

玄海原子力発電所3号炉 高経年化技術評価に係るヒアリング
コメント反映整理表<共通事項>

2023年8月15日 九州電力㈱

No	日付	資料名	該当ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
1	2023年6月19日	高経年化技術評価書 本冊	23	評価対象機器について、「系統図等を基に抽出した」としているが、評価対象機器の抽出に用いた具体的な情報及び手順を説明すること。	回答資料 玄海3号炉-共通事項-1のとおり。	7月25日	7月25日
2	2023年6月19日	高経年化技術評価書 本冊	—	MOX燃料の使用について、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れの補足説明資料にはその影響を考慮している旨の記載があるが、その他の劣化事象(例えばコンクリートへの中性子照射等)にMOX燃料の影響はないのか、整理して説明すること。	コンクリート及び原子炉容器サポートへの放射線照射の影響についても、第13回サイクル以降はMOX燃料の使用を考慮し評価を行っているため、当該内容を補足説明資料に追記した。 [コンクリート構造物及び鉄骨構造物 補足説明資料 別紙6] [耐震安全性評価 補足説明資料 別紙9]	8月15日	8月15日
3	2023年6月19日	高経年化技術評価書 本冊	18	資料2-5の図において、高経年化技術評価の結果を踏まえ長期施設管理方針を策定し、保身に反映するフローが記載されていないのは何故か。	施設管理として、高経年化技術評価の結果を踏まえ長期施設管理方針を策定し、保身に反映する活動があるためフローを追加する。	7月25日	7月25日
4	2023年6月19日	高経年化技術評価書 本冊 補足説明資料	—	川内1号、2号の審査資料等の内容の変更については玄海3号の申請書類、補足説明資料にも適切に反映すること。	後日回答		

玄海原子力発電所3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

2023年8月 日

九州電力株式会社

タイトル	放射線照射量の算出方法等について
説明	<p>1次遮蔽の放射線照射量は、1次遮蔽における中性子束 ($E > 0.098\text{MeV}$) 及びガンマ線量率を2次元輸送計算コード DORT により算出し、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、入力パラメータは以下のとおりである。</p> <div data-bbox="427 618 1327 972" 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原子炉, 1次遮蔽形状] --> DORT C[③原子炉出力分布] --> DORT D[④核分裂により発生する中性子スペクトル] --> DORT DORT --> E[中性子束 (n/cm²/s) ガンマ線量率 (rad/h)] </pre> </div> <p>1次遮蔽内の中性子束及びガンマ線量率は、炉心の水平断面形状 (R, θ 計算) を用いて、1次遮蔽の照射量が最大となる高さ位置の中性子束及びガンマ線量率を各々算出する。</p> <p>また、中性子束及びガンマ線量率の軸方向分布 ($\phi(z)$) は、水平断面形状 (R, θ 計算) で算出した中性子束及びガンマ線量率の最大値 (ϕ_{\max}) を垂直断面形状 (R, Z 計算) より算出した軸方向の補正係数 (fz) を用いて補正することで算出する。</p> $\phi(z) = \phi_{\max} \times fz$ <p>$\phi(z)$: 中性子束及びガンマ線量率の軸方向分布 ϕ_{\max} : 中性子束及びガンマ線量率の最大値 fz : 軸方向の補正係数</p> <p>1次遮蔽内の水平断面形状 (R, θ 計算) の評価では、図1に示すような形状を入力して、1次遮蔽の最大高さ位置の中性子束及びガンマ線量率を算出している。</p>

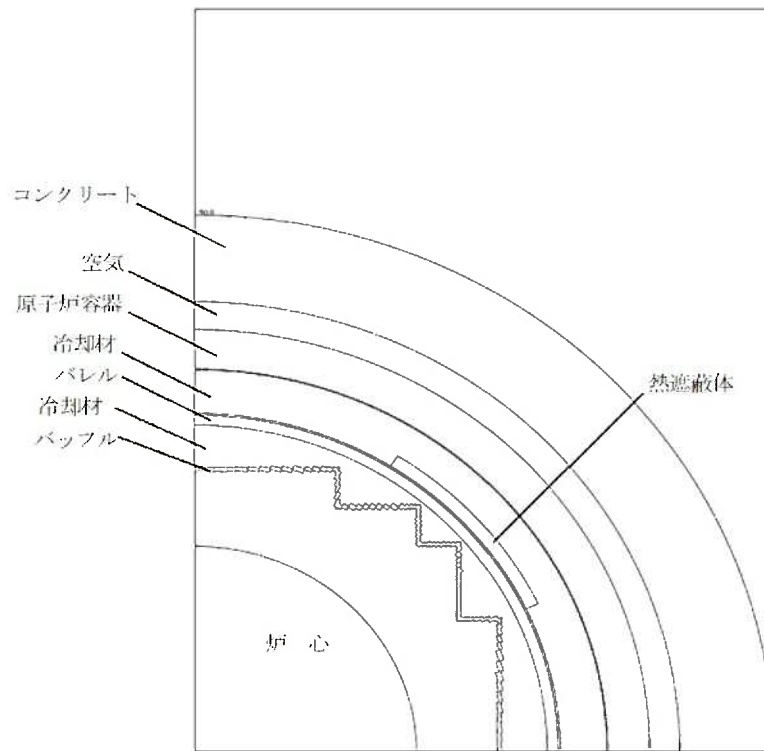


図1 計算モデル図[(R, θ)形状]

また、1次遮蔽内の垂直断面形状 (R, Z 計算) の評価では、図2に示すような形状を入力して、軸方向の補正係数 (fz) を算出している。

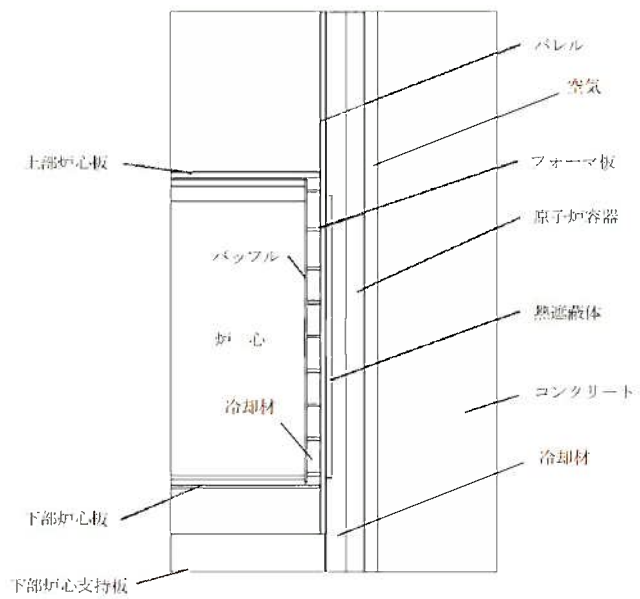


図2 計算モデル図[(R, Z)形状]

以上により算出した 1 次遮蔽内の中性子束及び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 (50.5EFPY^{*1}) を乗じ、1 次遮蔽コンクリート炉心側がうける照射量を算出した結果を表 1 に示す。

表 1 1 次遮蔽コンクリート炉心側がうける照射量の最大値

項目	解析結果	備考
中性子照射量	約 2.4×10^{19} (n/cm ²)	E>0.098MeV
ガンマ線照射量	約 9.5×10^9 (Rad)	

運転開始後 60 年時点における定格負荷運転年数については、2020 年 3 月末までは運転実績 (16.6EFPY) を用い、2020 年 4 月以降は設備利用率を 100% と仮定して計算している。将来の運転年数は、過去の設備利用率を踏まえて保守的に設定しており、実際の照射量は解析で算出した照射量よりも小さくなると判断している。また、2009 年 11 月 9 日 (13.6EFPY) から MOX 燃料を装荷しており、MOX 燃料装荷以降の照射量は保守的に 1.2 倍して算出している。

なお、解析に用いた中性子スペクトルのエネルギー範囲の設定は 0.098MeV を超える範囲で代表しており、中性子照射がコンクリート強度へ及ぼす知見を示した NRA 技術報告 (小嶋他「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」(NTEC-2019-1001)) の、0.1MeV を超える範囲の中性子照射量に基づく評価と、エネルギー範囲は同等である。

* 1 運転開始後 60 年時点における定格負荷運転年数の予測値

玄海原子力発電所3号炉
高経年化技術評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

2023年8月 日
九州電力株式会社

タイトル	原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	<p>原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子およびγ線照射脆化に対する評価についての評価内容を以下に示す。</p> <p>1. サポートリブに発生するせん断応力値の算出 サポートリブに発生するせん断応力値σは、原子炉容器支持構造物に作用する接線方向の最大荷重Tと鉛直方向の最大荷重Nを基に算出した。（詳細は添付-1のとおり）</p> <p style="padding-left: 40px;">せん断応力値$\sigma = 16 \text{ MPa}$（S_5地震時）</p> <p>2. 想定欠陥 本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含めモデル化した。（詳細は添付-2のとおり）</p> <p>3. 応力拡大係数の算出 応力拡大係数KをRaju-Newmanの算出式を用いて算出する。</p> $K = F \sigma \sqrt{\frac{\pi a / 1000}{Q}}$ $F = \left\{ M_1 + M_2 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 + M_3 \times \left(\frac{a}{t} \right)^4 \right\} \times g \times f_\phi \times f_w$ $Q = 1 + 1.464 \times \left(\frac{a}{c} \right)^{1.65}$ $M_1 = 1.13 - 0.09 \times \left(\frac{a}{c} \right)$ $M_2 = -0.54 + \frac{0.89}{0.2 + \frac{a}{c}}$ $M_3 = 0.5 - \frac{1}{0.65 + \frac{a}{c}} + 14 \times \left(1 - \frac{a}{c} \right)^{24}$ $f_\phi = \left\{ \left(\frac{a}{c} \right)^2 \cos^2 \phi + \sin^2 \phi \right\}^{\frac{1}{4}}$ $g = 1 + \left\{ 0.1 + 0.35 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 \right\} \times (1 - \sin \phi)^2$ $f_w = \left\{ \sec \left(\pi c \sqrt{\frac{a}{t}} \right) \right\}^{\frac{1}{2}}$

<記号説明>

- a : 想定き裂深さ (=15 (mm))
- b : 平板の幅の半長 (=1,000 (mm))
- c : 表面長さの半長 (=45 (mm))
- t : 平板の厚さ (=60 (mm))
- ϕ : き裂前縁の位置を示す角度 ($=\pi/2$)
- F : 応力拡大係数の補正係数 (=1.169)
- Q : 表面き裂の形状補正係数 (=1.239)
- M_1, M_2, M_3 : 数式項の置き換え記号 ($M_1=1.1, M_2=1.129, M_3=-0.516$)
- f_{ϕ} : 内部き裂を表面き裂に変換する際の補正係数 (=1)
- g : 解の定式化のための係数 (=1)
- f_w : 有限板幅に関する補正係数 (=1)

なお、高経年化技術評価では、NUREG-1509「Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports」の評価手法に従い、応力拡大係数Kに安全率 $\sqrt{2}$ を乗じた値を評価に用いている。

$$\begin{aligned}\sqrt{2}K &= 1.169 \times 16 \times \sqrt{\frac{\pi \times \frac{15}{1000}}{1.239}} \times \sqrt{2} \\ &= 5.2 \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}}\text{)}\end{aligned}$$

また、破壊靱性値について、本評価はせん断応力に対する評価であり、許容値としてはモードII（せん断）における破壊靱性値 $K_{II R}$ を使用することが最適であるが、試験法が確立していないこと等により値がないため、安全側と考えられるモードI（引張）での破壊靱性値 $K_{I R}$ を代用して評価している。許容値 $K_{I R}$ （=40.9MPa $\sqrt{\text{m}}$ ）の算出過程については添付-3に示す。

4. 評価結果

評価結果を表9-1に示す。応力拡大係数は破壊靱性値を超えることはないため、原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化は、耐震安全性評価上問題ない。

表9-1 原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価結果

応力拡大係数 K_I ($=\sqrt{2}K$) (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 $K_{I R}$ (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	$K_I / K_{I R}$
5.2	40.9	0.13

以上

原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））に発生するせん断応力 σ の算出について

1. 原子炉容器支持構造物に作用する荷重

原子炉容器支持構造物に作用する荷重方向図を図9-1-1に、荷重を表9-1-1に示す。

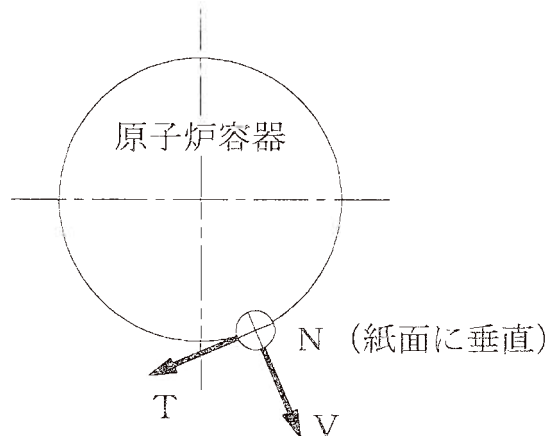


図9-1-1 荷重方向図

表9-1-1 原子炉容器支持構造物に作用する一次+二次応力評価用荷重

(単位：kN)

	接線方向荷重 T	鉛直方向荷重 N
自重	—	-1,302
熱膨張荷重	—	-1,091
地震荷重	±2,633	-2,652
最大荷重	±2,633	-5,045

(注1) 鉛直方向荷重において負符号（-）は、鉛直下向きを示す。

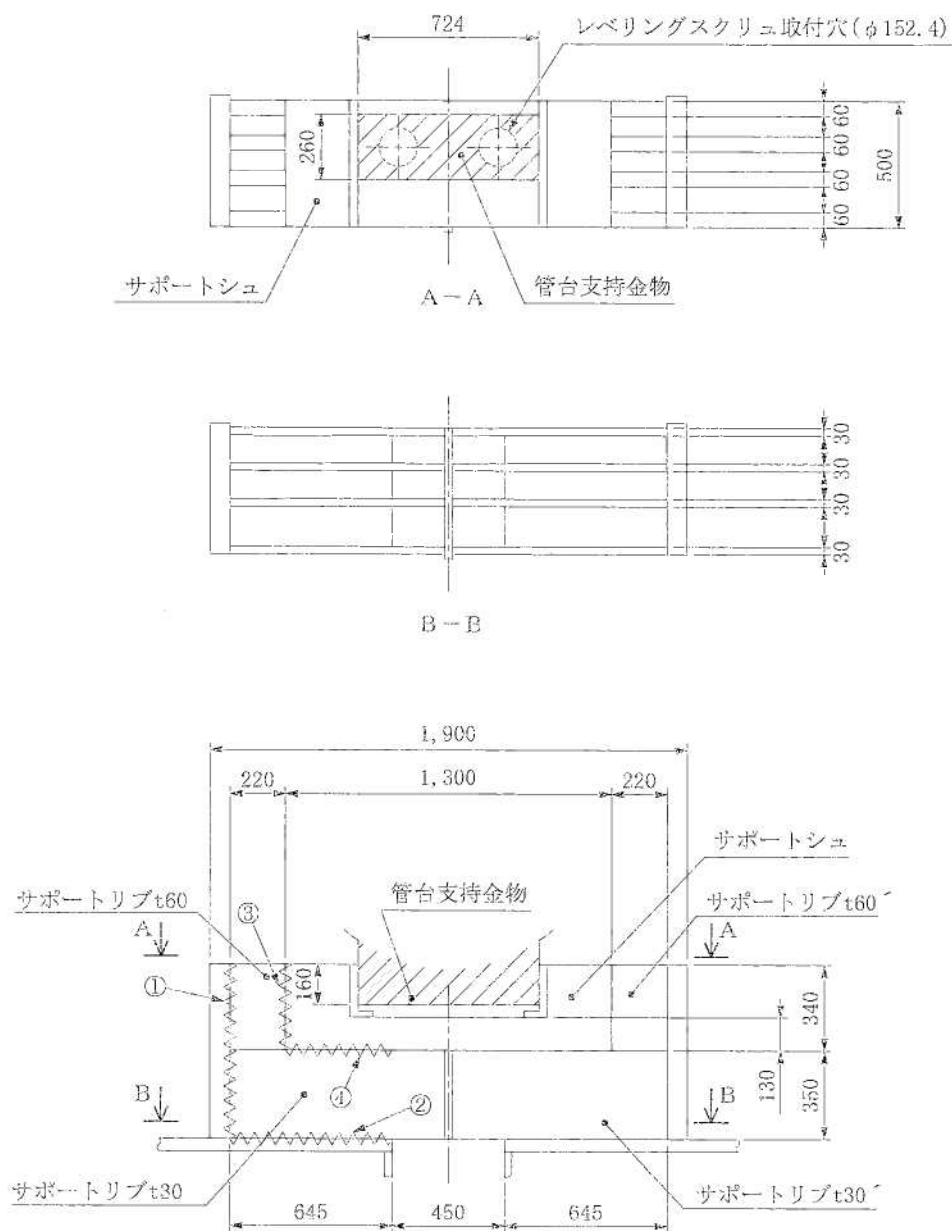
(注2) 自重は、スクラム荷重を含む。

(注3) Nの最大荷重は、自重と熱膨張荷重と地震荷重を加算したものである。

2. 応力の算出

2.1 原子炉容器支持構造物の応力計算

原子炉容器支持構造物の構造および評価箇所を図9-1-2に示す。評価対象とするサポートリブの①および②部におけるせん断応力を算出する。



(単位：mm)

図9-1-2 原子炉容器支持構造物の構造および評価箇所

(1) サポートシュに作用する荷重

サポートシュには図9-1-3に示すとおり荷重が作用する。

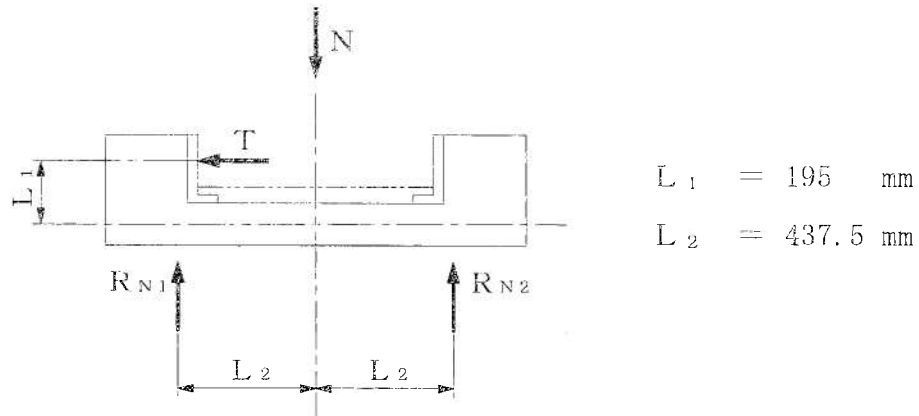


図9-1-3 サポートシュに作用する荷重

図9-1-3よりサポートリブからの反力 R_{N1} 、 R_{N2} を次式より求める。

$$R_{N1} + R_{N2} = N$$

$$R_{N1} \cdot L_2 = T \cdot L_1 + R_{N2} \cdot L_2$$

なお、 N 、 T については表9-1-1に、 L_1 、 L_2 については表9-1-2に示す。

(2) サポートリブに作用する荷重

原子炉容器支持構造物を図9-1-4のようにモデル化し、サポートリブに作用する荷重を求める。

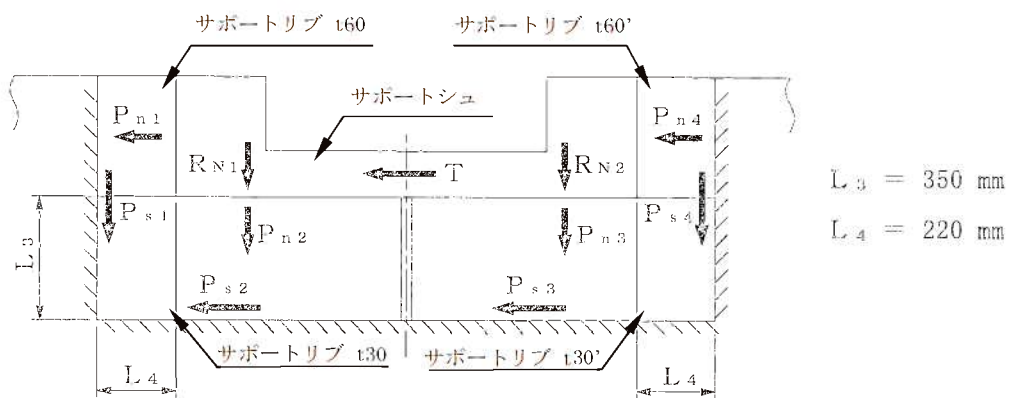


図9-1-4 サポートリブに作用する荷重

P_{n1} 、 P_{n2} 、 P_{n3} 、 P_{n4} 、 P_{s1} 、 P_{s2} 、 P_{s3} 、 P_{s4} 、はサポートシュより受ける荷重である。

ここでは、条件の厳しいサポートリブについて評価するが、サポートシュは剛体であり、サポートリブとは溶接による一体構造であることから、次式が成立する。

$$P_{n1} + P_{s2} = \frac{T}{2} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{i})$$

$$P_{s1} + P_{n2} = R_{N1} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{ii})$$

サポートリブ (①部) のせん断による変位

$$D_{s1} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_1$$

サポートリブ (②部) のせん断による変位

$$D_{s2} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3$$

サポートリブ (③部) の圧縮による変位

$$D_{c3} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_1$$

サポートリブ (④部) の圧縮による変位

$$D_{c4} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3$$

圧縮による変位とせん断による変位の連続条件から

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_1 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iii})$$

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_1 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iv})$$

(i)、(ii)、(iii) および (iv) 式より P_{s1} および P_{s2} は次式より求められる。

$$P_{n1} = \frac{\frac{T}{2}}{1 + \frac{L_1}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3}}$$

$$P_{n2} = \frac{R_{N1}}{1 + \frac{L_3}{E \times A_{c1}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_1}}$$

$$P_{s1} = \frac{L_3}{E \times A_{c1}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_1} \times P_{n2}$$

$$P_{s2} = \frac{L_1}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3} \times P_{n1}$$

ここで、

P_{s1} : サポートリブ (①部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{s2} : サポートリブ (②部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{n1} : サポートリブ (③部) に作用する圧縮荷重 (kN)

P_{n2} : サポートリブ (④部) に作用する圧縮荷重 (kN)

A_{s1} : 荷重 P_{s1} を受けるサポートリブ (①部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{s2} : 荷重 P_{s2} を受けるサポートリブ (②部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{c3} : 荷重 P_{n1} を受けるサポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

A_{c1} : 荷重 P_{n2} を受けるサポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

なお、 T については表9-1-1に、 E 、 G 、 L_3 、 L_1 、 A_{s1} 、 A_{s2} 、 A_{c3} 、 A_{c1} については表9-1-2に示す。

2.2 原子炉容器支持構造物各部の応力計算方法

2.1項で求めた荷重より、サポートリブに発生する応力を算出する。

(1) サポートリブ

a. せん断応力 (①部)

$$\tau_1 = \frac{P_{s1}}{A_{s1}}$$

b. せん断応力 (②部)

$$\tau_2 = \frac{P_{s2}}{A_{s2}}$$

3. 応力の計算結果

3.1 計算条件

原子炉容器支持構造物の応力計算条件を表9-1-2に示す。

表9-1-2 原子炉容器支持構造物の応力計算条件

名 称	記号	単位	数値
荷重作用点までの距離	L_1	mm	195
荷重作用点までの距離	L_2	mm	437.5
部材の長さ	L_3	mm	350
部材の長さ	L_4	mm	220
サポートリブ (①部) のせん断に対する断面積	A_{s1}	mm ²	123,000
サポートリブ (②部) のせん断に対する断面積	A_{s2}	mm ²	77,400
サポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積	A_{c3}	mm ²	81,600
サポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積	A_{c4}	mm ²	51,000
サポートリブの縦弾性係数 ^(注1)	E	MPa	196,000
サポートリブの横弾性係数 ^(注2)	G	MPa	75,500
サポートリブの材質	—	—	SM50B

(注1) サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数。

(注2) サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数から求めた横弾性係数。

3.2 計算結果

2. 項で示した計算方法により求めた原子炉容器支持構造物の応力計算結果を、表9-1-3に示す。せん断応力が最も大きいS_s地震時のサポートリブ (①部) のせん断応力 ($\sigma = \tau_1 = 16\text{MPa}$) を評価に使用する。

表9-1-3 原子炉容器支持構造物の応力計算結果

(単位: MPa)

部材名	記号	地震時
		せん断
サポートリブ (①部)	τ_1	16
サポートリブ (②部)	τ_2	4

以 上

想定欠陥について

本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含め図9-2-1のとおりモデル化し、せん断応力の生じる図9-2-2中①および②の位置を評価対象とした。想定欠陥のモデル図を図9-2-1に、評価対象箇所を図9-2-2にそれぞれ示す。

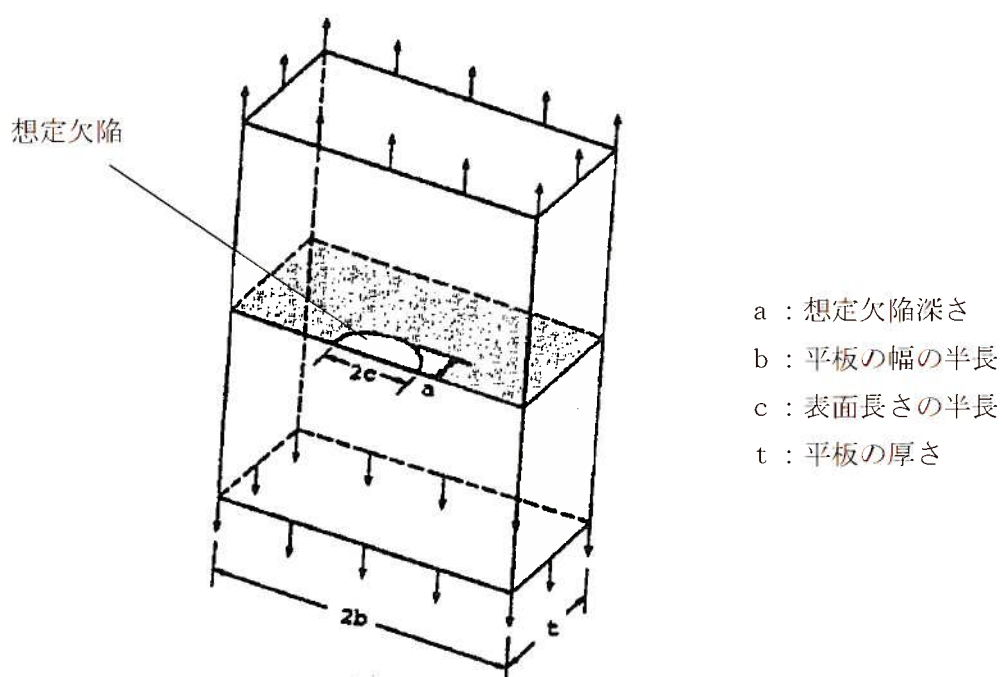


図9-2-1 想定欠陥のモデル図

■ 評価対象

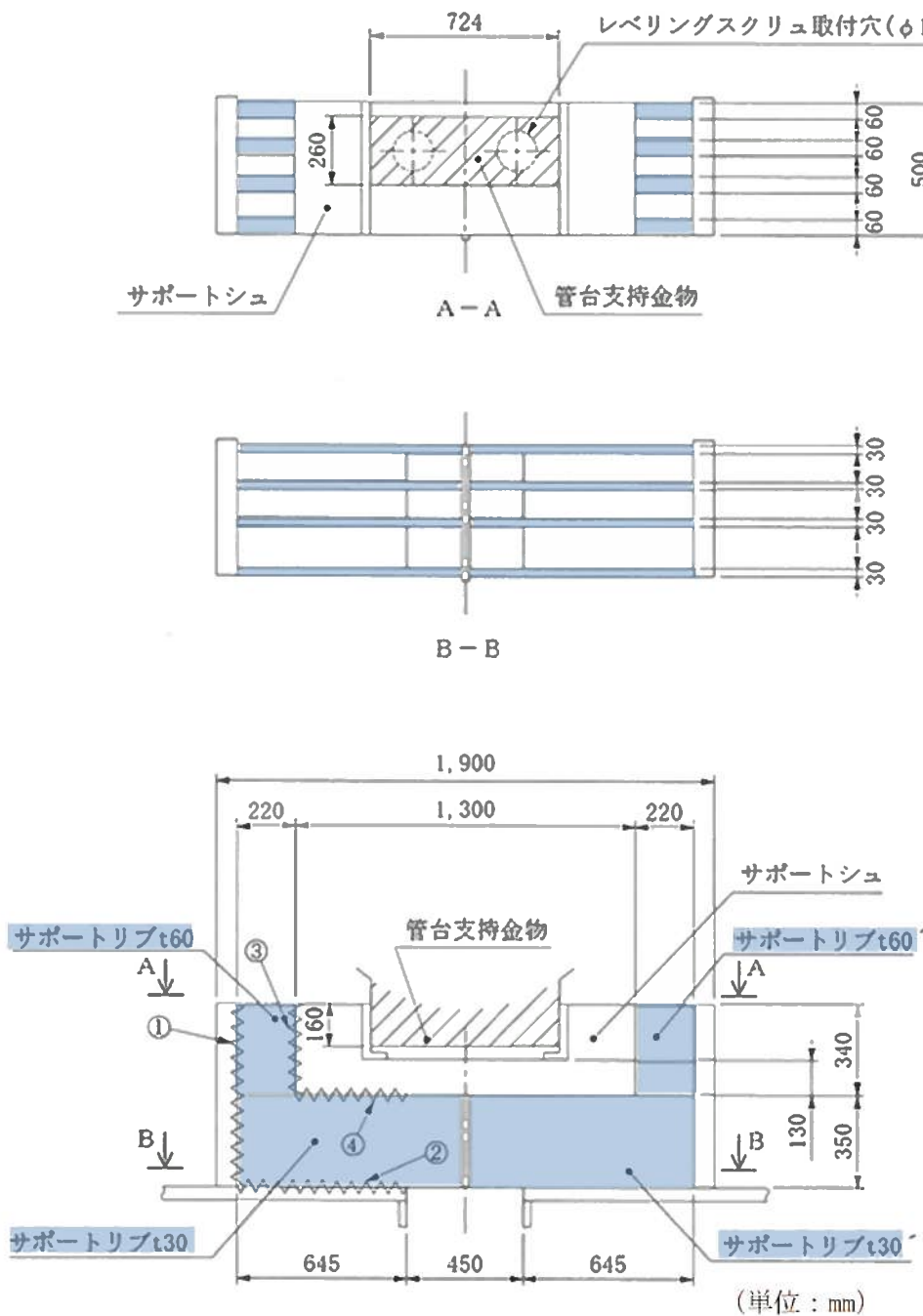


図9-2-2 評価対象箇所

K_{IR}の算出根拠・過程について

K_{IR}については、図9-3-1に示すフローに基づき算出する。

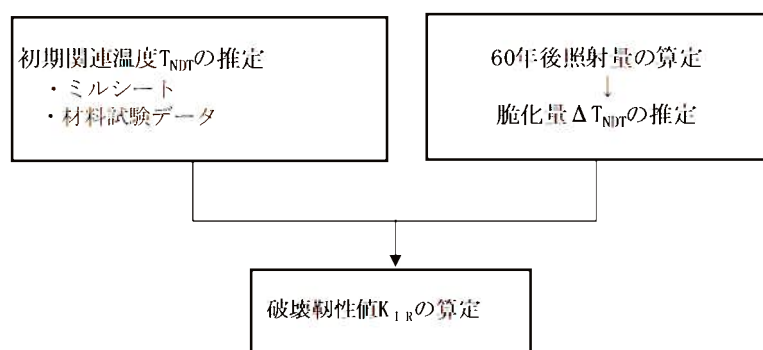


図9-3-1 K_{IR}の算定フロー

詳細については、以下のとおりである。

1. 吸収エネルギー曲線

国内PWRプラントの建設時のミルシートを基に、製作した供試材を用いた、引張試験、落重試験、シャルピー衝撃試験、破壊靱性試験結果から求めた吸収エネルギー遷移曲線を図9-3-2に示す。

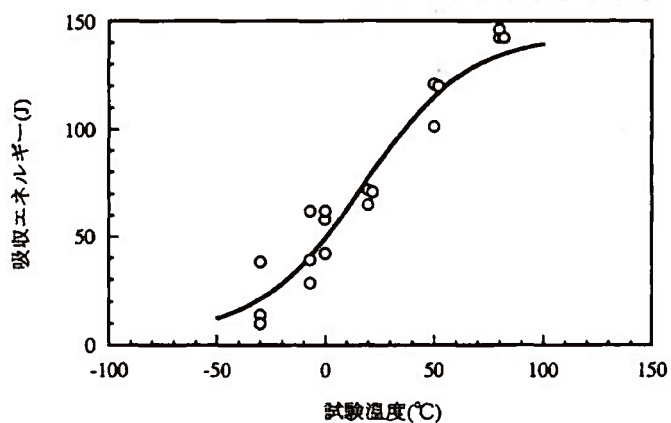


図9-3-2 リブ材 (SM50B鋼) の吸収エネルギー遷移曲線

[出典：電力共同研究「原子炉容器支持構造物の照射脆化に関する研究」1999年度]

2. 初期関連温度 (T_{NDT}) の推定

図9-3-2の曲線 (以下、遷移曲線A) と、国内外データ・文献データ等の吸収エネルギー遷移曲線 (以下、遷移曲線B) を使い、「JSME 設計・建設規格 付録材料図表 Part5表3」および「JEAC4206 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」から求めた吸収エネルギー値 (リブ材: 41J) を満足するよう初期関連温度 (T_{NDT}) を算出する。算出にあたっては、ミルシートに記載される温度 T_i における吸収エネルギーと、 $C_V (T_i) A$ および $C_V (T_i) B$ と推定 $T_{NDT} A$ および推定 $T_{NDT} B$ との関係プロットし、初期関連温度 (T_{NDT}) を推定する。

【評価結果】 $-68^{\circ}C$

初期関連温度 (T_{NDT}) の推定の流れを、図9-3-3に示す。

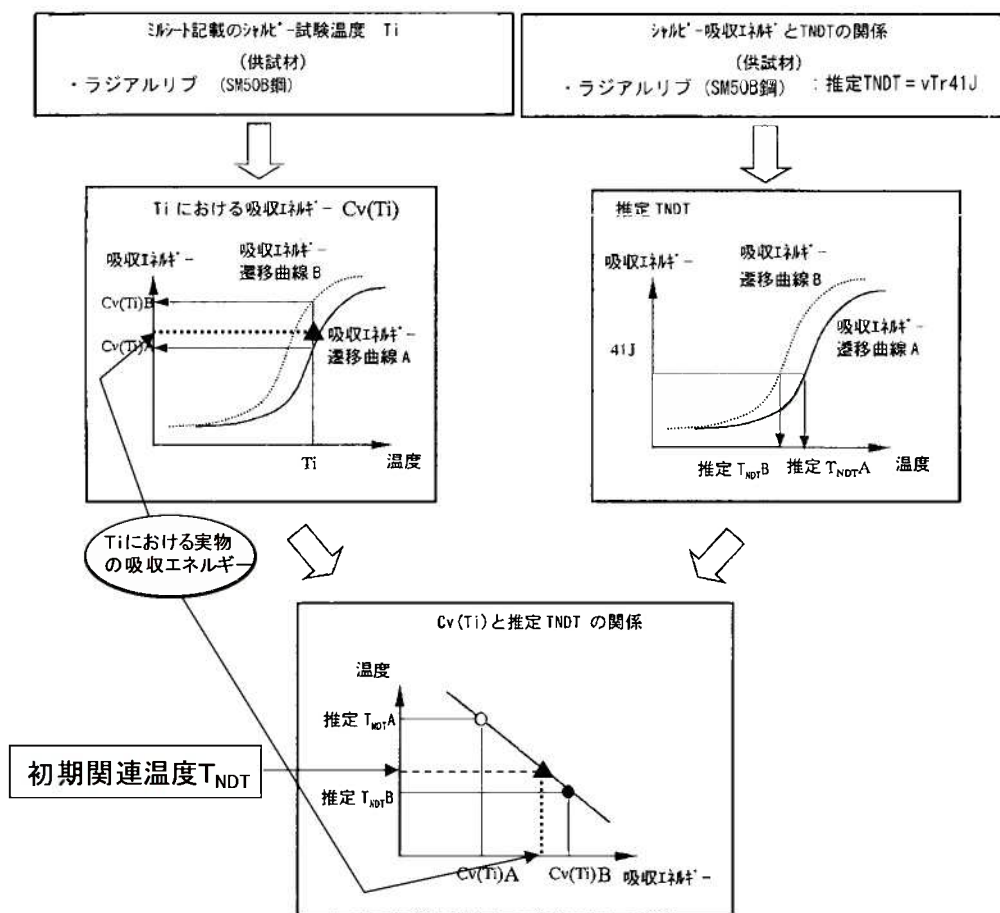


図9-3-3 シャルピー吸収エネルギー $C_V (T_i)$ と推定 T_{NDT} の関係

3. 中性子照射量の算定および脆化量 ΔT_{NDT} の推定

中性子照射量については、米国オークリッジ国立研究所で開発改良された「二次元輸送解析コード“DORT”」を用いて算定する。

【評価結果】 0.0035 dpa^{*1}

※1：玄海3号炉においては、2009年11月9日（13.6EFPY）にMOX燃料を装荷し、使用を開始していることから、MOX燃料装荷以降の中性子束は保守的に実績炉心の中性子束の1.2倍として、60年時点の中性子照射量を評価した。

この値を基に図9-3-4に示す、NUREG-1509「ORNLのHFIR炉のサーベイランスデータおよび米国 SHIPPINGPORT（Shippingport）炉の材料試験データ等の上限を包絡する曲線」を基にした脆化予測曲線を用いてラジアルリブの脆化度（脆化量推定量（ ΔT_{NDT} ））を推定する。

【評価結果】 T_{NDT} : 27.5 ΔT_{NDT} : 95.5

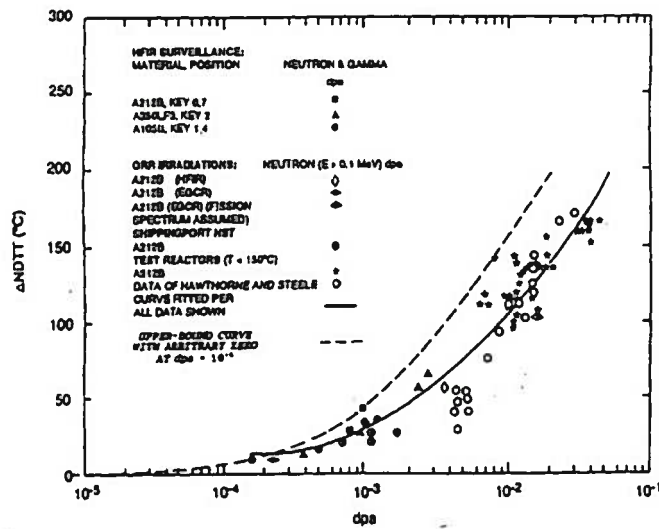


図9-3-4 R Vサポートの脆化予測曲線

【出典：NUREG-1509 “Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports” R. E. Johnson, R. E. Lipinski NRC 1996 P14】

4. 破壊靱性値 K_{IR} の推定

電力共同研究実施当時のASME Section III Appendix Gに記載されている下式により算出する。

$$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp(0.0261(T - T_{NDT} + 88.9)) \quad ※1$$

K_{IR} : 破壊靱性値 (MPa \sqrt{m})

T: 最低使用温度 (21°C)

T_{NDT} : 関連温度 (°C) (初期 T_{NDT} 推定値 + 脆化量推定値 (ΔT_{NDT}))

【評価結果】 K_{IR} : 40.9MPa \sqrt{m}

※1 K_{IR} はASME2007年版改正時に K_{IC} ($=36.5+22.783\exp(0.036(T-T_{NDT}))$)へ変更されているが、 $K_{IR} < K_{IC}$ となり K_{IR} の方が保守的であることを確認している。

以上