

泊発電所 1 号炉審査資料	
資料番号	HTN1-PLM30(冷停)-コン 改 1
提出年月日	平成 31 年 1 月 25 日

泊発電所 1 号炉 高経年化技術評価
(コンクリート構造物及び鉄骨構造物)

補足説明資料

平成 31 年 1 月 25 日
北海道電力株式会社

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1. 概要	1
2. 基本方針	3
3. 評価対象と評価手法	5
3.1 代表構造物の選定	5
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	9
3.3 劣化要因ごとの評価対象部位の選定結果	12
3.4 評価手法	12
4. 代表構造物の技術評価	14
4.1 コンクリート構造物の強度低下	14
4.2 コンクリート構造物の遮へい能力低下	23
4.3 現状保全	24
4.4 総合評価	24
4.5 高経年化への対応	24
5. 代表構造物以外の技術評価	24
6. まとめ	25
6.1 審査ガイド適合性	25
6.2 保守管理に関する方針として策定する事項	26
別紙1 保守管理要則における目視点検の項目、方法及び判定基準について	1-1
別紙2 温度分布解析の方法、条件及び結果について	2-1
別紙3 空気環境の測定方法及び位置について	3-1
別紙4 中性化深さの推定値の算出過程について	4-1
別紙5 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算出過程について	5-1
別紙6 機械振動の評価対象及び評価点の抽出過程について	6-1

4. 代表構造物の技術評価

4.1 コンクリート構造物の強度低下

4.1.1 熱による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、運転時に最も高温状態となる内部コンクリート（1次しゃへい壁）とした。

評価点は、ガンマ発熱の影響の最も大きい炉心領域部及び原子炉容器支持構造物（以下、「RVサポート」という。）からの伝熱の影響の最も大きいRVサポート直下部とした。内部コンクリート（1次しゃへい壁）の概要を図1に示す。

評価については、コンクリートの温度制限値と温度分布解析の結果を比較した。**温度分布解析の方法、条件及び結果を別紙2に示す。**

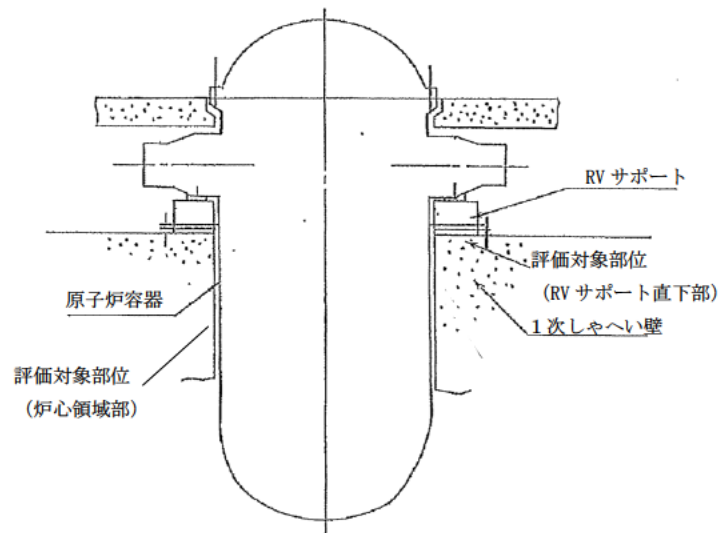


図1 内部コンクリート（1次しゃへい壁）の概要

(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、温度分布解析の結果、コンクリート内の最高温度は炉心領域部で約62℃、断続的運転を前提とした場合におけるRVサポート直下部で約53℃であり、いずれの部位においても、コンクリートの最高温度は温度制限値を下回っている。

以上から、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。

1) 日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説」（1988）

4.1.2 放射線による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、中性子照射量及びガンマ線照射量の最も大きい内部コンクリート（1次しゃへい壁）とした。

評価点は、中性子照射量及びガンマ線照射量が最大となる1次しゃへい壁炉心側コンクリートとした。

評価については、評価点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。

(2) 評価結果

中性子照射と強度の関係に関する Hilsdorf ほかの文献²⁾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）によると、少なくとも $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 程度の中性子照射量では有意な強度低下は見られない（図2参照）。

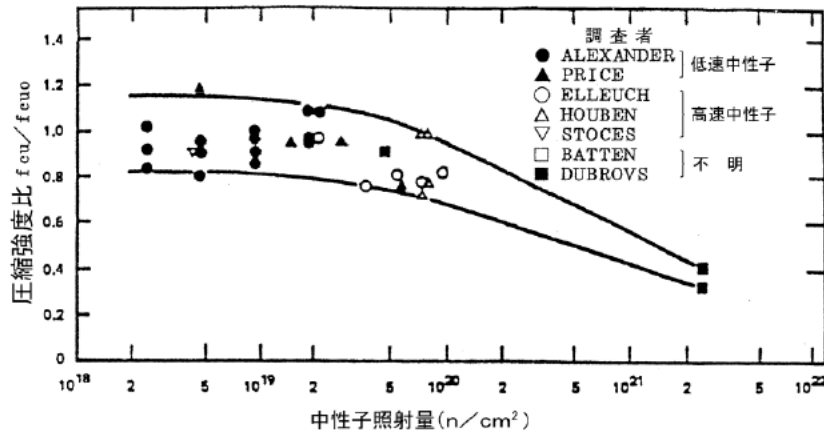
断続的運転を前提とした場合における運転開始後60年時点で予想される中性子照射量 ($E > 0.11 \text{MeV}$) は、放射線照射量解析の結果、評価点において約 $4.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ であり、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある放射線照射量ではないことを確認した。

一方、ガンマ線照射量と強度の関係についても Hilsdorf ほかによる文献や、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）」によると、少なくとも $2 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2 \times 10^{10} \text{rad}$) 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（図3参照）。

断続的運転を前提とした場合における運転開始後60年時点で予想されるガンマ線照射量は、放射線照射量解析の結果、評価点において、最大約 $2.5 \times 10^8 \text{Gy}$ (約 $2.5 \times 10^{10} \text{rad}$) となるが、照射量が $2 \times 10^{10} \text{rad}$ を超えるコンクリートの範囲は深さ方向に最大でも10cm程度であり、1次しゃへい壁の厚さ(最小壁厚279cm)に比べて小さいことから、構造強度上問題とはならない。

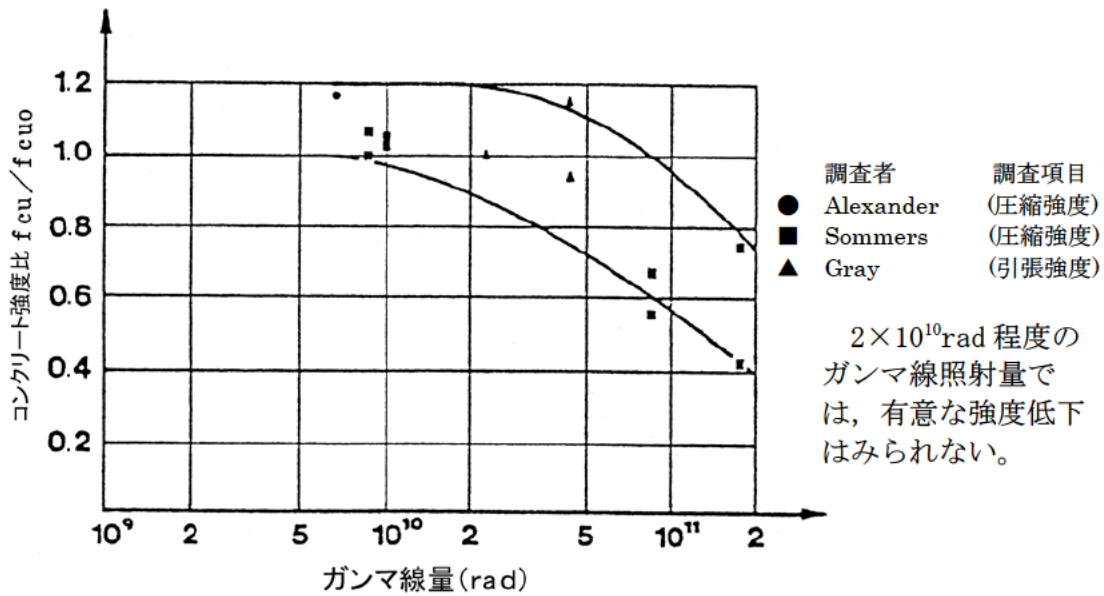
以上から、放射線照射による強度低下に対しては、長期健全性評価上問題とならない。

- 2) Hilsdorf, Kropp, and Koch, 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」 American Concrete Institute Publication, SP 55-10. (1978)



$1 \times 10^{20} n/cm^2$ 程度
 の中性子照射量で
 は、有意な強度低下
 はみられない。

図2 中性子照射したコンクリートの圧縮強度 (fcu) と
 照射しないコンクリートの圧縮強度 (fcu0) の変化²⁾



$2 \times 10^{10} rad$ 程度
 のガンマ線照射量で
 は、有意な強度低下
 はみられない。

図3 ガンマ線照射したコンクリートの圧縮強度 (fcu) と
 照射しないコンクリートの圧縮強度 (fcu0) の変化²⁾

4.1.3 中性化による強度低下

(1) 評価の概要

中性化の進展度合いは、環境条件（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）の影響を受けるため、空気環境測定を実施した。空気環境の測定方法及び位置を別紙 3 に示す。

鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では、鉄筋のかぶり厚さから 2cm 奥まで達したときとされている（日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」（2016））ことから、評価対象部位は、屋外、屋内について各々選定することとし、塗装等のコンクリート表面仕上げ、環境条件（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）を考慮して選定した。

対象構造物のうち、仕上げがない箇所がある構造物を選定し、設置環境が屋外の構造物と屋内の構造物に分類する。屋外については、対象となる構造物が取水構造物のみであることから、取水構造物を評価対象として選定した。屋内については、対象構造物のうち環境条件の中性化に及ぼす影響が比較的大きい内部コンクリートを選定した。なお、中性化に及ぼす影響については、森永式³⁾における環境条件（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）による影響度を算出した。算出結果を表 12 に示す。

評価点は、屋外については取水構造物のうち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構造物の壁面（気中帯）とした。屋内については内部コンクリートのうち環境条件の中性化に及ぼす影響が大きい EL. 13.8m を選定した。

- 3) 森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究」東京大学学位論文（1986）

表 12 森永式に基づく環境条件による影響度

代表構造物		二酸化炭素濃度 (ppm)	温度 (°C)	相対湿度 (%)	環境条件による影響度*
外部しゃへい建屋		513.7	23.3	33.5	0.1352
内部コンクリート	EL. 13.8m	462.8	28.4	25.4	0.1524
	EL. 24.8m	430.5	25.0	30.2	0.1325
原子炉格納施設の基礎		475.2	24.2	34.1	0.1310
周辺補機棟及び燃料取扱棟	EL. 10.3m	483.6	22.4	35.6	0.1257
	EL. 18.3m	496.6	23.0	33.8	0.1318
	EL. 24.8m	479.9	25.7	27.7	0.1455
	EL. 31.3m	493.3	20.5	38.3	0.1183
原子炉補助建屋	EL. 3.3m	522.9	20.8	40.5	0.1186
	EL. 9.8m	514.4	22.6	36.7	0.1282
	EL. 17.3m	509.5	23.6	40.3	0.1237
	EL. 24.8m	484.4	22.5	37.1	0.1236
燃料取替用水タンク建屋		488.3	17.7	45.9	0.0988
放射性廃棄物処理建屋	EL. 17.3m	473.3	23.2	35.6	0.1261
	EL. 24.8m	525.6	26.6	30.4	0.1496

*：森永式における環境条件による係数（下記赤線部）から算出

$$x = \sqrt{\frac{C}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot \underline{(1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T)} \cdot (4.6 \cdot w/c / 100 - 1.76) \cdot \sqrt{t} \quad (w/c \leq 60)$$

x ：中性化深さ (mm)

C ：二酸化炭素濃度 (%)

R ：中性化比率

RH ：相対湿度 (%)

T ：温度 (°C)

w/c ：水セメント比 (%)

t ：材齢 (日)

(2) 評価手順

評価については、以下の手順にて実施した。中性化深さの推定値の算出過程を別紙4に示す。

① 中性化深さの推定

中性化深さの推定式（岸谷式⁴⁾、森永式³⁾及び中性化深さの実測値に基づく√t式⁵⁾により、運転開始後60年時点の中性化深さの推定値を算出する。

② 最大中性化深さの推定値の抽出

中性化深さの推定式により得られる中性化深さのうち、最大値となる中性化深さを抽出する。

③ 鉄筋が腐食し始める時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、屋外はかぶり厚さの値、屋内はかぶり厚さに2cmを加えた値をそれぞれ算出する。

④ 運転開始後60年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する。

(3) 評価結果

運転開始後60年時点における中性化深さの推定値は表13に示すとおり、いずれの評価点においても鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っている。

また、定期的に見視点検を実施しているが、中性化による鉄筋腐食に起因する有害なひび割れ等は認められていない。

以上から、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 コンクリートの中性化深さ

	中性化深さ (cm)			鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ (cm)
	測定値 (調査時点の 運転開始後経 過年)	推定値 ^{*1}		
		調査時点 ^{*2} (推定式)	運転開始後 60年時点 (推定式)	
内部コンクリート	0.08 (27年)	1.23 (森永式)	1.83 (森永式)	5
取水構造物 (気中帯)	1.15 (27年)	1.36 (岸谷式)	2.02 (岸谷式)	8.4

*1：岸谷式⁴⁾、森永式³⁾及び実測値に基づく√t式⁵⁾による評価結果のうち最大値を記載

*2：運転開始後27年時点

4) 日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説」(1991)

5) 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」(2013)

4.1.4 塩分浸透による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、代表構造物のうち、飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下であり、塗装等の仕上げが施されていない部位がある取水構造物を選定した。取水構造物の塩分浸透の測定結果を表 14 に示す。

評価点は、対象構造物（取水構造物）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 4 に示すとおり、環境条件が異なる取水構造物の気中帯、干満帯及び海中帯をそれぞれ評価点として選定した。

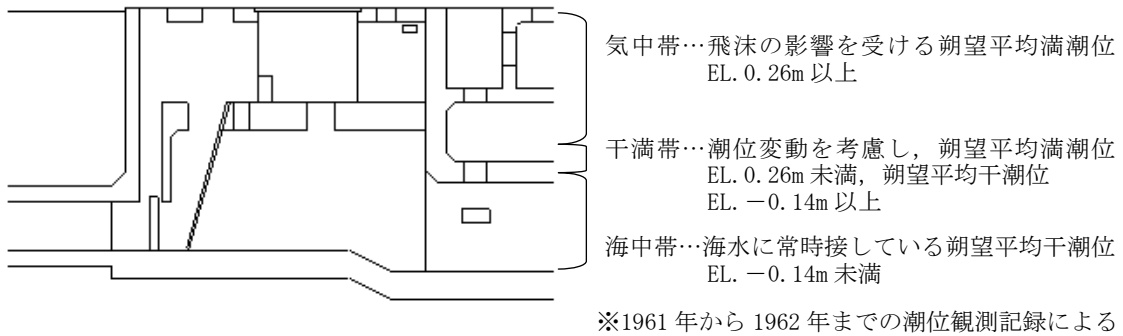


図 4 取水構造物の概要

表 14 塩分浸透の測定結果

対象の コンクリート 構造物	表面から の深さ (mm)	塩化物イオン量 (kg/m ³)		
		気中帯	干満帯	海中帯
取水構造物	0~20	0.213	0.214	0.451
	20~40	0.190	0.119	0.190
	40~60	0.142	0.111	0.127
	60~80	0.134	0.111	0.095
	80~100	0.134	0.111	0.111
コア採取日		2016年12月14日	2016年12月15日	2016年12月14日

(2) 評価手順

評価については、以下の手順にて実施した。鉄筋の腐食減量の算出過程を別紙 5 に示す。

① 運転開始後 60 年時点における鉄筋の腐食減量の算出

拡散方程式により塩化物イオン濃度の測定結果をもとに、運転開始後経過年ごと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する。

鉄筋位置における塩化物イオン量を用いて、森永式³⁾により運転開始後経過年数ごとの鉄筋の腐食減量を算出する。

② かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋の腐食減量の算出

鉄筋径及びかぶり厚さを用いて、森永式³⁾により、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋の腐食減量を算出する。

③ 運転開始後 60 年時点における鉄筋の腐食減量の評価

①が②よりも小さいことを確認する。

(3) 評価結果

運転開始後 60 年時点における鉄筋の腐食減量の推定値は表 15 に示すとおり、いずれの評価点においても、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を下回っている。

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

以上から、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 鉄筋の腐食減量

	調査時期 (運転開始後 経過年数)	鉄筋位置での塩化物イオン濃度 (%) (塩化物イオン量 (kg/m ³))	鉄筋の腐食減量 (×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
取水構造物 (気中帯)	2016 年 (27 年)	0.01 (0.14)	1.8	4.1	91.5
取水構造物 (干満帯)	2016 年 (27 年)	0.01 (0.12)	0.0	0.0	91.5
取水構造物 (海中帯)	2016 年 (27 年)	0.01 (0.12)	0.0	0.0	91.5

4.1.5 機械振動による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、振動の影響を受ける周辺補機棟及び燃料取扱棟（ディーゼル発電機基礎）とした。

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。機械振動の評価対象部位及び評価点の選定過程を別紙6に示す。

(2) 評価結果

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、機械の異常振動や定着部周辺コンクリート表面に有害なひび割れが発生すると考えられる。

ディーゼル発電機基礎については、定期的（1回/年）に保守管理要則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、定期試験等を行っており、異常の兆候は検知可能である。

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

別紙

別紙 1 保守管理要則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 温度分布解析の方法，条件及び結果について

別紙 3 空気環境の測定方法及び位置について

別紙 4 中性化深さの推定値の算出過程について

別紙 5 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算出過程について

別紙 6 機械振動の評価対象及び評価点の抽出過程について

＜温度分布解析の方法，条件及び結果について＞

炉心領域部及び原子炉容器支持構造物（以下，「RV サポート」という。）直下部の温度分布解析の方法，条件及び結果を以下に示す。

1. 炉心領域部の温度分布解析

1.1 算出方法

炉心領域部のガンマ発熱による温度分布は，1次しゃへい壁内のガンマ発熱量分布を1次元輸送計算コード ANISN により算出し，熱伝導方程式を解いて1次しゃへいコンクリート内の温度分布を算出している。

1.2 入力条件

ANISN 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，入力パラメータを図 2-1 に示す。

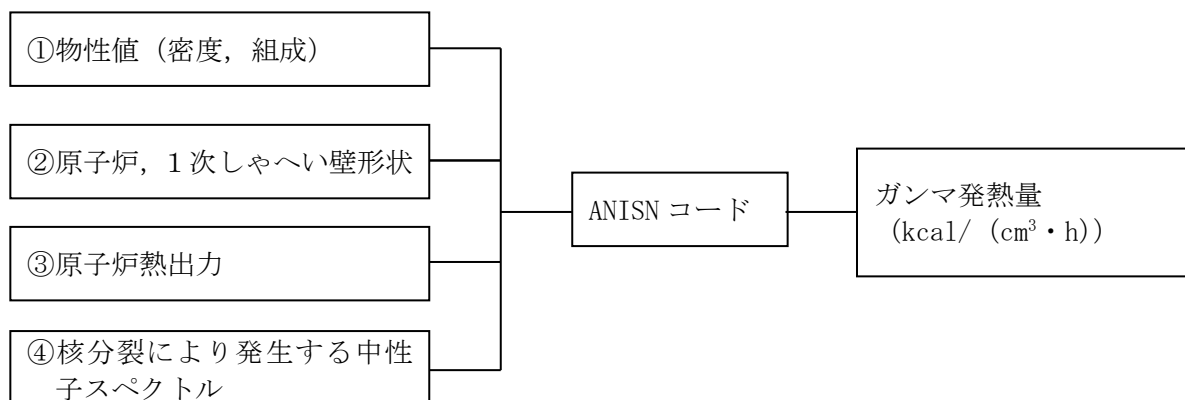


図 2-1 入力パラメータ

また，炉心，炉心構造物，原子炉容器及び1次しゃへいコンクリートを1次元円筒形状でモデル化した計算形状図を図 2-2 に示す。

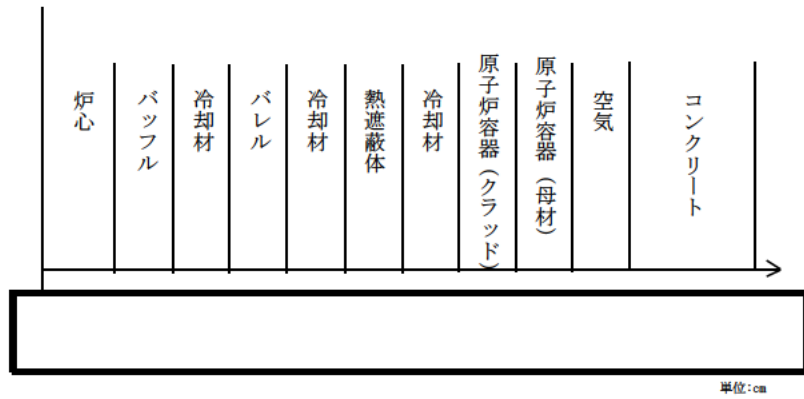


図 2-2 炉心，炉心構造物，原子炉容器及び1次しゃへいコンクリートの計算形状図

1.3 評価結果

1次しゃへい壁内のガンマ発熱量分布を基に，円筒形状に対する熱伝導方程式を解いて温度分布を算出した結果，1次しゃへいコンクリート内での最高温度は，1次しゃへいコンクリート内面から約47cmの位置に現れ，約62℃である。

1次しゃへいコンクリート内温度分布を図2-3に示す。

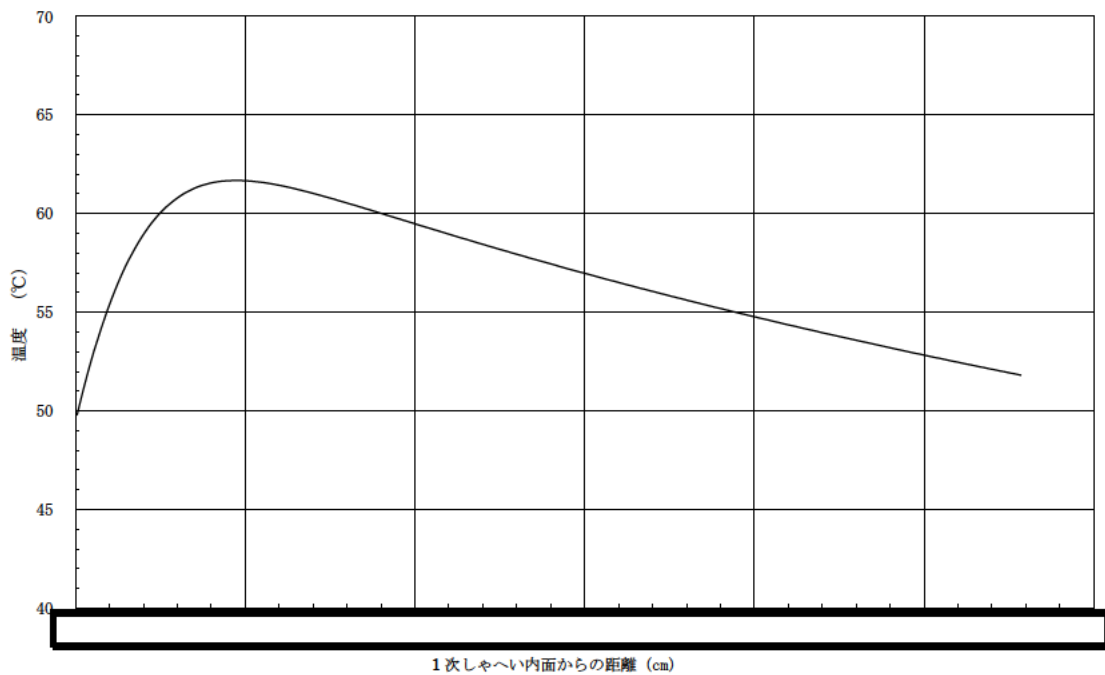


図 2-3 1次しゃへいコンクリート内温度分布

2. RV サポート直下部の温度分布解析

2.1 算出方法

RV サポート直下部の温度分布は対象範囲を3次元ソリッド要素でモデル化し、熱流動解析より算出している。熱流動解析では冷却空気の流れから、熱伝達面に沿った流速分布、冷却空気温度を解析で求めることにより各部材温度を算出している。解析コードは、ANSYS を使用している。

2.2 評価モデル

評価モデルの対象範囲は温度条件の厳しいRV出口ノズル部周りとし、以下の要素から構成している。評価対象範囲と評価モデル（全体）を図2-4及び図2-5に示す。

- RV
- 1次冷却材管（ホットレグ）
- 保温材
- RV サポート
- 配管貫通部
- 1次しゃへいコンクリート（ライニング含む）

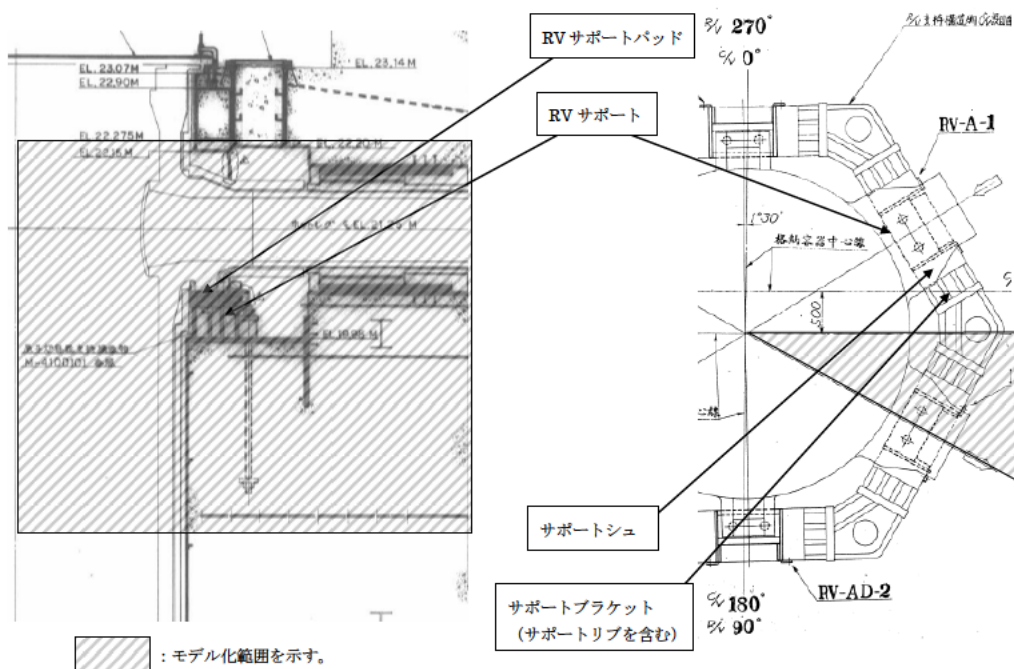


図2-4 評価対象範囲

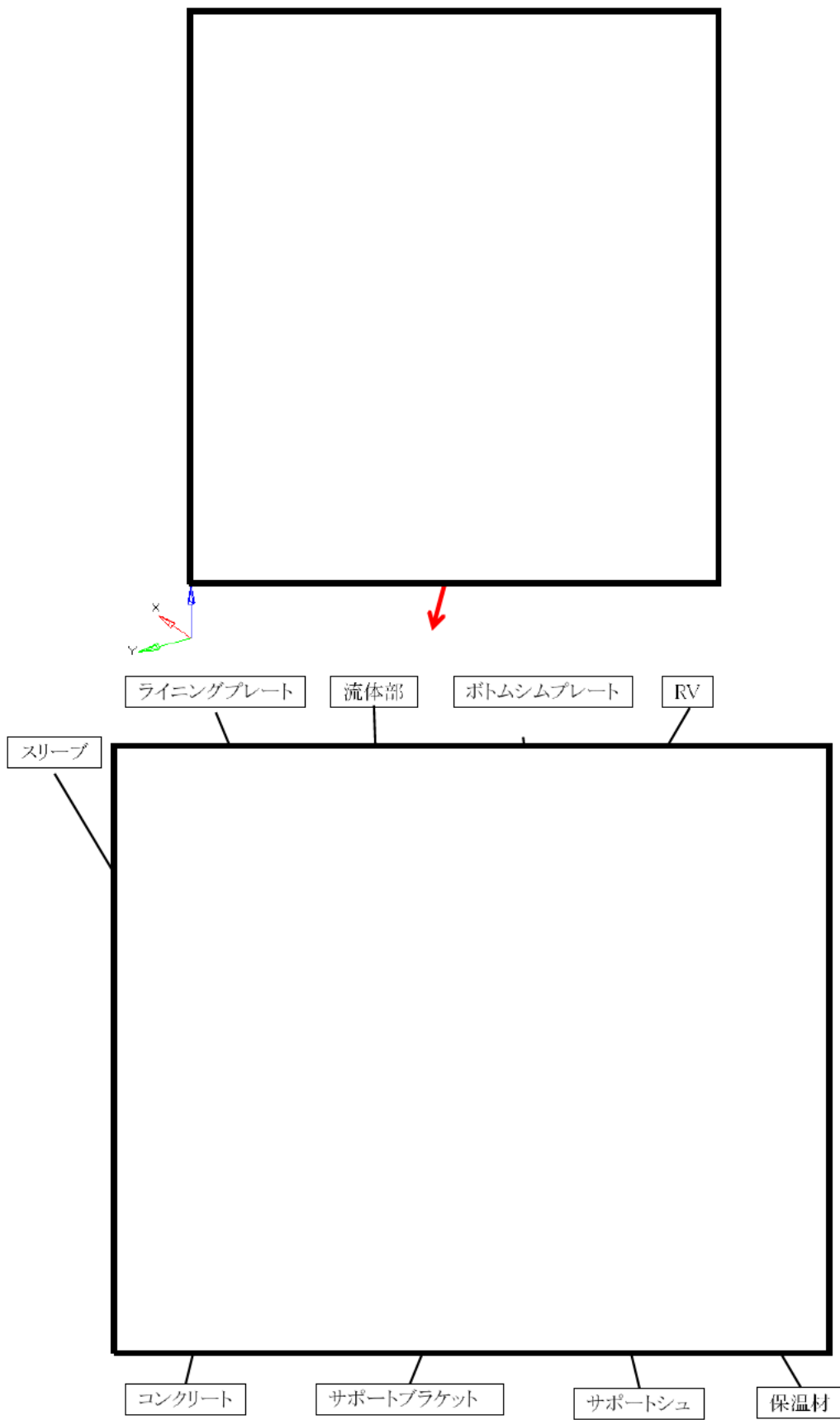


図 2-5 評価モデル (全体)
2-4

2.3 入力条件

- 1次冷却材温度 (RV 内部) $T_C : 288.1^\circ\text{C}$
- 1次冷却材温度 (RV 出口管台及び1次冷却材管内面) $T_H : 322.7^\circ\text{C}$
- RV 冷却ファン出口流量 $\square \text{ m}^3/\text{min}$, 冷却空気温度 $\square \text{ }^\circ\text{C}$
- ガンマ発熱 : 図 2-6 を考慮
- 主な材料物性値 : 表 2-1 参照

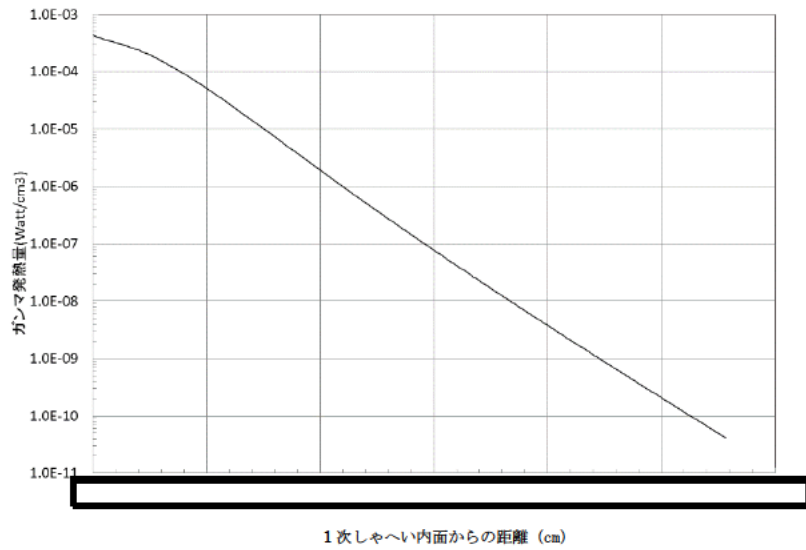


図 2-6 1次しゃへいコンクリート (炉心中心高さ) のガンマ発熱量分布

表 2-1 主な材料物性値

部位		材質	熱伝導率 (W/(m・K)) ※
空気		—	0.02572 (20℃) 0.03145 (100℃) 0.03803 (200℃) 0.04708 (350℃)
RV	上部胴, 冷却材出口管台	SFVQ 1A	51.2 (300K) 46.1 (500K) 36.9 (800K)
	下部胴	SFVQ 1A	
1次冷却材管	ホットレグ	SCS14A	24.3 (300K)
RV サポート	シムプレート	AISI A10 (工具鋼相当)	45.1 (300K) 39.2 (600K) 29.9 (1000K)
	サポートシュ	SFVQ 1A	51.2 (300K) 46.1 (500K) 36.9 (800K)
	ベースプレート, サポートブラケット	SM50B (SM490B)	51.6 (300K) 47.8 (500K) 38.2 (800K)
	止め金具	SNC631 (ニッケルクロム鋼相当)	17.4 (300K)
外周プレート, スリーブ, リングフレーム支柱		SM50B (SM490B)	51.6 (300K) 47.8 (500K) 38.2 (800K)
パッフルプレート, パッフルビーム, ライニング, リングフレーム		SS41 (SS400)	51.6 (300K) 47.8 (500K) 38.2 (800K)
コンクリート, グラウト		珪岩質骨材コンクリート相当	1.5 (300K) 1.1 (600K)
保温材	RV 保温材	—	
	1次冷却材管保温材	—	

※出典：伝熱工学資料 改訂第5版 日本機械学会（保温材は保温材スペック）

熱伝導率は記載の値（記載の値は一例）を定義し，その間の温度では線形補間した値を設定している。

2.4 評価結果

温度分布解析の結果、RV サポート直下部における最高温度は約 53℃である。
RV サポート直下部の温度分布を図 2-7 に示す。

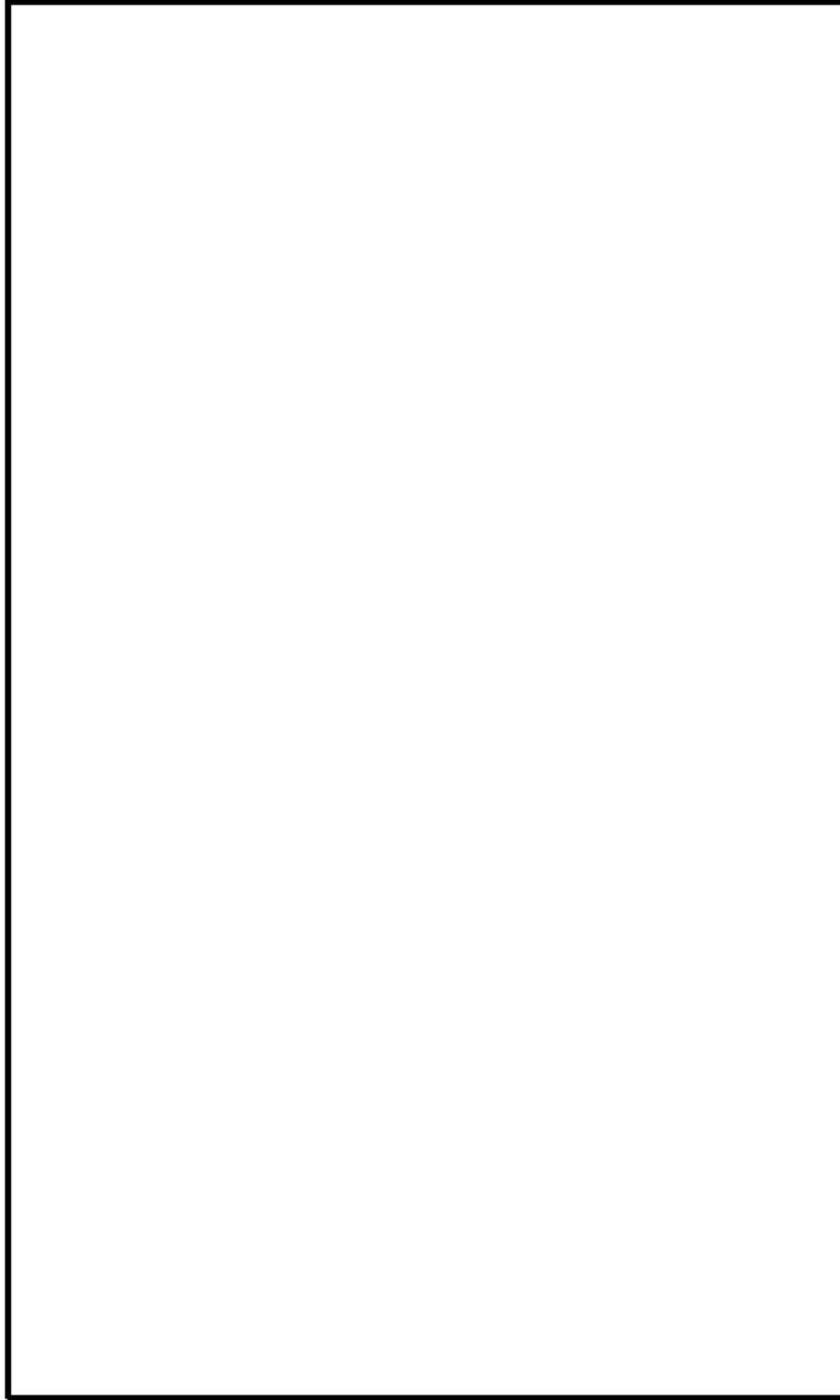


図 2-7 RV サポート直下部の温度分布