

志賀原子力発電所1号炉 審査資料	
資料番号	志賀1PLM-補-08 改7
提出年月日	2023年6月14日

志賀原子力発電所1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6月14日

北 陸 電 力 株 式 会 社

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 評価対象	4
3.2 評価手法	7
3.3 評価に用いる地震動	10
3.4 評価に用いる地震力	12
3.5 代表の選定	12
4. 耐震安全性評価	14
4.1 代表の耐震安全性評価	14
4.2 動的機能維持に係る耐震安全性評価	18
4.3 現状保全	19
4.4 総合評価	19
5. まとめ	20
5.1 審査ガイド適合性	20
5.2 施設管理に関する方針として策定する事項	24
別紙 1 建設後に実施した耐震補強の実績について	1-1
別紙 2 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）について耐震性への影響を軽微とした理由	2-1
別紙 3 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	3-1
別紙 4 劣化想定期間の説明において示す経年劣化事象について	4-1
別紙 5 能登半島地震（2007 年 3 月 25 日）による影響について	5-1
別紙 6 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	6-1
別紙 7 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価結果について	7-1
別紙 8 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結果について	8-1
別紙 9 伝熱管（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果について	9-1
別紙 10 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について	10-1
別紙 11 原子炉冷却材再循環系配管の粒界型応力腐食割れを■事象とする評価の具体的内容について	11-1
別紙 12 動的機能維持評価の記載方針について	12-1
別紙 13 弾性設計用地震動 Sd の妥当性について	13-1
別紙 14 ベント管ベローズの疲労解析結果について	14-1
別紙 15 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労評価結果について	15-1

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項の規定に基づき実施した、冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価のうち、耐震安全性評価の評価結果について補足説明するものである。

なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価（以下、「技術評価」という。）については高経年化技術評価書に取りまとめている。

高経年化技術評価における耐震安全性評価とは、耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象について、評価対象機器・構造物の経年劣化を加味して耐震重要度クラスに応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価することをいう。

2. 基本方針

各機器・構造物の材料、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して高経年化技術評価を行った結果、保全対策を講じても管理ができない経年劣化事象は抽出されていない。

したがって、耐震性を考慮した場合にも、耐震性に影響を与える経年劣化事象を保全対策により適切に管理することで、耐震安全性の確保が可能であると考えられる。

しかしながら、高経年プラントの耐震性については、上記経年劣化事象の管理の観点からも、技術的評価を実施して安全性を確認しておく必要があると考えられることから、「技術評価」の中で耐震安全性の評価を実施するものである。

耐震安全性評価に対する評価の基本方針は、評価対象機器について発生し得る経年劣化事象に対して実施した「技術評価」に対し、耐震性を考慮した評価を実施し、運転開始後40年時点までの期間において「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」（以下、「審査ガイド」という。）及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」（以下、「実施ガイド」という。）の要求事項を満たすことを確認することである。

耐震安全性を評価するにあたっての要求事項を表1に整理する。

表1 耐震安全性評価についての要求事項（1／2）

ガイド名	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑥ 動的機器（部位）の抽出</p> <p>動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。</p> <p>⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出</p> <p>経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出</p> <p>耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑳-1 耐震安全性の評価</p> <p>実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価</p> <p>耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。</p> <p>㉒-1 耐震安全上の追加保全策の策定</p> <p>想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。</p> <p>㉔ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮</p> <p>現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査</p> <p>① 長期施設管理方針の策定</p> <p>すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>

表1 耐震安全性評価についての要求事項（2/2）

ガイド名	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑥ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。</p> <p>実用炉規則第82条第1項から第3項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後30年、40年又は50年を超過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、PLM基準2008版の6.3.4耐震安全性評価を用いることができる。</p> <p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更</p> <p>長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。</p>

3. 評価対象と評価手法

3.1 評価対象

3.1.1 耐震安全性評価対象機器

評価対象機器は、「技術評価」における評価対象機器と同じ機器とする。

上記の評価対象機器のうち、以下の機器を耐震安全性評価における代表機器とする。

- ・「技術評価」で行った機器のグループ化における「同一グループ内での代表機器」
- ・「同一グループ内での代表機器」より耐震重要度が上位の機器

なお、評価対象機器に対し、建設後に実施した耐震補強実績について別紙1に示す。

3.1.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

3.1.1 項にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、「技術評価」で評価対象機器・部位毎に想定される経年劣化事象については、以下のとおり分類される。

- (1) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）
- (2) 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）（△事象）
- (3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）（▲事象）

このうち、耐震安全性評価を実施する機器として、(1)及び(2)のうち「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの」でかつ「振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象ではない経年劣化事象」について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施する。

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローを図1に示す。

また、抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象及び評価対象機器を表2に示す。

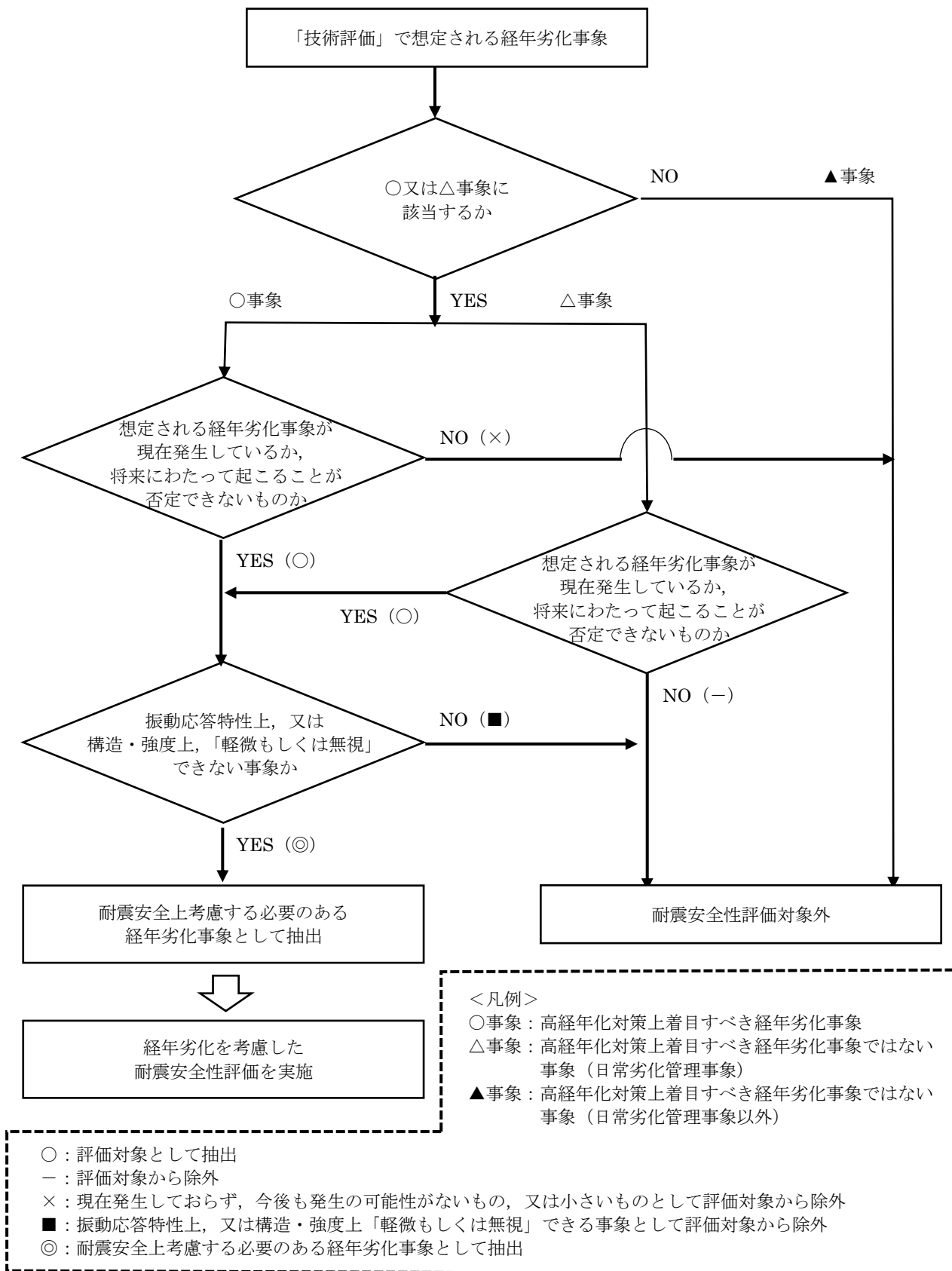


図1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

表2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物*1	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象					
	低サイクル 疲労	中性子 照射脆化	中性子照射 による 靱性低下	2相 ステンレス鋼 の熱時効	腐食	
					流れ加速型 腐食 (FAC)	全面 腐食
ポンプ	◎	—	—	—*6	—	—
熱交換器	—	—	—	—	◎	◎*2
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—
容器	◎*3*4	◎*3	—	—	—	—
配管	◎	—	—	—	—*5	—
弁	◎	—	—	—*6	—	—
炉内構造物	◎	—	◎	—	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—
コンクリート 構造物及び鉄 骨構造物	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—
空調設備	—	—	—	—	—	—
機械設備	—	—	—	—	—	—
電源設備	—	—	—	—	—	—
基礎ボルト	—	—	—	—	—	◎

*1：「技術評価」の機種分類

(耐震評価において、基礎ボルトは機械設備から独立させて評価した)

*2：胴の全面腐食

*3：原子炉圧力容器

*4：原子炉格納容器

*5：炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食〔FAC〕）については、構造等からFACは生じにくく、耐震性への影響は軽微であると判断。詳細を別紙2に示す。

*6：補足説明資料（2相ステンレス鋼の熱時効）にて、2相ステンレス鋼の熱時効の評価対象機器・部位の抽出結果及び代表機器での地震力を考慮した評価結果を示す。

【凡例】

◎：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象もしくは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）のうち、振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象

3.2 評価手法

3.2.1 主な適用規格

耐震安全性評価に用いた規格を以下に示す。

- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版〔2007年追補版〕） JSME S NC1-2005/2007」（以下、「設計・建設規格」という。）
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版） JSME S NA1-2008」（以下、「維持規格」という。）
- ・日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」（以下、「JEAG4613-1998」という。）
- ・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」（以下、「JEAC4206」という。）
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」（以下、「配管減肉管理規格」という。）
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601-補-1984」（以下、「JEAG4601」という。）
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」（以下、「JEAG4601」という。）
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針追補版 JEAG4601-1991」（以下、「JEAG4601」という。）
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規格 JEAC4601-2008」（以下、「JEAC4601」という。）

なお、現行の JEAG4601 以外の値を適用した耐震安全性評価を実施したケースについて、別紙 3 に記載する。

3.2.2 劣化想定期間

冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価では、評価期間である運転開始後 40 年時点までの健全性評価を実施する。ただし、評価時点（2021 年 7 月 30 日）から運転開始後 40 年時点までの期間はプラントの冷温停止維持状態を想定すること及び至近のプラント停止時点から評価時点まではプラントが冷温停止していたことから、劣化の想定期間は劣化事象毎に異なり、以下のとおりである。

なお、ここでは、技術評価において想定された経年劣化事象のうち、耐震安全性評価対象として、「図 1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フロー」において耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象（◎事象）として抽出した経年劣化事象を示す（別紙 4 参照）。

- (1) 冷温停止維持状態において発生・進展しない事象（低サイクル疲労，中性子照射脆化，中性子照射による靱性低下）

評価期間は運転開始後 40 年時点であるが，至近のプラント停止時点（第 13 回定期検査開始日）以降，過渡及び中性子照射は発生しないことから，劣化の想定期間は評価時点

(2021年7月30日) までとする。

- (2) 冷温停止維持状態において発生・進展の可能性が想定される事象（腐食〔全面腐食〕）
評価期間は運転開始後40年時点，劣化の想定期間も同様とする。

上記，(1)(2)の考え方について表3に示す。

表3 冷温停止状態での劣化の想定期間

経年劣化事象	評価対象機器	評価期間及び劣化の想定期間		営業運転開始後	
				評価時点 2021.7.30	40年時点 2033.7.30
低サイクル疲労	炉内構造物, 原子炉圧力容器, 配管, 弁等	評価期間	運転開始後 40年時点まで	▼	
		劣化の 想定期間	評価時点まで		
中性子照射脆化	原子炉圧力 容器	評価期間	運転開始後 40年時点まで	▼	
		劣化の 想定期間	評価時点まで		
中性子照射による靱性低下	炉内構造物	評価期間	運転開始後 40年時点まで	▼	
		劣化の 想定期間	評価時点まで		
腐食	熱交換器, 基礎ボルト	評価期間	運転開始後 40年時点まで	▼	
		劣化の 想定期間	運転開始後 40年時点まで		

3.2.3 耐震安全性評価の評価手法

(1) 低サイクル疲労（炉内構造物，原子炉压力容器，配管，弁等）

評価期間である運転開始後 40 年時点まで（劣化の想定は評価時点まで）の過渡回数を考慮した疲れ累積係数，基準地震動 S_s を考慮した疲れ累積係数の合計値が許容値 1 を下回ることを確認する。

(2) 中性子照射脆化（容器〔原子炉压力容器〕）

原子炉压力容器円筒胴（炉心領域）に，評価期間である運転開始後 40 年時点まで（劣化の想定は評価時点まで）の中性子照射脆化と地震を考慮した場合の温度・圧力制限曲線を求め健全性を確認する。

(3) 中性子照射による靱性低下（炉内構造物）

初期亀裂を想定し，地震時の応力拡大係数が，評価期間である運転開始後 40 年時点まで（劣化の想定は評価時点まで）の中性子照射量を考慮した破壊靱性値を下回ることを確認する。

(4) 腐食（流れ加速型腐食〔FAC〕）（熱交換器）

伝熱管に管理値までの伝熱管内面の減肉を考慮して地震時の発生応力を算出し，許容応力を下回ることを確認する。

(5) 腐食（全面腐食）（熱交換器，基礎ボルト）

評価期間である運転開始後 40 年時点までの腐食減肉を想定して地震時の発生応力を算出し，許容応力を下回ることを確認する。

3.3 評価に用いる地震動

高経年化技術評価における耐震安全性評価では，実施ガイドの附則（経過措置）に従い，発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成 18 年 9 月 19 日）により策定した基準地震動 S_s による評価を実施する。

○ 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成 18 年 9 月 19 日）に従い策定した基準地震動 S_s

耐震安全性評価に用いる基準地震動 S_s は，「敷地毎に震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せずに策定する地震動」を考慮し，敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定している。

基準地震動 S_s の応答スペクトル図を図 2 に示す。

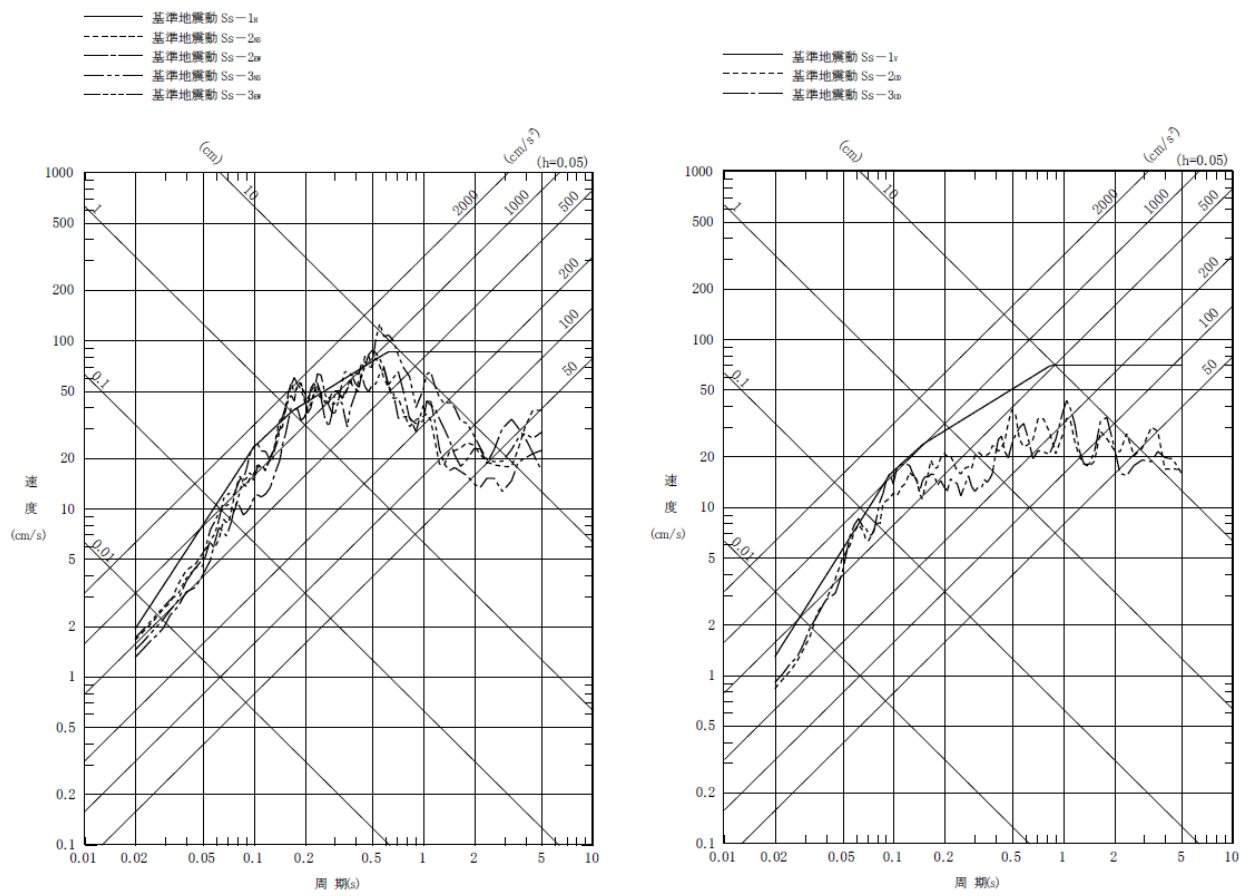


図2 基準地震動 S_s の応答スペクトル図

3.4 評価に用いる地震力

3.4.1 評価用地震力

耐震安全性評価に用いる地震力は、各機器の耐震重要度に応じて表4のとおり選定する。

表4 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる地震力

耐震重要度	評価に用いる地震力
Sクラス	基準地震動 S_s^{*1} により定まる地震力
	弾性設計用地震力 S_d^{*2} により定まる地震力と Sクラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方
Bクラス	Bクラスの機器に適用される地震力 ^{*3}
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

*1：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日）により策定した地震動

*2：弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルは、 S_s-1 の応答スペクトルに対して係数0.79を乗じて設定している。

*3：支持構造物の振動と共振のおそれがあるものについては、弾性設計用地震動 S_d による地震力の1/2についても考慮する。

3.4.2 能登半島地震による地震動の影響評価

能登半島地震（2007年3月25日）による観測記録に基づき、志賀原子力発電所における原子炉建屋、タービン建屋及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器・配管が地震によって受けた力を評価した結果、この地震による応力がⅢ_{AS}による許容値以下であり、弾性範囲に十分収まっていることを確認したため、安全上重要な機器・配管の耐震健全性が確保されていることを確認した（別紙5参照）。

3.5 代表の選定

耐震安全性評価では3.1.2項に示したとおり、「技術評価」における全ての評価対象機器を対象として耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施している。

補足説明資料では、抽出された経年劣化事象毎に代表を選定し（後打ちケミカルアンカ、後打ちメカニカルアンカを除く）、詳細な評価内容について説明する。

表5に事象毎の代表機器と選定理由を示す。

表5 補足説明資料における代表の選定

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象	代表機器	選定理由
低サイクル疲労	原子炉冷却材浄化系配管	<ul style="list-style-type: none"> 地震による疲れ累積係数が最も高い機器
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	<ul style="list-style-type: none"> 中性子照射脆化が耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出された唯一の機器
中性子照射による靱性低下	上部格子板	<ul style="list-style-type: none"> 最も中性子照射を受ける機器
流れ加速型腐食 (FAC)	原子炉補機冷却水系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 発生応力と許容応力の比が最大である機器 発生応力が最大である機器
全面腐食	1. 熱交換器 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 発生応力と許容応力の比が最大である機器 発生応力が最大である機器
	2. 基礎ボルト 軽油タンク	<ul style="list-style-type: none"> 発生応力と許容応力の比が最大である機器 発生応力が最大である機器
	3. 後打ちケミカルアンカ, 後打ちメカニカルアンカ	(代表を想定せずに, 全数一括評価)

4. 耐震安全性評価

4.1 代表の耐震安全性評価

4.1.1 低サイクル疲労

- ・原子炉冷却材浄化系配管

原子炉冷却材浄化系配管について、「技術評価」にて実施した運転実績回数に基づく疲れ累積係数に、基準地震動 S_s による疲れ累積係数を加えて評価を実施した。

評価の結果、表 6 に示すとおり、疲れ累積係数の合計値は許容値 1 以下となり、耐震安全性に問題のないことを確認した。

低サイクル疲労の詳細な評価内容を別紙 6 に示す。

表 6 原子炉冷却材浄化系配管の低サイクル疲労に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	運転実績回数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 (S_s 地震動)	合計* (許容値 1 以下)
原子炉冷却材浄化系配管	S	0.844	0.038	0.881

*: 運転実績回数に基づく疲れ累積係数と地震動による疲れ累積係数 (S_s 地震動) の合計値の差異は、数値処理での切上げによって生じたもの。

4.1.2 中性子照射脆化

- ・原子炉压力容器

原子炉压力容器胴（炉心領域）について、中性子照射脆化と基準地震動 S_s を考慮した場合の温度・圧力制限曲線を求め健全性を評価した。

現在は冷温停止維持状態ではあるが、保守的に炉心臨界時の原子炉压力容器の温度・圧力制限曲線（2021年7月30日時点）を図 3 に示す。

評価の結果、原子炉压力容器の運転は図 3 に示した飽和圧力-温度曲線に従うことから、中性子照射脆化に対する耐震性を考慮した運転・冷温停止状態での制限に対し、十分な安全性が確保されていると判断する。

なお、冷温停止維持状態においても原子炉冷却材温度は管理されており、図 3 に示した温度・圧力制限曲線を満足していることを確認している。

中性子照射脆化の詳細な評価内容を別紙 7 に示す。

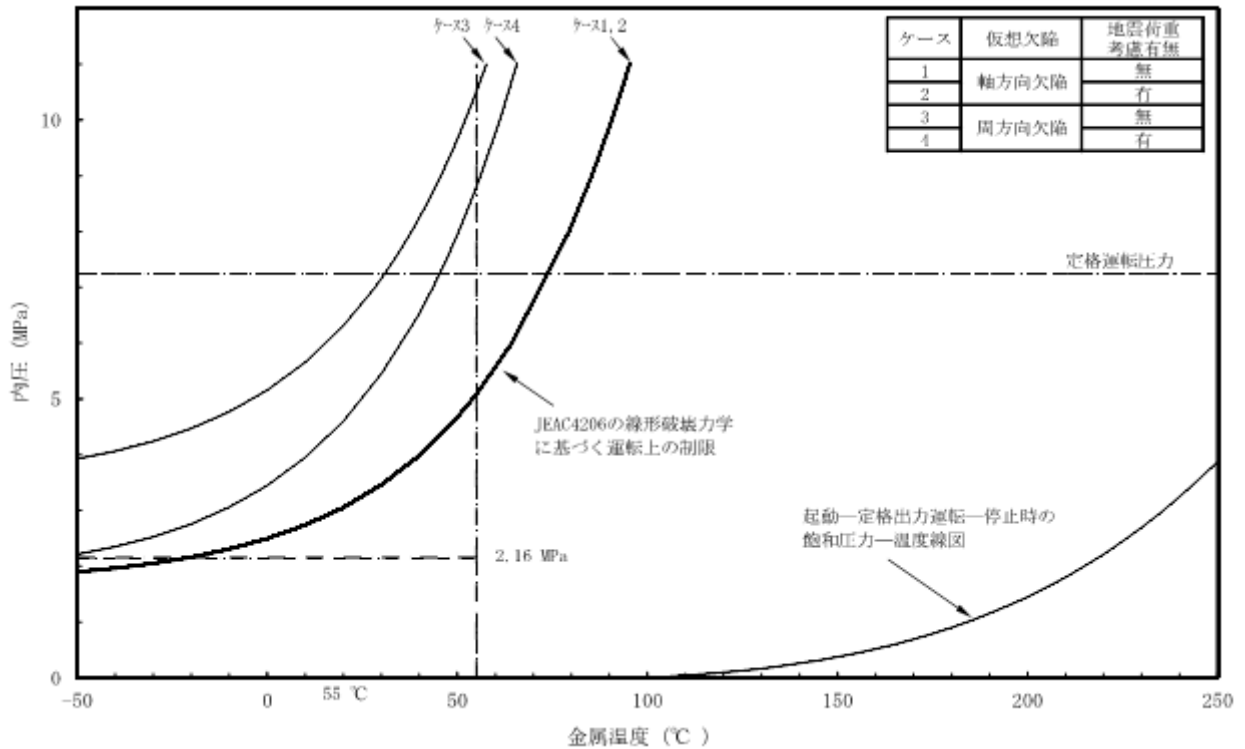


図3 原子炉圧力容器の圧力-温度制限図 (2021年7月30日時点)
(炉心領域円筒胴, 炉心臨界時)

4.1.3 中性子照射による靱性低下

・上部格子板

上部格子板について、中性子照射による靱性低下の発生を想定し、グリッドプレート切り欠き部に亀裂が発生したと仮定して、基準地震動 S_s に対する評価を実施した。

評価の結果、表7に示すとおり、想定欠陥の応力拡大係数は中性子照射材料の破壊靱性値の下限值を下回り、不安定破壊は生じず、耐震安全性に問題のないことを確認した。

中性子照射による靱性低下の詳細な評価内容を別紙8に示す。

表7 上部格子板の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	想定欠陥応力拡大係数 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値* ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
上部格子板	S	7.8	43.2

* : 発電設備技術検査協会「プラントの長寿命化技術開発に関する調査報告書」における照射ステンレス鋼の破壊靱性値の下限值 (BWR)

4.1.4 流れ加速型腐食 (FAC)

- 原子炉補機冷却水系熱交換器

原子炉補機冷却水系熱交換器の伝熱管内面の腐食（流れ加速型腐食〔FAC〕）による減肉を想定し、各荷重の組み合わせと地震による評価を実施した。

評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題のないことを確認した。

評価結果を表 8 に、詳細な算出過程を別紙 9 にそれぞれ示す。

表 8 原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱管の腐食（流れ加速型腐食〔FAC〕）に対する耐震安全性評価結果

評価対象	評価条件	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)
							管板～管支持板	管支持板～管支持板	
原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱管	50 %減肉を想定	クラス 3	S	Ss*1	IV _A S	一次応力	24	27	337*2

* 1 : Ss 地震力が Sd 地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力より大きく、Ss 地震力による評価応力が Sd 地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、Sd 地震力及び静的地震力による評価を省略した。

* 2 : 0.6Su×1.5 倍の値

4.1.5 全面腐食

- 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器

熱交換器胴について、熱交換器胴に 40 年間分の腐食量 0.8 mm を想定し、各荷重の組み合わせと地震による評価を実施した。

評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題のないことを確認した。

評価結果を表 9 に、詳細な算出過程を別紙 10 に示す。

表 9 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器胴の腐食に対する耐震安全性評価結果

評価対象	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力* (MPa)
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器胴	B	1/2Sd	B _A S	一次一般膜応力	105	209
				一次応力	149	209

* : 設計・建設規格 付録図表 Part 5 表 8, 9 より求まる値

- 機器付基礎ボルト（軽油タンク）

軽油タンクの基礎ボルトに対し、40 年時点で 0.3 mm の腐食を想定し、基準地震動 Ss により基礎ボルトに発生する応力を算出した。

評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題がないことを確認した。

評価結果を表 10 に、詳細な算出過程を別紙 10 に示す。

表 10 機器付基礎ボルトの腐食に対する耐震安全性評価結果

機器名	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力* (MPa)
軽油タンク	引張荷重	75	148
	せん断荷重	74	146

*：設計・建設規格 付録図表 Part 5 表 8， 9 より求まる値

・後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカ

後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカについて、40年時点で0.3mmの腐食を想定し、基準地震動Ssを考慮した設計許容荷重が負荷されたときのボルトの発生応力と許容応力との関係の評価した。ボルトの発生応力はいずれも許容応力を下回っていることが確認できた。

評価の結果、ボルトの発生応力はいずれも許容応力を下回っており、後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカについては機種に係わらず耐震安全性に問題がないことを確認した。

評価結果を表 11 に、詳細な算出過程を別紙 10 に示す。

表 11 (1/2) 後打ちメカニカルアンカの腐食に対する耐震安全性評価

評価項目		ボルト径	M10	M12	M16
応力比 (発生応力/許容応力*)	荷重種別	引張	0.38	0.37	0.22
		せん断	0.80	0.83	0.74

*：設計・建設規格 付録図表 Part 5 表 8， 9 より求まる値

表 11 (2/2) 後打ちケミカルアンカの腐食に対する耐震安全性評価

評価項目		ボルト径	M12	M16	M20	M22	M24
応力比 (発生応力/許容応力*)	荷重種別	引張	0.89	0.77	0.90	0.89	0.90
		せん断	0.77	0.74	0.73	0.72	0.79

*：設計・建設規格 付録図表 Part 5 表 8， 9 より求まる値

4.1.6 その他の耐震安全性評価

原子炉冷却材再循環系配管の粒界型応力腐食割れを■事象とする評価の具体的内容を別紙 11 に示す。

4.2 動的機能維持に係る耐震安全性評価

冷温停止維持状態に必要な動的機能と対象機器は JEAG4601 を参考に抽出しており，表 12 に動的機能維持評価の主な対象機器と評価理由を示す。また，動的機能維持評価の記載方針を別紙 12 に示す。

動的機能維持が必要な機器に想定される，「現在発生しているか，又は将来にわたって起こることが否定できない」とされる経年劣化事象について，その評価結果が以下のいずれかであることを確認し，地震時の動的機能が維持されることを確認している。

- ① 現在発生しているか，又は将来にわたって起こることが否定できない事象であるが，機器の振動応答特性または構造・強度への影響が軽微もしくは無視できること。
- ② 運転開始後 40 年時点の経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施し，地震時または地震後の動的機能に影響を与えないこと。

表 12 JEAG4601 に基づく動的機能維持評価の主な対象機器と評価理由

動的機能維持評価の主な対象機器	評価理由
給水系弁 原子炉冷却材浄化系弁	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁について、その健全性を維持するため
高压炉心スプレイ系弁 高压炉心スプレイポンプ 低压炉心スプレイ系弁 低压炉心スプレイポンプ 残留熱除去系弁 残留熱除去ポンプ 非常用ディーゼル機関（A, B 号機） HPCS ディーゼル機関 非常用ディーゼル機関（A, B 号機）附属設備 HPCS ディーゼル機関附属設備	炉心から崩壊熱を除去するため
残留熱除去系弁 残留熱除去ポンプ 非常用ガス処理系設備 原子炉補機冷却水系弁 原子炉補機冷却水ポンプ 非常用ディーゼル機関（A, B 号機） HPCS ディーゼル機関 非常用ディーゼル機関（A, B 号機）附属設備 HPCS ディーゼル機関附属設備	放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部拡散を抑制するため
残留熱除去系弁 残留熱除去ポンプ	使用済燃料貯蔵プール水を補給するため

4.3 現状保全

耐震安全性評価対象機器の現状保全については、「技術評価」に記載のとおりである。

4.4 総合評価

「技術評価」の評価対象機器の耐震安全性評価に対しては、経年劣化事象を考慮した場合においても、審査ガイド及び実施ガイドの要求事項を満足し、耐震安全性に問題のないことを確認した。

また、耐震安全性評価対象機器の現状保全に対しては、耐震安全性上考慮する必要がある経年劣化を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性に問題がないことを確認しており、各設備の現状保全は適切であることから、現状保全に追加すべき新たな保全策は抽出されなかった。

以上のことから、耐震安全性が機器の健全性に影響を与える可能性はないと判断する。

5. まとめ

5.1 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について耐震安全性評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査ガイドに適合していることを確認した。耐震安全性評価についての要求事項との対比及び評価結果の分類を表 13 及び表 14 に示す。

表 13 (1 / 2) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

ガイド名	要求事項	耐震安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑥ 動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、施設管理要領等の文書及び施設管理実績等により審査する。	3.1.1, 3.1.2 に示すとおり、耐震安全性評価を実施する機器として、動的機器（部位）を含めて評価対象とした。
	⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。	3.1.1, 3.1.2 に示すとおり、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローにより、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出した。
	⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。	
	⑳-1 耐震安全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。	3.2.2, 4.1.1～4.1.6 に示すとおり、運転開始後 40 年時点までの経年劣化を考慮した状態における耐震安全性評価を実施した。
	㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。	4.4 に示すとおり、耐震安全性評価を実施し、審査ガイドへの適合を確認していることから、耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価した。
	㉒-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要のある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4.1～4.4 に示すとおり、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化評価を実施した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、ガイドを満足して耐震安全上問題のないことを確認している。また、現状の保全策についても妥当であることを確認しており、追加保全策はないと評価した。
	㉓ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。	3.4.2 に示すとおり、現に発生した大規模地震等による機器等への影響がないことを確認した。
	(2) 長期施設管理方針の審査 ① 長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	4.4 に示すとおり、現状保全項目に高経年化対策の視点から追加すべきものはなかった。

表 13 (2 / 2) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

ガイド名	要求事項	耐震安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑥ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。	4.1～4.4 に示すとおり、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、耐震安全上問題のないことを確認している。また、現状保全策についても妥当であることを確認しており、追加保全策はないと評価している。
	実用炉規則第 82 条第 1 項から第 3 項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後 30 年、40 年又は 50 年を超過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。 ⑥を行うに当たっては、PLM 基準 2008 版の 6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。	3.4 に示すとおり、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成 18 年 9 月 19 日）により策定した基準地震動 S_s 並びに弾性設計用地震動 S_d による評価を実施している。
	3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。	4.4 に示すとおり、追加保全策は抽出されていないため、長期施設管理方針は高経年化対策の視点から充実すべき施設管理の項目はないと評価している。

表 14 耐震安全性評価についての要求事項と評価結果の分類

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象				動的機能 維持評価
	低サイクル 疲労	中性子 照射脆化	中性子照射 による 靱性低下	全面腐食	
ポンプ	—	—	—	—	C1
熱交換器	—	—	—	A1	—
ポンプモータ	—	—	—	—	C1
容器	A2	B2	—	—	—
配管	A2	—	—	—	—
弁	A2	—	—	—	C1, C2
炉内構造物	A2	—	B1	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—
コンクリート 構造物及び鉄 骨構造物	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	C1
空調設備	—	—	—	—	C1
機械設備	—	—	—	—	C1, C2
電源設備	—	—	—	—	C1
基礎ボルト	—	—	—	A1	—

凡例

○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。

[分類]

A1：応力評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

A2：疲れ累積係数評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、線形破壊力学評価法に基づき地震時に発生する応力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を満足すること。

[分類]

B1：応力拡大係数評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

B2：破壊力学評価上の許容限界から制限温度を求め、機器の使用温度が制限温度を満足する評価を行った事象

○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。

[分類]

C1：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、機器の振動応答特性上、又は構造・強度への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認し、経年劣化事象を考慮しても、機器における地震時の応答加速度は、各機器の機能確認済加速度を上回るものではないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断した機器

C2：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が機器の振動応答特性に影響を及ぼす可能性があるが、耐震安全性評価の実施により、振動応答特性に影響を与える経年劣化事象ではないことを確認している機器

5.2 施設管理に関する方針として策定する事項

耐震安全性に関する評価において、施設管理に関する方針は抽出されなかった。

別 紙

- 別紙 1 建設後に実施した耐震補強の実績について
- 別紙 2 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）について耐震性への影響を軽微とした理由
- 別紙 3 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
- 別紙 4 劣化想定期間の説明において示す経年劣化事象について
- 別紙 5 能登半島地震（2007 年 3 月 25 日）による影響について
- 別紙 6 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
- 別紙 7 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価結果について
- 別紙 8 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結果について
- 別紙 9 伝熱管（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果について
- 別紙 10 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について
- 別紙 11 原子炉冷却材再循環系配管の粒界型応力腐食割れを■事象とする評価の具体的内容について
- 別紙 12 動的機能維持評価の記載方針について
- 別紙 13 弾性設計用地震動 S_d の妥当性について
- 別紙 14 ベント管ベローズの疲労解析結果について
- 別紙 15 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労評価結果について

別紙1 建設後に実施した耐震補強の実績について

耐震設計審査指針の改正後の耐震バックチェックに関連して実施した耐震補強（以下、「耐震 BC による耐震補強」という。）について表 1-1 に示す。

なお、耐震 BC による耐震補強のほかに、耐震補強を目的として実施した工事の実績はない。

表 1-1 過去の耐震補強概要

種別	内容	評価への影響有無*
配管	サポート改造・撤去，サポート取替（容量変更），裂構補強，ラグ改造，拘束方向変更（38 系統，約 1,340 箇所）	○
電路類	ケーブルトレイのサポート改造（約 190 箇所）	×
	電線管のサポート改造（約 30 箇所）	×
機器類	原子炉建屋天井クレーンのラグ改造，ランウェイガードの補強	×
	燃料取替機のトロリ等の補強，走行用転倒防止金具の構造変更 等	×

*：耐震安全性評価書に記載される評価結果に影響を及ぼす工事を○，評価結果に影響を及ぼさない工事を×とする。

表 1-1 では評価への影響有とした配管の耐震補強工事のうち、耐震安全性評価を実施する範囲においてサポート追設等を実施した箇所の内訳を表 1-2 に示す。

また、耐震補強実施箇所を図 1-1～1-11 及び表 1-3～1-13 に示す。

表 1-2 配管耐震補強の実施箇所数

系統	耐震 BC による耐震補強の実施箇所数
原子炉冷却材再循環系	19 ^{*1}
残留熱除去系	9 ^{*2}
原子炉冷却材浄化系	8 ^{*2}
主蒸気系	11 ^{*1}
給水系	1
非常用ガス処理系	3 ^{*3}

* 1：低サイクル疲労が想定される評価対象配管のサポート追設等の実施箇所数を示す。

* 2：原子炉冷却材再循環系の解析モデルに含まれる範囲におけるサポート追設等の実施箇所数を示す。

* 3：腐食（全面腐食）が想定される評価対象配管のサポート追設等の実施箇所数を示す。

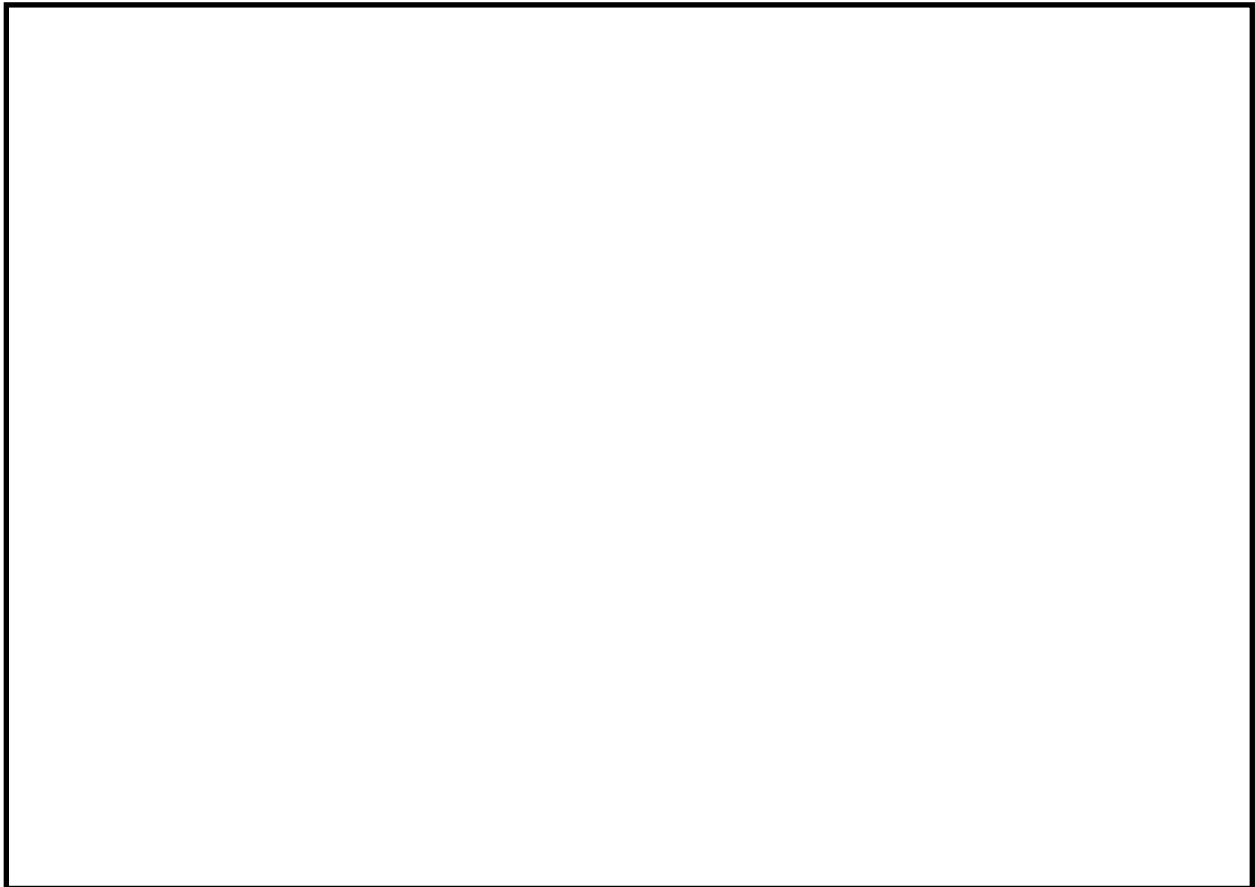


図 1-1 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系】

表 1-3 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉冷却材再循環系】

サポート番号	補強内容
SNM-PLR-P001S	サポート追設 (400 kN)
SNO-PLR-P004-1	サポート補強* (容量アップ (160 kN→250 kN))
SNM-PLR-P005S	サポート追設 (160 kN)
SNM-PLR-PE01	サポート補強 (容量アップ (250 kN→400 kN))
SNM-PLR-PE02	サポート補強 (容量アップ (250 kN→400 kN))
SNM-PLR-PE08	サポート補強 (容量アップ (250 kN→600 kN))
SNM-PLR-PE10	サポート補強 (容量アップ (400 kN→600 kN))
SNO-PLR-P007S	サポート追設 (160 kN)

* : サポート型式変更 (メカニカルスナッパ→オイルスナッパ) 含む

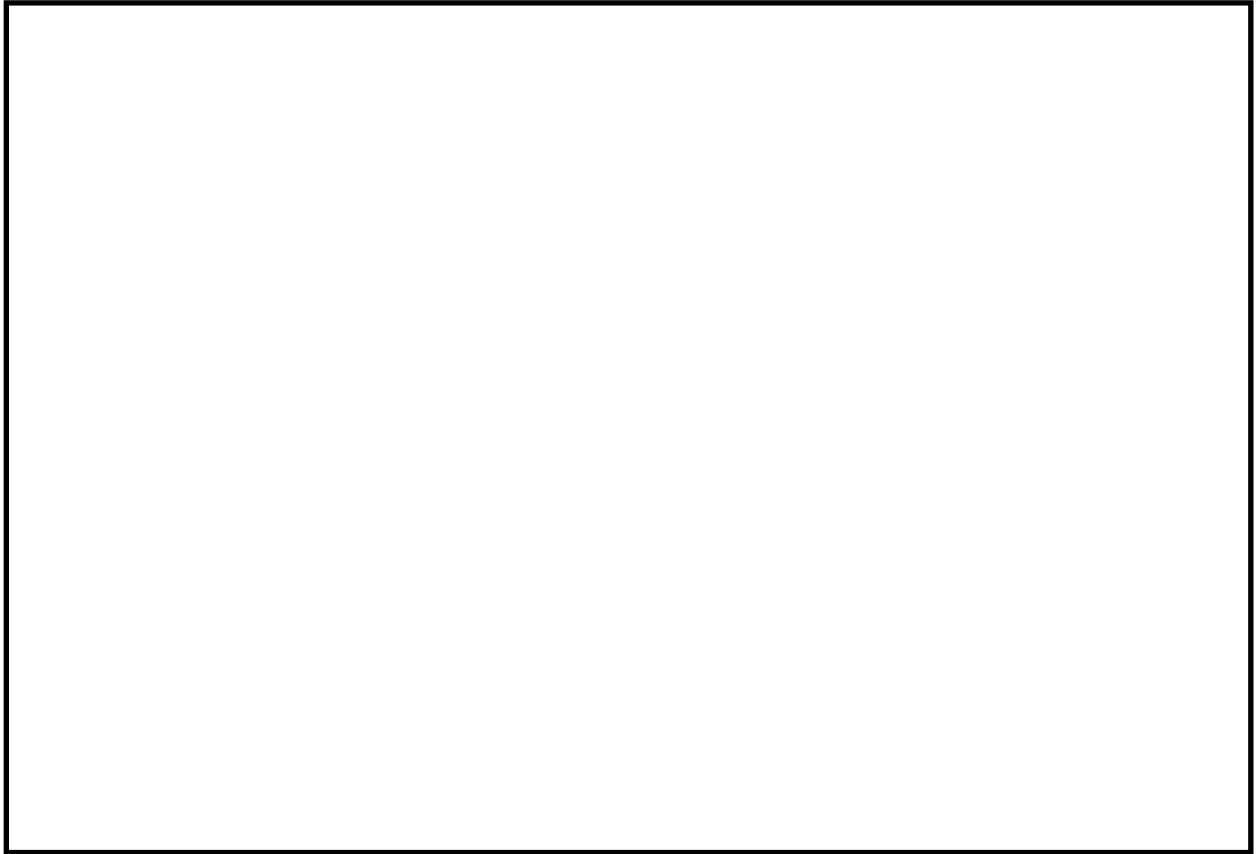


図 1-2 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系（残留熱除去系含む）】

表 1-4 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉冷却材再循環系（残留熱除去系含む）】

サポート番号	補強内容
SNO-RHR-P011-2	サポート補強*（容量アップ（30 kN→100 kN））

*：サポート型式変更（メカニカルスナッパ→オイルスナッパ）含む

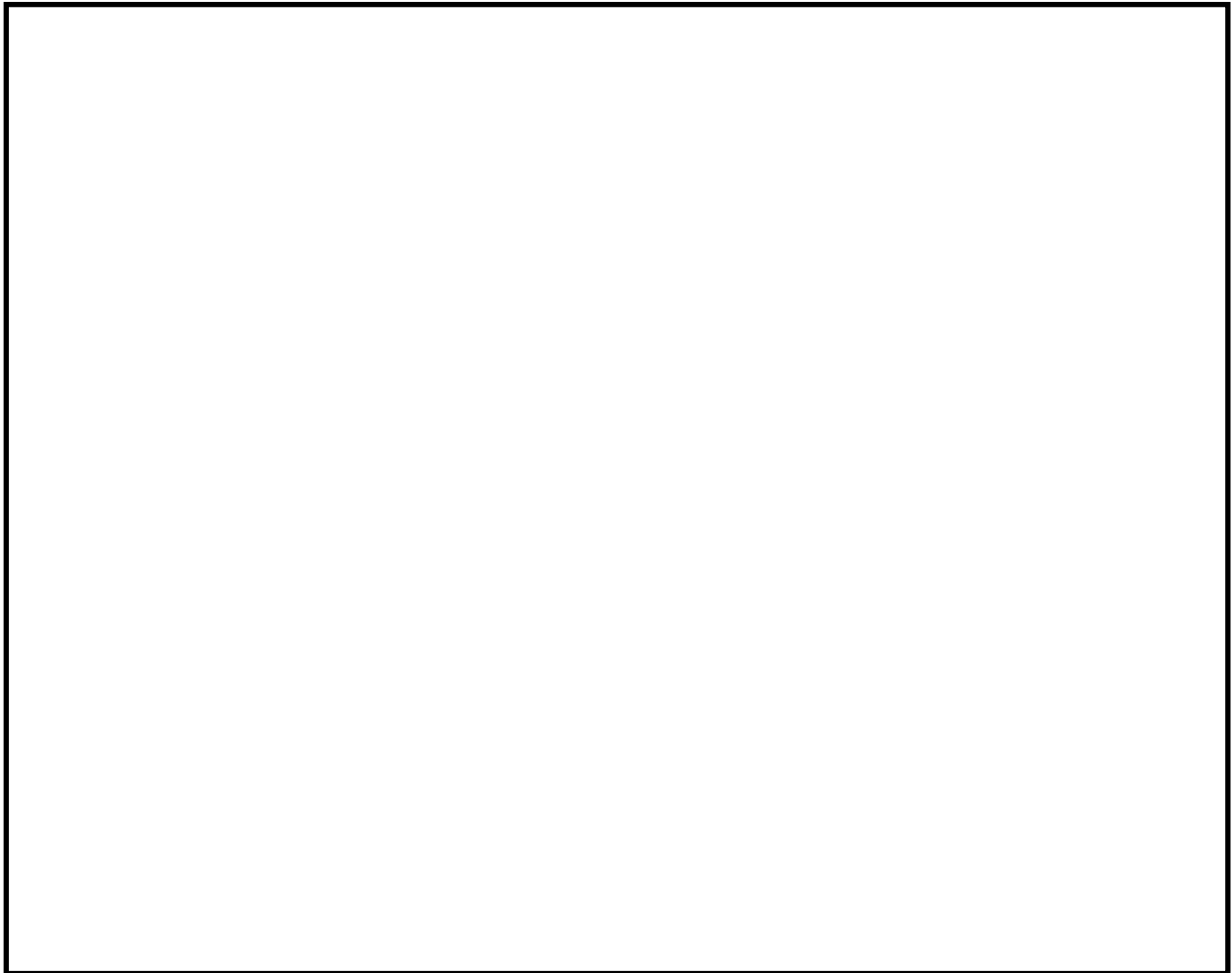


図 1-3 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系】

表 1-5 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉冷却材再循環系】

サポート番号	補強内容
SNO-PLR-P017-1	サポート補強* (容量アップ (160 kN→250 kN))
SNM-PLR-PE11	サポート補強 (容量アップ (245.17 kN→400 kN))
SNM-PLR-PE12	サポート補強 (容量アップ (245.17 kN→400 kN))
SNM-PLR-PE18	サポート補強 (容量アップ (245.17 kN→600 kN))
SNM-PLR-PE20	サポート補強 (容量アップ (245.17 kN→600 kN))
SNM-PLR-P002S	サポート追設 (400 kN)
SNO-PLR-P004S	サポート追設 (160 kN)
SNO-PLR-P006S	サポート追設 (160 kN)
SNM-PLR-PE18A	撤去
SNM-PLR-PE20A	撤去

* : サポート型式変更 (メカニカルスナッパ→オイルスナッパ) 含む

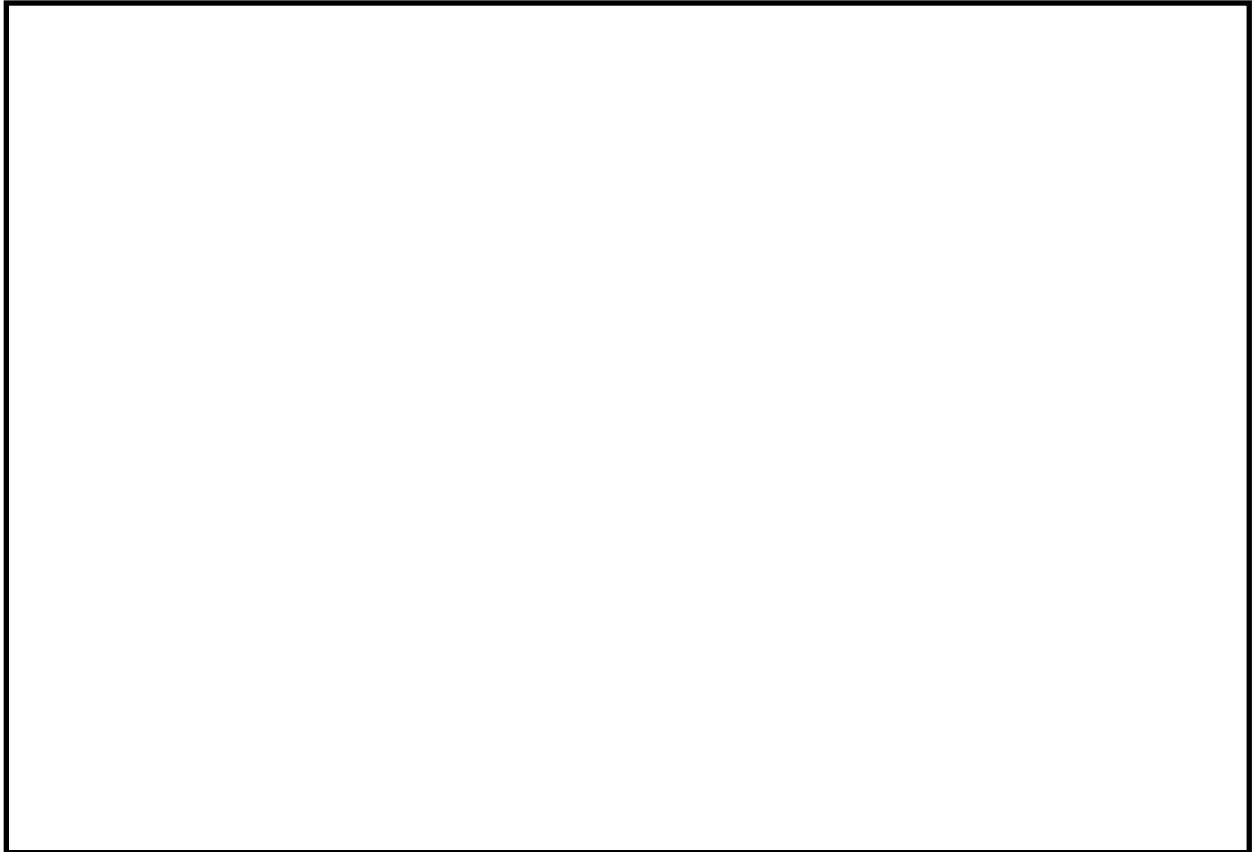


図 1-4 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系（残留熱除去系含む）】

表 1-6 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉冷却材再循環系（残留熱除去系含む）】

サポート番号	補強内容
AN-RHR-RE505	サポート補強（構造変更）
SNO-RHR-P013-1	サポート補強*（容量アップ（29.4 kN→100 kN））
RE-RHR-P014	サポート補強（構造変更）
RE-RHR-P018	サポート補強（構造変更）
RE-RHR-PE01	サポート補強（構造変更）
SNM-RHR-P001S	サポート追設（100 kN）
SNM-PLR-P003S	サポート追設（100 kN）

*：サポート型式変更（メカニカルスナッパ→オイルスナッパ）含む

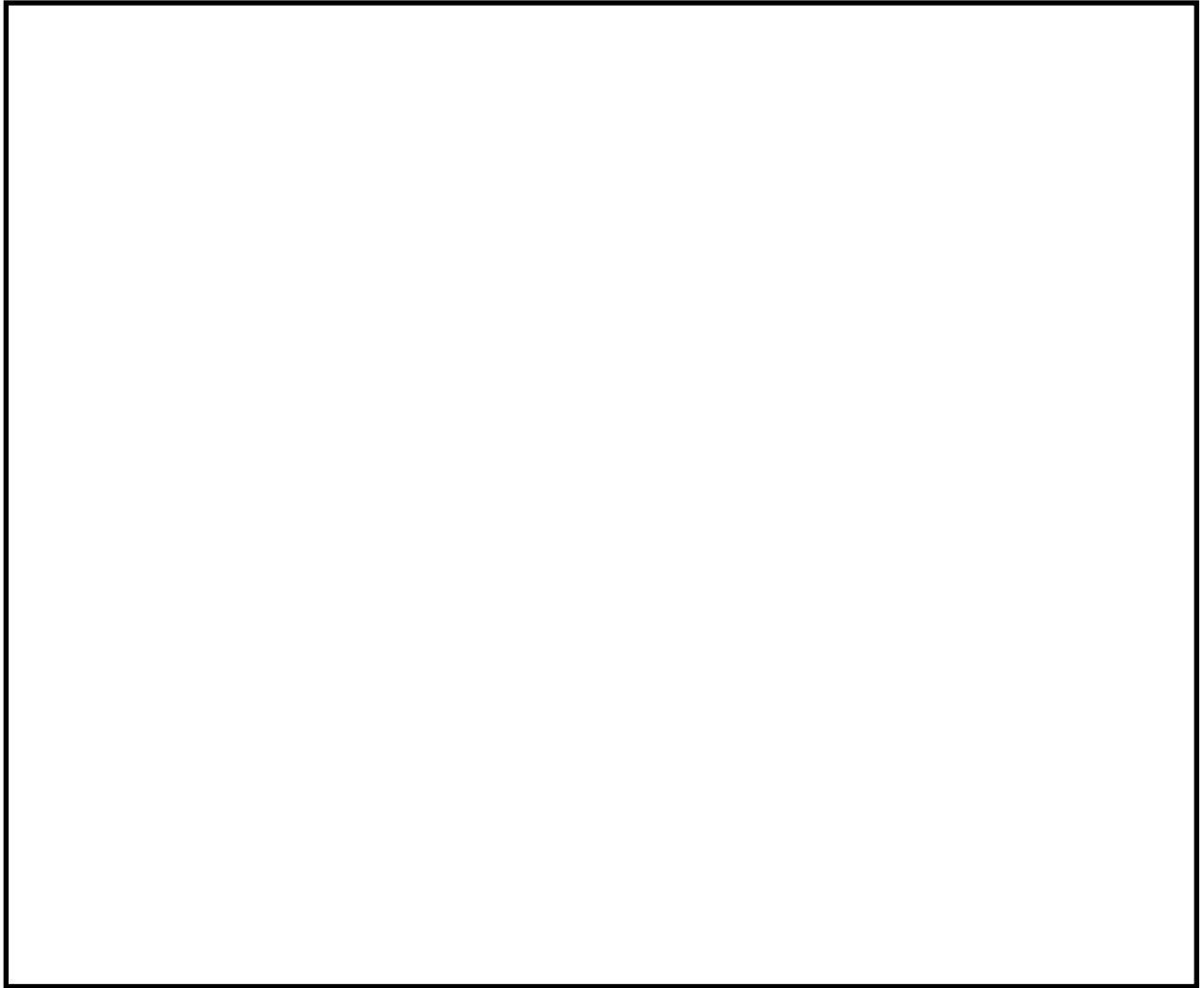


図 1-5 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系（残留熱除去系含む）】

表 1-7 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉冷却材再循環系（残留熱除去系含む）】

サポート番号	補強内容
SNO-RHR-P019-1	サポート補強*（容量アップ（29.4 kN→100 kN））
SNO-RHR-P019-2	サポート補強*（容量アップ（58.8 kN→100 kN））

*：サポート型式変更（メカニカルスナッパ→オイルスナッパ）含む

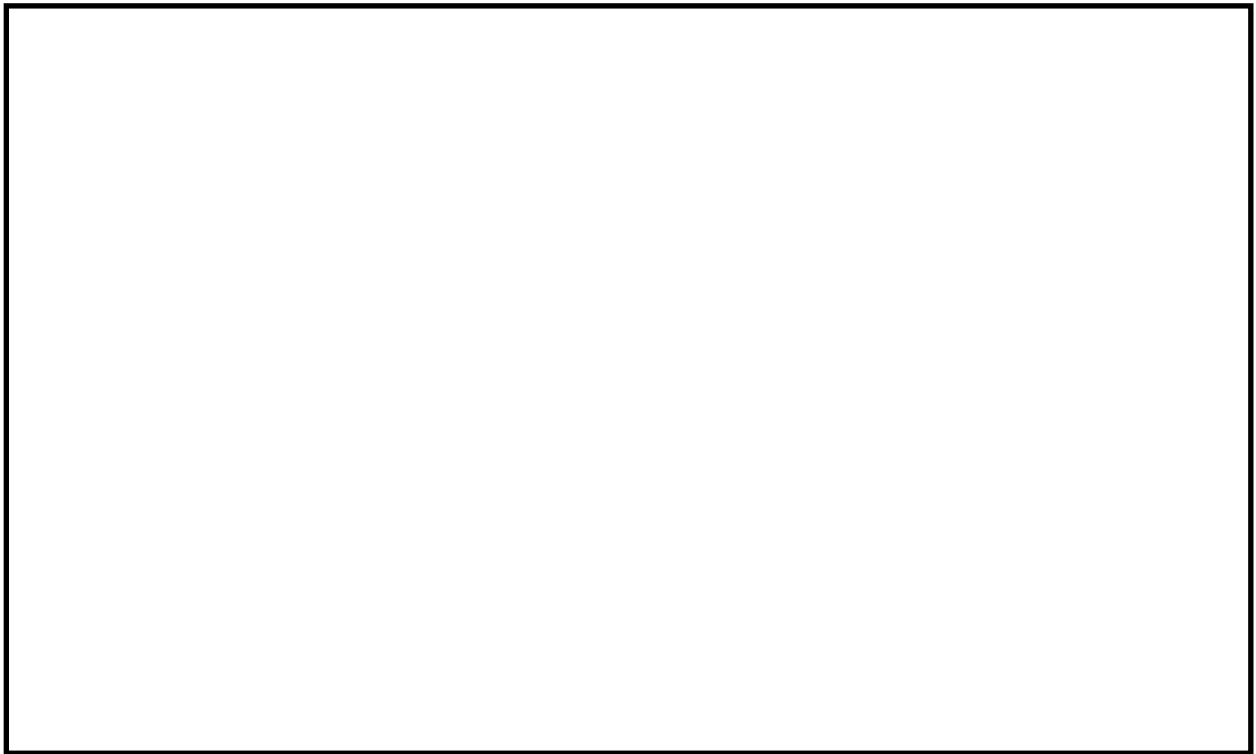


図 1-6 耐震 BC による耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系（原子炉冷却材浄化系含む）】

表 1-8 耐震 BC による耐震補強内容【原子炉冷却材再循環系（原子炉冷却材浄化系含む）】

サポート番号	補強内容
SNM-CUW-P002S	サポート追設（10 kN）
SNM-CUW-P028-3	サポート補強（容量アップ（5.88 kN→10 kN））
SNM-CUW-P004	サポート補強（容量アップ（10 kN→30 kN））
RE-CUW-P005	サポート補強（構造変更）
RE-CUW-P007	サポート補強（構造変更）
SNM-CUW-P008-2	サポート補強（容量アップ（5.88 kN→30 kN））
RE-CUW-P009	サポート補強（構造変更）
RE-CUW-P010	サポート補強（構造変更）

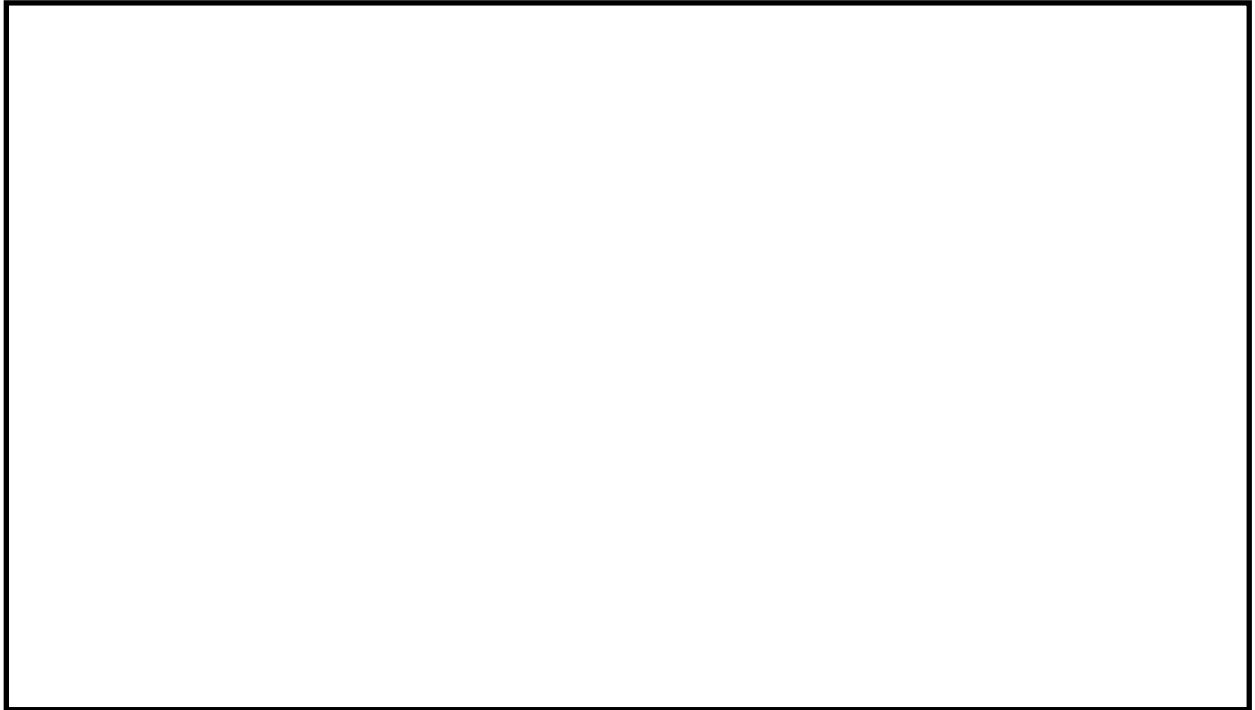


図 1-7 耐震 BC による耐震補強実施箇所【主蒸気系】

表 1-9 耐震 BC による耐震補強内容【主蒸気系】

サポート番号	補強内容
SNM-MS-P001S	サポート追設 (160 kN)
SNM-MS-P002S	サポート追設 (160 kN)
RE-MS-P201-1	サポート補強 (構造変更)
RE-MS-P201-2	サポート補強 (構造変更)

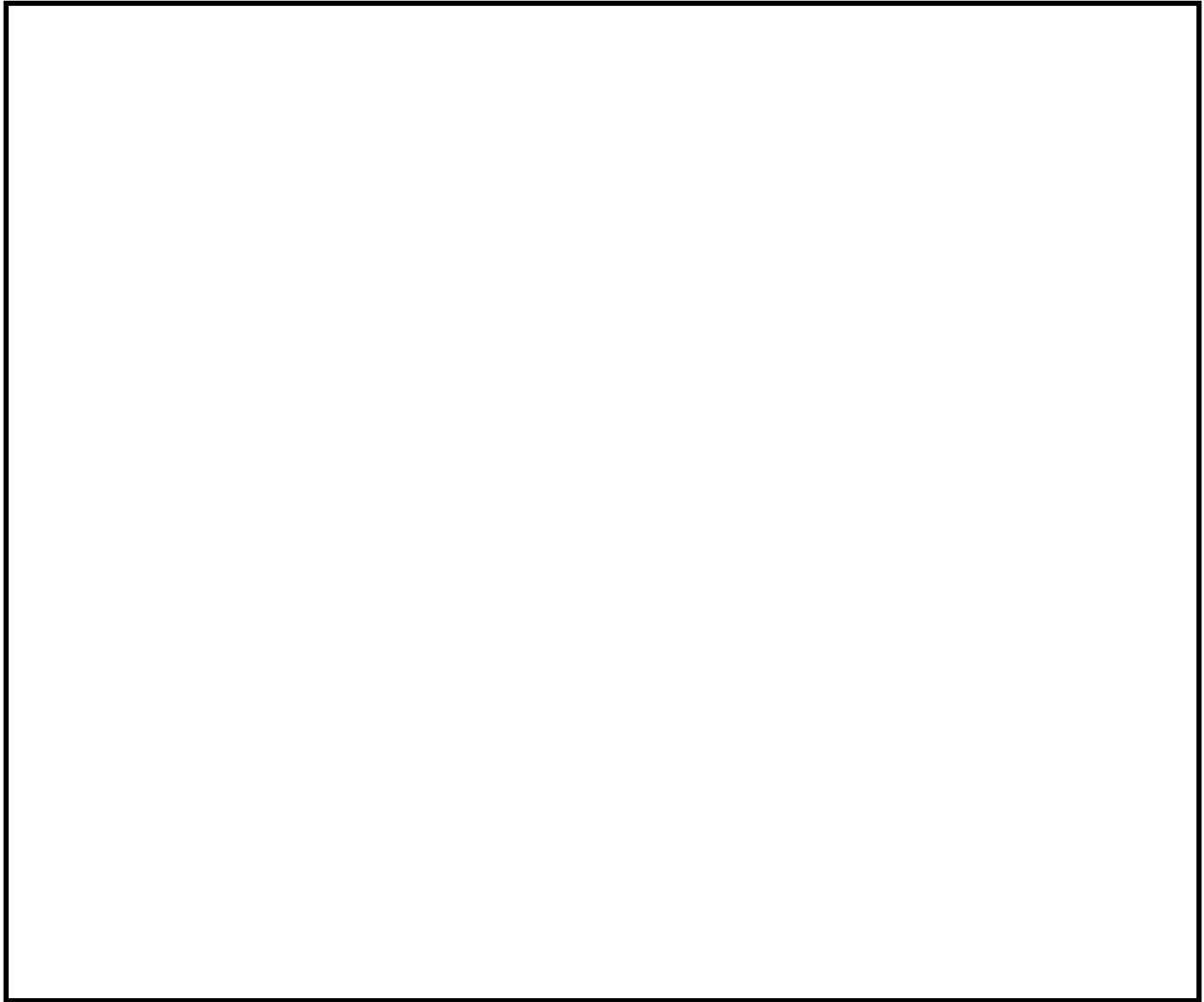


図 1-8 耐震 BC による耐震補強実施箇所【主蒸気系】

表 1-10 耐震 BC による耐震補強内容【主蒸気系】

サポート番号	補強内容
RE-MS-P010-1	サポート補強（構造変更）
RE-MS-P020	サポート補強（構造変更）
SNM-MS-P008	サポート補強（容量アップ（58.8 kN→100 kN））
SNO-MS-P009S	サポート追設（100 kN）

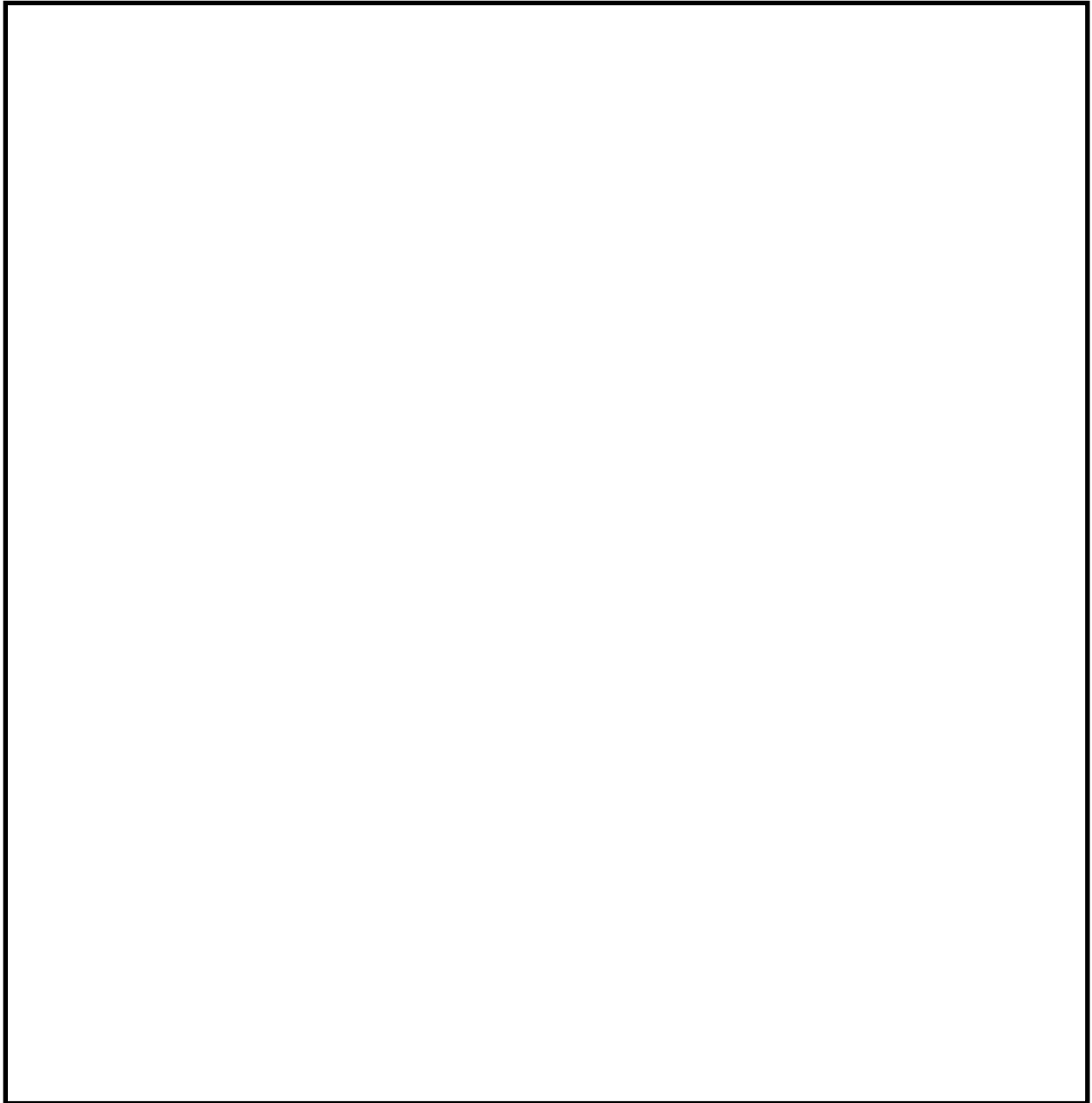


図 1-9 耐震 BC による耐震補強実施箇所【主蒸気系】

表 1-11 耐震 BC による耐震補強内容【主蒸気系】

サポート番号	補強内容
RE-MS-P026	サポート補強（構造変更）
RE-MS-P030	サポート補強（構造変更）
SNO-MS-P010S	サポート追設（100 kN）



図 1-10 耐震 BC による耐震補強実施箇所【給水系】

表 1-12 耐震 BC による耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
SNO-FDW-P001-1	サポート補強* (容量アップ (60 kN→160 kN))

* : サポート型式変更 (メカニカルスナップ→オイルスナップ) 含む

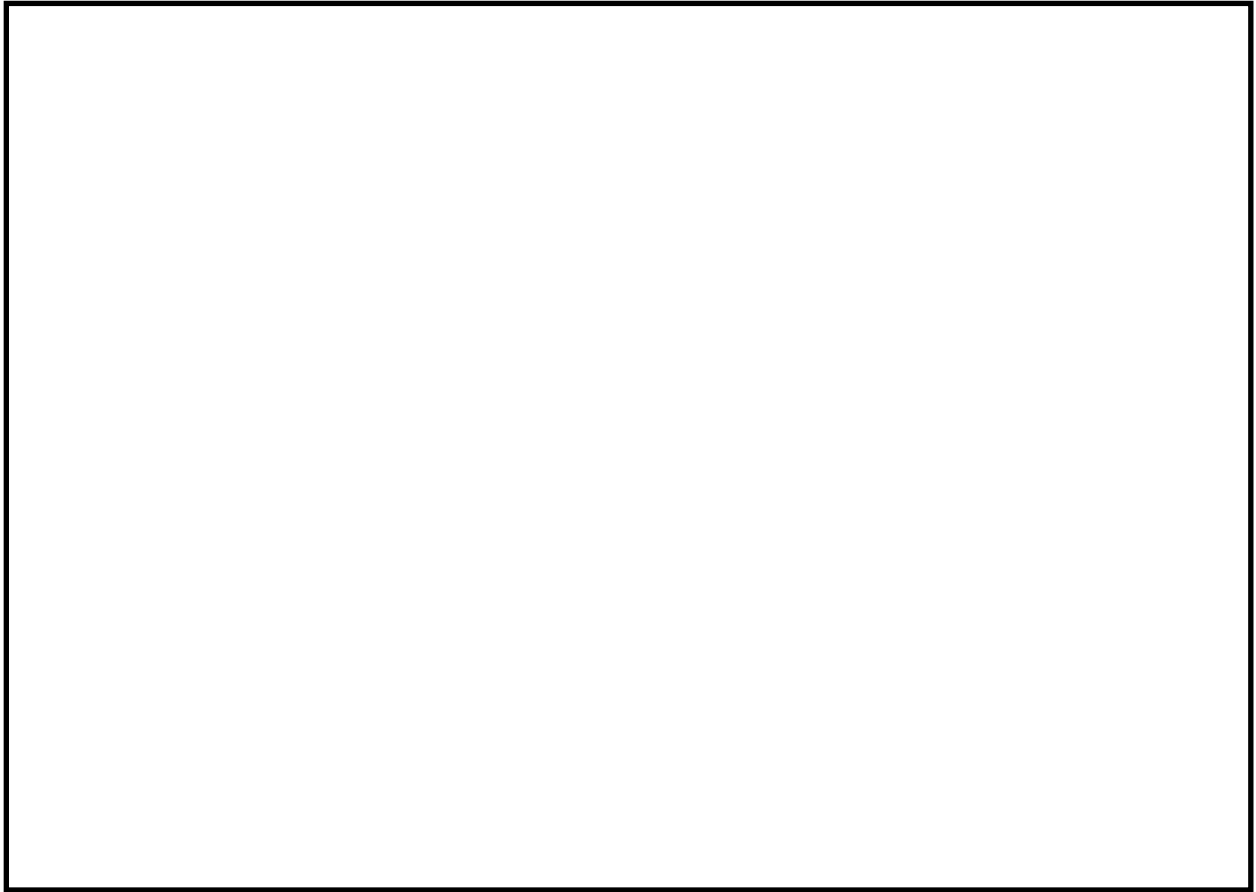


図 1-11 耐震 BC による耐震補強実施箇所【非常用ガス処理系】

表 1-13 耐震 BC による耐震補強内容【非常用ガス処理系】

サポート番号	補強内容
RE-SGTS-Y001	サポート補強（構造変更）
RE-SGTS-Y004	サポート補強（構造変更）
RE-SGTS-Y001S	サポート追設

以 上

別紙 2 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）について耐震性への影響を軽微とした理由

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食〔FAC〕）（以下、「炭素鋼配管の FAC」という。）については、高経年化技術評価においては高経年化対策上着目すべき劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）として抽出されているが、以下の理由により、機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が「軽微もしくは無視」できるものと判断した。

1. 炭素鋼配管の FAC の耐震性への影響評価対象について

炭素鋼配管の FAC による耐震性への影響を検討するため、その評価対象を以下のとおり選定した。

1.1 炭素鋼配管の FAC の耐震性への影響を検討する範囲の抽出

炭素鋼配管の FAC の耐震性への影響を検討する評価対象の選定として、炭素鋼配管で経年劣化事象として FAC が想定される高経年化技術評価対象の中から、劣化メカニズムまとめ表に基づく内部流体を踏まえて、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」（以下、「配管減肉管理規格」という。）において管理ランクが FAC-2 又は FAC-S とされる箇所を含む系統を抽出した。

この結果、各系統において炭素鋼配管の FAC の耐震性への影響を検討する範囲は添付-1 のとおりであり、この範囲の管理ランク及び設置位置について表 2-1 に示す。

表 2-1 評価対象となる炭素鋼配管

評価対象		管理ランク	設置位置	
炭素鋼配管	純水	給水系	FAC-1	原子炉格納容器内
			FAC-S	原子炉格納容器外
	蒸気	主蒸気系	FAC-1	原子炉格納容器内
			FAC-2	原子炉格納容器内

1.2 炭素鋼配管の FAC の耐震性への影響を評価する対象モデルの選定

炭素鋼配管の FAC の耐震性への影響を検討するため、前項で抽出した評価対象範囲の中から代表として詳細な評価を行う対象モデル（以下、「評価対象モデル」という。）を選定した。

評価対象モデルには、配管減肉管理の実績において最も余寿命が短い部位を含む耐震解析モデルを選定した。具体的には、給水系については管理ランクが FAC-S となる原子炉格納容器外では配管減肉管理の実績において余寿命が長いことから管理ランクが FAC-1 となる原子炉格納容器内の耐震解析モデルを、主蒸気系については管理ランクが FAC-2 となる原子炉格納容器内の耐震解析モデルを評価対象モデルとして選定し、それぞれの内容を表 2-2 に示す。

選定した評価対象モデルのアイソメ図及び余寿命が最も短い部位を添付-2 及び添付-3 に示す。また、管理ランク FAC-1 及び FAC-S がある給水系については、FAC-1 となる耐震解析モデルを評価対象モデルとして選定していることから、代表選定における妥当性を添付-7 に示す。

表 2-2 評価対象モデル

評価対象		管理ランク	評価対象モデル	備考
炭素鋼配管	給水系	FAC-1	FDW-PD-1	原子炉格納容器内
	主蒸気系	FAC-2	MS-PD-8	原子炉格納容器内

2. 耐震性への影響評価内容について

前項で選定した評価対象モデルについて、減肉を考慮し、固有周期、発生応力及び疲れ累積係数を評価した。

2.1 評価条件

1. にて選定した評価対象モデルについて、以下の評価条件にて評価を実施した。

適用地震動：基準地震動 S_s (S_s-1 , S_s-2 , S_s-3), 弾性設計用地震動 S_d

地震等価繰返し回数：回

配管減衰：JEAC4601 による

評価用肉厚：評価時点における想定肉厚※

※：減肉は冷温停止維持状態において進行しないものとし、運転開始後 40 年時点の評価として評価時点（2021 年 7 月 30 日）での想定肉厚としている。

各評価対象モデルについて、配管減肉管理対象部位はこれまでの配管減肉管理結果に基づき算出した減肉率から算出される肉厚を適用した。また、その他の部位については各使用材料の公称肉厚を適用した。配管減肉管理対象部位において適用した想定肉厚を添付－4 及び添付－5、評価対象モデルの肉厚の設定方法を添付－6 に示す。

2.2 固有周期の評価結果

評価対象モデルについて、固有周期解析を実施した結果を表 2-3 に示す。

表 2-3 固有周期解析結果

評価対象		条件	固有周期 (秒)
炭素鋼配管	給水系	減肉前	0.073
		減肉後	0.074
	主蒸気系	減肉前	0.172
		減肉後	0.173

2.3 発生応力、疲れ累積係数の評価結果

評価対象モデルについて、地震時の発生応力及び疲れ累積係数の評価結果を表 2-4 に示す。また、参考として主蒸気系に対し必要最小肉厚で評価した結果についても表 2-4 に示す。

表 2-4 発生応力・疲れ累積係数の評価結果

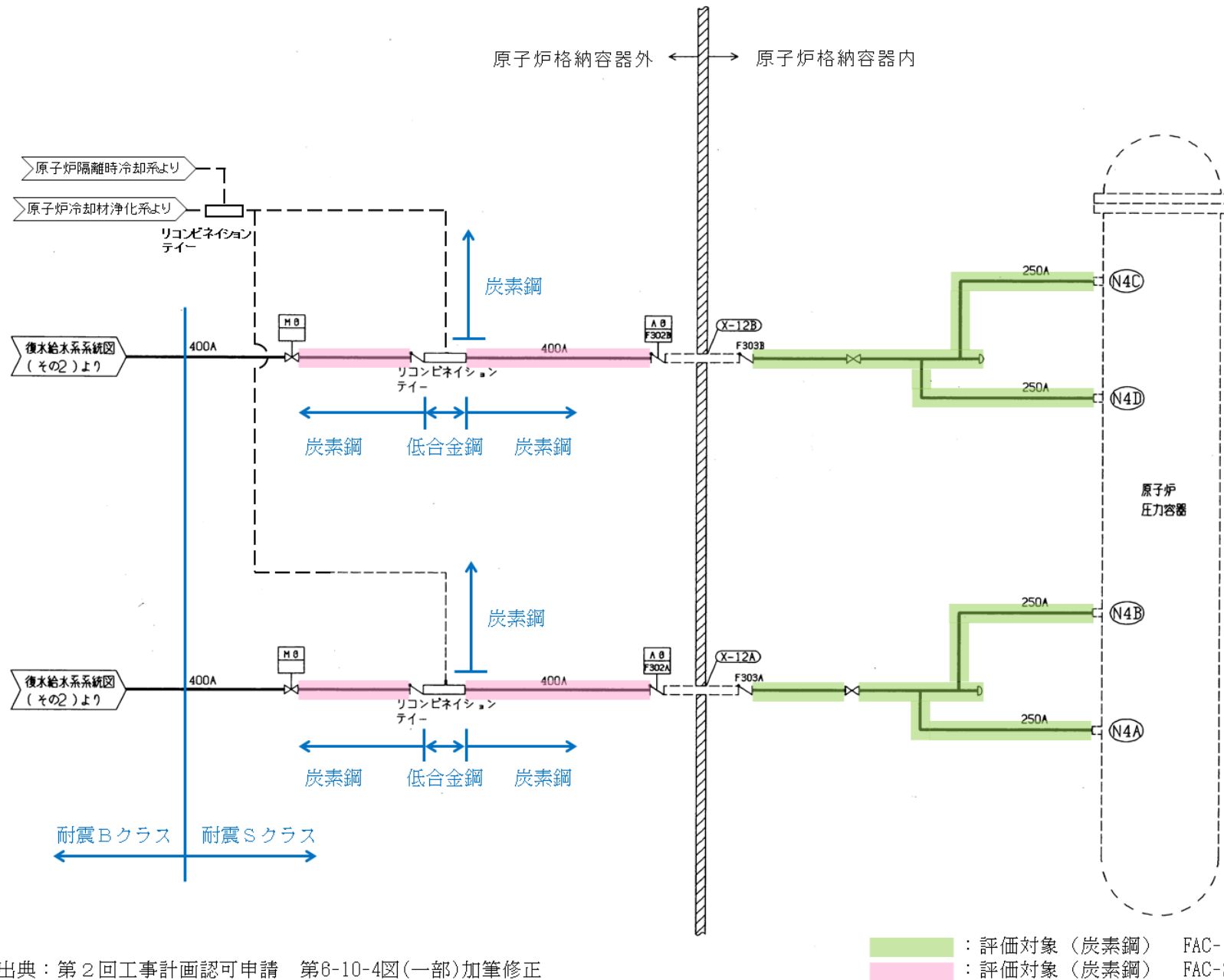
系統分類	機器クラス	地震波	供用状態	一次応力 (最大値)				一次+二次応力 (最大値)				疲れ累積係数 (最大値)			
				評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比	評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比	評価点	U	USs USd	U+USs U+USd
給水系	クラス 1	Ss-1	Ds	22	164	374	0.44	22	258	375	0.69	22	0.0190	0.0028	0.0218
		Ss-2	Ds	22	144	374	0.39	22	186	375	0.50	34	0.0215	0.0000	0.0215
		Ss-3	Ds	22	142	374	0.38	22	181	375	0.49	34	0.0215	0.0000	0.0215
		Sd	Cs	22	137	281	0.49	22	152	375	0.41	34	0.0215	0.0000	0.0215
	クラス 2	Ss-1	Ds	1A	114	380	0.30	1A	71	418	0.17	—	—	—	—
		Ss-2	Ds	1A	107	380	0.29	1A	57	418	0.14	—	—	—	—
		Ss-3	Ds	1A	110	380	0.29	1A	62	418	0.15	—	—	—	—
		Sd	Cs	1A	107	209	0.52	1A	57	418	0.14	—	—	—	—
主蒸気系	クラス 1	Ss-1	Ds	33 (33)	128 (503)	364 (364)	0.36 (1.39)	33	335	366	0.92	13	0.0956	0.0022	0.0978
		Ss-2	Ds	33 (33)	141 (497)	364 (364)	0.39 (1.37)	33	369	366	1.01	13	0.0956	0.0006	0.0962
		Ss-3	Ds	33 (33)	184 (514)	364 (364)	0.51 (1.42)	33	512	366	1.40	33	0.0472	0.1227	0.1699
		Sd	Cs	33	107	274	0.39	33	256	366	0.70	13	0.0956	0.0005	0.0961
	クラス 2	Ss-1	Ds	83 (83G)	79 (255)	363 (363)	0.22 (0.71)	107N	143	364	0.40	—	—	—	—
		Ss-2	Ds	83 (83G)	87 (257)	363 (363)	0.24 (0.71)	83	140	364	0.39	—	—	—	—
		Ss-3	Ds	83 (83G)	114 (266)	363 (363)	0.32 (0.74)	83	193	364	0.53	—	—	—	—
		Sd	Cs	83	66	182	0.37	107N	119	364	0.33	—	—	—	—

注記：() 内は必要最小肉厚での評価結果

3. 耐震性への影響について

2. の評価結果より、減肉前後で固有周期にほとんど変化はなく、また、発生応力又は疲れ累積係数の評価においても許容値を下回ることから、耐震性への影響は軽微であると判断した。

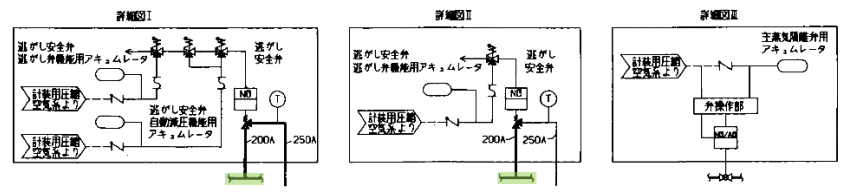
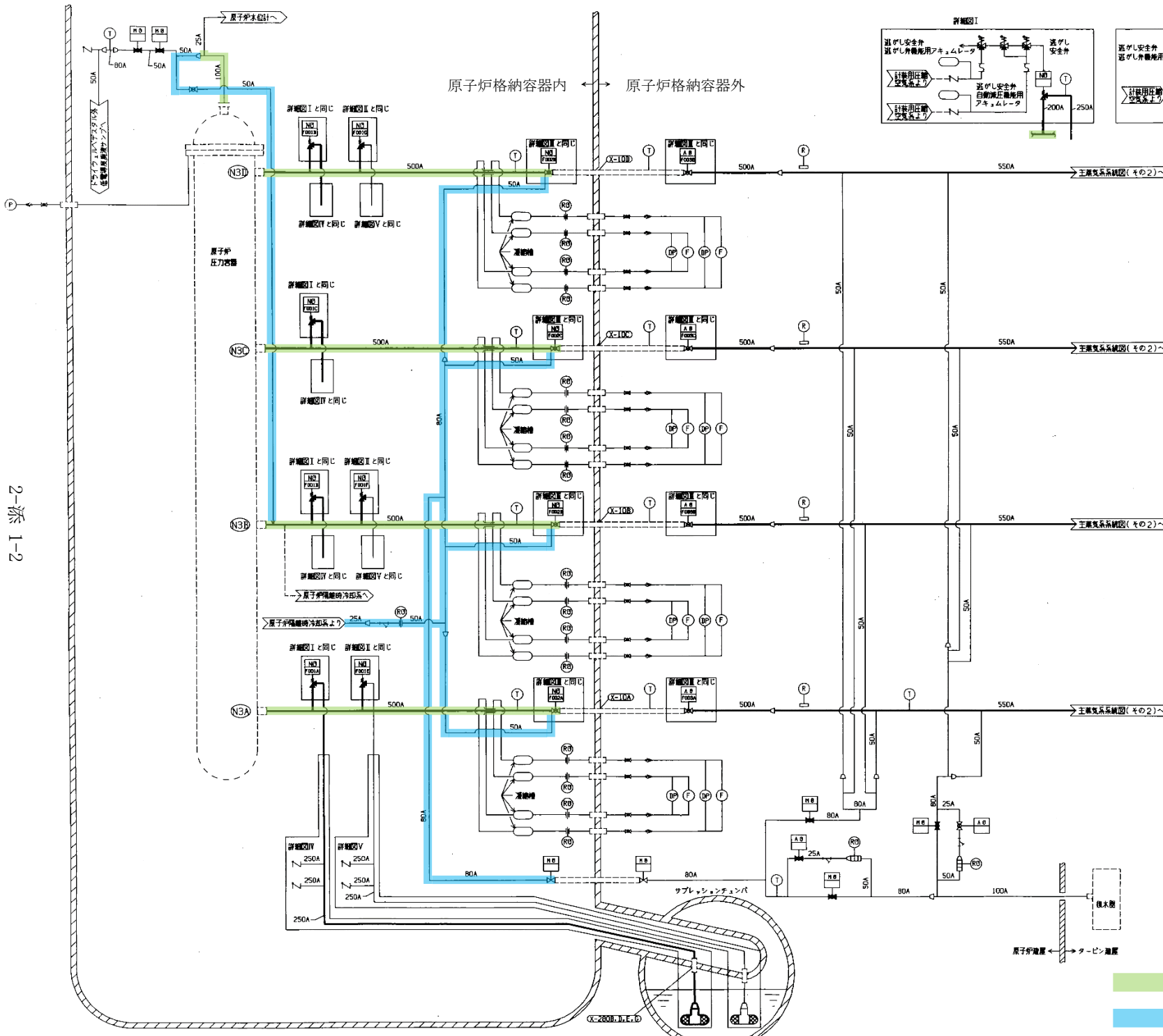
以 上



出典：第2回工事計画認可申請 第6-10-4図(一部)加筆修正

炭素鋼配管（給水系）の系統概要及び評価対象

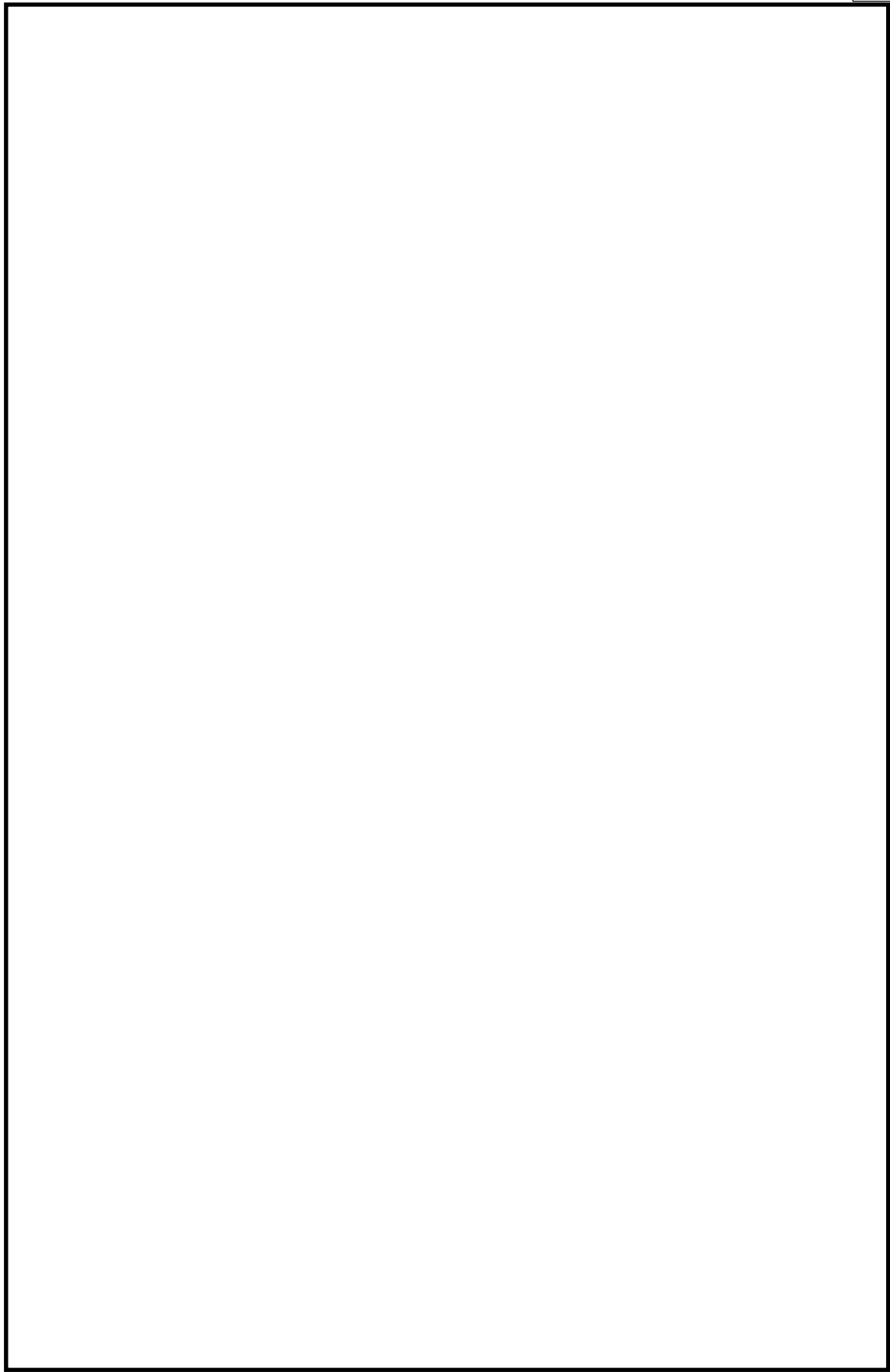
添付-1



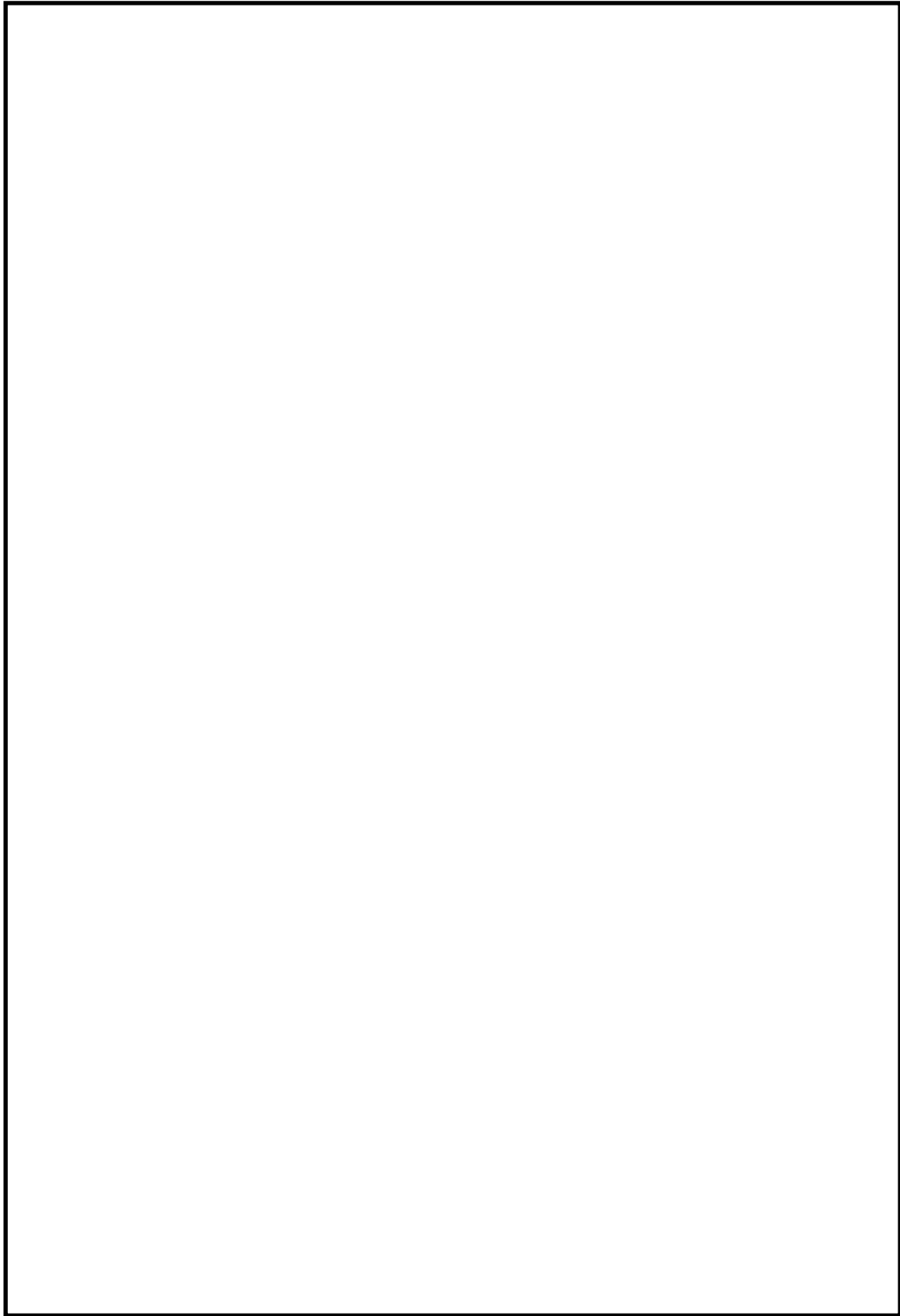
出典：第2回工事計画認可申請
第6-1-1図

- : 評価対象 (炭素鋼) FAC-1
- : 評価対象 (炭素鋼) FAC-2

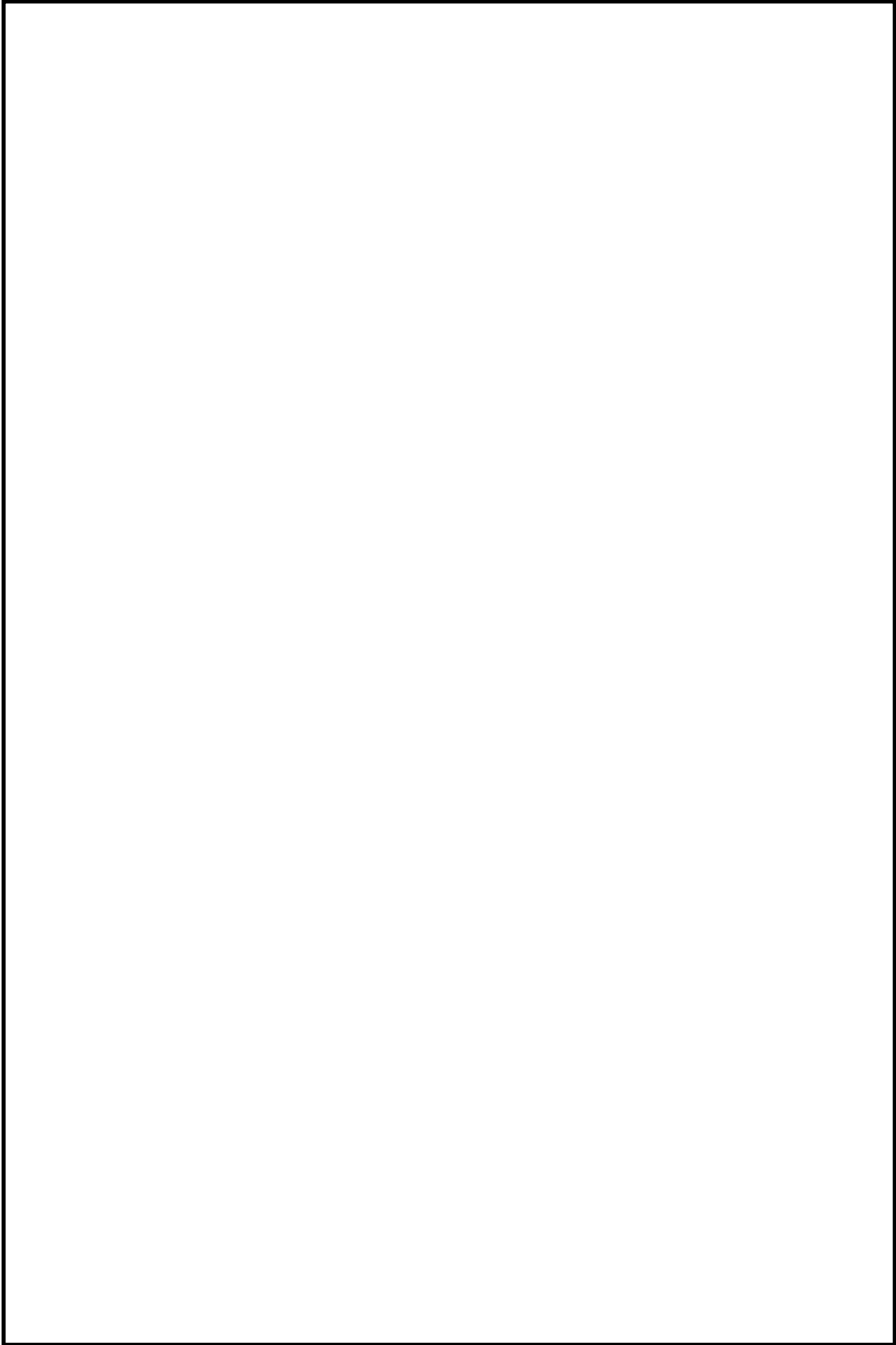
炭素鋼配管 (主蒸気系) の系統概要及び評価対象



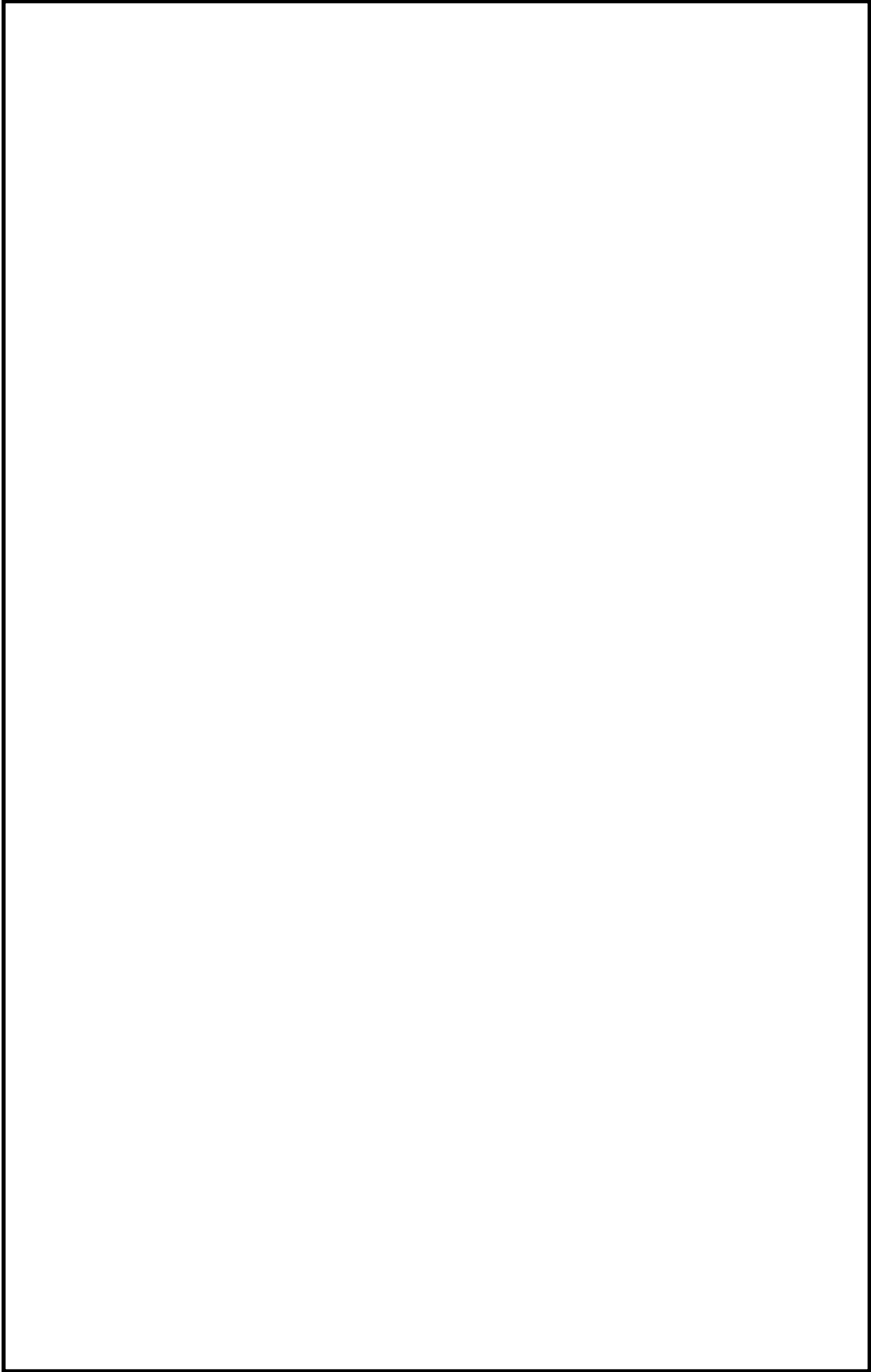
炭素鋼配管（給水系）のアイソメ図（1/2）



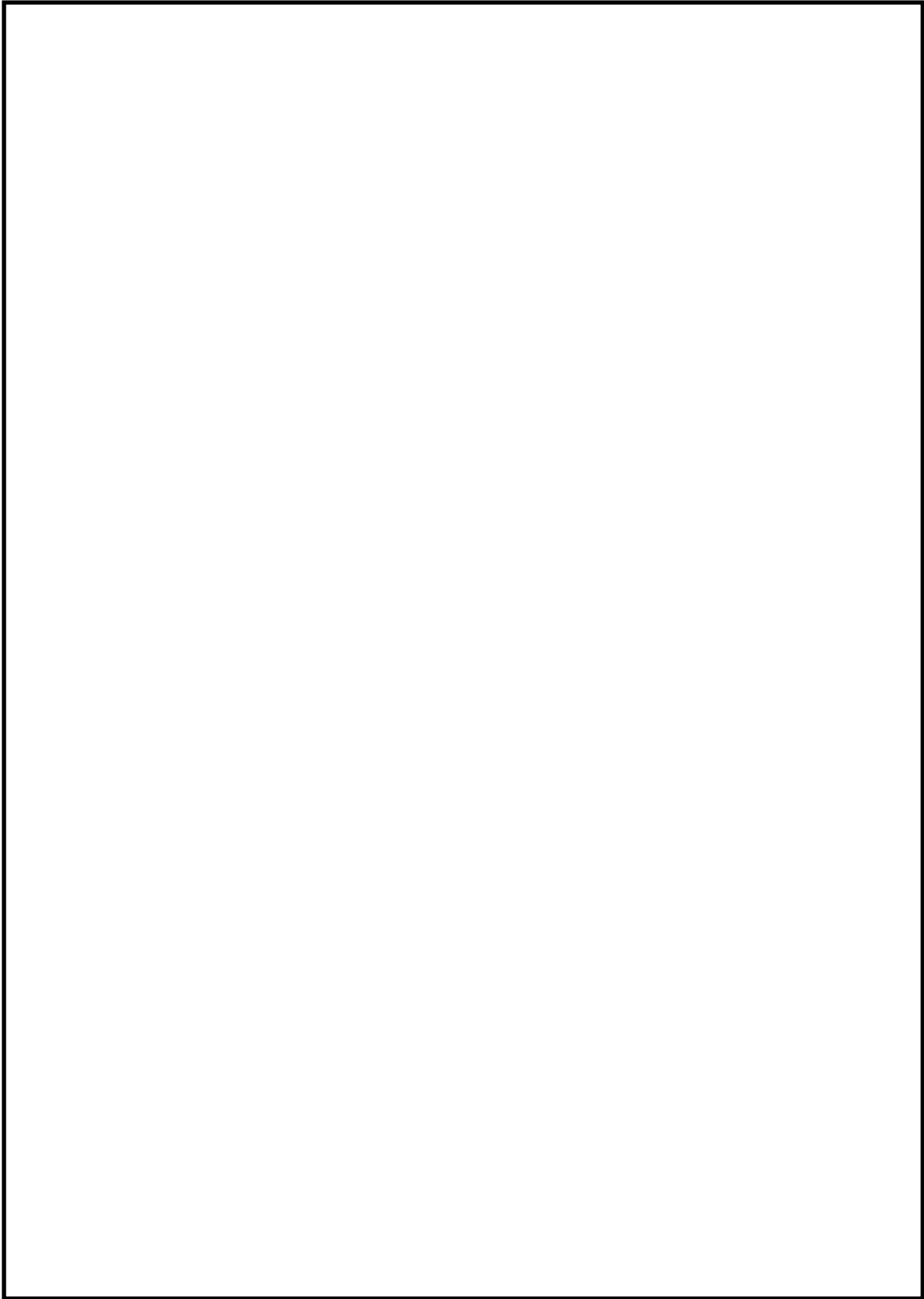
炭素鋼配管（給水系）のアイソメ図（2/2）



炭素鋼配管（主蒸気系）のアイソメ図（1/3）



炭素鋼配管（主蒸気系）のアイソメ図（2/3）



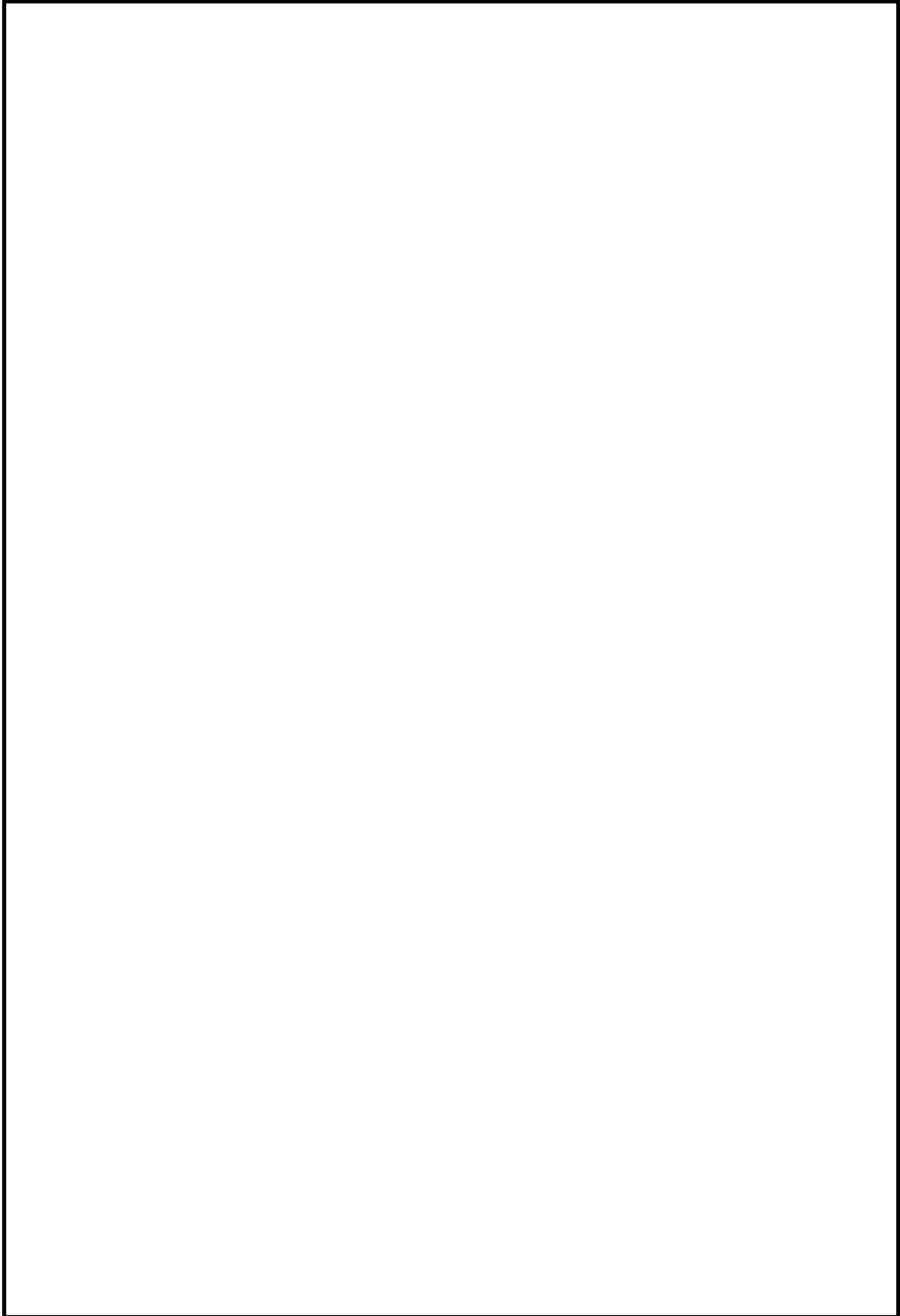
炭素鋼配管（主蒸気系）のアイソメ図（3/3）

添付-4

炭素鋼配管（給水系）の減肉考慮状況

2-添 4-1

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。



炭素鋼配管（主蒸気系）の減肉考慮状況

評価対象モデルの肉厚の設定方法について

評価対象ラインの炭素鋼配管について、これまでの配管減肉管理結果を踏まえ、減肉を考慮した配管解析モデルを用いて耐震性への影響評価を実施した。減肉の考慮として、配管減肉管理対象部位については配管減肉管理結果から算出した減肉率を用いて想定肉厚を算出し、配管減肉管理対象部位以外については公称肉厚により、評価対象モデルを設定した。以下に、具体的な設定方法を示す。

1. 想定肉厚の算出について

1.1 減肉率の算出方法

減肉率の算出式を以下に示す。

①初回測定時

$$\text{減肉率} = (\text{公称肉厚} - \text{初回測定値}) / \text{据付時から初回測定時までの運転時間}$$

②2回目測定時

$$\text{減肉率} = (\text{初回測定値} - \text{2回目測定値}) / \text{初回測定時から2回目測定時までの運転時間}$$

③3回目測定時以降

最小自乗法により求めた減肉率

1.2 想定肉厚の算出方法

想定肉厚の算出式を以下に示す。なお、過去に測定実績がない箇所においては、代表箇所での測定実績による減肉率を使用した。

①測定実績なし

$$\text{想定肉厚} = \text{公称肉厚} - \text{評価時点までの運転時間} \times \text{減肉率}$$

②測定実績あり

$$\text{想定肉厚} = \text{測定最小肉厚} - (\text{評価時点までの運転時間} - \text{測定時の運転時間}) \times \text{減肉率}$$

1.3 想定肉厚の算出結果

想定肉厚の算出結果を表1、表2に示す。

表1 炭素鋼配管（給水系）の想定肉厚

--

表 2 炭素鋼配管（主蒸気系）の想定肉厚（1 / 2）

--

表 2 炭素鋼配管（主蒸気系）の想定肉厚（2 / 2）

--

2. 肉厚の設定範囲について

2.1 配管減肉管理対象

配管減肉管理対象部位に対して1.で算出した想定肉厚を全周一様に設定した。想定肉厚を反映した下流配管長手方向の範囲は、配管減肉管理規格に定める試験範囲（下流側直管部測定長さ）に対して設定しており、その範囲について表3に示す。

表3 想定肉厚を反映した下流配管長手方向範囲

配管口径	偏流発生部位	想定肉厚を反映した 下流配管長手方向長さ
50A 以下	オリフィス, 流量計	300 mm
	弁	
	その他の偏流発生部位*	
65A~125A	オリフィス, 流量計	300 mm または配管口径の3倍の広い範囲
	弁	300 mm
	その他の偏流発生部位*	
150A 以上	オリフィス, 流量計	500 mm または配管口径の3倍の広い範囲
	弁	500 mm または配管口径の1倍の広い範囲
	その他の偏流発生部位*	500 mm

* : エルボ, 曲管, T管, レジューサ等

2.2 配管減肉管理対象外

2.1 項以外の範囲については各使用材料の公称厚さにより肉厚を設定した。

以 上

給水系での耐震性への影響を検討する評価対象モデルの代表選定における妥当性について

給水系の炭素鋼配管の FAC による耐震性への影響を検討するための評価対象モデルとして、配管減肉管理実績を踏まえて管理ランクが FAC-1 である原子炉格納容器内の耐震解析モデルを選定している。

一方、給水系における高経年化技術評価対象範囲には FAC-S である原子炉格納容器外のラインが含まれることから、原子炉格納容器外の高経年化技術評価対象範囲にある配管減肉管理箇所での管理状況、及び同ラインを含む耐震解析モデルについて今回対象として選定した評価対象モデルの評価と同条件での固有周期及び発生応力の評価結果と評価対象モデルでの評価結果の比較により、代表に選定した評価対象モデルの妥当性を示す。

1. 給水系の原子炉格納容器外における減肉管理状況について

高経年化技術評価対象範囲の給水系の炭素鋼配管のうち原子炉格納容器外については、「添付-2 炭素鋼配管（給水系配管）のアイソメ図（2/2）」に示すとおり配管減肉に係る管理ランクを FAC-S とし、同範囲における配管減肉管理対象箇所としては、各ラインに偏流発生要素となるリコンビネーションティー及び座がある。同対象箇所のうちリコンビネーションティーについては FAC に対する耐性を有する低合金鋼を使用しており FAC による減肉の発生は想定されない。また、座についてはこれまでの測定実績において減肉が発生しておらず、余寿命が 100 年を超えることを確認している。

これらのことから、高経年化技術評価対象範囲の給水系の炭素鋼配管のうち原子炉格納容器外の範囲は管理ランクを FAC-S としているものの、FAC による減肉の状況は FAC-1 と同程度であるものとする。

2. 発生応力及び固有周期の評価内容について

2.1 評価対象

本評価での評価対象は、給水系の高経年化技術評価対象範囲のうち原子炉格納容器外の範囲を含む耐震解析モデルとして図 1 に示す。

2.2 評価条件

適用地震動：基準地震動 S_s (S_s-1 , S_s-2 , S_s-3), 弾性設計用地震動 S_d

配管減衰：2.0 % (JEAC4601 による)

評価用肉厚：評価時点における想定肉厚※

※：減肉は冷温停止維持状態において進行しないものとし、運転開始後 40 年時点の評価として評価時点（2021 年 7 月 30 日）での想定肉厚としている。

評価対象の耐震解析モデルについて、配管減肉管理対象部位はこれまでの配管減肉管理結果に基づき算出した減肉率から算出される肉厚を適用し、想定肉厚が必要最小肉厚を下回る場合には、必要最小肉厚とした。また、その他の部位については各使用材料の公称肉厚を適用した。配管減肉管理対象部位において適用した想定肉厚を図 1 に示し、評価対

象モデルの肉厚は添付－6に準じて設定しており、想定肉厚の算出結果は表1に示す。

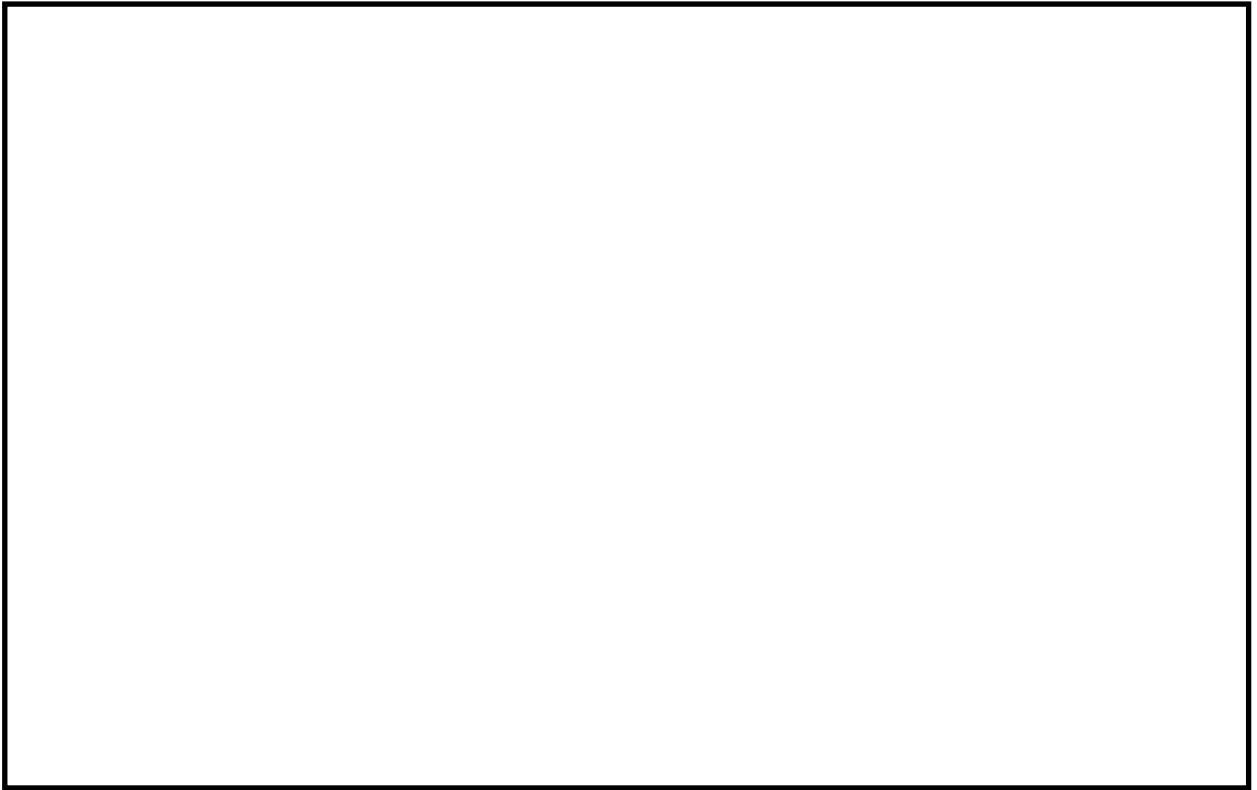


図1 評価対象モデル及び減肉考慮状況（1／5）

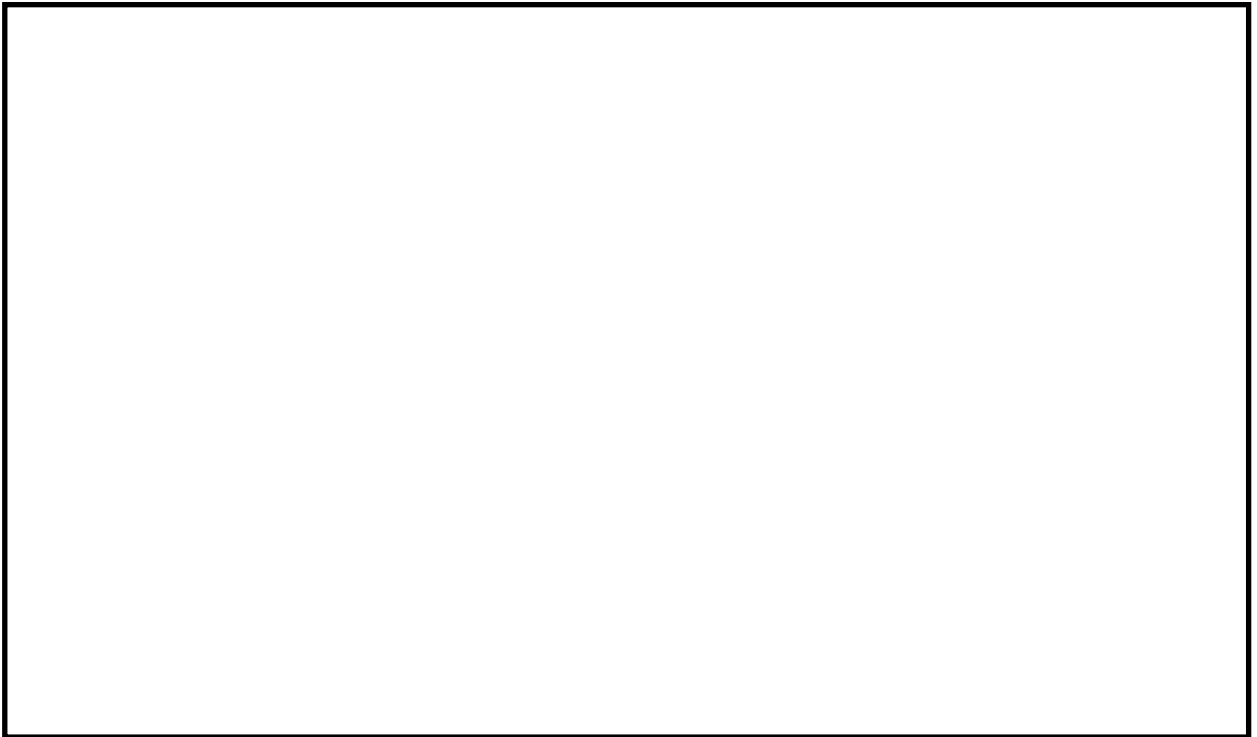


図1 評価対象モデル及び減肉考慮状況（2／5）

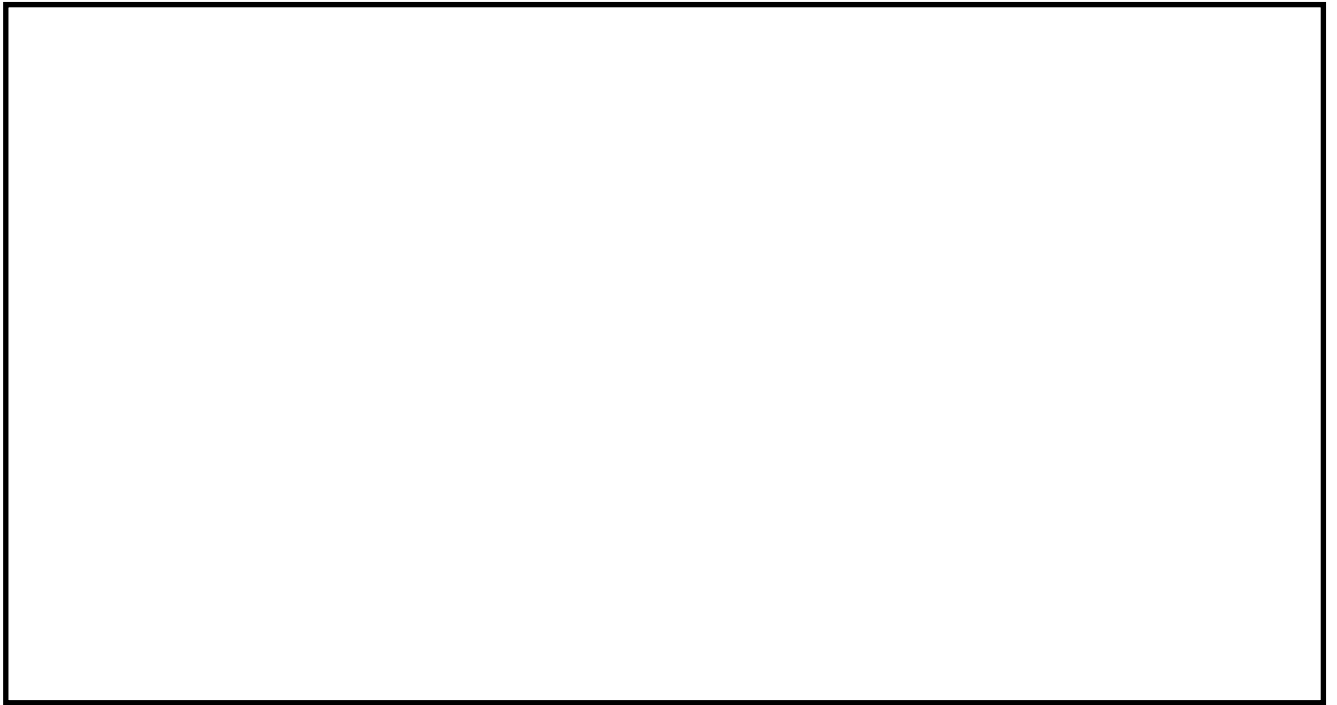


図1 評価対象モデル及び減肉考慮状況（3 / 5）

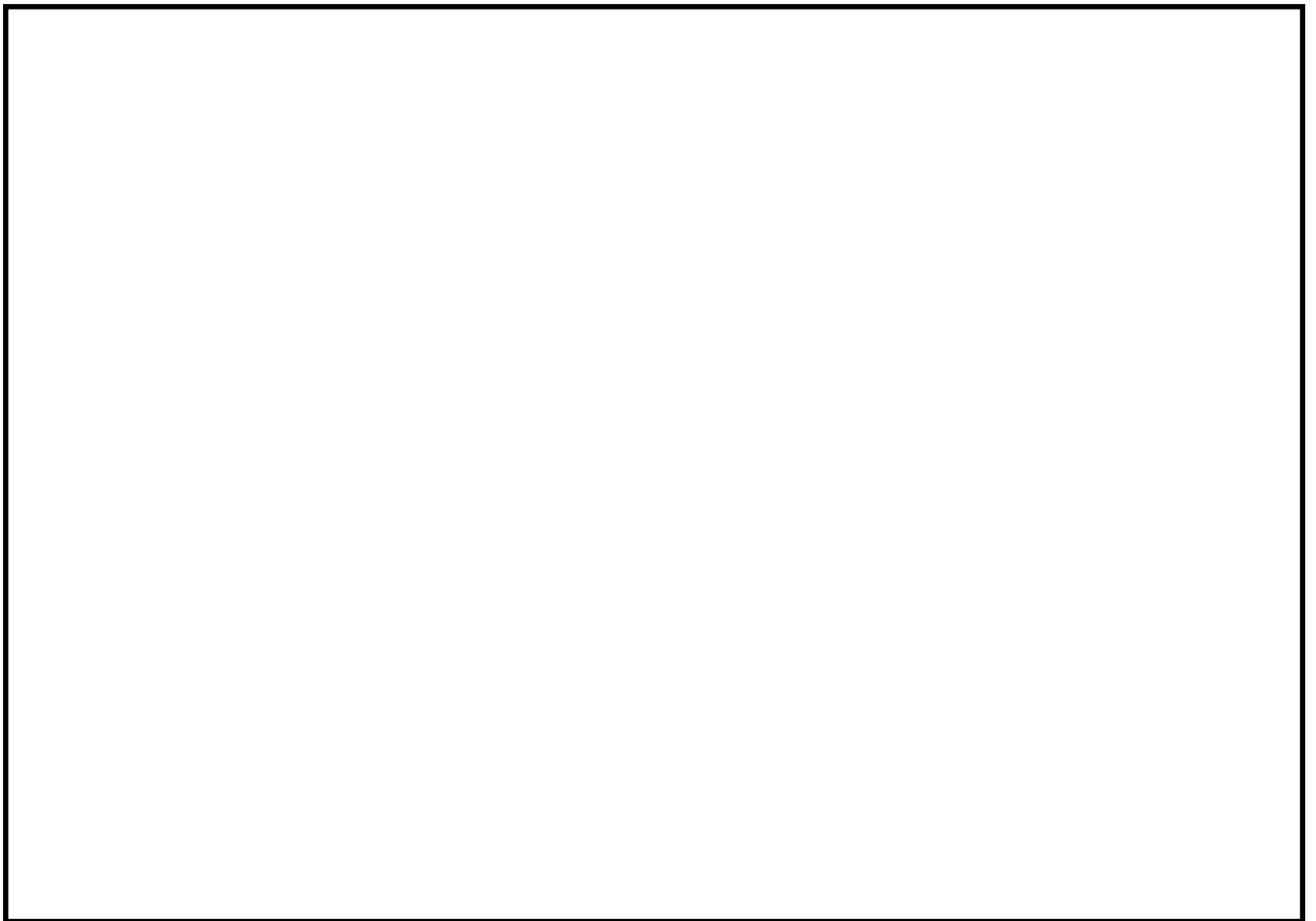


図1 評価対象モデル及び減肉考慮状況（4 / 5）

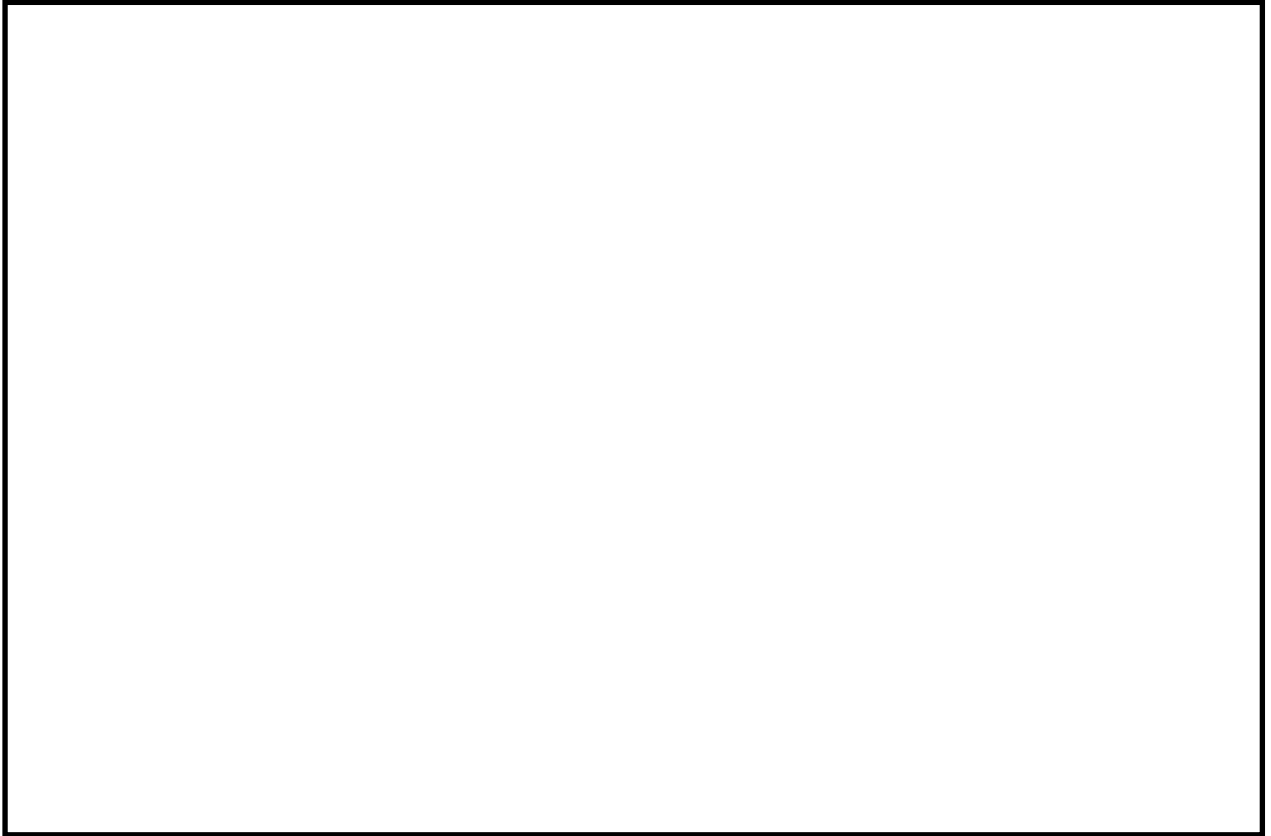


図1 評価対象モデル及び減肉考慮状況（5 / 5）

表1 評価対象モデルの想定肉厚（1／4）

--

2-添 7-5

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

表1 評価対象モデルの想定肉厚 (2 / 4)

--

2-添 7-6

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

表1 評価対象モデルの想定肉厚 (3 / 4)

--

2-添 7-7

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

表1 評価対象モデルの想定肉厚（4 / 4）

--

2.3 評価結果について

固有周期の解析結果を表2，発生応力の評価結果を表3に示す。また，参考として必要最小肉厚での評価結果も表2，表3に示す。

表2 固有周期解析結果

評価対象		条件	固有周期（秒）
炭素鋼配管	給水系	減肉前	0.181
		減肉後	0.182 (0.195)

注記：（ ）内は必要最小肉厚での評価結果を示す。

表3 発生応力の評価結果

系統分類	機器クラス	地震波	供用状態	一次応力（最大値）				一次+二次応力（最大値）			
				評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比	評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比
給水系	クラス2, 3	Ss-1	Ds	4201	129	380	0.34	4201	119	418	0.29
				(425)	(111)	(380)	(0.30)	(425)	(105)	(418)	(0.26)
		Ss-2	Ds	4201	118	380	0.31	4201	96	418	0.23
				(425)	(102)	(380)	(0.27)	(425)	(87)	(418)	(0.21)
Ss-3	Ds	4201	134	380	0.36	4201	129	418	0.31		
		(425)	(114)	(380)	(0.30)	(425)	(112)	(418)	(0.27)		
		Sd	Cs	4201	115	209	0.55	4201	91	418	0.22

注記：（ ）内は必要最小肉厚での評価結果を示す。

3. 評価対象モデルの代表選定の妥当性について

給水系において炭素鋼配管のFACによる耐震性への影響を検討する評価対象モデルとした原子炉格納容器内の耐震解析モデルと管理ランクがFAC-Sである原子炉格納容器外の耐震解析モデルについて，評価時点における想定肉厚での固有周期及び発生応力の評価結果を表4に示す。

評価の結果，固有周期については減肉前後の差が0.001秒であり，有意な差がないことを確認した。発生応力（応力比）については，基準地震動Ssでは原子炉格納容器内の耐震解析モデルの方が

裕度が小さく、また弾性設計用地震動 Sd では原子炉格納容器外の耐震解析モデルの方がわずかに裕度が小さい結果*となった。

また、前項 1. のとおり管理ランクが FAC-S である原子炉格納容器外の耐震解析モデルの範囲にある配管減肉管理箇所については、材質及びこれまでの測定実績を踏まえて減肉は発生していないと考えられる。

このとおり原子炉格納容器内と原子炉格納容器外の耐震解析モデルの比較結果より、固有周期について有意な差はなく、基準地震動 Ss による発生応力の応力比において原子炉格納容器内の耐震解析モデルの方が顕著に耐震上の裕度が小さい結果となっていること、及び原子炉格納容器外の管理ランクが FAC-S の範囲では余寿命が長く FAC による減肉の状況は FAC-1 と同程度であることから、原子炉格納容器内の耐震解析モデルは管理ランク FAC-1 範囲ではあるものの、同モデルを評価対象とすることには保守性があり、炭素鋼配管の FAC による耐震性への影響を検討する評価対象モデルの代表として選定することは妥当である。

※：原子炉格納容器外では評価対象範囲に配管減肉管理部位があることから評価時点での想定肉厚を反映した耐震解析モデルでの評価を行っている。一方、原子炉格納容器内の耐震解析モデルで応力比が最大値となるクラス 2 機器の範囲では配管減肉管理対象部位がないことから、耐震解析モデルにおいて同範囲では配管の公称肉厚を反映し評価を行っている。このため、弾性設計用地震動 Sd での発生応力の評価結果において、応力比が原子炉格納容器内に比べて原子炉格納容器外の方がわずかに裕度が小さくなったものとする。

表 4 各モデルでの評価内容の比較

モデル範囲		原子炉格納容器内				原子炉格納容器外			
管理ランク		FAC-1				FAC-S			
評価条件		評価時点における想定肉厚				評価時点における想定肉厚			
減肉前後の固有周期の差 (s)		+0.001				+0.001			
最大応力/応力比		評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比	評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比
Ss	クラス 1	<u>22</u>	<u>258</u>	<u>375</u>	<u>0.69</u>	—	—	—	—
	クラス 2	1A	114	380	0.30	4201	134	380	0.36
Sd	クラス 1	22	137	281	0.49	—	—	—	—
	クラス 2	1A	107	209	0.52	4201	115	209	0.55

注記：下線部は、最も裕度が小さい評価結果を示す。

以上

別紙3 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 で定められた設計用減衰定数の値を採用している。

評価を実施した配管の対象系統及び設計用減衰定数を表 3-1 に示す。

表 3-1 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 (%)
原子炉冷却材再循環系	2.5
主蒸気系	2.0, 3.0
原子炉冷却材浄化系	2.5
給水系	3.0

以 上

別紙4 劣化想定期間の説明において示す経年劣化事象について

本資料の本文（P.7）並びに耐震安全性評価書（P.7）における劣化想定期間の説明で示す経年劣化事象は、以下の考え方にに基づき設定している。

- ・技術評価において想定された、すべての高経年化対策上着目すべき経年劣化事象若しくは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象（日常劣化管理事象）のうち、振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象である「耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象」として抽出されたもの（本資料の本文〔P.6〕における◎事象）。

なお、耐震安全性評価書では上記の経年劣化事象のみを示していることから、技術評価における劣化想定期間の説明（本冊 P.22）で示す経年劣化事象とは一致しないため、考え方を表 4-1 に示す。

表 4-1 経年劣化事象と記載要否の考え方

経年劣化事象	記載要否	考え方 (耐震安全性評価書における記載要否)
2相ステンレス鋼の熱時効	不要	耐震安全性評価書において、振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象（■事象）としており記載は不要。
照射誘起型応力腐食割れ	不要	耐震安全性評価書において、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの（×事象）としており記載は不要。
中性子照射による靱性低下	要	耐震安全性評価書の本文（表4）において、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象（◎事象）としており記載が必要。

以 上

別紙5 能登半島地震（2007年3月25日）による影響について

1. はじめに

能登半島地震を踏まえた志賀原子力発電所の耐震安全性確認として、2007年4月19日及び6月1日に志賀原子力発電所内の安全上重要な主な施設に対する耐震健全性の確認結果を国に報告した。^{※1※2}

本別紙では、当時の報告内容を再構成し、志賀原子力発電所1号炉における主要な設備に対して耐震健全性の確認結果を示す。

※1：「能登半島地震を踏まえた志賀原子力発電所の耐震安全性確認について（報告）」（2007年4月19日）

※2：「能登半島地震を踏まえた志賀原子力発電所の耐震安全性確認について（追加報告）」（2007年6月1日）

2. 能登半島地震による耐震健全性確認結果（当時の報告内容）

2007年3月25日に発生した能登半島地震により、志賀原子力発電所1号炉は、地震加速度を検出する計器が正常に動作し、原子炉自動停止信号が発信されたが、原子炉が停止中で全制御棒は全挿入状態を維持していた。この時の基礎版上での観測記録とスクラム設定値の関係を表5-1に示す。

表5-1 基礎版上での観測記録とスクラム設定値の関係

方向		観測記録 (Gal)	スクラム設定値 (Gal)
水平	NS	160	190
	EW	246	
鉛直*		181	165

*：鉛直方向の観測記録については、※1及び※2に記載なし。

また、解放基盤表面での地震動を算定したところ、この地震動による応答スペクトルは長周期側の一部の周期帯において基準地震動 S_2 の床応答スペクトルを超えている部分があった。この地震による応答スペクトルが基準地震動 S_2 の床応答スペクトルを上回る周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した（図5-1参照）。

志賀原子力発電所1号炉の安全上重要な施設（A・ A_S クラス）のうち主要な設備に対する耐震安全性について、剛な設備（固有周期が0.05秒以下）は、観測記録による最大加速度が設計時に考慮した加速度を下回ることを確認し、柔な設備（固有周期が0.05秒を超える）は、発生した応力が基準地震動 S_1 に対する許容値以下であり、弾性範囲に十分に収まっていることを確認した（耐震健全性の確認結果は表5-2参照）。

表 5-2 志賀原子力発電所 1 号炉の安全上重要な施設のうち主要な設備に対する耐震健全性の確認結果

設備種別	主要な設備が設置された建屋	耐震健全性確認結果	備考
剛な設備	原子炉建屋	・観測記録による最大加速度が、これらの設備の設計時に考慮した加速度（静的震度 3.6Ci から求まる加速度）を下回ることを確認した。	図 5-2 参照
	海水熱交換器建屋		表 5-4 参照
柔な設備	原子炉建屋	・今回の観測記録を用いた地震応答解析結果に基づき発生する応力を求め、発生した応力が基準地震動 S_1 に対する許容値（許容応力状態 III _A S）以下であり、弾性範囲に十分に収まっていることを確認した。	表 5-3 参照
	タービン建屋		表 5-5 参照
	海水熱交換器建屋		表 5-6 参照

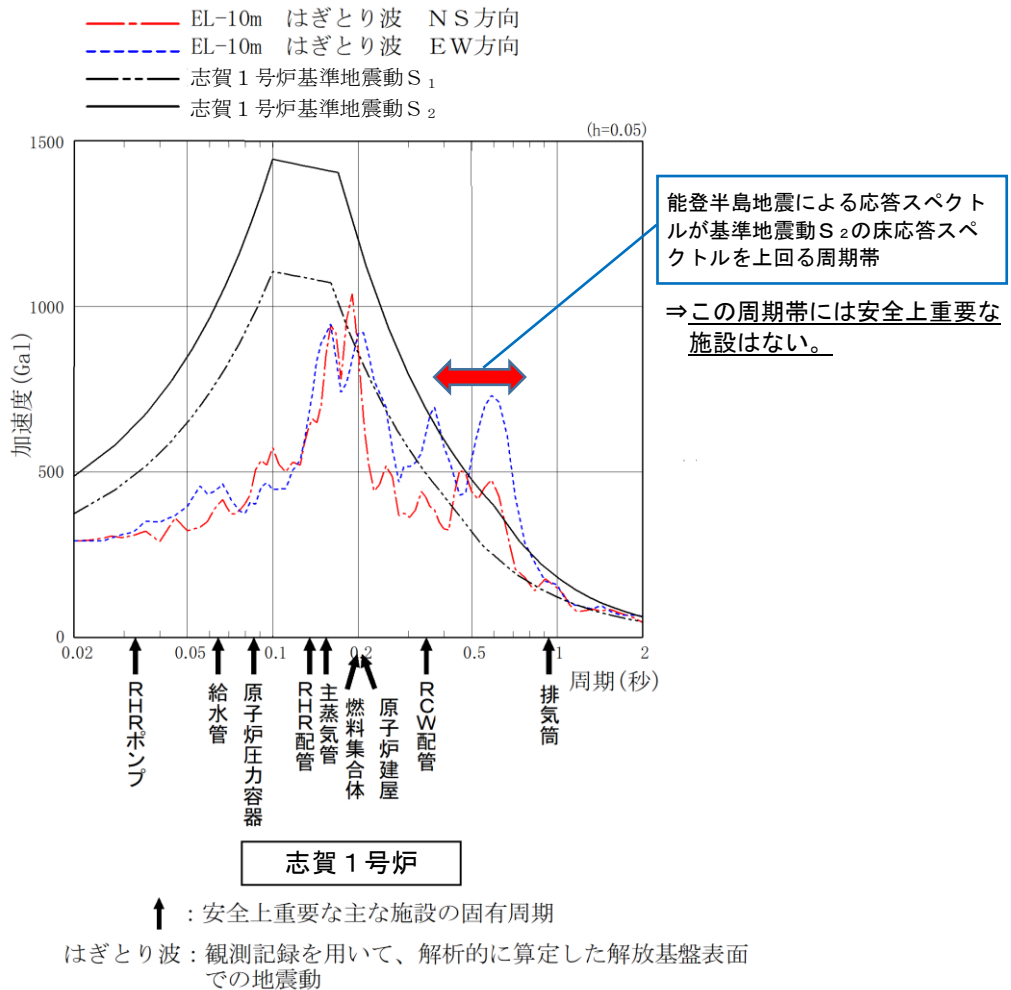
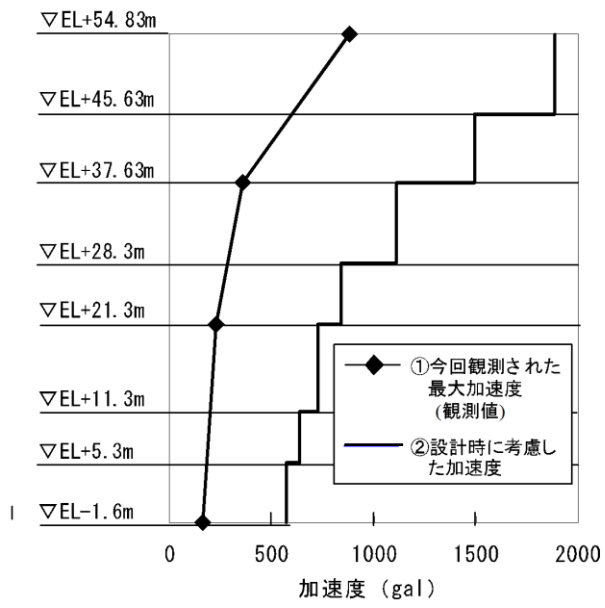
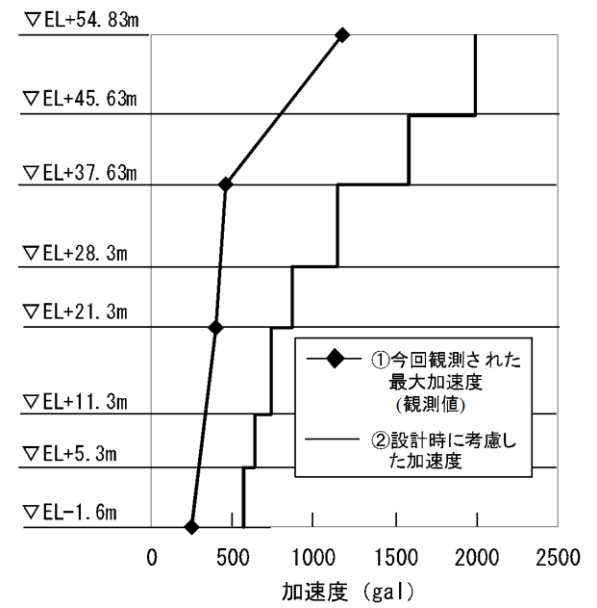


図 5-1 観測された地震動と基準地震動の比較（報告書抜粋（一部加工））



NS方向



EW方向

図 5-2 志賀原子力発電所 1 号炉原子炉建屋内の剛な設備に対する耐震健全性確認結果 (報告書抜粋)

表 5-3 志賀原子力発電所 1 号炉原子炉建屋内の柔な設備に対する
耐震健全性確認結果（報告書抜粋）

機器・配管名称	発生応力 (kg/mm ²)	S ₁ 許容値 (kg/mm ²)	判定
残留熱除去系熱交換器	13.8	46.5	○
原子炉冷却材浄化系配管	6.8	18.6	○
低圧炉心スプレイ系配管	19.5	22.4	○
原子炉補機冷却水系配管	9.9	23.3	○
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管	19.9	23.3	○
制御棒駆動系配管	6.0	16.2	○
非常用ガス処理系配管	18.7	21.9	○
可燃性ガス濃度制御系配管	12.0	22.3	○
放射性ドレン移送系配管	18.5	23.5	○
燃料プール冷却浄化系配管	9.1	19.2	○

表 5-4 志賀原子力発電所 1 号炉海水熱交換器建屋内の剛な設備に対する
耐震健全性確認結果（報告書抜粋）

(1 号機海水熱交換器建屋) [Gal]

床レベル	機器・配管	はざとり波		3.6C i	
		NS方向	EW方向	NS方向	EW方向
EL+11.3m	・原子炉補機冷却水ポンプ	296	304	717	766
EL+ 3.3m	・原子炉補機冷却水系熱交換器 ・高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ, 熱交換器 ・原子炉補機冷却海水系配管の一部, ストレナ ・高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系配管の一部, ストレナ	288	275	565	565

表 5-5 志賀原子力発電所 1 号炉タービン建屋内の柔な設備に対する
耐震健全性確認結果（報告書抜粋）

機器・配管名称	設置場所	発生応力 (N/mm ²)	S ₁ 許容値 (N/mm ²)	判定
原子炉補機冷却水系配管	基礎版上	122	233	○
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管	基礎版上	86	228	○

表 5-6 志賀原子力発電所 1 号炉海水熱交換器建屋内の柔な設備に対する
耐震健全性確認結果（報告書抜粋）

機器・配管名称	設置場所	発生応力 (N/mm ²)	S ₁ 許容値 (N/mm ²)	判定
原子炉補機冷却海水ポンプ	地下 1 階	17	149	○
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ	地下 1 階	6	114	○
原子炉補機冷却水系配管	地上 1 階	168	233	○
原子炉補機冷却海水系配管	地上 1 階	156	205	○
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管	地上 1 階	129	228	○
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系配管	地上 1 階	156	205	○

以 上

別紙6 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

1. 運転実績回数に基づく疲れ累積係数

(1) 過渡回数

原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の運転実績回数に基づく疲労評価に用いた運転開始後40年時点の過渡回数を表6-1に示す。

表6-1 原子炉冷却材浄化系（純水部）配管における過渡回数

運 転 条 件		合計
①	ボルト締付け	15
②	耐圧試験（最高使用圧力以下）	20
③	起動（昇温）	32
④	起動（タービン起動）	30
⑤	夜間低出力運転（出力75%）	0
⑥	週末低出力運転（出力50%）	1
⑦	制御棒パターン変更	61
⑧	給水加熱機能喪失（発電機負荷遮断）	7
⑨	給水加熱機能喪失（給水加熱機能部分喪失）	0
⑩	スクラム（タービントリップ）	2
⑪	スクラム（その他のスクラム）	5
⑫	定格出力運転	21
⑬	停止（タービン停止）	30
⑭	停止（高温待機）	31
⑮	停止（冷却）	31
⑯	停止（容器満水）	31
⑰	停止（満水後冷却）	31
⑱	ボルト取外し	15
⑲	燃料交換	22
⑳	スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0
㉑	スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0

(2) 解析モデル

原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の疲れ累積係数の算出に用いた解析モデル（3次元はりモデル）を図6-1に示す。解析コードはHISAPを使用した。

(3) 解析結果

原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の運転実績回数に基づく疲れ累積係数の最大評価値は 0.0220 となる。

なお、解析コードを使用した原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の疲れ累積係数の最大評価点の算出結果を表 6-2 に、また、その解析モデルにおける全評価点の疲れ累積係数を表 6-3 にそれぞれ示す。

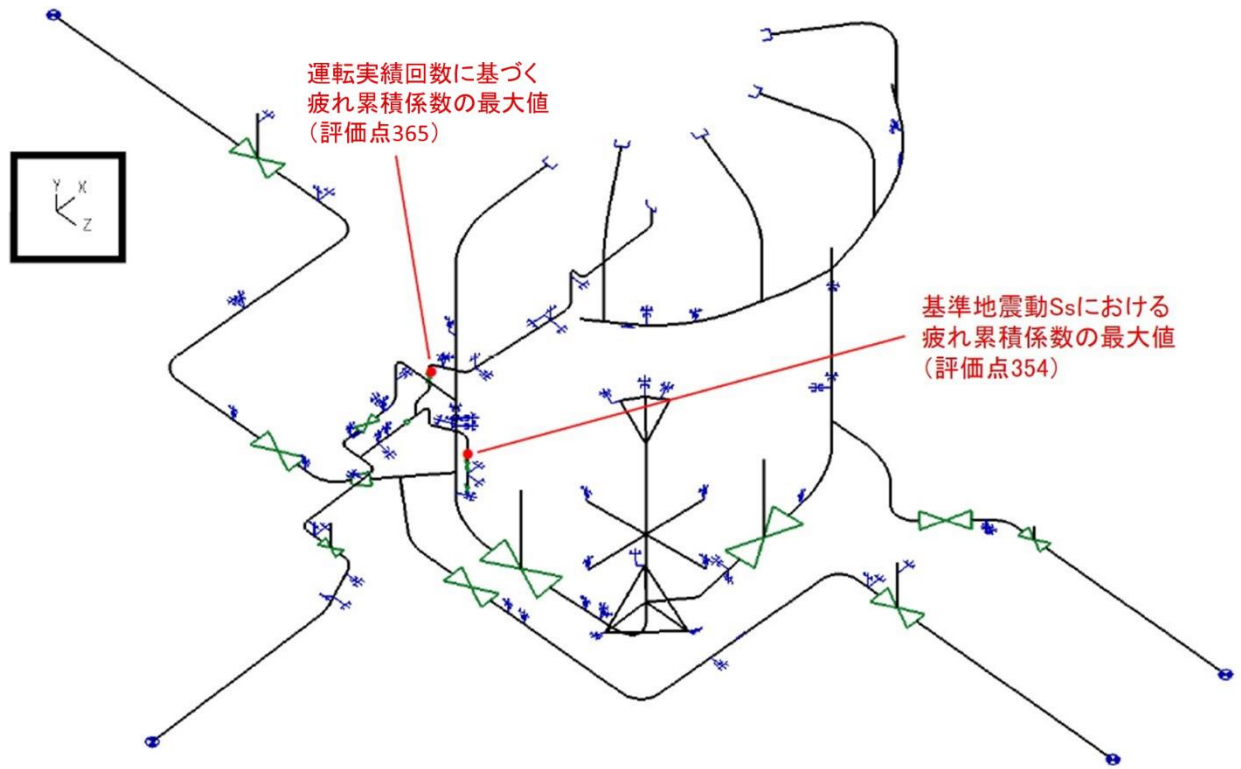


図 6-1 原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の疲労解析モデル

表 6-2 原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の運転実績回数に基づく疲れ累積係数（最大評価点）

No.	事象毎の組合せ				ピーク応力	一次+二次 応力	Ke係数	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正前)	最高使用温度 における ヤング率	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正後)	繰返し回数		疲れ 累積係数
	名称				Sp	Sn	Ke	SL	E	SL'	ni	Ni	U
	始点	終点	始点	終点	MPa	MPa	-	MPa	MPa	MPa	実回数	許容回数	大気中
1	定格出力運転（CUWポンプトリップ）												
2	起動（タービン起動）－ボルト取外し												
3	耐圧試験（最高使用圧力以下）－起動（タービン起動）												
4	耐圧試験（最高使用圧力以下）－スクラム（タービントリップ）												
5	耐圧試験（最高使用圧力以下）－スクラム（その他のスクラム）												
6	スクラム（その他のスクラム）－停止（満水後冷却）												
7	スクラム（タービントリップ）－停止（満水後冷却）												
8	停止（タービン停止）－停止（満水後冷却）												
9	スクラム（タービントリップ）－停止（タービン停止）												
10	スクラム（その他のスクラム）－停止（タービン停止）												
11	給水ヒータ機能喪失（発電機トリップ）－スクラム（その他のスクラム）												
12	給水ヒータ機能喪失（発電機トリップ）－停止（容器満水）												
13	起動（タービン起動）－停止（容器満水）												
14	耐圧試験（最高使用圧力以下）－停止（冷却）												
15	起動（タービン起動）－停止（冷却）												
16	スクラム（タービントリップ）－停止（冷却）												
17	スクラム（その他のスクラム）－停止（冷却）												
18	給水ヒータ機能喪失（発電機トリップ）－停止（冷却）												
											疲れ累積係数総合計	0.0220	

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

表 6-3 原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の運転実績回数に基づく疲れ累積係数（全評価点）

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果							
1N	U	0.0000	55	U	0.0000	87	U	0.0000	214	U	0.0000	258	U	0.0000	3311	U	0.0002	368	U	0.0009
2	U	0.0000	56	U	0.0000	88	U	0.0013	215	U	0.0000	259	U	0.0001	332	U	0.0000	369	U	0.0006
3	U	0.0001	57	U	0.0000	89	U	0.0000	216	U	0.0000	260	U	0.0000	333	U	0.0006	370	U	0.0006
4	U	0.0000	5701	U	0.0000	90	U	0.0000	217	U	0.0000	261	U	0.0004	334	U	0.0009	371	U	0.0006
5	U	0.0000	58	U	0.0000	91	U	0.0000	217	U	0.0026	262	U	0.0003	335	U	0.0000	372	U	0.0006
6	U	0.0000	59	U	0.0000	92	U	0.0000	218	U	0.0030	263	U	0.0000	340	U	0.0004	373	U	0.0006
600	U	0.0000	60	U	0.0016	93	U	0.0000	218	U	0.0001	3000	U	0.0000	341	U	0.0003	374	U	0.0010
7	U	0.0004	60	U	0.0014	94N	U	0.0000	219	U	0.0000	301	U	0.0016	3411	U	0.0003	375	U	0.0008
8	U	0.0000	61	U	0.0000	95	U	0.0000	220	U	0.0000	302	U	0.0000	342	U	0.0035	376	U	0.0009
800	U	0.0000	62	U	0.0000	96	U	0.0000	229	U	0.0000	303	U	0.0000	343	U	0.0062	377	U	0.0011
9	U	0.0000	63	U	0.0000	97	U	0.0000	230	U	0.0000	304	U	0.0001	344	U	0.0028	378	U	0.0010
10	U	0.0000	64	U	0.0000	98N	U	0.0000	231	U	0.0000	305	U	0.0000	345	U	0.0139	379	U	0.0010
11	U	0.0011	65	U	0.0000	99	U	0.0000	232	U	0.0000	306	U	0.0000	346	U	0.0021	380	U	0.0016
12	U	0.0000	66	U	0.0000	100	U	0.0000	233	U	0.0017	307	U	0.0000	347	U	0.0024	380	U	0.0023
1201	U	0.0000	67	U	0.0014	101	U	0.0000	2331	U	0.0000	308	U	0.0002	348	U	0.0018	381	U	0.0026
13	U	0.0000	68	U	0.0000	102N	U	0.0000	234	U	0.0000	309	U	0.0000	349	U	0.0018	381	U	0.0017
131	U	0.0000	69	U	0.0000	103	U	0.0000	235	U	0.0000	310	U	0.0000	349	U	0.0027	382	U	0.0018
14	U	0.0000	69	U	0.0000	104	U	0.0000	236	U	0.0000	311	U	0.0030	350	U	0.0029	382	U	0.0026
15	U	0.0000	70	U	0.0000	105	U	0.0000	236	U	0.0000	312	U	0.0000	350	U	0.0020	383	U	0.0026
19	U	0.0000	71	U	0.0000	106N	U	0.0000	237	U	0.0000	313	U	0.0028	351	U	0.0019	383	U	0.0017
20	U	0.0000	72	U	0.0000	201	U	0.0000	237	U	0.0000	314	U	0.0013	352	U	0.0032	384	U	0.0009
2000	U	0.0000	73	U	0.0000	202	U	0.0000	238	U	0.0000	315	U	0.0000	353	U	0.0026	385	U	0.0007
21	U	0.0000	74	U	0.0014	203	U	0.0009	239	U	0.0000	316	U	0.0146	354	U	0.0192	386	U	0.0005
22	U	0.0000	75	U	0.0000	204	U	0.0000	240	U	0.0000	317	U	0.0000	359	U	0.0013	386	U	0.0009
23	U	0.0000	76	U	0.0000	205	U	0.0000	241	U	0.0000	318	U	0.0008	360	U	0.0015	387N	U	0.0008
41	U	0.0000	77	U	0.0000	206	U	0.0000	241	U	0.0005	319	U	0.0005	361	U	0.0014			
42	U	0.0000	78	U	0.0000	207	U	0.0000	242	U	0.0007	3191	U	0.0000	362	U	0.0013			
43	U	0.0000	79	U	0.0000	208	U	0.0000	242	U	0.0000	320	U	0.0000	362	U	0.0017			
47	U	0.0000	80	U	0.0000	2081	U	0.0000	243	U	0.0000	321	U	0.0000	363	U	0.0016			
48	U	0.0000	81	U	0.0014	209	U	0.0000	244	U	0.0000	322	U	0.0046	363	U	0.0012			
49	U	0.0000	82	U	0.0000	210	U	0.0023	253	U	0.0000	323	U	0.0027	364	U	0.0219			
50	U	0.0000	83	U	0.0000	211	U	0.0000	254	U	0.0000	324	U	0.0000	365	U	0.0220			
51	U	0.0000	83	U	0.0000	212	U	0.0000	255	U	0.0000	325	U	0.0000	366	U	0.0012			
52	U	0.0000	84	U	0.0000	212	U	0.0028	256	U	0.0000	329	U	0.0000	366	U	0.0017			
53	U	0.0017	85	U	0.0000	213	U	0.0020	256	U	0.0000	330	U	0.0031	367	U	0.0016			
54	U	0.0000	86	U	0.0000	213	U	0.0000	257	U	0.0003	331	U	0.0048	367	U	0.0013			

365 : 最大評価点を示す。

2. 基準地震動 S_s における疲れ累積係数

(1) 評価仕様

原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の配管仕様を表 6-4 に示す。

表 6-4 原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の配管仕様

項目	単位	評価対象配管
		PLR-PD-2 ライン（PCV 内）
		評価点 354 (G31-F030 入口)
配管口径 D_0	mm	
配管肉厚 t	mm	
材質	-	
縦弾性係数	MPa	
最高使用圧力	MPa	
最高使用温度	°C	
設計応力強さ (S_m)	MPa	

* 1 : 設計・建設規格 付録図表 Part6 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

* 2 : 設計・建設規格 付録図表 Part5 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

(2) 解析モデル

発生応力の算出には、「1. 運転実績回数に基づく疲れ累積係数」の算出に用いたものと同一のモデル（3次元はりモデル）を用いた。

(3) 入力条件

耐震評価を行うにあたり使用する地震動は、基準地震動 S_s を用いて原子炉建屋床レベルの地震応答解析結果に基づき作成された床応答曲線にて評価を行った。

また、基準地震動 S_s における等価繰返し数は、一律に設定する等価繰返し数として設定される 220 回を用いた。

地震応答解析により算出した原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の荷重条件を表 6-5 に示す。

表 6-5 原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の荷重条件

荷重	モーメント (N・mm)		
	Mx	My	Mz
自重及び地震 S_s			
地震及び相対変位 S_s			

3. 評価結果

(1) 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を表 6-6 に示す。

表 6-6 地震時に生じる応力の解析結果

地震波	一次応力(S) (MPa)						一次+二次応力(Sn) (MPa)	
	圧力	自重及び地震	合計	許容値	ねじり	許容値	地震及び相対変位	許容値
Ss								

(2) 地震による疲労評価結果

基準地震動 Ss による一次+二次+ピーク応力と繰返しピーク応力強さは、次式により算出される。

a. 繰返しピーク応力強さ S_1 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。

$$S_1 = \frac{S_p}{2}$$

b. 補正繰返しピーク応力強さ (ヤング率補正前) S_1' 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_1 を次式で補正する。

$$S_1' = S_1 \times \frac{E_0}{E}$$

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

$E = 1.76 \times 10^5$ 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_1' 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。

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

d. 疲れ累積係数の算出

地震による疲れ累積係数は、次式により求める。

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

以上より，基準地震動 S_s による疲れ累積係数を表 6-7 に，また，その解析モデルにおける全評価点の疲れ累積係数を表 6-8 にそれぞれ示す。

表 6-7 基準地震動 S_s による疲れ累積係数

評価点	地震による一次＋二次 ＋ピーク応力 (MPa)	繰返しピーク応力強さ (MPa)	疲れ累積係数 (基準地震動 S_s)
354	558	313	0.0372

表 6-8 原子炉冷却材浄化系（純水部）配管（解析モデル PLR-PD-2）の基準地震動 Ss による疲れ累積係数（全評価点）

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
1N	USs 0.0000	55	USs 0.0000	87	USs 0.0000	214	USs 0.0000	258	USs 0.0000	3311	USs 0.0000	368	USs 0.0000		
2	USs 0.0000	56	USs 0.0000	88	USs 0.0000	215	USs 0.0000	259	USs 0.0000	332	USs 0.0000	369	USs 0.0000		
3	USs 0.0000	57	USs 0.0000	89	USs 0.0000	216	USs 0.0000	260	USs 0.0000	333	USs 0.0003	370	USs 0.0000		
4	USs 0.0000	5701	USs 0.0000	90	USs 0.0000	217	USs 0.0000	261	USs 0.0000	334	USs 0.0000	371	USs 0.0000		
5	USs 0.0000	58	USs 0.0000	91	USs 0.0000	217	USs 0.0000	262	USs 0.0000	335	USs 0.0000	372	USs 0.0000		
6	USs 0.0000	59	USs 0.0000	92	USs 0.0000	218	USs 0.0000	263	USs 0.0000	340	USs 0.0000	373	USs 0.0000		
600	USs 0.0000	60	USs 0.0001	93	USs 0.0000	218	USs 0.0000	3000	USs 0.0000	341	USs 0.0000	374	USs 0.0000		
7	USs 0.0000	60	USs 0.0000	94N	USs 0.0000	219	USs 0.0000	301	USs 0.0001	3411	USs 0.0000	375	USs 0.0000		
8	USs 0.0000	61	USs 0.0000	95	USs 0.0000	220	USs 0.0000	302	USs 0.0000	342	USs 0.0000	376	USs 0.0000		
800	USs 0.0000	62	USs 0.0000	96	USs 0.0000	229	USs 0.0000	303	USs 0.0000	343	USs 0.0018	377	USs 0.0000		
9	USs 0.0000	63	USs 0.0000	97	USs 0.0000	230	USs 0.0000	304	USs 0.0000	344	USs 0.0011	378	USs 0.0000		
10	USs 0.0000	64	USs 0.0000	98N	USs 0.0001	231	USs 0.0000	305	USs 0.0000	345	USs 0.0337	379	USs 0.0000		
11	USs 0.0000	65	USs 0.0000	99	USs 0.0000	232	USs 0.0000	306	USs 0.0000	346	USs 0.0007	380	USs 0.0000		
12	USs 0.0000	66	USs 0.0000	100	USs 0.0000	233	USs 0.0000	307	USs 0.0000	347	USs 0.0022	380	USs 0.0000		
1201	USs 0.0000	67	USs 0.0002	101	USs 0.0000	2331	USs 0.0000	308	USs 0.0001	348	USs 0.0006	381	USs 0.0000		
13	USs 0.0000	68	USs 0.0000	102N	USs 0.0001	234	USs 0.0000	309	USs 0.0000	349	USs 0.0009	381	USs 0.0000		
131	USs 0.0000	69	USs 0.0000	103	USs 0.0000	235	USs 0.0000	310	USs 0.0000	349	USs 0.0079	382	USs 0.0000		
14	USs 0.0000	69	USs 0.0000	104	USs 0.0000	236	USs 0.0000	311	USs 0.0000	350	USs 0.0143	382	USs 0.0000		
15	USs 0.0000	70	USs 0.0000	105	USs 0.0000	236	USs 0.0000	312	USs 0.0000	350	USs 0.0012	383	USs 0.0000		
19	USs 0.0000	71	USs 0.0000	106N	USs 0.0000	237	USs 0.0007	313	USs 0.0009	351	USs 0.0000	383	USs 0.0000		
20	USs 0.0000	72	USs 0.0000	201	USs 0.0000	237	USs 0.0000	314	USs 0.0000	352	USs 0.0000	384	USs 0.0000		
2000	USs 0.0000	73	USs 0.0000	202	USs 0.0000	238	USs 0.0000	315	USs 0.0000	353	USs 0.0000	385	USs 0.0000		
21	USs 0.0000	74	USs 0.0000	203	USs 0.0001	239	USs 0.0000	316	USs 0.0323	354	USs 0.0372	386	USs 0.0000		
22	USs 0.0000	75	USs 0.0000	204	USs 0.0000	240	USs 0.0000	317	USs 0.0000	359	USs 0.0000	386	USs 0.0000		
23	USs 0.0000	76	USs 0.0000	205	USs 0.0000	241	USs 0.0000	318	USs 0.0012	360	USs 0.0000	387N	USs 0.0000		
41	USs 0.0000	77	USs 0.0000	206	USs 0.0000	241	USs 0.0000	319	USs 0.0065	361	USs 0.0000				
42	USs 0.0000	78	USs 0.0000	207	USs 0.0000	242	USs 0.0000	3191	USs 0.0000	362	USs 0.0000				
43	USs 0.0000	79	USs 0.0000	208	USs 0.0000	242	USs 0.0000	320	USs 0.0000	362	USs 0.0008				
47	USs 0.0000	80	USs 0.0000	2081	USs 0.0000	243	USs 0.0000	321	USs 0.0000	363	USs 0.0012				
48	USs 0.0000	81	USs 0.0002	209	USs 0.0000	244	USs 0.0000	322	USs 0.0073	363	USs 0.0000				
49	USs 0.0000	82	USs 0.0000	210	USs 0.0000	253	USs 0.0000	323	USs 0.0054	364	USs 0.0161				
50	USs 0.0000	83	USs 0.0000	211	USs 0.0000	254	USs 0.0000	324	USs 0.0003	365	USs 0.0026				
51	USs 0.0000	83	USs 0.0000	212	USs 0.0000	255	USs 0.0000	325	USs 0.0000	366	USs 0.0000				
52	USs 0.0000	84	USs 0.0000	212	USs 0.0005	256	USs 0.0000	329	USs 0.0000	366	USs 0.0000				
53	USs 0.0001	85	USs 0.0000	213	USs 0.0006	256	USs 0.0000	330	USs 0.0060	367	USs 0.0003				
54	USs 0.0000	86	USs 0.0000	213	USs 0.0000	257	USs 0.0001	331	USs 0.0067	367	USs 0.0000				

354 : 最大評価点を示す。

4. 運転実績回数に基づく疲れ累積係数との組合せによる評価結果

地震動による疲れ累積係数が最大となる評価点及び運転実績回数に基づく疲れ累積係数が最大となる評価点について、運転実績回数に基づく疲れ累積係数を加えた結果を表 6-9 に示す。

その結果、疲れ累積係数が許容値 1 を下回ることから、原子炉冷却材浄化系（純水部）配管の低サイクル疲労は、耐震安全性評価上問題ない。

表 6-9 運転実績回数に基づく疲れ累積係数と地震動による疲れ累積係数との組合せによる評価結果

評価対象	評価点	運転実績回数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^{*1})	合計 (許容値 1 以下)
原子炉冷却材浄化系 (純水部) 配管	354 ^{*2}	0.8433	0.0372	0.8805
	365 ^{*3}	0.9663	0.0026	0.9689

* 1 : 一般的に S-N 曲線の傾向から、繰返しピーク応力強さ σ が小さくなると許容繰返し回数 N が大きくなるため、弾性設計用地震動 $S_d (=S_s-1 \times 0.79)$ の許容繰返し回数は、 S_s-1 よりも大きくなる。また、 S_d の時刻歴波形は S_s-1 と類似と考えられるため、地震時繰返し回数はほぼ同じと推測できる。これにより、 S_s-1 による疲労評価を満足すれば、 S_d の疲労評価を省略できる。

* 2 : 地震動による疲れ累積係数が最大となる評価点

* 3 : 運転実績回数に基づく疲れ累積係数が最大となる評価点

5. 基準地震動 S_s に基づく等価繰返し回数

本評価に適用している基準地震動 S_s (以下、「 S_s 波」という。) 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。なお代表機器以外についても同様の等価繰返し回数を使用している。

(1) 解析条件

a. 地震

水平方向及び鉛直方向ともに、 S_s-1 、 S_s-2 、 S_s-3 の 3 波とする。

b. 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 4-2-1」の設計疲労線図を用いて評価するものとする。

c. 最大ピーク応力

安全側を考慮し、地震荷重による最大ピーク応力は (片振幅) とする。

d. 評価点及び評価方法

評価点を下記(a)～(h)に示す。図 6-2, 6-3 及び 6-4 に示す大型機器連成系解析モデルを用い、地震応答解析により得られる下記の点の応答を用いて評価を行う。なお、鉛直方向の評価点は、水平方向の質点に対応する質点を用いることとする。

- (a) 原子炉格納容器 EL 23.825 m
- (b) 原子炉格納容器 EL 17.380 m
- (c) 原子炉格納容器 EL 12.400 m
- (d) 原子炉格納容器 EL 7.680 m
- (e) 原子炉遮へい壁 EL 19.300 m
- (f) 原子炉遮へい壁 EL 16.000 m
- (g) 原子炉圧力容器 EL 28.041 m (主蒸気配管 RPV 貫通部)
- (h) 原子炉圧力容器 EL 11.829 m (RPV 下端)

なお、(a)及び(h)の各評価点については、各質点の応答加速度(水平、鉛直)より求めた1質点系の応答に対する繰返し回数を求めた。

(2) 評価結果

各評価点について、時刻歴波形に対する繰返し回数及び1質点系の応答に対する繰返し回数をまとめた結果を表 6-10 に示す。

(3) 評価用地震応力の繰返し回数

繰返し回数は、評価ケース毎(地震動、評価点及び減衰毎)に得られた水平方向(NS, EWの最大値)と鉛直方向の繰返し回数をSRSS法により合成し、合成された回数の最大値に基づき設定するものとし、対象機器、配管等の固有周期、材料等に無関係に一律な値とする。

表 6-10 より、SRSS法により合成された繰返し回数の最大値は であり、S_s波に基づく疲労解析に用いる地震応力の繰返し回数を下記のように定める。

S_s波評価用地震応力繰返し回数

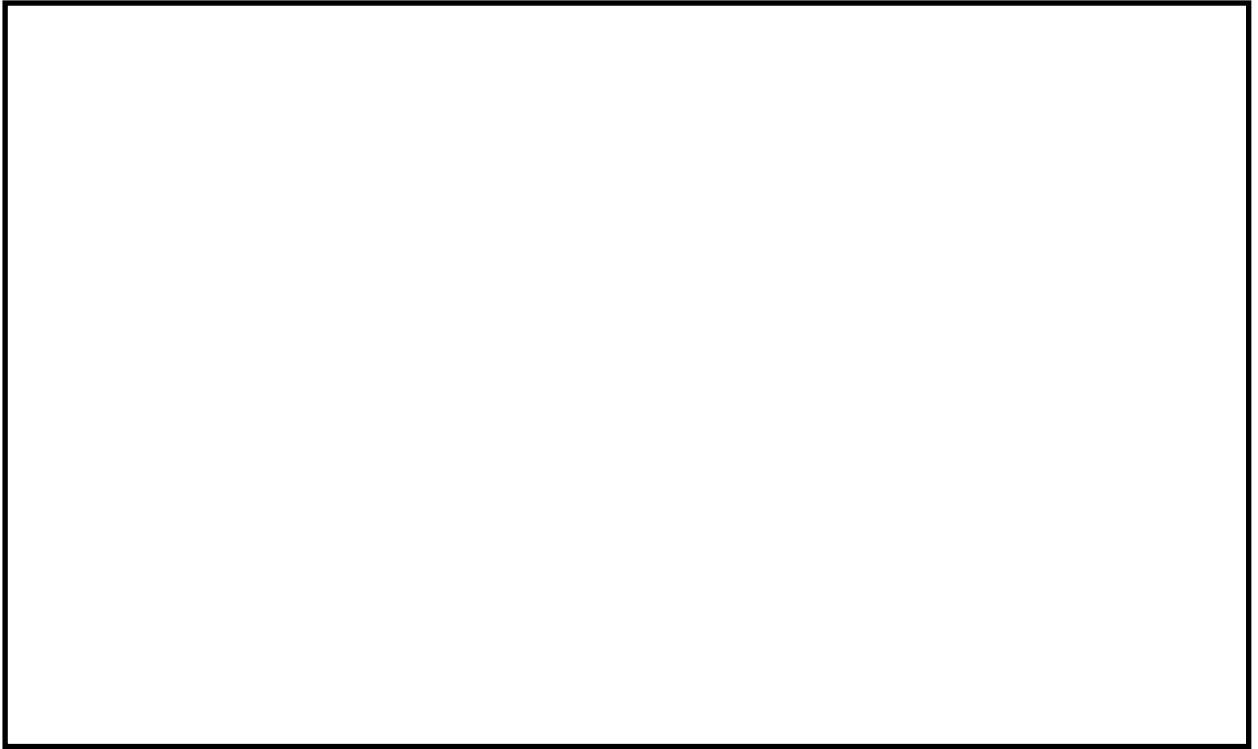


図 6-2 大型機器連成系解析モデル (NS 方向)

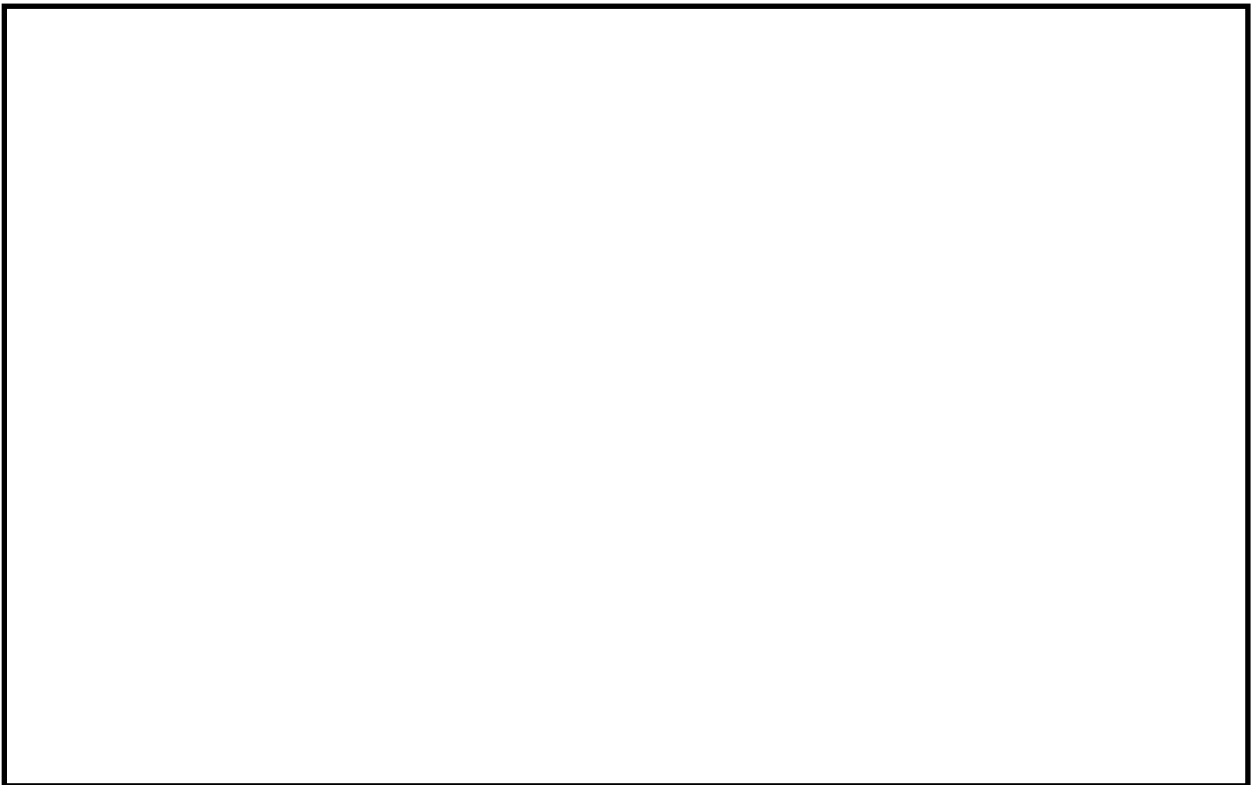


図 6-3 大型機器連成系解析モデル (EW 方向)

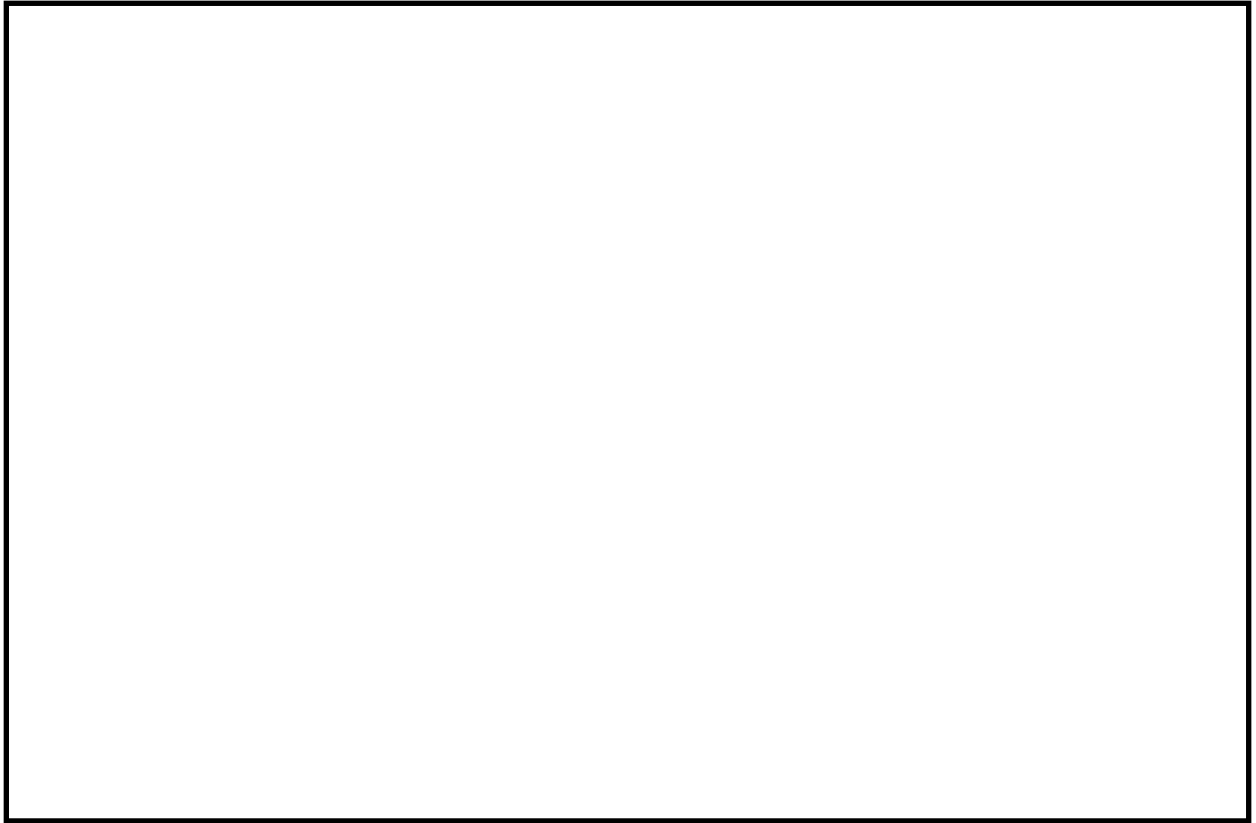


図 6-4 大型機器連成系解析モデル（鉛直方向）

表 6-10 地震応力の繰返し回数評価結果

地震動		Ss-1		Ss-2		Ss-3		水平方向 最大回数	Ss-1	Ss-2	Ss-3	鉛直方向 最大回数	SRSS* 最大回数
方向		NS	EW	NS	EW	NS	EW						
標高	減衰												

6-14

* : $\sqrt{(\text{水平方向回数})^2 + (\text{鉛直方向回数})^2}$

以 上

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

別紙7 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価結果について

原子炉圧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、評価時点(2021年7月30日)の関連温度を算出したうえで、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) 評価時点 (2021年7月30日) での ΔRT_{NDT} 予測値 : $27\text{ }^{\circ}\text{C}$

b. 胴板フランジ (ボルト締付荷重が作用する部分の材料)

RT_{NDT} 初期値 : $-34\text{ }^{\circ}\text{C}$ (監視試験報告書の初期値 (胴板 1 / 胴板フランジ))

(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 $l = 1.5 t$

(4) 応力値

a. 円筒胴の応力計算条件 (計算には、外面腐食代 0.8 mm を考慮した寸法を用いる)

- (a) 円筒胴の板厚 $T = t - 0.8 =$ mm
- (b) 円筒胴の内半径 $R_i = D_i / 2 =$ mm
- (c) 円筒胴の外半径 $R_o = R_i + T =$ mm
- (d) 円筒胴の断面積 $A = \pi (R_o^2 - R_i^2) =$ $\times 10^6\text{ mm}^2$
- (e) 円筒胴の断面係数 $Z_o = \pi / 4 \times (R_o^4 - R_i^4) / R_o =$ $\times 10^9\text{ mm}^3$

b. 円筒胴の最高使用圧力 ($P_d = 8.62\text{ MPa}$) に対する応力

- (a) 周方向応力 $\sigma_{t1m} = P_d \times R_i / T =$ MPa (一次膜応力)
- (b) 軸方向応力 $\sigma_{l1m} = P_d \times R_i^2 / (R_o^2 - R_i^2) =$ MPa (一次膜応力)
- (c) 周方向応力 $\sigma_{t2b} = P_d \times (1 + (R_o / R_i)^2 / ((R_o / R_i)^2 - 1)) - \sigma_{t1m} =$ MPa (二次曲げ応力)

c. 円筒胴の供用状態A, B + 地震荷重による応力

(a) 鉛直荷重 $V = \square$ kN (供用状態A, B) + \square kN (地震荷重 S_s)
 $= \square$ kN (引張り方向を正)

(b) モーメント $M = \square$ kN・m (保守的にスカート下端での荷重を使用)

(c) 軸方向応力 $\sigma_{\theta 1ms} = V/A + M/Z_o = \square$ MPa (一次膜応力)

(5) K_{IT} (円筒胴の板厚方向の温度勾配による応力拡大係数)

K_{IT} は, JEAC4206 附属書 F-3100(3) 項より示される以下式により求められる。

$$K_{IT} = Mt \times \Delta T_w = \square \times \square = \square \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

ここで,

Mt : JEAC4206 附属書図 F-3100-2 で与えられる係数

(円筒胴板厚 \square mm に対して \square)

ΔT_w : 炉心領域における板厚方向の温度差の最大値

(図 7-1 円筒胴の温度分布解析結果による)

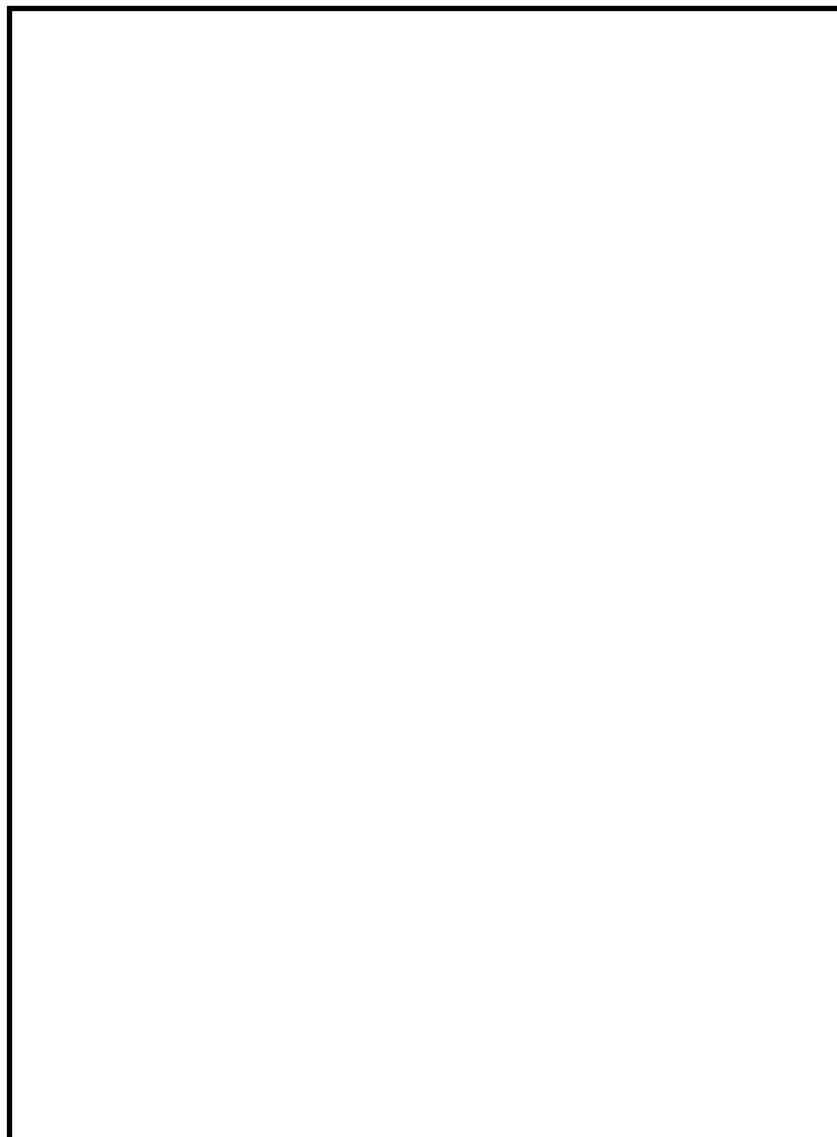


図 7-1 円筒胴の温度分布解析結果

(6) 円筒胴の破壊力学的手法による P-T 線図

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＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース 2：軸方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

ケース 3：周方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース 4：周方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

これらの想定したケースを、JEAC4206 附属書 A の破壊力学的手法により評価する。

具体的には、以下のとおり内圧による応力、供用状態 A、B＋地震荷重による応力及び熱応力より K_I 、 K_{IT} 及び要求温度を算出したうえで P-T 線図を作成している。

a. 内圧による応力

ケース 1 及びケース 2 については最高使用圧力に対する円周方向応力 σ_{t1m} 及び σ_{t2b} を、ケース 3 及びケース 4 については供用状態 A、B の軸方向応力 $\sigma_{\theta 1m}$ を圧力値の比率で補正する。

ケース 1 及びケース 2：

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times (\sigma_{t1m} \times P / 8.62 \times M_m) + (\sigma_{t2b} \times P / 8.62 \times M_b)$$

ケース 3 及びケース 4：

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times (\sigma_{\theta 1m} \times P / 8.62 \times M_m)$$

b. 地震荷重による応力

ケース 4 については、供用状態 A、B＋地震荷重による軸方向応力 $\sigma_{\theta 1ms}$ による K_I を考慮する。

なお、ケース 2 については、地震荷重による応力は軸方向応力であることから軸方向欠陥への影響はなく、ケース 1 と同一の結果となる。

c. 熱応力

(5) に示すとおり、図 7-1 の温度分布解析結果から、最大温度差による K_{IT} を一律に考慮する。

d. T-RT_{NDT}

T-RT_{NDT} の算出は、JEAC4206 附属書 A-3212(4) 式による。

$$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp[0.0261(T - RT_{NDT} + 88.9)]$$

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。

$$T - RT_{NDT} = 1/0.0261 \times \ln((K_{IR} - 29.43)/1.344) - 88.9$$

関連温度の要求値は、 K_I が K_{IR} を超えないとして以下式より求める。

$$T - RT_{NDT} \geq 1/0.0261 \times \ln((K_I - 29.43)/1.344) - 88.9$$

なお、原子炉圧力容器に対し JEAC4206 においては K_{IR} による式 (JEAC4206 附属書 A-3212(4) 式) 及び K_{Ic} による式 (JEAC4206 附属書 A-3222(7) 式) が適用可能であり、本評価に際し両式での評価結果を比較し、保守的である K_{IR} による式を適用した。

e. 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 の算出に当たっては関連温度 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

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。このうち、最低温度要求の制限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 7-1 に示す。表 7-1 より供用状態 A 及び B の場合には、以下の制限が設定される。

a. -1 °C の制限

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）に対する制限である。

b. 55 °C の制限

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である。

なお、耐圧・漏えい試験の場合には、-1 °C の制限とともに、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 16 °C の制限が設定される。

表 7-1 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 $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-34 + 33 = -1\text{ }^{\circ}\text{C}$
	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 部分の最も高い RT_{NDT})の高い方	$-34 + 50 = 16\text{ }^{\circ}\text{C}$ と $-13\text{ }^{\circ}\text{C}$ の高い方
	燃料装荷前	すべて	圧力容器材料の最も高い $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-29 + 33 = 4\text{ }^{\circ}\text{C}$
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 $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-34 + 33 = -1\text{ }^{\circ}\text{C}$
	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 部分の最も高い RT_{NDT})の高い方	$-34 + 67 = 33\text{ }^{\circ}\text{C}$ と $-13\text{ }^{\circ}\text{C}$ 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 $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-34 + 33 = -1\text{ }^{\circ}\text{C}$
	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	$37\text{ }^{\circ}\text{C}$ と $-34 + 89 =$ $55\text{ }^{\circ}\text{C}$ の高い方

2. 炉心臨界時のP-T線図について

評価時点（2021年7月30日）における要求温度の計算例（ケース4）を表7-2に、P-T線図を図7-2に示す。

表7-2 評価時点（2021年7月30日）の要求温度の計算例（炉心臨界時）（ケース4）

応力成分： $\sigma \ell$
 板厚 $t = \text{[] mm}$
 欠陥深さ $a/t = 0.25$
 安全係数 $Sf = 2$ （一次応力の K_{It} に関して）
 関連温度 $RT_{SDT} = -13 \text{ } ^\circ\text{C}$ （現時点の推定値）
 設計降伏点 $Sy = 303 \text{ N/mm}^2$ at 297°C , SQV2A

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (N/mm ²) *1				補正係数		温度勾配 による 応力拡大係数 K_{It} (MPa \sqrt{m})	応力拡大 係数 K_I *4 (MPa \sqrt{m})	計算 された 温度 T-RT _{SDT} (°C)	要求 温度 T (°C)	要求温度 + 22°Cマージン T + 22 (°C)
		σ_{1m}	σ_{1b}	σ_{2m}	σ_{2b}	Mm *2 (\sqrt{m})	Mb *3 (\sqrt{m})					
最高使用圧力												
死荷重+地震荷重												
Load Combination 1												
Load Combination 2												
Load Combination 3												
Load Combination 4												
Load Combination 5												
Load Combination 6												
Load Combination 7												
Load Combination 8												
Load Combination 9												
Load Combination 10												
Load Combination 11												
Load Combination 12												
Load Combination 13												
Load Combination 14												
Load Combination 15												
Load Combination 16												
Load Combination 17												

*1: 内圧及び死荷重 + 地震荷重による応力
 *2: 膜応力による K_I 算出のための補正係数 (WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出)
 *3: 曲げ応力による K_I 算出のための補正係数 (WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出)
 *4: 内圧及び死荷重+地震荷重による応力から求められた応力拡大係数に、 K_{It} を加えたもの。

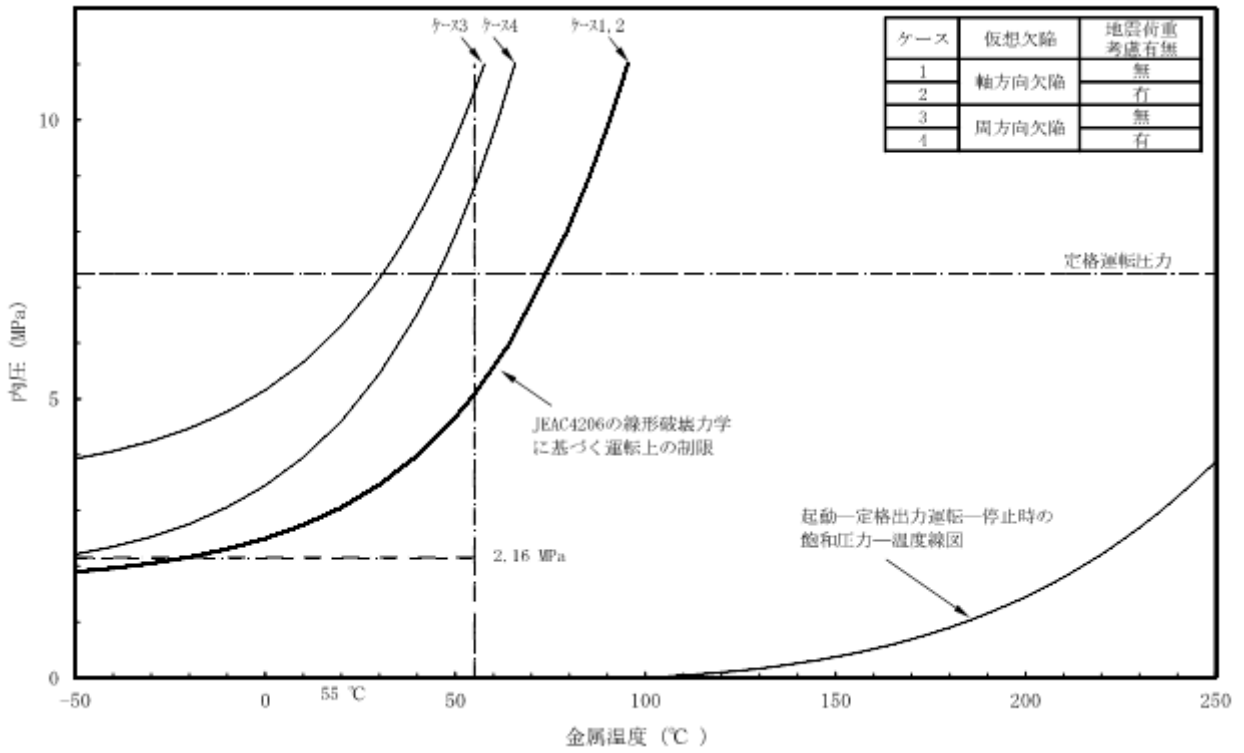


図 7-2 評価時点 (2021 年 7 月 30 日) の原子炉圧力容器の P-T 線図 (炉心臨界時)

3. 冷温停止維持状態での線形破壊力学評価について

(1) K_{IR} 下限包絡曲線及び K_{IC} 下限包絡曲線

炉心領域胴の関連温度 (-13 °C) を考慮し, JEAC4206 附属書 A-3212(4) 式及び附属書 A-3222(7) 式より算出した要求温度により, K_{IR} 下限包絡曲線及び K_{IC} 下限包絡曲線をプロットした。各下限包絡曲線作成にあたっての要求温度の計算値を表 7-3 及び表 7-4 に示す。

表 7-3 評価時点 (2021 年 7 月 30 日) の K_{IR} 下限包絡曲線の計算値

No.	破壊靱性 K_{IR} (MPa \sqrt{m})	計算された $T-RT_{NDT}$ (°C)	要求温度 T (°C)
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			
11			
12			
13			
14			
15			
16			
17			

表 7-4 評価時点（2021 年 7 月 30 日）の K_{Ic} 下限包絡曲線の計算値

No.	破壊靱性 K_{Ic} ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	計算された $T-RT_{NDT}$ ($^{\circ}\text{C}$)	要求温度 T ($^{\circ}\text{C}$)
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			
11			
12			
13			
14			
15			
16			
17			

(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_{IR} 下限包絡曲線及び K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線の関係を図 7-3 及び図 7-4 に示す。

a. 地震荷重による応力

(a) 鉛直荷重 $V' = \square$ kN (地震荷重 S_s , 引張方向を正)

(b) 軸方向応力 $\sigma_{11ms}' = V' / A + M / Z_o = \square$ MPa (一次膜応力)

ここで A, Z_o は 1. (4) a., M は 1. (4) c. による。

b. 地震荷重による応力拡大係数

応力拡大係数 K_I は JEAC4206 附属書 F-3100 (1) 式に安全係数を乗じて算出した。

$$K_I = S_f \times M_m \times \sigma_{11ms}' = \square \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$$

ここで、

M_m : JEAC4206 附属書図 F-3100-1 からの読み取り値

なお、 $\sqrt{t} = \square \sqrt{\text{mm}}$, $\sigma_{11ms}' / \sigma_y = \square$ であり、 M_m の読み取り値は \square である。

(σ_y : 設計・建設規格の \square °C における設計降伏点 S_y)

S_f : 安全係数 (JEAC4206 附属書 A-3215 (6) 式より 1.5)

評価時点 (2021 年 7 月 30 日) での K_{IR} 下限包絡曲線及び 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なく、 $K_{IR} > K_I$ 及び $K_{IC} > K_I$ を満足することを確認した。

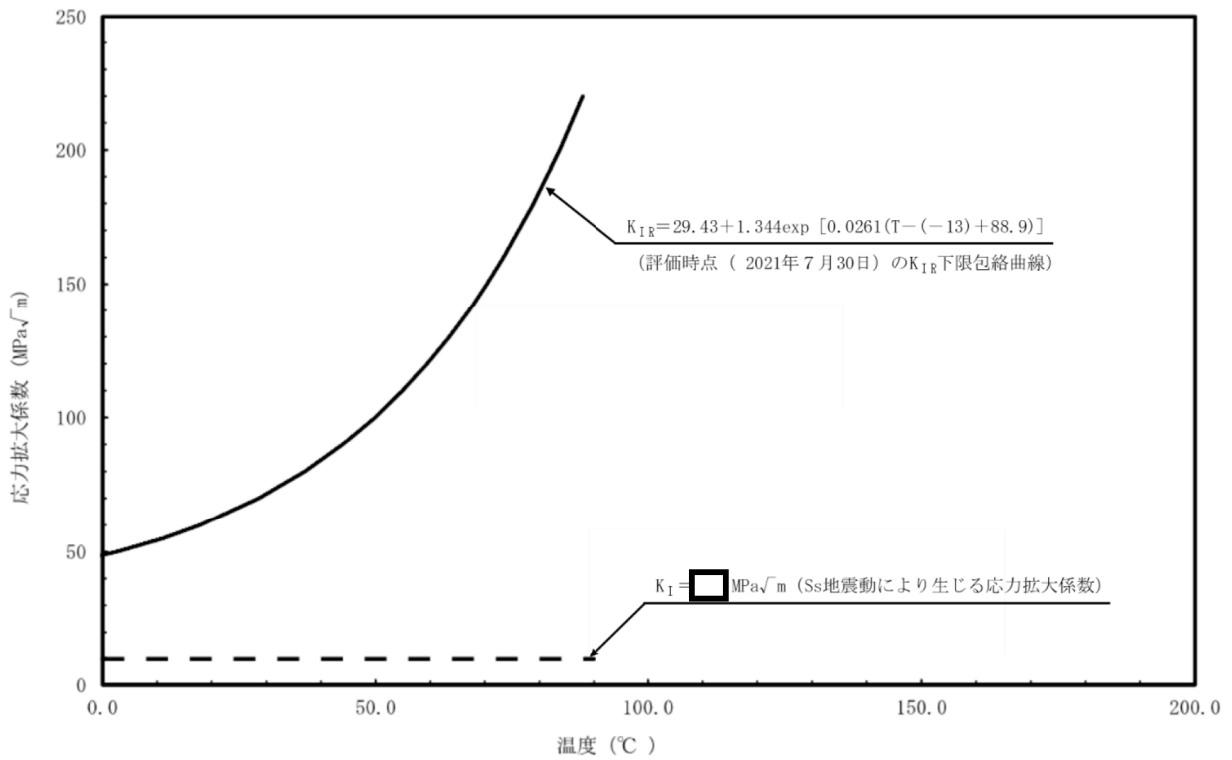


図7-3 評価時点 (2021年7月30日) の K_{IR} 下限包絡曲線と K_I 曲線の関係

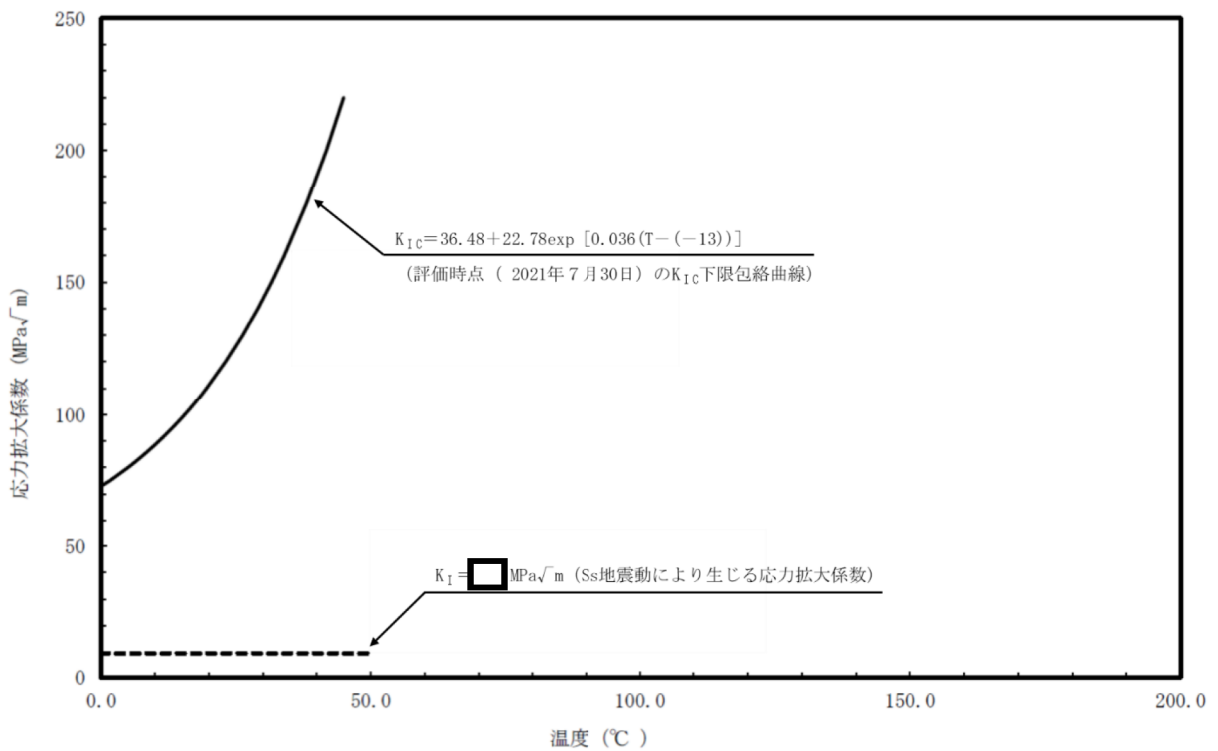


図7-4 評価時点 (2021年7月30日) の K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線の関係

以上

別紙8 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結果について

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欠陥が存在すると仮定し、Ss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

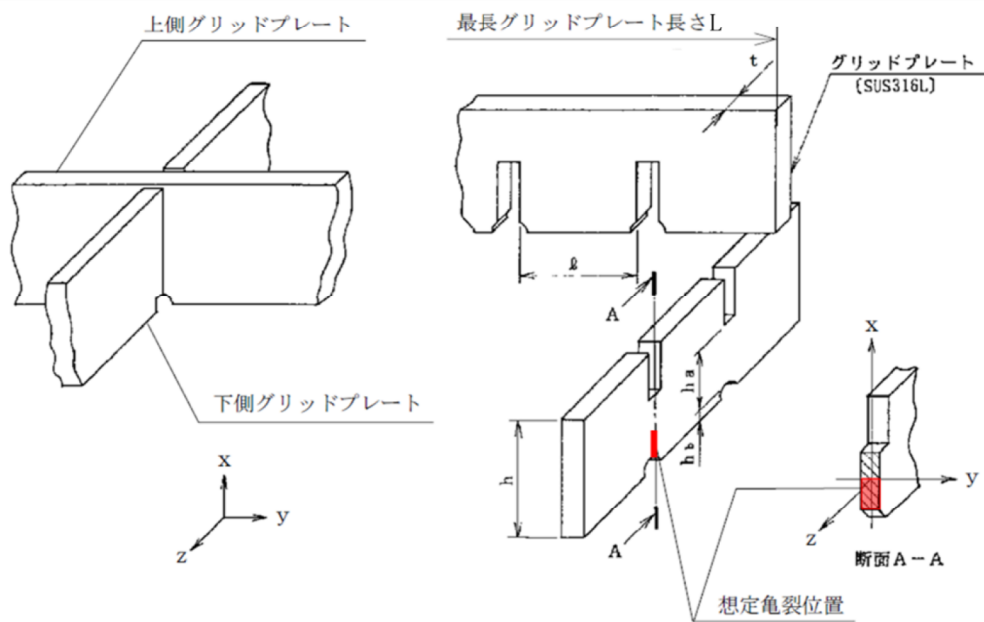
想定欠陥は、炉内構造物の破壊靱性評価においては維持規格の炉内構造物に関する初期欠陥寸法を用いることも考えられるが、ここでは保守的に JEAC4206 を参照し、表 8-1 のとおりとした。また、亀裂の想定部位を図 8-1 に示す。

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

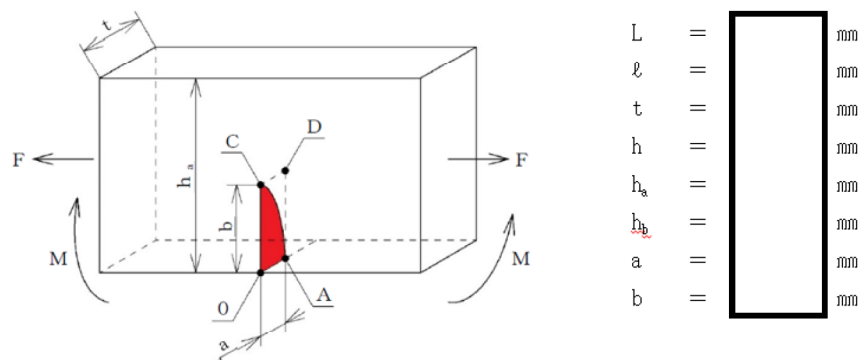
表 8-1 想定した亀裂形状

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 (= $\square \text{ mm}$)



(a) 上部格子板の想定亀裂位置



(b) 上部格子板の評価モデル

図 8-1 上部格子板の亀裂の想定部位

(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 8-2 に示す基準地震動 (Ss-1~3) による値を用いた。

表 8-2 考慮する荷重

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

* : 燃料集合体 368 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。

a. 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 は，次式により求めた。

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

$$M = \frac{W_V \cdot L}{24} = \text{} \text{ [N} \cdot \text{mm]}$$

ここで， γ : 材料の比重量 = [N/mm³]

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

C_V : 鉛直震度

よって，曲げ応力 σ_b は次式で求められる。

$$\sigma_b = \frac{6M}{t \cdot h_a^2} \cdot \alpha = \text{} \text{ [MPa]}$$

ここで， h_a : 切り欠き部リガメント高さ

α : 応力集中係数

b. 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力 F は，次式により求めた。

$$F = \frac{4H}{368} = \text{} \text{ [N]}$$

ここで， H : 地震の水平力

よって，引張応力 σ_m は次式で求められる。

$$\sigma_m = \frac{F}{t \cdot h_a} \cdot \alpha = \text{} \text{ [MPa]}$$

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 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 MPa√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^{*2} より求めた。



ここで、 A_{mn} : 応力分布の係数

M_{mn} : 亀裂の深さと長さの比 (a/b) 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

b : 亀裂の長さ

σ_Y : 材料の降伏応力



上記により求めた想定亀裂の応力拡大係数 K_I を表 8-3 に示す。

表 8-3 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	m	
亀裂の深さ	a	m	
亀裂の長さ	b	m	
切り欠き部リガメント高さ	h_a	m	
材料 (SUS316L) の降伏応力	σ_Y	MPa	
曲げモーメントMによる曲げ応力	σ_b	MPa	
水平力Fによる引張応力	σ_m	MPa	
亀裂の深さと長さの比	a/b	—	
亀裂の深さと板厚の比	a/t	—	
0 点の応力	σ_0	MPa	
C 点の応力	σ_c	MPa	
応力分布の係数	A_{00}	—	
	A_{01}	—	
A 点 (最深点) の Mmn	M_{00}	—	
	M_{01}	—	
C 点 (表面点) の Mmn	M_{00}	—	
	M_{01}	—	
a/b から求める係数	$E(k)$	—	
A 点 (最深点) の応力拡大係数	K_{00}	$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$	
	K_{01}		
	K_I		
C 点 (表面点) の応力拡大係数	K_{00}	$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$	
	K_{01}		
	K_I		
応力拡大係数 (最大値)	K_I	$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$	

表 8-4 に示すとおり、Ss 地震時の応力拡大係数 K_I は $7.8 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり、照射ステンレス鋼の破壊靱性値 $43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 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 8-4 評価結果

地震条件	応力拡大係数 K_I ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 K_{IC} ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
Ss	7.8	43.2

以上

別紙9 伝熱管（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果について

1. 伝熱管の耐震安全性評価について

原子炉補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系熱交換器の伝熱管については、現状保全によって管理される程度の腐食を想定した場合の部材断面の減少による剛性低下の影響を確認するため、伝熱管内面に管理値までの一様減肉を仮定した耐震安全性評価を実施した。

評価対象である熱交換器のうち、代表して原子炉補機冷却水系熱交換器の概略図を図9-1に示す。また、伝熱管の評価仕様を表9-1に示す。

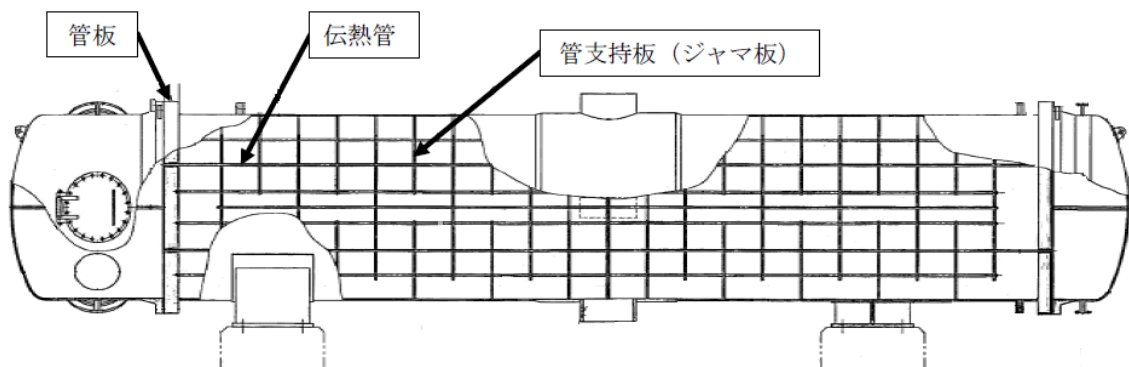


図9-1 原子炉補機冷却水系熱交換器の概略図

表 9-1 原子炉補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水系熱交換器の
伝熱管の評価仕様

項目	記号	単位	原子炉補機冷却水系 熱交換器	高圧炉心スプレィ ディーゼル補機冷 却水系熱交換器
最高使用圧力（管側／胴側）	P_{ig}	MPa		
最高使用温度（管側／胴側）	—	°C		
伝熱管外径	D_o	mm		
伝熱管厚さ	t_{tb}	mm		
伝熱管減肉後内径 ^{*1}	D_{ico}	mm		
伝熱管減肉代	t_{co}	mm	0.60	0.60
減肉を考慮した伝熱管の単位 長さ当たりの相当質量	m_{ec}	kg/m		
伝熱管材料	—	—		
支持間隔（管板（固定）～管支 持板（支持）） ^{*2}	L_{an}	mm		
支持間隔（管支持板（支持）～ 管支持板（支持）） ^{*2}	L_{ho}	mm		
設計引張強さ ^{*3}	S_u	MPa	375	375
評価用震度（水平方向） S_s	C_H	—	0.95 ^{*4}	0.95 ^{*4}
評価用震度（鉛直方向） S_s	C_V	—	0.62 ^{*4}	0.62 ^{*4}

* 1：伝熱管内面に、管理値である まで一様減肉が生じたと仮定した

* 2：最大の支持間隔を用いて評価した

* 3：設計・建設規格 付録図表 Part5 表 9 に当該材料の各温度による S_u 値が規定されていないため、付録図表 Part5 表 6 に記載の最小引張強さを用いた

* 4：剛構造となるため、設置床の最大応答加速度（1.2ZPA）を用いた

2. 評価方法

支持間隔の片方の端部形状が固定端、支持端であっても計算方法は同様であるため、ここでは、評価結果において発生応力と許容応力の比が最大である原子炉補機冷却水系熱交換器の「管支持板から管支持板」の計算方法について示す。

計算に使用する記号の説明を表 9-2 に示す。

表 9-2 計算に使用する記号の説明

記号	記号の説明	単位
$\sigma_{\phi 1c}, \sigma_{x1c}$	内圧により伝熱管に生じる周方向一次応力, 軸方向一次応力	MPa
M_{hoc}	自重による曲げモーメント	N・mm
M_{Hahoc}	水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
M_{Vahoc}	鉛直方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
σ_{x2ghoc}	自重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
$\sigma_{Hx3hhoc}$	水平方向地震荷重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
$\sigma_{Vx3hhoc}$	鉛直方向地震荷重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
Z_{tbc}	減肉を考慮した伝熱管の断面係数	mm ³
τ_{H1hohc}	水平方向地震荷重により伝熱管に生じるせん断応力	MPa
τ_{V1hohc}	鉛直方向地震荷重により伝熱管に生じるせん断応力	MPa
A_{stbc}	減肉を考慮した伝熱管のせん断断面積	mm ²
A_{tbco}	減肉を考慮した伝熱管の断面積	mm ²
$\sigma_{\phi hoc}$	水平方向地震力が作用した場合の伝熱管の周方向一次応力の和	MPa
σ_{xhoc}	水平方向地震力が作用した場合の伝熱管の軸方向一次応力の和	MPa
τ_{hoc}	鉛直方向地震力が作用した場合の伝熱管のせん断応力の和	MPa
σ_{hoc}	伝熱管の組合せ一次応力	MPa
Su	設計・建設規格 付録図表 Part5 表 6 による最小引張強さ	MPa
fa	伝熱管の組合せ一次応力に対する許容応力	MPa

3. 算出過程

原子炉補機冷却水系熱交換器の「管支持板から管支持板」の算出過程を以下に示す。

3.1 伝熱管の応力算出

(1) 内圧により生じる膜応力

(JEAC4601 横置円筒形容器より)

周方向

$$\sigma_{\phi 1c} = \frac{P_{ig}[D_{ico} + 1.2(t_{tb} - t_{co})]}{2(t_{tb} - t_{co})}$$

軸方向

$$\sigma_{x1c} = \frac{P_{ig}[D_{ico} + 1.2(t_{tb} - t_{co})]}{4(t_{tb} - t_{co})}$$

(2) 自重による曲げ応力

自重による曲げモーメント M_{hoc} は以下により求める。

(機械工学便覧 1987 A4 編 材料力学 表 7 より)

$$M_{hoc} = \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

したがって、伝熱管に生じる曲げ応力 σ_{x2ghoc} は以下により求める。
(JEAC4601 横置円筒形容器より)

$$\sigma_{x2ghoc} = \frac{M_{hoc}}{Z_{tbc}}$$

ここで、減肉を考慮した伝熱管の断面係数 Z_{tbc} は以下となる。
(機械工学便覧 1987 A4 編 材料力学 表6より)

$$Z_{tbc} = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{D_o^4 - D_{ico}^4}{D_o}$$

(3) 水平地震荷重により生じる曲げ応力

水平方向地震荷重による曲げモーメント M_{Hahoc} は以下により求める。
(械工学便覧 1987 A4 編 材料力学 表7より)

$$M_{Hahoc} = C_H \cdot \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

したがって、伝熱管に生じる曲げ応力 $\sigma_{Hx3hhoc}$ は以下により求める。
(JEAC4601 横置円筒形容器より)

$$\sigma_{Hx3hhoc} = \frac{M_{Hahoc}}{Z_{tbc}}$$

(4) 鉛直地震荷重により生じる曲げ応力

鉛直方向地震荷重による曲げモーメント M_{Vahoc} は以下により求める。
(械工学便覧 1987 A4 編 材料力学 表7より)

$$M_{Vahoc} = C_V \cdot \frac{(m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g) \cdot L_{ho}}{4}$$

したがって、伝熱管に生じる曲げ応力 $\sigma_{Vx3hhoc}$ は以下により求める。
(JEAC4601 横置円筒形容器より)

$$\sigma_{Vx3hhoc} = \frac{M_{Vahoc}}{Z_{tbc}}$$

(5) 水平地震荷重より生じるせん断応力

(JEAC4601 横置円筒形容器より)

$$\tau_{Hlhohc} = C_H \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stbc}}$$

ここで、減肉を考慮した伝熱管のせん断断面積 A_{stbc} は以下となる。
(械工学便覧 1987 A4 編 材料力学 表9より)

$$A_{stbc} = \frac{3 \left[\left(\frac{D_0}{2} \right)^2 + \left(\frac{D_{ico}}{2} \right)^2 \right]}{4 \left[\left(\frac{D_0}{2} \right)^2 + \left(\frac{D_0}{2} \right) \left(\frac{D_{ico}}{2} \right) + \left(\frac{D_{ico}}{2} \right)^2 \right]} \cdot A_{tbco}$$

なお、 A_{tbco} は減肉を考慮した伝熱管の断面積である。

$$A_{tbco} = \left(\frac{D_0}{2} \right)^2 \pi - \left(\frac{D_{ico}}{2} \right)^2 \pi$$

- (6) 鉛直地震荷重により生じるせん断応力
(JEAC4601 横置円筒形容器より)

$$\tau_{Vlhoc} = C_V \cdot \frac{m_{ec} \cdot L_{ho} \cdot g}{A_{stbc}}$$

- (7) 組合せ応力
(JEAC4601 横置円筒形容器より)

$$\sigma_{\phi hoc} = \sigma_{\phi lc}$$

$$\sigma_{xhoc} = \sigma_{xlc} + \sigma_{x2ghoc} + \sigma_{Hx3hhoc} + \sigma_{Vx3hhoc}$$

$$\tau_{hoc} = \tau_{Hlhoc} + \tau_{Vlhoc}$$

$$\sigma_{hoc} = \frac{1}{2} \left[\sigma_{\phi hoc} + \sigma_{xhoc} + \sqrt{\left(\sigma_{\phi hoc} - \sigma_{xhoc} \right)^2 + 4 \cdot \tau_{hoc}^2} \right]$$

3.2 許容応力の算出

伝熱管は設計・建設規格 解説 GNR-1230 機器等の範囲にて、容器と規定されている。したがって、本評価では伝熱管を容器として扱い、許容応力については、クラス3容器の許容応力を適用する。

伝熱管は、材料がC6870Tであるため、設計・建設規格の付録図表より、

$$C6870T : Su = 375 \text{ MPa}$$

なお、伝熱管の評価温度としては、最高使用温度を想定しているが、C6870Tについては、設計・建設規格の付録図表 Part5 表9において、各温度によるSu値が規定されていないため付録図表 Part5 表6に記載の最小引張強さの値を使用した。

許容応力状態IV_AS 供用状態Dsの場合は、

$$fa = 1.5 (0.6 \cdot Su) = 1.5 \times (0.6 \times 375) = 337.5 \rightarrow 337 \text{ [MPa]}$$

とする。

4. 評価結果

算出結果より、伝熱管内面に管理値までの減肉を考慮した際の地震時の発生応力は27 MPaであり、許容応力である337 MPaを下回ることから、伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）は、耐震安全性評価上問題ない。

原子炉補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系熱交換器の評価結果を表 9-3 に示す。

表 9-3 原子炉補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系熱交換器の伝熱管の評価結果

評価対象	評価条件	区 分	耐震 重要度	評価 地震力	許容応力 状態	応力 種別	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)
							管板～ 管支持板	管支持板～ 管支持板	
原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱管	減肉を想定	クラス 3	S	Ss*1	IV _A S	一次 応力	24	27	337*2
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系熱交換器	減肉を想定	クラス 3	S	Ss*1	IV _A S	一次 応力	22	20	337*2

* 1 : Ss 地震力が Sd 地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力より大きく、Ss 地震力による評価応力が Sd 地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、Sd 地震力及び静的地震力による評価を省略した

* 2 : 0.6Su×1.5 倍の値

以 上

別紙 10 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について

耐震安全性評価における全面腐食を考慮した耐震安全性評価に伴う計算過程について、表 10-1 に示す理由により、代表機器を選定して説明する。

表 10-1 補足説明代表機器の選定

補足説明資料として 代表する機器	選定理由	添付番号
原子炉冷却材浄化系 再生熱交換器	腐食が想定される熱交換器（胴）の評価対象機器のうち、発生応力が最大のため	添付-1
軽油タンクの基礎ボルト	腐食の想定される機器付基礎ボルトの評価対象機器のうち、発生応力が最大のため	添付-2
後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカ	(代表を想定せずに、全数一括評価)	添付-3

以 上

原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の耐震安全性評価

原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の胴の腐食を考慮した耐震安全性評価について

原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の胴の腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性の評価内容を以下に示す。

1. 評価仕様

(1) 機器構造

原子炉冷却材浄化系再生熱交換器は、横置円筒型容器であり、胴を支持している2個の脚のうち1個は胴の長手方向にスライドできる構造となっている。別紙に構造図を示す。

(2) 計算モデル

本評価の計算モデルを以下に示す。

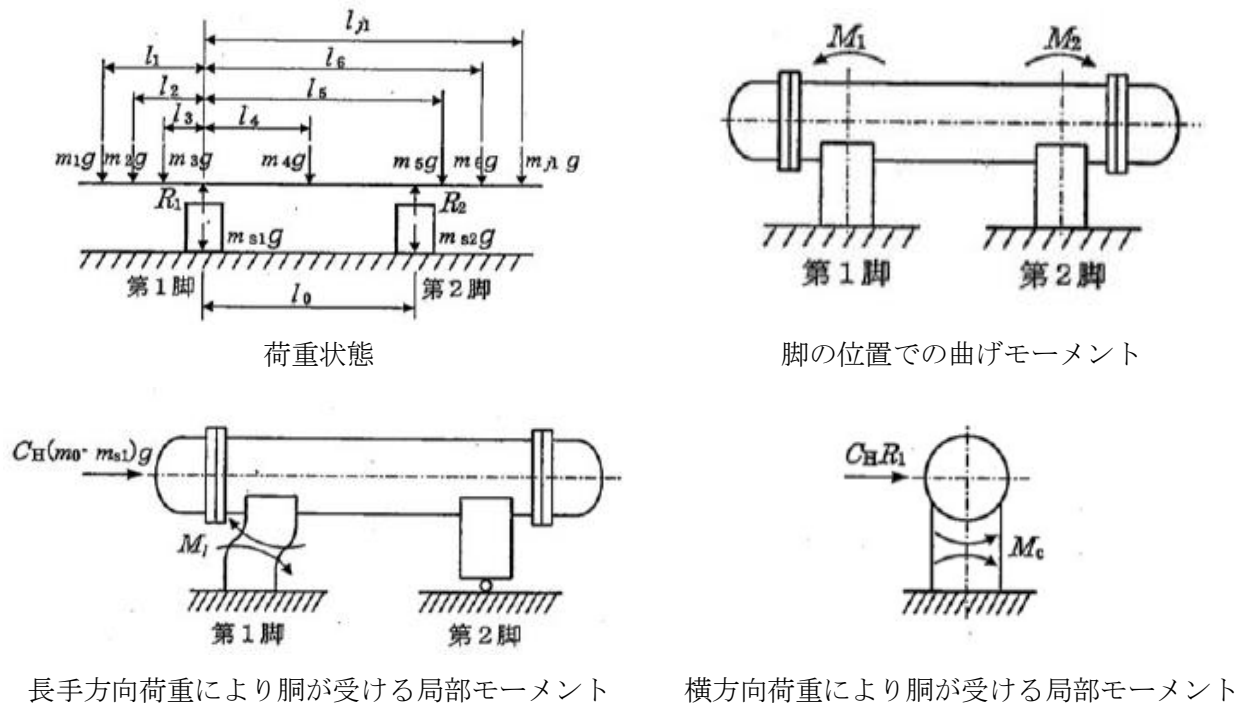


図1 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の計算モデル

(3) 評価条件

表 2 評価条件

項目	記号	入力値	単位
耐震重要度	—	B	—
クラス区分	—	クラス 3	—
据付設置建屋	—	原子炉建屋	—
据付設置位置	—	EL 5.3	m
水平固有周期	T		s
水平方向設計震度	C_H	0.69	—
鉛直方向設計震度	C_V	—	—
最高使用圧力	P_r		kg/cm ²
胴の内径 (腐食前)	D_i'		mm
胴の板厚 (腐食前)	t'		mm
胴の付け根部における胴の有効板厚 (腐食前)	t_e'		mm
内面腐食量	C	0.8	mm
胴の内径 (腐食後)	D_i		mm
胴の板厚 (腐食後)	t		mm
胴の付け根部における胴の有効板厚 (腐食後)	t_e		mm
熱交換器胴の運転重量	W_0		kg
脚の重量	W_S		kg
各質点の静荷重 (i = 1)	W_1		kg
各質点の静荷重 (i = 2)	W_2		kg
各質点の静荷重 (i = 3)	W_3		kg
各質点の静荷重 (i = 4)	W_4		kg
各質点の静荷重 (i = 5)	W_5		kg
各質点の静荷重 (i = 6)	W_6		kg
脚中心間距離	l_0		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i = 1)	l_1		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i = 2)	l_2		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i = 3)	l_3		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i = 4)	l_4		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i = 5)	l_5		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i = 6)	l_6		mm
脚の胴体付け根部のアタッチメントの幅の 2 分の 1 (胴の横方向)	C_1		mm
脚の胴体付け根部のアタッチメントの幅の 2 分の 1 (胴の長手方向)	C_2		mm

項目	記号	入力値	単位
脚の架台への取付部から胴つけ根部までの高さ	h_1		mm
脚の架台への取付部から胴の中心までの高さ	h_2		mm

2. 応力評価

(1) 胴の応力

a. 脚の受ける荷重

脚にかかる重量はモーメントの釣合より求める。図1において第1脚周りのモーメントの釣合より次式が成り立つ。

$$\sum_{i=1}^6 W_i \cdot l_1 / l_0 - R_2 l_0 = 0$$

したがって、脚の受ける荷重は次式のとおり表される。

$$R_2 = \sum_{i=1}^6 W_i \cdot l_1 / l_0$$

$$R_1 = \sum_{i=1}^6 W_i - R_2$$

b. 曲げモーメント

図1に示すように胴は集中荷重を受ける単純はりとして考える。

図1において脚つけ根部における曲げモーメント M_1 , M_2 は次式で表される。

$$M_1 = \sum_{i=1}^2 W_i \cdot |l_1|$$

$$M_2 = W_6 (l_6 - l_0)$$

c. 内圧による応力

内圧により生じる応力 $\sigma_{\phi 1}$, σ_{x1} は次式より求まる。

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{P_r (D_i + 1.2t)}{200t}$$

$$\sigma_{x1} = \frac{P_r (D_i + 1.2t)}{400t}$$

d. 運転時重量により生じる長手方向曲げモーメントによる応力

運転時重量により脚の取付部に生じる胴の長手方向曲げモーメントは b. で求めた M_1 , M_2 である。このモーメントにより胴の第1脚つけ根部に生じる応力は次のように求まる。

参考文献(1)によれば、この曲げモーメントは胴の断面に対して一様に作用するものではなく、脚取付部において円周方向の曲げモーメントに置換され、胴の局部変形を生じさせようとする。

長手方向の曲げモーメントによる胴の応力影響範囲を脚上の $\theta_0/6$ の点とすると長手方向曲げモーメントに対する胴の有効断面積は図2に 2θ で示される円殻である。したがって応力 σ_{x2} は次式で表される。

$$\sigma_{x2} = \frac{M_1}{Z}$$

$$Z=r_m^2 t_e \left(\frac{\theta + \sin \theta \cos \theta - 2 \sin^2 \theta / \theta}{\sin \theta / \theta - \cos \theta} \right)$$

$$t_m = \frac{D_i + t_e}{2}$$

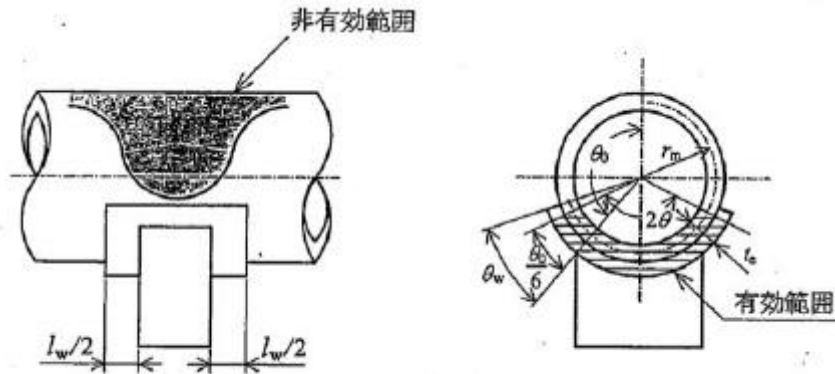


図2 脚つけ根部の有効範囲

e. 運転時重量による脚つけ根部の応力

胴の脚つけ根部には脚反力による局部応力が生じる。胴の第1脚つけ根部に作用する反力Pは次式で表される。

$$P=R_1$$

この反力Pにより生じる胴の局部応力は参考文献(1)によると次のとおり求めることができる。なお、シェルパラメータ γ 及びアタッチメントパラメータ β によって参考文献(1)の表より求められる値には*を付記する。

$$\gamma = \frac{r_m}{t_e}$$

$$\beta_1 = \frac{C_1}{r_m}$$

$$\beta_2 = \frac{C_2}{r_m}$$

$\beta_1 / \beta_2 < 1$ のとき

$$\beta = \left\{ 1 - \frac{4}{3} \left(1 - \frac{\beta_1}{\beta_2} \right) (1 - K_2^*) \right\} \sqrt{\beta_1 \beta_2}$$

であり、応力 $\sigma_{\phi 3}$, σ_{x3} は次式で表される。

$$\sigma_{\phi 3} = \left[\frac{N_{\phi}}{P/r_m} \right]^* \left(\frac{P}{r_m t_e} \right)$$

$$\sigma_{x3} = \left[\frac{N_x}{P/r_m} \right]^* \left(\frac{P}{r_m t_e} \right)$$

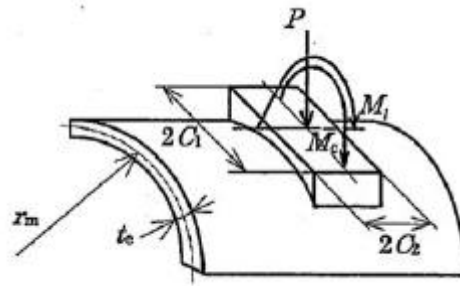


図3 脚が胴に及ぼす力の関係

f. 長手方向地震による脚つけ根部の応力

長手方向地震時、第2脚は長手方向に自由にスライドできるので第1脚は図1のような変形し、脚つけ根部に生じる曲げモーメント M_0 及び鉛直荷重（偶力） P_0 は次式により与えられる。

$$M_1 = \frac{1}{2} C_H (W_0 - W_s) h_1$$

$$P_1 = C_H (W_0 - W_s) \frac{h_2 - \frac{1}{2} h_1}{l_0}$$

曲げモーメント M_0 及び鉛直荷重 P_0 により生じる胴の局部応力は e. と同様な方法で参考文献(1)より求められる。

ここでシェルパラメータは e. と同様であるが、アタッチメントパラメータ β は次式で表される。

$$\beta = \sqrt[3]{\beta_1 \beta_2^2}$$

曲げモーメントにより生じる応力 $\sigma_{\phi 41}$, $\sigma_{x 41}$

$$\sigma_{\phi 41} = \left[\frac{N_\phi}{M_1 / (r_m^2 \beta)} \right]^* \left(\frac{M_1}{r_m^2 t_e \beta} \right) C_1^*$$

$$\sigma_{x 41} = \left[\frac{N_x}{M_1 / (r_m^2 \beta)} \right]^* \left(\frac{M_1}{r_m^2 t_e \beta} \right) C_1^*$$

鉛直荷重による応力 $\sigma_{\phi 42}$, $\sigma_{x 42}$

$$\sigma_{\phi 42} = \left[\frac{N_\phi}{P_1 / r_m} \right]^* \left(\frac{P_1}{r_m t_e} \right)$$

$$\sigma_{x 42} = \left[\frac{N_x}{P_1 / r_m} \right]^* \left(\frac{P_1}{r_m t_e} \right)$$

また、水平方向荷重により胴には次式で表される引張応力 $\sigma_{x 43}$ が生じる。

$$\sigma_{x 43} = \frac{C_H (W_0 - W_s)}{\pi (D_i - t) t}$$

したがって、曲げモーメント M_0 、鉛直荷重 P_0 及び長手方向荷重により生じる胴の応力 $\sigma_{\phi 4}$, $\sigma_{x 4}$ は次式で表される。

$$\sigma_{\phi 4} = \sigma_{\phi 41} + \sigma_{\phi 42}$$

$$\sigma_{x4} = \sigma_{x41} + \sigma_{x42} + \sigma_{x43}$$

また、長手方向地震が作用した場合、第1脚つけ根部に生じるせん断応力 τ_1 は次式で表される。

$$\tau_1 = \frac{C_H(W_0 - W_s)}{4C_2t}$$

g. 横方向地震による脚つけ根部の応力

横方向の地震が作用した場合、図1において脚の付け根部に生じる曲げモーメント M_c は次式のとおりである。

$$M_c = C_H R_1 r_0$$

$$r_0 = \frac{D_i}{2} + t_e$$

この曲げモーメントにより生じる胴の局部応力は、e., f. と同様な方法で参考文献(1)より求められる。シェルパラメータ γ は e. と同じであるが、アタッチメントパラメータ β は次式にて表される。

$$\beta = \sqrt[3]{\beta_1^2 \beta_2}$$

したがって、応力 $\sigma_{\phi 5}$, σ_{x5} は

$$\sigma_{\phi 5} = \left[\frac{N_\phi}{M_c / (r_m^2 \beta)} \right]^* \left(\frac{M_c}{r_m^2 \beta t_e} \right) C_C^*$$

$$\sigma_{x5} = \left[\frac{N_x}{M_c / (r_m^2 \beta)} \right]^* \left(\frac{M_c}{r_m^2 \beta t_e} \right) C_C^*$$

と表される。

また、横方向地震が作用した場合、脚つけ根部に生じるせん断応力 τ_c は次式で表される。

$$\tau_c = \frac{C_H R_1}{4C_1 t}$$

h. 組合せ応力

c. ~g. によって算出される胴の脚つけ根部に生じる応力は以下のように組合せる。

(a) 一次一般膜応力

- ・長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{01} = \text{Max} \left[\sigma_{01\phi}, \sigma_{01x} \right]$$

ここで

$$\sigma_{01\phi} = \sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{01x} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3}$$

- ・横方向地震が作用した場合

$$\sigma_{0c} = \text{Max}[\sigma_{0c\phi}, \sigma_{0cx}]$$

ここで

$$\sigma_{0c\phi} = \sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{0cx} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2}$$

したがって、胴に生じる一次一般膜応力の最大値 σ_0 は

$$\sigma_0 = \text{Max}[\sigma_{01}, \sigma_{0c}]$$

で表される。

(b) 一次応力

- ・長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{11} = \frac{1}{2} \left\{ (\sigma_{11\phi} - \sigma_{11x}) + \sqrt{(\sigma_{11\phi} - \sigma_{11x})^2 + 4\tau_1^2} \right\}$$

ここで

$$\sigma_{11\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 3} + \sigma_{\phi 4}$$

$$\sigma_{11x} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4}$$

- ・横方向地震が作用した場合

$$\sigma_{1c} = \frac{1}{2} \left\{ (\sigma_{1c\phi} - \sigma_{1cx}) + \sqrt{(\sigma_{1c\phi} - \sigma_{1cx})^2 + 4\tau_c^2} \right\}$$

ここで

$$\sigma_{1c\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 3} + \sigma_{\phi 5}$$

$$\sigma_{1cx} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x5}$$

したがって、胴に生じる一次応力の最大値 σ_1 は

$$\sigma_1 = \text{Max}[\sigma_{11}, \sigma_{1c}]$$

で表される。

i. 計算過程における各値

上記 e. ～g. の算出過程におけるアタッチメントパラメータ等の各値は以下のとおり。

表3 算出過程におけるアタッチメントパラメータ等の各値

項	項目	記号	値	備考
e.	シェルパラメータ	γ		
	アタッチメントパラメータ	β_1		
	アタッチメントパラメータ	β_2		
	アタッチメントパラメータ	β		
	アタッチメントパラメータの補正係数	K_2^*		
	周方向一次応力補正係数	$\left[\frac{N_\phi}{P/r_m} \right]^*$		
	軸方向一次応力補正係数	$\left[\frac{N_x}{P/r_m} \right]^*$		
f.	アタッチメントパラメータ	β		
	応力の補正係数	C_1^*		周方向
				軸方向
	周方向一次応力補正係数	$\left[\frac{N_\phi}{M_1/(r_m^2 \beta)} \right]^*$		
	軸方向一次応力補正係数	$\left[\frac{N_x}{M_1/(r_m^2 \beta)} \right]^*$		
	周方向一次応力補正係数	$\left[\frac{N_\phi}{P_1/r_m} \right]^*$		
g.	アタッチメントパラメータ	β		
	応力の補正係数	C_C^*		周方向
				軸方向
	周方向一次応力補正係数	$\left[\frac{N_\phi}{M_C/(r_m^2 \beta)} \right]^*$		
	軸方向一次応力補正係数	$\left[\frac{N_x}{M_C/(r_m^2 \beta)} \right]^*$		

j. 計算結果

上記 a. ~h. により求めた算出応力は以下のとおり。

(a) 一次一般膜応力

表4 一次一般膜応力の算出結果

地震の方向		長手方向		横方向	
応力の方向		周方向応力 (MPa)	軸方向応力 (MPa)	周方向応力 (MPa)	軸方向応力 (MPa)
内圧による応力					
運転時重量による長手方向 曲げモーメントによる応力					
運転時重量による脚反力に よる応力					
地震による応力	引張				
	せん断				
組合せ応力		105		77	

(b) 一次応力

表5 一次応力の算出結果

地震の方向		長手方向		横方向	
応力の方向		周方向応力 (MPa)	軸方向応力 (MPa)	周方向応力 (MPa)	軸方向応力 (MPa)
内圧による応力					
運転時重量による長手方向 曲げモーメントによる応力					
運転時重量による脚反力に よる応力					
地震による応力	引張				
	せん断				
組合せ応力		147		149	

(c) 胴部に生じる応力の最大値

上記(a), (b)より, 胴部に発生する応力の最大値は以下のとおり。

表6 応力の最大値

応力の種類	発生応力 (MPa)
一次一般膜応力	$\sigma_0=105$
一次応力	$\sigma_1=149$

(2) 許容応力

許容応力の算出条件および許容応力を表7及び表8に示す。

表7 許容応力算出に用いる評価条件

項目	記号	入力値	単位
胴材料	—	STPT480	—
最高使用温度	—	302	℃
胴の設計降伏点	S_y	209*	MPa
胴の設計引張強さ	S_u	423*	MPa

*：設計・建設規格 付録図表 Part5 表8，表9より引用

表8 許容応力

許容応力状態	応力	算出式	許容応力 (MPa)
B_{AS}	一次一般膜応力	$\text{Min}[S_y, 0.6S_u]$	209
	一次応力	S_y	209

3. 評価結果

上記の結果から，発生応力が許容応力を満足することを確認した。

評価結果のまとめを表9に示す。

表9 胴の腐食に対する耐震安全性評価結果

許容応力状態	応力	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
B_{AS}	一次一般膜応力	105	209
	一次応力	149	209

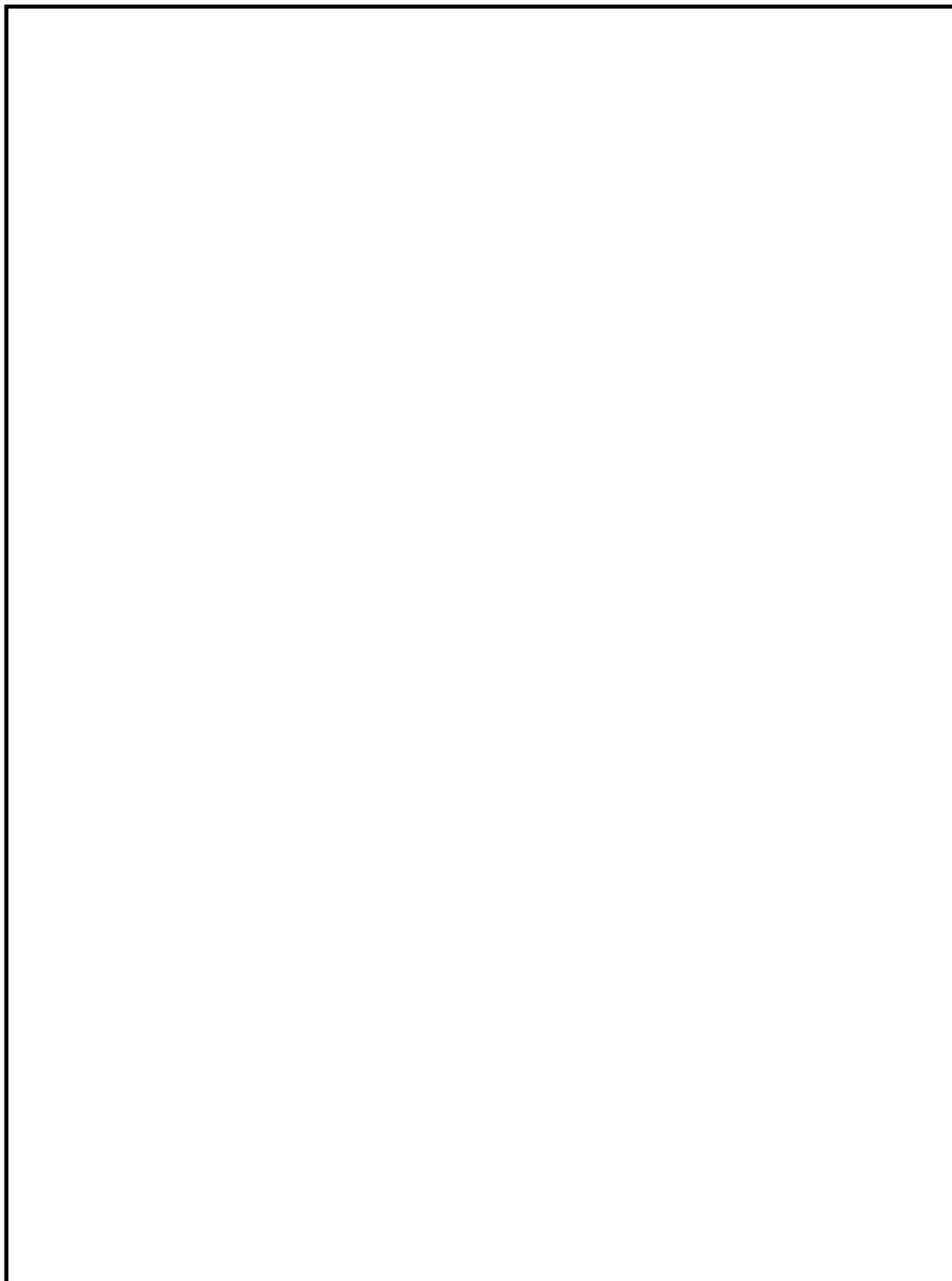
4. 別紙

- (1) 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器構造図

5. 参考文献

- (1) Wichman. K. R. et al. : Local Stress in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings, Welding Research Council bulletin, March 1979 revision of WRC bulletin 107/August 1965

以上



原子炉冷却材浄化系再生熱交換器構造図

軽油タンクの基礎ボルトの耐震安全性評価

軽油タンクの基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について

軽油タンクの基礎ボルトの腐食（全面腐食）を考慮した耐震安全性の評価内容を以下に示す。

1. 評価仕様

(1) 機器構造

軽油タンクは、平底たて型円筒形容器であり、屋外に設置されている。

軽油タンクの外形図を図1に示す。

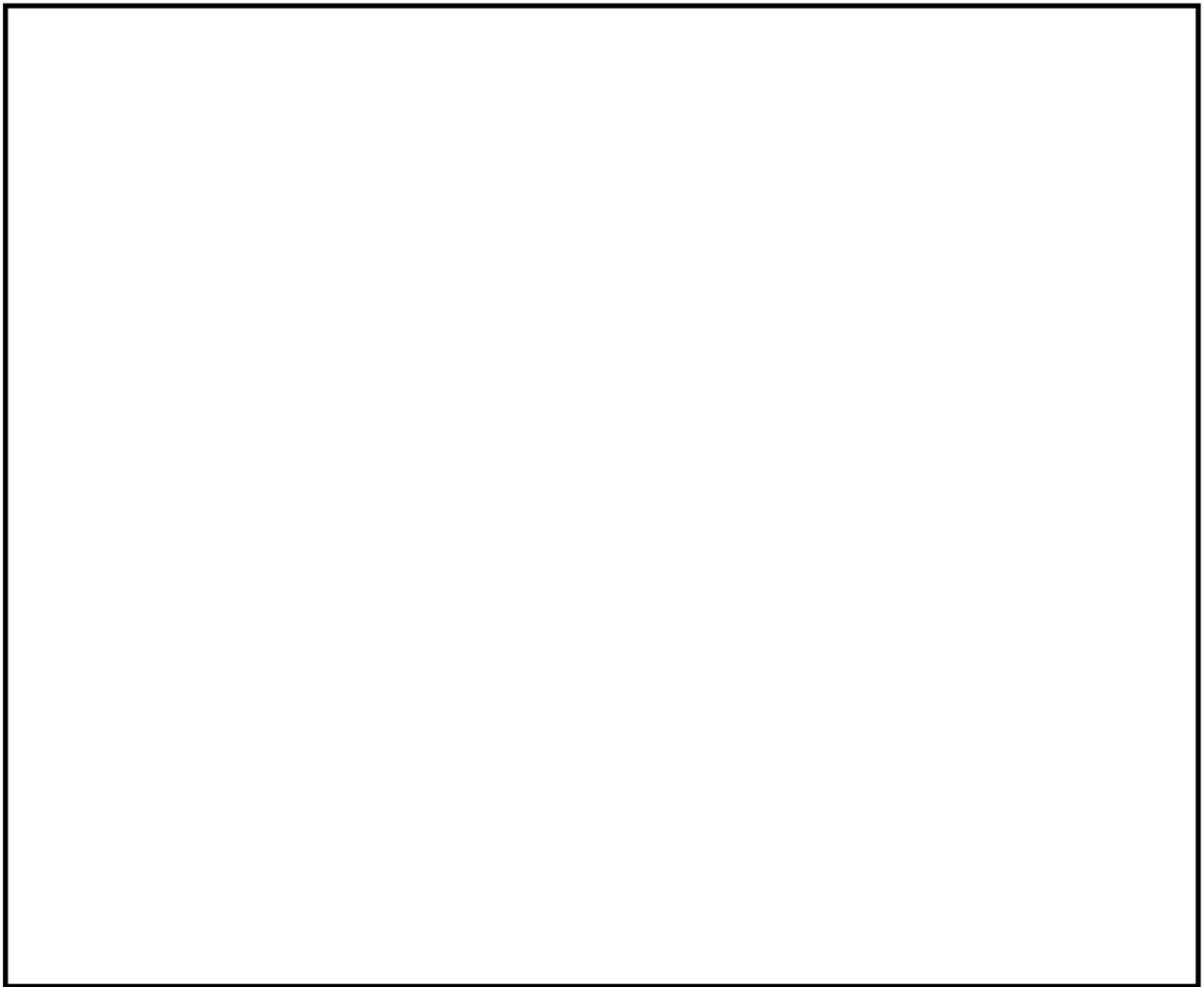


図1 軽油タンクの外形図

(2) 評価条件

軽油タンクの評価仕様を表1に示す。

表1 軽油タンクの評価仕様

項目	記号	入力値	単位
耐震重要度	—	S	—
据付設置場所	—	屋外	—
据付設置位置	—	EL 21.512	m
固有周期（水平方向）	—		s
固有周期（鉛直方向）	—		—
水平方向設計震度	C_H	2.28* ³	—
鉛直方向設計震度	C_V	0.50	—
容器の有効運転重量	W_0		kg
ボルトのピッチ円径	D_c		mm
基礎から容器重心までの距離	l_g		mm
ベースプレートの有効内径	D_{bi}		mm
ベースプレートの有効外径	D_{bo}		mm
ボルトと基礎の縦弾性係数比	s	15	—
ボルト材質	—		—
ボルト径	d		—
ボルト本数	n		—
ボルト半径あたりの腐食量	c	0.3	mm
評価温度	—	50	°C
ボルト材の設計降伏点	S_y		—
ボルト材の設計引張強さ	S_u		—

*1：水平方向については、胴の減肉を想定していないことから固有周期の値に変化はないと判断し、工認時の値を使用した。

*2：鉛直方向については、

*3：床応答スペクトル上での水平固有周期に対応する震度（別紙）

*4：設計・建設規格 付録図表 Part5 表8，表9より引用

2. 応力評価

(1) 発生応力

JEAG4601-1987「c. 平底たて型円筒形容器」(一部, JEAC4601-2008「5.2.2 平底たて型円筒形容器」)に基づき評価を行う。

表2 発生応力

荷重種別	発生応力 (MPa)
引張 (σ_b)	75
せん断 (τ_b)	74

(2) 許容応力

許容応力は, JEAG4601-1987 6.6.3 (1)容器 c. 平底たて型円筒形容器 (c)評価方法 (ii)応力の評価に準拠し算出する。

表3 許容応力

荷重種別	許容応力 (MPa)
引張 (σ_b)	148
せん断 (τ_b)	146

3. 評価結果

上記の結果から, 発生応力が許容応力を満足することを確認した。

評価結果のまとめを表4に示す。

表4 基礎ボルトの腐食に対する耐震安全性評価結果

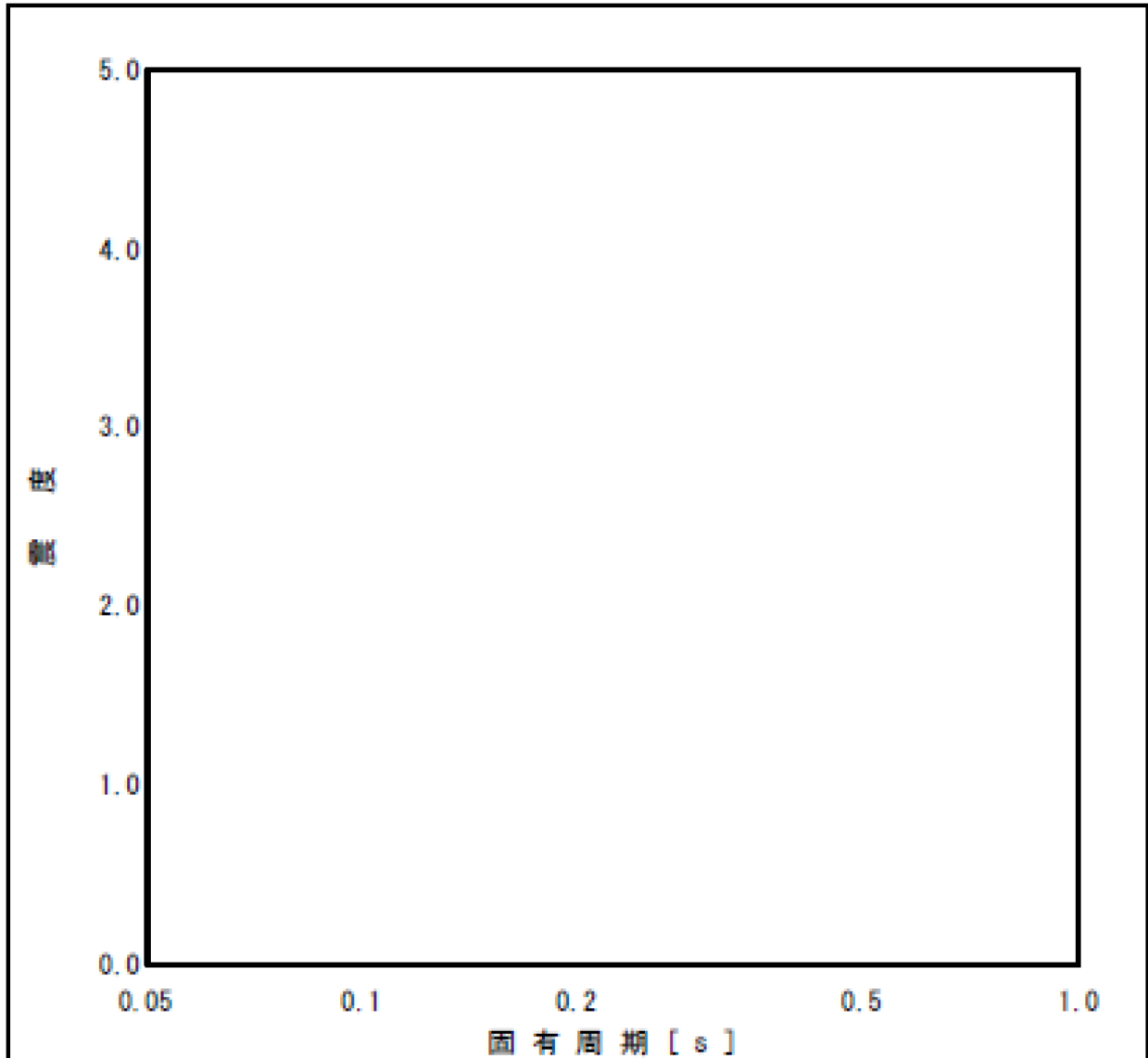
荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
引張	75	148
せん断	74	146

3. 別紙

(1) 床応答スペクトル (基準地震動 S_s)

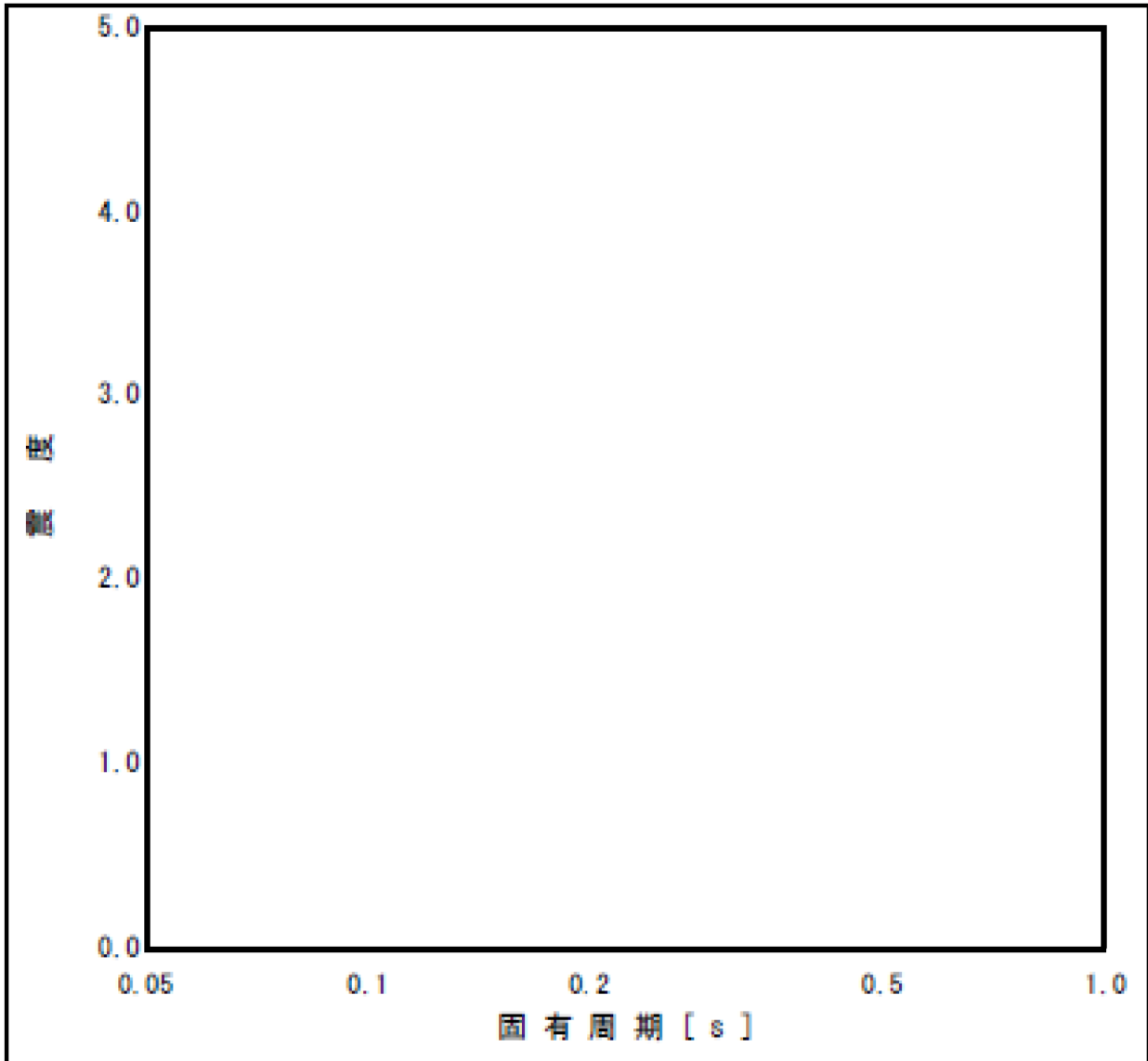
以上

プラント名 : 志賀原子力発電所第 1 号機
構造物名 : 軽油タンク
方向 : 水平方向
波形名 : Ss-1
標高 : EL21.512m
減衰 : 1.0 (%)



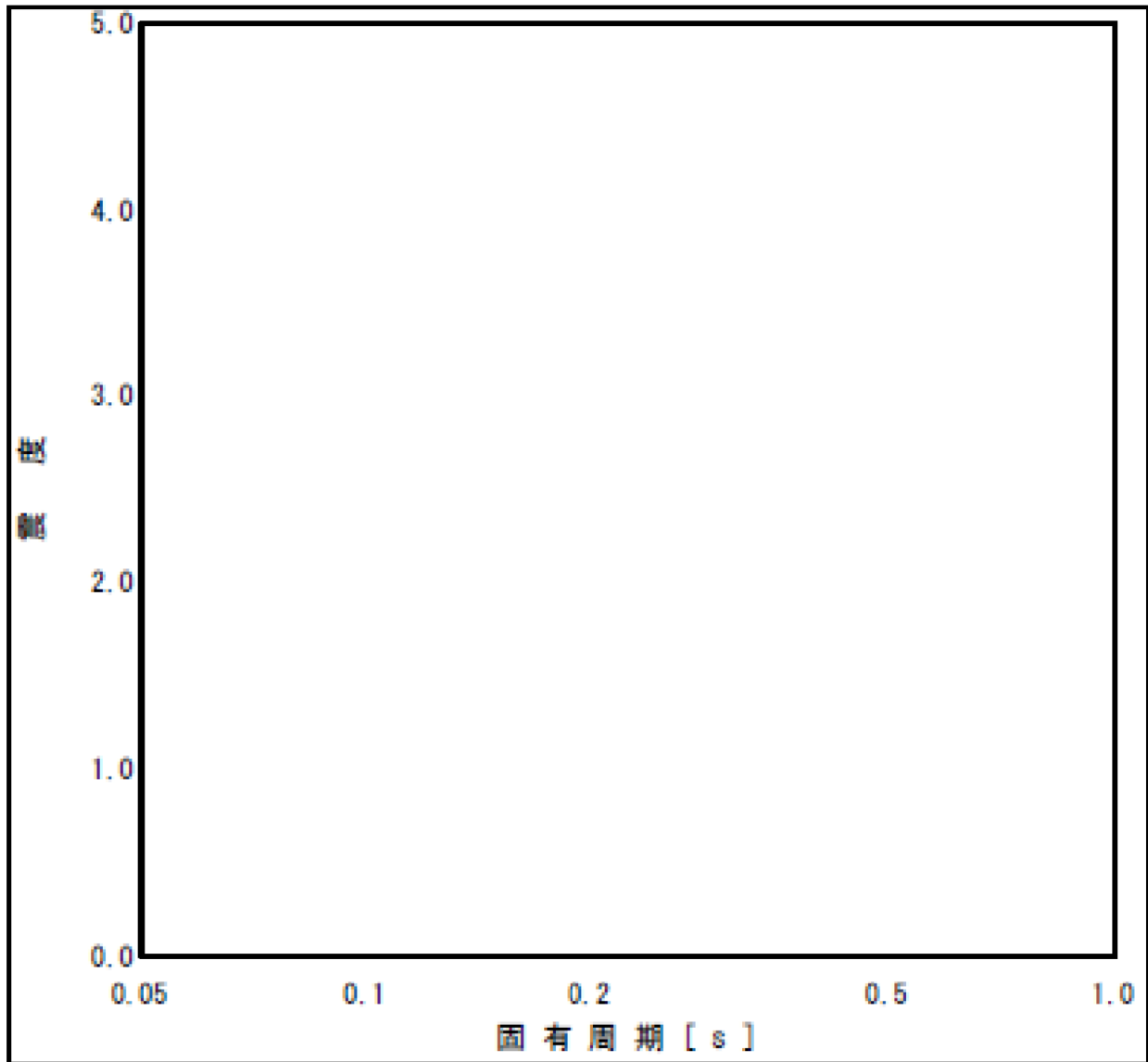
床応答スペクトル (基準地震動 Ss (Ss-1))

プラント名 : 志賀原子力発電所第 1 号機
構造物名 : 軽油タンク
方向 : NS方向及びEW方向
波形名 : Ss-2
標高 : EL21.512m
減衰 : 1.0 (%)



床応答スペクトル (基準地震動 Ss (Ss-2))

プラント名 : 志賀原子力発電所第1号機
構造物名 : 軽油タンク
方向 : NS方向及びEW方向
波形名 : Ss-3
標高 : EL21.512m
減衰 : 1.0 (%)



床応答スペクトル (基準地震動 Ss (Ss-3))

後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカの
耐震安全性評価

後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価について

後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカについては、メーカーの後打ちアンカ使用基準に基づき、設計許容荷重を定めており、この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工している。

基準地震動 S_s に対する耐震評価時の設計許容荷重を用いて評価した後打ちアンカ減肉後の応力比の算定条件および算定結果を表1及び表2に示す。

この結果、ボルトの減肉を考慮した場合であっても発生応力が許容応力以下になることを確認している。

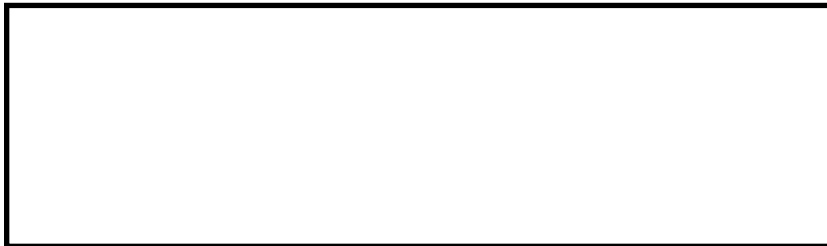
表1 後打ちメカニカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M10	M12	M16
ボルトの断面積 (mm ²)	減肉前			
	減肉後*1			
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張			
	せん断			
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張			
	せん断			
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張			
	せん断			
ボルトの許容応力 (MPa) *2	引張			
	せん断			
応力比*3	引張	0.39	0.38	0.23
	せん断	0.80	0.83	0.74

* 1 : ボルト径に対して腐食による減肉を考慮した断面積

* 2 : ボルトの許容応力は以下のとおり。(設計・建設規格及び JEAG4601 による)

- ・ボルトの材質 : SS400
- ・周囲環境温度 : 40 °C
- ・設計降伏点 : S_y (245 MPa ($d \leq 16$ mm))
- ・設計引張強さ : S_u (400 MPa)



* 3 : 応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力

表2 後打ちケミカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M12	M16	M20	M22	M24					
ボルトの断面積 (mm ²)	減肉前										
	減肉後*1										
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張										
	せん断										
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張										
	せん断										
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張										
	せん断										
ボルトの許容応力 (MPa) *2	引張										
	せん断										
応力比*3	引張						0.89	0.77	0.90	0.89	0.90
	せん断						0.78	0.74	0.73	0.72	0.80

* 1 : ボルト径に対して腐食による減肉を考慮した断面積

* 2 : ボルトの許容応力は以下のとおり。(設計・建設規格及び JEAG4601 による)

- ・ボルトの材質 : SS400
- ・周囲環境温度 : 40 °C
- ・設計降伏点 : Sy (245 MPa (d ≤ 16 mm), 235 MPa (16 mm < d ≤ 40 mm))
- ・設計引張強さ : Su (400 MPa)



* 3 : 応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力

なお、Sクラス機器については、耐震バックチェックにおいてプラント全体として基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認していることから、この中から屋外設置の評価対象機器・配管系のうち、後打ちケミカルアンカを使用している非常用ガス処理系サポート部について耐震安全性を確認した。

<非常用ガス処理系配管サポート部の評価結果>

本評価では、耐震裕度向上工事における関連データを用いて、後打ちケミカルアンカの腐食による減肉を考慮した評価を実施している。

1. 評価方法

(1) 機器・配管構造

当該サポート詳細図を図1に示す。

対象サポート番号：RE-SGTS-Y001S

(2) 評価条件

- ・ボルト材質：
- ・ボルト径 d^{*1} ： mm
- ・ボルト半径あたりの腐食量 c ：0.3 mm
- ・周囲環境温度：40 °C

※1：ボルト径は呼び径 mm の場合、JIS B0205-4 より mm を適用。

2. 評価方法及び評価結果

(1) 評価用荷重について

後打ちケミカルアンカ1本当りの引張及びせん断荷重は、サポート軸方向の荷重とサポート取付角度より、後打ち金物に作用する引張方向及びせん断方向の荷重を算出し、この荷重を後打ちケミカルアンカの本数で除した荷重である。

表3に対象サポートの反力に基づく、後打ちケミカルアンカ1本当りの引張及びせん断荷重を示す。

表3 後打ちケミカルアンカ1本当りの引張及びせん断荷重

サポート番号	サポート軸方向の荷重	後打ち金物の荷重		アンカ1本当りの荷重	
		引張 Ft (kN)	せん断 Fs (kN)	引張 Fba (kN)	せん断 Fbb (kN)
RE-SGTS-Y001S					

(2) 応力計算について

後打ちケミカルアンカ 1 本当りに発生する引張応力 (σ_b) 及びせん断応力 (τ_b) は、

$$\sigma_b = \frac{F_{ba}}{A_b}$$

$$\tau_b = \frac{F_{bb}}{A_b}$$

ここで、腐食量を考慮した後打ちケミカルアンカの断面積 (A_b) は、

$$A_b = \frac{\pi}{4} (d-2c)^2$$

(3) 許容応力について

後打ちケミカルアンカの許容応力は以下のとおり。

- ・ 設計降伏点 : Sy (235 MPa (16 mm < d ≤ 40 mm))
- ・ 設計引張強さ : Su (400 MPa)

--

(4) 評価結果について

当該サポート部の後打ちケミカルアンカの腐食による減肉を考慮した評価結果を表 4 に示す。

表 4 当該サポート部の後打ちケミカルアンカの評価結果

サポート番号	アンカ 1 本当りの発生応力		許容応力	
	引張 σ_b (MPa)	せん断 τ_b (MPa)	引張 (MPa)	せん断 (MPa)
RE-SGTS-Y001S				

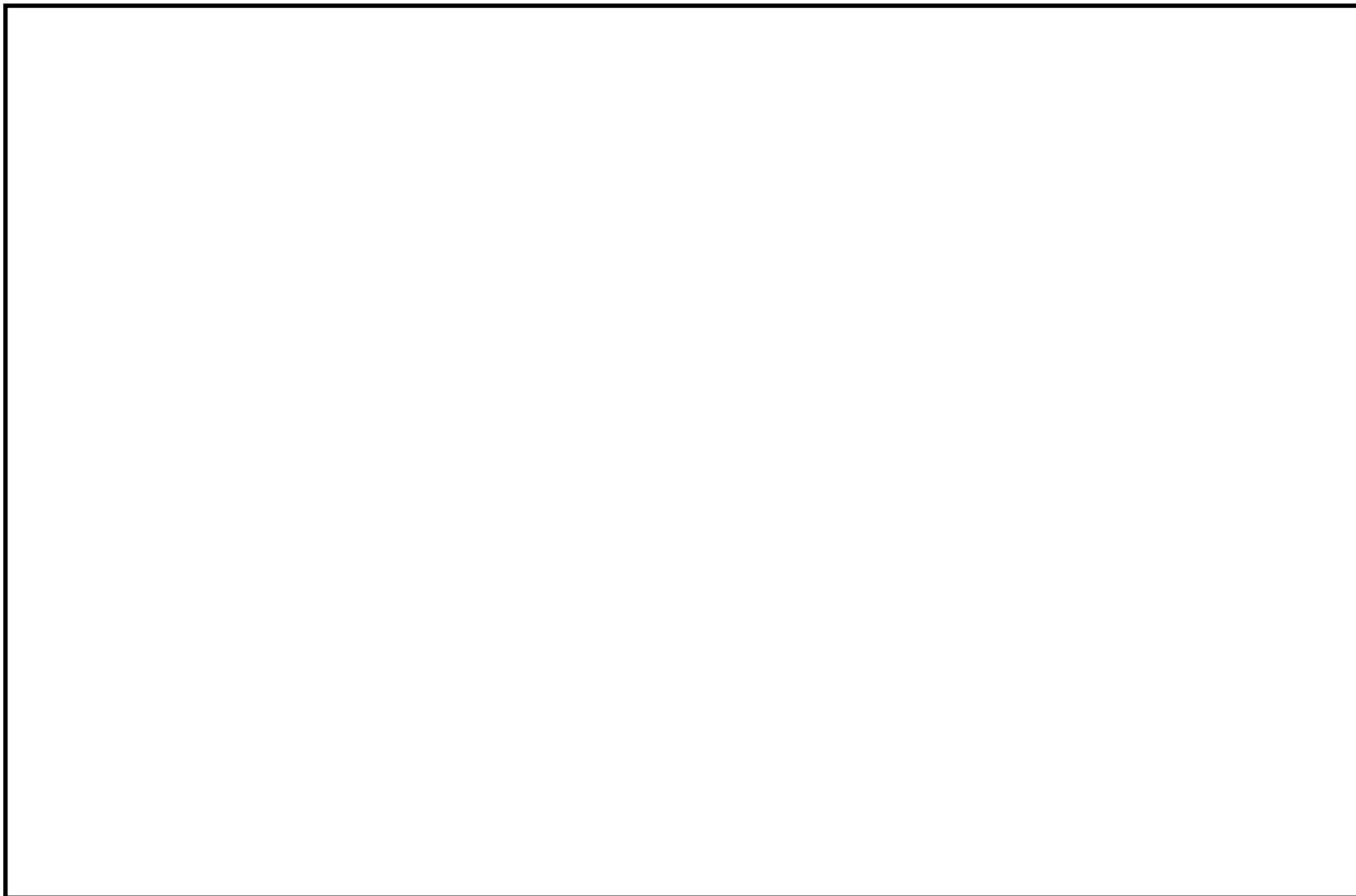


図1 サポート詳細図

以 上

枠囲みの内容は機密事項の観点から公開できません。

別紙 11 原子炉冷却材再循環系配管の粒界型応力腐食割れを■事象とする評価の具体的内容について

志賀原子力発電所 1 号機 第 13 回定期検査期間中に実施した原子炉冷却材再循環系配管の高周波誘導加熱による配管応力改善工事に伴って実施した超音波探傷試験により、原子炉冷却材再循環系配管において検出された応力腐食割れ（以下、「SCC」という。）に対し、基準地震動 S_s を考慮したき裂の進展・破壊評価を実施した。

この結果、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は運転時間で 32 年後であると評価されており、今後は「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈について」（以下、「欠陥の解釈」という。）に則り、配管を取替えるまでの間、継続試験並びに健全性評価を行うことから耐震安全性に影響を与えることはないと判断している。

評価の概要を以下に示す。

【評価の概要】

「欠陥の解釈」に準拠し、「維持規格」の EB-4000 を基本に評価を実施する。

1. 評価対象欠陥（モデル化後）

UT 指示に基づき、「維持規格」の EB-4200 に規定される「欠陥形状のモデル化」及び同添付 E-1 「欠陥形状のモデル化」に従い欠陥のモデル化を行う。

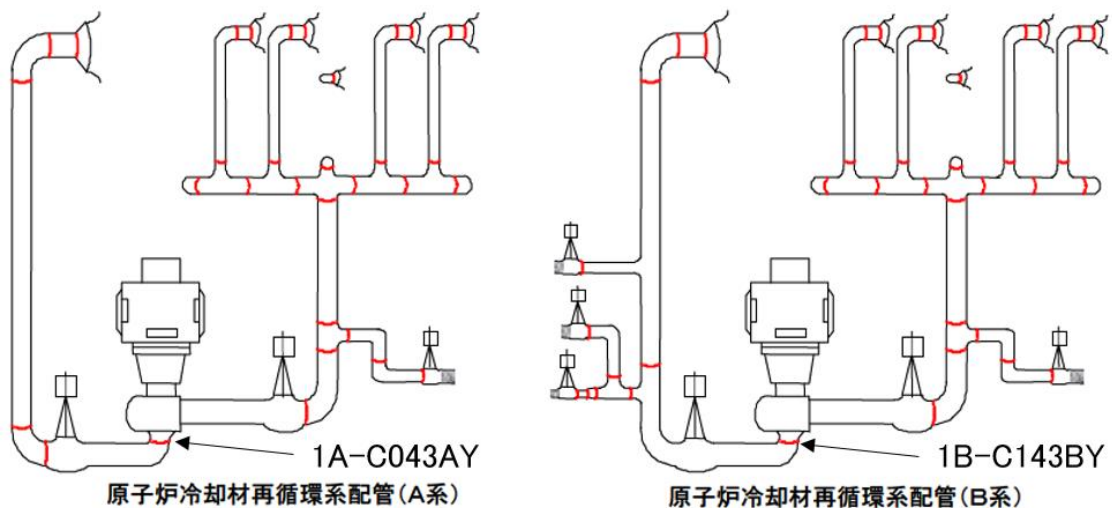


図 11-1 評価対象欠陥の位置

表 11-1 原子炉冷却材再循環系配管の仕様及び欠陥寸法

継手番号	配管外径 D ₀ (mm)	肉厚*1 t (mm)	欠陥深さ a (mm)	欠陥長さ ℓ (mm)	溶接金属までの 深さ*2dc (mm)
1A-C043AY	558.8	34.0	3.0	178	5.7
1B-C143BY	558.8	33.8	4.5	94	7.5
	558.8	34.2	4.5	32	8.5

* 1 : 肉厚は板厚測定における実測最小値を採用。

* 2 : 溶接金属までの深さは下式により算定した。

$$dc=1.0 \times ((\text{溶接中心から指示までの距離}) - (2.2 \text{ mm} : \text{裏波幅の半分})) + 5.7 \text{ mm}$$

2. き裂進展評価

2.1 負荷条件

原子炉冷却材再循環系配管の疲労及び SCC の進展評価に用いる負荷条件は、「維持規格」の EB-4320 による「負荷条件」及び添付 E-7 「欠陥評価に用いる荷重」に従い、以下のとおり設定する。

- ・疲労き裂進展評価で考慮する荷重

供用状態 A, B (過渡条件) で発生する荷重 (内圧, 自重, 熱膨張, 肉厚内外温度差による熱荷重), 地震力, 溶接残留応力

- ・SCC き裂進展評価で考慮する荷重

供用状態 A (定格運転時) で発生する荷重 (溶接残留応力及び内圧, 自重, 熱膨張)

2.2 き裂進展モデル

モデル化した欠陥については、「維持規格」の EB-4351 「疲労によるき裂進展」, 同 EB-4352 「SCC によるき裂進展」に従い、欠陥の長さ及び深さ方向について欠陥の進展を予測する。

2.3 き裂進展速度

原子炉冷却材再循環系配管のき裂進展速度は、「欠陥の解釈」に準拠し以下のとおり算出する。

SCC のき裂進展速度は、低炭素ステンレス鋼のき裂の特徴を考慮し、硬化部分については、「維持規格」の解説 2-2-34 「図 1 低照射領域の通常炉内水質環境下におけるオーステナイト系ステンレスの応力腐食割れき裂進展評価線図」(鋭敏化 SUS304 のき裂進展速度線図), 溶接金属部分については、「維持規格」の添付 J-2-1 の「表 添付 J-2-1 応力腐食割れき裂進展速度式」に定めるものを適用する。

疲労き裂の進展速度は、「維持規格」の添付 E-2-7 「図 添付 E-2-FA-2 オーステナイト系ステンレス鋼の BWR 通常一次系水質環境中の疲労き裂進展速度線図」に定めるものを適用する。

2.4 SCC 及び疲労き裂進展評価結果

SCC き裂進展後の予測寸法を初期欠陥寸法とした、疲労き裂進展評価から求めた評価時間後(き裂長さが許容欠陥寸法の限界に達する時間である 32 年後)の予測欠陥寸法を表 11-2 に示

す。

表 11-2 き裂進展評価結果

継手番号	SCC き裂進展後の 予測寸法 (mm)		疲労き裂進展後の 予測欠陥寸法 (mm)	
	深さ a_s	長さ l_s	深さ a_f	長さ l_f
1A-C043AY	8.4	647	8.5	654
1B-C143BY	8.2	1,043	8.3	1,049

3. 破壊評価

3.1 負荷条件

「維持規格」の EB-4410「負荷条件」及び添付 E-7「欠陥評価に用いる荷重」に従い、荷重条件は供用状態 A, B 及び地震荷重を考慮した供用状態 C, D で最も厳しい荷重を仮定した。具体的には原子炉冷却材再循環系配管に加わる内圧, 自重, 熱膨張及び地震荷重 (S_s) を考慮して評価した。

3.2 破壊評価の方法

原子炉冷却材再循環系配管の破壊評価は、「維持規格」の EB-4420「破壊評価法」の規定に従い、同 EB-4440「弾塑性破壊力学評価法」及び添付 E-9「弾塑性破壊力学評価法」に従い評価した。

3.3 許容欠陥寸法の限界の評価結果

評価期間後の予測欠陥寸法は、表 11-3 に示すとおり、許容欠陥寸法の限界に達しないことを確認した。

表 11-3 許容欠陥寸法の限界の評価結果

継手番号	き裂進展後の 予測欠陥寸法 (mm)		許容欠陥寸法の限界
	深さ a_f	長さ l_f	
1A-C043AY (32 年後)	深さ a_f	8.5	$a_f \leq 10.2 \text{ mm (0.30t)}$
	長さ l_f	654	$l_f \leq 654 \text{ mm (欠陥角度 } 152.6^\circ \text{)}$
1B-C143BY (32 年後)	深さ a_f	8.3	$a_f \leq 9.0 \text{ mm (0.27t)}$
	長さ l_f	1049	$l_f \leq 1,049 \text{ mm (欠陥角度 } 244.7^\circ \text{)}$

3.4 許容応力による評価結果

評価期間後の作用曲げ応力は、表 11-4 に示すとおり許容曲げ応力を下回ることが確認された。

表 11-4 許容応力による評価結果

継手番号	予測欠陥 寸法 (mm)		供用状態 A, B (MPa)		供用状態 C, D (MPa)	
	深さ a_f	長さ l_f	作用曲げ 応力 P_b	許容曲げ 応力 S_c	作用曲げ 応力 P_b	許容曲げ 応力 S_c
1A-C043AY (32 年後)	8.5	654	1.3	55.1	58.2	142.3
1B-C143BY (32 年後)	8.3	1,049	1.2	53.3	57.8	138.6

4. まとめ

以上の評価結果から、当該配管の健全性は運転時間で 32 年後まで確保されると評価した。

以 上

別紙 12 動的機能維持評価の記載方針について

動的機能維持評価は、耐震安全性評価対象機器の動的機能維持要求（JEAG4601）の有無及び耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象（◎事象）の有無を踏まえ、評価の分類を定めている。この分類に応じて実施した動的機能維持評価結果の記載についても、分類毎に記載方針を定め、個別機器毎に評価結果を総括した内容を記載している。

評価分類毎の動的機能維持評価結果の記載方針を表 12-1 に、個別機器毎の記載方針と評価内容を表 12-2 に示す。

表 12-1 動的機能維持評価結果の記載方針

記載方針	個別機器の耐震安全性評価における動的機能維持評価の分類	分類に基づく動的機能維持評価の記載文*
方針①	動的機能維持が要求される機器なし。	記載なし。
方針②	動的機能維持が要求される機器があるものの、当該機器に◎事象なし。また、当該機器の耐震安全性に影響を及ぼすと考えられる他の個別機器についても◎事象なし。	〇〇における高経年化に対する技術評価により、各部位に想定される経年劣化事象については、現状の保全対策により機器に与える影響が十分小さいことを確認した。 <u>また、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象は抽出されなかった。</u> これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものではないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断される。
方針③	動的機能維持が要求される機器があるものの、当該機器に◎事象なし。ただし、当該機器の耐震安全性に影響を及ぼすと考えられる他の個別機器に◎事象があり、耐震安全性評価の実施により機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できることを確認する必要があるもの。	【個別機器（機械設備）の例】 機械設備における高経年化に対する技術評価により、各部位に想定される経年劣化事象については、現状の保全対策により機器に与える影響が十分小さいことを確認した。 <u>また、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象は抽出されなかった。</u> <u>さらに、耐震安全上考慮する必要がある基礎ボルトに対する耐震安全性評価の実施により、基礎ボルトの経年劣化事象は、ボルトが支持する機器の支持機能に影響を及ぼさないことを確認している。</u> これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものではないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断される。
方針④	動的機能維持が要求される機器があり、当該機器及び当該機器の耐震安全性に影響を及ぼすと考えられる他の個別機器に◎事象があるため、耐震安全性評価の実施により機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できることを確認する必要があるもの。	【個別機器（弁）の例】 弁における高経年化に対する技術評価により、各部位に想定される経年劣化事象については、現状の保全対策により機器に与える影響が十分小さいことを確認した。 <u>また、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、弁における動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。</u> <u>さらに、耐震安全上考慮する必要がある配管に対する耐震安全性評価の実施により、配管の経年劣化事象は、配管が支持する機器の支持機能に影響を及ぼさないことを確認している。</u> これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものではないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断される。
方針⑤	動的機能維持が要求される機器があり、当該機器に◎事象あり。また、当該機器の耐震安全性に影響を及ぼすと考えられる他の個別機器については◎事象なし。	【個別機器（ポンプ）の例】 ポンプにおける高経年化に対する技術評価により、各部位に想定される経年劣化事象については、現状の保全対策により機器に与える影響が十分小さいことを確認した。 <u>また、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、ポンプにおける動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。</u> これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものではないと考えられ、地震時の動的機能についても維持されると判断される。

*：方針③④⑤において、当該機器や他の個別機器の◎事象による当該機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できない場合は、経年劣化事象を考慮した当該機器の地震時の応答加速度が機能確認済み加速度を上回らないことを確認し、その結果を記載する。

表 12-2 個別機器毎の記載方針と評価内容

個別機器	動的機能維持評価結果の記載方針*	方針②, ③, ④, ⑤の記載の評価内容
ポンプ	方針⑤	原子炉冷却材再循環ポンプについて、当該機器の◎事象としてケーシングの疲労割れが抽出されていることから、ケーシングの耐震安全性評価結果より機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できることを確認している。
熱交換器	方針①	—
ポンプモータ	方針②	◎事象は抽出されず、全ての事象が▲, —, ×, ■事象であり、耐震安全上の影響がないことを確認している。
容器	方針①	—
配管	方針①	—
弁	方針④	原子炉冷却材再循環系弁のうち PLR ポンプ出口弁について、当該弁の◎事象として弁箱の疲労割れが抽出されていること及び他の個別機器の◎事象として当該弁を支持する配管の疲労割れが抽出されていることから、各々の耐震安全性評価結果より機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できることを確認している。
炉内構造物	方針①	—
ケーブル	方針①	—
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	方針①	—
計測制御設備	方針②	◎事象は抽出されず、全ての事象が▲, —, ×, ■事象であり、耐震安全上の影響がないことを確認している。
空調設備	方針②	◎事象は抽出されず、全ての事象が▲, —, ×, ■事象であり、耐震安全上の影響がないことを確認している。
機械設備	方針③	非常用ディーゼル機関附属設備のうち燃料移送ポンプについて、他の個別機器の◎事象として当該ポンプを支持する基礎ボルトの全面腐食が抽出されていることから、基礎ボルトの耐震安全性評価結果より機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できることを確認している。
電源設備	方針②	◎事象は抽出されず、全ての事象が▲, —, ×, ■事象であり、耐震安全上の影響がないことを確認している。
基礎ボルト	方針①	—

* : 表 12-1 に示す記載方針番号

以 上

別紙 13 弾性設計用地震動 Sd の妥当性について

今回の耐震安全性評価に用いた弾性設計用地震動 Sd は、「志賀原子力発電所 1 号機 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書」(平成 22 年 4 月 27 日) (以下、「志賀 1 号炉本報告」という。)における弾性設計用地震動 Sd-1, 2, 3 を包絡する地震動 ($0.79 \times$ 基準地震動 Ss-1) を用いた。その経緯は以下の通りである。

志賀原子力発電所 2 号炉についての「志賀原子力発電所 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(平成 20 年 3 月 14 日)に関する第 10 回原子力安全委員会(平成 21 年 2 月 18 日)の審議において、評価に用いる弾性設計用地震動 Sd は弾性設計用地震動 Sd-1, 2, 3 を包絡する $0.77 \times$ 基準地震動 Ss-1 で代表する考え方が妥当と評価された。その後、原子力安全・保安院の海上音波探査結果を踏まえて基準地震動 Ss-2, 3 を変更した。これに伴い、代表する地震動を新たな弾性設計用地震動 Sd-1, 2, 3 を包絡する $0.79 \times$ 基準地震動 Ss-1 に見直したものを志賀 1 号炉本報告に記載して提出した。詳細な経緯を表 13-1 に示す。

以上の経緯から、今回の耐震安全性評価に用いた弾性設計用地震動 Sd ($0.79 \times$ 基準地震動 Ss-1) は、当時の規制機関に妥当と評価された弾性設計用地震動 Sd-1, 2, 3 を包絡する地震動 ($0.77 \times$ 基準地震動 Ss-1) を上回るものであるため妥当である。

なお、今回の耐震安全性評価に用いた弾性設計用地震動 Sd ($0.79 \times$ 基準地震動 Ss-1) は、図 13-1 に示す通り、基準地震動 S₁ を上回るものである。

表 13-1 詳細な経緯

日付	内容
平成 20 年 3 月 14 日	当社は、2 号炉の中間報告書 ^{※1} を提出。
平成 21 年 2 月 9 日	当社は、「第 14 回 原子力安全委員会 地震・地震動評価委員会及び施設健全性評価委員会 ワーキング・グループ 2」の審議において、弾性設計用地震動 Sd の設定の考え方を説明。 弾性設計用地震動 Sd-1, 2, 3 は基準地震動 Ss-1, 2, 3 のそれぞれ 0.5 倍として設定するが、弾性設計用地震動 Sd に対する評価は弾性設計用地震動 Sd-1, 2, 3 を包絡する 0.77×基準地震動 Ss-1 を用いて実施することとした。
平成 21 年 2 月 18 日	耐震安全性評価特別委員会は、第 10 回原子力安全委員会において、志賀 2 号炉の中間報告に対する以下の見解を報告。 「弾性設計用地震動 Sd の設定の考え方等については、～（中略）～弾性設計用地震動 Sd と基準地震動 Ss の応答スペクトルの比率 (Sd/Ss) を 0.5 とすることを原則としているが、簡易的評価においては、基準地震動 Ss-1～Ss-3 に対応する弾性設計用地震動の応答スペクトルを包絡するように基準地震動 Ss-1 に 0.77 を乗じたもので確認しており、その考え方等は妥当であると考える。」 (添付-1 参照)
平成 21 年 3 月 18 日	当社は、1 号炉の中間報告書 ^{※2} を提出。
平成 21 年 3 月 19 日	原子力安全・保安院は、志賀原子力発電所前面海域を対象に独自に実施した海上音波探査結果を「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会 地震・津波、地質・地盤合同WG Aサブグループ会合」(以下、「保安院WG」という。)(第 18 回)にて報告。
平成 21 年 6 月 23 日	当社は、保安院WG(第 24 回)にて原子力安全・保安院の海上音波探査結果を踏まえて評価した検討用地震動 Ss-2' 及び Ss-3' を説明し、その中で「今回の検討内容は、今後、本報告に反映する」とした。
平成 22 年 4 月 27 日	当社は、1 号炉の本報告書 ^{※3} を提出。 保安院WGでの審議結果を反映し基準地震動 Ss-2, 3 を変更。従来と同様、弾性設計用地震動 Sd は基準地震動 Ss-1, 2, 3 のそれぞれ 0.5 倍として設定し、それらを代表する地震動を 0.79×基準地震動 Ss-1 とした。 (添付-2 参照)

※1：志賀原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書

※2：志賀原子力発電所 1 号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書

※3：志賀原子力発電所 1 号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書

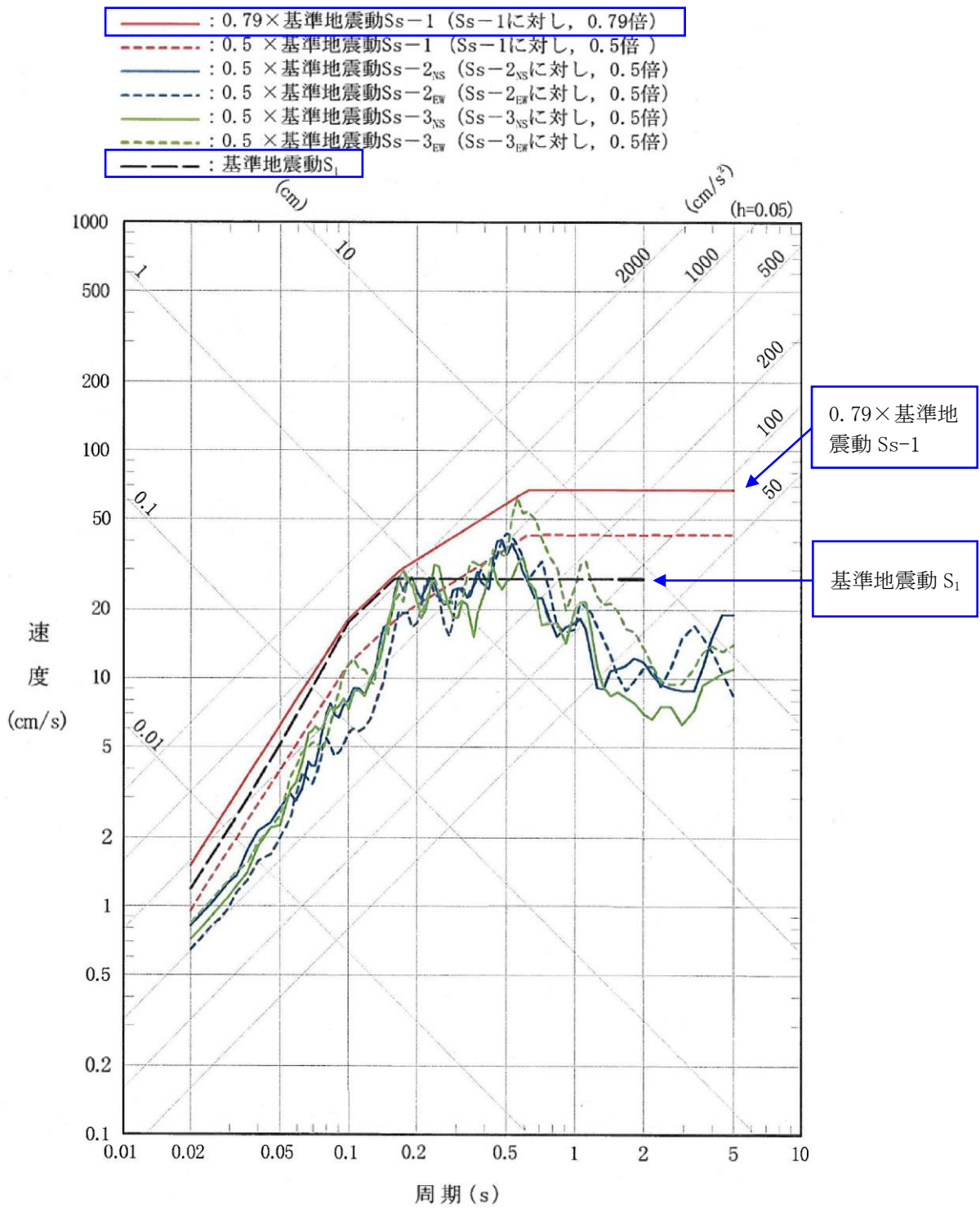


図 13-1 弾性設計用地震動 S_d ($0.79 \times$ 基準地震動 S_{s-1}) と基準地震動 S_1 の応答スペクトル
 (志賀 1 号炉本報告 第 7.3.1-3 図 (添付-2 参照) に説明追記)

以上

平成21年2月18日 第10回原子力安全委員会 資料第4－1号（抜粋）

第10回原子力安全委員会
資料第4－1号

平成21年2月18日

原子力安全委員会委員長
鈴木篤之殿

耐震安全性評価特別委員会
委員長 入倉 孝次郎

「耐震設計審査指針の改訂に伴う北陸電力株式会社 志賀原子力発電所2号機
耐震安全性に係る中間報告の評価について」に対する見解について

当特別委員会では、「耐震設計審査指針の改訂に伴う北陸電力株式会社 志賀原子
力発電所2号機耐震安全性に係る中間報告の評価について」について調査審議を行い、
別添のとおり見解を取りまとめましたので報告します。

2. 4 施設の耐震安全性について

(5) 弾性設計用地震動Sdの設定の考え方等

- 弾性設計用地震動Sdの設定の考え方等については、弾性設計用地震動Sdを基準地震動Ssによる安全機能保持をより確実なものとする観点から、弾性設計用地震動Sdと基準地震動Ssの応答スペクトルの比率 (Sd/Ss) を0.5とすることを原則としているが、簡易的評価においては、基準地震動Ss-1～Ss-3に対応する弾性設計用地震動の応答スペクトルを包絡するように基準地震動Ss-1に0.77を乗じたもので確認しており、その考え方等は妥当であると考える。
- 原子炉建屋について、上記の考え方に基づいた弾性設計用地震動Sdによる応答レベル、旧耐震指針における基準地震動 S_1 、 S_2 及び静的地震力の下における応答レベルと基準地震動Ssの下における応答レベルを比較し、その許容限界状態との対応関係を把握した。
また、機器・配管系については、主要設備について、基準地震動Ssに対する構造強度評価結果とⅢ_ASの評価基準値との比較により、弾性設計用地震動Sdに対して概ね弾性状態にあることを確認した。
なお、主要設備以外の機器・配管系については、弾性設計用地震動Sdと基準地震動 S_1 、 S_2 及び静的地震力のもとにおける地震応答荷重や床応答スペクトル等の比較により、許容限界状態との対応関係を今後、報告するとしている。

平成 22 年 4 月 27 日 志賀原子力発電所 1 号機 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書 (抜粋)

志賀原子力発電所 1 号機

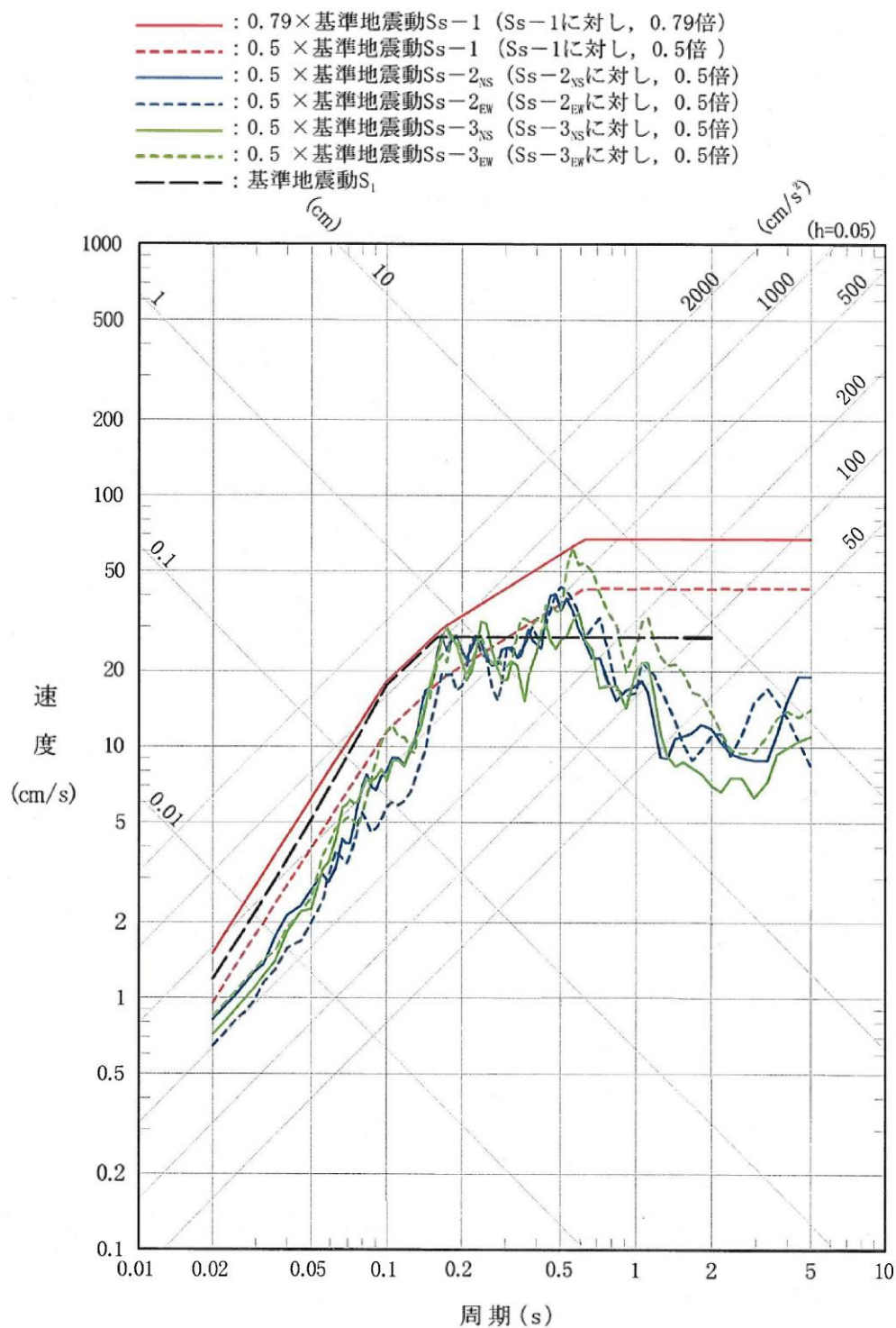
「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」
の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書
(3 / 3)

平成 22 年 4 月 27 日

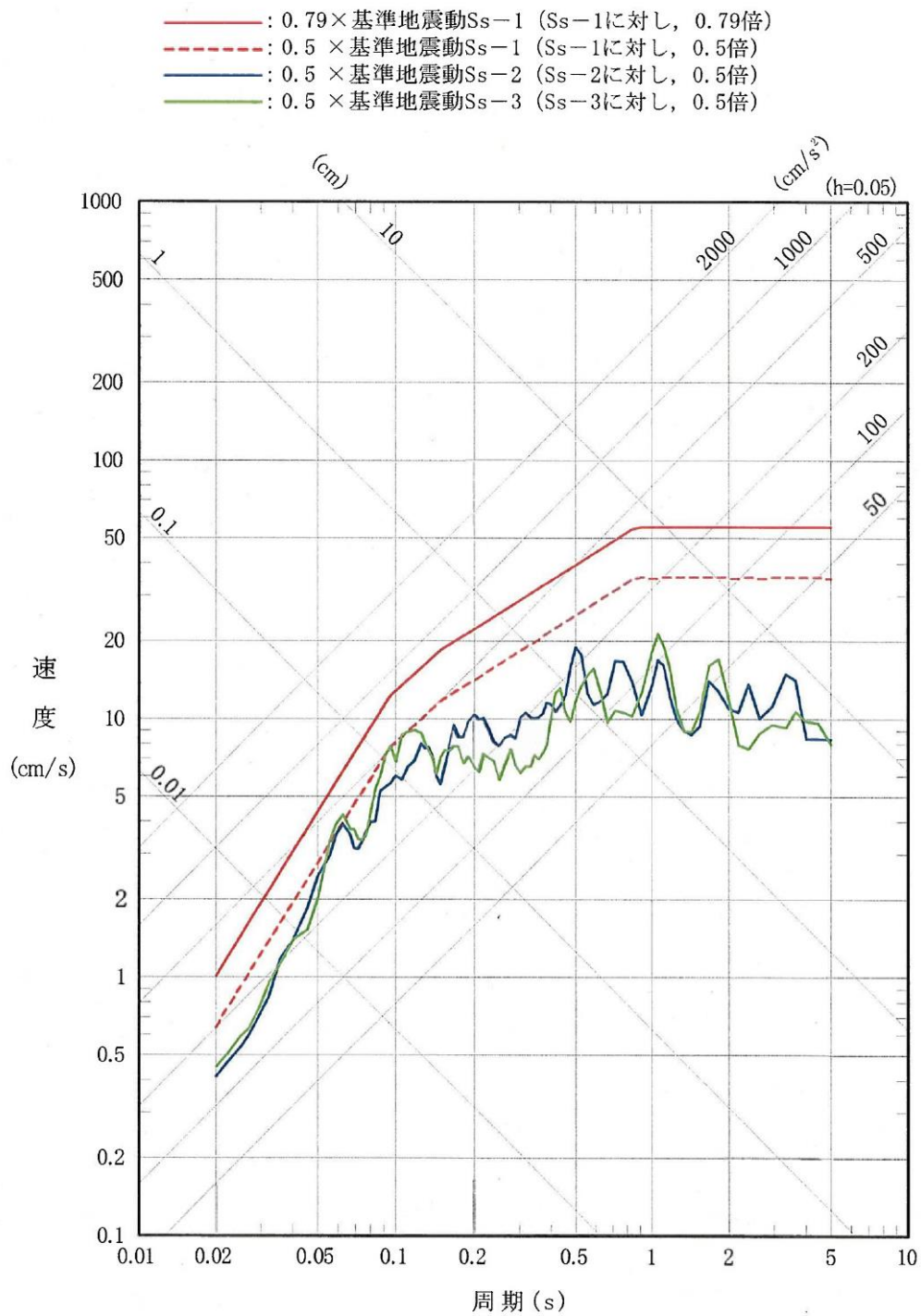
北陸電力株式会社

7.3.1 運転状態と地震動の組み合わせ

弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s による安全機能保持をより確実なものとする観点から、弾性設計用地震動 S_d と基準地震動 S_s の応答スペクトルの比率 (S_d/S_s) を0.5とし、基準地震動 $S_s-1, 2, 3$ の応答スペクトルに0.5を乗じたものに対し、応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s-1 に0.79を乗じたものが全周期帯で上回ることから、第7.3.1-3図、第7.3.1-4図に示すとおり基準地震動 S_s-1 に0.79を乗じた地震動で代表することとする。弾性設計用地震動 S_d の超過確率*を、第7.3.1-5図、第7.3.1-6図に示す。



第7.3.1-3図 応答スペクトルの比較 (水平動)



第7.3.1-4図 応答スペクトルの比較 (鉛直動)

別紙 14 ベント管ベローズの疲労解析結果について

設計・建設規格に基づき、ベント管ベローズが地震を受けた場合の疲労に係る健全性の評価を実施した内容について以下に示す。

1. 過渡回数

疲労評価に用いた過渡回数を表 14-1、表 14-2 に示す。

表 14-1 ベント管ベローズの疲労評価に用いた過渡回数

運 転 条 件		合計
1	ボルト締付け	15
2	耐圧試験（最高使用圧力以下）	20
3	起動（昇温）	32
4	起動（タービン起動）	30
5	夜間低出力運転（出力 75 %）	0
6	週末低出力運転（出力 50 %）	1
7	制御棒パターン変更	61
8	給水加熱機能喪失（発電機負荷遮断）	7
9	給水加熱機能喪失（給水加熱機能部分喪失）	0
10	スクラム（タービントリップ）	2
11	スクラム（その他のスクラム）	5
12	定格出力運転	21
13	停止（タービン停止）	30
14	停止（高温待機）	31
15	停止（冷却）	31
16	停止（容器満水）	31
17	停止（満水後冷却）	31
18	ボルト取外し	15
19	燃料交換	22
20	スクラム（原子炉給水ポンプ停止） 所外電源喪失	0
21	スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0

表 14-2 ベント管ベローズの過渡回数

項目 運転 状態	記号	過渡回数	備考
通常状態	N_1	340	表 14-1 に示す No. 2~17 の過渡回数の合計値を用いる。(一の位切上げ)
設計状態	N_2	20	設計状態相当の変位となる回数を PCV 全体漏えい率試験の回数と考え、表 14-1 に示す No. 18 の過渡回数を用いる。(一の位切上げ)
地震時	N_3	220	基準地震動 S_s に基づく、SRSS 法により合成した等価繰り返し回数の最大値を用いる。(一の位切上げ)

2. 基本寸法及び仕様

疲れ累積係数の算出に用いたベント管ベローズの形状を図 14-1 に、基本寸法を表 14-3 に、仕様を表 14-4 に示す。

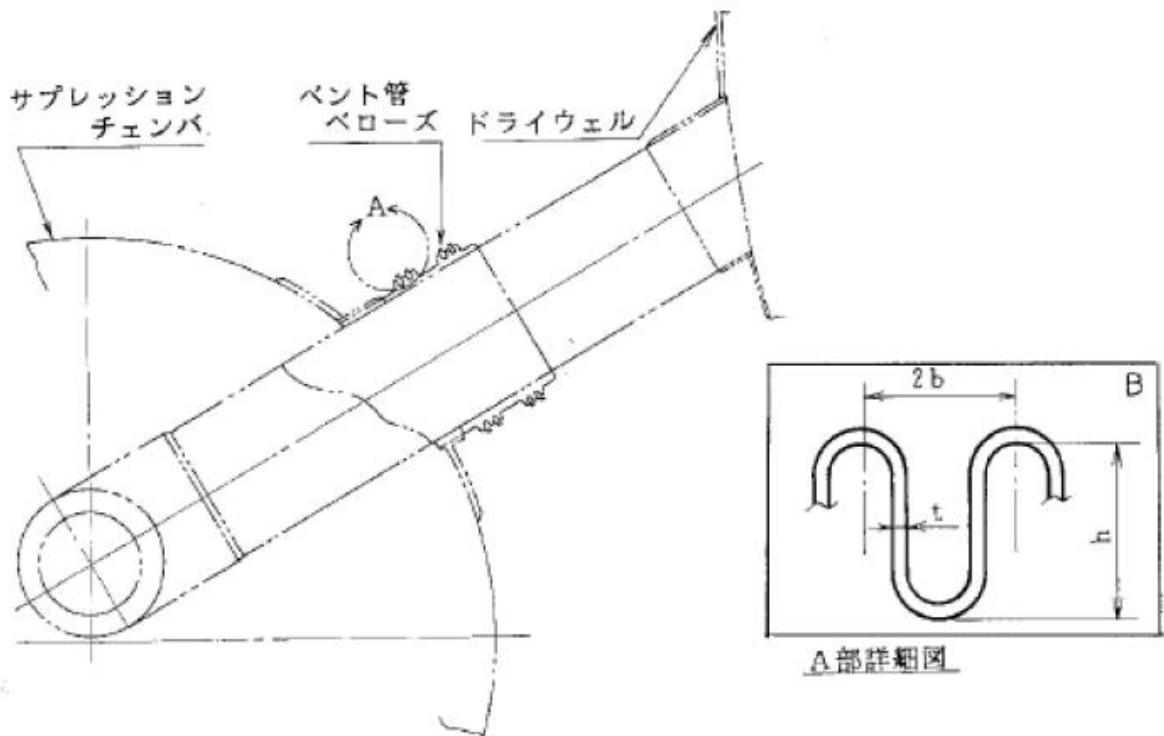


図 14-1 ベント管ベローズの形状

表 14-3 ベント管ベローズの基本寸法

部位	形状				
	b (mm)	h (mm)	t (mm)	n	c
ベント管ベローズ					

<記号の説明>

b : ベローズの波のピッチの 2 分の 1

h : ベローズの波の高さ

t : ベローズの板厚

n : ベローズの波数の 2 倍の値

c : ベローズの層数

表 14-4 ベント管ベローズの仕様

部位	材料	区分	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	縦弾性係数 (MPa)
ベント管ベローズ	SUS304	通常状態			
		設計状態			

3. 許容繰返し回数

許容繰返し回数については、設計・建設規格 PVE-3810 に基づき、以下のとおり算出した。

なお、全伸縮量については、表 14-5 に示す。通常状態及び設計状態の全伸縮量は建設工認の値を使用し、地震時の全伸縮量は解析モデルにより算出した基準地震動 S_s 時の変位より算出した。

(1) 通常状態

$$N_{SA} = \left(\frac{11,031}{\sigma}\right)^{3.5} = \left(\frac{11,031}{\boxed{\quad}}\right)^{3.5} = \boxed{\quad} \text{回}$$

ここで、 σ は次の計算式により計算した値

$$\sigma = \frac{1.5 \cdot E \cdot t \cdot \delta_1}{n \cdot \sqrt{b \cdot h^3}} + \frac{P \cdot h}{t \cdot c}$$

$$= \boxed{\quad} \text{MPa}$$

(2) 設計状態

$$N_{SB} = \left(\frac{11,031}{\sigma}\right)^{3.5} = \left(\frac{11,031}{\boxed{\quad}}\right)^{3.5} = \boxed{\quad} \text{回}$$

ここで、 σ は次の計算式により計算した値

4. 疲労評価結果

ベント管ベローズの疲労評価結果を表 14-7 に示す。

表 14-7 ベント管ベローズの疲れ累積係数

評価条件	通常状態		設計状態		地震時		合計
	N_{SA}	$\frac{N_1}{N_{SA}}$	N_{SB}	$\frac{N_2}{N_{SB}}$	N_{SC}	$\frac{N_3}{N_{SC}}$	$\frac{N_1}{N_{SA}} + \frac{N_2}{N_{SB}} + \frac{N_3}{N_{SC}}$
評価時点							0.005

注記：記載の疲れ累積係数は小数点以下第 4 位で切上げを実施。合計値の差異は、数値処理での切上げによって生じたもの。

以 上

別紙 15 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労評価結果について

炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労評価結果の具体的内容を以下に示す。炉心シュラウド及びシュラウドサポートについては、これまでの点検実績において有意な欠陥は確認されていないことから、建設時工認に用いた解析モデルと同様の解析モデルを用いて評価を実施した。

1. 評価仕様

(1) 解析モデル及び評価点

疲労評価に用いた解析モデル及び評価点を図 15-1 に示す。解析コードは、温度分布解析には「TACF」、応力解析には「ASHSD2-B」を用いた。

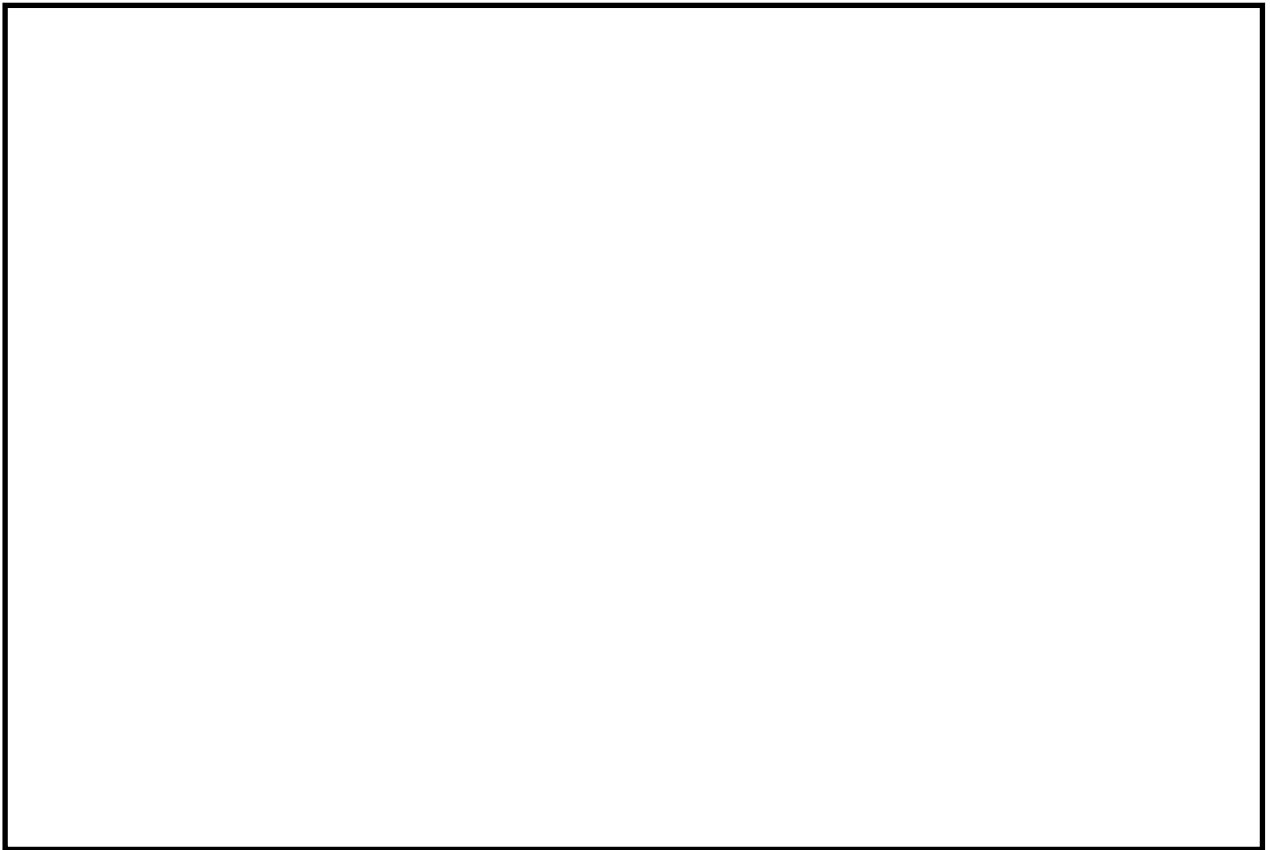


図 15-1 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの解析モデル及び評価点

(2) 過渡回数

疲労評価に用いた過渡回数を表 15-1 に示す。

表 15-1 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労評価に用いた過渡回数

過渡事象	運転実績に基づく過渡回数
耐圧試験（最高使用圧力以下）	20
起動（昇温）	32*
起動（タービン起動）	32*
給水加熱機能喪失（発電機負荷遮断）	7
スクラム（タービントリップ）	2
スクラム（その他のスクラム）	5
停止（タービン停止）	32*
停止（高温待機）	32*
停止（冷却）	32*
停止（容器満水）	32*
停止（満水後冷却）	32*
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0
スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0

*：「起動」と「停止」の回数はいずれか多い方の回数に合わせることで、「起動（昇温）」の 32 回とした。

(3) 物性値の条件

機械的荷重による応力計算に用いる物性値は最高使用温度 302 °C に対する値を用い、温度分布計算及び熱応力計算に用いる物性値はその温度依存性を考慮した。また、繰返し荷重の評価に用いる物性値は運転温度 °C（定格出力運転時の蒸気温度）に対する値を用いた。

(4) 地震荷重の入力条件

地震荷重には基準地震動 S_s 地震荷重を用い、等価繰返し回数は 回とした。評価に用いる基準地震動 S_s 地震荷重の値を表 15-2 に、荷重作用点について図 15-2 に示す。

表 15-2 荷重条件

荷重名称	軸力 (kN)		せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)
	V ₁	V ₂	H	M
基準地震動 S _s				



図 15-2 荷重作用点

(5) 応力の記号と方向

応力の記号とその方向は以下のとおりとした。

- σ_t : 周方向応力
- σ_l : 軸方向応力
- σ_r : 半径方向応力

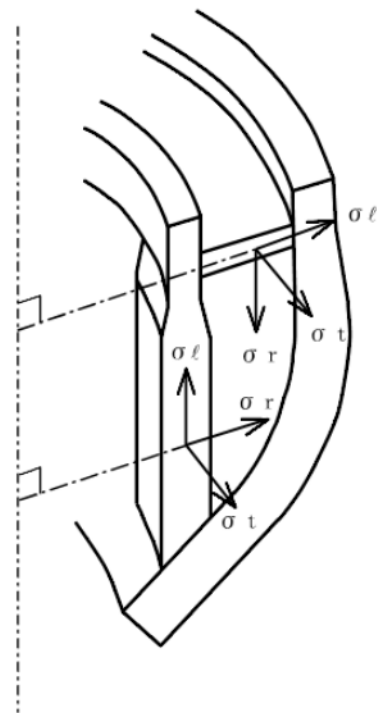


図 15-3 応力の記号と方向

(6) 応力集中係数

応力集中を生じる評価点には、ピーク応力の計算に応力集中係数を考慮した。応力集中係数を表 15-3 に示す。

表 15-3 応力集中係数

評価点	応力集中係数	
	K_n (引張り)	K_b (曲げ)
P01, P01'		
P02, P02'		
P03, P03'		
P04, P04'		
P05, P05'		
P06, P06'		
P08, P08'		
P10, P10'		
P11, P11'		
P12, P12'		
P13, P13'		
P14, P14'		
P15, P15'		
P16, P16'		
P17, P17'		
P18, P18'		
P19, P19'		
P20, P20'		

* 1 : March 1979 Revision of WRC Bulletin 107/August 1965 「Local Stresses in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings」の Appendix B による

* 2 : 西田正孝, 森北出版「応力集中」による

* 3 : 設計・建設規格 CSS-3140 の完全溶け込み溶接部に対する値

2. 応力計算

応力計算のモデル及び仮定した境界条件（拘束条件）は図 15-1 のとおりである。

計算された応力を、応力の分類ごとに重ね合わせ、組合せ応力を求めた。組合せ応力は、一般に $\sigma_t, \sigma_l, \sigma_r, \tau_{tl}, \tau_{lr}, \tau_{rt}$ の 6 成分をもつが、主応力 σ は、次式を満足する 3 根 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ として計算した。

$$\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_l + \sigma_r) \cdot \sigma^2 + (\sigma_t \cdot \sigma_l + \sigma_l \cdot \sigma_r + \sigma_r \cdot \sigma_t - \tau_{tl}^2 - \tau_{lr}^2 - \tau_{rt}^2) \cdot \sigma - \sigma_t \cdot \sigma_l \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \tau_{lr}^2 + \sigma_l \cdot \tau_{rt}^2 + \sigma_r \cdot \tau_{tl}^2 - 2 \cdot \tau_{tl} \cdot \tau_{lr} \cdot \tau_{rt} = 0$$

応力差 S_{12}, S_{23}, S_{31} を次式により求め、応力強さとした。

$$S_{12} = \sigma_1 - \sigma_2$$

$$S_{23} = \sigma_2 - \sigma_3$$

$$S_{31} = \sigma_3 - \sigma_1$$

3. 疲労評価方法

(1) 繰返しピーク応力強さ

疲労評価に用いる繰返しピーク応力強さ S_1 を、一次+二次+ピーク応力強さ S_p から次式により求めた。

$$S_1 = \frac{S_p}{2}$$

(2) 縦弾性係数の補正

(1) 項で求めた S_1 に対し、設計疲労線図に使用されている縦弾性係数 E_0 と評価に用いる縦弾性係数 E との比を考慮し、補正繰返しピーク応力強さ S_1' を次式で算出した。

$$S_1' = S_1 \times \frac{E_0}{E}$$

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

$E = \begin{cases} \boxed{} \text{MPa (SUS316 の運転温度 } \boxed{} \text{ } ^\circ\text{C} \text{ に対する縦弾性係数)} \\ \boxed{} \text{MPa (NCF600-P の運転温度 } \boxed{} \text{ } ^\circ\text{C} \text{ に対する縦弾性係数)} \end{cases}$

(3) 疲れ累積係数の算出

疲れ累積係数の算出においては、繰返し回数 N_c 及び S_1' に対応する許容繰返し回数 N_a を用いて、設計・建設規格 CSS-3113 又は CSS-3320 に従い、運転実績回数に基づく疲れ累積係数 U 及び基準地震動 S_s による疲れ累積係数 U_{S_s} を下式により算出した。

$$U, U_{Ss} = \sum_{i=1}^k \frac{N_c(i)}{N_a(i)}$$

なお、繰返しピーク応力強さが 194 MPa 以下の設計疲労線図は、設計・建設規格 表 添付 4-2-2 の曲線 C を用いた。

(4) 環境効果の考慮

環境効果を考慮した評価には、環境疲労評価手法に定められる係数倍法を適用した。係数倍法による環境効果補正係数 $F_{en,sc}$ を算出し、運転実績回数に基づく疲れ累積係数 U に乗じることにより、環境を考慮した疲れ累積係数 U_{en} を算出した。なお、環境効果補正係数 $F_{en,sc}$ は最高使用温度を用いて算出しており、算出結果を表 15-4 に示す。

表 15-4 環境効果補正係数

評価対象機器	材料	環境温度 T (°C)	温度依存パラメータ T*	環境効果補正係数 $F_{en,sc}$
炉心シュラウド	SUS316	302	0.2926	25.8896
シュラウドサポート	NCF600-P	302	0.1036	2.8219

4. 評価結果

炉心シュラウド及びシュラウドサポートの基準地震動 S_s による疲労評価結果として、 $U+U_{Ss}$ が最大となる主応力差方向での評価結果を表 15-5 に示す。また、環境効果を考慮した疲れ累積係数 U_{en} に基準地震動 S_s による疲れ累積係数 U_{Ss} を加算した結果を表 15-6 に示す。

全ての評価点における疲れ累積係数は許容値 1.0 以下であり、耐震安全性に問題が無いことを確認した。

表 15-5 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労評価結果（地震動 Ss）

部位	評価点	応力差	Sn (MPa)	3S _m ^{*1} (MPa)	S _p (MPa)	S ₁ (MPa)	S ₁ ' ^{*2} (MPa)	N _a	N _c	U _{Ss} ^{*3} (N _c /N _a)
シュラウド サポート	P01									
	P01'									
	P02									
	P02'									
	P03									
	P03'									
	P04									
	P04'									
	P05									
	P05'									
	P06									
	P06'									
	P07									
	P07'									
	P08									
	P08'									
	P09									
	P09'									
P10										
P10'										
P11										
P11'										
P12										
P12'										
P13										
P13'										
P14										
P14'										
P15										
P15'										
P16									0.0000	
P16'									0.0000	
P17										
P17'										
P18										
P18'										
炉心 シュラウド	P19									0.0002
	P19'									0.0002
	P20									
	P20'									

* 1 : 運転温度 °C に対する値

* 2 : S₁' = S₁ × 1.95 / (NCF600-P 評価点 P01~P18')

S₁' = S₁ × 1.95 / (SUS316 評価点 P19~P20')

* 3 : 疲れ累積係数は、設計・建設規格 CSS-3113 又は CSS-3320 に従い算出した。

表 15-6 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労評価結果（環境疲労+地震動 Ss）

部位	評価点	疲れ累積係数				許容値
		U	U_{en} ($U \times F_{en,sc}$)	U_{Ss}	$U_{en} + U_{Ss}$	
シュラウド サポート	P01					1
	P01'					1
	P02					1
	P02'					1
	P03					1
	P03'					1
	P04					1
	P04'					1
	P05					1
	P05'					1
	P06					1
	P06'					1
	P07					1
	P07'					1
	P08					1
	P08'					1
	P09					1
	P09'					1
	P10					1
	P10'					1
	P11					1
	P11'					1
	P12					1
	P12'					1
	P13					1
	P13'					1
	P14					1
	P14'					1
P15					1	
P15'					1	
	P16	0.0031	0.0088	0.0000	0.0088	1
	P16'	0.0031	0.0088	0.0000	0.0088	1
	P17					1
	P17'					1
	P18					1
	P18'					1
炉心シュラウド	P19	0.0003	0.0069	0.0002	0.0071	1
	P19'	0.0003	0.0069	0.0002	0.0071	1
	P20					1
	P20'					1

□ : 最大評価点を示す

以 上