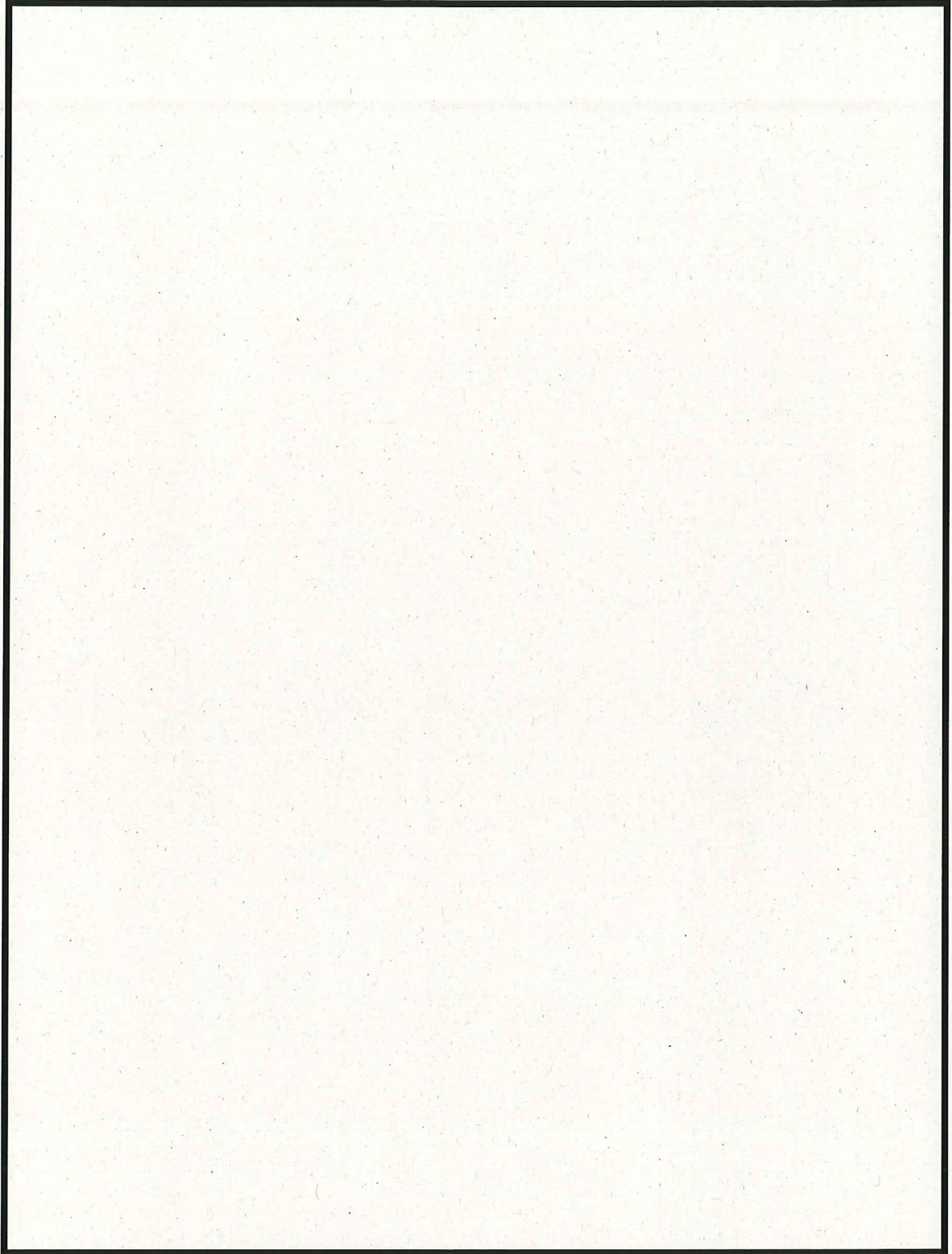


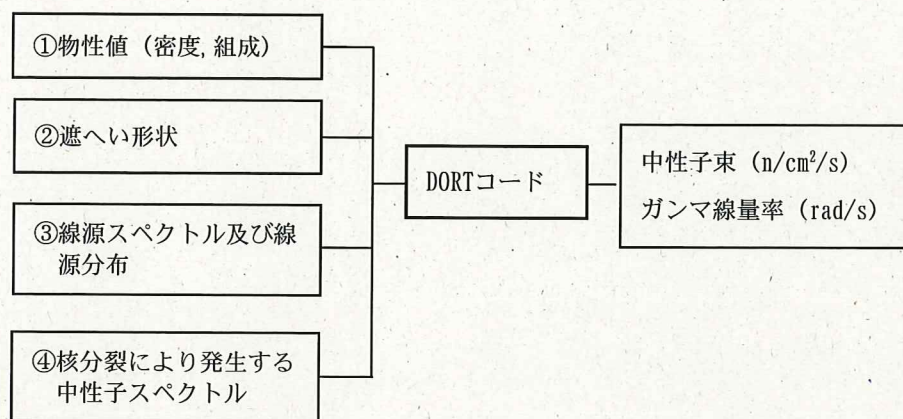
図 3-4 温度分布解析結果コンター図（下部）

＜放射線照射量の算定方法、条件及び結果について＞

1. 算定方法

原子炉ペデスタルコンクリート上部の放射線照射量は、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定し、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. 算定条件

(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。評価モデル及び領域（材質）マップを図4-1に示す。

(2) 線源設定

線源は、柏崎刈羽2号炉の定格運転時の炉心出力分布形状から設定する。

図4-2に線源領域を示す。軸（鉛直）方向の線源領域は等間隔24節点（ノード）、径方向の線源領域は中心部1領域、その周囲に燃料集合体1節点あたり6領域の計7領域とする。

また、軸方向の線源分布を図4-3に、径方向の線源分布を図4-4に示す。

図4-3は、図4-2に示した径方向の燃料集合体領域1～7に対する軸方向の相対線源分布を表している。図より、相対線源の「最大」となるのは領域2であり、「炉心境界」となるのは、線源領域の最外周である領域7である。

図4-4は、径方向の各燃料集合体領域に対する相対線源の軸方向平均値を表している。図より、軸方向平均値の「最大」となるのは領域3であり、「炉心境界」となるのは、線源領域の最外周である領域7である。

なお、炉心中心に最も近い領域1が「最大」とならないのは制御棒により出力が抑えられているためである。

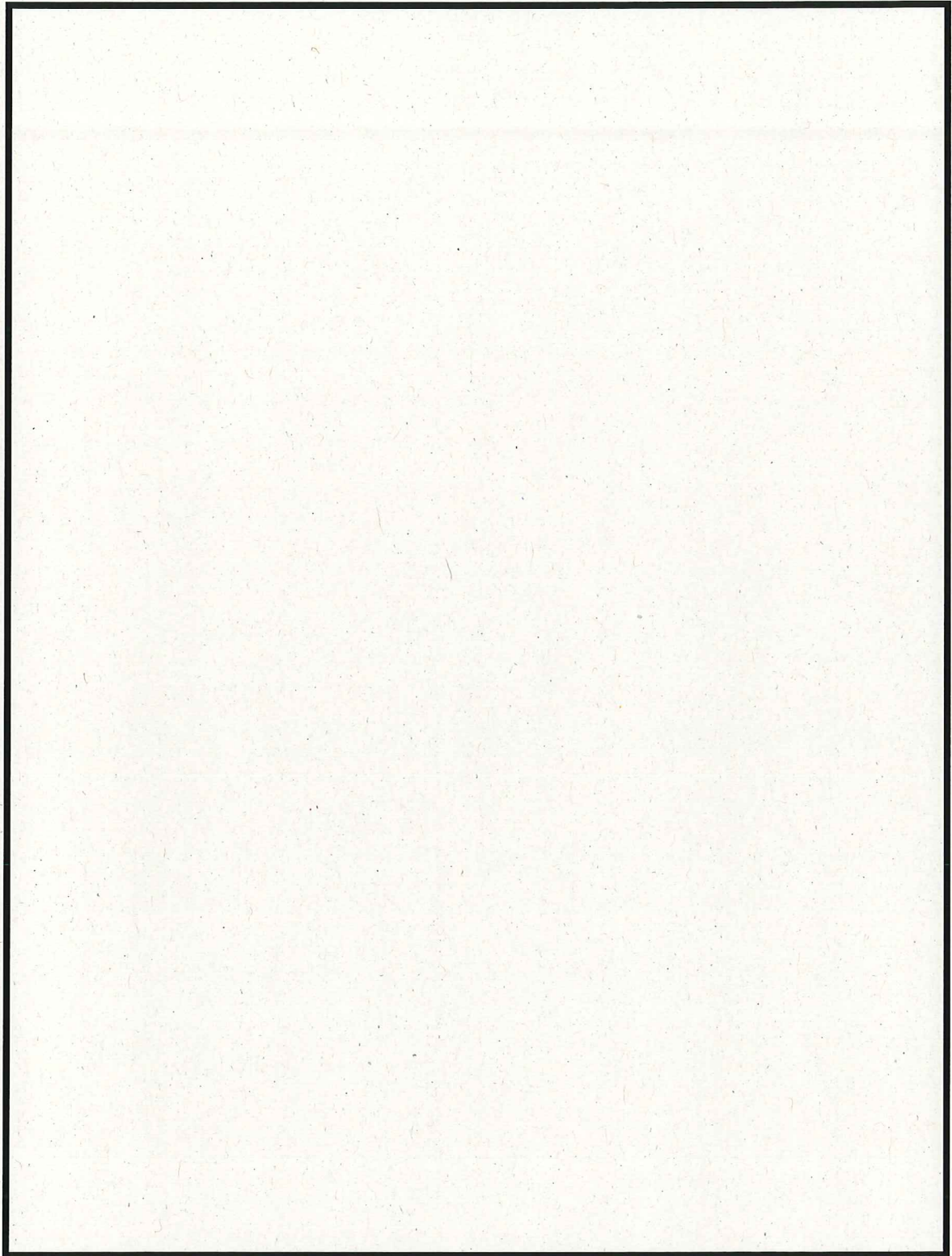


図 4-1 評価モデル及び領域（材質）マップ

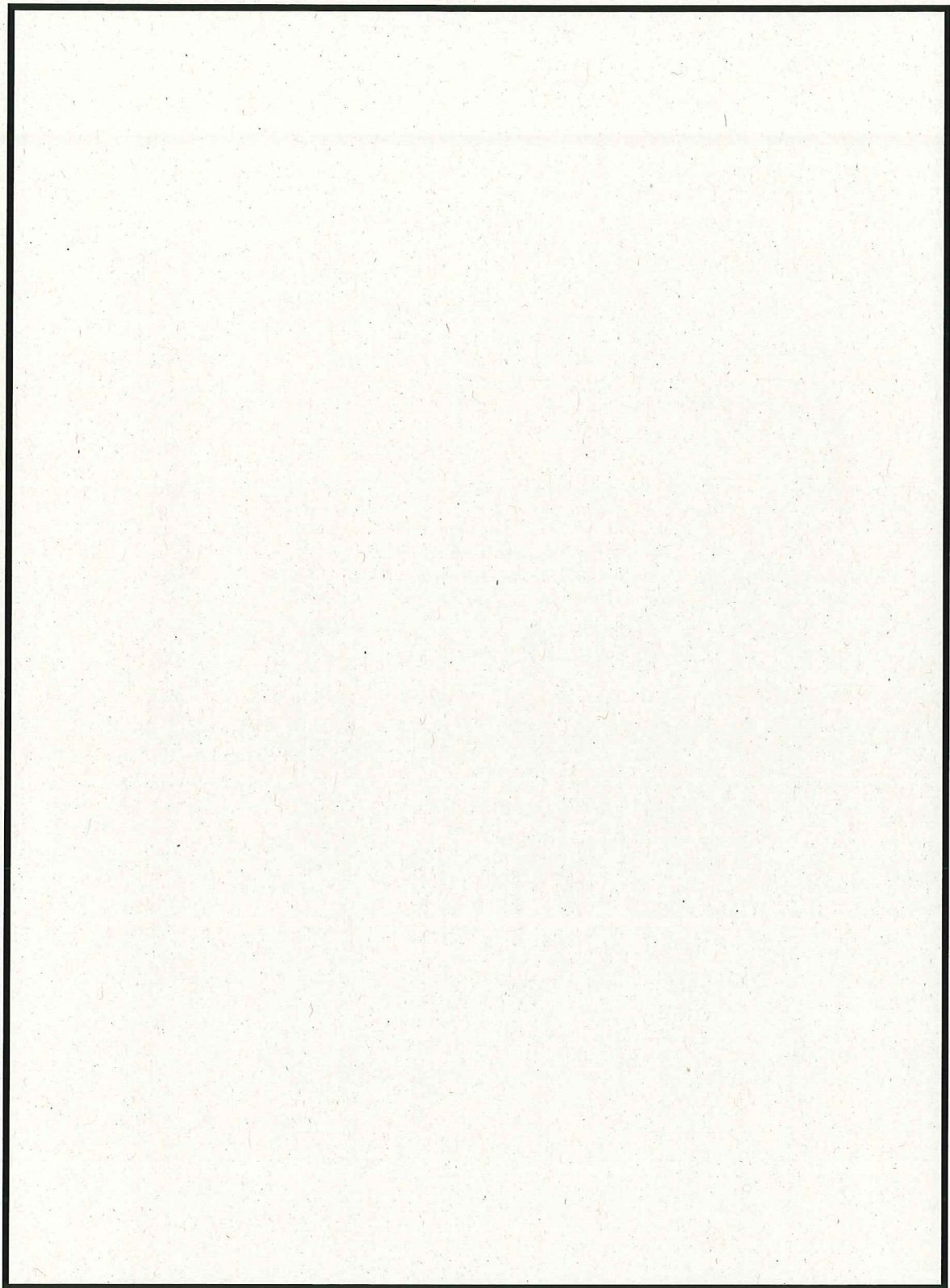


図 4-2 線源領域分割イメージ

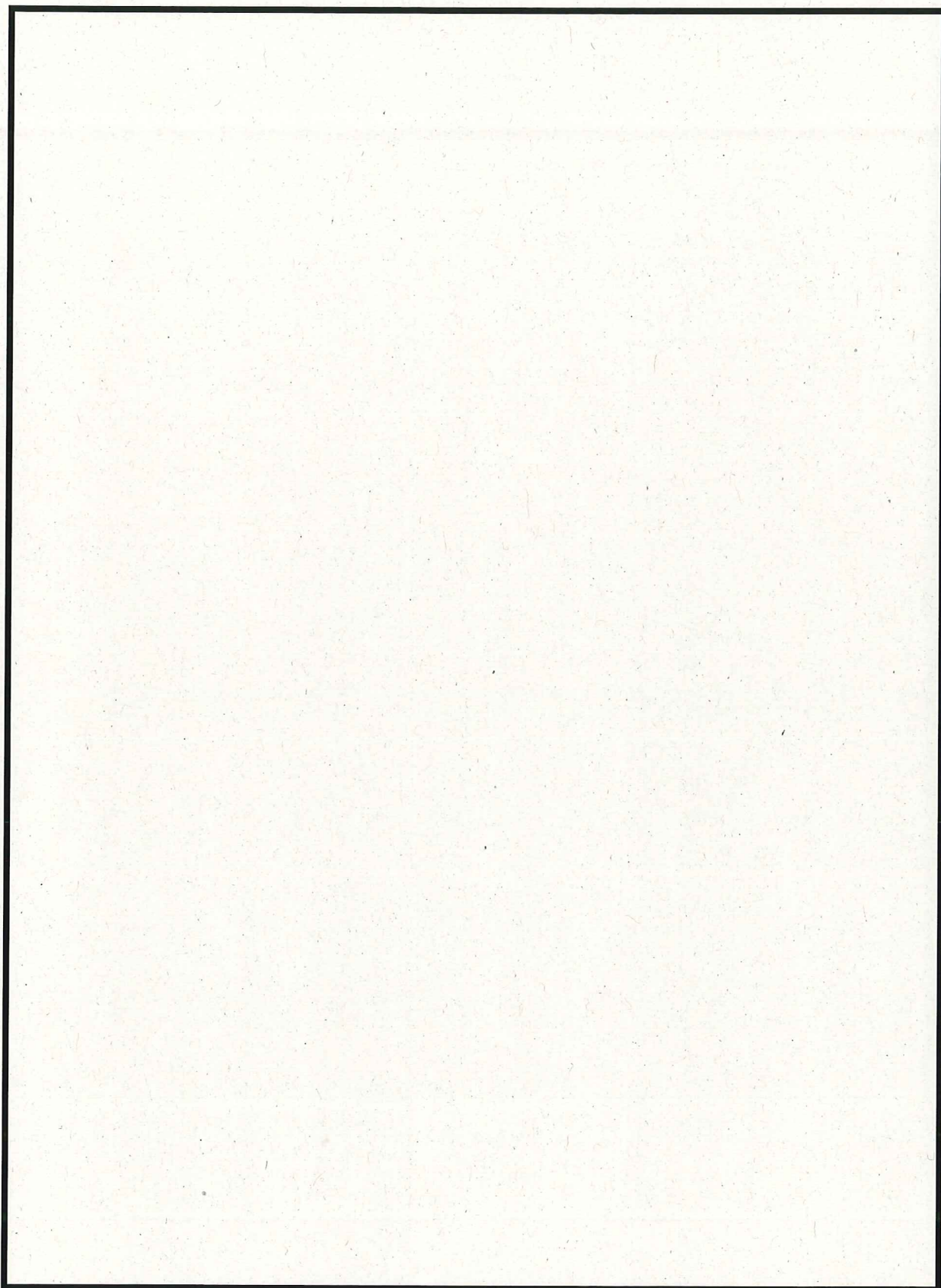


図 4-4 径方向の線源分布 (相対線源の軸方向平均値)

3. 算定結果

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4-5に、ガンマ線量率分布を図4-6に示す。コンクリート躯体部分（原子炉ペDESTAL又は一次遮へい壁内面）において、中性子束、ガンマ線量率が最大となる部位は、一次遮へい壁内面であった。

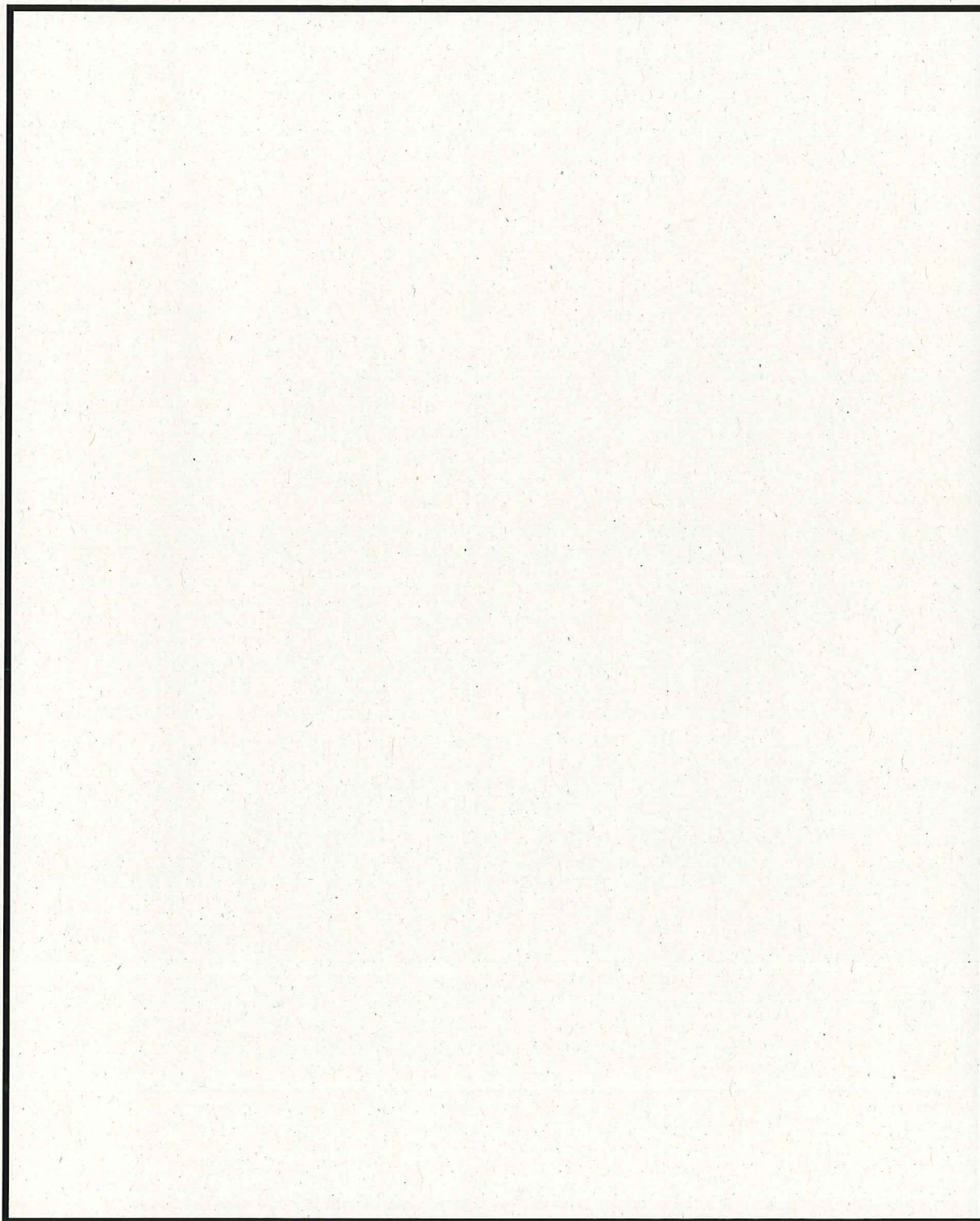


図 4-5 中性子束分布図 (n/cm²/s)

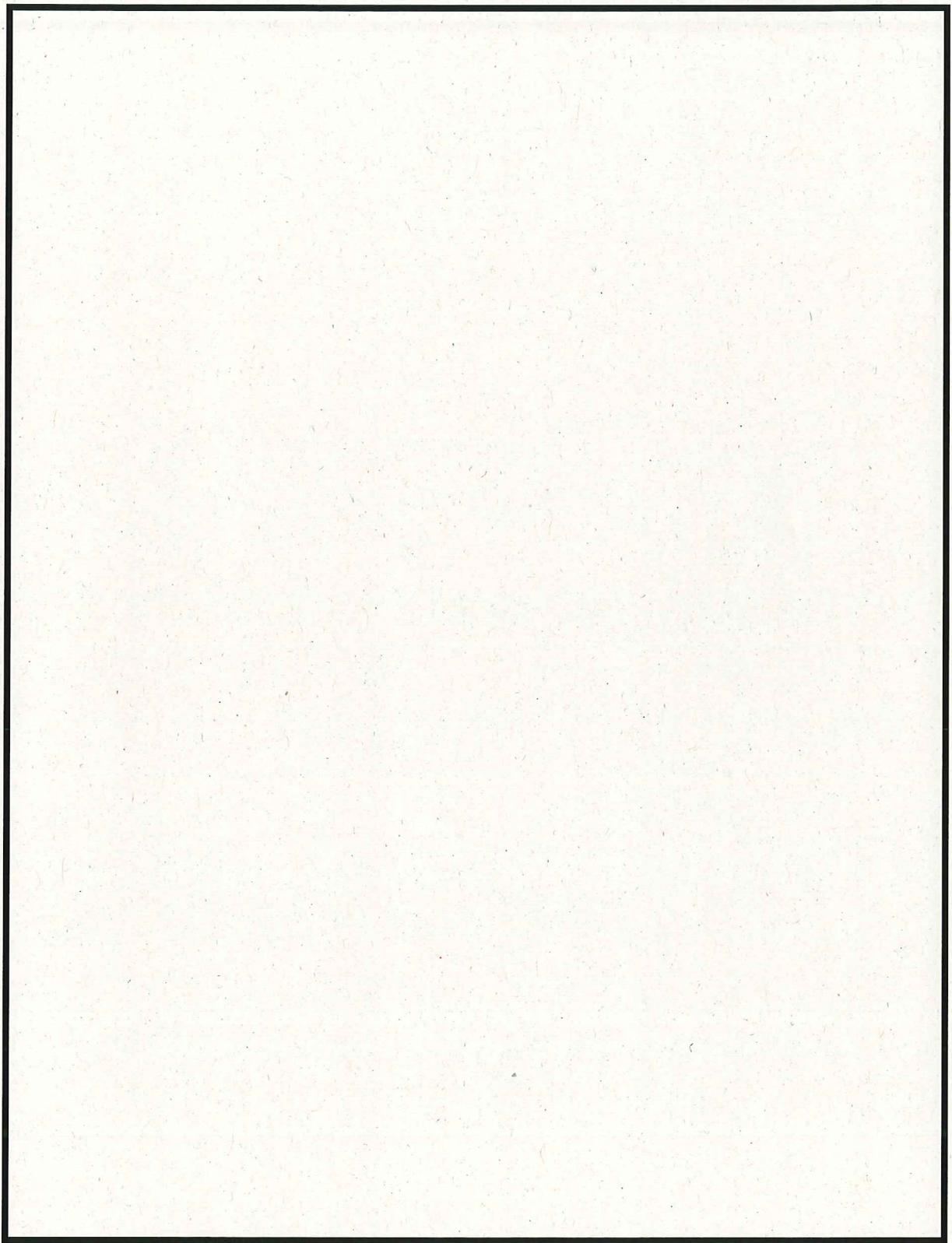


図4-6 ガンマ線量率分布図 (rad/s)

4. 運転開始後40年時点の実効運転期間

2018年3月時点及び運転開始後40年時点の定格負荷相当年数（EFPY）は、累積発電電力量から下記の通り算定した。

<2018年3月時点のEFPY>

$$\begin{aligned} &= 2018年3月時点の累積発電電力量 \div 定格出力 \div 24 \div 365 \\ &= 125,113,550 \text{ (MWh)} \div 1,100 \text{ (MW)} \div 24 \text{ (h)} \div 365 \text{ (D)} \\ &= 12.98 \text{ EFPY} \approx 13.00 \text{ EFPY} \end{aligned}$$

<運転開始後40年時点のEFPY>

$$= 13.00 \text{ EFPY}^{*1}$$

*1：2018年3月時点から運転開始後40年時点までは冷温停止状態を継続するため、EFPYは2018年3月時点と同じ値とする。

5. 40年時点における評価

解析結果により得られた一次遮へい壁内面における中性子束及びガンマ線量率に対し、運転開始後40年時点における定格負荷相当年数（EFPY=13.00年）を乗じ、一次遮へい壁が受ける照射量を算定した結果を表4-1に示す。

その結果、運転開始後40年時点で予想される中性子照射量（ $E > 0.1 \text{ MeV}$ ）は一次遮へい壁内面において $1.24 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ であり、各種文献等においてコンクリート強度が低下し始める可能性が確認されている中性子照射量を下回った。

また、運転開始後40年時点で予想されるガンマ線照射量は一次遮へい壁内面において $9.84 \times 10^5 \text{ rad}$ であり、Hilsdorf他の文献において、それ以下では有意なコンクリートの強度低下が見られないとされるガンマ線照射量を下回った。

表4-1 照射量算定結果

	解析結果	運転開始後40年時点の累積放射線照射量
中性子照射量	$3.03 \times 10^6 \text{ n/cm}^2/\text{s}$	$1.24 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$
ガンマ線照射量	$2.40 \times 10^{-3} \text{ rad/s}$	$9.84 \times 10^5 \text{ rad}$

＜中性化の評価点を選定した過程について＞

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した。

屋内における中性化の評価対象部位の決定に際して実施した環境測定及び中性化の評価点の選定過程について以下に示す。

1. 環境測定

中性化の進展度合いは、環境要素（温度、相対湿度、二酸化炭素濃度）の影響を受けることから、環境測定を実施した。

(1) 測定方法

環境測定に使用した機器を表5-1に示す。温度、相対湿度の測定は、2017年2月1日から2018年1月31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、2017年2月から2018年1月の期間で毎月毎に1回測定を行った。

表5-1 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

測定箇所を選定にあたっては下記a, bを基本に、その他c~fを加味し、計38箇所にて測定を実施した。

- a. 仕上げに無塗装部がある箇所
- b. 空気系統区分毎に1箇所以上
- c. 各建屋の代表エリア（各系統・各階の主要部）
- d. 既往のPLMで代表部位とされたエリア
- e. 室内設計温度が異なる箇所
- f. 人・車の往来の多い箇所

測定位置図を図5-1~18に示す。

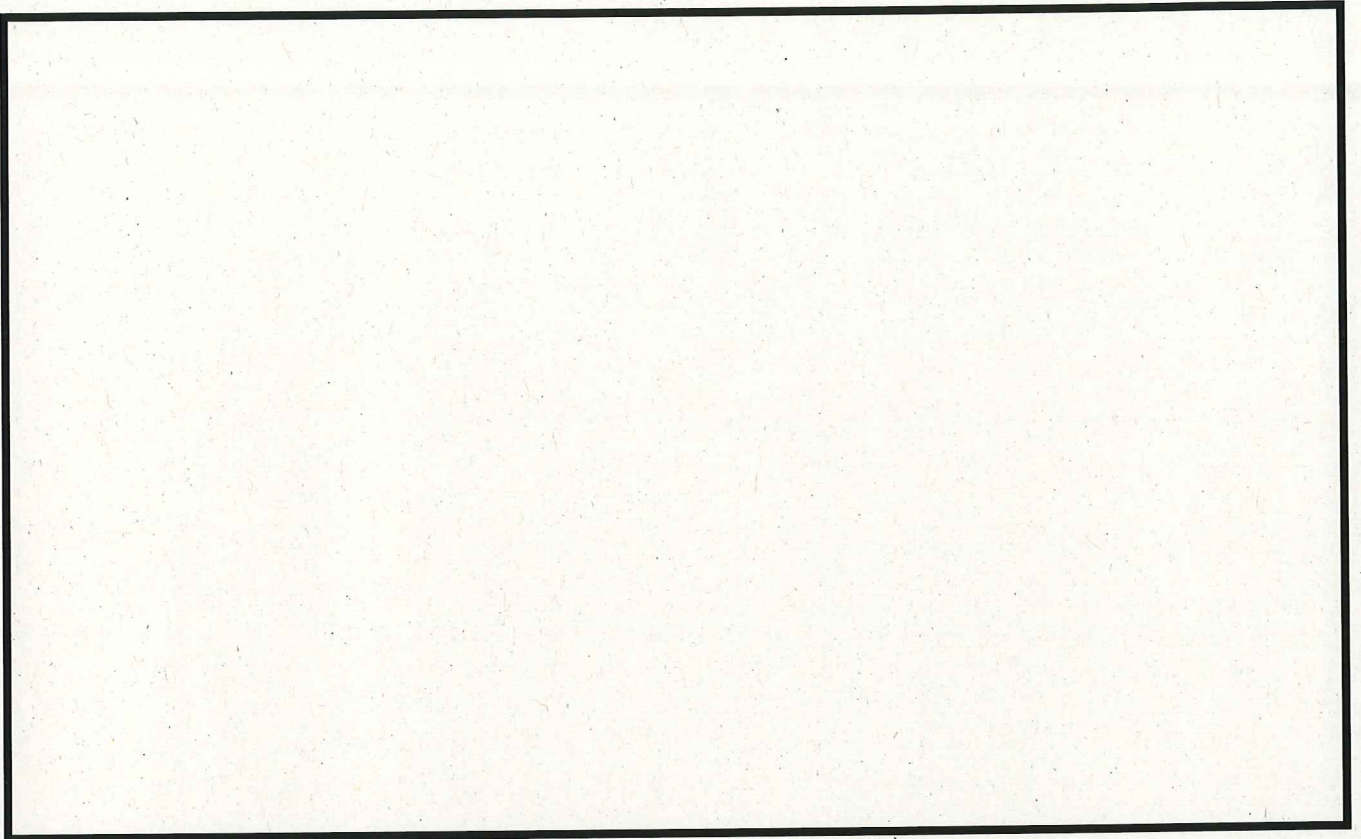


图5-1 原子炉建屋 (T. M. S. L. -32. 5m)

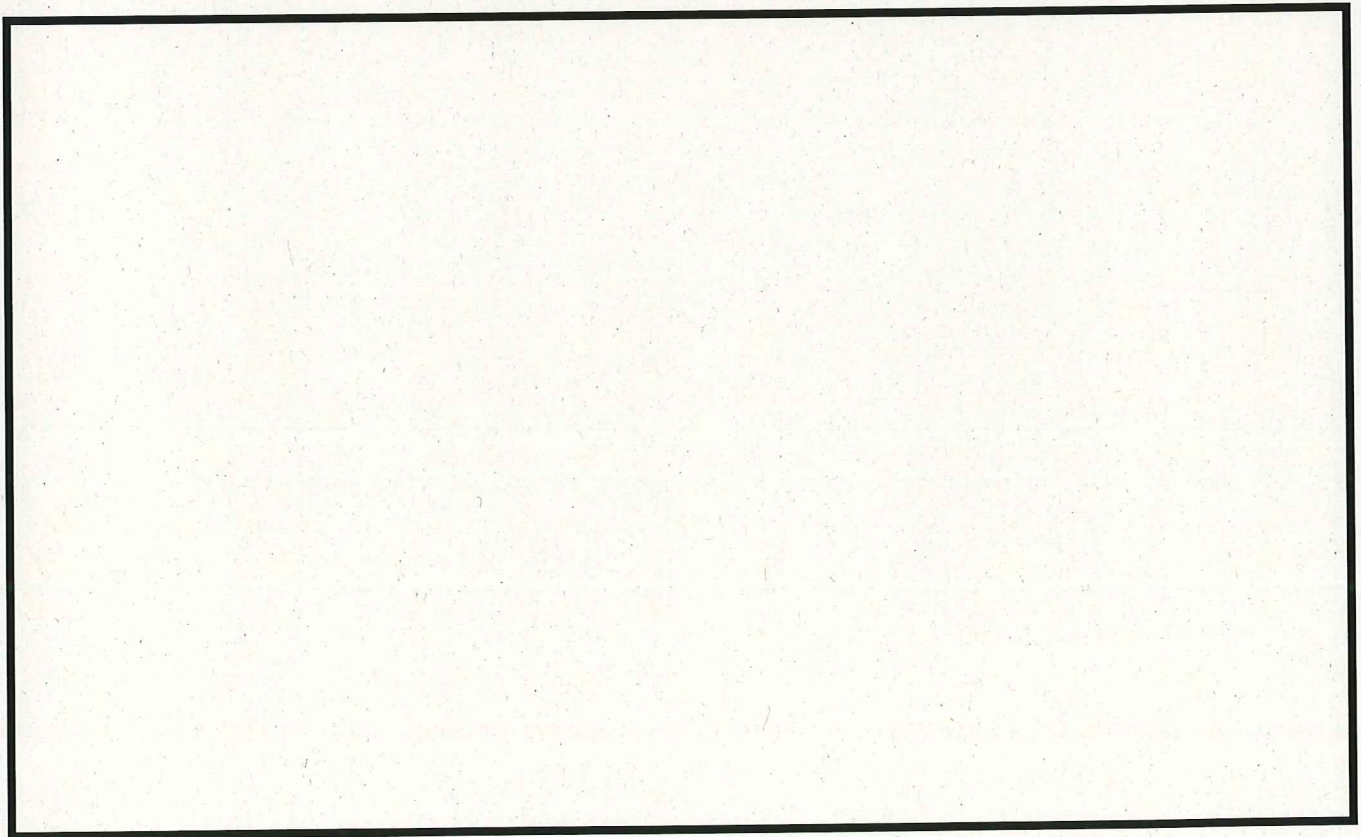


图 5-2 原子炉建屋 (T. M. S. L. -25. 1m)

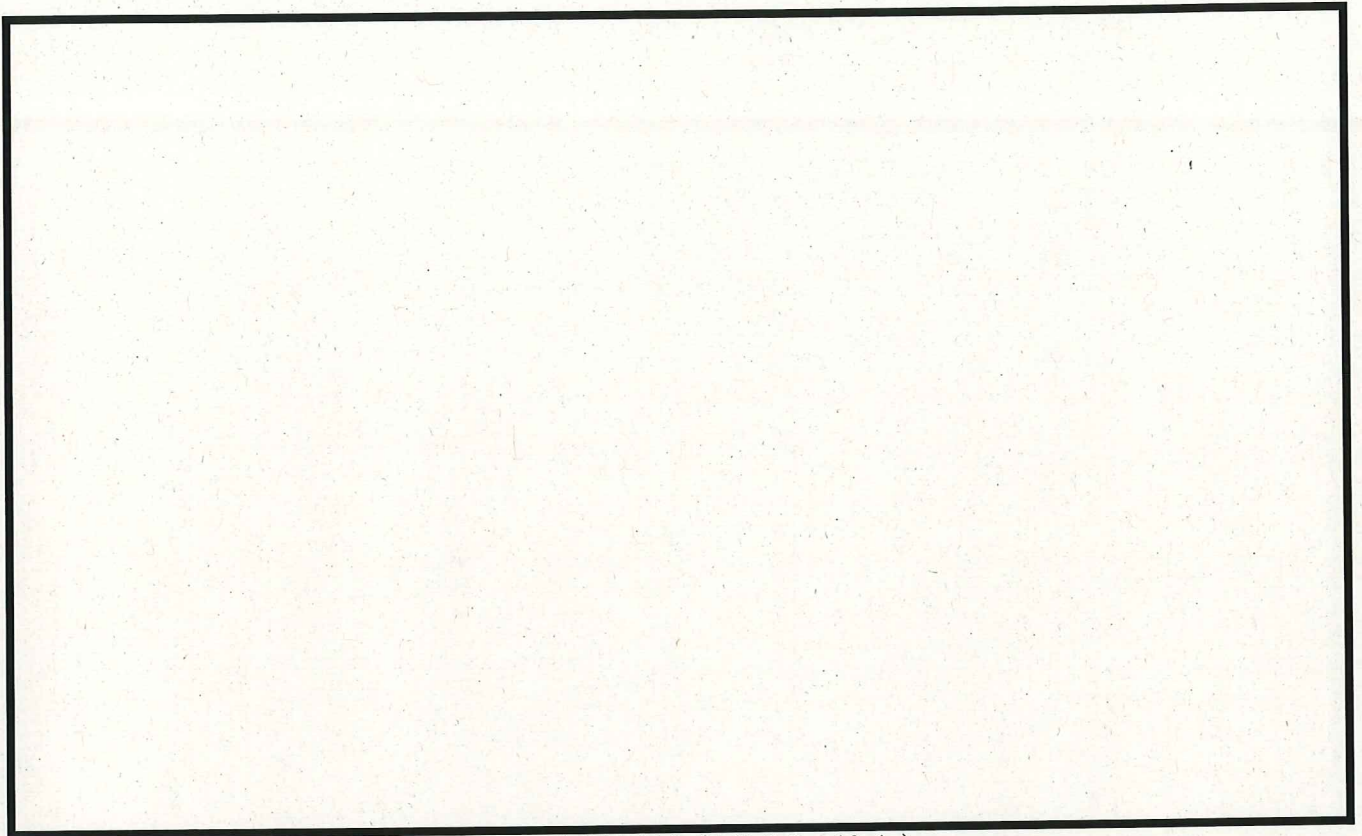


图 5-3 原子炉建屋 (T. M. S. L. -16. 1m)

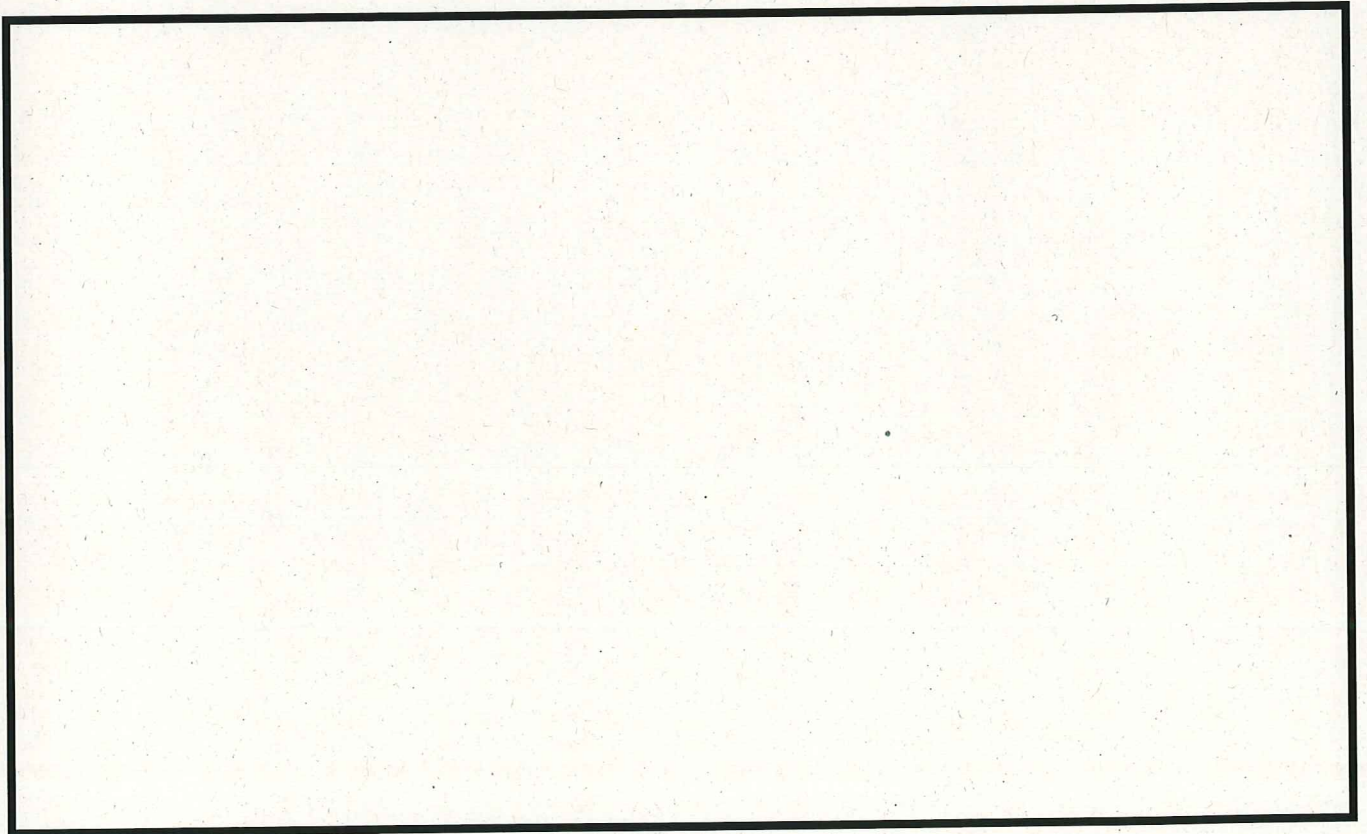


图 5-4 原子炉建屋 (T. M. S. L. -9. 7m)

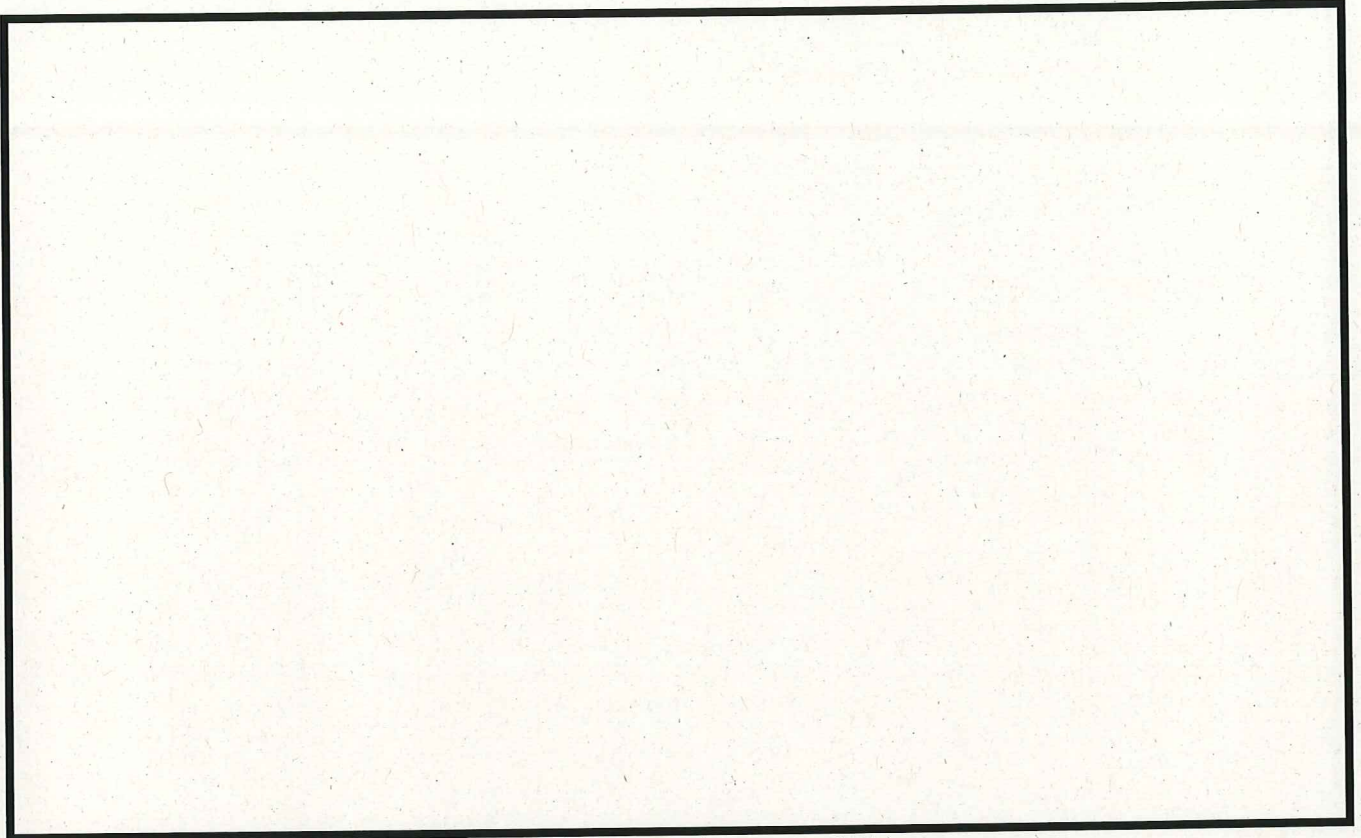


图 5-5 原子炉建屋 (T. M. S. L. -2. 7m)

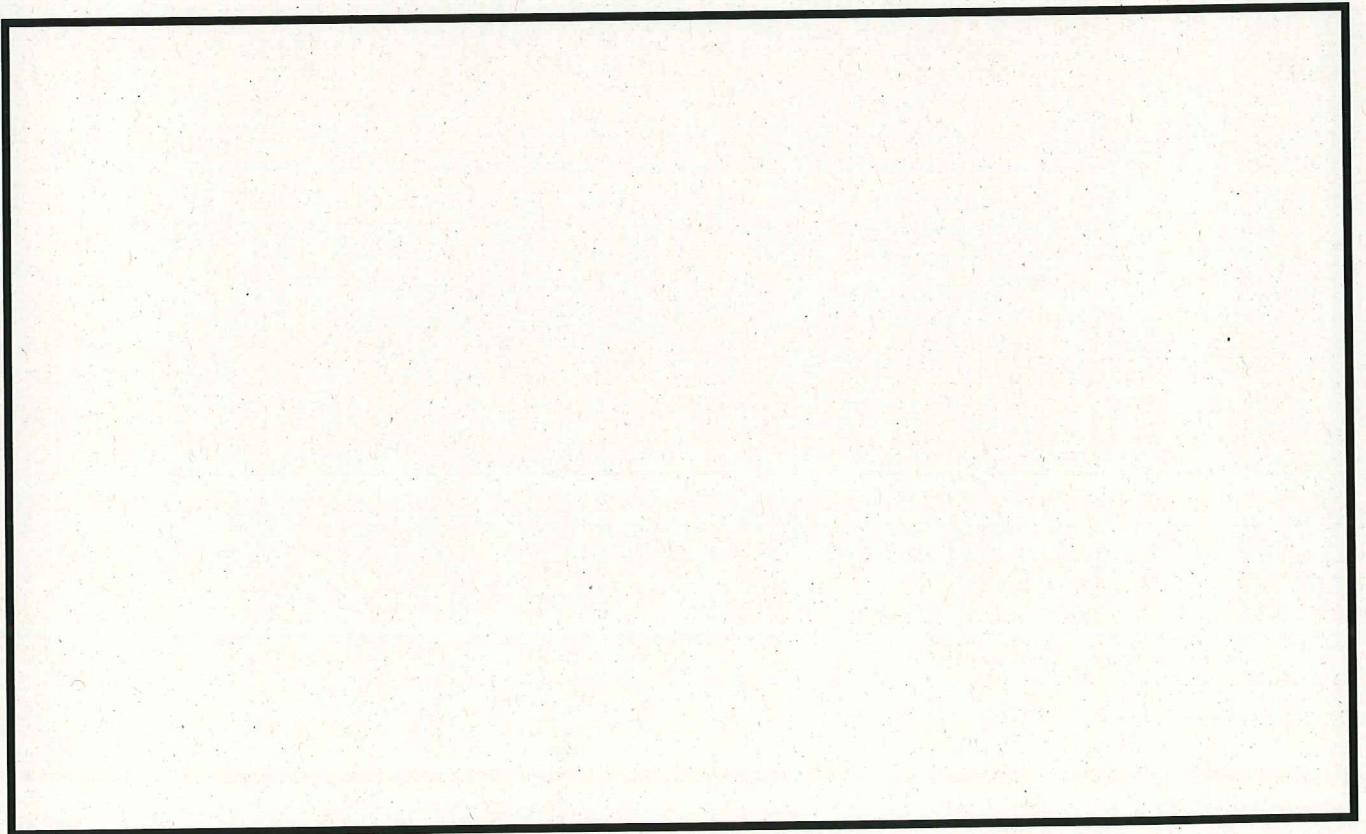


图 5-6 原子炉建屋 (T. M. S. L. 5. 3m)

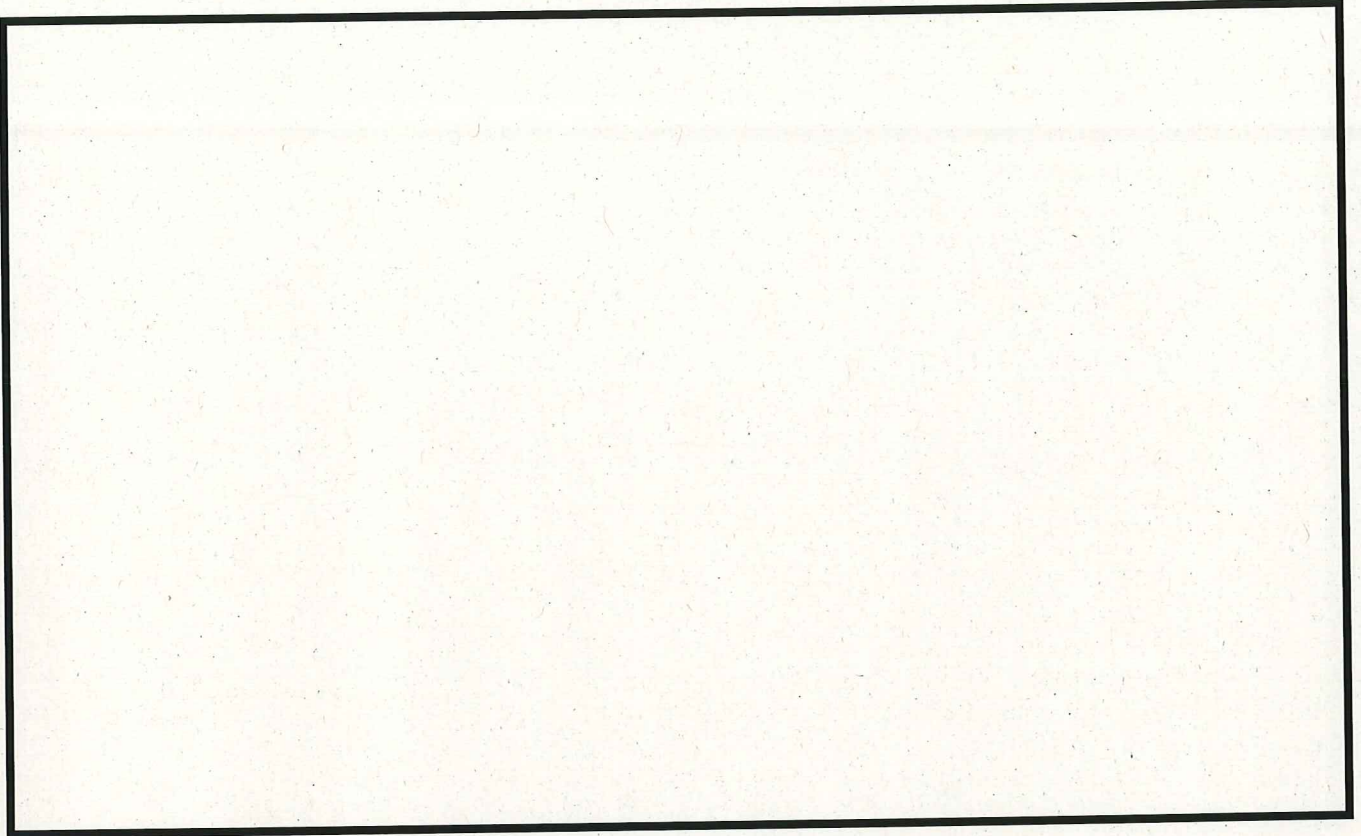


图 5-7 原子炉建屋 (T. M. S. L. 12. 8m)

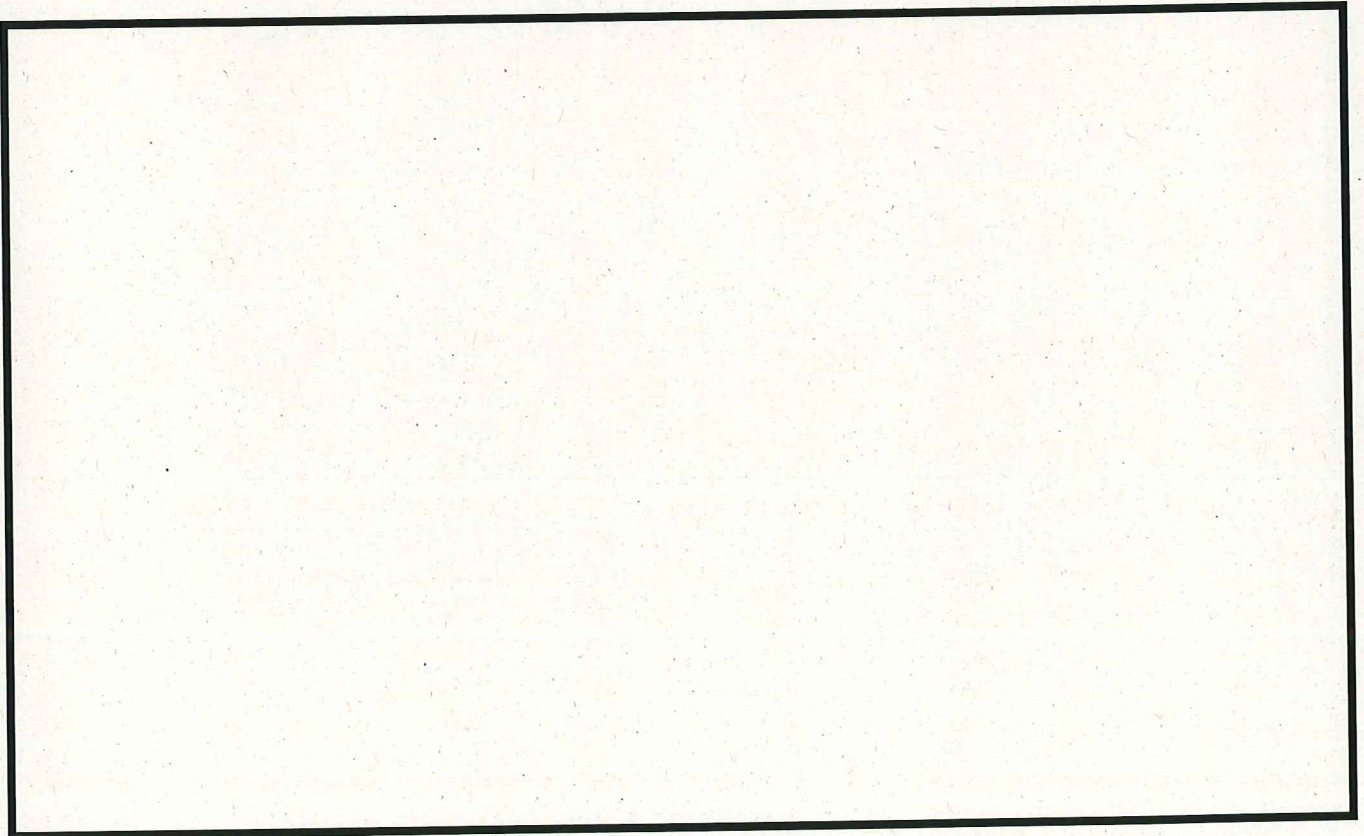


图 5-8 原子炉建屋 (T. M. S. L. 18. 0m)

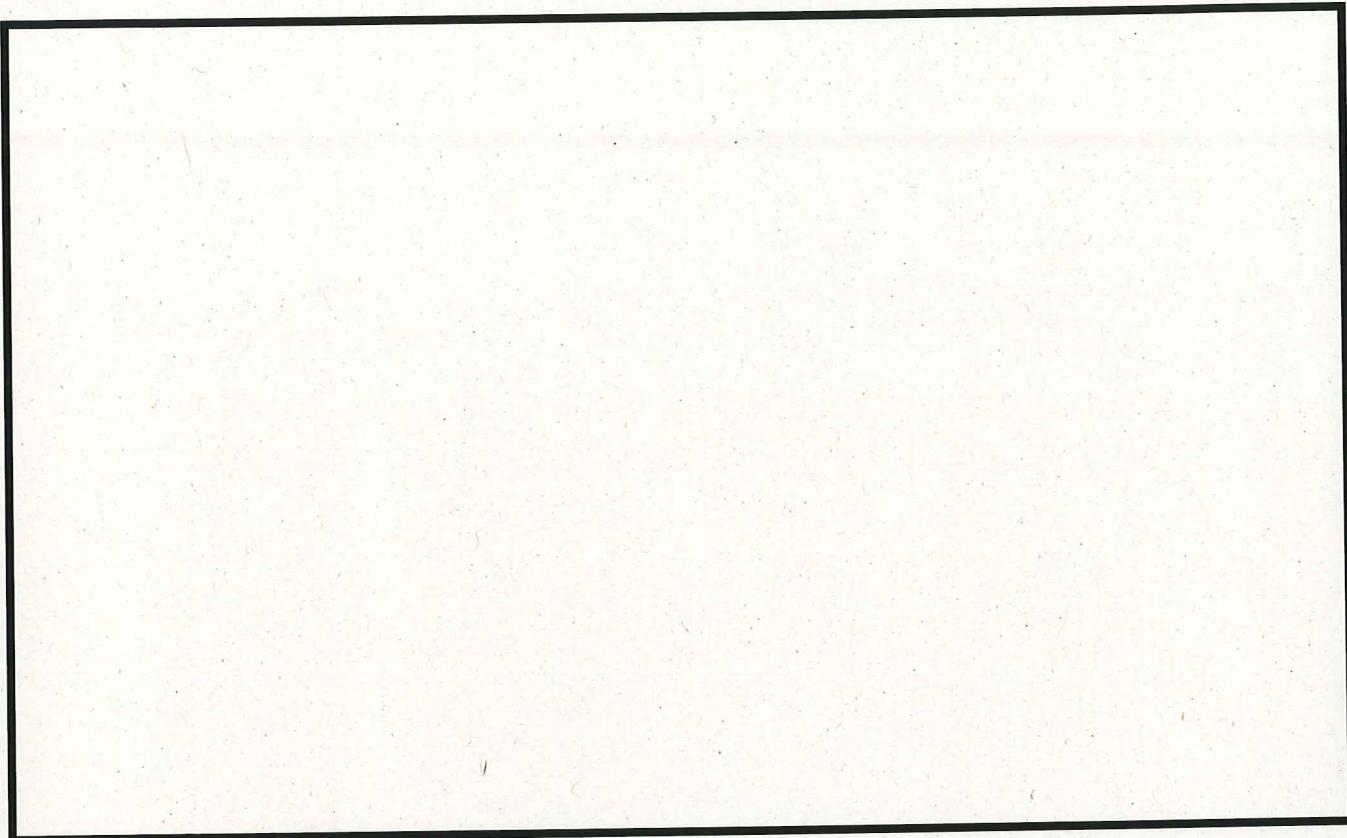


図 5-9 原子炉建屋 (T. M. S. L. 21. 0m)

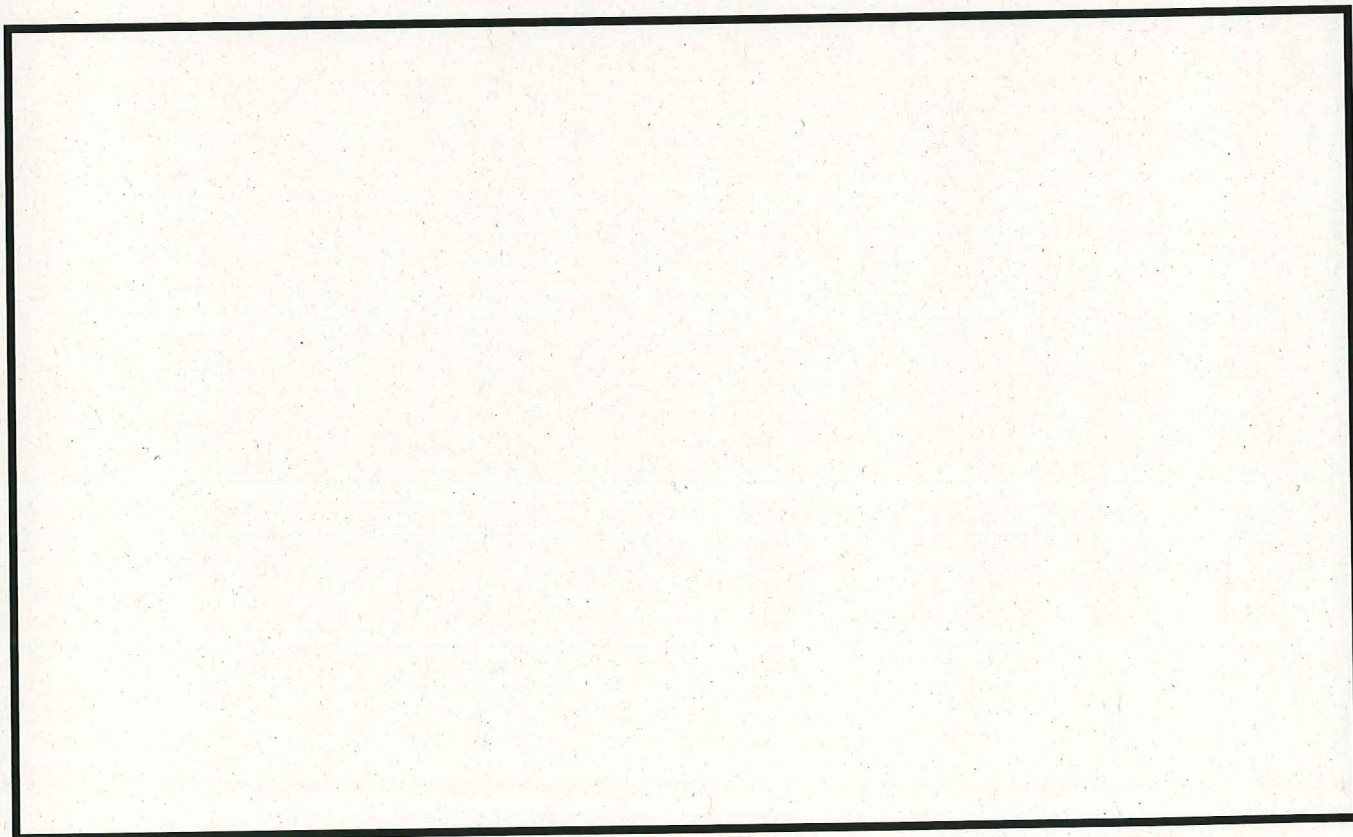


図 5-10 タービン建屋 (T. M. S. L. -16. 3m)

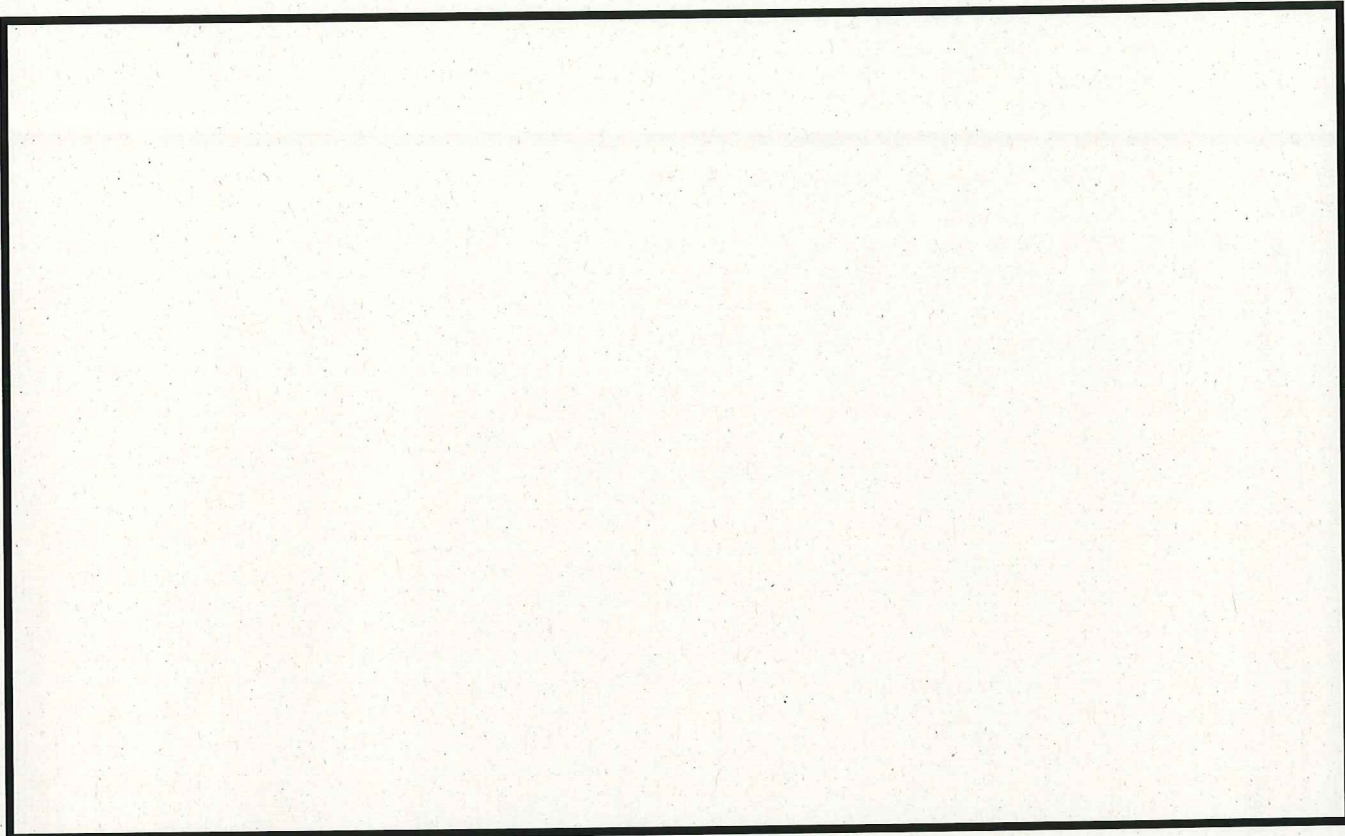


図 5-11 タービン建屋 (T. M. S. L. -11. 9m)

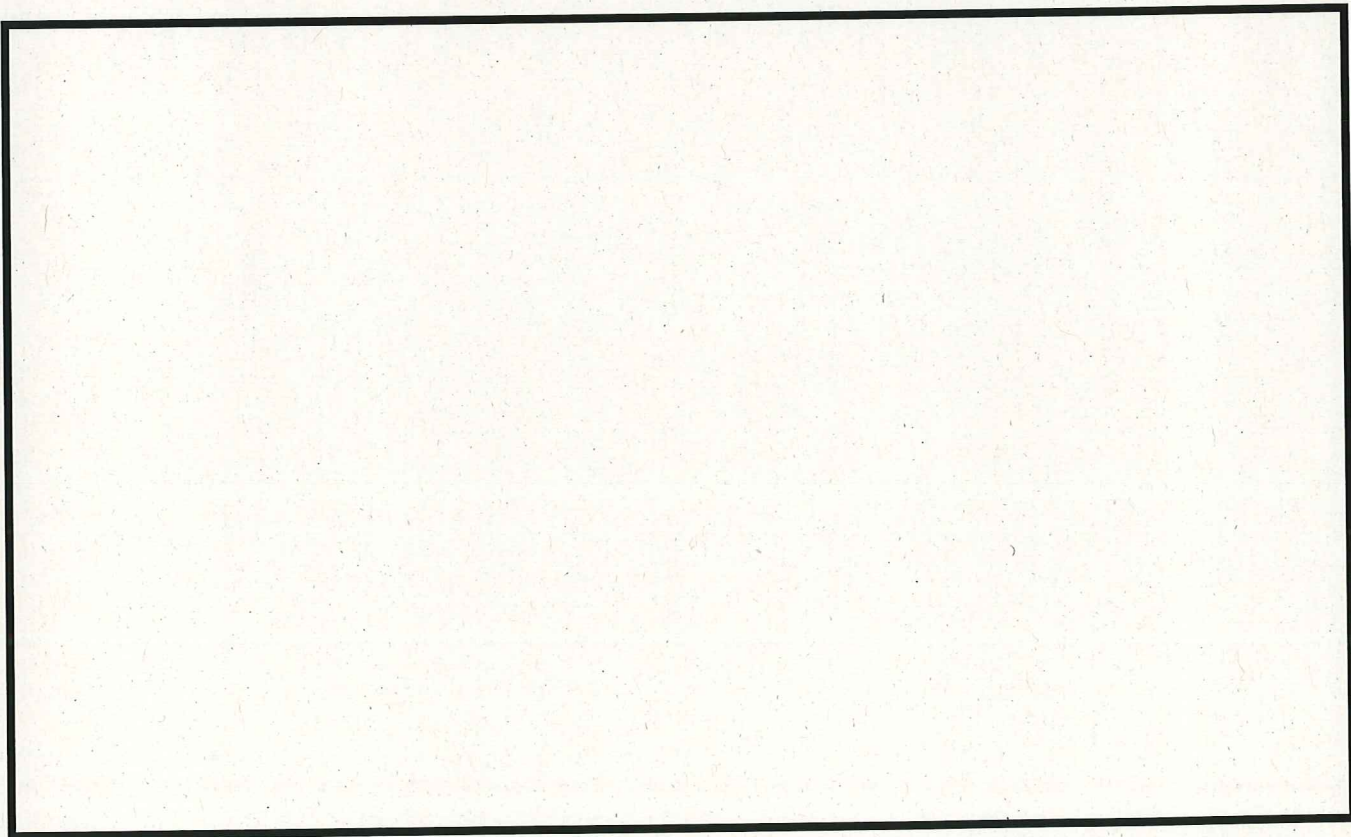


図 5-12 タービン建屋 (T. M. S. L. -4. 5m)

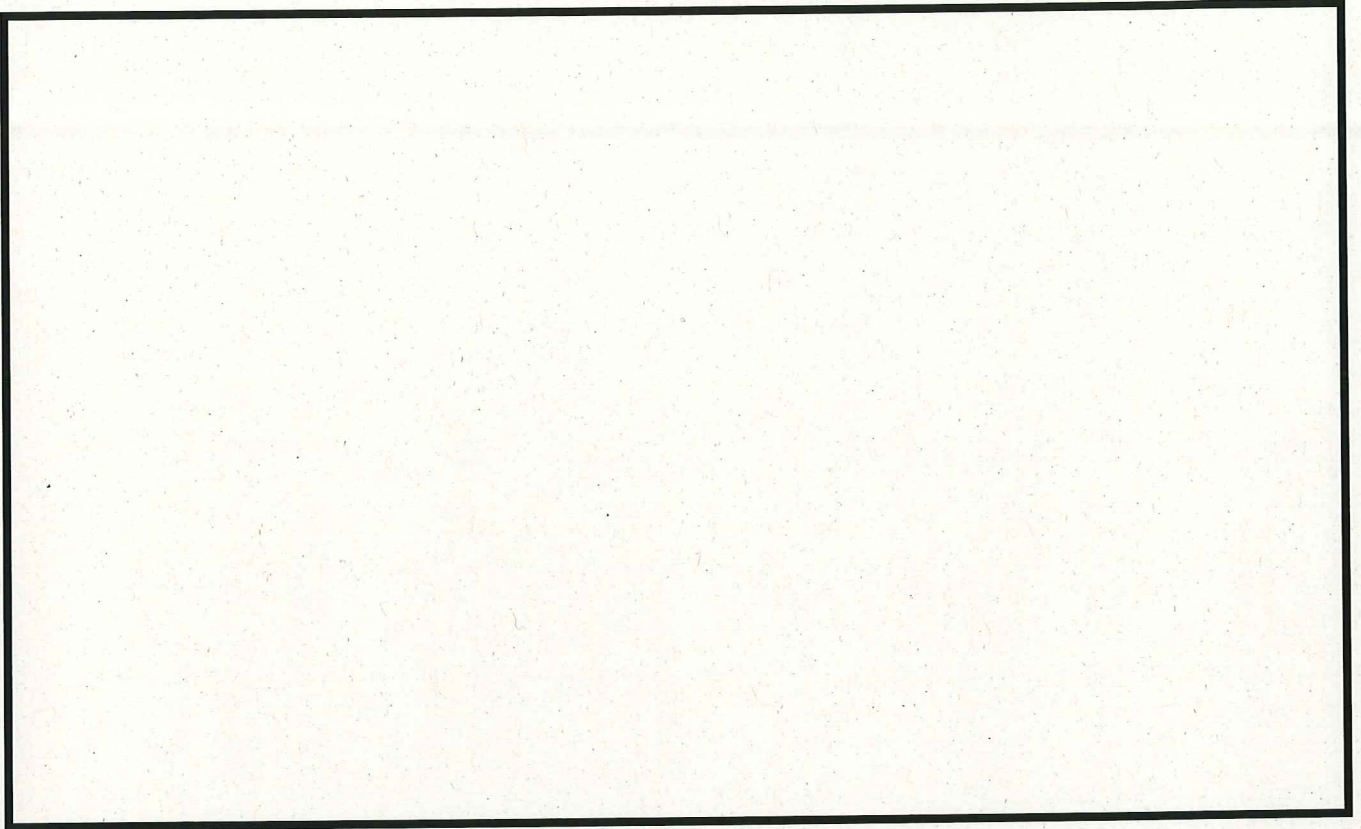


図 5-13 タービン建屋 (T. M. S. L. 0. 0m)

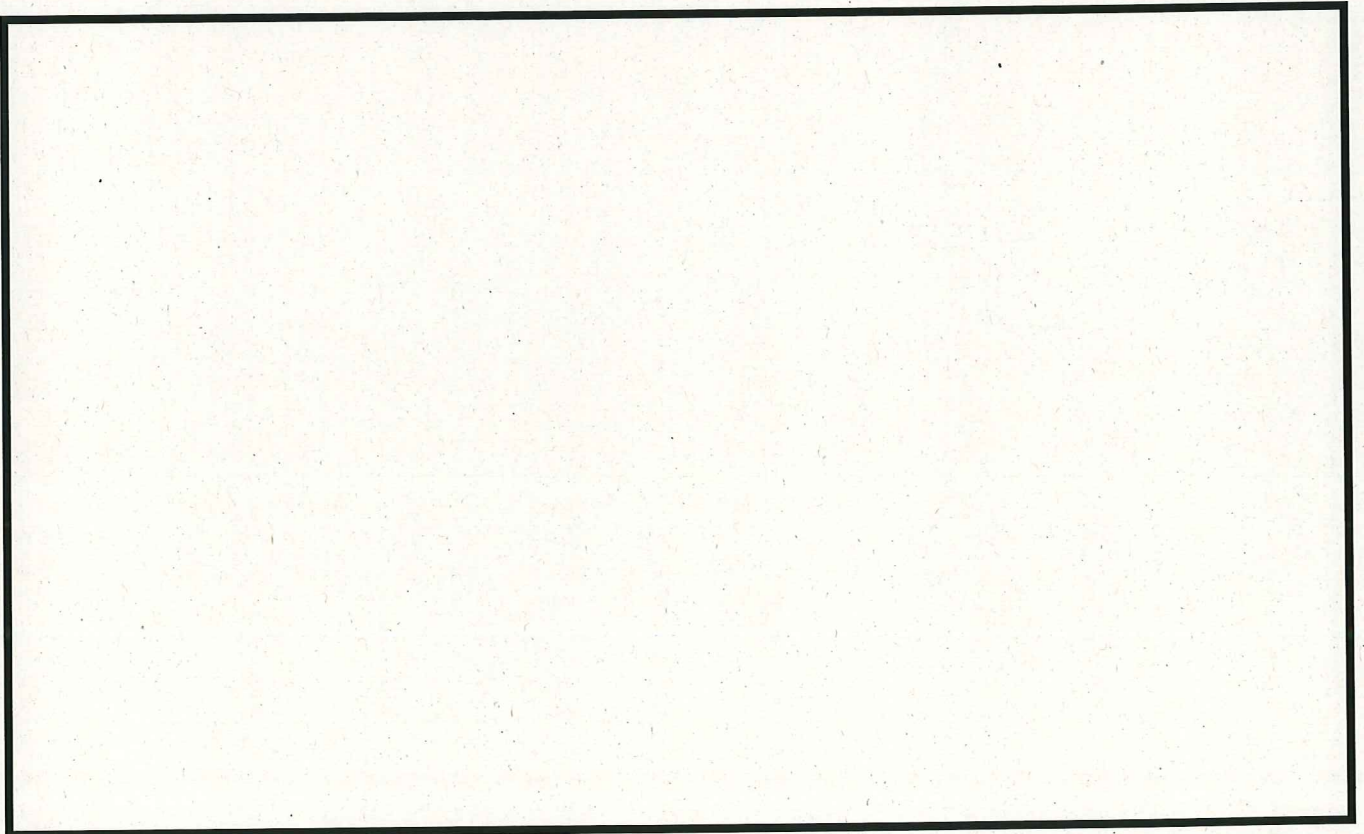


図 5-14 タービン建屋 (T. M. S. L. 5. 3m)

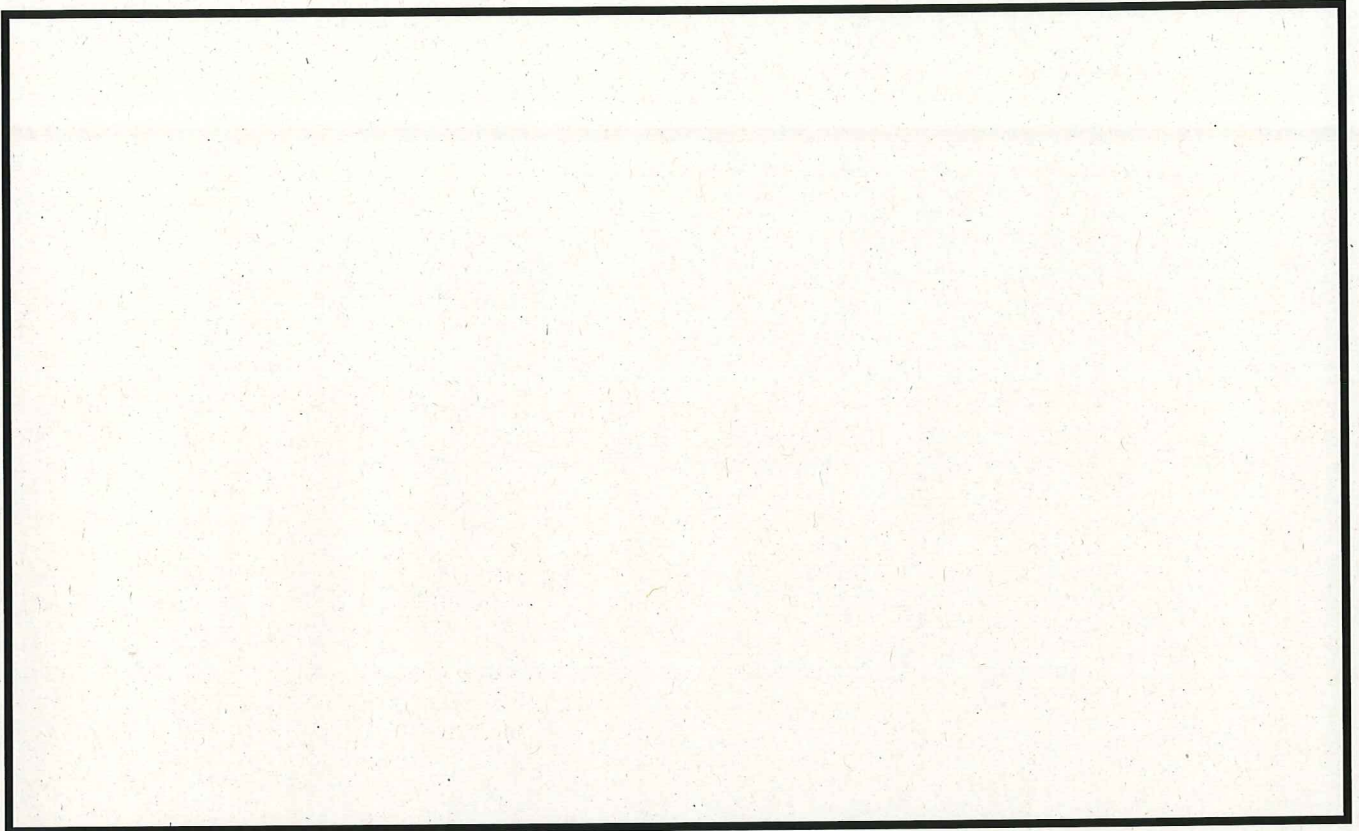


図 5-15 タービン建屋 (T. M. S. L. 17. 0m)

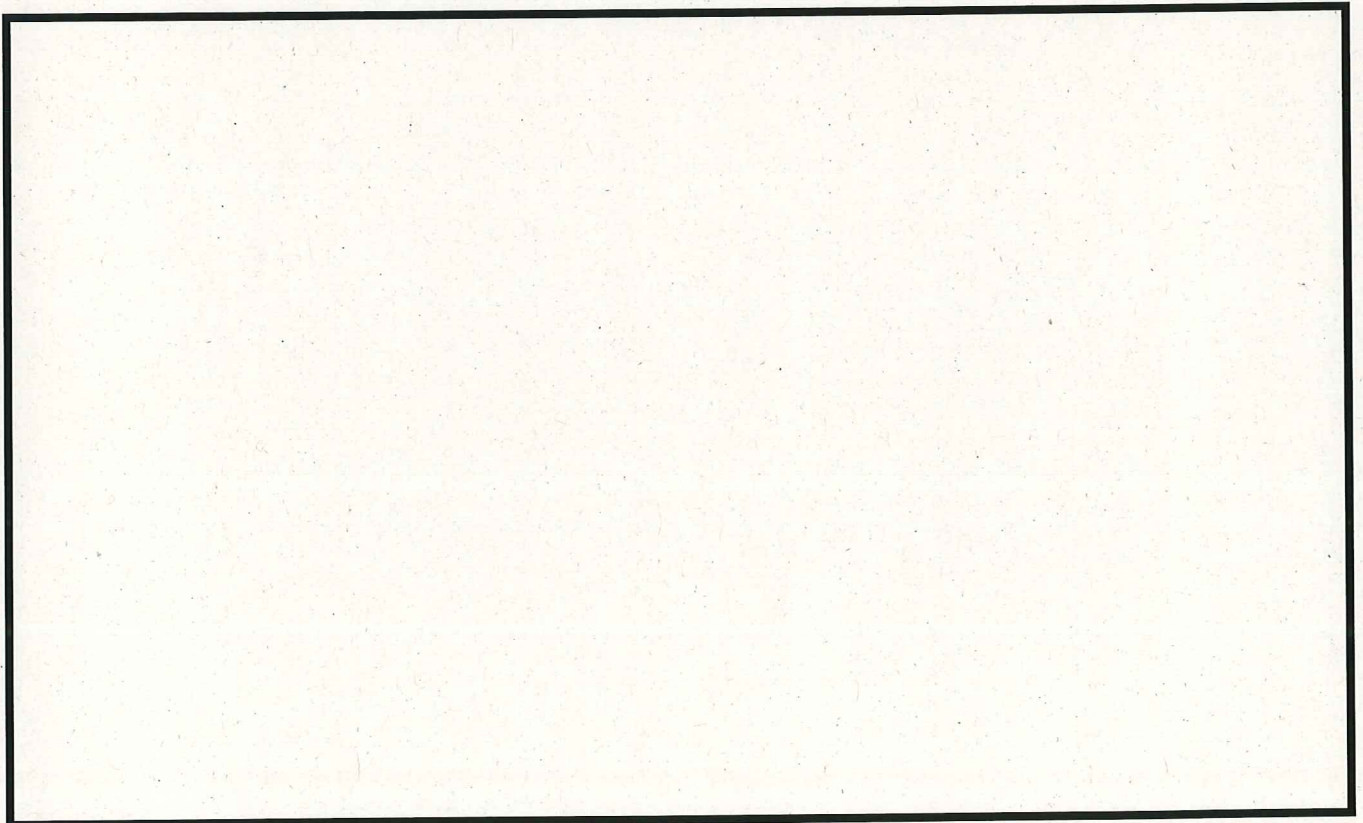


図 5-16 海水熱交換器建屋 (T. M. S. L. -12. 2m)

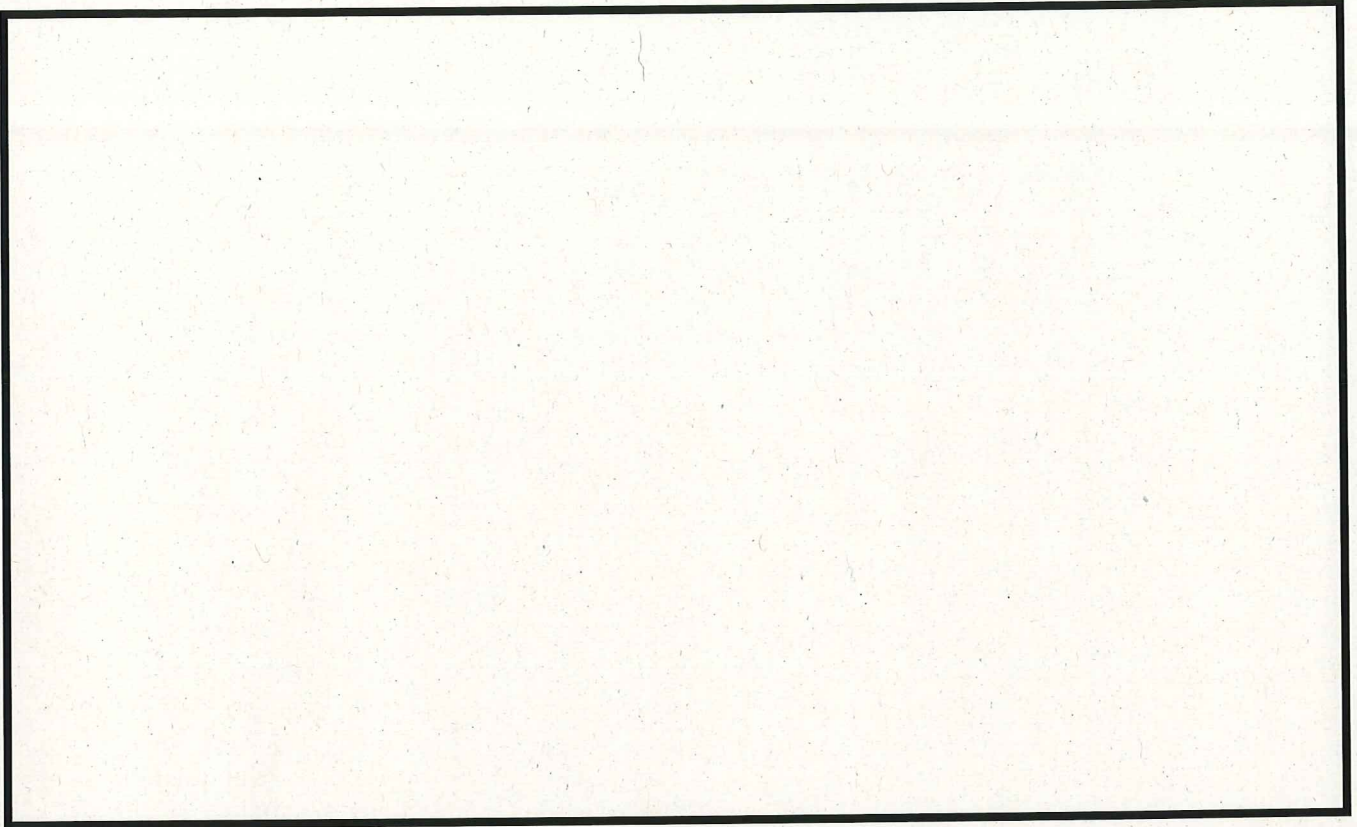


图 5-17 海水热交换器建屋 (T. M. S. L. -3. 8m)

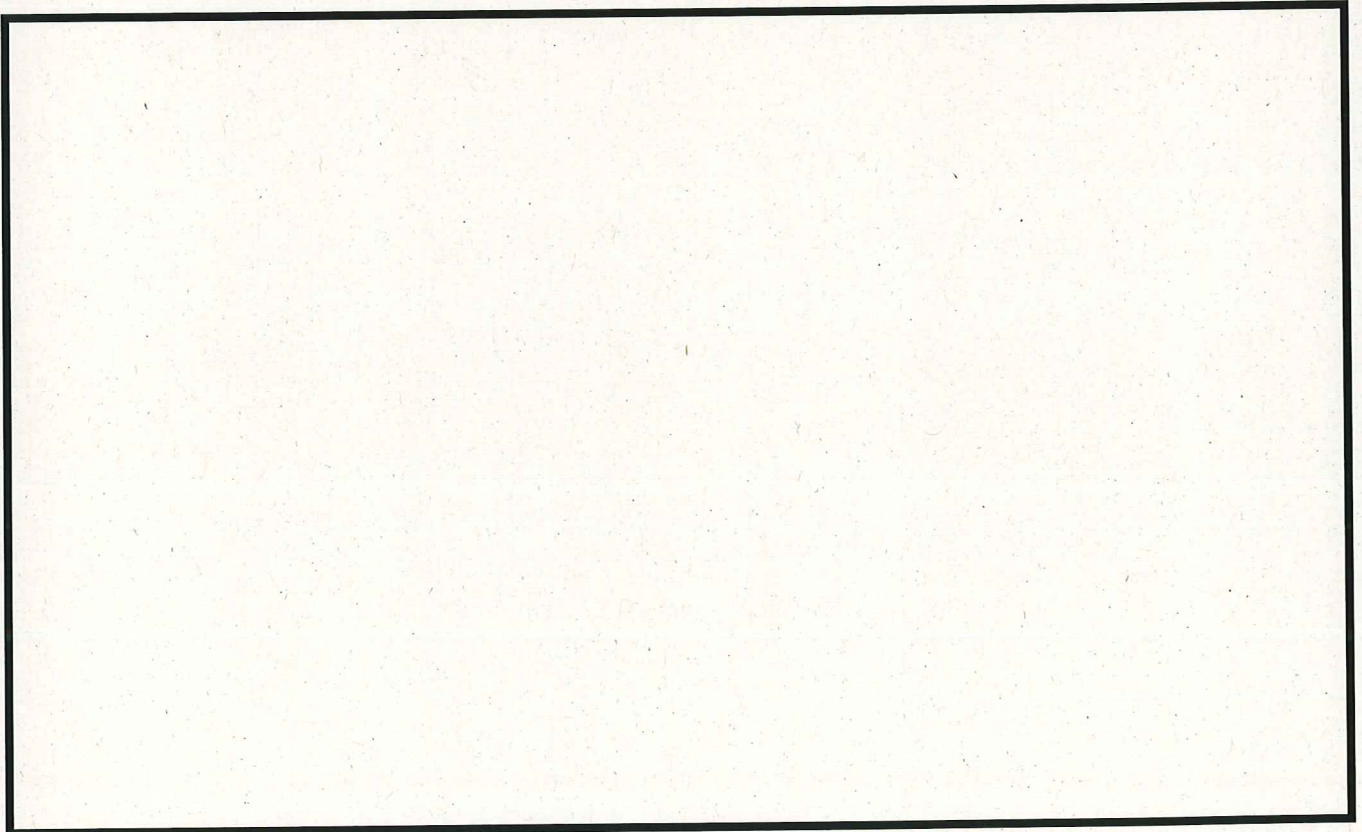


图 5-18 海水热交换器建屋 (T. M. S. L. 5. 3m)

2. 中性化の評価点の選定過程

コンクリートの中性化深さの実測値及び評価対象部位の選定結果を表5-2に示す。

2.1 屋内

上記の環境測定結果をもとに、仕上げ材の有無も考慮して、中性化が進展しやすい環境下にあると想定される複数箇所を選定し、2019年に中性化深さを測定した。

表5-2の結果と各建屋の最小かぶり厚さは同一であることを踏まえ、原子炉建屋内壁を中性化深さの評価対象部位とし、評価点は、中性化深さの平均値が最大となった原子炉建屋北側廊下壁とした。

2.2 屋外

各対象構造物における屋外環境は、ほぼ同一であるが、屋外の評価対象部位抽出にあたり、2015年、2016年及び2019年に各構造物の中性化深さを測定した。

表5-2の結果と各建屋の最小かぶり厚さは同一であることを踏まえ、建物においては原子炉建屋外壁を評価対象とした。評価点は、中性化深さの平均値が最大となった原子炉建屋3階西側外壁とした。

さらに、各構築物の最小かぶり厚さは同一であることを踏まえ、構築物においては原子炉補機冷却水系配管ダクトB系を評価対象とし、評価点は、原子炉補機冷却水系配管ダクトB系内壁とした。

表5-2 コンクリートの中性化深さ実測値及び評価対象部位の選定

環境	種別	対象構造物	測定位置	運転開始 または 使用開始 年月	調査時点の中性化深さ			かぶり 厚さ (cm)	選定
					調査時期	経過 年数	実測値 (cm)		
屋内	建物	原子炉建屋	北側廊下	1990年 9月	2019年 1月	28	0.8	4.0	○
		タービン建屋	北側廊下				0.5	4.0	
		海水熱交換器 建屋	A系RCW 熱交換器室				0.1	4.0	
屋外	建物	原子炉建屋	3階 西側外壁	1990年 9月	2019年 1月	28	0.3	4.0	○
		タービン建屋	1階西側・ 北側外壁				0.0	4.0	
		海水熱交換器 建屋	1階 西側外壁				0.1	4.0	
	構築物	取水構造物※	干満帯	1990年 9月	2015年 11月	25	0.6	8.4	
		非常用ガス処理系配 管ダクト	ダクト内壁		2016年 9月	25	0.2	8.4	
		原子炉補機冷却水系 配管ダクトA系	ダクト内壁				0.4	8.4	
		原子炉補機冷却水系 配管ダクトB系	ダクト内壁				1.3	8.4	○

※：取水構造物の調査結果で、中性化深さが最も大きい部位とした。

<中性化深さの推定値の算定過程について>

調査時点及び運転開始後40年経過時点の中性化深さの推定値の算定過程（推定式、条件、パラメータ）を以下に示す。

■ : 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

	屋内		屋外	
	原子炉建屋		原子炉建屋	原子炉補機冷却水系配管ダクトB系
	北側廊下	3階西側外壁	ダクト内壁	
x : 水セメント比 (%)				
α : 劣化外力係数の区分による係数	1.7	1.0	1.0	
	屋内	屋外	屋外	
β : 仕上げ材による係数	1.0	1.0	1.0	
	仕上げ材なし	仕上げ材なし	仕上げ材なし	
γ : セメントによる係数	1.4	1.4	1.4	
	フライアッシュB種	フライアッシュB種	フライアッシュB種	
調査時点の推定値 (cm)	2.33	1.37	1.83	
(運転開始後経過年数)	(28.3年)	(28.3年)	(25.9年)	
運転開始後40年経過時点の推定値 (cm)	2.77	1.63	2.27	

岸谷式

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

t : 期間 (年)
 C : 中性化深さ (cm)
 x : 水セメント比 (x ≤ 0.6)

R : 中性化速度係数 (R = α × β × γ)
 α : 劣化外力の区分による係数
 β : 仕上げ材による係数
 γ : セメントによる係数

2. 森永式

	屋内		屋外	
	原子炉建屋		原子炉建屋	原子炉補機冷却水系配管ダクトB系
	北側廊下	3階西側外壁	ダクト内壁	
w/c : 水セメント比 (%)				
R : 中性化比率	1.0	1.0	1.0	
	打放し	打放し	打放し	
C : 炭酸ガス濃度 (%) *1	0.0431	0.0440	0.0440	
T : 温度 (°C) *2	21.3	13.6	13.6	
RH : 湿度 (%) *2	44.5	72.0	72.0	
調査時点の推定値 (cm)	1.25	0.54	0.72	
(運転開始後経過年数)	(28.3年)	(28.3年)	(25.9年)	
運転開始後40年経過時点の推定値 (cm)	1.49	0.64	0.89	

*1 : 2017年2月から2018年1月の期間で各月毎に1回測定した結果の平均値

*2 : 2017年2月1日から2018年1月31日の期間で、1時間間隔で連続測定した結果の平均値

森永式

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

x : 中性化深さ (mm)
 C : 炭酸ガス濃度 (%)
 R : 中性化比率 (-)

T : 温度 (°C)
 RH : 湿度 (%)
 w/c : 水セメント比 (%)
 t : 材令 (日)

3. 中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式

	屋内		屋外
	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉補機冷却水系配管ダクトB系
	北側廊下	3階西側外壁	ダクト内壁
中性化実測深さ (cm)	0.75	0.21	1.29
運転開始後40年経過時点の推定値 (cm)	0.89	0.25	1.60

\sqrt{t} 式 $y = b\sqrt{t}$

y : 中性化深さ (mm)
 t : 中性化期間 (年)
 b : 中性化速度係数 (mm/ $\sqrt{\text{年}}$)

＜塩分浸透における評価点の妥当性について＞

1. 塩化物イオン濃度の測定結果

柏崎刈羽2号炉においては、2019年に海側に面する壁を有する構造物（原子炉建屋、タービン建屋、海水熱交換器建屋）を対象に、表7-1に示す通り、塩化物イオン濃度の測定を行ったほか、2015年に海水や飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物を対象に、表7-2に示す通り、塩化物イオン濃度の測定を行った。

その結果、鉄筋位置における塩化物イオン濃度は、原子炉建屋で0.0043%、タービン建屋で0.0048%、海水熱交換器建屋で0.0047%、取水構造物で気中帯0.0046%、干満帯0.0055%、海中帯0.0051%であった。

以上の結果と塩分浸透環境を考慮して、タービン建屋外壁と、取水構造物を評価対象部位とし、評価点は、タービン建屋は1階北側外壁、取水構造物は塩分浸透環境を考慮し、気中帯、干満帯及び海中帯とした。

表7-1 鉄筋位置における塩化物イオン濃度測定結果 (建物)

構造物 (箇所)	コア記号	試料 採取 位置 [mm]	塩化物イオン 量(CL)の 平均値 A[kg/m ³]	コンク リートの 密度 B[kg/m ³]	塩化物イオン濃度 [%]	
					コア別 A/B	3本 平均値
原子炉建屋 (3F西外壁)	2R-6-①	40~60	0.05	2330	0.0020	0.0027
	2R-6-②	40~60	0.09	2350	0.0040	
	2R-6-③	40~60	0.05	2340	0.0020	
原子炉建屋 (1F東外壁)	2R-7-①	40~60	0.12	2330	0.0050	0.0043
	2R-7-②	40~60	0.05	2310	0.0020	
	2R-7-③	40~60	0.14	2300	0.0060	
タービン建屋 (1F西外壁)	2T-7-①	40~60	0.09	2300	0.0040	0.0037
	2T-7-②	40~60	0.05	2330	0.0020	
	2T-7-③	40~60	0.12	2330	0.0050	
タービン建屋 (1F北外壁)	2T-8-①	40~60	0.12	2310	0.0050	0.0048
	2T-8-②	40~60	0.11	2300	0.0045	
	2T-8-③	40~60	0.12	2310	0.0050	
海水熱交換器建屋 (1F西外壁)	2Hx-2-①	40~60	0.11	2280	0.0050	0.0047
	2Hx-2-②	40~60	0.10	2240	0.0045	
	2Hx-2-③	40~60	0.11	2310	0.0045	
海水熱交換器建屋 (1F北外壁)	2Hx-3-①	40~60	0.08	2310	0.0035	0.0037
	2Hx-3-②	40~60	0.10	2290	0.0045	
	2Hx-3-③	40~60	0.07	2300	0.0030	

注) 太字 : 評価書記載値

表7-2 鉄筋位置における塩化物イオン濃度測定結果（取水構造物）

構造物 (箇所)	コア記号	試料 採取 位置 [mm]	塩化物イオン 量 (CL) の 平均値 A [kg/m ³]	コンク リートの 密度 B [kg/m ³]	塩化物イオン濃度 [%]	
					コア別 A/B	3本 平均値
取水構造物 (気中帯)	①	80~100	0.16	2295	0.0070	0.0046
	②	80~100	0.07	2308	0.0030	
	③	80~100	0.09	2327	0.0039	
取水構造物 (干満帯)	①	80~100	0.16	2280	0.0070	0.0055
	②	80~100	0.11	2282	0.0048	
	③	80~100	0.11	2284	0.0048	
取水構造物 (海中帯)	①	80~100	0.14	2275	0.0062	0.0051
	②	80~100	0.14	2302	0.0061	
	③	80~100	0.07	2363	0.0030	

注) 太字：評価書記載値

2. 取水構造物における評価点の範囲

気中帯, 干満帯及び海中帯は 1964 年 3 月から 1980 年 12 月までの柏崎港における潮位観測記録に気象偏差を考慮して設定している。

上記期間における柏崎港の朔望平均満潮位, 朔望平均干潮位は, 以下の通りである。

- ・ 朔望平均満潮位 : T. M. S. L. +0.50m
- ・ 朔望平均干潮位 : T. M. S. L. +0.05m

これに気象偏差の最大値 (0.48m 1972 年 12 月 2 日発生) を考慮して干満帯の範囲を以下の通り設定している。

- ・ 設計満潮位 = 朔望平均満潮位 + 気象偏差の最大値 = 0.50m + 0.48m = 0.98m ≒ 1.00m (T. M. S. L. +1.00m)
- ・ 設計干潮位 = 朔望平均干潮位 = 0.05m ≒ 0.00m (T. M. S. L. ±0.00m)

更に 1964 年から至近までの潮位観測記録を確認した結果を以下に示す。

- ・ 最高潮位 : T. M. S. L. +1.07m
- ・ 朔望平均満潮位 : T. M. S. L. +0.46m
- ・ 朔望平均干潮位 : T. M. S. L. -0.01m

最高潮位は設計満潮位と同程度となり, 朔望平均干潮位は設計干潮位と同程度となることから, 現状の条件設定と至近 (2018 年) まで含めた条件設定の評価結果に有意な差はないことを確認している。

柏崎における 1964 年から 2018 年までの潮位変化を図 7-1 に示す。

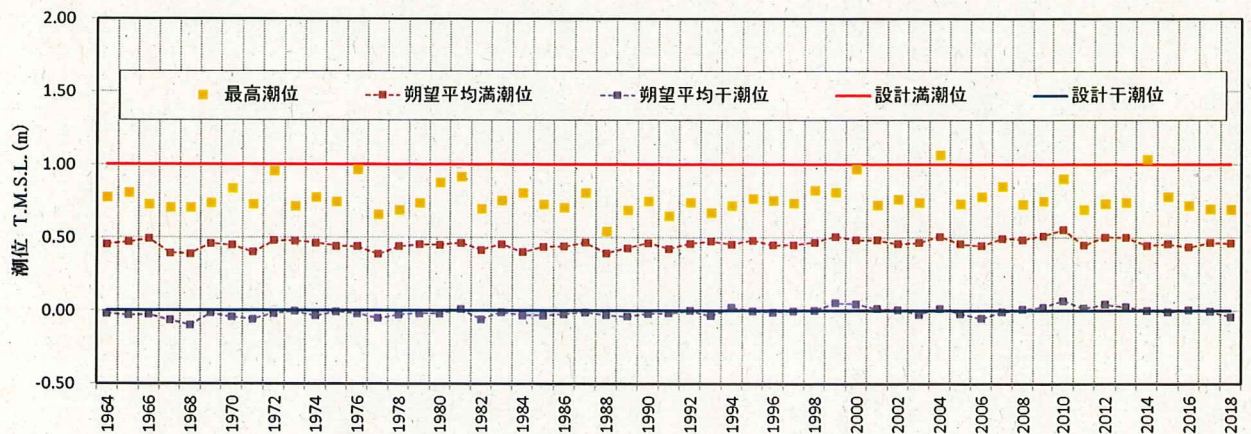


図 7-1 1964 年から 2018 年までの潮位変化

気中帯, 干満帯及び海中帯の範囲と評価点 (以下, 「コア採取位置」という。) を表 7-3 に示す。

表7-3 取水構造物における評価点の範囲とコア採取位置^{*1}

	評価点の範囲	コア採取位置
気中帯	T. M. S. L. +1.00m 以上	T. M. S. L. +2.25m
干満帯	T. M. S. L. +1.00m 未満, T. M. S. L. ±0.00m 以上	T. M. S. L. +0.95m
海中帯	T. M. S. L. ±0.00m 未満	T. M. S. L. -4.30m

*1 コア径 : 55.0mm

気中帯、干満帯及び海中帯のコア採取位置は、気中帯では設計満潮位以上、干満帯では設計満潮位未満かつ設計干潮位以上、海中帯では設計干潮位未満、の範囲内となっている。したがって、コアは適切な位置から採取しており、評価点は妥当であると判断した。

＜塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程について＞

1. 鉄筋の腐食減量の算定過程

方法、条件及びパラメータを以下に示す。

	タービン建屋	取水構造物		
	①IF北外壁	②気中帯	③干満帯	④海中帯
t_n : 供用開始からの経過年数(年)	28.3	25.1	25.1	25.1
Cl_m : 鉄筋位置における塩化物イオン量(kg/m ³) ^{*1}	0.117	0.107	0.127	0.117
C_0 : コンクリート表面の塩化物イオン量(kg/m ³) ^{*2}	0.204	18.108	20.069	7.237
D_c : コンクリート中の塩化物イオンの見かけ上の拡散係数(cm ² /年) ^{*2}	1.390	0.178	0.333	0.243
Cl_m : 鉄筋位置における塩化物イオン量(kg/m ³) (推定値) ^{*3}	0.000 ~0.144	0.000 ~0.471	0.000 ~2.080	0.000 ~0.411
c : かぶり(mm) ^{*4}	40	84	84	84
d : 鉄筋径(mm) ^{*4}	16	32	32	32
W/C : 水セメント比(%/100) ^{*5}				
T : 温度(°C) ^{*6}	13.6	13.6	13.6	17.0
RH : 相対湿度(%) ^{*7}	72	72	100	100
O : 酸素濃度(%/100) ^{*8}	0.21	0.21	0.21	0.0071
V_{I1n} : 調査時点の鉄筋の腐食減量($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	3.9	1.7	7.1	0.0
$V_{I1(40)}$: 運転開始後40年経過時点の鉄筋の腐食減量($\times 10^{-4}$ g/cm ²)	5.3	2.9	11.8	0.0
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 ²)	44.2	91.5	91.5	91.5

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

予測結果

森永式により、鉄筋の腐食減量の評価を実施するのに必要なパラメータ

推定結果

*1: 鉄筋位置における経過年数(t_n (年))の塩化物イオン量の平均値

*2: コンクリート表面からの深さと塩化物イオン量の実測値をFickの第二法則に与え、最小二乗法から C_0 と D_c を算定した

*3: 運転開始から40年経過時点までの各年の推定値

*4: ①: 竣工図より

②~④: 配筋図より、芯かぶり=100mm, 100-32/2=84mmと設定

*5: ①~④: 工事記録より

*6: ①~③: 理科年表 2019年版より, 1981~2010年の新潟平均値

④: 日本海洋データセンターHPより, 柏崎刈羽を含む北緯37°~38°, 東経138°~139°の水温の平均値(深度は10mとした)

*7: ①, ②: 理科年表 2019年版より, 1981~2010年の新潟平均値

③: 干満作用により湿った状態が継続すると考え, 海中と同じ条件とした

④: 湿润状態であることからRH100%とした

*8: 一般的な大気中及び海中の酸素濃度として設定

1.1 拡散方程式

コンクリート表面からの深さと塩化物イオン量の実測値を下式 (Fickの第二法則の解の式) に与え, 最小二乗法から表面塩化物イオン量 (C_0) と見かけの拡散係数 (D_c) を算定する。

$$Cl_{tn} = C_0 \left(1 - \operatorname{erf} \frac{0.1c}{2\sqrt{D_c \cdot t_n}} \right)$$

Cl_{tn} : 鉄筋位置における経過年数 t_n (年) の塩化物イオン量 (kg/m^3)
 C_0 : コンクリート表面における塩化物イオン量 (kg/m^3)
 D_c : コンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数 ($\text{cm}^2/\text{年}$)
 c : かぶり (mm)
 t_n : 供用開始からの経過年数 (年)
 erf : 誤差関数

1.2 森永式

(1) 腐食量の算定

経過年数 t_n 年 (1, 2, 3...) ごとに腐食速度 V_{1tn} ($\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$) を算出した結果を累加し, その経過年時点における腐食減量 (mg/cm^2) を求める。

$$V_{1tn} = V_{11tn} \times \frac{V_{12tn}}{V_{12tn}'}$$

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

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

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

V_{1tn} : 経過年数 t_n 年における腐食速度 ($\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$)

V_{11tn} : 温度 15°C , 湿度 69% , 酸素濃度 20% における腐食速度 ($\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$)

V_{12tn} : ペーストコーティング鉄筋の腐食速度 ($\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$)

V_{12tn}' : 温度 15°C , 湿度 69% , 酸素濃度 20% におけるペーストコーティング鉄筋の腐食速度 ($\text{mg}/\text{cm}^2/\text{年}$)

d : 鉄筋径 (mm)

c : かぶり (mm)

Cl_{tn} : 経過年数 t_n 年における鉄筋位置の塩化物イオン量 (kg/m^3)

W/C : 水セメント比 ($\%/100$)

T : 温度 ($^\circ\text{C}$)

H : 湿度に関する項 [$H = (RH - 45) / 100$]

RH : 相対湿度 ($\%$)

O : 酸素濃度 ($\%/100$)

(2) ひび割れ発生の限界腐食量の算定方法

(1) の 1 年ごとの腐食速度の累積値が下式による限界腐食量を越える経過年数を, 鉄筋腐食によるひび割れが発生する時点として評価を行う。

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

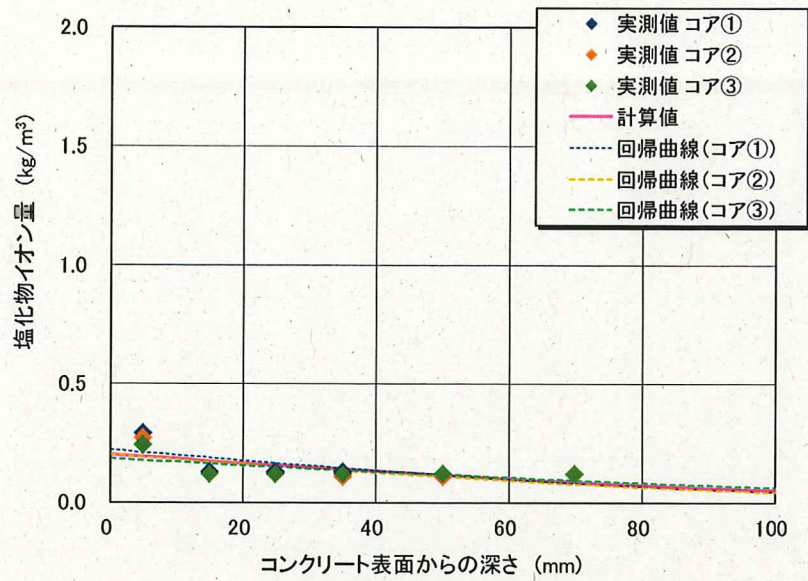
Q_{cr} : ひび割れ発生時の腐食量 (mg/cm^2)

c : かぶり (mm)

d : 鉄筋径 (mm)

2. 拡散方程式の回帰分析結果

(1) タービン建屋



注記)

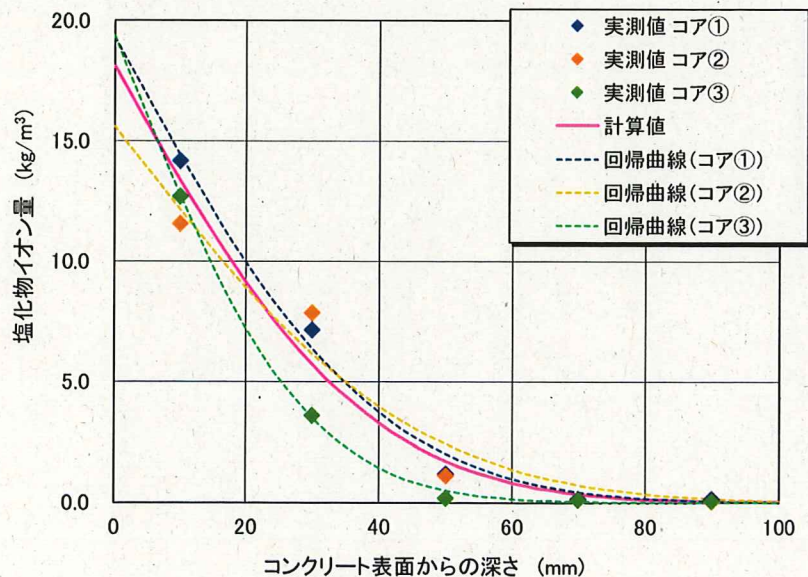
$C_0 = 0.204 \text{ (kg/m}^3\text{)}$

$D_c = 1.390 \text{ (cm}^2\text{/年)}$ を用いると、図中「計算値」の分布となる。

上記の値は、個々のコアの回帰曲線（図中の破線）で得られた C_0 、 D_c の3個の値の平均とした。

(2) 取水構造物

(気中帯)



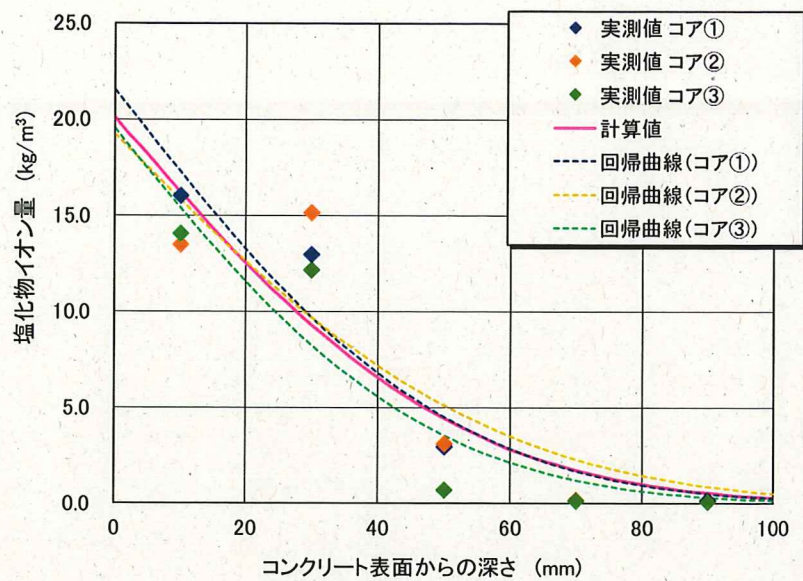
注記)

$C_0 = 18.108 \text{ (kg/m}^3\text{)}$

$D_c = 0.178 \text{ (cm}^2\text{/年)}$ を用いると、図中「計算値」の分布となる。

上記の値は、個々のコアの回帰曲線（図中の破線）で得られた C_0 、 D_c の3個の値の平均とした。

(干満帯)



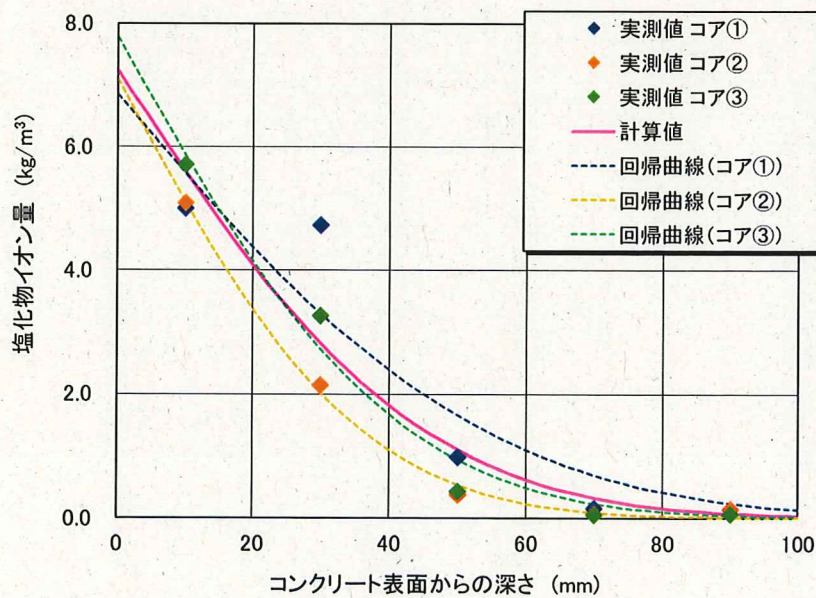
注記)

$C_0 = 20.069 \text{ (kg/m}^3\text{)}$

$D_c = 0.333 \text{ (cm}^2\text{/年)}$ を用いると, 図中「計算値」の分布となる。

上記の値は, 個々のコアの回帰曲線 (図中の破線) で得られた C_0 , D_c の3個の値の平均とした。

(海中帯)



注記)

$C_0 = 7.237 \text{ (kg/m}^3\text{)}$

$D_c = 0.243 \text{ (cm}^2\text{/年)}$ を用いると, 図中「計算値」の分布となる。

上記の値は, 個々のコアの回帰曲線 (図中の破線) で得られた C_0 , D_c の3個の値の平均とした。

3. 調査時点、運転開始後40年時点及びかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の前後5年の鉄筋の腐食減量

(1) タービン建屋		(2) 取水構造物					
		① 気中帯		② 干満帯		③ 海中帯	
経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)	経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)	経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)	経過年数 (年)	ΣV_{1tn} ($\times 10^{-4}g/cm^2$)
24	3.2	21	1.4	21	6.0	21	0.0
25	3.3	22	1.5	22	6.2	22	0.0
26	3.5	23	1.6	23	6.5	23	0.0
27	3.6	24	1.6	24	6.8	24	0.0
28	3.7	25	1.7	25	7.0	25	0.0
28.3	3.9	25.1	1.7	25.1	7.1	25.1	0.0
29	3.9	26	1.8	26	7.3	26	0.0
30	4.0	27	1.9	27	7.6	27	0.0
31	4.1	28	1.9	28	7.9	28	0.0
32	4.3	29	2.0	29	8.2	29	0.0
33	4.4	30	2.1	30	8.5	30	0.0
35	4.7	35	2.5	35	10.0	35	0.0
36	4.8	36	2.6	36	10.4	36	0.0
37	4.9	37	2.6	37	10.7	37	0.0
38	5.1	38	2.7	38	11.1	38	0.0
39	5.2	39	2.8	39	11.4	39	0.0
40	5.3	40	2.9	40	11.8	40	0.0
41	5.4	41	3.0	41	12.1	41	0.0
42	5.6	42	3.1	42	12.5	42	0.0
43	5.7	43	3.2	43	12.9	43	0.0
44	5.8	44	3.3	44	13.3	44	0.0
45	6.0	45	3.4	45	13.7	45	0.0
323	43.5	311	89.2	156	88.0	757	90.7
324	43.7	312	89.7	157	88.8	758	90.9
325	43.8	313	90.1	158	89.7	759	91.0
326	43.9	314	90.6	159	90.6	760	91.2
327	44.1	315	91.1	160	91.4	761	91.4
328	44.2	316	91.5	161	92.3	762	91.5
329	44.4	317	92.0	162	93.2	763	91.7
330	44.5	318	92.5	163	94.1	764	91.9
331	44.6	319	93.0	164	95.0	765	92.1
332	44.8	320	93.4	165	95.8	766	92.2
333	44.9	321	93.9	166	96.7	767	92.4

＜機械振動の評価対象部位及び評価点の抽出過程について＞

1. 冷温停止状態の維持に必要な評価対象機器の抽出について

柏崎刈羽2号炉（以下、「KK2」という）の冷温停止状態の維持に必要な機器の原動機出力及び重量を機械振動の大きさとして抽出した。主要な機器の原動機出力及び重量を表9-1に示す。

表9-1 冷温停止が維持されることを前提とした場合の主要な機器の原動機出力と重量

評価書	機器名称	出力 (kW)	重量 (kg)	備考
ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	440	8,150	
	残留熱除去系ポンプ	750	41,855	出力, 重量の第3位
	原子炉補機冷却海水ポンプ	250	22,140	
	原子炉冷却浄化系ポンプ	90	6,100	
	ほう酸水注入系ポンプ	37	3,300	
ポンプモータ	原子炉補機冷却水ポンプモータ	440	2,400	
	原子炉補機冷却海水ポンプモータ	250	4,100	
空調設備	中央制御室送風機	75	2,750	
	中央制御室排風機	22	295	
機械設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	3,600	60,300	出力, 重量の第2位
電源設備	非常用ディーゼル発電設備 (A, B系)	6,600	105,100	出力, 重量の第1位

その結果、冷温停止状態の維持に必要な主要機器のうち、出力及び重量が最も大きい機器は、非常用ディーゼル発電設備となった。

2. 機械振動の評価対象部位及び評価点の抽出について

従来の機械振動の評価対象部位は、表 9-2 に示すとおり、常時振動を受ける対象構造物のうち、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であった。

ただし、タービン発電機は冷温停止状態において劣化の進展に影響を及ぼす機器ではないことから、機械振動による強度低下の評価対象部位は、冷温停止状態において支持する機器の機械振動が大きく、且つ、建屋のコンクリート躯体から独立している非常用ディーゼル発電設備基礎とした。

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

表 9-2 タービン発電機と非常用ディーゼル発電設備との比較

(a) 原動機出力と重量

機器名称	出力 (kW)	重量 (kg)	備考
タービン発電機	1, 100, 000	1, 250, 200	高圧タービン, 低圧タービンの総重量
非常用ディーゼル発電設備	6, 600	105, 100	1 系統の重量

(b) 運転時間

機器名称	運転時間 (h)	備考
タービン発電機	約 111, 060	運転開始以降の発電時間を運転時間として算出
非常用ディーゼル発電設備	A 系 : 約 471 B 系 : 約 469	運転開始～2019 年 2 月末時点の運転時間

(c) 振動測定結果

機器名称	変位最大値 ($\mu\text{m P-P}$) *	加速度最大値 (G)	備考
タービン発電機	29. 17	0. 285	福島第二 1 号炉 (運転時) での測定結果
非常用ディーゼル発電設備	A 系 : 11. 26 B 系 : 23. 59	A 系 : 0. 090 B 系 : 0. 117	KK2 (定例試験時) での測定結果

* : P-P は、peak to peak (正負最大振幅の差) を表す。

3. 回転機器における振動監視方法と頻度

機械振動により、機器定着部の支持力が失われるような場合、機器に異常振動が発生するものと考えられるが、連続運転中の回転機器については、運転員による1回/日のパトロールの他に、表9-3に示す方法で振動の監視を行っている。非常用ディーゼル発電設備については、定例試験の際に異常振動が無いことを確認している。

また、定期的実施している「建築設備点検業務(2018年度)」による目視点検の結果、補修を要するひび割れは確認されていない。過去の目視点検においても補修を要するひび割れは確認されていないことから、補修計画及び補修実績はない。

なお、非常用ディーゼル発電設備基礎の基礎ボルト周辺のコンクリートにおいて反発度法による非破壊試験を行った結果、平均推定圧縮強度は、コンクリート躯体の設計基準強度を十分上回っていることを確認している。

表9-3 回転機器における振動監視方法と頻度

機器	振動監視方法	頻度
冷温停止状態で連続運転している回転機器	ポータブル振動計により、軸受近傍部を定期的に測定	1回/1~3ヶ月 (必要に応じ周期短縮)

＜熱による遮へい能力低下の評価に用いた温度分布解析について＞

熱による遮へい能力低下の評価点における温度分布解析については、柏崎刈羽2号炉工事計画認可申請書 添付書類 IV-4-1「生体しゃへい装置の放射線のしゃへい及び熱除去についての計算書」による。

ガンマ線遮へいコンクリートの炉心領域部におけるガンマ線による熱発生は、SPAN コードを用いて、遮へいコンクリートに吸収されたガンマ線エネルギーが全て熱に変換されるとして計算を行っている。

原子炉しゃへい壁及び一次しゃへい壁中におけるガンマ線束と発熱量分布を図 10-1、原子炉しゃへい壁及び一次しゃへい壁中の温度分布を図 10-2 に示す。

全ガンマ線束による発熱を考慮して温度分析解析を行った結果、ガンマ線遮へいコンクリートの炉心領域部の最高温度は 60.5℃となり、「コンクリート遮へい体設計基準」(R. G. Jaeger et. al 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL. 2」) によるコンクリートの温度制限値(中性子遮へい 88℃, ガンマ線遮へい 177℃)を下回った。

放射線量の日常監視については、建屋内に設置された放射線監視装置(エリア放射線モニタ)から伝送される計測値を中央操作室において連続監視すると共に、毎日の計測値を記録に取り纏め、傾向監視を実施している。

その結果、日常的に監視している放射線量について、異常な兆候は確認されていない。

なお、通常時におけるエリアモニタの警報設定値と傾向監視によるアクションレベルについて、表 10-1 及び表 10-2 に示す。

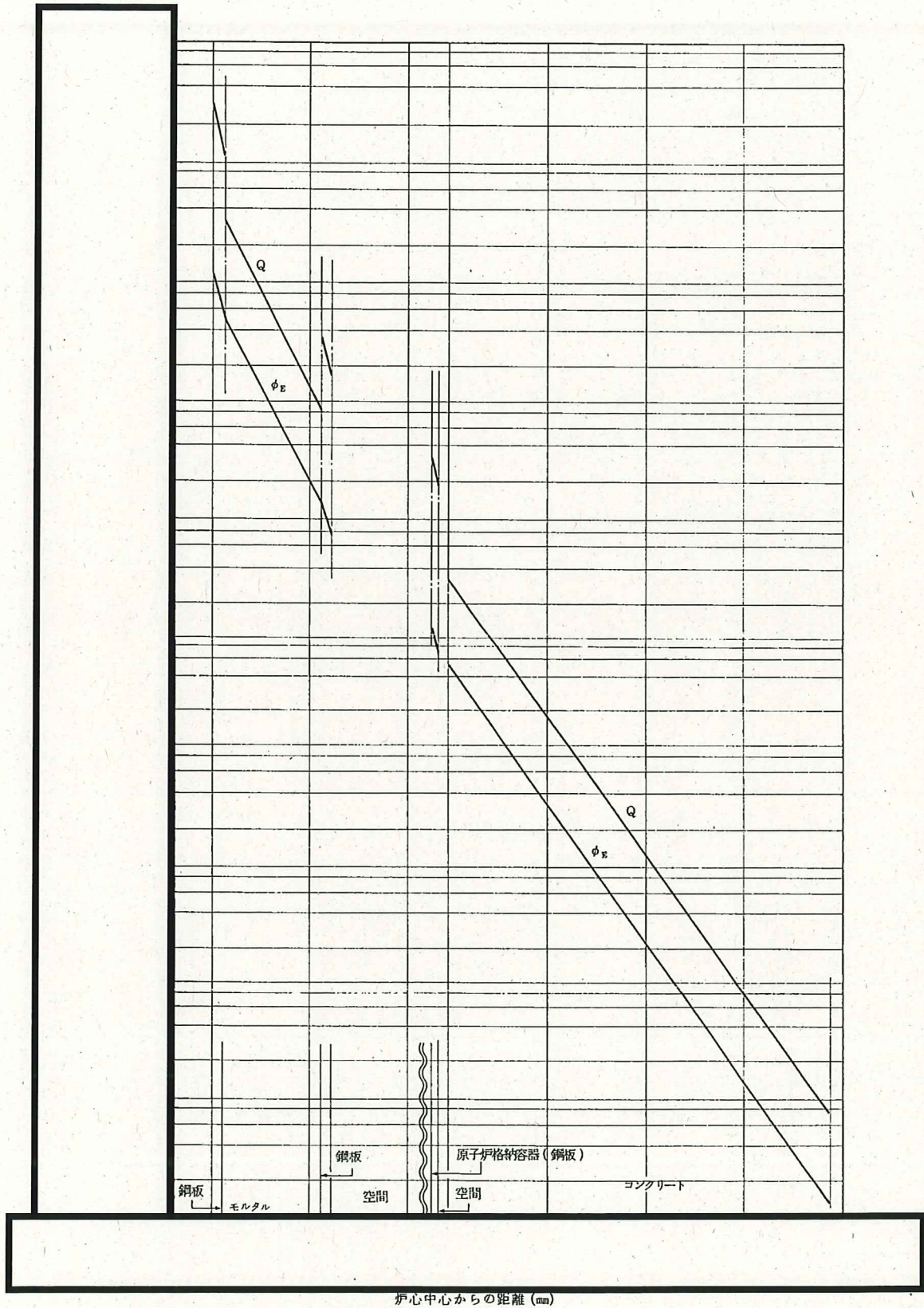


図 10-1 原子炉しゃへい壁及び一次しゃへい壁中におけるガンマ線束と発熱量分布

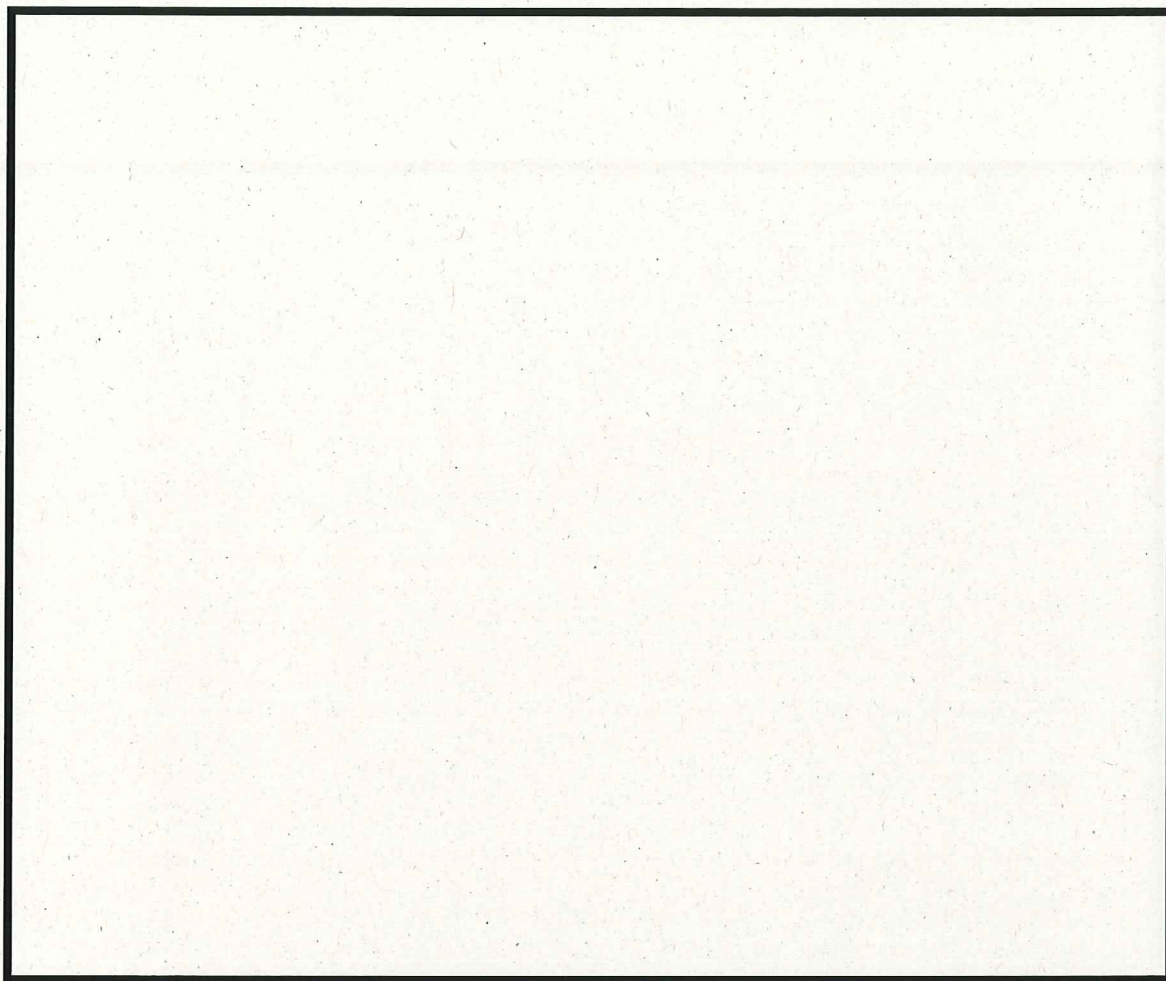


図 10-2 原子炉しゃへい壁及び一次しゃへい壁中の温度分布

表 10-1 エリア放射線モニタ警報設定値

単位： mSv/h

測定場所	警報設定値
非管理区域	0.001
通路	0.02
制御盤エリア	0.02
作業エリア	0.05 又は過去最大値の3倍
タービンオペフロ	0.05
事故時監視用	5
TIP 装置室	1

表 10-2 アクションレベル

測定項目	アクションレベル
管理区域内の 外部放射線量当量率	前回又は今回測定値が線量当量率 0.01mSv/h 以上かつ前回測定値比較若しくは過去 3 日間 比較で 0.7 倍以下の下降及び 1.5 倍以上の上 昇