

別紙 2 耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外を適用したケースについて

以下については、現行の JEAG4601 ではなく、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)」に定められた設計用減衰定数を適用した評価を実施している。

(1) 配管関連の評価

配管関連の動的地震動による評価においては、JEAC4601-2008 で定められている設計用減衰定数の値を適用している。

評価を実施した配管の対象系統及び適用した設計用減衰定数を表 2-1 に示す。

表 2-1 配管関連の動的地震動による評価に適用した設計用減衰定数

対象系統	設計用減衰定数 [%]
給水系	2.0, 3.0
原子炉冷却材再循環系	3.0

(2) KK-2 と KK-5 において適用している減衰定数の相違について

疲労評価に用いている設計用減衰定数は、KK-2 は給水系、原子炉冷却材再循環系ともに 3.0%、KK-5 は給水系、原子炉冷却材再循環系ともに 2.5% を適用している。

それぞれ JEAC4601-2008 の表 4.4.5-5 より以下の条件により設計用減衰定数を適用している。

・ KK-2

スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、支持具の数が 4 個以上配管ブロック全長に対する金属保温材の使用割合が 40% 以下

・ KK-5

スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、支持具の数が 4 個以上配管ブロック全長に対する金属保温材の使用割合が 40% を超える

減衰定数の相違の原因は、スナッパ及び架構レストレイントの数が 4 個以上という条件は同様であるが、金属保温材の使用割合による付加減衰定数の値が異なるためである。

以上

別紙 3 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価結果について

炉心シュラウドの低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について、評価内容を以下に示す。

1. 記号の説明

炉心シュラウドの疲労評価に用いる記号を表 3-1 に示す。

表 3-1 炉心シュラウドの疲労評価に用いる記号

記号	単位	定義
σ_t	MPa	周方向応力
σ_ℓ	MPa	軸方向応力
σ_r	MPa	半径方向応力
$\tau_{\ell r}$	MPa	せん断応力
σ_1	MPa	主応力
σ_2	MPa	主応力
σ_3	MPa	主応力
S_1	MPa	設計・建設規格 表 添付4-2-2中の S_0' より低く、かつ、最も近い繰返しピーク応力強さ
S_2	MPa	設計・建設規格 表 添付4-2-2中の S_0' より高く、かつ、最も近い繰返しピーク応力強さ
S_n	MPa	一次+二次応力の主応力差
K_e	—	簡易弾塑性評価における割増し係数
S_p	MPa	一次+二次+ピーク応力の主応力差
S_ℓ	MPa	繰返しピーク応力強さ
S_ℓ'	MPa	補正繰返しピーク応力強さ
E_0	MPa	設計・建設規格 添付4-2に示される縦弾性係数
E	MPa	運転温度に対する縦弾性係数
N_1	回	S_1 に対応する許容繰返し回数
N_2	回	S_2 に対応する許容繰返し回数
N_c	回	実際の繰返し回数
N_a	回	S_ℓ' に対応する許容繰返し回数
U	—	疲労累積係数
S_m	MPa	設計応力強さ
K_n	—	引張りに対する応力集中係数
K_b	—	曲げに対する応力集中係数

2. 評価部位

(1) 評価対象部位について

炉心シュラウドの評価対象部位は、V16 溶接線及び H7 溶接線（図 3-1 参照）の亀裂除去加工部である V16 加工部（部分加工）及び H7 加工部（全周加工）とする。

(2) 評価対象部位の代表選定

V16 加工部及び H7 加工部のうち、評価結果の厳しいことが見込まれる加工部を代表に選定して評価することとする。このため、炉心シュラウドの耐震評価において評価結果に特に大きく影響する以下の 2 項目について検討した。

- ・断面二次モーメント（小さいと厳しい）
- ・地震荷重のうちモーメント（大きいと厳しい）

検討の結果、断面二次モーメントは全周加工している H7 加工部が小さく、地震によるモーメントは H7 加工部が大きいため、いずれも H7 加工部が厳しい評価結果となる条件であることから、H7 加工部を評価代表部位とする。

(3) 評価代表部位について

評価代表部位である炉心シュラウド H7 加工部の解析モデル（評価点の形状・寸法・材料・評価点番号）を図 3-2 に示す。

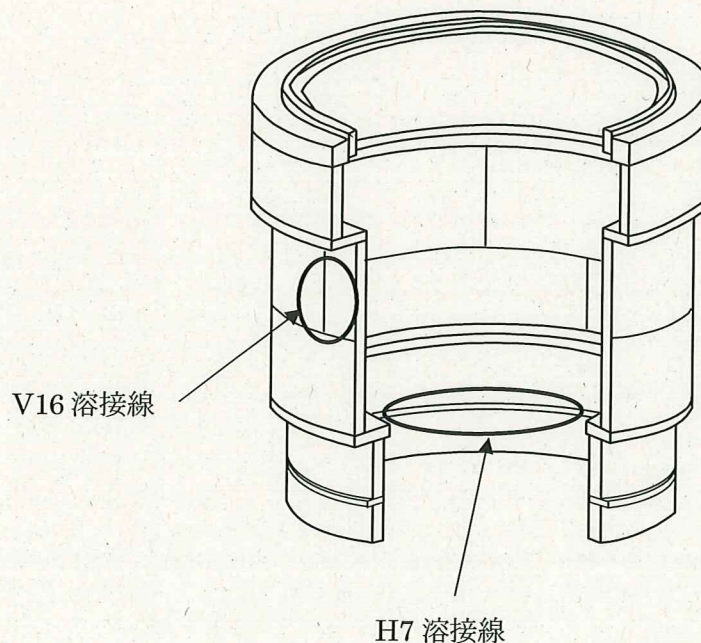


図3-1 炉心シュラウド評価対象溶接線

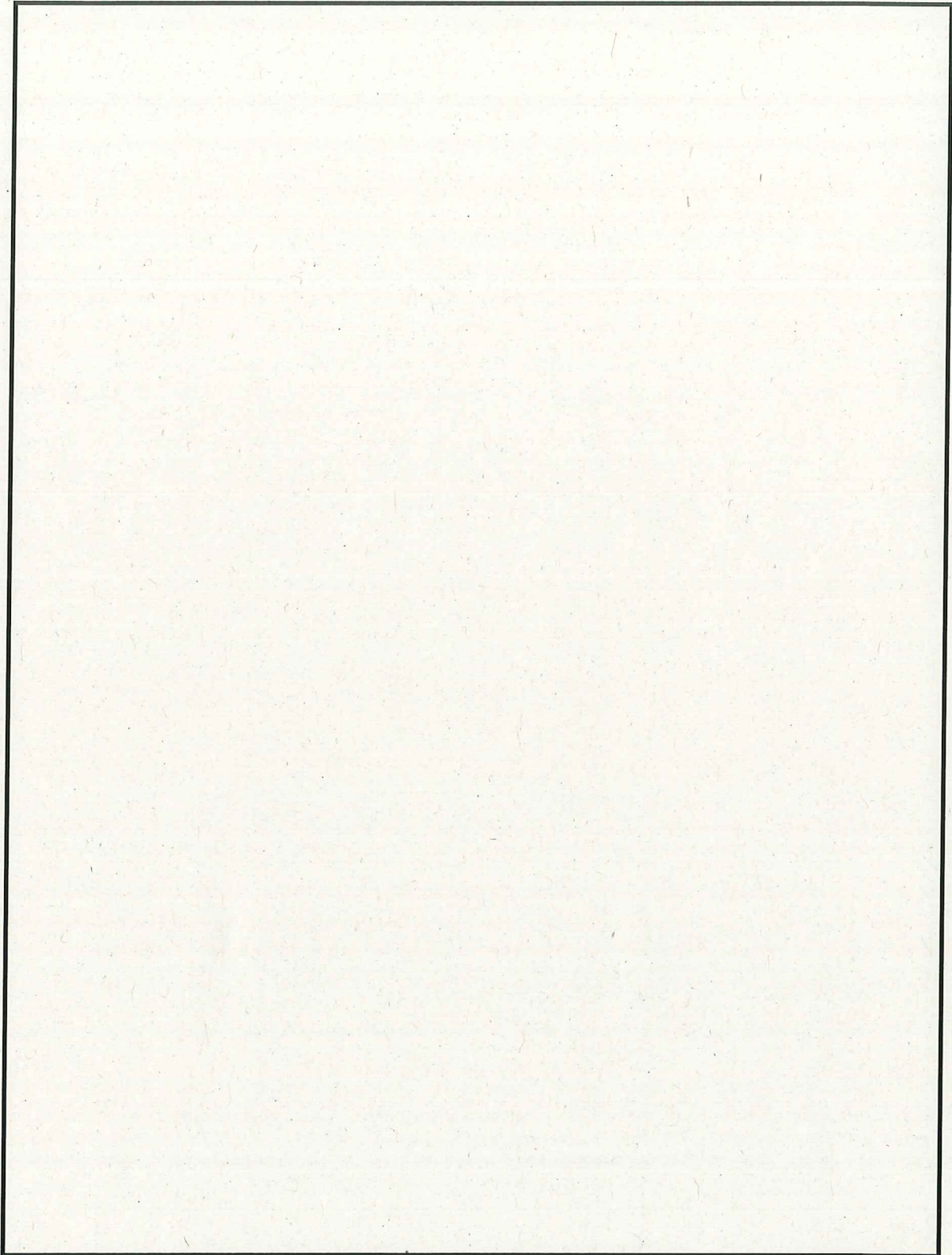


図3-2 炉心シュラウド（シュラウドサポートモデル）の形状・寸法・材料・評価点
[単位：mm]

3. 評価内容

(1) 解析モデル

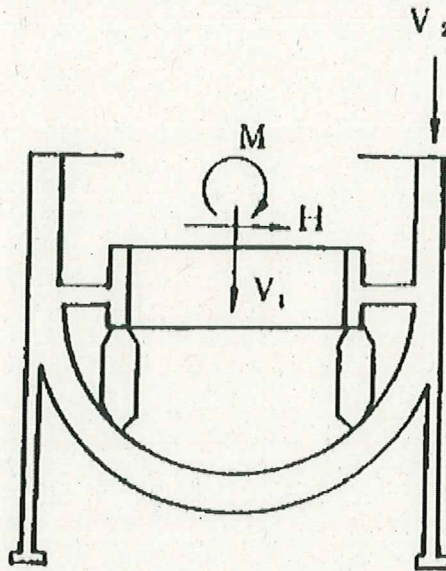
炉心シュラウドモデルの解析コードは「STAX」及び「ASHSD2」、シュラウドサポートモデルの解析コードは「STANSAS」を使用した。

(2) 荷重条件

評価に用いる外荷重条件を表 3-2 に示す。

表 3-2 炉心シュラウド H7 加工部の外荷重条件

荷重名称	鉛直力		水平力	モーメント
	V1 (kN)	V2 (kN)	H (kN)	M (kN・m)
Ss 地震荷重				
NCO 地震荷重				



(3) 応力の線形処理と一次+二次+ピーク応力

解析により求めた応力を線形処理し、評価点の応力について設計・建設規格 GNR-2130 に基づき、膜応力、膜+曲げ応力、膜+曲げ+ピーク応力に分類する。

また、ピーク応力は一次+二次応力の値に表 3-3 に示す応力集中係数を乗じた値とする。

応力分類結果から主応力及び主応力差を求め、地震時の全振幅の値である一次+二次応力の主応力差 (Sn) 及び一次+二次+ピーク応力の主応力差 (Sp) を求める。

表 3-3 炉心シュラウド H7 加工部の応力集中係数

評価点	応力集中係数	
	Kn	Kb
P09		
P10		
P19		
P20		

(4) 疲労評価の算出

a. 繰返しピーク応力強さ S_0 の算出

疲労評価に用いる繰返しピーク応力強さを，次式により求める。

$$S_0 = \frac{S_p}{2}$$

b. 補正繰返しピーク応力強さ S_0' の算出

設計・建設規格 添付 4-2 に示す設計疲労線図に使用されている縦弾性係数 E_0 と，解析に用いる縦弾性係数 E との比を考慮し， S_0 を次式で補正する。

$$S_0' = S_0 \times \frac{E_0}{E}$$

$E_0 = 1.95 \times 10^5$ MPa (設計・建設規格 添付 4-2 に示された縦弾性係数)

E (SUS316L) = 1.76×10^5 MPa (運転温度 に対する縦弾性係数)

E (NCF600-P) = 1.98×10^5 MPa (運転温度 に対する縦弾性係数)

c. 許容繰返し回数 N_a の算出

S_0' に対応する許容繰返し回数 N_a は，設計・建設規格 表 添付 4-2-2 に示されるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金の設計疲労線図のデジタル値とし，間の繰返し数は次式により求める。

$$N_a = N_2 \times \left(\frac{N_1}{N_2} \right)^{\frac{\log S_2/S_0'}{\log S_2/S_1}}$$

d. 疲労累積係数の算出

地震による疲労累積係数は，次式により求める。

$$U = \frac{N_c}{N_a}$$

4. 評価結果

(1) 応力の解析結果

応力の解析結果を表 3-4 及び表 3-5 に示す。

表 3-4 (1/2) 炉心シュラウド H7 加工部の Ss 地震荷重による応力解析結果

[単位 : MPa]

応力成分	Pm+Pb+Q		Pm+Pb+Q+F	
	P09	P10	P09	P10
σ_t				
σ_θ				
σ_r				
$\tau_{t\theta}$				
$\tau_{\theta r}$				

表 3-4 (2/2) 炉心シュラウド H7 加工部の Ss 地震荷重による応力解析結果

[単位 : MPa]

応力成分	Pm+Pb+Q		Pm+Pb+Q+F	
	P19	P20	P19	P20
σ_t				
σ_θ				
σ_r				
$\tau_{t\theta}$				
$\tau_{\theta r}$				

表 3-5 (1/2) 炉心シュラウド H7 加工部の NCO 地震荷重による応力解析結果

[単位 : MPa]

応力成分	Pm+Pb+Q		Pm+Pb+Q+F	
	P09	P10	P09	P10
σ_t				
σ_θ				
σ_r				
$\tau_{t\theta}$				
$\tau_{\theta r}$				

表 3-5 (2/2) 炉心シュラウド H7 加工部の NCO 地震荷重による応力解析結果

[単位 : MPa]

応力成分	Pm+Pb+Q		Pm+Pb+Q+F	
	P19	P20	P19	P20
σ_t				
σ_θ				
σ_r				
$\tau_{t\theta}$				
$\tau_{\theta r}$				

(2) 地震による疲労評価結果

基準地震動 Ss 及び新潟県中越沖地震 (NCO) による疲労評価結果をそれぞれ表 3-6 及び表 3-7 に示す。

表 3-6 炉心シユラウド H7 加工部の基準地震動 Ss による疲労評価結果

評価点	Sn	Ke	Sp	S0	S0'	Na	Nc	Nc/Na
P09								
P10								
P19								
P20								

表 3-7 炉心シユラウド H7 加工部の新潟県中越沖地震 (NCO) による疲労評価結果

評価点	Sn	Ke	Sp	S0	S0'	Na	Nc	Nc/Na
P09								
P10								
P19								
P20								

(3) 運転実績に基づく疲労累積係数との組合せによる評価結果

運転実績に基づく疲労累積係数と、基準地震動 Ss 及び新潟県中越沖地震 (NCO) を考慮して算出した結果を表 3-8 に示す。

表 3-8 基準地震動 Ss 及び新潟県中越沖地震 (NCO) と運転実績に基づく疲労累積係数との組合せによる評価結果

評価対象	運転実績に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮)	地震動による疲れ累積係数 (基準地震動 Ss)	地震動による疲れ累積係数 (新潟県中越沖地震 NCO)	合計 (許容値1以下)
炉心シュラウド	0.379	0.119	0.001	0.499

5. 溶接部の継ぎ手効率

溶接部の継ぎ手効率については、一次応力評価及び一次＋二次応力評価には適用されるが、疲労評価及び簡易弾塑性解析には適用されないことから、本評価においては考慮していない。

6. 基準地震動 S_s に基づく等価繰返し回数

本評価の疲労解析に用いる等価繰返し回数は 回としている。

7. 新潟県中越沖地震に基づく等価繰返し回数

新潟県中越沖地震 NCO に基づく、疲労解析に用いる等価繰返し回数を以下に示す。

(1) 解析条件

等価繰返し回数の算定条件を表 3-9 に、解析モデルを図 3-3～3.5 に示す。

表 3-9 等価繰返し回数の算定条件

	算定条件
解析手法	ピーク応力法
ピーク応力	表 3-7 に示す。 等価繰返し回数の算定には、温度補正後の繰返しピーク応力強さ S_l' の値を用いる。
入力応答波	評価部位の NCO 応答荷重時刻歴
設計疲労線図	設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図 「図添付-4-2-2 (1) 曲線 C」
回数のカウント法	レインフロー法
回数設定の考え方	NCO 入力応答波×1 回の等価繰返し回数を算定する。

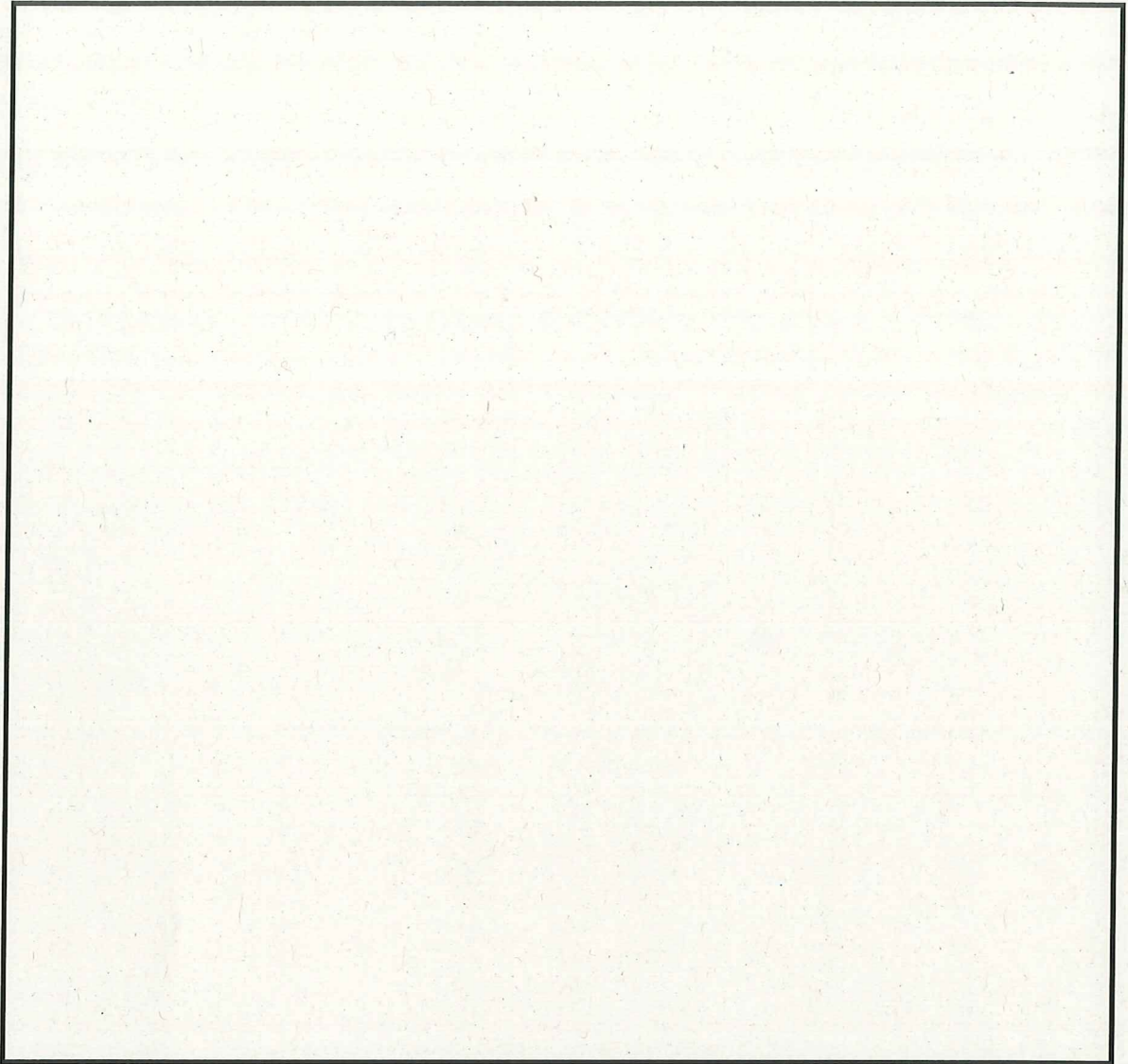


図 3-3 炉内構造物モデル (NS 方向)

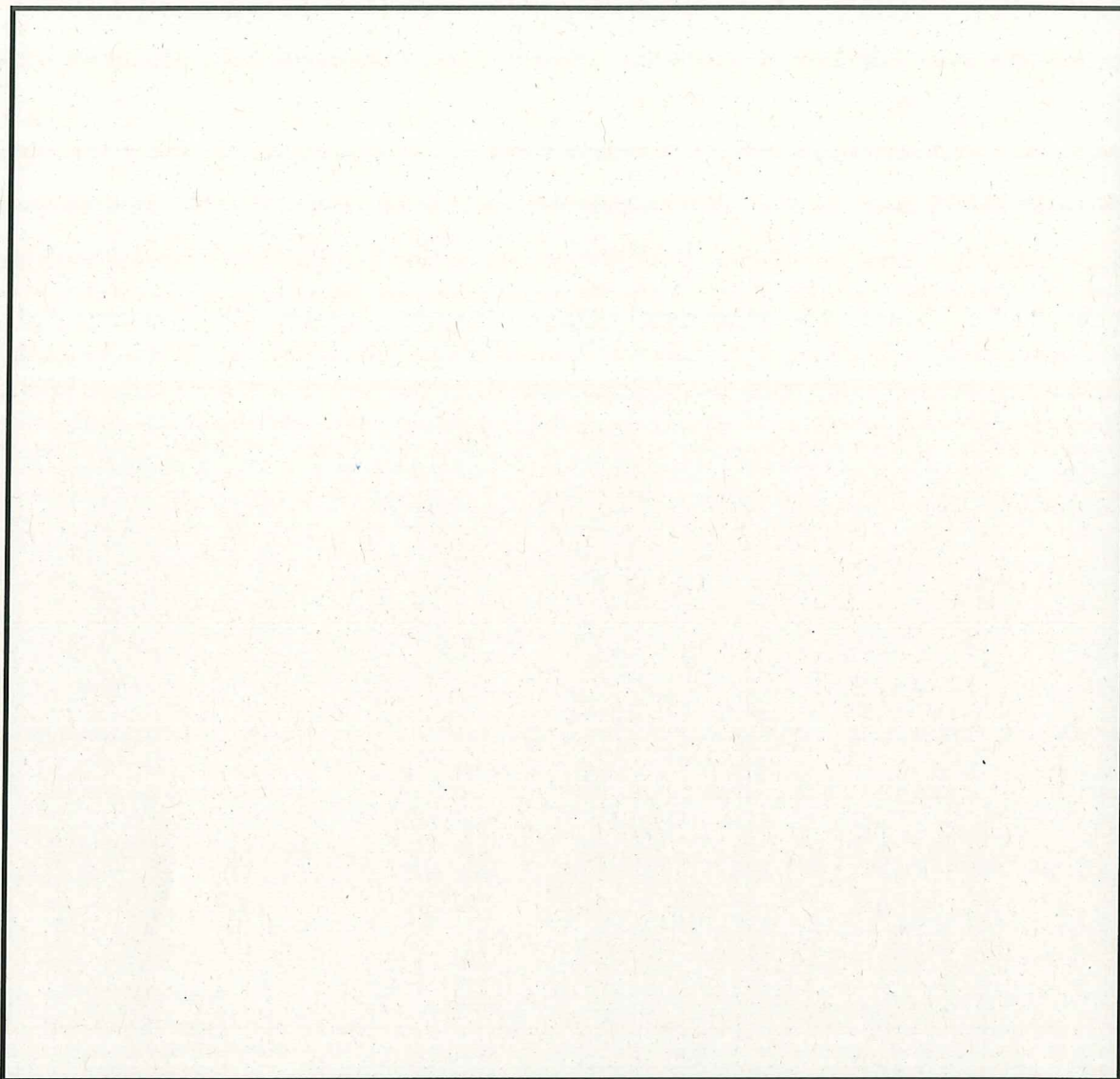


図 3-4 炉内構造物モデル (EW 方向)

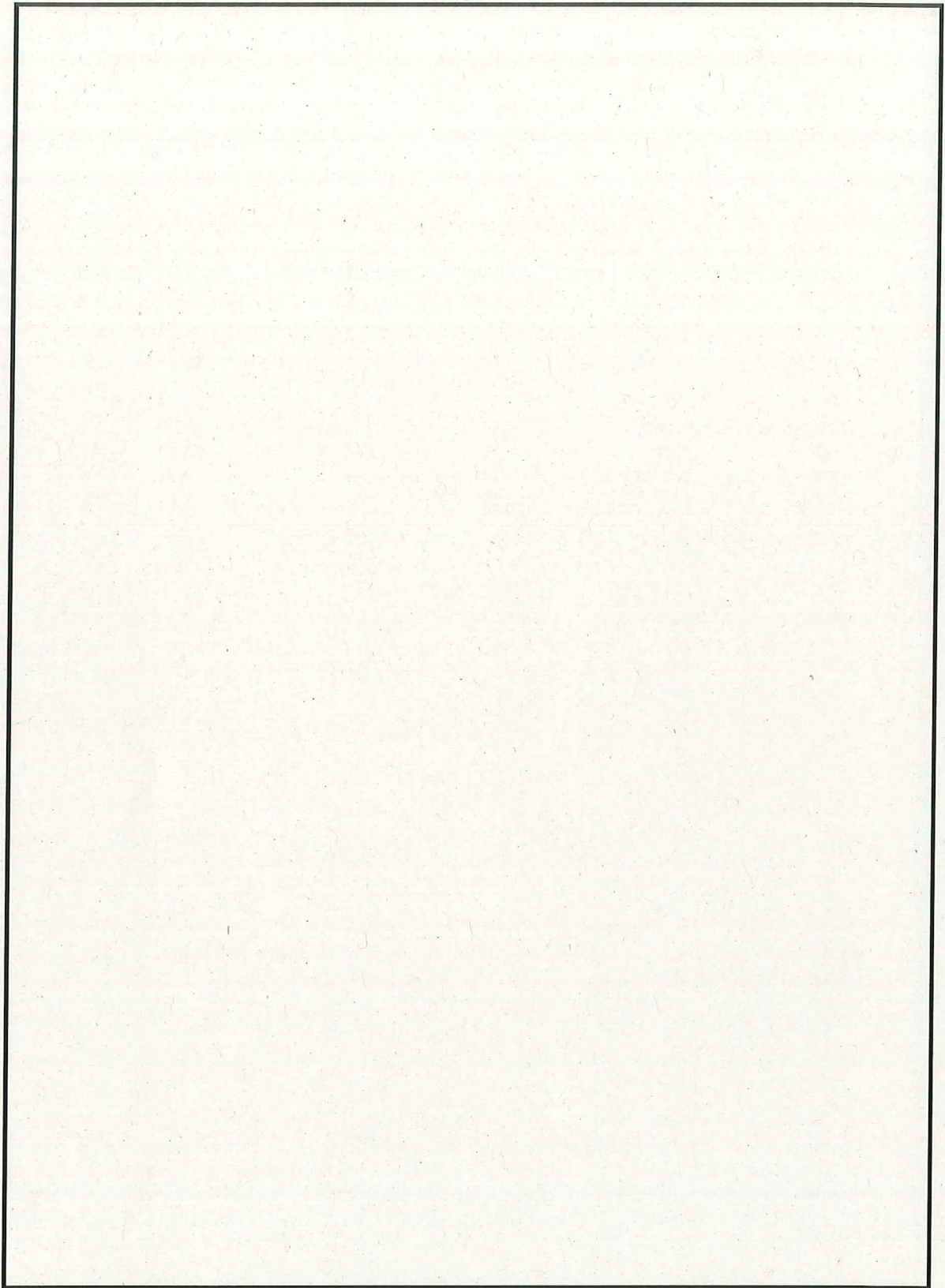


図 3-5 炉内構造物モデル (鉛直方向)

(2) 等価繰返し回数算定結果

前述までに示した条件にて算定した等価繰返し回数の算定結果を表 3-10～表 3-13 に示す。

表 3-10 セン断力に対する等価繰返し回数の算定結果 (水平方向)

溶接部	要素番号	評価点	質点番号	標高 T.P. (m)	等価繰返し回数	
					NS 方向	EW 方向
H7						

*1 : 評価点 P10, P20 はピーク応力が設計疲労線図の繰返しピーク応力強さ 94MPa 以下であるため, 等価繰返し回数の算定は行わない。

表 3-11 モーメントに対する等価繰返し回数の算定結果 (水平方向)

溶接部	要素番号	評価点	質点番号	標高 T.P. (m)	等価繰返し回数	
					NS 方向	EW 方向
H7						

*1 : 評価点 P10, P20 はピーク応力が設計疲労線図の繰返しピーク応力強さ 94MPa 以下であるため, 等価繰返し回数の算定は行わない。

表 3-12 軸力に対する等価繰返し回数の算定結果 (鉛直方向)

溶接部	要素番号	評価点	質点番号	標高 T. P. (m)	等価繰返し回数
					鉛直方向
H7					

*1 : 評価点 P10, P20 はピーク応力が設計疲労線図の繰返しピーク応力強さ 94MPa 以下であるため, 等価繰返し回数の算定は行わない。

表 3-13 NCO 地震応力の繰返し回数評価結果 (NS 方向、EW 方向及び鉛直方向包絡)

溶接部	等価繰返し回数			
	NS	EW	鉛直	3 方向包絡
H7				

8. 参考情報

炉内構造物の低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価は、炉心シュラウドの他にシュラウドサポートに対しても実施している。

図 3-6 に評価モデルと最大評価点，表 3-14 に基準地震動 S_s による評価結果，表 3-15 に地震動及び運転実績に基づく疲れ累積係数の組合せによる評価結果を示す。

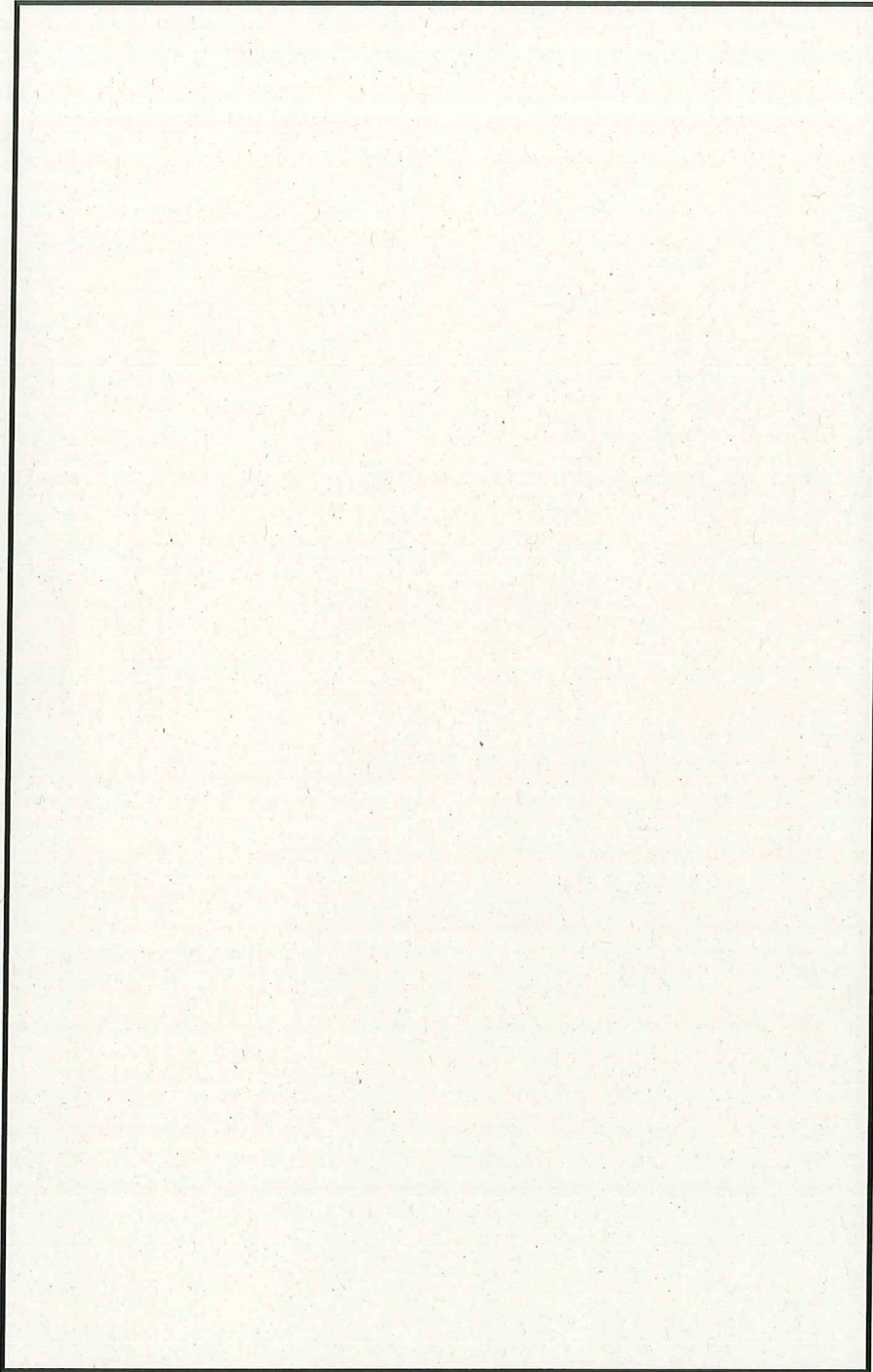


図3-6 評価モデルとシュラウドサポートの最大評価点 (P14)

表 3-14 基準地震動 S_s による疲労評価結果

評価点	S_n	K_e	S_p	S_0	S_0'	N_a	N_c	N_c/N_a
P14								

表3-15 地震動及び運転実績に基づく疲れ累積係数の組合せによる評価結果

評価対象	運転実績に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮)	地震動による 疲れ累積係数 (基準地震動 S_s)	地震動による 疲れ累積係数 (新潟県中越沖 地震NCO)	合計 (許容値1以下)
シュラウドサポート	0.043	0.014	—*	0.057

※炉心シュラウドの評価結果によると、新潟県中越沖地震 NCO による疲れ累積係数は極めて小さな値であり、さらに地震動による疲れ累積係数は炉心シュラウド側が大きくなる傾向があることから、新潟県中越沖地震 NCO による疲労の影響は炉心シュラウドを代表として評価し確認した。

以上

別紙 4 原子炉压力容器の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価結果について

原子炉压力容器の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の具体的内容を以下に示す。

1. 炉心領域胴の圧力-温度制限曲線 (P-T 線図) の算出根拠

炉心領域の円筒胴に対して、現時点 (平成 30 年 9 月 28 日時点) の関連温度を算出した上で、JEAC4206 FB-4100 に従い P-T 線図を作成している。P-T 線図は、中性子照射脆化評価における最低使用温度の設定において、厳しい評価となった母材に対して作成しており、その算出根拠を以下に示す。

① 材料データ

a. 円筒胴 (炉心領域の材料)

(a) 胴板 3/4 (炉心領域) の RT_{NDT} 初期値 : $-40\text{ }^{\circ}\text{C}$

(b) 平成 30 年 9 月 28 日時点での ΔRT_{NDT} 予測値 : $24\text{ }^{\circ}\text{C}$

b. 胴体フランジ (ボルト締付荷重が作用する部分の材料)

RT_{NDT} 初期値 : $-35\text{ }^{\circ}\text{C}$ (監視試験報告書の初期値)

② 寸法

a. 円筒胴内径 D_i : mm

b. 円筒胴の最小板厚 t : mm

③ 仮想欠陥及び荷重の想定

a. 欠陥方向 : 軸方向 / 周方向の 2 ケース

b. 荷重 : 地震荷重あり / なしの 2 ケース

c. 欠陥寸法 : 深さ $a=t/4$, 長さ $l=1.5\times t$

④ 応力値

a. 円筒胴の応力計算条件

(a) 内圧及び地震荷重による応力

厚肉円筒の理論式から応力を求めた。考慮する地震荷重は、下部鏡板円筒胴の想定亀裂面に作用する鉛直力 (V) 及びモーメント (M) とした。

- ・円筒胴の内半径 a : mm
- ・円筒胴の外半径 b : mm
- ・円筒胴の断面積 S : $\pi (b^2 - a^2) =$ mm²
- ・円筒胴の断面係数 Z : $\pi / 4 \times (b^4 - a^4) / b^3 =$ mm³
- ・下部鏡板円筒胴の鉛直力 V = kN
- ・下部鏡板円筒胴のモーメント M = kN・m

(b) 熱による応力

建設工認に準拠した方法に最新知見(物性値及び熱伝達率等)を反映した解析を実施した。保守側に熱境界(領域 A 及び B)及び材料境界(SQV2A 及び SFVQ1A)を重ね合わせて円筒胴の熱応力解析を実施している。解析は供用状態 A 及び B で実施した。境界近傍の熱応力分布を調べ、周方向熱応力及び軸方向熱応力それぞれの最大値を応力拡大係数の算出に採用した。

b. 円筒胴の内圧 (Pd=7.83 MPa) に対する応力

(a) 周方向膜応力 (σ_{tpm})

$$\sigma_{tpm} = Pd / \{(b/a) - 1\} = \text{ MPa (一次膜応力)}$$

(b) 周方向曲げ応力 (σ_{tpb})

$$\sigma_{tpb} = \{(b/a)^2 + 1\} / \{(b/a)^2 - 1\} \times Pd - \sigma_{tpm} = \text{ MPa (二次曲げ応力)}$$

(c) 軸方向膜応力 (σ_{lpm})

$$\sigma_{lpm} = Pd / \{(b/a)^2 - 1\} = \text{ MPa (一次膜応力)}$$

c. 円筒胴の地震荷重による応力

(a) 軸方向膜応力 (σ_{lsm})

$$\sigma_{lsm} = V/S + M/Z = \text{ MPa (一次膜応力)}$$

d. 円筒胴の熱応力

表 4-1 に熱応力解析結果を示す。

表 4-1 熱応力解析結果 (供用状態 A 及び B)

運転条件	分類	Q(膜)	Q(膜+曲げ)	
	評価点	—	内面	外面
C16	σ_t (最大値)	29	115	-56
停止	σ_l (最大値)	2	102	-97

⑥ 円筒胴の破壊力学的手法による P-T 線図

P-T 線図は、前述式により得られた応力拡大係数を JEAC4206 附属書 A-3220 に示す破壊靱性 K_{Ic} で評価し、圧力と温度の関係を求める。

なお、円筒胴に対して仮想欠陥の方向及び地震荷重の有無により、以下 4 ケースを想定する。

- ケース①：軸方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）
- ケース②：軸方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）
- ケース③：周方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）
- ケース④：周方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

a. $T-RT_{NDT}$

$T-RT_{NDT}$ の算出は、JEAC4206 附属書 A-3222(7)式による。

$$K_{Ic} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$$

ここで、関連温度の要求値を計算するため、 $T-RT_{NDT}$ についての式に変形する。

$$T - RT_{NDT} = 1/0.036 \times \ln((K_I - 36.48)/22.78)$$

関連温度の要求値は、 K_I が K_{Ic} を超えない $T-RT_{NDT}$ として以下式より求める。

$$T - RT_{NDT} \geq 1/0.036 \times \ln((K_I - 36.48)/22.78)$$

b. 圧力・温度制限の要求温度 T

P-T 線図は、JEAC4206 表 FB-4100-1 に従い、「圧力・温度制限の要求」と「最低温度要求」により設定される。圧力・温度制限の要求温度 T の算出にあたっては、関連温度 RT_{NDT} とともに、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定される炉心が臨界の場合のマージン 22 °C を加える。

⑦ 最低温度要求の制限線

P-T 線図は、JEAC4206 表 FB-4100-1 に従い、「圧力・温度制限の要求」と「最低温度要求」により設定される。この内、最低温度要求の制限線を設定するにあたり、JEAC4206 表 FB-4100-1 に基づく最低温度要求の結果を表 4-2 に示す。表 4-2 より供用状態 A 及び B の場合には、以下の制限線が設定される。

a. $-2\text{ }^{\circ}\text{C}$ の制限線

供用前の水圧試験圧力の 20 % 以下の圧力であり、炉心が臨界の場合（沸騰水型原子炉圧力容器で通常水位内での運転がなされる場合）に対する制限線である。

b. $54\text{ }^{\circ}\text{C}$ の制限線

供用前の水圧試験圧力の 20 % を超える圧力であり、炉心が臨界の場合に対する制限線である。

なお、耐圧・漏えい試験の場合には、 $-2\text{ }^{\circ}\text{C}$ の制限線とともに、供用前の水圧試験圧力の 20% を超える圧力であり、燃料装荷後の場合に対する $15\text{ }^{\circ}\text{C}$ の制限線が設定される。

表 4-2 最低温度要求の結果

供用状態		原子炉圧力 容器の圧力	最低温度要求	
耐圧・漏えい 試験（未臨界）	燃料装荷後	$\leq 20\%$	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-35 + 33 = -2\text{ }^{\circ}\text{C}$
	燃料装荷後	$> 20\%$	（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 50\text{ }^{\circ}\text{C}$ ）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT} ）の高い方	$-35 + 50 = 15\text{ }^{\circ}\text{C}$ と $\square\text{ }^{\circ}\text{C}$ の高い方
	燃料装荷前	すべて	圧力容器材料の最も高い $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-35 + 33 = -2\text{ }^{\circ}\text{C}$
供用状態 A 及び B（耐圧・漏えい試験を除く）	炉心が未臨界	$\leq 20\%$	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-35 + 33 = -2\text{ }^{\circ}\text{C}$
	炉心が未臨界	$> 20\%$	（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 67\text{ }^{\circ}\text{C}$ ）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT} ）の高い方	$-35 + 67 = 32\text{ }^{\circ}\text{C}$ と $\square\text{ }^{\circ}\text{C}$ の高い方
	炉心が臨界	$\leq 20\%$	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-35 + 33 = -2\text{ }^{\circ}\text{C}$
	炉心が臨界	$> 20\%$	（「耐圧・漏えい試験」に対して要求される温度）と（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 89\text{ }^{\circ}\text{C}$ ）の高い方	$15\text{ }^{\circ}\text{C}$ と $-35 + 89 = 54\text{ }^{\circ}\text{C}$ の高い方

2. 炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時のP-T線図について

平成30年9月28日時点における要求温度の計算例(ケース③)を表4-3, 4-4に, P-T線図を図4-1, 4-2に示す。

表4-3 平成30年9月28日時点の要求温度の計算例(炉心臨界時)(ケース③)

内圧 (MPa)	K_I (MPa \sqrt{m})	$T-RT_{NDT}$ ($^{\circ}C$)	関連温度の調整値 ($^{\circ}C$)	温度 ($^{\circ}C$)

表4-4 平成30年9月28日時点の要求温度の計算例(耐圧・漏えい試験時)(ケース③)

内圧 (MPa)	K_I (MPa \sqrt{m})	$T-RT_{NDT}$ ($^{\circ}C$)	関連温度の調整値 ($^{\circ}C$)	温度 ($^{\circ}C$)

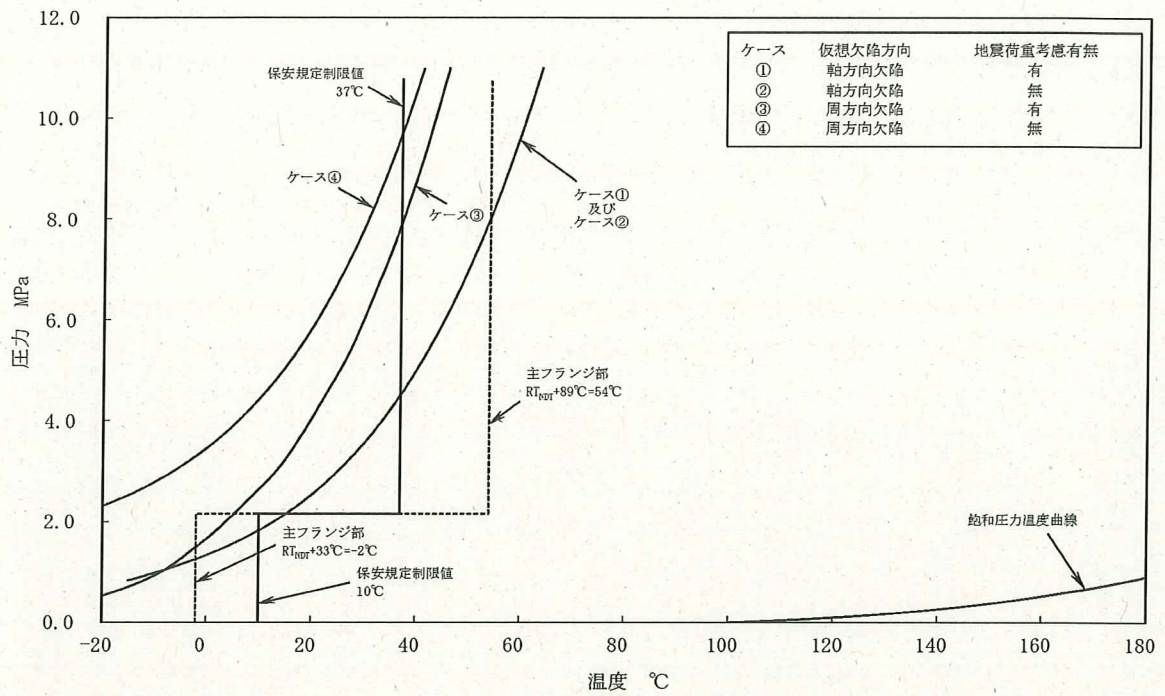


図 4-1 平成 30 年 9 月 28 日時点の原子炉压力容器の P-T 線図 (炉心臨界時)

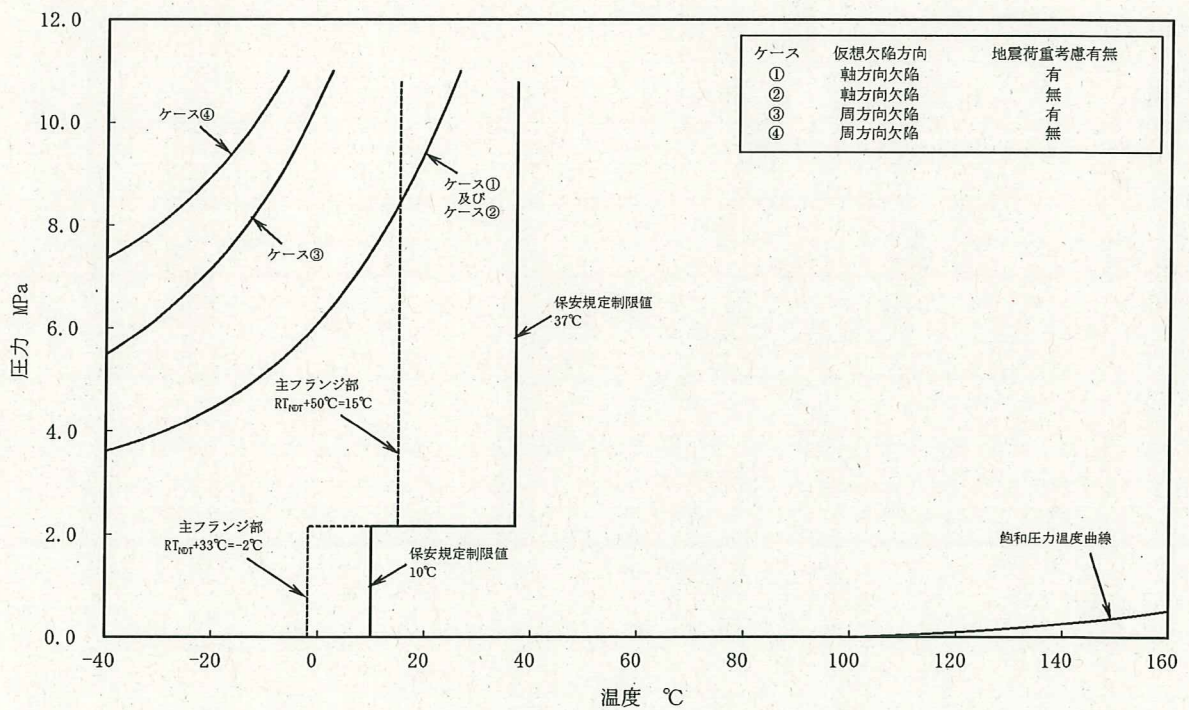


図 4-2 平成 30 年 9 月 28 日時点の原子炉压力容器の P-T 線図 (耐圧・漏えい試験時)

3. K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線による評価について

(1) K_{Ic} 下限包絡曲線

炉心領域胴の関連温度 (°C) を考慮し, JEAC4206 附属書 A-3222(7)式より算出した要求温度により, K_{Ic} 下限包絡曲線をプロットした。 K_{Ic} 曲線作成にあたっての要求温度の計算値を表 4-5 に示す。

表 4-5 平成 30 年 9 月 28 日時点の K_{Ic} 曲線の計算値

No.	静的破壊靱性 K_{Ic} [MPa \sqrt{m}]	計算された $T-RT_{NDR}$ [°C]	要求温度 T [°C]
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			

(2) 応力拡大係数 K_I

地震荷重による影響が想定される周方向欠陥を想定した炉心領域胴について、 S_s 地震動による応力拡大係数を算出した。 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I の関係を図 4-3 に示す。

a. 地震荷重による応力

1. ④ c 項より $\sigma_{\theta sm} = V/S + M/Z = \boxed{} \text{ MPa}$

b. 地震荷重による応力拡大係数

$K_I = S_f \times \sigma_{\theta sm} \times M_m \times \sqrt{(\pi a/Q_I)} = \boxed{} \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

ここで、

M_m : 欠陥寸法から JEAC4206-2007 附属書表 F-3200-1 を用いて算出される係数。

$a/t=0.25$, $a/\theta=0.167$ より線形補間で, $G_0=1.1656$, $M_m=G_0=1.1656$

Q_I : 欠陥寸法と降伏点から算出される塑性域補正項。降伏点は耐圧・漏えい試験時における温度 ($\boxed{}$ °C) における設計・建設規格の S_y 値 ($\boxed{}$ $\boxed{}$) を使用した。各パラメータより, $Q_I = \boxed{}$

S_f : 安全係数 (耐圧・漏えい試験時 : 1.5)

平成 30 年 9 月 28 日時点での K_{IC} 下限包絡曲線と S_s 地震動を考慮した K_I 曲線の両曲線は交差することはない、 $K_{IC} > K_I$ を満足することを確認した。

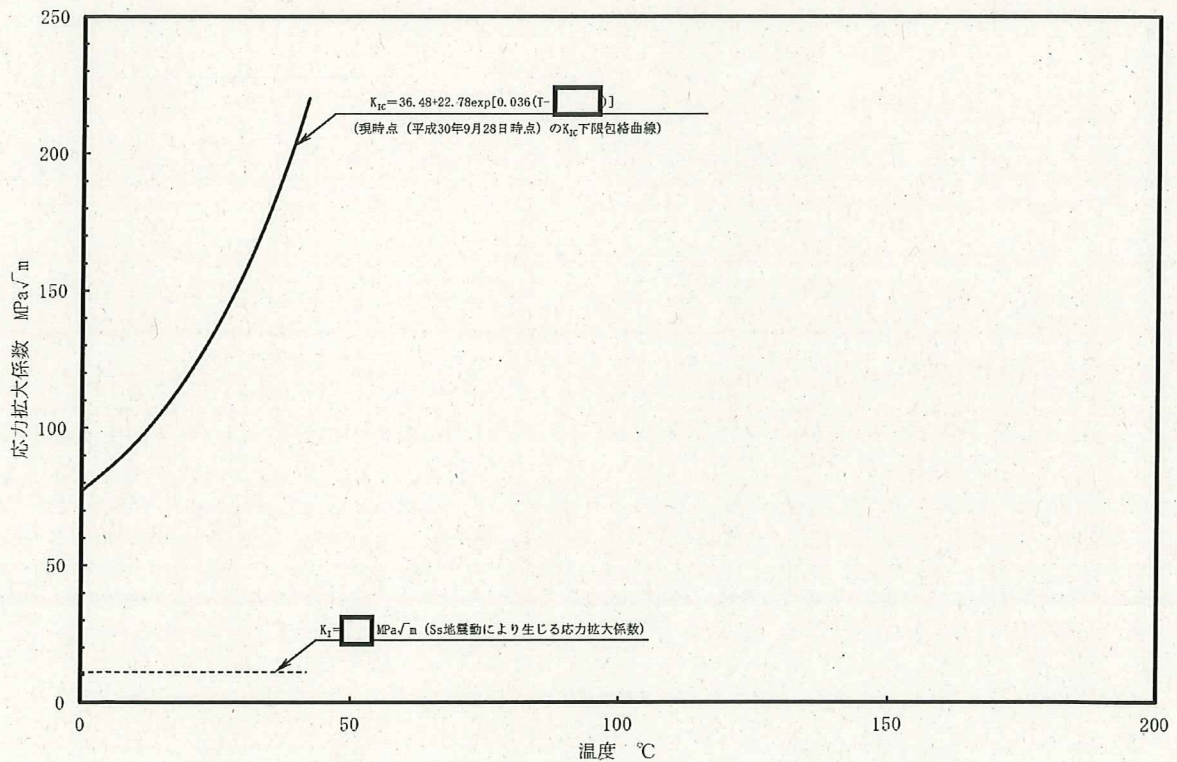


図 4-3 平成 30 年 9 月 28 日時点の K_{IC} 下限包絡曲線と K_I の関係

以上

別紙 5 炉内構造物の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価について

中性子照射による材料の靱性低下が想定される上部格子板グリッドプレートに有意な欠陥が存在すると仮定し、 S_s 地震発生時の荷重を考慮して求めた応力拡大係数 K_I と、破壊靱性値 K_{IC} とを比較することにより耐震安全性評価を行っている。

評価の具体的内容を以下に示す。

1. 評価条件

(1) 想定欠陥

想定欠陥は、炉内構造物の破壊靱性評価においては維持規格の炉内構造物に関する初期欠陥寸法を用いることも考えられるが、ここでは保守的に日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206-2007」を参照し、表 5-1 のとおりとした。また、亀裂の想定部位を図 5-1 に示す。

なお、JEAC4206-2007 では半楕円亀裂長さを $1.5t$ と規定しているが、ここでは保守的に $1/4$ 楕円亀裂長さを $1.5t$ とした。

表 5-1 想定した亀裂形状

想定部位	深さ	長さ	欠陥形状
上部格子板下側グリッドプレート切り欠き部	$1/4t = \square \text{ mm}$	$1.5t = \square \text{ mm}$	$1/4$ 楕円亀裂

t : グリッドプレート板厚 ($= \square \text{ mm}$)

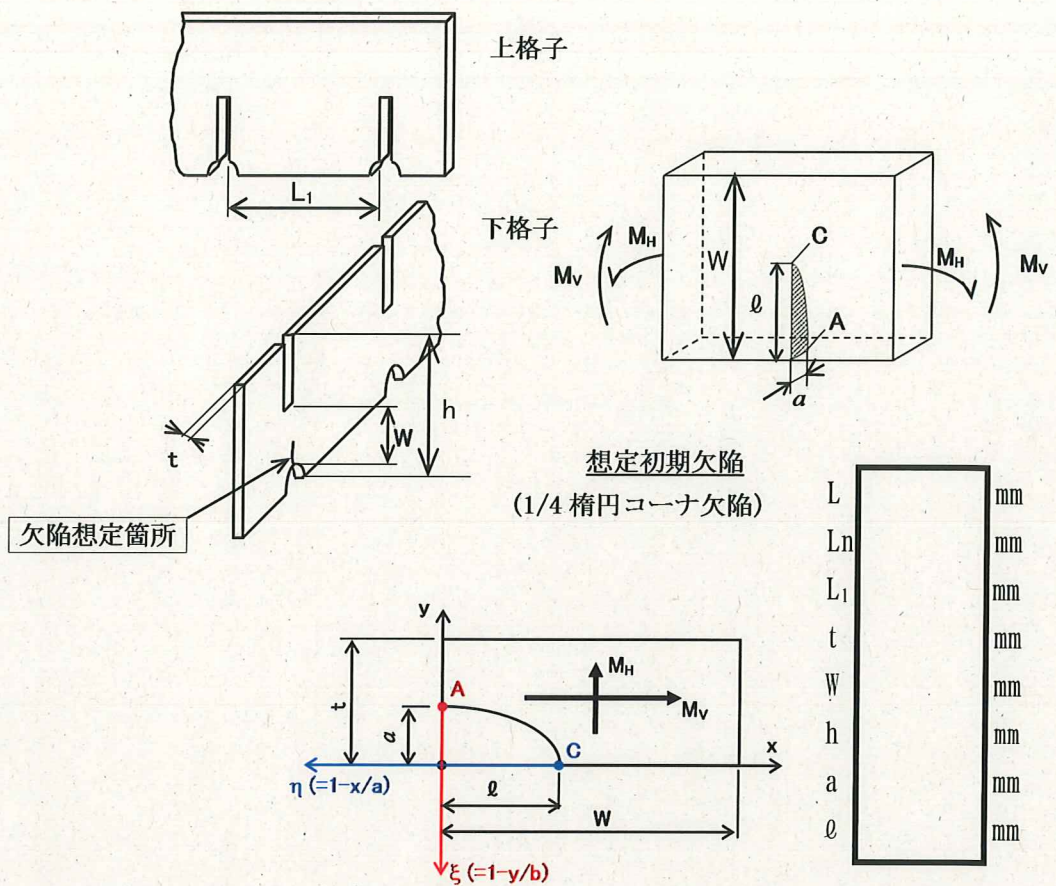


図 5-1 上部格子板の想定欠陥部位

(2) 考慮する荷重

評価位置に作用する荷重は死荷重及び地震荷重とし、差圧は亀裂が閉じる方向に作用するため、保守的に考慮しない。地震荷重は表 5-2 に示す基準地震動 S_s による値を用いた。

表 5-2 考慮する荷重

想定部位	地震荷重	
	鉛直力 [-]	水平力*1 [N]
上部格子板下側グリッド プレート切り欠き部		

*1: 燃料集合体 764 体分の値

(3) 考慮する応力

考慮する応力は死荷重及び地震荷重による応力とし、熱膨張応力は通常運転時の熱応力が微小であることから考慮しない。

また、評価に用いる応力は最長グリッドプレート中央部の応力とし、亀裂を想定する下側グリッドプレートに切り欠き部が存在するため、応力集中係数 を考慮する。

① 鉛直方向荷重による応力

死荷重及び地震の鉛直力による荷重 W_V 及び最長グリッドプレート中央部の曲げモーメント M_V は、次式により求めた。

$$W_V = \rho \cdot t \cdot h \cdot L \cdot (1 + C_V) \cdot g = \text{} [N]$$

$$M_V = \frac{W_V}{2} \cdot \left(\frac{L}{6} + \frac{Ln^2}{L} - Ln \right) = \text{} [N \cdot mm]$$

ここで、 ρ ：材料の密度 = $[kg/mm^3]$

t ：グリッドプレート板厚

h ：グリッドプレート高さ

L ：最長グリッドプレート長さ

Ln ：グリッドプレート中央切欠き部までの長さ

C_V ：鉛直震度

g ：重力加速度

よって、鉛直方向曲げ応力 σ_{bv} は次式で求められる。

$$\sigma_{bv} = \frac{M_V}{Z} \times \alpha = \text{} [MPa]$$

ここで、 Z ：グリッドプレートの断面係数

α ：応力集中係数

② 水平方向荷重による応力

上部格子板の取付位置において、4本の燃料集合体がグリッドプレートに与える地震の水平方向荷重 W_H 及び最大曲げモーメント M_H は、次式により求めた。

なお、曲げモーメント M_H は上部格子板の格子の内側にのみ発生し、亀裂想定部位については格子を構成するグリッドプレートの板厚内に位置するため、曲げモーメント M_H は発生しないと考えられるが、ここでは保守的に考慮した。

$$W_H = \frac{4H}{764} = \boxed{} [N]$$

$$M_H = \frac{W_H \cdot L_1}{12} = \boxed{} [N \cdot mm]$$

ここで、 H ：地震の水平力

L_1 ：グリッドプレート1スパンの長さ

よって、引張応力 σ_m 及び水平方向曲げ応力 σ_{bh} は次式で求められる。

$$\sigma_m = \frac{W_H}{2A} \times \alpha = \boxed{} [MPa]$$

$$\sigma_{bh} = \frac{M_H}{Z} \times \alpha = \boxed{} [MPa]$$

ここで、 A ：グリッドプレートの断面積

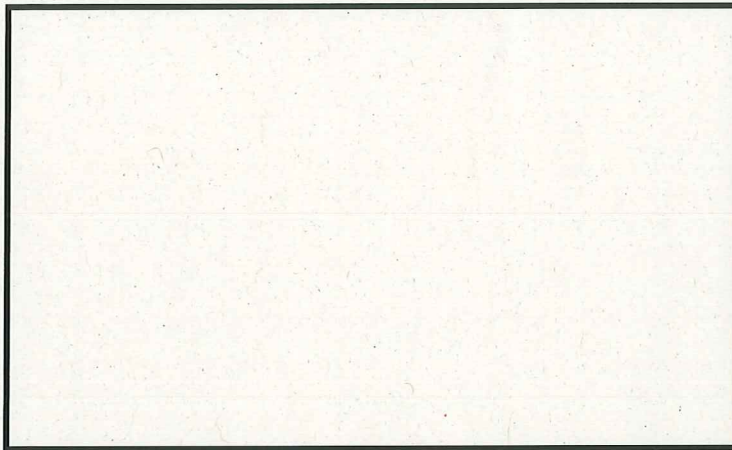
2. 評価結果

(1) 中性子照射を受けたステンレス鋼の破壊靱性値（許容値）

維持規格 2008 添付 E-14 3. (1) に示される中性子照射量 8.0×10^{24} n/m² を超える場合の値である $43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした。

(2) 地震時の応力拡大係数

1/4 楕円亀裂の応力拡大係数 K_I は、以下に示す式*3 より求めた。



ここで、 A_{mn} ：応力分布の係数

M ：亀裂の深さと長さの比 (a/ℓ) と、亀裂の深さと板厚の比 (a/t) から求める係数

a ：亀裂の深さ

ℓ ：亀裂の長さ



上記により求めた想定亀裂の応力拡大係数 K_I を表 5-3 に示す。

表 5-3 想定亀裂の応力拡大係数

項目	記号	単位	評価
グリッドプレート板厚	t	mm	
亀裂の深さ	a	mm	
亀裂の長さ	ℓ	mm	
切り欠き部リガメント高さ	W	mm	
水平方向荷重 W_H による引張応力	σ_m	MPa	
鉛直方向曲げモーメント M_V による曲げ応力	σ_{bv}	MPa	
水平方向曲げモーメント M_H による曲げ応力	σ_{bh}	MPa	
亀裂の深さと長さの比	a/ℓ	—	
亀裂の深さと板厚の比	a/t	—	
A 点（最深点）の応力拡大係数	K_{00}	MPa \sqrt{m}	
	K_{01}		
	K_{02}		
	K_I		
C 点（表面点）の応力拡大係数	K_{00}	MPa \sqrt{m}	
	K_{01}		
	K_{02}		
	K_I		
応力拡大係数（最大値）	K_I	MPa \sqrt{m}	

表 5-4 に示すとおり、Ss 地震時の応力拡大係数 K_I は 21.3 MPa \sqrt{m} となり、照射ステンレス鋼の破壊靱性値 43.2 MPa \sqrt{m} を下回っていることから、不安定破壊は生じることはなく、耐震安全性評価上問題ない。

表 5-4 評価結果

地震条件	応力拡大係数 K_I [MPa \sqrt{m}]	破壊靱性値 K_{IC} [MPa \sqrt{m}]
Ss	21.3	43.2

以 上

別紙6 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））を考慮した耐震安全性評価について

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））の評価内容を以下に示す。

1. 評価仕様

(1) 評価仕様

- ・適用地震動：基準地震動 S_s ，弾性設計用地震動 S_d (S_s 応答の 1/2)，静的震度 C_i
- ・減衰定数：JEAC 4601-2008 に基づく
- ・評価用肉厚：必要最小肉厚 (t_{sr})，40 年時点の想定肉厚*

※：算出条件としては，保守的に冷温停止期間は考慮せず評価期間に対し減肉が進展するものと想定

(2) 解析モデルとモデル数

3次元多質点梁モデルによるスペクトルモーダル解析にて評価を実施した。なお，系統毎のモデル数は下表となる（添付資料-1 参照）。

表 6-1 系統毎のモデル数

系統	モデル名	モデル数
給水系	FDW-008	1

(3) ラインの抽出根拠及び減肉の種別

冷温停止維持に必要な設備の中で，以下の条件に適合するラインを評価対象とした。

- ・配管材質：炭素鋼（対策材やライニング配管を除く）
- ・運転状態：常時運転（冷温停止中において配管内部に流体が流れている範囲）
- ・管理ランク：FAC-2，FAC-S
（発電用原子力設備規格 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）に基づく）
- ・流体状態：高温（95℃以上）または高圧（1.9MPa 以上）

なお，評価対象系統（給水系）のうち原子炉格納容器内の対象ラインについては，実機配管形状から「発電用原子力設備規格 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）」に示される偏流効果が著しくなるような偏流発生要素の連続部分は特に見られないこと，さらに実機測定データから顕著な減肉傾向がないことを確認していることから FAC-1 範囲として評価対象範囲外としている（添付資料-1 参照）。

一方，原子炉格納容器外の対象ラインについては，流れ加速型腐食（FAC）が想定される偏流部位（原子炉冷却材浄化系との合流部）の配管材質が先行プラントと異なり炭素鋼が使用されており，FAC-1 及び FAC-S として評価対象範囲としている。また，評価対象のモデル範囲で冷温停止対象の範囲はクラス区分 2（冷温停止中は電動弁 F050A/B 全閉にて隔離し

ている) までのため、クラス区分 3 のモデル範囲は今回の評価対象範囲には該当しない (添付資料-1 参照)。

(4) 評価対象としたラインに係る耐震重要度区分毎の対象及び評価対象部位

クラス区分、耐震重要度区分の範囲及び評価対象部位については、添付資料-2 のとおり。

また、40 年時点での想定肉厚による評価条件の具体的内容を添付資料-3 に示す。

(5) 評価結果

必要最小肉厚及び 40 年時点での想定肉厚による応力評価結果を表 6-2 に示す。

なお、耐震安全性評価書では、応力評価結果で整理した応力比 (発生応力値/許容応力値) が最も大きい評価点の値を記載している。

必要最小肉厚による応力評価の結果、給水系と原子炉冷却材浄化系との合流部にて一次応力が許容応力を超える評価点を確認されたことから、40 年時点での想定肉厚による評価条件で再度応力評価を実施し、一次応力による発生応力値が許容応力値を超えないことを確認した。

表 6-2 必要最小肉厚及び 40 年時点での想定肉厚による応力評価結果
(モデル名: FDW-008, クラス区分: クラス 2, 耐震重要度: B, 応力種別: 一次応力)

配管肉厚	評価点	発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	備考
必要最小肉厚	136	205	187	応力比最大の評価点
40 年想定肉厚	136 [※]	131		
	116	133		応力比最大の評価点

※: 40 年想定肉厚条件における応力比最大ではないが、参考として必要最小肉厚条件における応力比最大の評価点の発生応力値を記載

また、耐震安全性評価書に記載している応力評価結果と評価点の位置情報との関係を添付資料-2 にて以下のように示す。

○: 一次応力

(6) 添付資料

添付資料-1 : 「評価対象範囲図」

添付資料-2 : 「給水系 (FDW) モデル図」

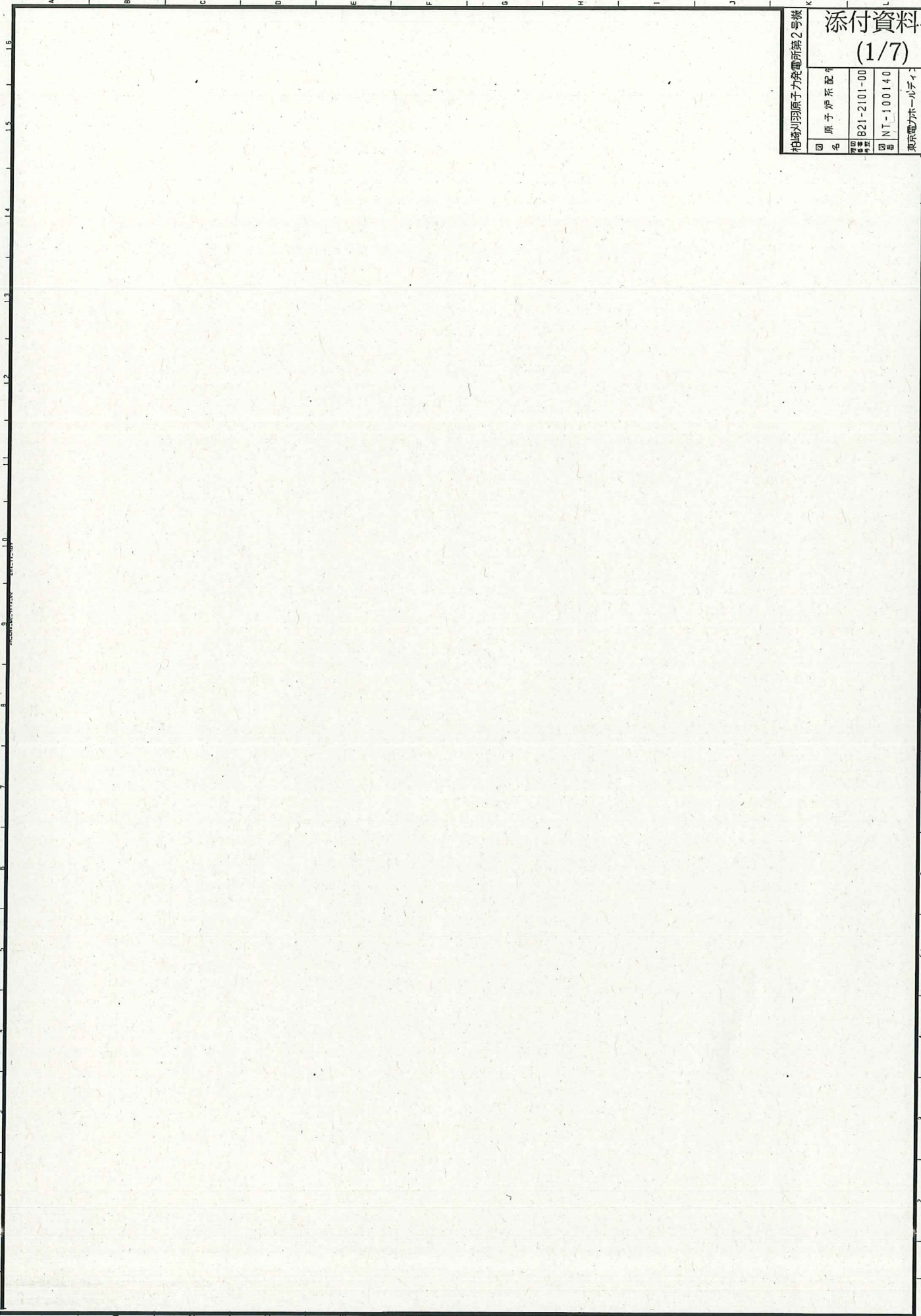
添付資料-3 : 40 年時点での想定肉厚による評価条件について

以上

柏崎刈羽原子力発電所第2号機

添付資料-1 (1/7)

国名	原子炉系配
炉番号	B21-2101-00
国番号	NT-100140
国名	東京電力ホールディングス

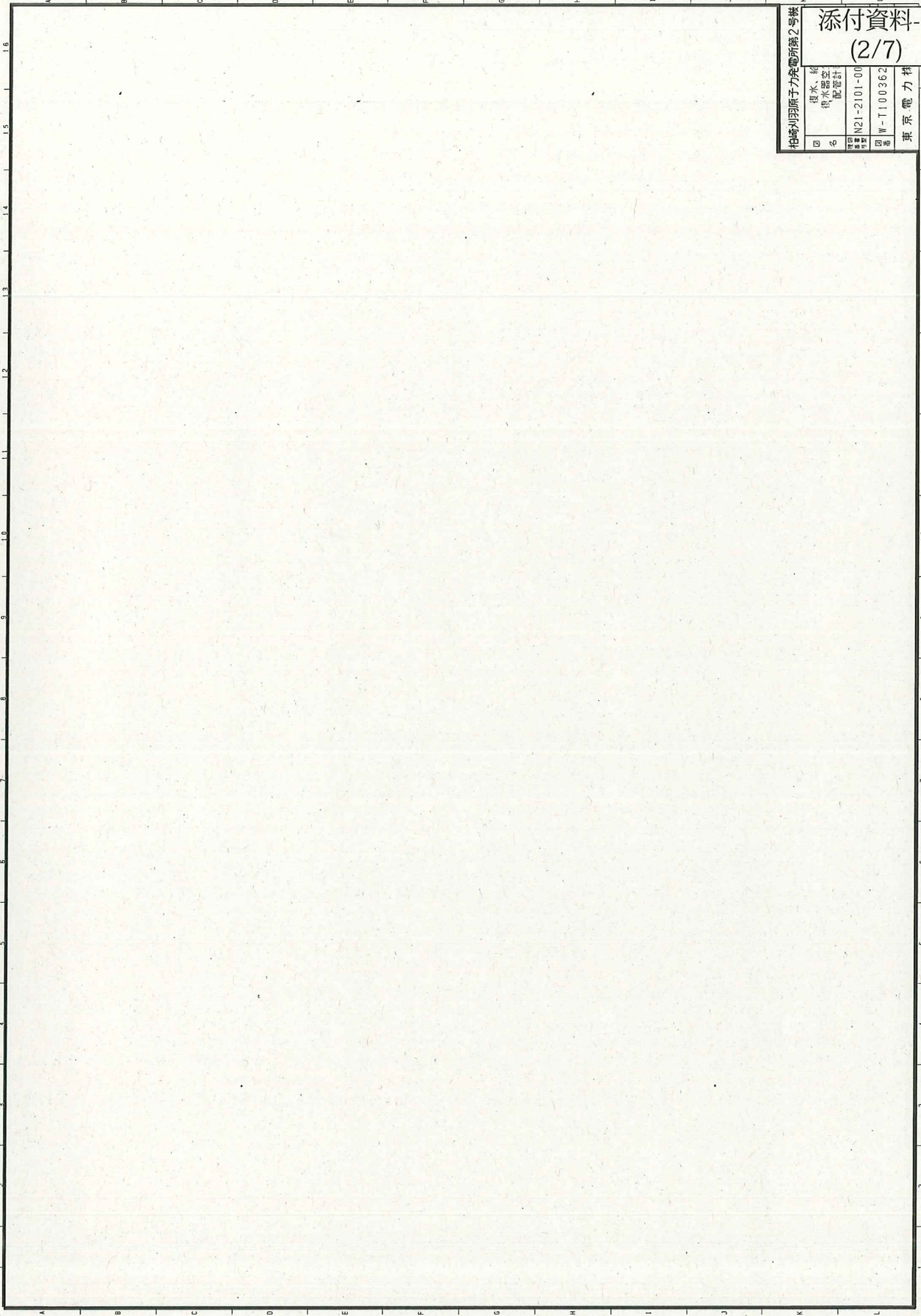


柏崎刈羽原子力発電所第2号機

添付資料-1
(2/7)

図名	復水線 待水器具 配管計
図番	N21-2101-00
図号	W-T100362

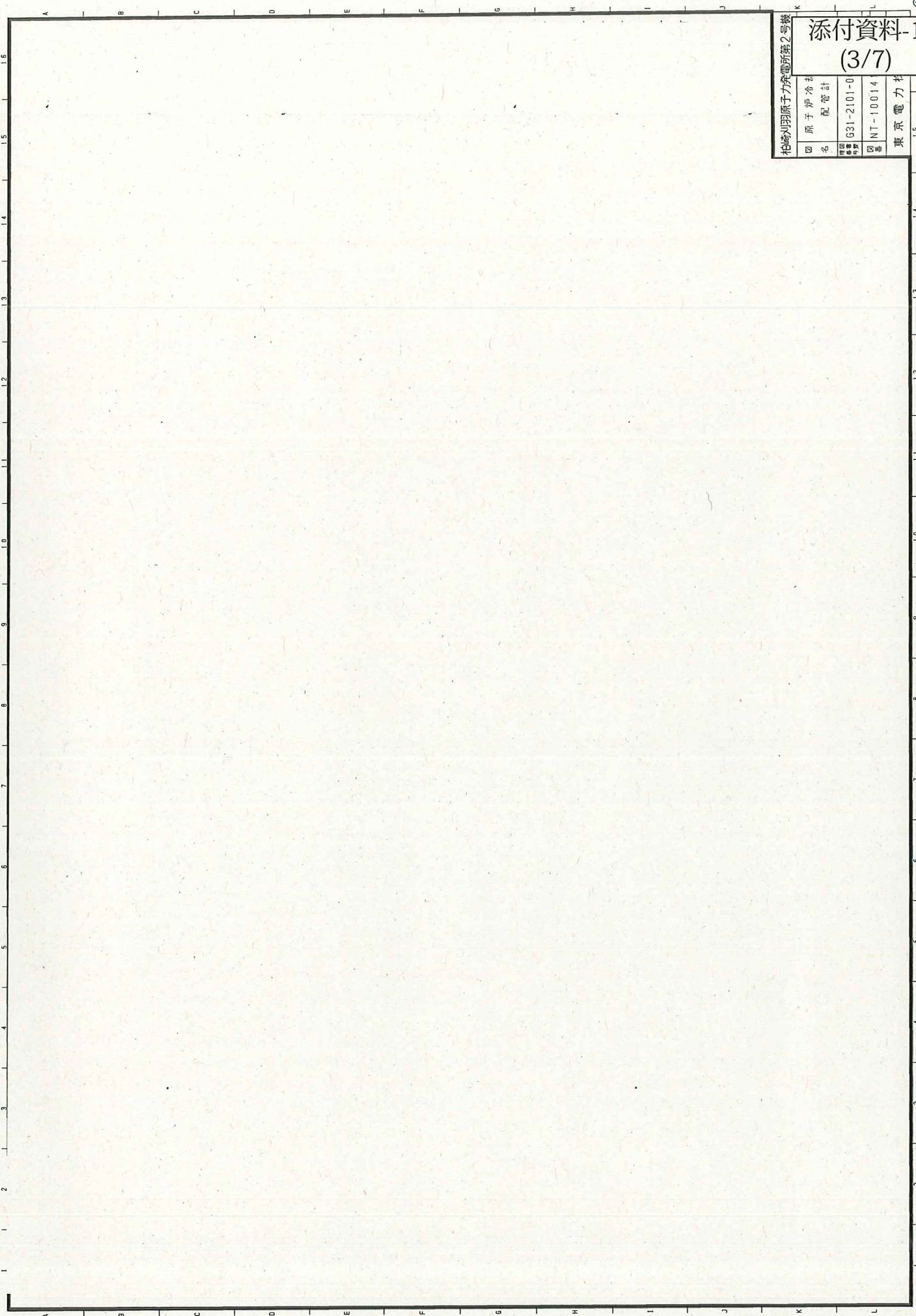
東京電力株



柏崎刈羽原子力発電所第2号機

添付資料-1
(3/7)

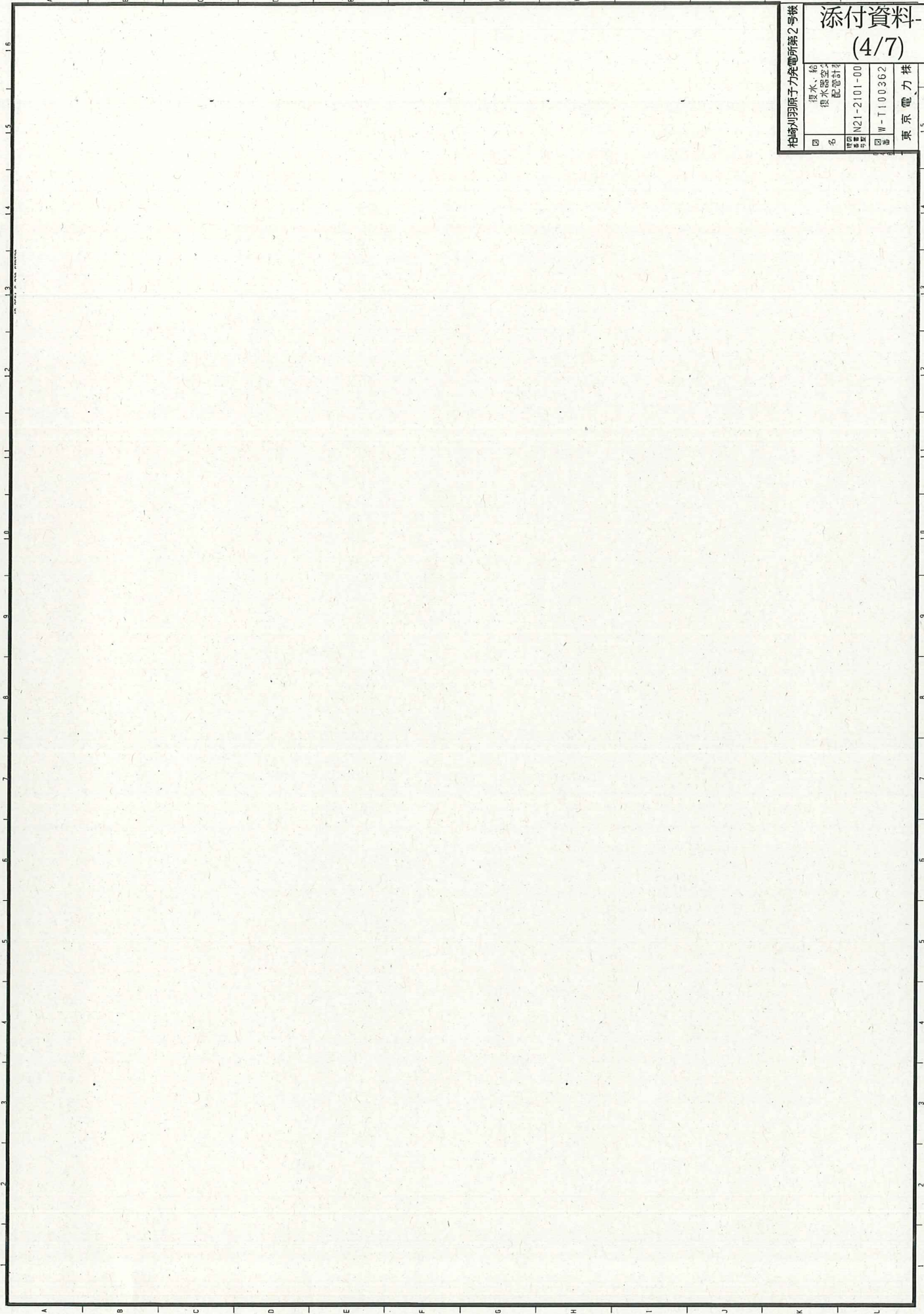
図名	原子炉冷却配管計
図番	631-2101-0
図種	NT-10014
図製	東京電力株

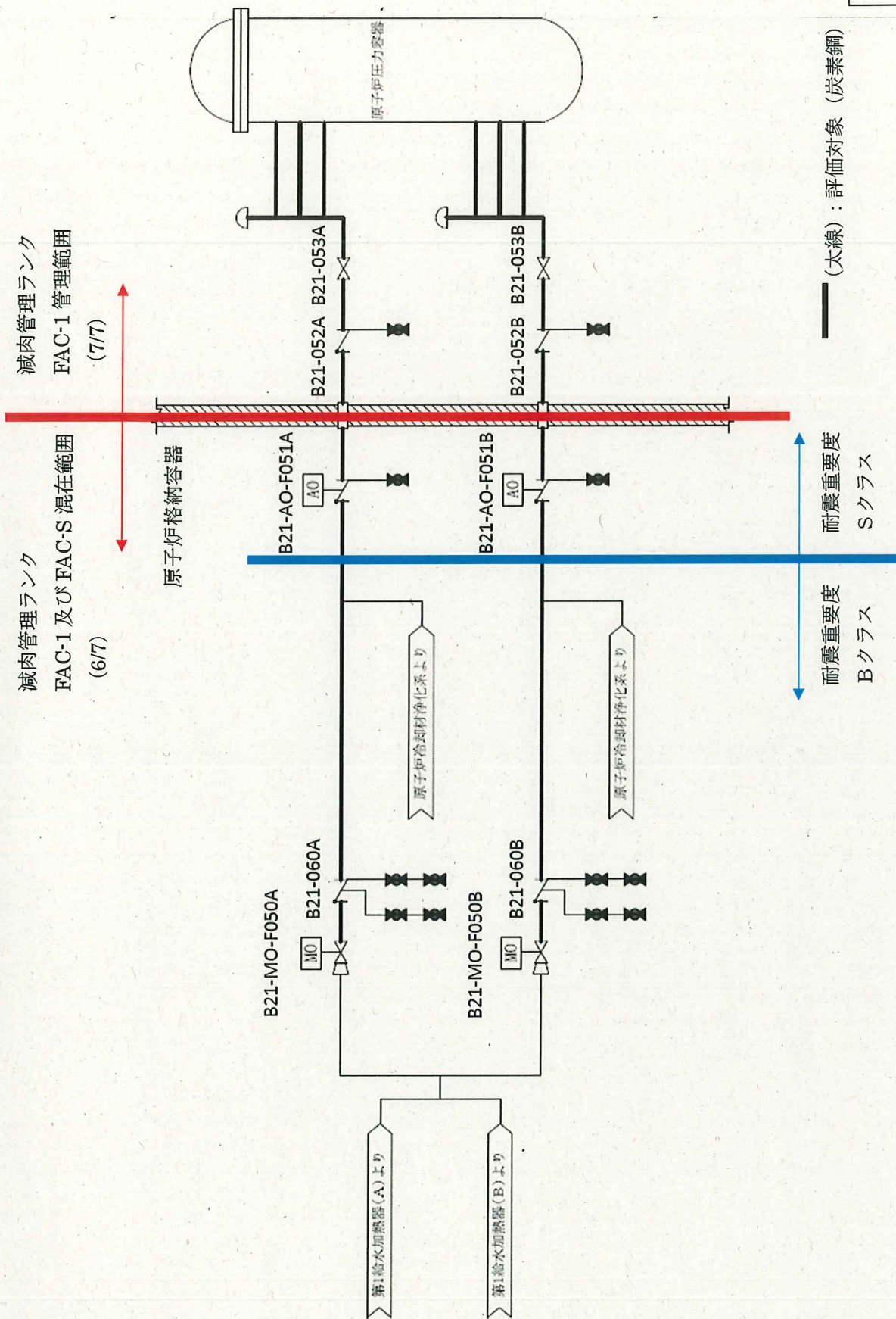


柏崎刈羽原子力発電所第2号機

添付資料-1 (4/7)

図名	備水、給 排水器類 配管計画
図番	N21-2101-00
図名	W-T100362
図番	東京電力株





炭素鋼配管 (給水系) の系統概要図

(B系も同様のライン構成のため記載省略)

評価対象ライン (炭素鋼配管 (給水系)) の配管施工図

(B系も同様のライン構成のため記載省略)

原子炉格納容器内の配管構造図

東京電力 HD 株式会社 霞 柏崎刈羽原子力発電所第2号機

配管名称

給水配管

東京電力 HD 株式会社 霞 柏崎刈羽原子力発電所第2号機

配管名称

給水配管

東京電力 HD 株式会社 柏崎刈羽原子力発電所第2号機

配管名称

給水配管

東京電力 HD 株式会社 柏崎刈羽原子力発電所第2号機

配管名称

給水配管

東京電力 HD 株式会社 霞 柏崎刈羽原子力発電所第2号機

品名

給水配管

40年時点での想定肉厚による評価条件について

第二段階評価対象となった解析モデルについて、実機測定データに基づき40年時点での想定肉厚を設定する際の評価条件の具体的内容を以下に示す。

1. 実機測定データの整理と最大減肉率の選定方法

評価対象モデル（FDW-008）について、以下のステップより実測データから減肉率を選定した。また、この減肉率から得られる想定板厚をモデルの減肉想定箇所に設定し配管解析を実施した。

〔STEP1〕 測定実績ポイント（に対する実測データ）の抽出

- 系統毎の全測定ポイントから測定実績がある全ポイントを抽出する。

〔STEP2〕 炭素鋼部測定データの抽出、測定回数のグルーピング

- STEP1で抽出した測定ポイントを「2回以上測定を行った実績があるポイント」と「1回測定した実績のポイント」に選別する。
- 測定ポイントのうち、炭素鋼部以外のものは除外する。

〔STEP3〕 口径別 最大減肉率の選定

- 当該モデルを構成する配管口径に対し、2回以上測定のグループに属するデータから最大減肉率を選定する。ただし、「実測データ記録と減肉算定値が不一致の可能性があり」といった場合は除外する。
- 同一口径のデータが存在しない場合は、2回以上測定のグループに属するデータのうち、近い口径の最大減肉率を適用する。ただし、1回測定のグループに属するデータに同一口径のデータが存在し、2回以上測定のグループが選定したデータより減肉率が大きい場合には、保守的に1回測定のデータを適用する。

〔STEP4〕 想定板厚の算定／モデルへの設定

- STEP3の減肉率を用いて、モデル内測定ポイントの実測板厚値及び想定減肉期間から想定板厚を推定する。
- 配管モデル中の減肉想定箇所に推定した想定板厚を設定し、一様減肉時の断面性能（剛性）を想定した配管解析を行う。

2. 具体的な評価内容

配管減肉を考慮した給水系について、配管口径毎に選定した配管減肉率、評価用の肉厚条件を表1に示す。

表1 給水系配管の評価用肉厚条件

クラス 区分	配管口径	外径 (mm)	適用減肉率 (mm/10khr)	配管肉厚		
				公称肉厚	必要最小肉厚 (tsr)	40年時点肉厚
2	500A					
2	100A					

(1) 配管減肉率の算出方法

1回測定時の減肉率の算出方法は、JSME S NH1-2006「沸騰水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」CA-5100 減肉率の算出(1)初回試験時の減肉率算出方法(公称肉厚法)に従い算出した。

給水系の各測定点における配管減肉率の算出結果を表2に示す。

初回試験時の減肉率算出方法(公称肉厚法)

$$W'_1 = (t_{nom} - t_1) / (T_1 - T_0)$$

t_{nom} : 公称厚さ

ただし、供用開始前試験や製造・加工記録等により供用開始前
の実際の肉厚がわかっている場合は、その肉厚とする。

t_1 : 第1回目試験時の測定厚さ

T_0 : 供用開始までのプラント累積運転時間

T_1 : 第1回目試験時までのプラント累積運転時間

(2) 配管減肉率の選定方法

当該モデルを構成する配管口径の測定結果がある場合、複数回の測定データから最大の減肉率を、測定実績のない配管口径に対しては比較的近い配管口径の最大減肉率を適用した。

ただし、形状変化部により測定誤差が大きいと考えられるものや、測定時期の時系列によらず配管肉厚が増減しているものは除外している。

給水系の各測定点における配管減肉率の選定結果を表3に示す。

(3) 評価用配管肉厚の算出方法

評価時点における配管肉厚の算出式を以下に示す。

なお、40年時点の想定肉厚算出条件としては、保守的に冷温停止期間は考慮せず評価期間に対し減肉が進展するものと想定する。

【測定実績なし】

$$40\text{年時点の配管肉厚} = \text{公称肉厚} - 40\text{年後の経過時間} \times \text{減肉率}$$

【測定実績あり】

$$40\text{年時点の配管肉厚} = \text{測定最小肉厚} - (40\text{年後の経過時間} - \text{最終測定定検回終了までの経過時間}) \times \text{減肉率}$$

表 2 (1/2) 給水系配管の減肉率の算出結果

No.	系統	測定箇所番号	測定回数	当該形状	部品材質	口径分類	外径 (mm)	公称肉厚 (mm)	設計温度 (°C)	設計圧力 (Mpa)	減肉率 (mm/10hr)
1	FDW										
2	FDW										
3	FDW										
4	FDW										
5	FDW										
6	FDW										
7	FDW										
8	FDW										
9	FDW										
10	FDW										
11	FDW										
12	FDW										
13	FDW										
14	FDW										
15	FDW										
16	FDW										
17	FDW										
18	FDW										
19	FDW										
20	FDW										
21	FDW										
22	FDW										
23	FDW										
24	FDW										
25	FDW										
26	FDW										
27	FDW										
28	FDW										
29	FDW										
30	FDW										
31	FDW										
32	FDW										
33	FDW										
34	FDW										
35	FDW										
36	FDW										
37	FDW										
38	FDW										
39	FDW										
40	FDW										
41	FDW										
42	FDW										
43	FDW										
44	FDW										
45	FDW										
46	FDW										
47	FDW										
48	FDW										
49	FDW										
50	FDW										
51	FDW										
52	FDW										
53	FDW										
54	FDW										
55	FDW										
56	FDW										
57	FDW										
58	FDW										
59	FDW										
60	FDW										
61	FDW										
62	FDW										
63	FDW										
64	FDW										
65	FDW										
66	FDW										
67	FDW										
68	FDW										
69	FDW										
70	FDW										
71	FDW										
72	FDW										
73	FDW										
74	FDW										
75	FDW										
76	FDW										
77	FDW										
78	FDW										
79	FDW										
80	FDW										
81	FDW										
82	FDW										
83	FDW										
84	FDW										
85	FDW										
86	FDW										
87	FDW										

表 2 (2/2) 給水系配管の減肉率の算出結果

No.	系統	測定箇所番号	測定回数	当該形状	部品材質	口径分類	外径 (mm)	公称肉厚 (mm)	設計温度 (℃)	設計圧力 (Mpa)	減肉率 (mm/10Khr)
88	FDW										
89	FDW										
90	FDW										
91	FDW										
92	FDW										
93	FDW										
94	FDW										
95	FDW										
96	FDW										
97	FDW										

表 3 給水系配管の減肉率選定一覧表

KK2PLM FDW系減肉率の選定一覧表

配管口径	炭素鋼配管 外形(mm)	tsr NG モデル口径 FDW-008	減肉率測定結果(mm/10khr)		適用減肉率 (mm/10khr)	根拠	選定番号*
			2回以上	1回			
500A -20B							
400A -16B							
300A -12B							
250A -10B							
200A -8B							
150A -6B							
100A -4B							
25A -1B							

注記：(1) 選定の優先条件は以下のとおり

1. 2回以上測定データ
2. 2回以上の測定実績がない場合、2回以上の近接呼び径の減肉率と1回測定の減肉率のうち大きな減肉率
3. 近接呼び径に2回以上の測定実績がない場合、近接呼び径の1回測定の減肉率のうち大きな減肉率
4. 近接呼び径に1回の測定実績がない場合、存在するものを無条件に適用
5. 同一系統に測定実績がない場合、類似系統の近似呼び径から減肉率を適用

(2) 「適正なし」とは、測定実績はあるが以下より当該口径の減肉率が選択できないことをいう。

- ・測定データに基づく精査の結果、適正な減肉率がない場合

*：減肉率を選定した際の(1)の優先条件の番号を示す。

以上