

柏崎刈羽原子力発電所4号炉 審査資料	
資料番号	KK4PLM-補-08 改1
提出年月日	2023年10月11日

柏崎刈羽原子力発電所4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10月11日

東京電力ホールディングス株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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
3.1.1 耐震安全性評価対象機器	4
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.....	4
3.2 評価手法	7
3.2.1 主な適用規格	7
3.2.2 劣化想定期間	7
3.2.3 耐震安全性評価の評価手法	9
3.3 評価に用いる地震動	10
3.4 評価に用いる地震力	11
3.5 代表の選定	12
4. 耐震安全性評価.....	13
4.1 代表の耐震安全性評価	13
4.1.1 低サイクル疲労	13
4.1.2 中性子照射脆化	14
4.1.3 中性子照射による靱性低下	15
4.1.4 腐食（全面腐食）	16
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 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.....	2-1
別紙 3 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価結果について.....	3-1
別紙 4 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.....	4-1
別紙 5 炉内構造物の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価結果について.....	5-1
別紙 6 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について.....	6-1
別紙 7 動的機能維持評価の記載方針について.....	7-1
別紙 8 炉心シュラウドの粒界型応力腐食割れ評価について.....	8-1
別紙 9 柏崎刈羽 3 号炉の耐震安全性評価結果との相違点について.....	9-1
別紙 10 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..	10-1

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・構造物の材質、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して「技術評価」を行った結果、保全対策を講じることによっても管理ができないという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 (1/2) 耐震安全性評価についての要求事項

ガイド	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 (2/2) 耐震安全性評価についての要求事項

ガイド	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 年を経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。</p> <p>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。</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当たっては、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

また、評価対象機器に対する建設後の耐震補強実績を別紙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

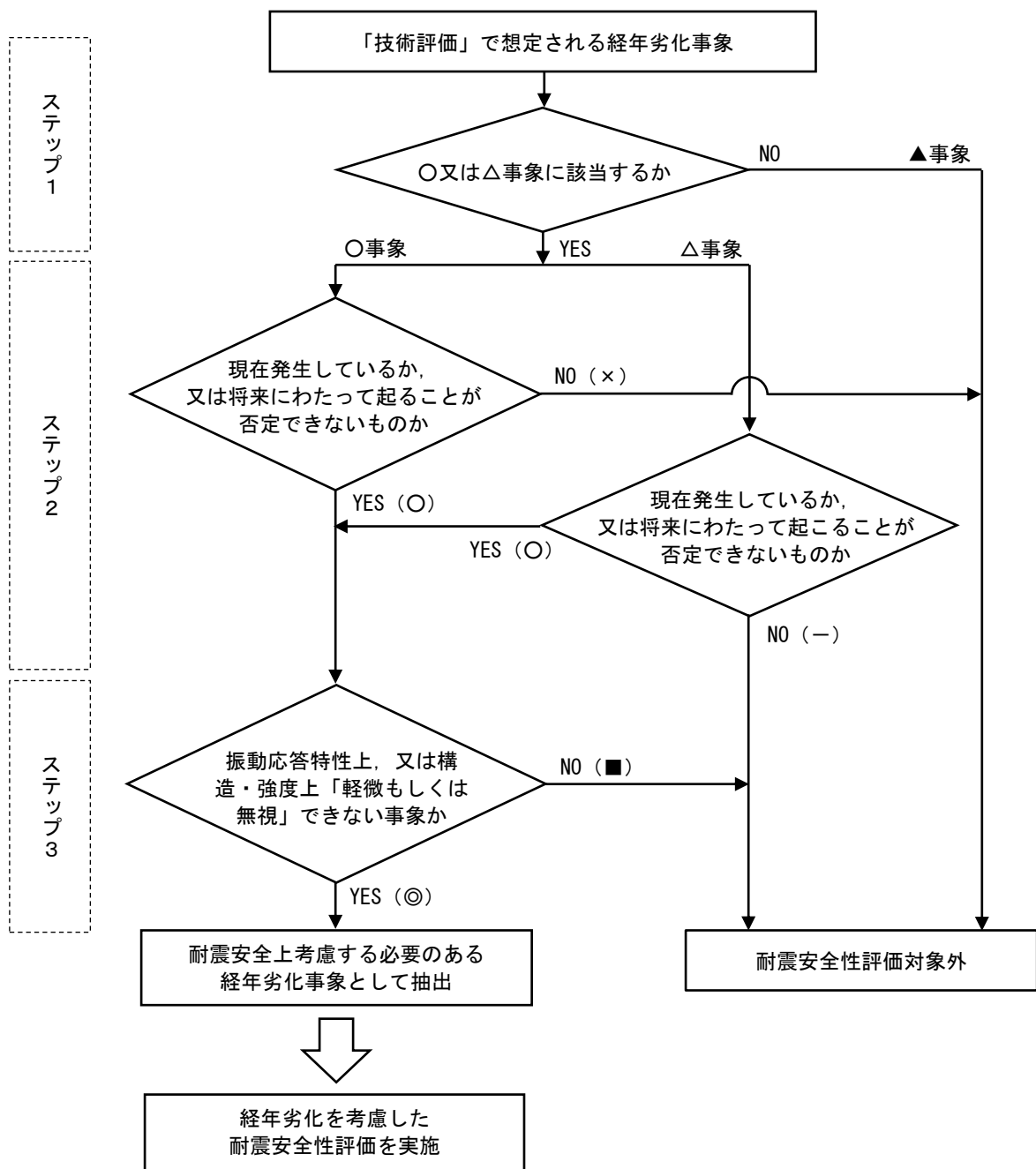
3.1.1項にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、「技術評価」で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化事象については、以下のとおり分類される。

- (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種を表2に示す。



【凡例】

- ：評価対象として抽出
- －：評価対象から除外
- ×：現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして評価対象から除外
- ：振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外
- ◎：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
- 事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
- △事象：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：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）

YES/NO（ ）内の記号は耐震評価の分類を示す。

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

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	腐食
ポンプ	—	—	—	—
熱交換器	—	—	—	◎*2
ポンプモータ	—	—	—	—
容器	◎*3	◎*3	—	—
配管	◎	—	—	—
弁	◎	—	—	—
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

【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年追補版を含む) 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程 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2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、現時点(2022年8月11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を想定すること及び至近のプラント停止時点(新潟県中越沖地震発生日)から現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。

- (1) 冷温停止状態において発生・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（新潟県中越沖地震発生日）以降，過渡及び中性子照射は発生しないことから，劣化の想定期間は至近のプラント停止時点までとする。

- (2) 冷温停止状態において発生・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		至近のプラント停止時点	現時点	運転開始後 40 年時点
				2007. 7. 16	2022. 8. 11	2034. 8. 11
腐食 (全面腐食)	熱交換器等	評価期間	運転開始後 40 年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2034.8.11]		
		劣化の想定期間	運転開始後 40 年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2034.8.11]		
低サイクル疲労	炉内構造物 RPV, 配管, 弁等	評価期間	運転開始後 40 年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2034.8.11]		
		劣化の想定期間	至近のプラント停止時点 (新潟県中越沖地震発生日まで)	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2022.8.11]		
中性子照射脆化	RPV	評価期間	運転開始後 40 年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2034.8.11]		
		劣化の想定期間	至近のプラント停止時点 (新潟県中越沖地震発生日まで)	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2022.8.11]		
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	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2034.8.11]		
		劣化の想定期間	至近のプラント停止時点 (新潟県中越沖地震発生日まで)	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2022.8.11]		

3.2.3 耐震安全性評価の評価手法

(1) 低サイクル疲労（容器，配管，弁，炉内構造物）

評価期間である運転開始後 40 年時点まで（劣化の想定は至近のプラント停止時点まで）の過渡回数を考慮した疲労累積係数及び基準地震動 S_g を考慮した疲労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（原子炉圧力容器））

原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域）について，評価期間である運転開始後 40 年時点まで（劣化の想定は至近のプラント停止時点まで）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（劣化の想定は至近のプラント停止時点まで）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（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。

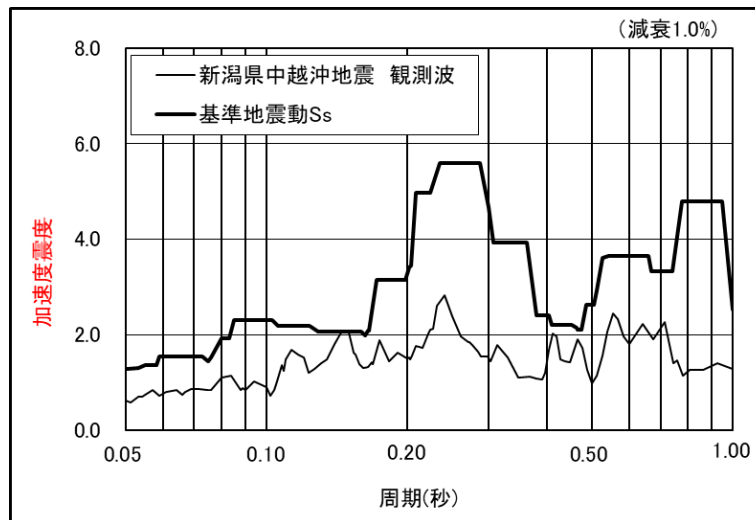
3.3 評価に用いる地震動

高経年化技術評価における耐震安全性評価では、実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドの附則（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。

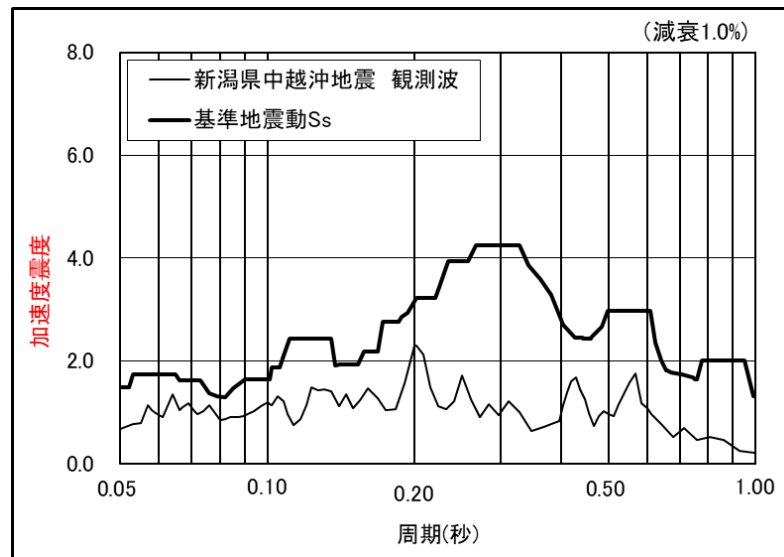
○評価に用いる基準地震動 S_s

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）に従い策定を進めていた地震動及び新潟県中越沖地震の地震観測データにより設定した地震動を踏まえた地震動を用いている。

評価に用いた基準地震動 S_s 及び新潟県中越沖地震の応答スペクトル図を図 2 に示す。



(水平方向, NS-EW 包絡)



(鉛直方向)

図 2 基準地震動 S_s の加速度スペクトル比較図（原子炉基礎版上）

3.4 評価に用いる地震力

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 により定まる地震力*1
	弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力*2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）に従い策定を進めていた地震動及び新潟県中越沖地震の地震観測データにより設定した地震動を踏まえた地震動により定まる地震力。

*2：基準地震動 S_s により定まる地震力に係数0.5を乗じて設定した地震力。

*3：支持構造物の振動と共振のおそれの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。

3.5 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の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	炉内構造物	<ul style="list-style-type: none"> 地震による疲労累積係数が高い機器 先行評価実績から他号機との比較を想定できる機器
中性子照射脆化	原子炉压力容器	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	上部格子版	最も中性子の照射を受ける機器
腐食 (全面腐食)	1. 熱交換器 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	腐食（全面腐食）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
	2. 基礎ボルト 非常用ディーゼル機関（A, B, H 号機）付属設備_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、メカニカルアンカボルト	（代表を選定せずに、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

・炉内構造物

炉内構造物について、「技術評価」にて実施した運転実績過渡回数による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、さらに新潟県中越沖地震による影響評価として、同地震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、疲れ累積係数の全ての合計値は許容値 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 3 に示す。

表6 炉内構造物の疲れ解析結果

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*1	地震動による疲れ累積係数(基準地震動 S_s)	地震動による疲れ累積係数(NCO地震動)	合計*2(許容値1以下)
炉心シュラウド	S	0.004	0.000	—	0.004
シュラウドサポート	S	0.014	0.001	0.000	0.015

*1 環境を考慮

*2 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年追補版を含む))」により算出

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（2022年8月11日時点）を図3に示す。

評価の結果、周方向欠陥に地震が作用した場合が最も地震影響が大きくなるものの、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4に示す。

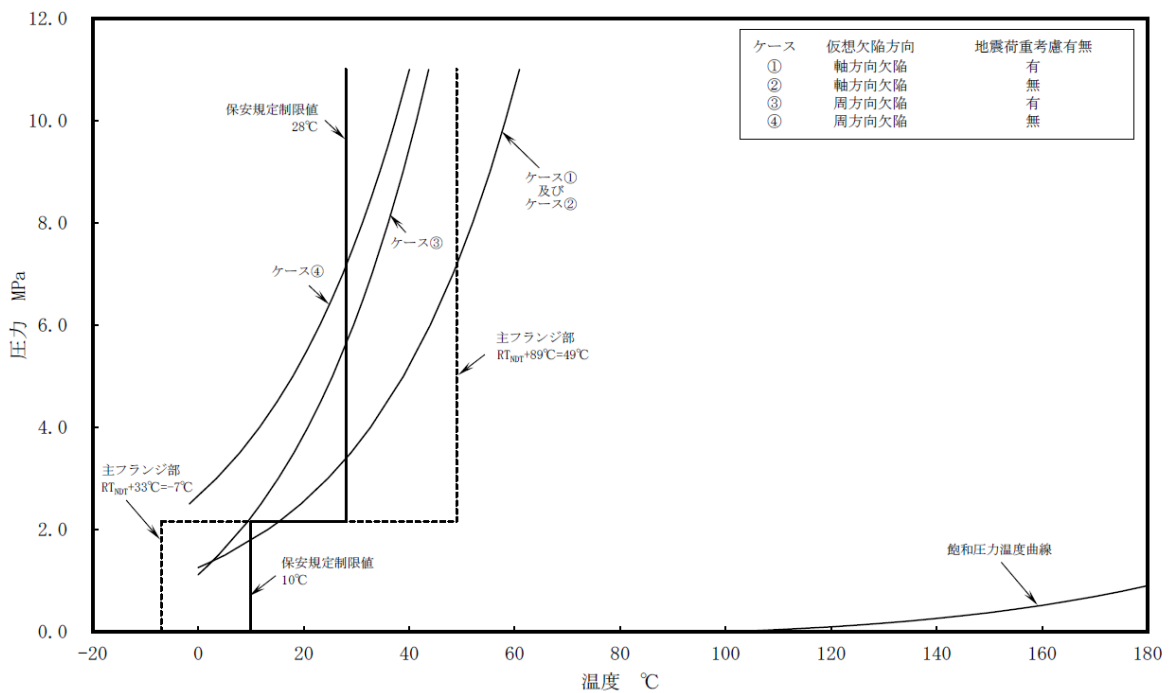


図3 原子炉压力容器の圧力－温度制限図（2022年8月11日時点）
（炉心領域円筒胴，炉心臨界時）

4.1.3 中性子照射による靱性低下

・上部格子版

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5に示す。

表7 上部格子板の靱性低下評価結果

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	7.4	43.2

*：JSME 維持規格（2008 年版）添付E-14 3.（1）項

4.1.4 腐食（全面腐食）

・原子炉冷却材浄化系再生熱交換器胴の腐食

熱交換器胴について、熱交換器胴に40年間分の腐食量0.8mm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7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	B	1/2S _d	B _A S	一次一般膜応力	77	209
				一次応力	157	209

*：設計・建設規格付録材料図表Part5 表8，表9より求まる値

・機器付基礎ボルトの腐食（軽油タンク）

非常用ディーゼル機関（A，B，H号機）軽油タンクの基礎ボルトに対し、40年時点で0.3mmの腐食を想定し、基準地震動S_s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7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)
非常用ディーゼル機関（A，B号機）付属設備			
軽油タンク	引張荷重	185	235
	せん断荷重	69	190
HPCSディーゼル機関付属設備			
軽油タンク	引張荷重	185	235
	せん断荷重	69	190

*：設計・建設規格付録材料図表Part5 表8，表9より求まる値

・後打ちアンカ及び後打ちケミカルアンカ

後打ち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 S_s 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7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	0.18	0.18	0.12
		せん断	0.37	0.39	0.37

*：設計・建設規格付録材料図表Part5 表8、表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					
		M10	M12	M16	M20	M22	
応力比 (発生応力/ 許容応力*)	荷重 種別	引張	0.33	0.76	0.70	0.29	0.28
		せん断	0.68	0.54	0.55	0.30	0.35

*：設計・建設規格付録材料図表Part5 表8、表9より求まる値

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「原子力発電所耐震設計技術指針（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 8 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、また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、また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
高圧炉心スプレイ系弁 高圧炉心スプレイ系ポンプ 低圧炉心スプレイ系弁 低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系弁 残留熱除去系ポンプ 原子炉補機冷却水系弁 原子炉補機冷却水系ポンプ 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）付属設備 HPCS ディーゼル機関付属設備	炉心から崩壊熱を除去するため
残留熱除去系弁 残留熱除去系ポンプ 可燃性ガス濃度制御系設備 非常用ガス処理系設備 原子炉補機冷却水系弁 原子炉補機冷却水系ポンプ 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）付属設備 HPCS ディーゼル機関付属設備	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 残留熱除去系ポンプ	使用済み燃料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ついては、経年劣化事象を考慮した場合においても、「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」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」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ついては、耐震安全性上考慮する必要の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。

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	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ている。
	⑮-1 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が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がある経年劣化事象を抽出している。
	⑰-1 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, 4.1.1～4.1.5 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ている。
	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ている。
	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。	4.1～4.4 に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を実施した機器・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ている。
	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 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。	4.1.1 に示すとおり、現に発生した大規模地震等による影響が蓄積され、影響があると考えられる低サイクル疲労事象において、地震時の疲労累積係数の大きい機器・部位に対し耐震安全性評価を実施し、許容値を下回ることを確認している。
	(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、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 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	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が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が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 年を経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は当たっては、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はない。	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	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	—	—	—	—	—
空調設備	—	—	—	—	C1
機械設備	—	—	—	—	C1, C2
電源設備	—	—	—	—	C1
基礎ボルト	—	—	—	A1	—

*：胴の全面腐食

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また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

耐震安全上考慮する必要の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、現状保全に追加する必要のある新たな保全策はないと評価している。

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 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 3 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価結果について

別紙 4 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 5 炉内構造物の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価結果について

別紙 6 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について

別紙 7 動的機能維持評価の記載方針について

別紙 8 炉心シュラウドの粒界型応力腐食割れ評価について

別紙 9 柏崎刈羽 3 号炉の耐震安全性評価結果との相違点について

別紙 10 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 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に耐震補強工事を実施している。その際に実施した耐震補強の実績を表 1-1 に示す。なお、この他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 ^{*1}
配管類	サポート追設・撤去，サポート取替（容量変更），架構補強，拘束方向変更（36 系統，約 1600 箇所）	○
電路類	ケーブルトレイのサポート改造（約 90 箇所）	×
	電線管のサポート改造（約 20 箇所）	×
機器類	原子炉補機冷却水系熱交換器の基礎部補強材の補強	×
	高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水系熱交換器の基礎部補強材の補強	×
	原子炉建屋クレーンのガード脱線防止ラグ，トロリストッパの構造変更 等	×
	燃料取替機のトロリ等の補強，ガード落下防止部材の追加 等	×
	原子炉圧力容器スタビライザおよび原子炉格納容器スタビライザの補強	×
建物・構築物， 屋外土木構築物	原子炉建屋の屋根トラスの補強	×
	排気筒の鉄塔の補強	×
	非常用ガス処理系配管ダクトの地盤改良	×
	原子炉補機冷却水系配管ダクトの地盤改良	×

*1：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 で評価への影響有とした配管類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 1-1～28 及び表 1-3～30 に示す。

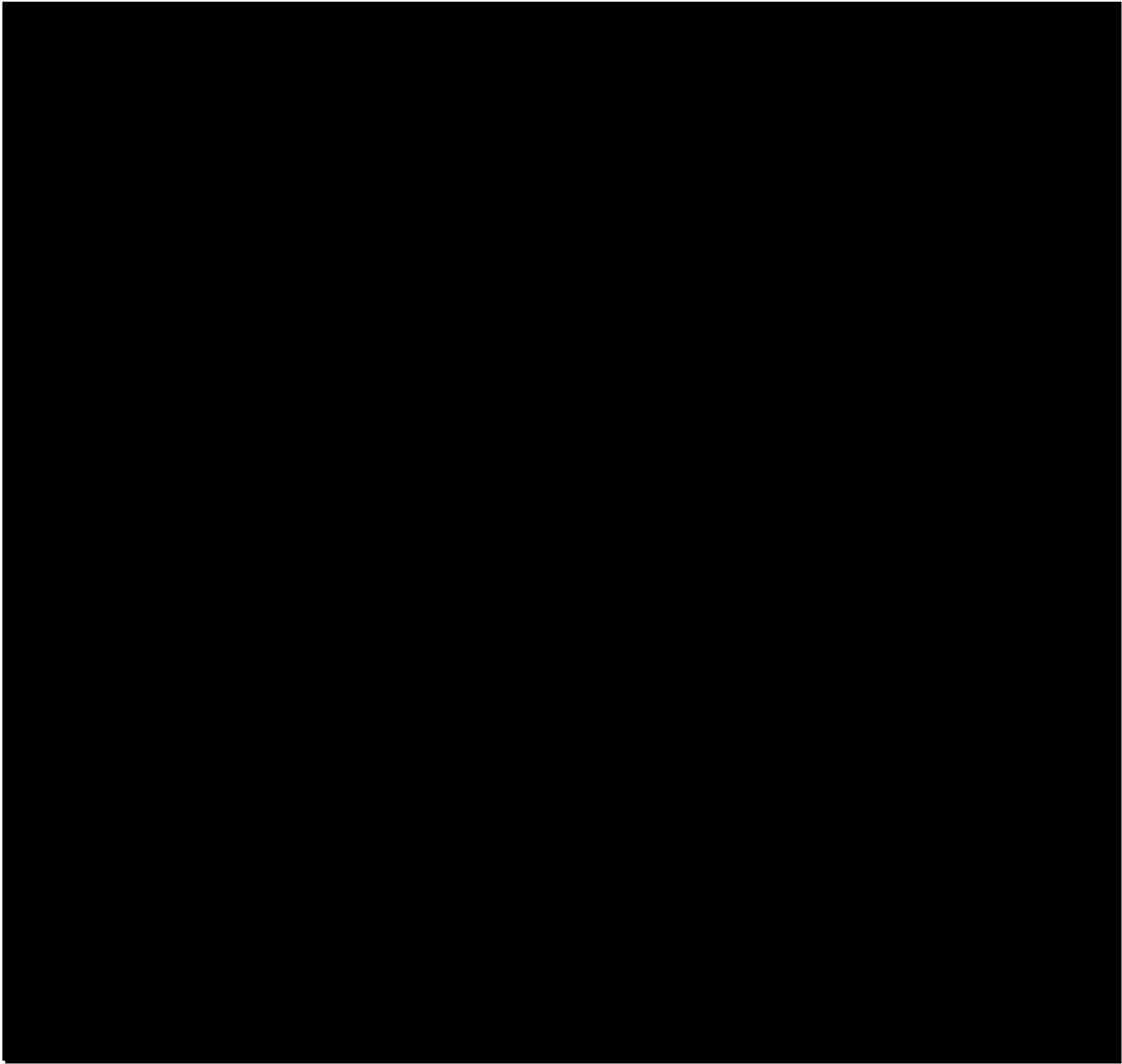
表 1-2 配管類耐震補強の実績箇所数

系統	耐震補強の実績箇所数
原子炉冷却材再循環系	37 ^{*1}
残留熱除去系	14 ^{*2}
原子炉冷却材浄化系	19 ^{*2}
給水系	6 ^{*1}
原子炉補機冷却水系	14 ^{*3}
高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水系	10 ^{*3}
ディーゼル発電設備燃料油系	29 ^{*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サポートのサポート追設等の実施箇所数を示す。

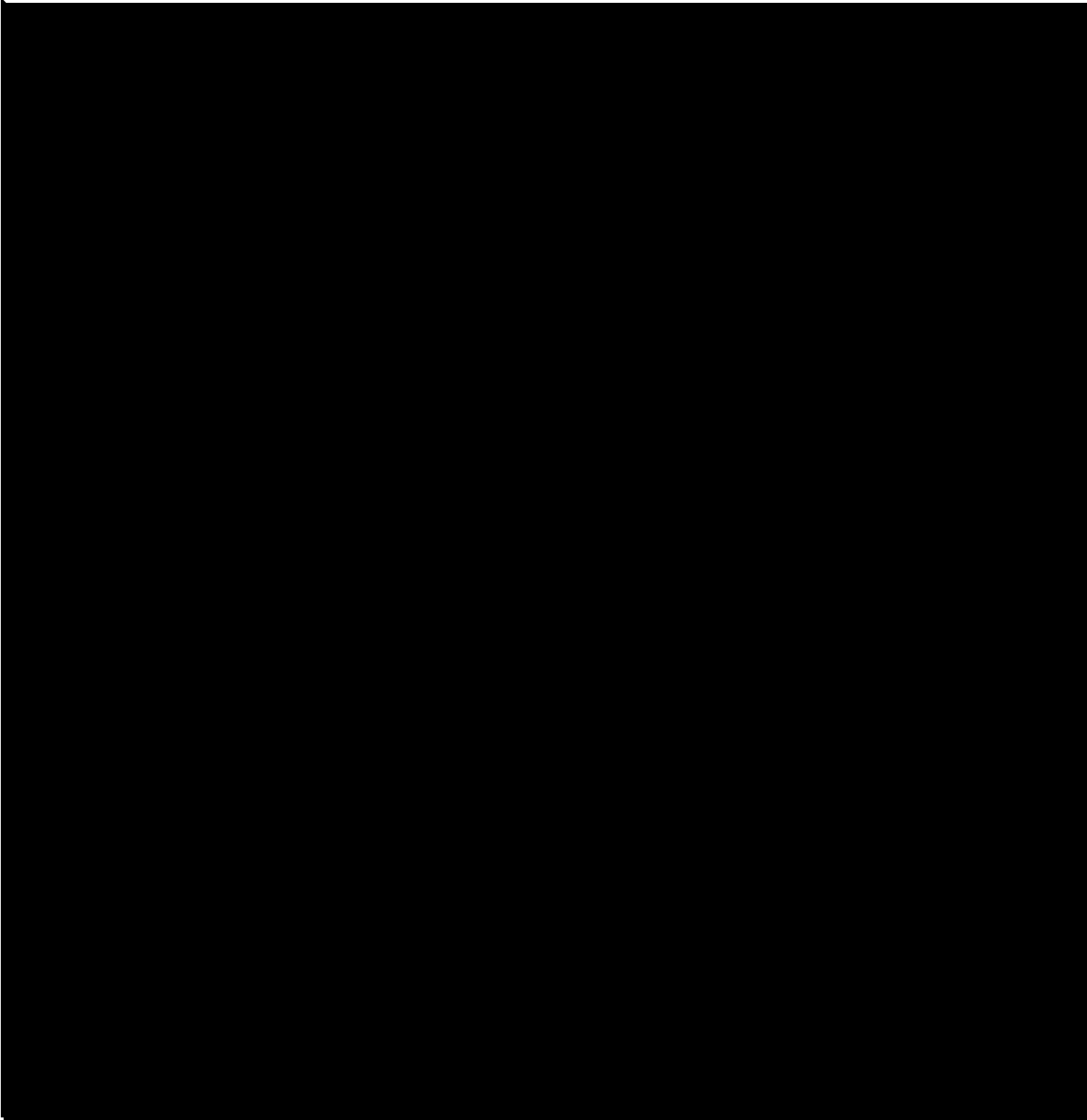


SNM : メカニカルスナッパ
 RO : ロッドレストレイント
 ○ : 耐震補強箇所

図 1-1 耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系】

表 1-3 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-PE10	サポート容量変更 (16.0T → 40.0T)
SNM-PLR-PE12	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)
RO-PLR-PE05	サポート容量変更
SNM-PLR-P002-1	サポート容量変更 (6.0T→10.0T)
SNM-PLR-P002-2	サポート容量変更 (6.0T→10.0T)
SNM-PLR-P004	サポート容量変更 (10.0T → 40.0T)
SNM-PLR-P005	サポート容量変更 (10.0T → 16.0T)
SNM-PLR-PE01	サポート容量変更 (10.0T → 40.0T)
SNM-PLR-PE02	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)
SNM-PLR-PE03	サポート容量変更 (5.0T → 40.0T)
SNM-PLR-PE04	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)



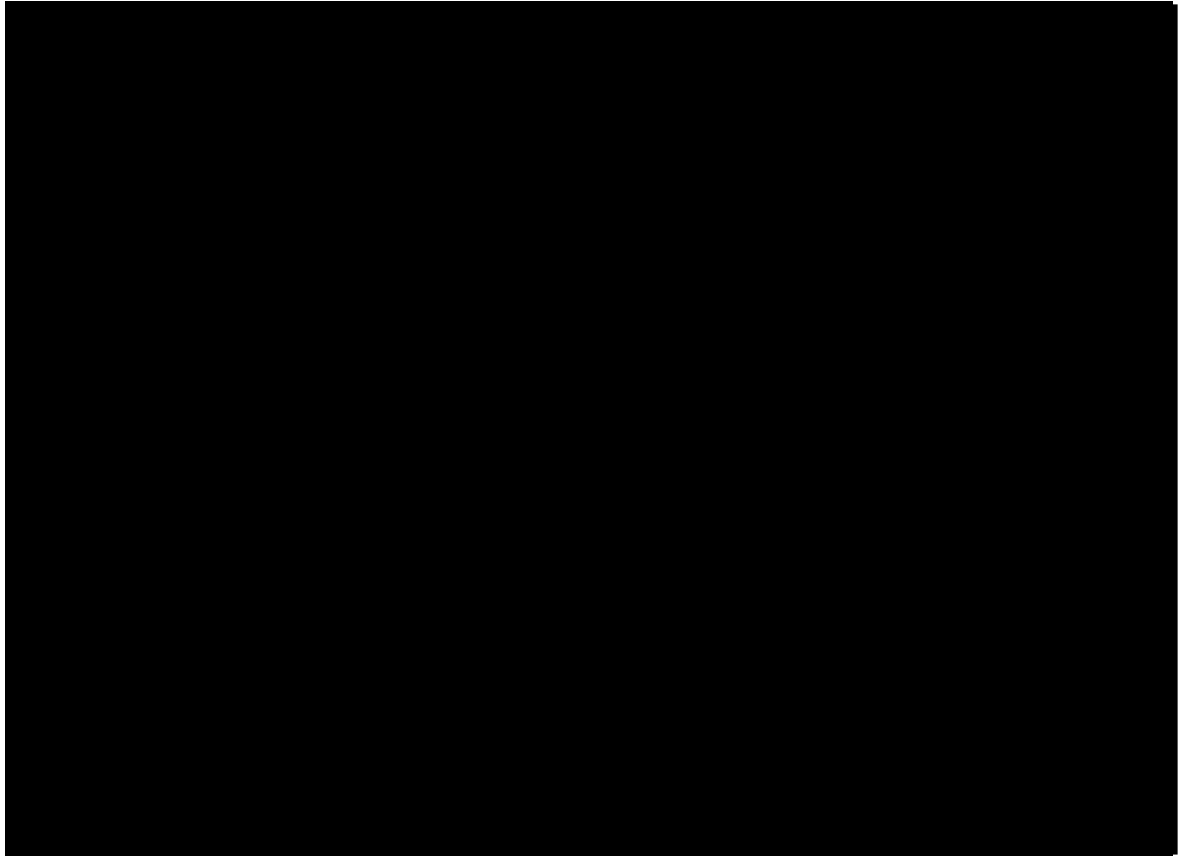
SNM：メカニカルスナッパ

○：耐震補強箇所

図 1-2 耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系】

表 1-4 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-P008-1	サポート容量変更 (6.0T → 10T)
SNM-PLR-P008-2	サポート容量変更 (6.0T → 10T)
SNM-PLR-P014	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-PLR-P011	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-PLR-P007-1	サポート容量変更 (6.0T → 16.0T)
SNM-PLR-P007-2	サポート容量変更 (10.0T → 16.0T)

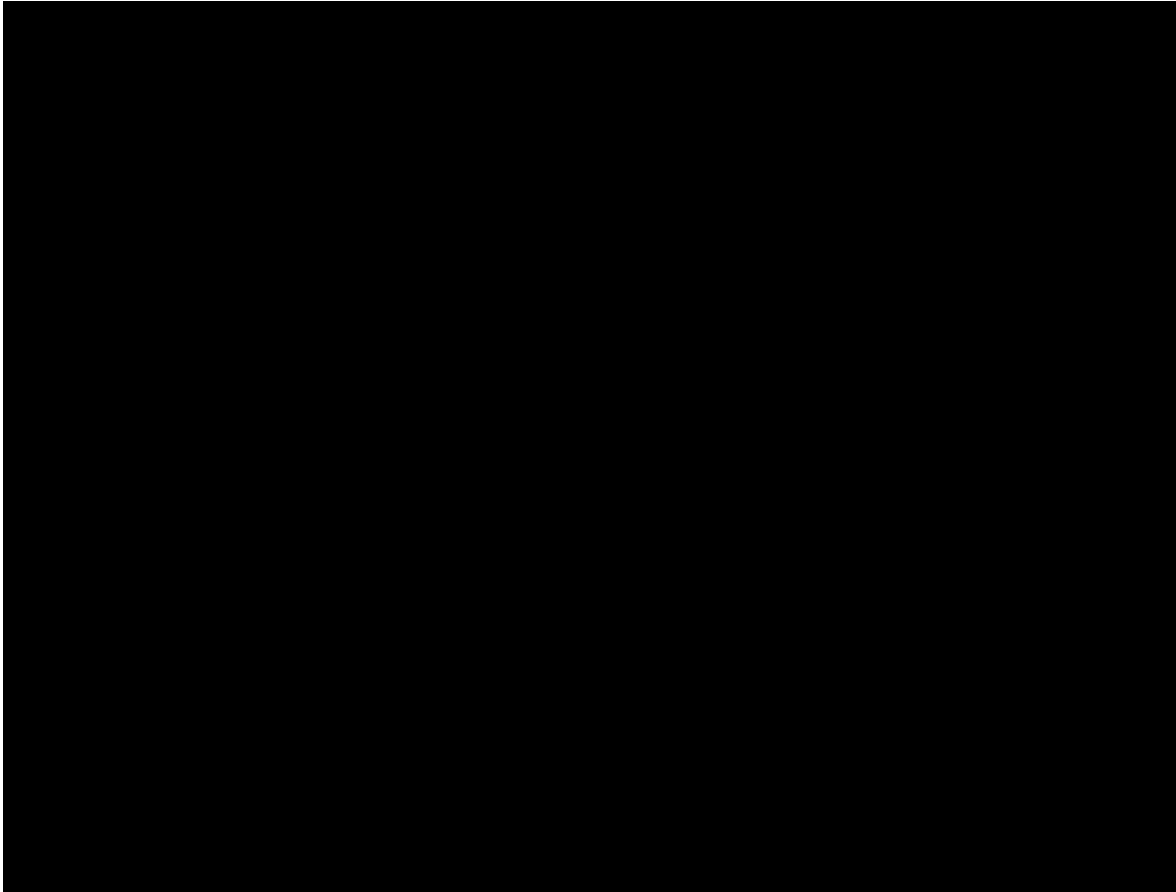


SNM：メカニカルスナップ RE：レストレント AN：アンカ
○：耐震補強箇所

図 1-3 耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 1-5 耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNM-RHR-P011-1	サポート容量変更 (3.0T → 10.0T)
SNM-RHR-P011-2	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
RE-RHR-P014	強化サポート
RE-RHR-P013	強化サポート
AN-RHR-RE501	強化サポート

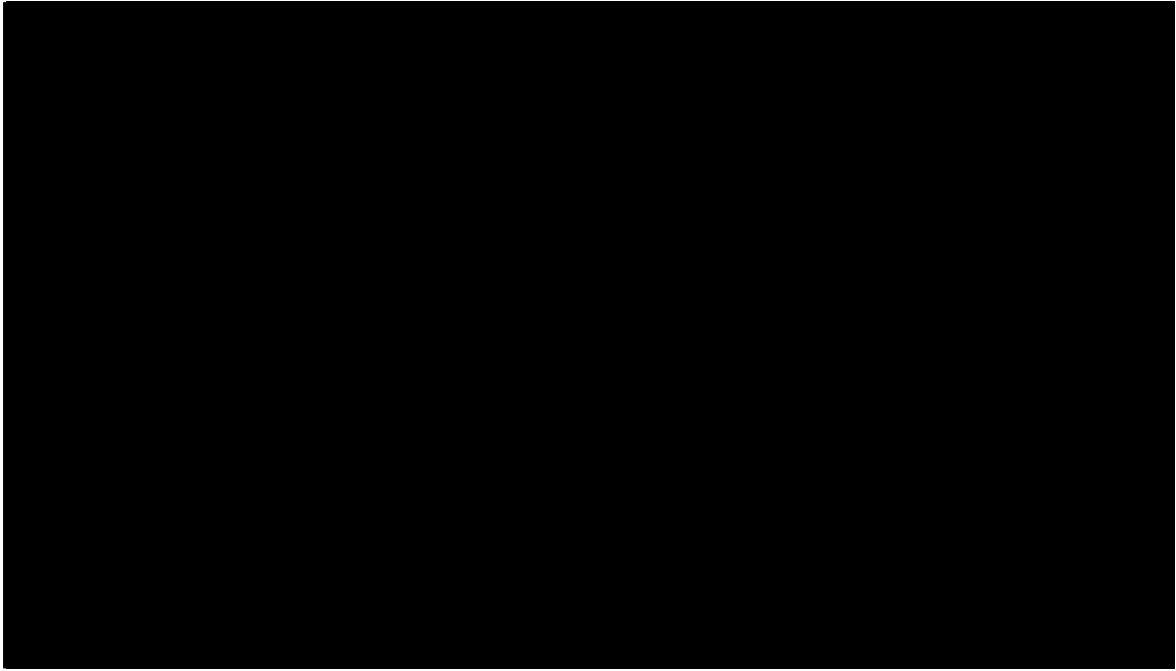


SNM：メカニカルスナップ RE：レストレント
○：耐震補強箇所

図 1-4 耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 1-6 耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNM-RHR-P015-1	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-RHR-P015-2	サポート容量変更 (3.0T → 10.0T)
RE-RHR-P019	強化サポート
RE-RHR-P018	強化サポート
SNM-RHR-P017	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)



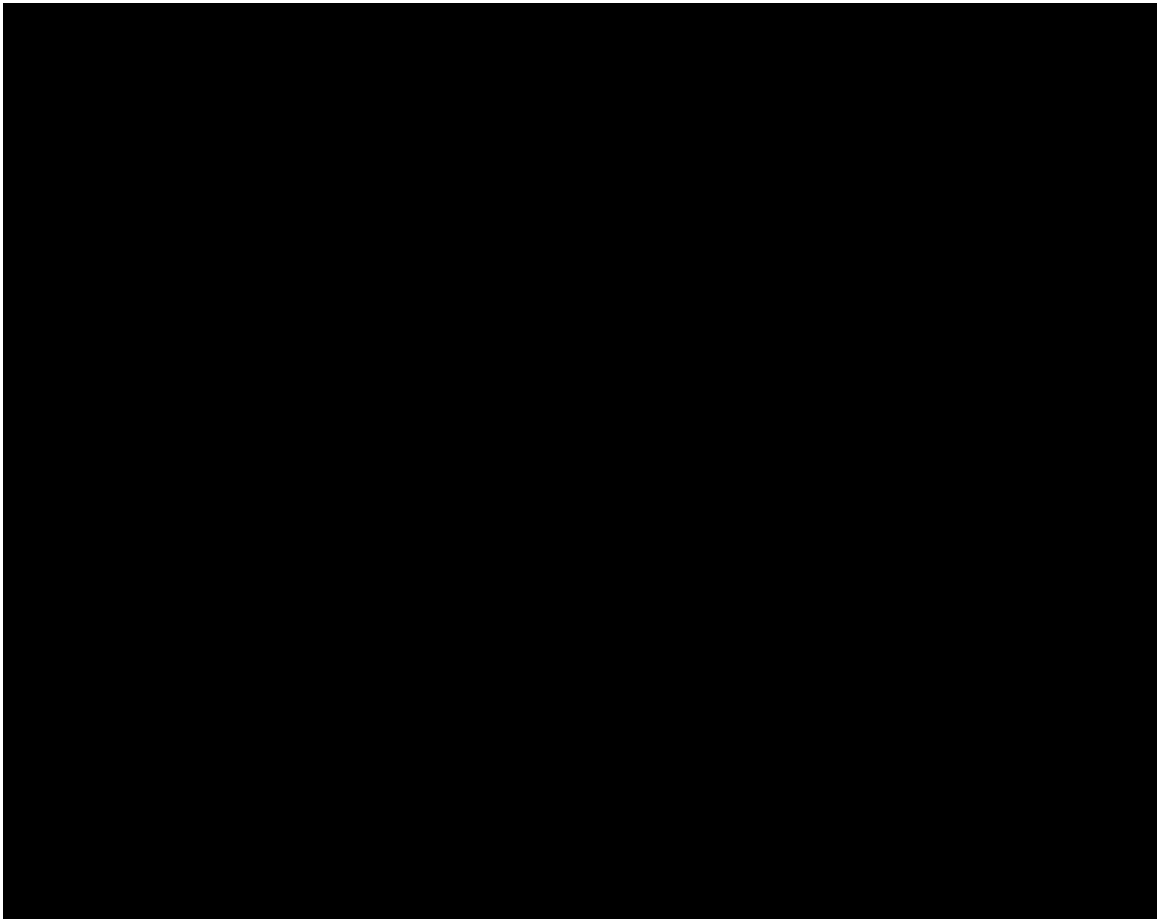
SNM：メカニカルスナッパ AN：アンカ

○：耐震補強箇所

図 1-5 耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 1-7 耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNM-RHR-P021-2	サポート容量変更 (6.0T → 10.0T)
AN-RHR-RE503	強化サポート



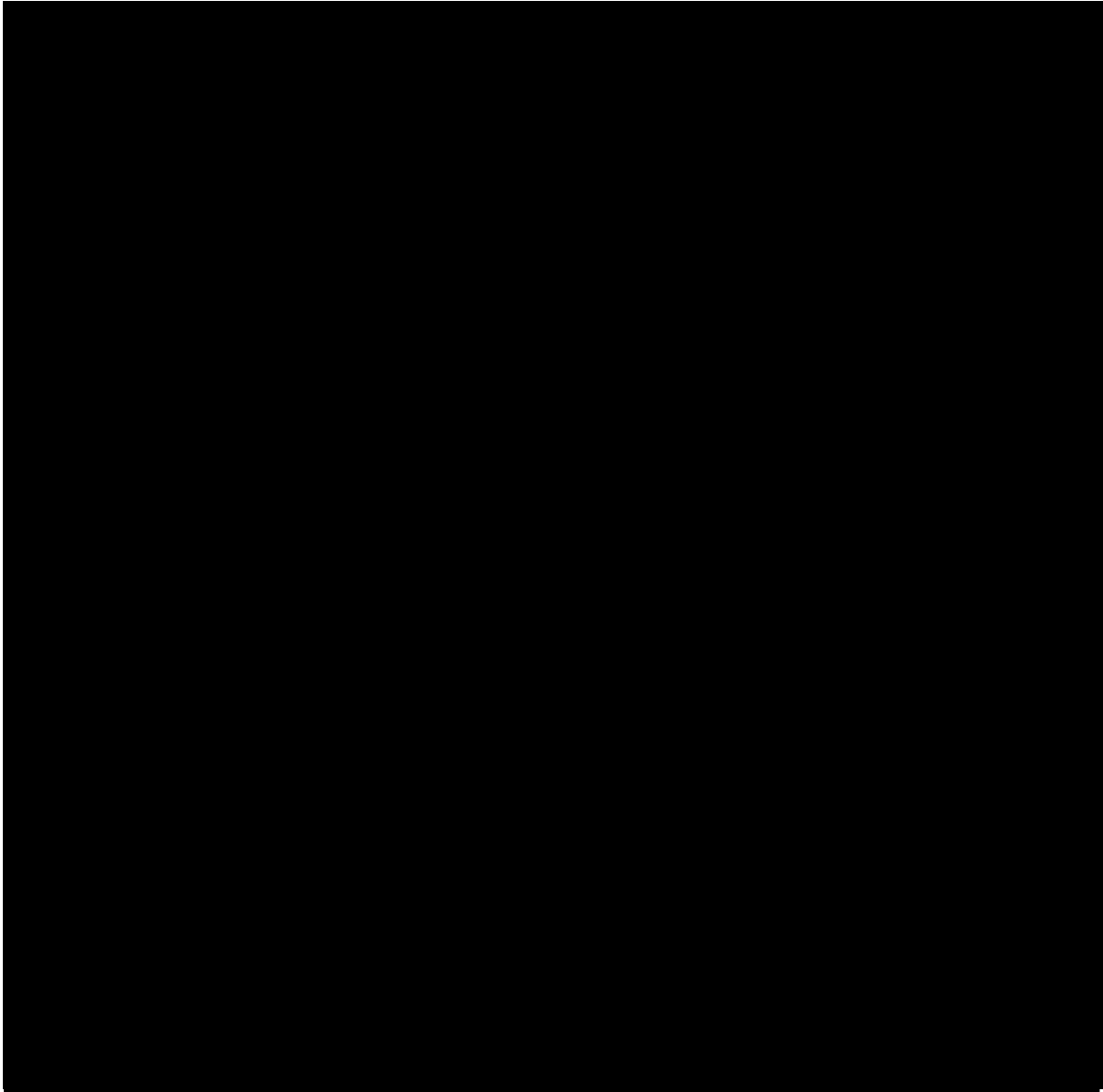
SNM：メカニカルスナッパ

○：耐震補強箇所

図 1-6 耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系】

表 1-8 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-P015-1 T	サポート追設 (16.0T)
SNM-PLR-P015-2 T	サポート追設 (16.0T)
SNM-PLR-P018	サポート容量変更 (10.0T → 40.0T)
SNM-PLR-PE13	サポート容量変更 (10.0T → 40.0T)
SNM-PLR-PE15	サポート容量変更 (6.0T → 40.0T)
SNM-PLR-P016-3 T	サポート追設 (16.0T)
SNM-PLR-P016-4 T	サポート追設 (16.0T)
SNM-PLR-PE14	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)
SNM-PLR-PE16	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)
SNM-PLR-PE22	サポート容量変更 (16.0T → 60.0T)
SNM-PLR-PE23	サポート容量変更 (10.0T → 16.0T)
SNM-PLR-PE24	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)



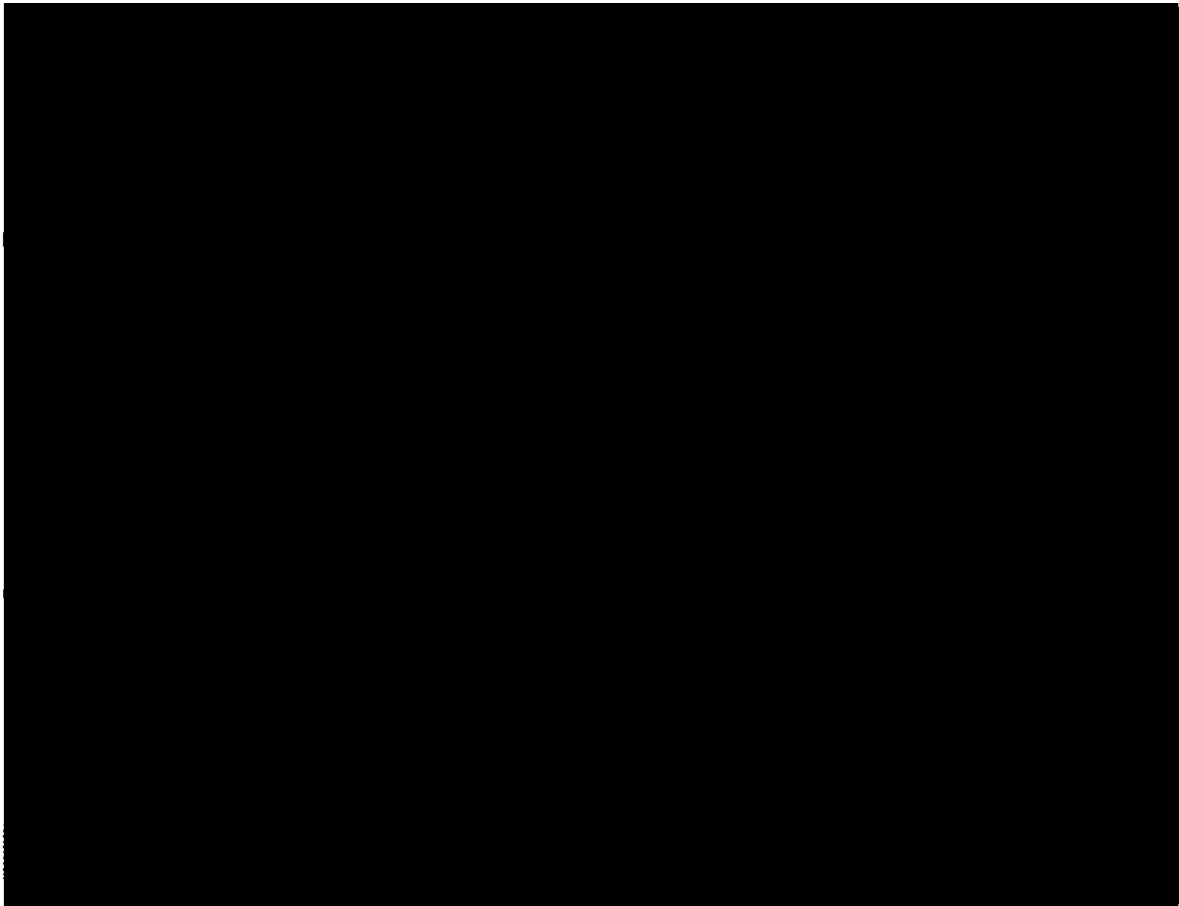
SNM：メカニカルスナッパ

○：耐震補強箇所

図 1-7 耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系】

表 1-9 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-P022-1	サポート容量変更 (6T → 10.0T)
SNM-PLR-P022-2	サポート容量変更 (6T → 16.0T)
SNM-PLR-P028	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-PLR-P025	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-PLR-P021-1	サポート容量変更 (10.0T → 9.8T)
SNM-PLR-P021-2	サポート容量変更 (10.0T → 25.0T)



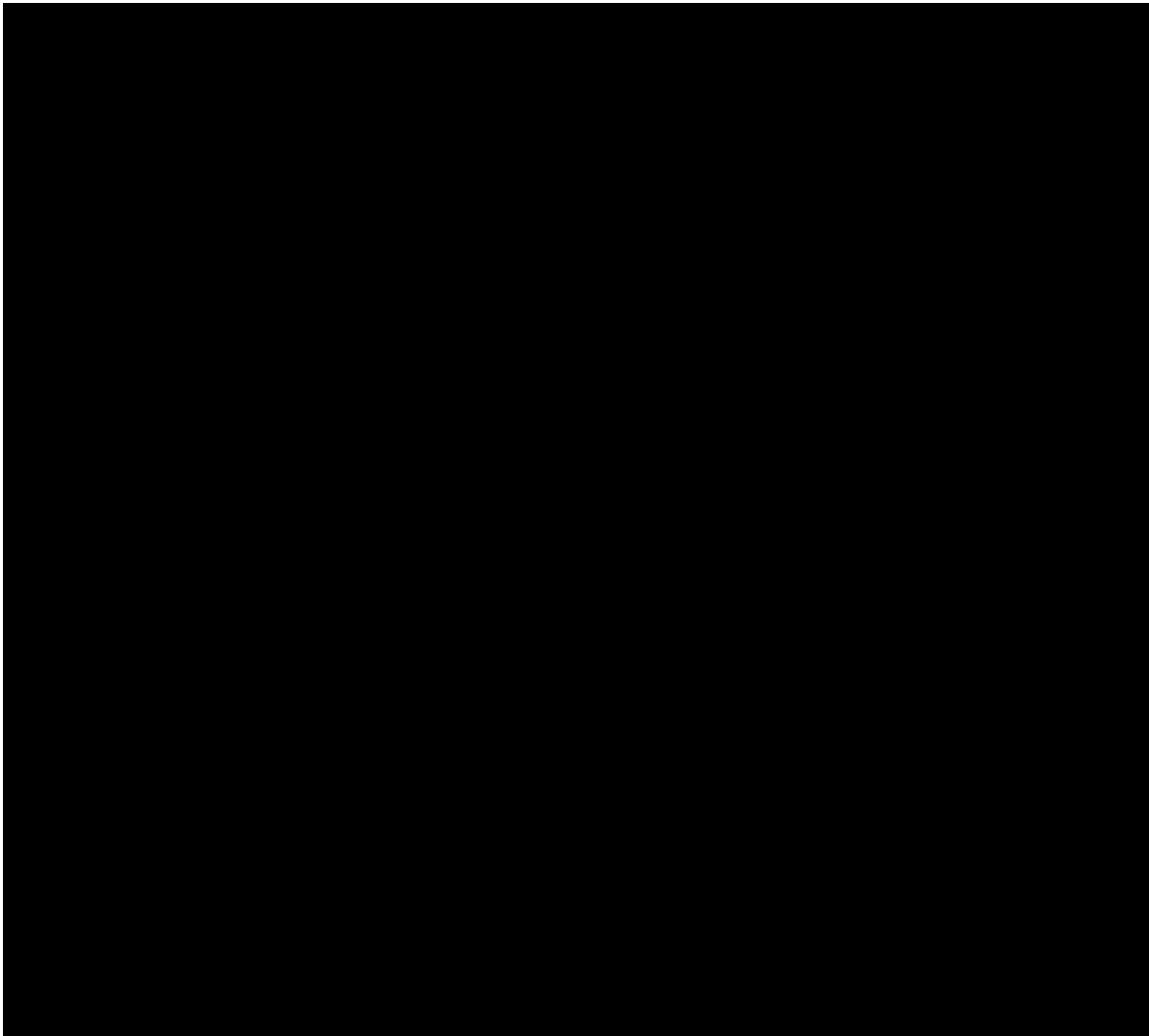
S NM：メカニカルスナッパ AN：アンカ

○：耐震補強箇所

図 1-8 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】

表 1-10 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】

サポート番号	補強内容
SNM-PLR-P017T	サポート追設 (16.0T)
SNM-CUW-P002-1	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-CUW-P002-2	サポート撤去
SNM-CUW-P001-1	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-CUW-P001-1T	サポート追設 (3.0T)
SNM-CUW-P019-1T	サポート追設 (3.0T)
SNM-CUW-P019-2T	サポート追設 (6.0T)
SNM-CUW-P020-1T	サポート追設 (6.0T)
SNM-CUW-P020-2T	サポート追設 (3.0T)
SNM-CUW-P601-4T	サポート追設 (1.0T)
SNM-CUW-P021T	サポート追設 (6.0T)
SNM-CUW-P019-3T	サポート追設 (3.0T)
AN-CUW-RE501	強化サポート



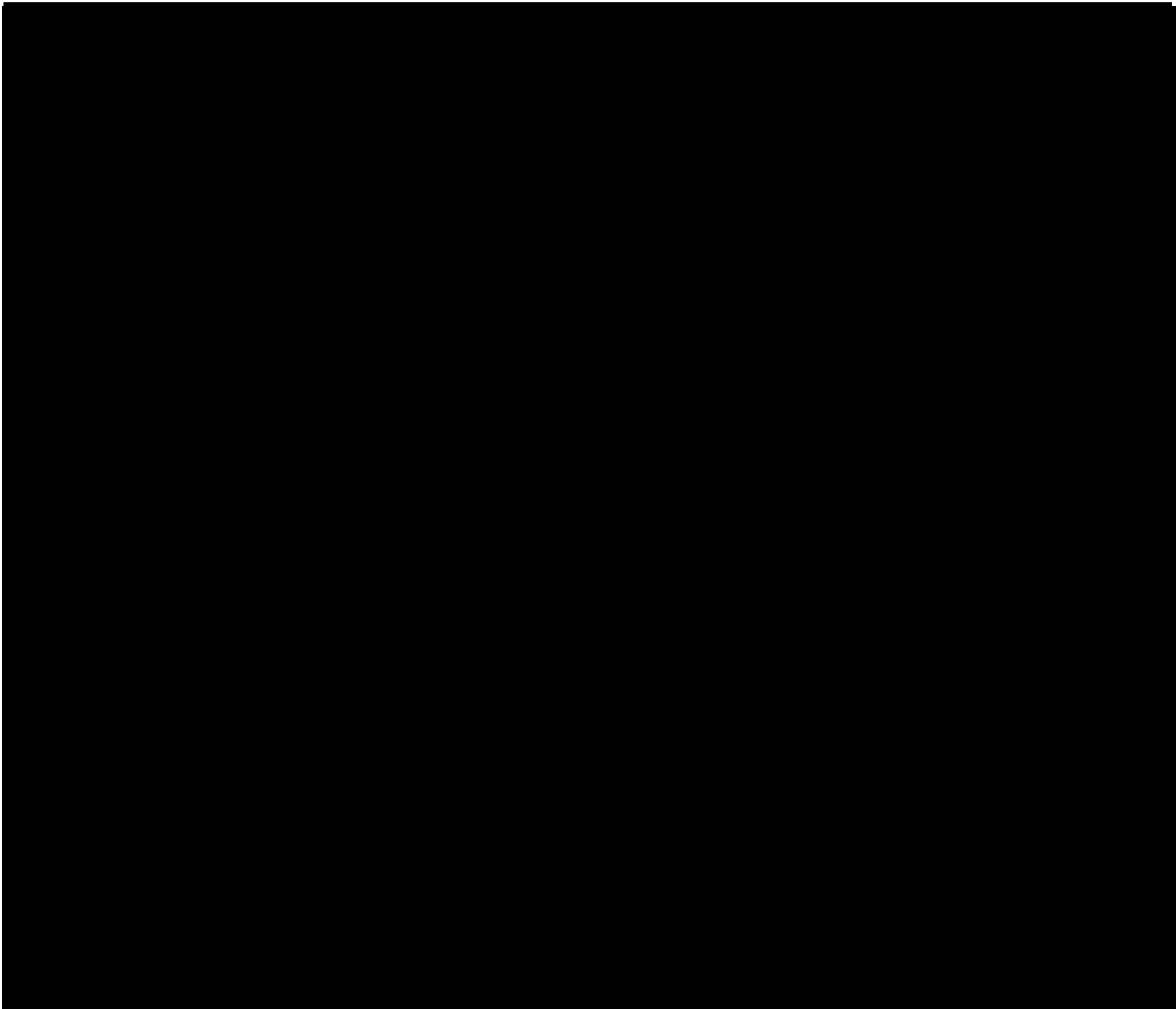
SNM：メカニカルスナップ RE：レストレント

○：耐震補強箇所

図 1-9 耐震補強実施箇所【原子炉冷却材浄化系】

表 1-11 耐震補強内容【原子炉冷却材浄化系】

サポート番号	補強内容
SNM-CUW-P603-1	サポート容量変更 (0.3T → 3.0T)
SNM-CUW-P603-2	サポート容量変更 (0.3T → 6.0T)
SNM-CUW-P603T	サポート追設 (1.0T)
SNM-CUW-P602T	サポート追設 (1.0T)
SNM-CUW-P602-1T	サポート追設 (0.3T)
RE-CUW-P606	強化サポート



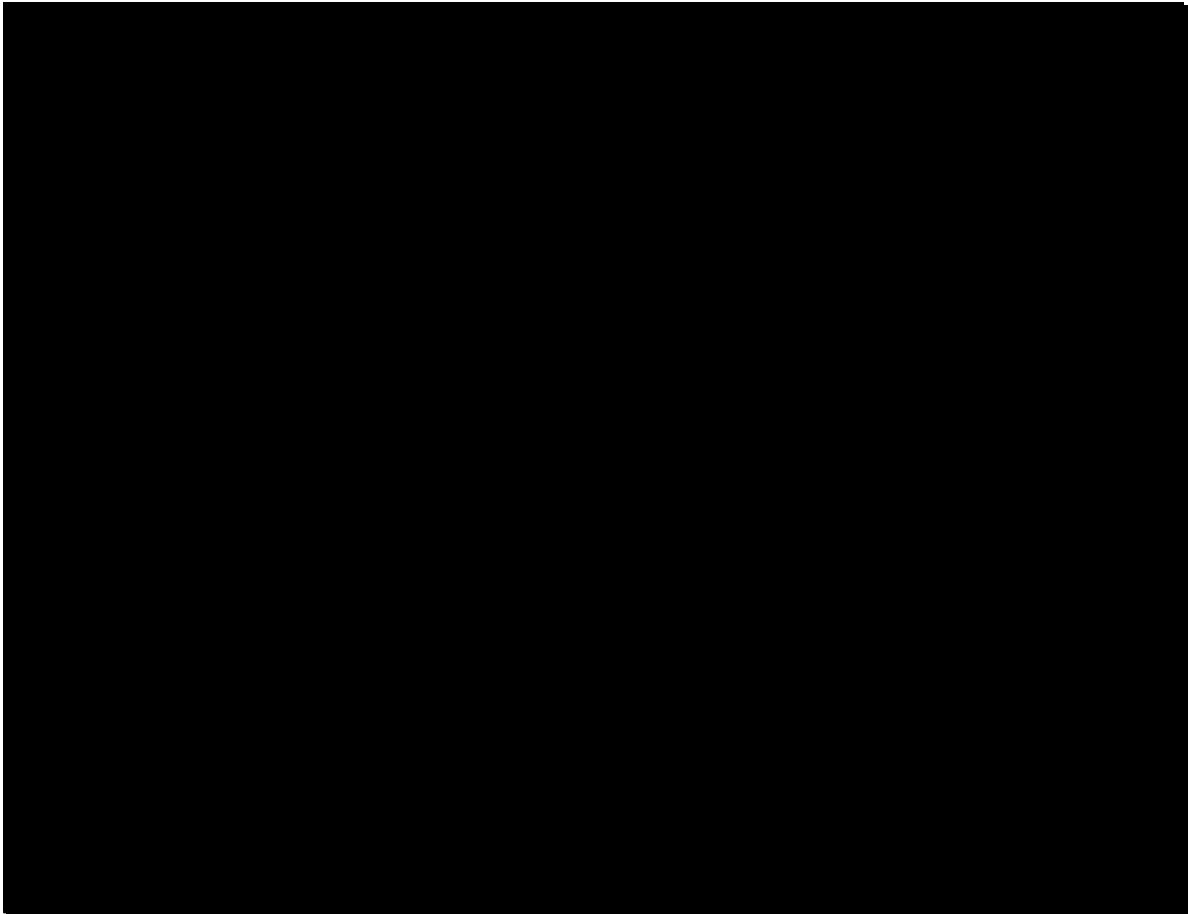
RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-10 耐震補強実施箇所【原子炉冷却材浄化系】

表 1-12 耐震補強内容【原子炉冷却材浄化系】

サポート番号	補強内容
RE-CUW-R001T	サポート追設

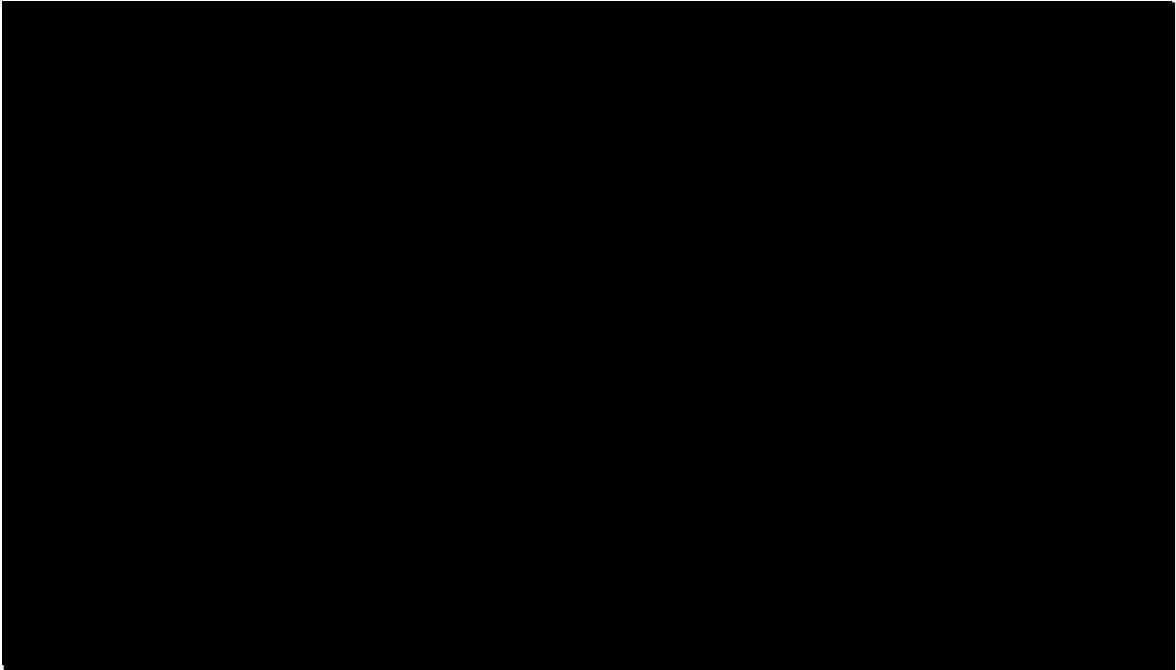


SNM：メカニカルスナップ RE：レストレント AN：アンカ
 ○：耐震補強箇所

図 1-11 耐震補強実施箇所【原子炉冷却材再循環系、残留熱除去系】

表 1-13 耐震補強内容【原子炉冷却材再循環系、残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
SNM-PLR-P029-2	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
RE-RHR-P022	強化サポート
AN-RHR-RE505	強化サポート



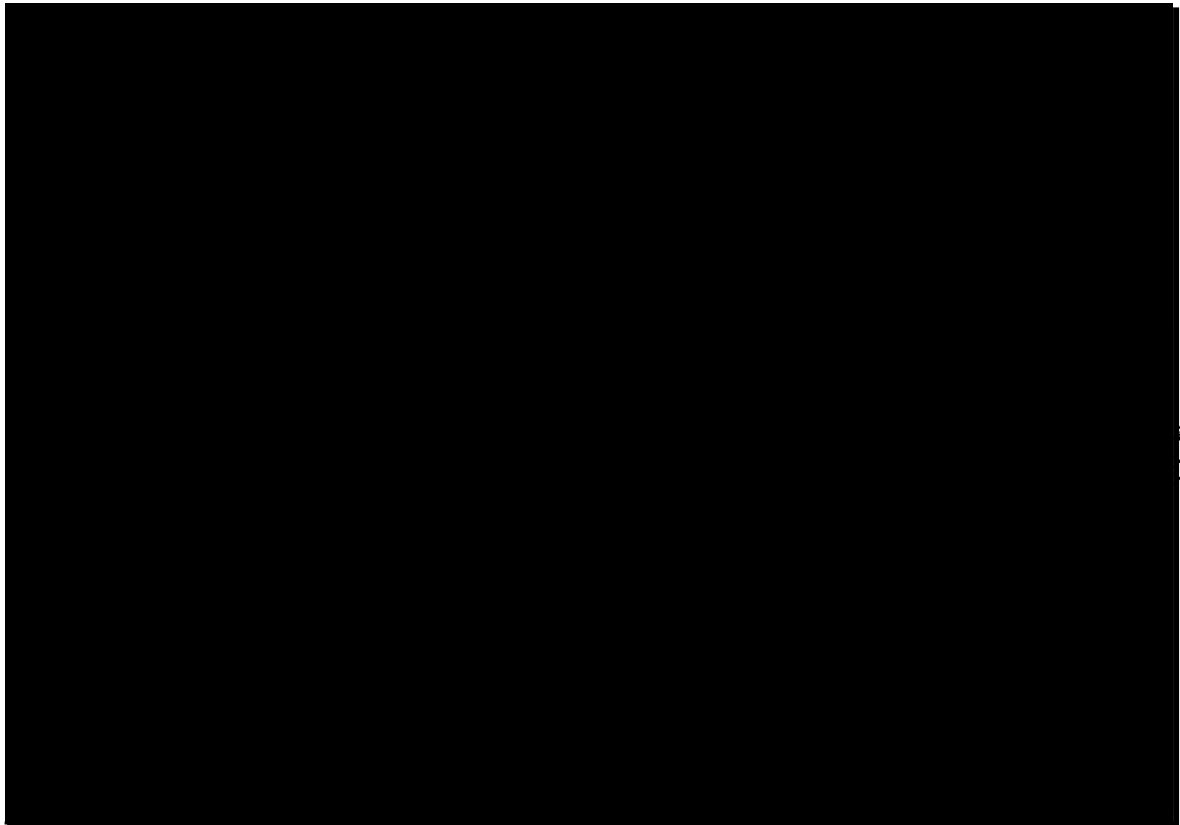
SNM：メカニカルスナッパ AN：アンカ

○：耐震補強箇所

図 1-12 耐震補強実施箇所【給水系】

表 1-14 耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
SNM-FDW-P016-2	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-FDW-P012-3T	サポート追設 (10.0T)
AN-FDW-R502	強化サポート



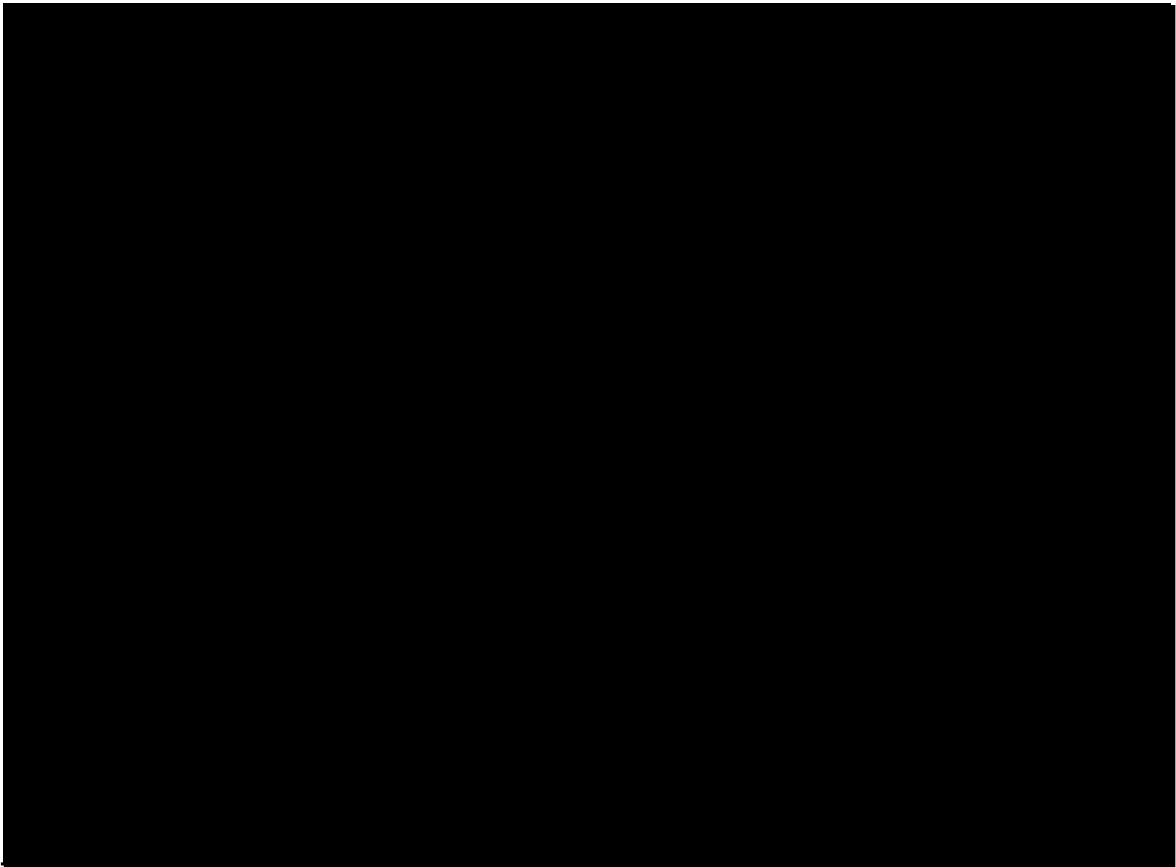
SNM：メカニカルスナッパ AN：アンカ

○：耐震補強箇所

図 1-13 耐震補強実施箇所【給水系】

表 1-15 耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
SNM-FDW-P006-1	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
SNM-FDW-P001-3T	サポート追設 (10.0T)
AN-FDW-R501	強化サポート



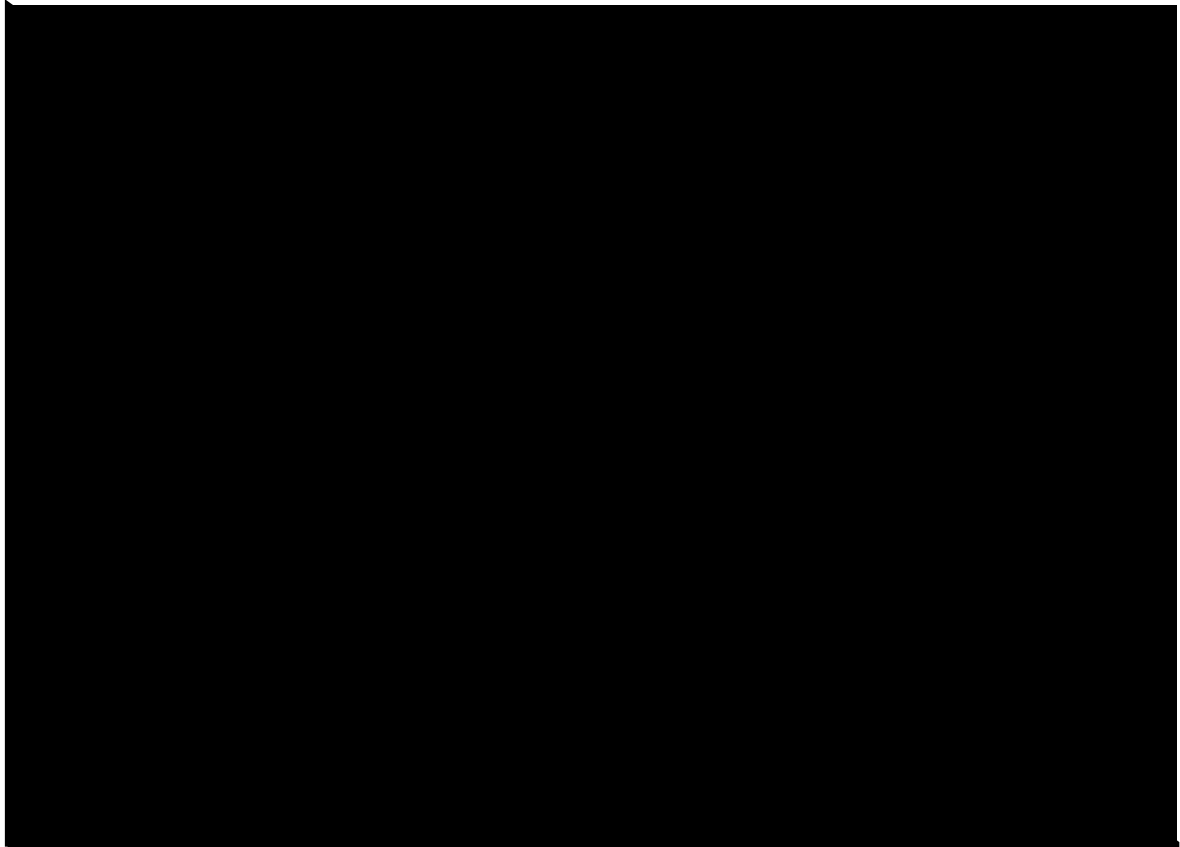
RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-14 耐震補強実施箇所【原子炉補機冷却水系】

表 1-16 耐震補強内容【原子炉補機冷却水系】

サポート番号	補強内容
RE-RCW-Y002	強化サポート
RE-RCW-Y001	強化サポート



RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-15 耐震補強実施箇所【原子炉補機冷却水系】

表 1-17 耐震補強内容【原子炉補機冷却水系】

サポート番号	補強内容
RE-RCW-Y005	強化サポート
RE-RCW-Y006	強化サポート

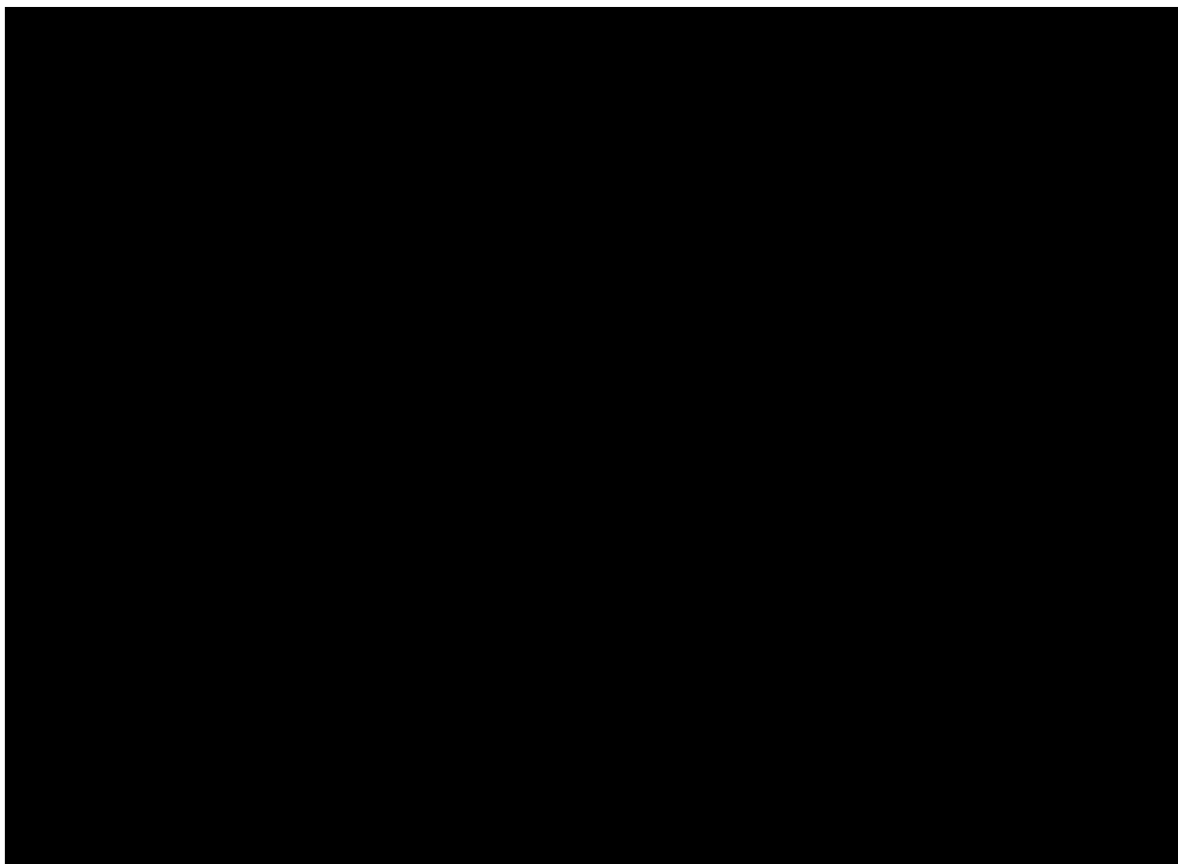


SNM：メカニカルスナップ RE：レストレント
○：耐震補強箇所

図 1-16 耐震補強実施箇所【原子炉補機冷却水系】

表 1-18 耐震補強内容【原子炉補機冷却水系】

サポート番号	補強内容
RE-RCW-Y016T	サポート追設
RE-RCW-Y018T	サポート追設
SNM-RCW-Y016-1T	サポート追設 (25.0T)
RE-RCW-Y015	強化サポート
SNM-RCW-Y016-2T	サポート追設 (25.0T)



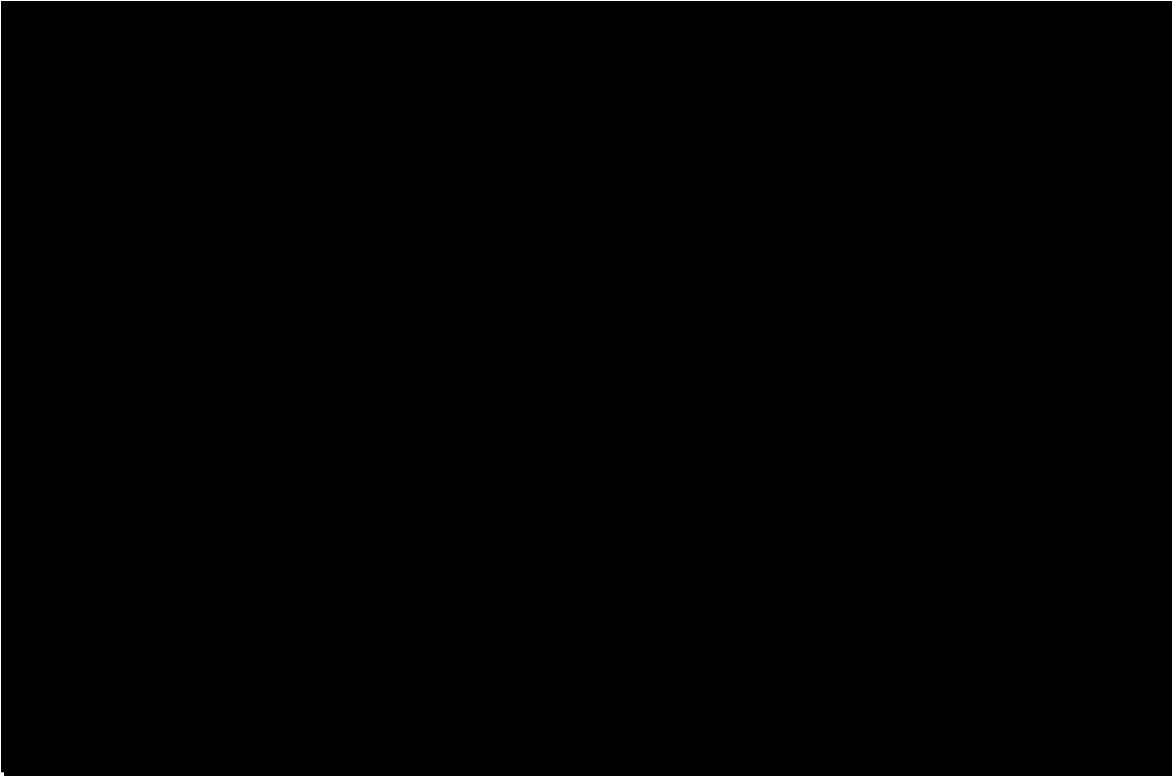
S N M : メカニカルスナップ R E : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-17 耐震補強実施箇所【原子炉補機冷却水系】

表 1-19 耐震補強内容【原子炉補機冷却水系】

サポート番号	補強内容
RE-RCW-Y009T	サポート追設
RE-RCW-Y007T	サポート追設
SNM-RCW-Y009-1T	サポート追設 (25.0 t)
RE-RCW-Y010	強化サポート
SNM-RCW-Y009-2T	サポート追設 (25.0T)

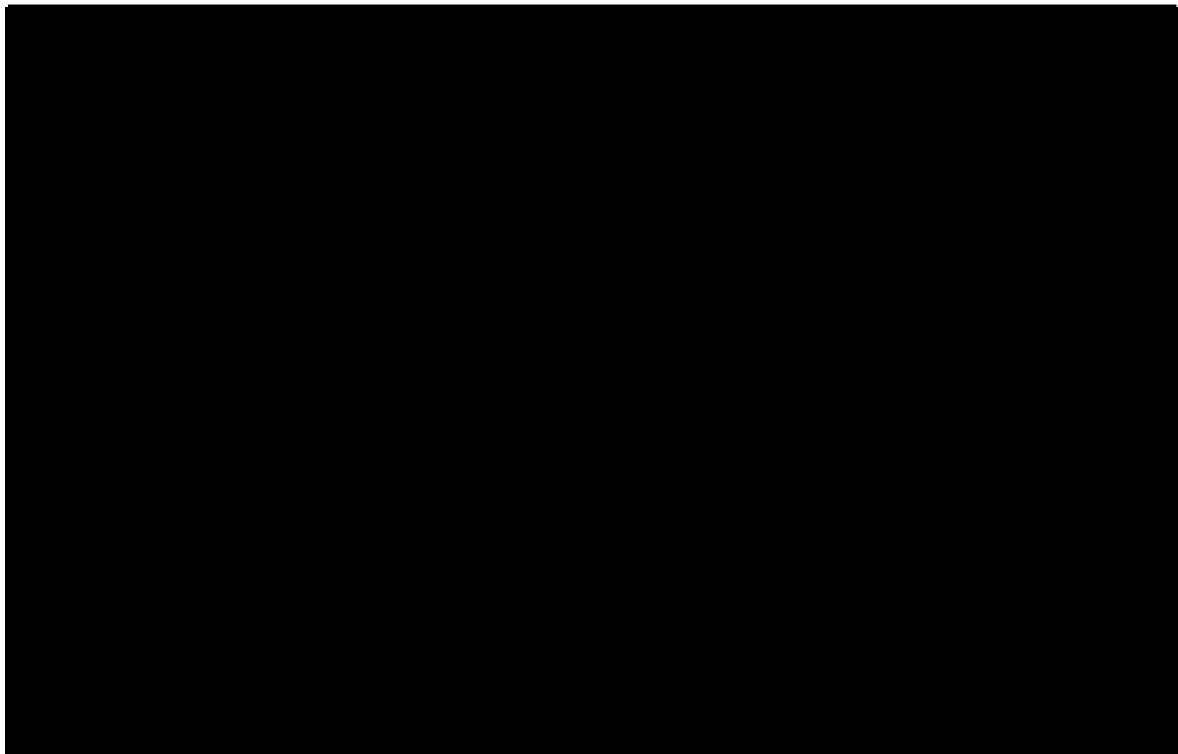


S N M : メカニカルスナップ RE : レストレント
○ : 耐震補強箇所

図 1-18 耐震補強実施箇所【高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系】

表 1-20 耐震補強内容【高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系】

サポート番号	補強内容
RE-HPCW-Y001	強化サポート
RE-HPCW-Y005	強化サポート
RE-HPCW-Y006	強化サポート
RE-HPCW-Y010	強化サポート
SNM-HPCW-Y011T	サポート追設 (16.0T)



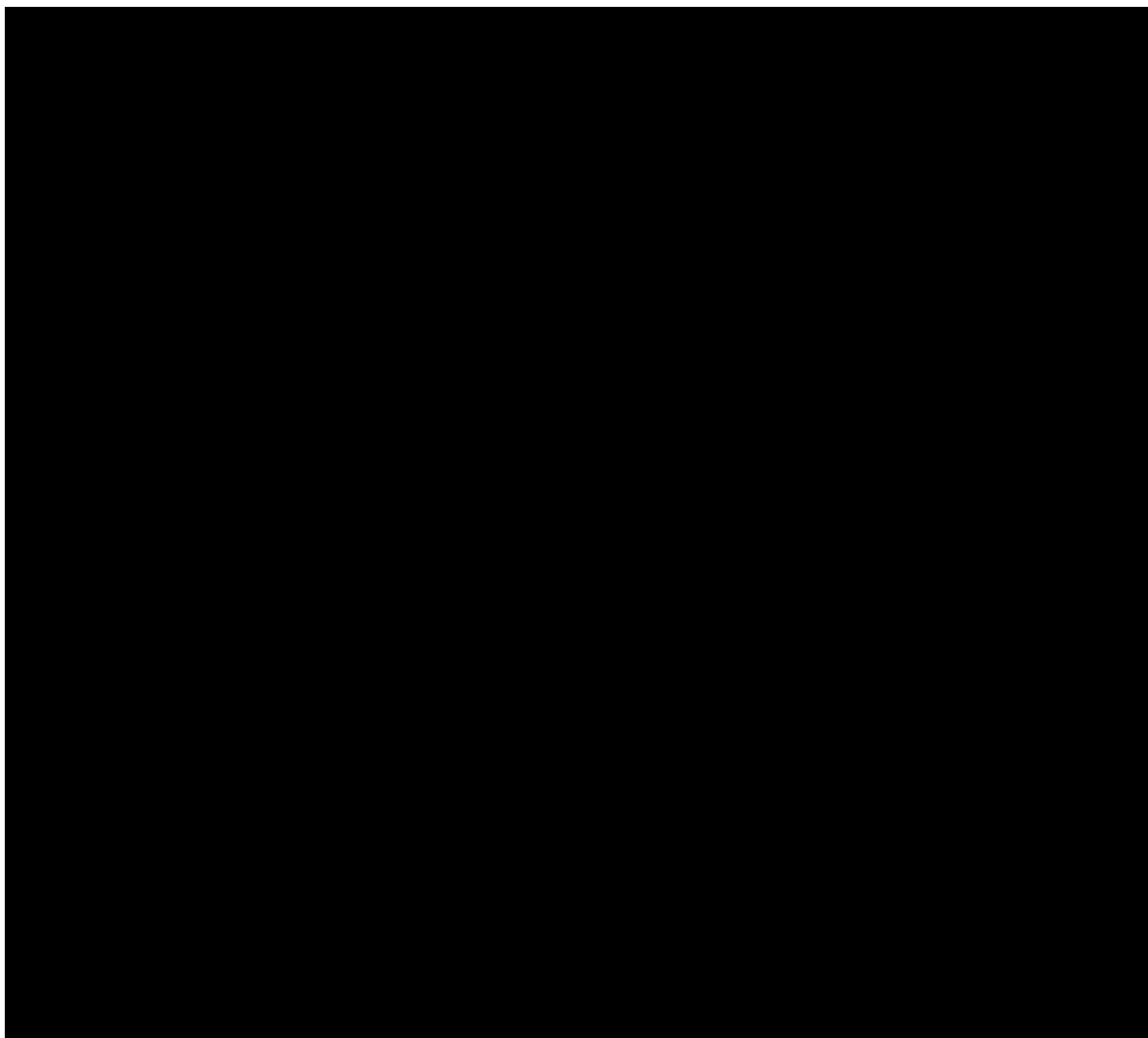
SNM：メカニカルスナップ RE：レストレント

○：耐震補強箇所

図 1-19 耐震補強実施箇所【高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系】

表 1-21 耐震補強内容【高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系】

サポート番号	補強内容
RE-HPCW-Y022	強化サポート
RE-HPCW-Y017	強化サポート
RE-HPCW-Y018	強化サポート
RE-HPCW-Y013	強化サポート
SNM-HPCW-Y012T	サポート追設 (16.0T)



RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-20 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-22 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-1111	既設サポート強化
RE-DGFO-1113	既設サポート強化



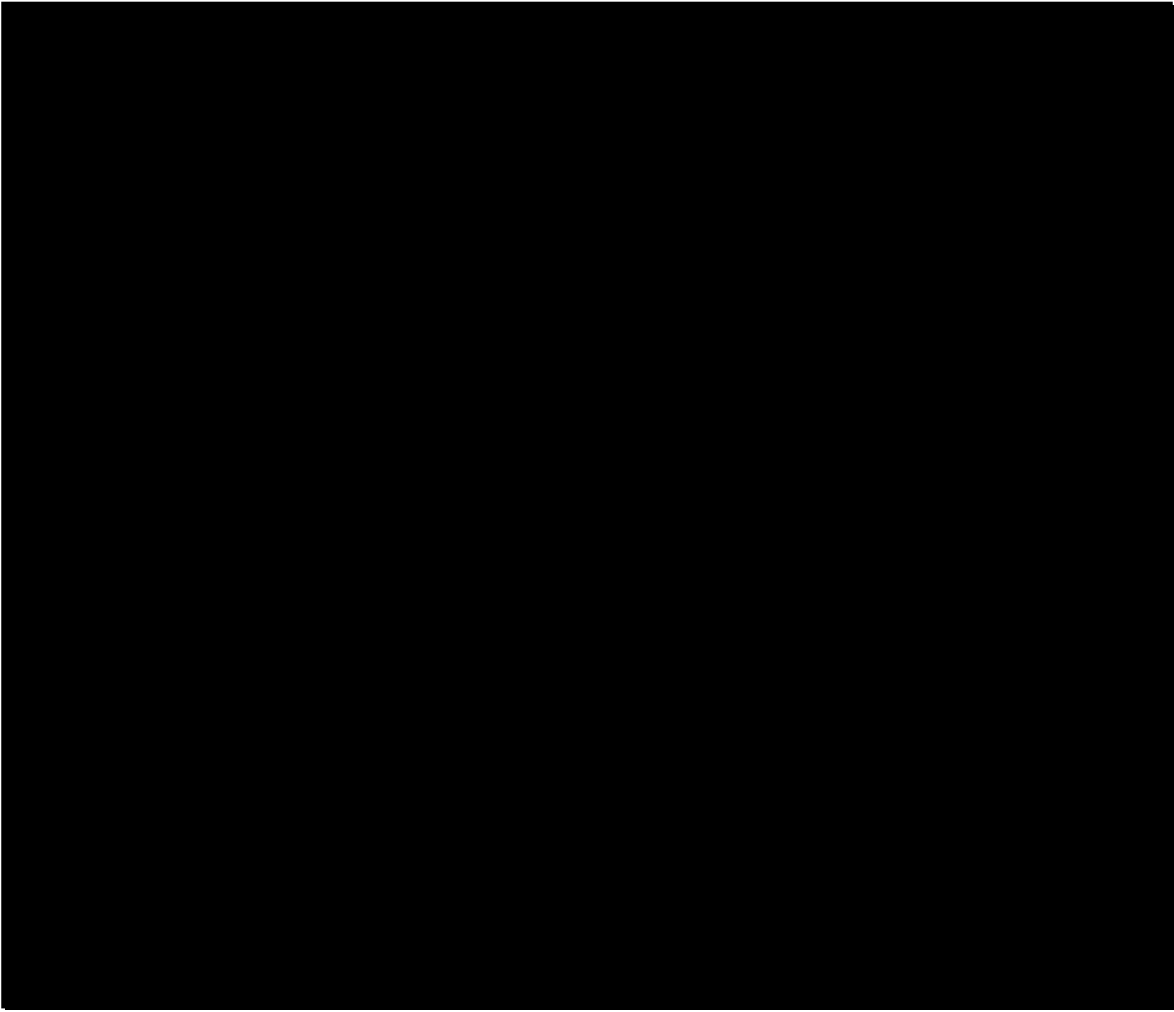
RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-21 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-23 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-1121	既設サポート強化
RE-DGFO-1122	既設サポート強化



RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-22 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-24 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-Y603	既設サポート強化



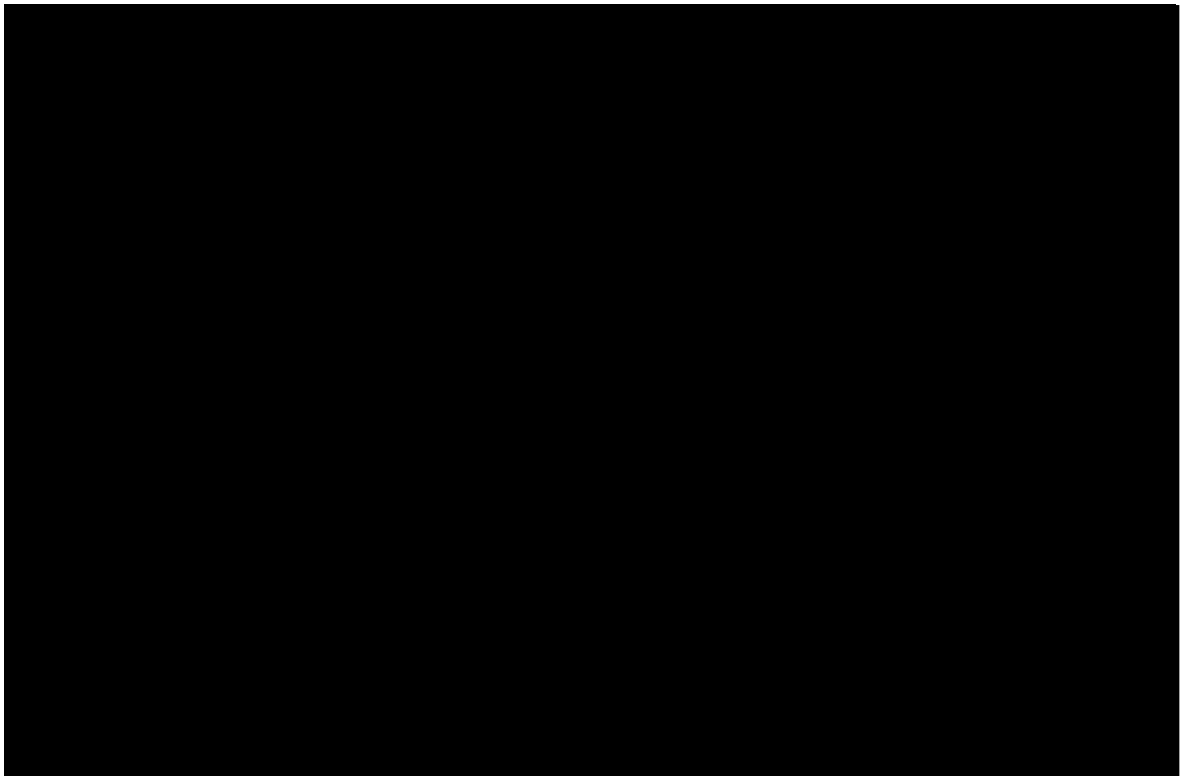
RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-23 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-25 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-Y613	既設サポート強化
RE-DGFO-Y616	既設サポート強化



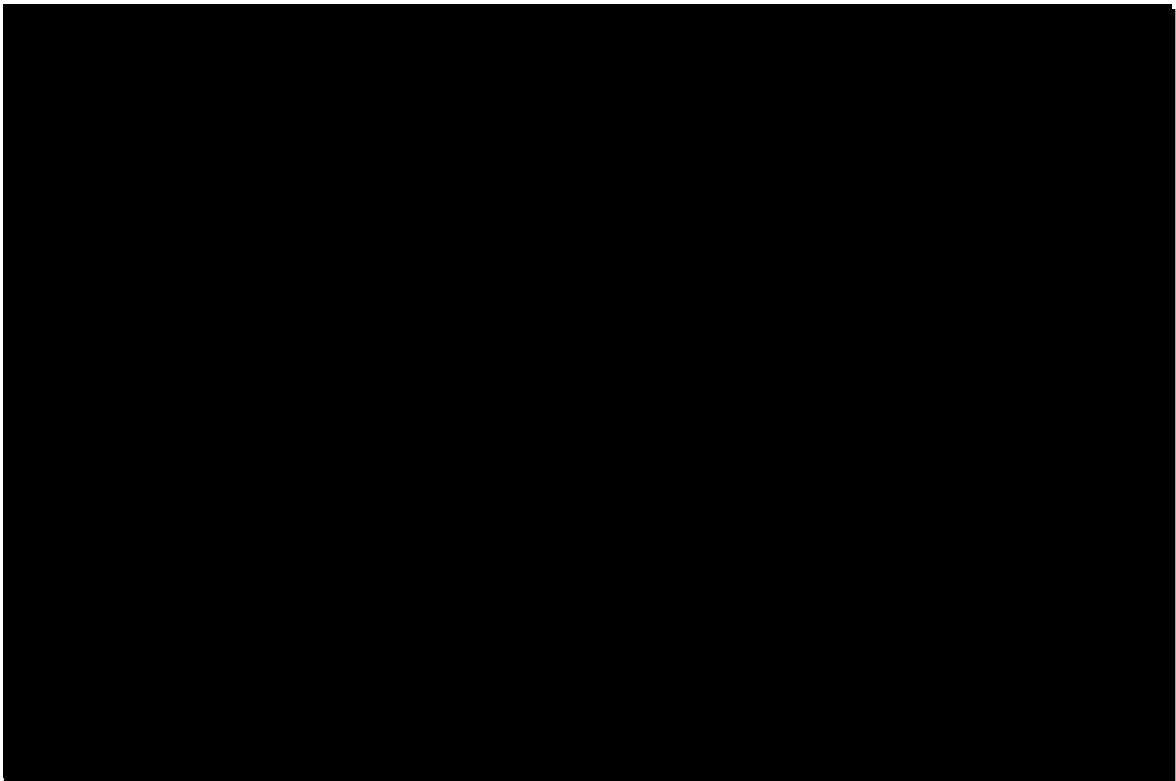
RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-24 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-26 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-Y620	既設サポート強化
RE-DGFO-Y624	既設サポート強化
RE-DGFO-Y625	既設サポート強化



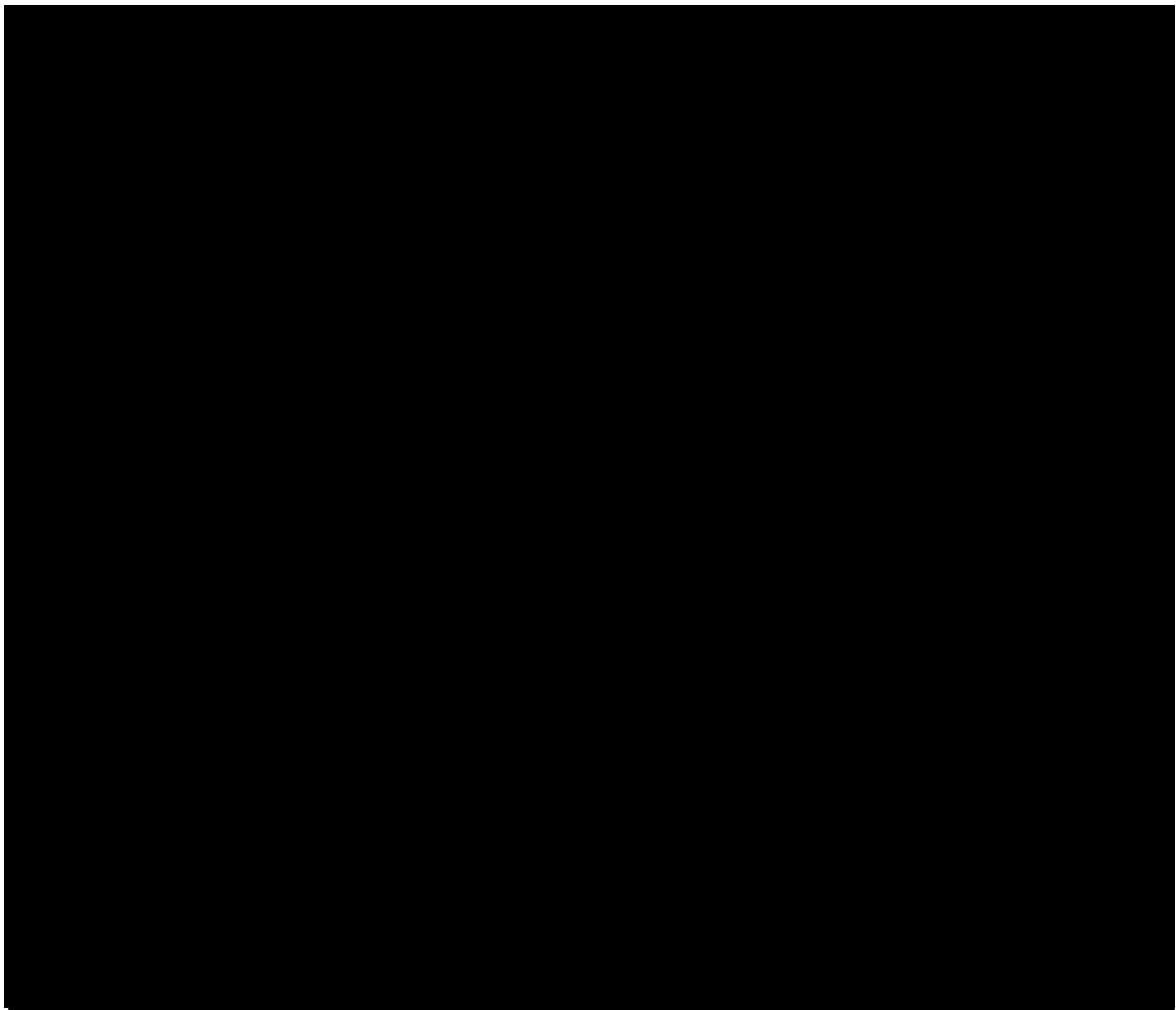
RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-25 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-27 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-Y644	既設サポート強化
RE-DGFO-Y648	既設サポート強化
RE-DGFO-Y649	既設サポート強化



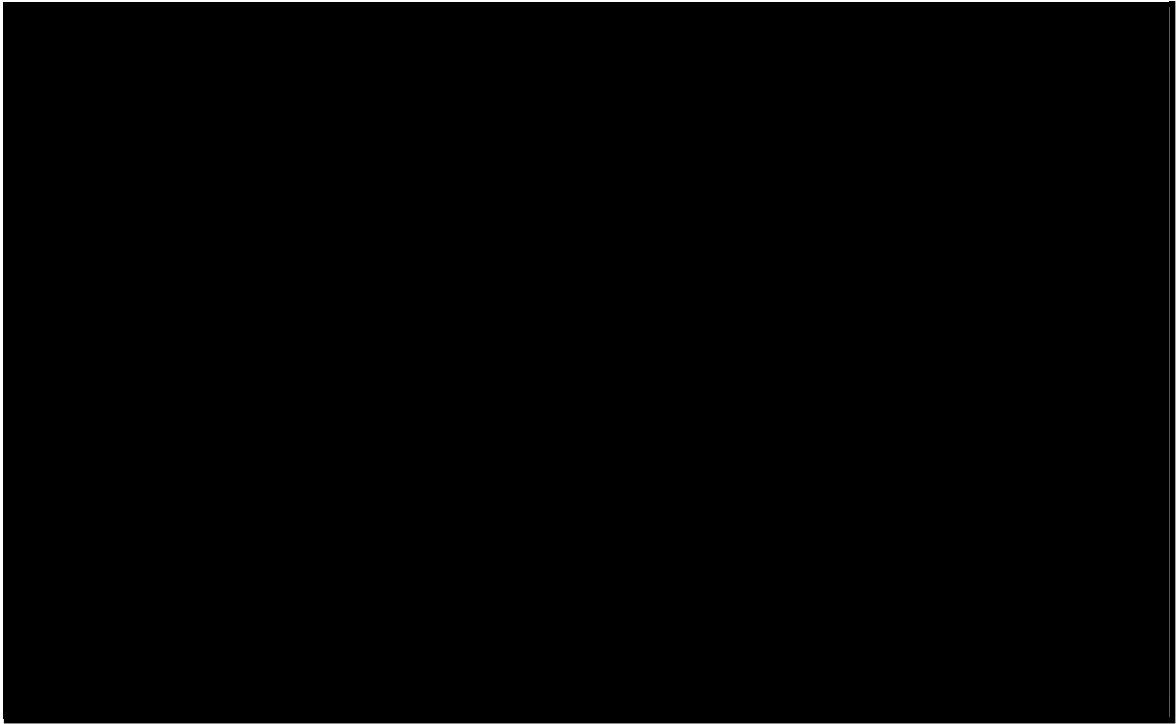
RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-26 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-28 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-Y626	既設サポート強化
RE-DGFO-Y628	既設サポート強化
RE-DGFO-Y629	既設サポート強化
RE-DGFO-Y630	既設サポート強化
RE-DGFO-Y632	既設サポート強化
RE-DGFO-Y635	既設サポート強化
RE-DGFO-Y635T	サポート追設



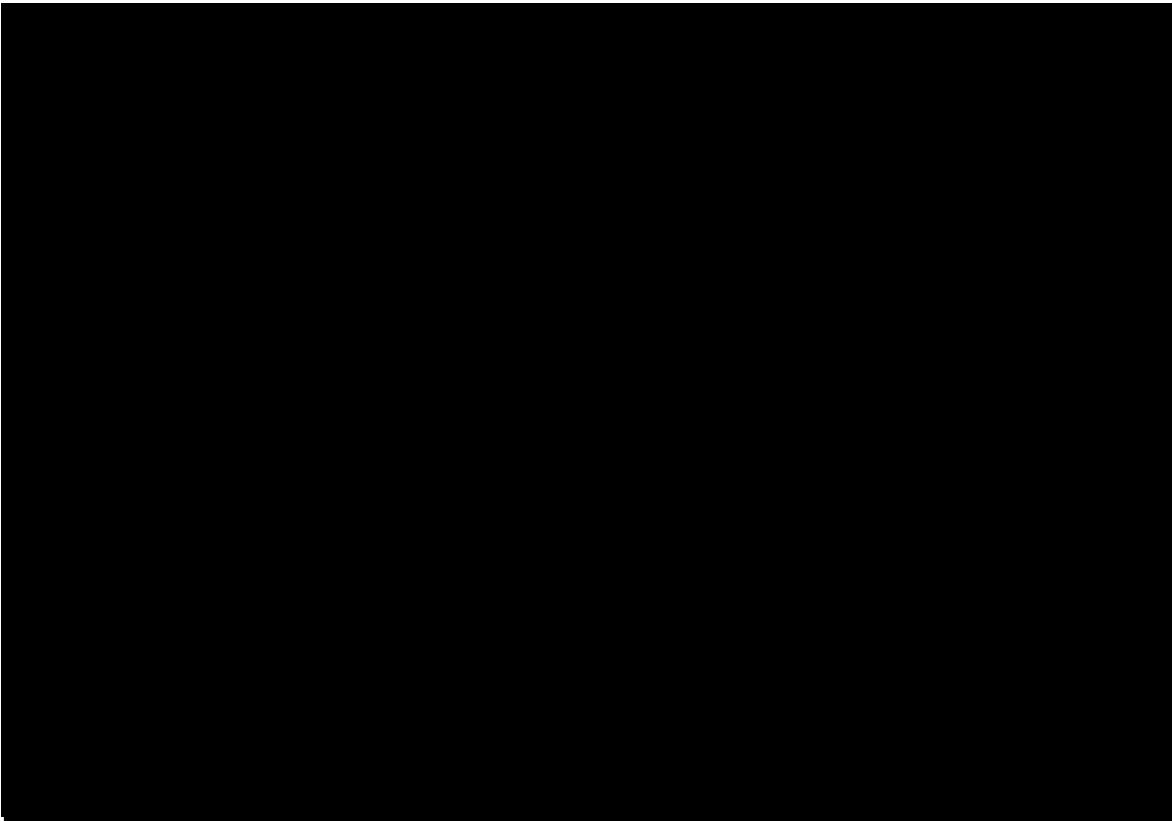
RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-27 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-29 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-Y637	既設サポート強化
RE-DGFO-Y640	既設サポート強化



RE : レストレント

○ : 耐震補強箇所

図 1-28 耐震補強実施箇所【ディーゼル発電設備燃料油系】

表 1-30 耐震補強内容【ディーゼル発電設備燃料油系】

サポート番号	補強内容
RE-DGFO-Y650	既設サポート強化
RE-DGFO-Y652	既設サポート強化
RE-DGFO-Y653	既設サポート強化
RE-DGFO-Y654	既設サポート強化
RE-DGFO-Y656	サポート追設
RE-DGFO-Y659	既設サポート強化
RE-DGFO-Y659T	既設サポート強化

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

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

(1) 配管関連の評価

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

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

表 2-1 配管関連の動的地震動による評価に適用した設計用減衰定数

対象系統	設計用減衰定数 [%]
給水系	3.0
原子炉冷却材再循環系	2.5

(2) KK-4 と KK-3 において適用している減衰定数について

疲労評価に用いている設計用減衰定数について、KK-4 及び KK-3 の給水系はともに 3.0% を適用しており、原子炉冷却材再循環系は KK-4 が 2.5%、KK-3 が 3.0% を適用している。

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

○ KK-4

- ・ スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、支持具（スナッパ又は架構レストレイント）の数が 4 個以上
- ・ 配管ブロック全長に対する金属保温材の使用割合が 40%以下 [給水系]
- ・ 配管ブロック全長に対する金属保温材の使用割合が 40%を超える [原子炉冷却材再循環系]

○ KK-3

- ・ スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、支持具（スナッパ又は架構レストレイント）の数が 4 個以上
- ・ 配管ブロック全長に対する金属保温材の使用割合が 40%以下 [給水系, 原子炉冷却材再循環系]

以上

別紙 3 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価結果について

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

1. 記号の説明

シュラウドサポートの疲労評価に用いる記号を表 3-1 に示す。

表 3-1 シュラウドサポートの疲労評価に用いる記号

記号	単位	定義
σ_t	MPa	周方向応力
σ_θ	MPa	軸方向応力
σ_r	MPa	半径方向応力
$\tau_{t\theta}$	MPa	せん断応力
$\tau_{\theta r}$	MPa	せん断応力
σ_1	MPa	主応力
σ_2	MPa	主応力
σ_3	MPa	主応力
S_1	MPa	設計・建設規格 表 添付4-2-2中の S_θ' より低く、かつ、最も近い繰返しピーク応力強さ
S_2	MPa	設計・建設規格 表 添付4-2-2中の S_θ' より高く、かつ、最も近い繰返しピーク応力強さ
S_n	MPa	一次+二次応力の主応力差
Ke	—	簡易弾塑性評価における割増し係数
S_p	MPa	一次+二次+ピーク応力の主応力差
S_θ	MPa	繰返しピーク応力強さ
S_θ'	MPa	補正繰返しピーク応力強さ
E_0	MPa	設計・建設規格 添付4-2に示される縦弾性係数
E	MPa	運転温度に対する縦弾性係数
N_1	回	S_1 に対応する許容繰返し回数
N_2	回	S_2 に対応する許容繰返し回数
N_c	回	実際の繰返し回数
N_a	回	S_θ' に対応する許容繰返し回数
U	—	疲れ累積係数
Kn	—	引張りに対する応力集中係数
Kb	—	曲げに対する応力集中係数

2. 評価部位

(1) 評価対象部位について

シュラウドサポートの評価対象部位を図 3-1 に示す。なお、評価点 P17 及び P18 は炉心シュラウドの H7 溶接部となるため、炉心シュラウド側で評価を実施している。

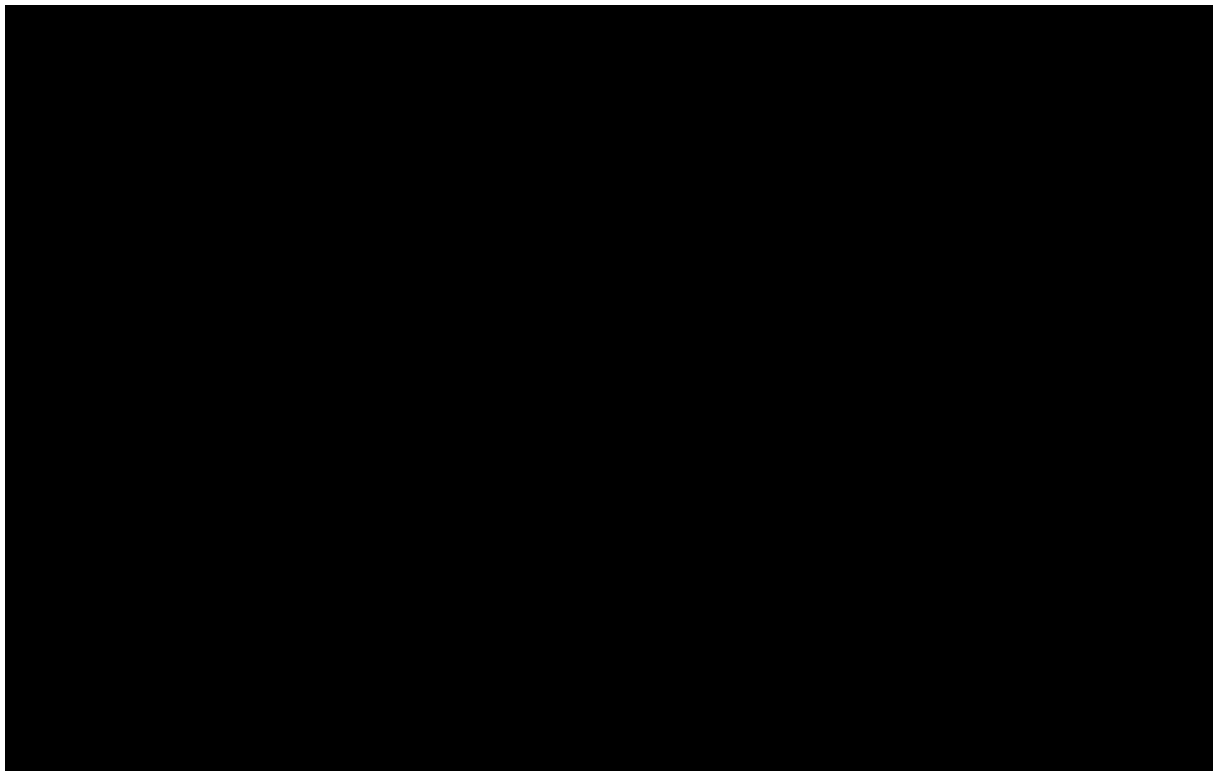


図 3-1 シュラウドサポートモデルの形状・寸法・材料・評価点 [単位：mm]

(2) NCO 評価対象部位の代表選定

NCO 評価対象部位については、炉心シュラウド及びシュラウドサポートのうち疲労評価結果が厳しくなったシュラウドサポートを代表とした。

3. 評価内容

(1) 解析モデル

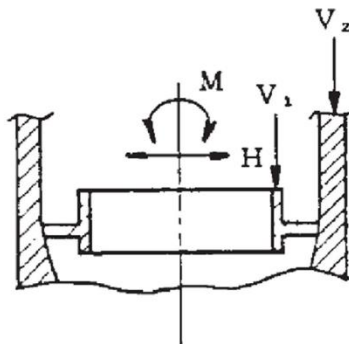
シュラウドサポートモデルの解析コードは「ASHSD2」を使用した。

(2) 荷重条件

評価に用いる外荷重条件を表 3-2 に示す。

表 3-2 シュラウドサポートモデルの外荷重条件

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



(3) 応力の線形処理と一次+二次+ピーク応力

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

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

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

表 3-3 シュラウドサポートモデルの応力集中係数

評価点	応力集中係数	
	Kn	Kb
P01		
P02		
P03		
P04		
P05		
P06		
P08		
P10		
P11		
P12		
P13		
P14		
P15		
P16		

(4) 疲労評価の算出

a. 繰返しピーク応力強さ S_0 の算出

疲労評価に用いる繰返しピーク応力強さを、次式により求める。

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

b. 補正繰返しピーク応力強さ S_0' の算出

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

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

E_0 [] MPa (設計・建設規格 添付 4-2 に示された縦弾性係数)

E (SUS316L) = [] MPa (運転温度 [] に対する縦弾性係数)

E (NCF600-P) [] MPa (運転温度 [] に対する縦弾性係数)

c. 許容繰返し回数 N_a の算出

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

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

d. 疲れ累積係数の算出

地震による疲れ累積係数は、次式により求める。

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

4. 評価結果

(1) 応力の解析結果

Ss 地震荷重による応力の解析結果を表 3-4, NCO 地震荷重による応力の解析結果を表 3-5 に示す。なお、地震動による疲れ累積係数が最大となる評価点を代表としている。

表 3-4 シュラウドサポートの Ss 地震荷重による応力解析結果

[単位：MPa]

応力成分	Pm+Pb+Q		Pm+Pb+Q+F	
	P03	P04	P03	P04
σ_t				
σ_θ				
σ_r				
$\tau_{t\theta}$				
$\tau_{\theta r}$				
σ_1				
σ_2				
σ_3				
主応力差				
振幅				

表 3-5 シュラウドサポートの NCO 地震荷重による応力解析結果

[単位：MPa]

応力成分	Pm+Pb+Q		Pm+Pb+Q+F	
	P03	P04	P03	P04
σ_t				
σ_θ				
σ_r				
$\tau_{t\theta}$				
$\tau_{\theta r}$				
σ_1				
σ_2				
σ_3				
主応力差				
振幅				

(2) 最大評価点の選定及び疲労評価結果

各評価点の中から疲れ累積係数が最大となる点を代表として評価結果を記載する。

シュラウドサポートの最大評価点を表 3-6, 基準地震動 S_s 及び新潟県中越沖地震 (NCO) による疲労評価結果を表 3-7 及び表 3-8 に示す。

表 3-6 シュラウドサポートの最大評価点の選定

部位	評価点	U_{Ss}	U_{NCO}
シュラウド サポート	P01		
	P02		
	P03	0.0001	0.0000
	P04		
	P05		
	P06		
	P07		
	P08		
	P09		
	P10		
	P11		
	P12		
	P13		
	P14		
	P15		
	P16		

: 最大評価点

表 3-7 シュラウドサポートの基準地震動 Ss による疲労評価結果

評価点	Sn	Ke	Sp	S ℓ	S ℓ'	Na	Nc	Nc/Na
P03								

表 3-8 シュラウドサポートの新潟県中越沖地震 (NCO) による疲労評価結果

評価点	Sn	Ke	Sp	S ℓ	S ℓ'	Na	Nc	Nc/Na
P03								

(3) 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

地震動及び運転実績回数に基づく疲れ累積係数の組合せによる評価結果を表 3-9 に示す。

表 3-9 地震動及び運転実績回数に基づく疲れ累積係数の組合せによる評価結果

評価対象	運転実績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Ss)	地震動による 疲れ累積係数 (新潟県中越沖地震 NCO)	合計 (許容値1以下)
シュラウドサポート	0.014	0.001	0.000	0.015

参考としてシュラウドサポートにおける運転実績回数に基づく疲れ累積係数（環境を考慮）において最大評価点となる評価結果（内訳）を表 3-10 に示す。

表 3-10 シュラウドサポートの運転実績回数に基づく疲れ累積係数
(環境を考慮) による疲労評価結果

評価点	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮)
P01	
P02	
P03	
P04	
P05	
P06	
P07	
P08	
P09	
P10	
P11	
P12	
P13	
P14	
P15	
P16	

5. 溶接部の継ぎ手効率

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

6. 基準地震動 S_s に基づく等価繰返し回数

本評価の疲労解析に用いる等価繰返し回数は、保守的に設定した■回とした。

7. 新潟県中越沖地震に基づく等価繰返し回数

新潟県中越沖地震 NCO に基づく、疲労解析に用いる等価繰返し回数は、保守的に設定した■とした。

8. 参考情報

炉内構造物の低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価は、シュラウドサポートの他に炉心シュラウドに対しても実施している。なお、炉心シュラウドについては、設計・建設規格 CSS-3130 の要求を全て満足しており、疲労解析は不要であることから、地震による発生応力が最も大きくなる H7 溶接部を代表として評価を実施した。また H7 溶接線の評価点については、シュラウドサポートモデルの評価点（図 3-2 評価点 P17 及び P18）にて評価を実施している。

図 3-2 に評価モデルと最大評価点、表 3-11 に運転実績回数（環境を考慮）による疲労評価結果、表 3-12 に基準地震動 S_s による評価結果、表 3-13 に地震動及び運転実績回数に基づく疲れ累積係数の組合せによる評価結果を示す。

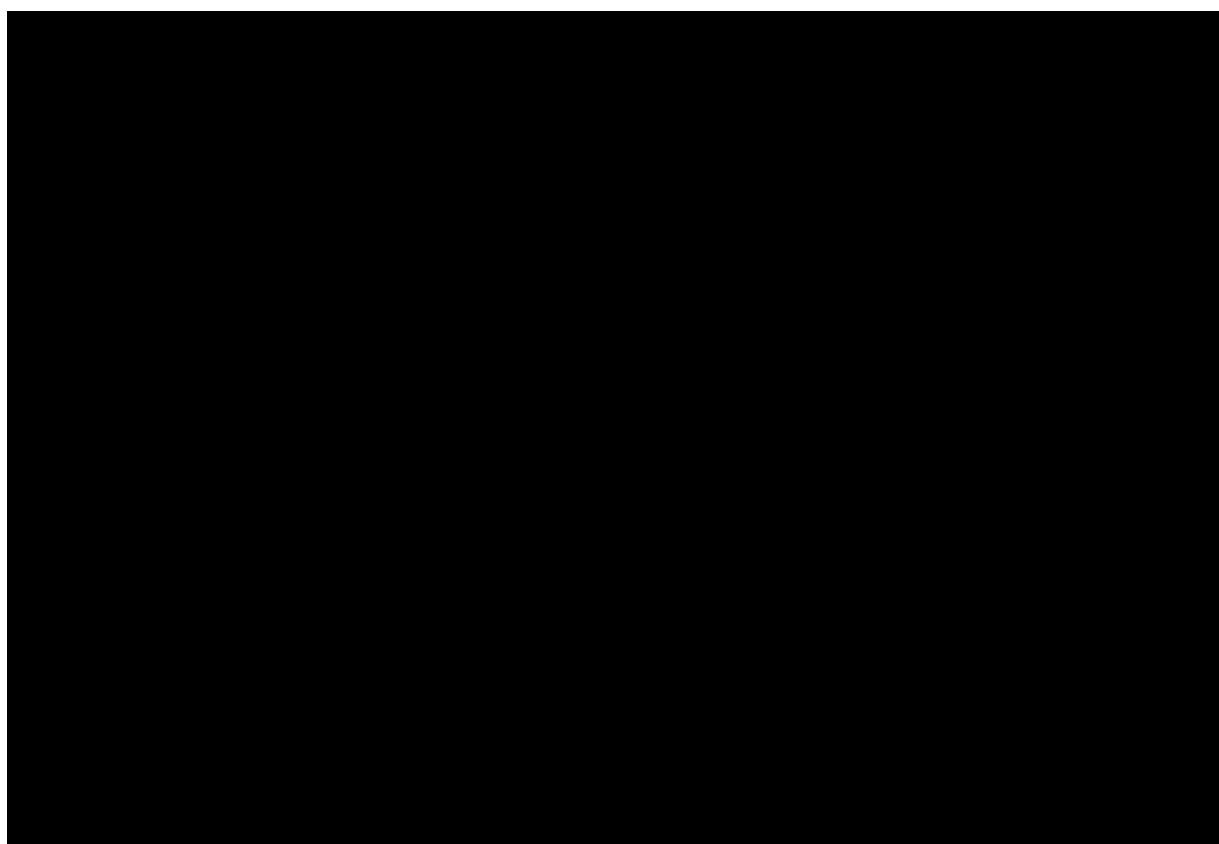


図3-2 評価モデルと炉心シュラウドの最大評価点

表 3-11 運転実績回数（環境を考慮）による疲労評価結果

評価点	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮)
P17	
P18	

表 3-12 基準地震動 Ss による疲労評価結果

評価点	Sn	Ke	Sp	S0	S0'	Na	Nc	Nc/Na
P18								

表3-13 地震動及び運転実績回数に基づく疲れ累積係数の組合せによる評価結果

評価対象	運転実績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Ss)	地震動による疲れ累積係数 (新潟県中越沖地震 NCO)	合計 (許容値1以下)
炉心シュラウド	0.004	0.000	-※	0.004

※シュラウドサポートの評価結果によると、新潟県中越沖地震 NCO による疲れ累積係数は極めて小さな値であり、さらに地震動による疲れ累積係数はシュラウドサポート側が大きくなることから、新潟県中越沖地震 NCO による疲労の影響はシュラウドサポートを代表として評価し確認した。

以上

別紙 4 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、現時点（2022年8月11日時点）の関連温度を算出した上で、JEAC4206 FB-4100 に従い P-T 線図を作成している。P-T 線図は、中性子照射脆化評価における最低使用温度の設定において、厳しい評価となった母材に対して作成しており、その算出根拠を以下に示す。

① 材料データ

- a. 円筒胴（炉心領域の材料）
 - (a) 胴板 3/4（炉心領域）の RT_{NDT} 初期値：-40 °C
 - (b) 2022年8月11日時点での ΔRT_{NDT} 予測値：24 °C
- b. 上部鏡板 2/鏡板フランジ（圧力・温度要求に使用する材料）
 - RT_{NDT} 初期値：-40 °C

② 寸法

- a. 円筒胴内径 D_i ：■■■■ mm
- b. 円筒胴の最小板厚 t ：■■■■ mm

③ 仮想欠陥及び荷重の想定

- a. 欠陥方向：軸方向／周方向の 2 ケース
- b. 荷重：地震荷重あり／なしの 2 ケース
- c. 欠陥寸法：深さ $a=t/4$ ，長さ $l=1.5 \times t$

④ 応力値

a. 円筒胴の応力計算条件（計算には、外面腐食代■■■■ 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 $A=\pi(R_o^2-R_i^2)=■■■■ \times 10^6$ mm²
- (e) 円筒胴の断面係数 $Z_o=\pi/4 \times (R_o^4-R_i^4)/R_o=■■■■ \times 10^9$ mm³

b. 円筒胴の最高使用圧力（ $P_d=8.62$ 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) 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 及び B+地震荷重による応力

(a) 鉛直荷重 $V = \text{■■■■} \text{ kN}$ (供用状態 A 及び B) + $\text{■■■■} \text{ kN}$ (地震荷重 S_s)
 $\text{■■■■} \text{ kN}$ (引張り方向を正)

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

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

⑤ 応力拡大係数

a. 円筒胴の供用状態 A 及び B+地震荷重による応力拡大係数

K_I (炉心臨界時) = $\sigma_{\theta 1mS} \times M_m \times S_f = \text{■■■■} \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

K_I (耐圧・漏えい試験時) = $\sigma_{\theta 1mS} \times M_m \times S_f = \text{■■■■} \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

ここで,

M_m : JEAC4206 附属書図 F-3100-1 から読み取った最大値

S_f : 安全率

b. 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。

$K_{IT} = M_t \times \Delta T_w = \text{■■■■} \times \text{■■■■} \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

ここで,

M_t : JEAC4206 附属書図 F-3100-2 で与えられる係数

(円筒胴板厚 $\text{■■■■} \text{ mm}$ に対して ■■■■)

ΔT_w : 板厚方向の温度差の最大値 (図 4-1 円筒胴の温度分布解析結果による)

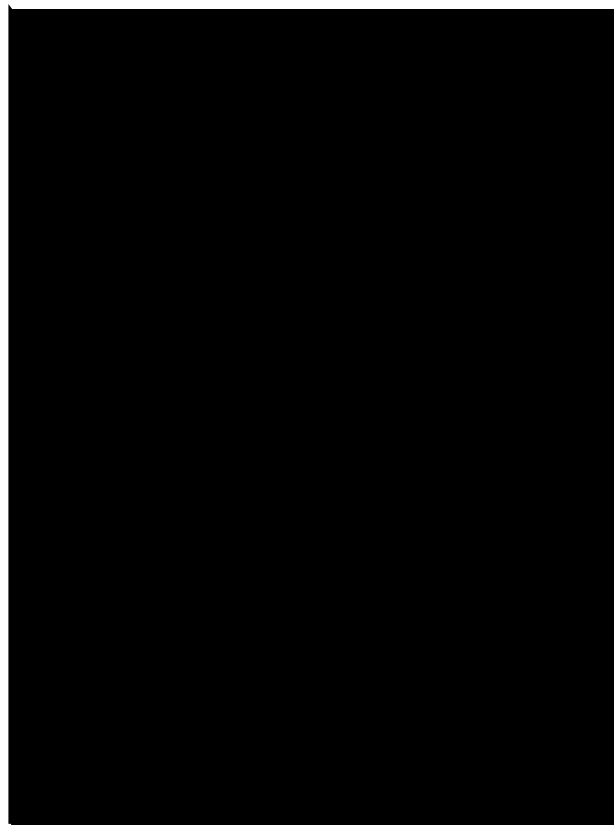


図 4-1 円筒胴の温度分布解析結果

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＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

ケース②：軸方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース③：周方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

ケース④：周方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

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 及び 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上で 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 σ_{t1m} を圧力値の比率で補正する。

b. 地震荷重による応力

ケース③については、供用状態 A 及び 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①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②と同一の結果となる。

c. 熱応力

⑤に示すとおり、図 4-1 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-3222(7)式による。

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

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

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

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

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

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 の算出にあたっては、関連温度 RT_{NDT} とともに、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定される炉心が臨界の場合のマージン 22 °C を加える。

⑦ 最低温度要求の制限線

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

a. -7 °Cの制限線

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

b. 49 °Cの制限線

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

なお、耐圧・漏えい試験の場合には、-7 °Cの制限線とともに、供用前の水圧試験圧力の 20%を超える圧力であり、燃料装荷後の場合に対する 10 °Cの制限線が設定される。

表 4-1 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	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33$ °C	$-40 + 33 = -7$ °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 $RT_{NDT} + 50$ °C）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT} ）の高い方	$-40 + 50 = 10$ °C と °C の高い方
	燃料装荷前	すべて	圧力容器材料の最も高い $RT_{NDT} + 33$ °C	$-40 + 33 = -7$ °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	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33$ °C	$-40 + 33 = -7$ °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 $RT_{NDT} + 67$ °C）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT} ）の高い方	$-40 + 67 = 27$ °C と °C の高い方
	炉心が臨界	≤ 20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33$ °C	$-40 + 33 = -7$ °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 $RT_{NDT} + 89$ °C）の高い方	10 °C と $-40 + 89 = 49$ °C の高い方

2. 炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の P-T 線図について

2022年8月11日時点における要求温度の計算例（ケース③）を表4-2、4-3に、P-T線図を図4-2、4-3に示す。

表4-2 2022年8月11日時点の要求温度の計算例（炉心臨界時）（ケース③）

応力成分: $\sigma \ell$
 板厚: $t = \blacksquare$ mm
 欠陥深さ: $a/t = 0.25$
 安全係数: $Sf = 2$ (一次応力の K_{I1} に関して)
 関連温度: $RT_{337} = -16.5$ °C (9.95 EPPYの推定値)

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (MPa) *1				補正係数		温度勾配による 応力拡大係数	応力拡大係数	計算された	要求温度	要求温度 + 22°C マージン
		σ_{a1}	σ_{b1}	σ_{a2}	σ_{b2}	M_n (\sqrt{m})	M_b (\sqrt{m})	K_{I1} (MPa \sqrt{m})	$K_{I1} * 2$ (MPa \sqrt{m})	T-RT ₃₃₇ (°C)	T (°C)	T + 22 (°C)
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: 内圧のみによる応力

*2: 内圧による応力拡大係数、温度勾配による応力拡大係数及び死荷重+地震荷重による応力拡大係数の合計

表 4-3 2022 年 8 月 11 日時点の要求温度の計算例（耐圧・漏えい試験時）（ケース③）

応力成分: $\sigma \ell$
 板厚: $t = \blacksquare$ mm
 欠陥深さ: $a/t = 0.25$
 安全係数: $Sf = 1.5$ (一次応力の K_{It} に関して)
 関連温度: $RT_{SOR} = -16.5$ °C (9.95 EFPYの推定値)

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (MPa) *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_{I2} (MPa \sqrt{m})	計算された T-RT _{SOR} (°C)	要求温度 T (°C)
		σ_{a1}	σ_{b1}	σ_{a2}	σ_{b2}	M _a (\sqrt{m})	M _b (\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: 内圧のみによる応力

*2: 内圧による応力拡大係数、温度勾配による応力拡大係数及び死荷重+地震荷重による応力拡大係数の合計

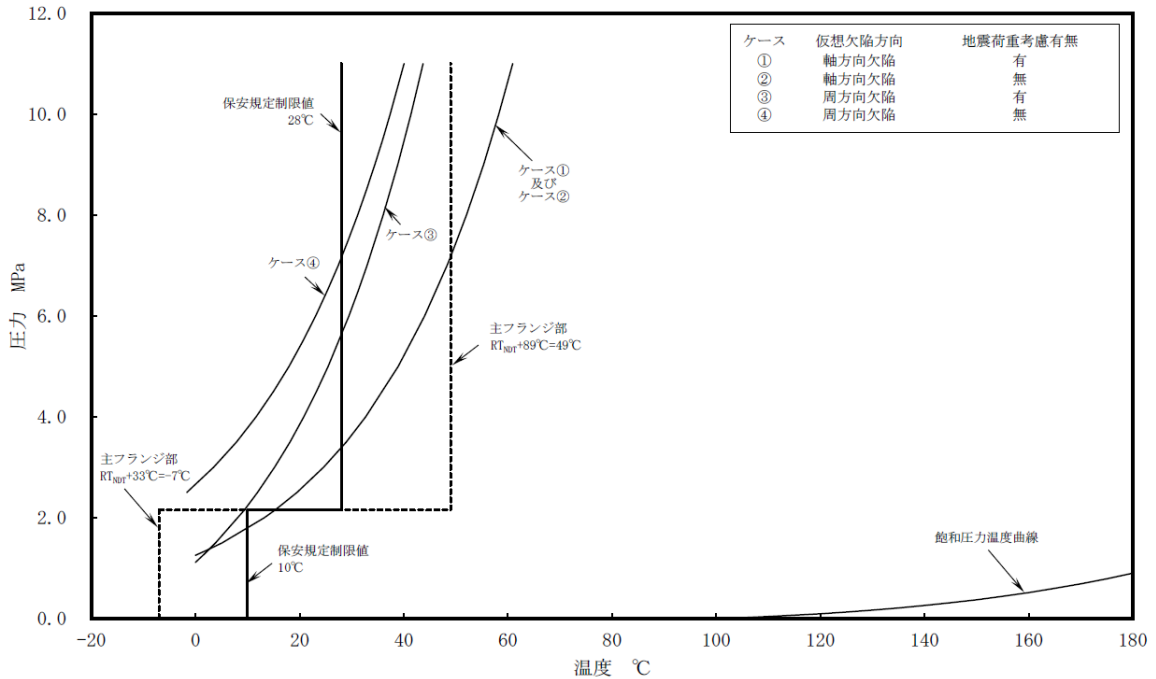


図 4-2 2022 年 8 月 11 日時点の原子炉圧力容器の P-T 線図（炉心臨界時）

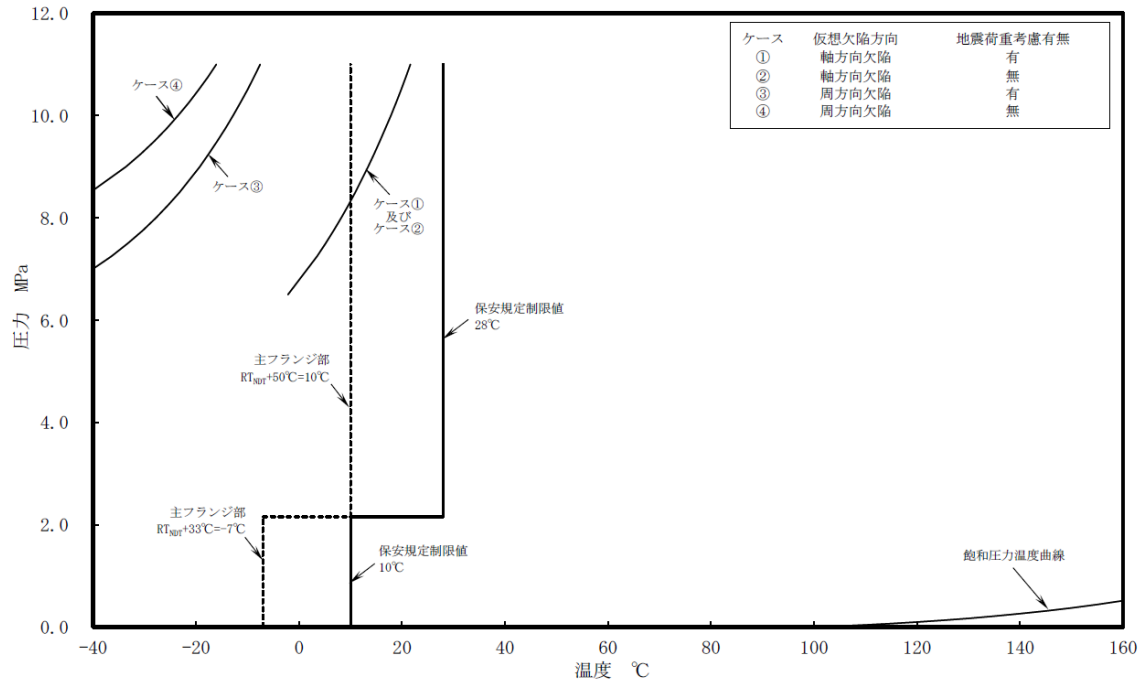


図 4-3 2022 年 8 月 11 日時点の原子炉圧力容器の P-T 線図 (耐圧・漏えい試験時)

3. K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線による評価について

(1) K_{IC} 下限包絡曲線

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

表 4-4 2022 年 8 月 11 日時点の K_{IC} 曲線の計算値

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

(2) 応力拡大係数 K_I

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

a. 地震荷重による応力

(a) 鉛直荷重 $V' = \text{[redacted]}$ kN (地震荷重 S_s)

(b) モーメント $M = \text{[redacted]}$ 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 $\sigma_{\ell 1mS'} = V'/A + M/Z_0 = \text{[redacted]}$ MPa (一次膜応力)

b. 地震荷重による応力拡大係数

$$K_I = \sigma_{\ell 1mS'} \times M_m \times S_f = \text{[redacted]} \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

ここで、

M_m : JEAC4206 附属書図 F-3100-1 から読み取った最大値

S_f : 安全率

2022 年 8 月 11 日時点での K_{IC} 下限包絡曲線と S_s 地震動を考慮した K_I 曲線の両曲線は交差することはない、 $K_{IC} > K_I$ を満足することを確認した。

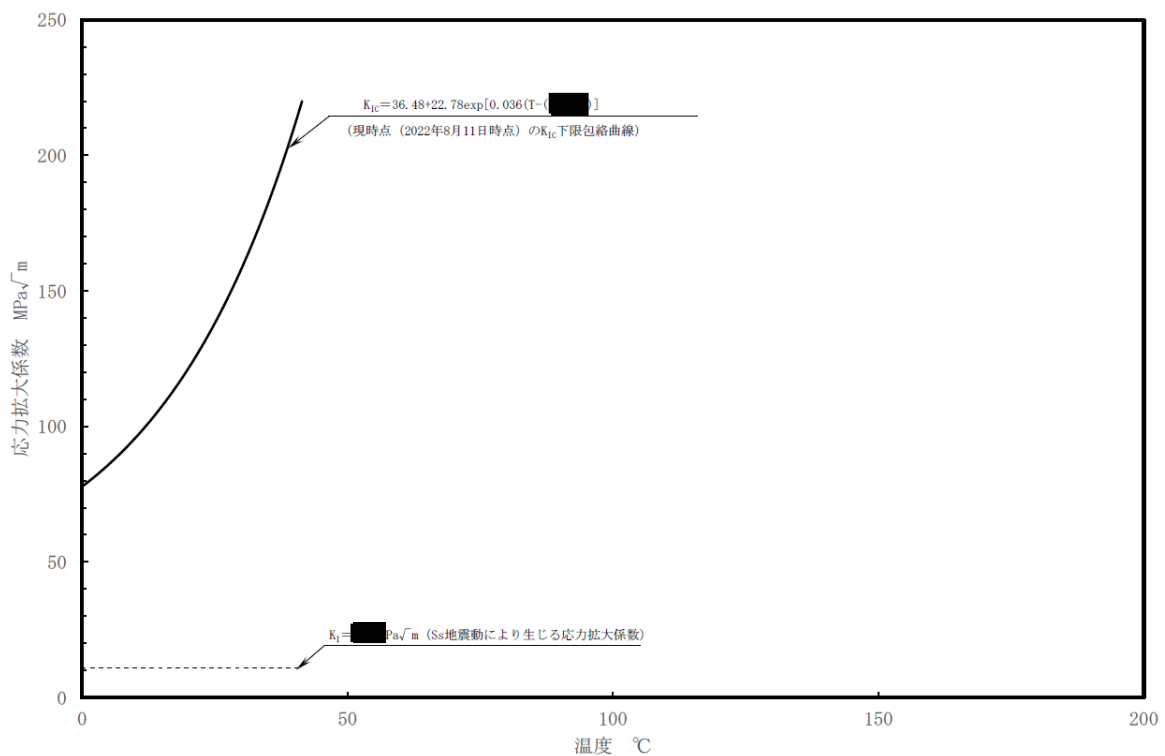


図 4-4 令和 3 年 8 月 11 日時点の K_{IC} 下限包絡曲線と K_I の関係

以上

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

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

評価の具体的内容を以下に示す。

1. 評価条件

(1) 想定欠陥

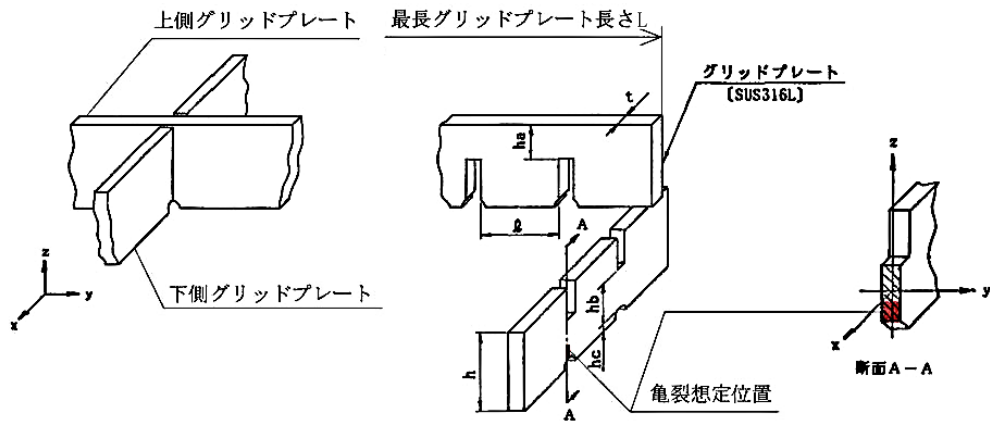
想定欠陥は，炉内構造物の破壊靱性評価においては維持規格の炉内構造物に関する初期欠陥寸法を用いることも考えられるが，ここでは保守的に日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206-2007」を参照し，表 5-1 のとおりとした。また，亀裂の想定部位を図 5-1 に示す。

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

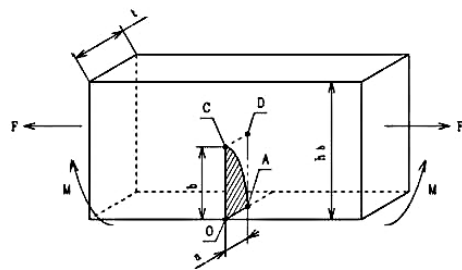
表 5-1 想定した亀裂形状

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

t : グリッドプレート板厚 (=■■■ mm)



(a) 上部格子板の亀裂想定位置



(b) 上部格子板の評価モデル

L	=	mm
\varnothing	=	mm
t	=	mm
h	=	mm
h_a	=	mm
h_b	=	mm
h_c	=	mm
a	=	mm
b	=	mm

図 5-1 上部格子板の想定欠陥部位

(2) 考慮する荷重

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

表 5-2 考慮する地震荷重

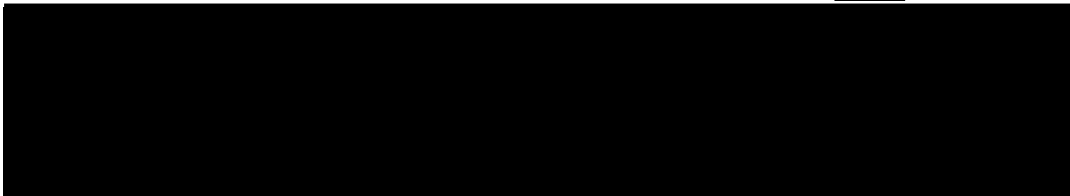
想定部位	地震荷重	
	鉛直力 [-]	水平力*1 [N]
上部格子板下側グリッドプレート切り欠き部		

*1: 燃料集合体 764 体分の値

(3) 考慮する応力

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

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



① 鉛直方向荷重による応力

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

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

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

ここで、 γ ：材料の比重量= $\text{[Redacted]} [N/mm^3]$

t ：グリッドプレート板厚

h ：グリッドプレート高さ

L ：最長グリッドプレート長さ

C_V ：鉛直震度

よって、曲げ応力 σ_b は次式で求められる。

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

ここで、 h_b ：切り欠き部リガメント高さ

α ：応力集中係数

② 水平方向荷重による応力

上部格子板の取付位置において、4本の燃料集合体がグリッドプレートに与える地震の水平力 F は、次式により求めた。

$$F = \frac{4H}{764} = \blacksquare [N]$$

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。

$$\sigma_m = \frac{F}{t \cdot h_b} \cdot \alpha = \blacksquare [MPa]$$

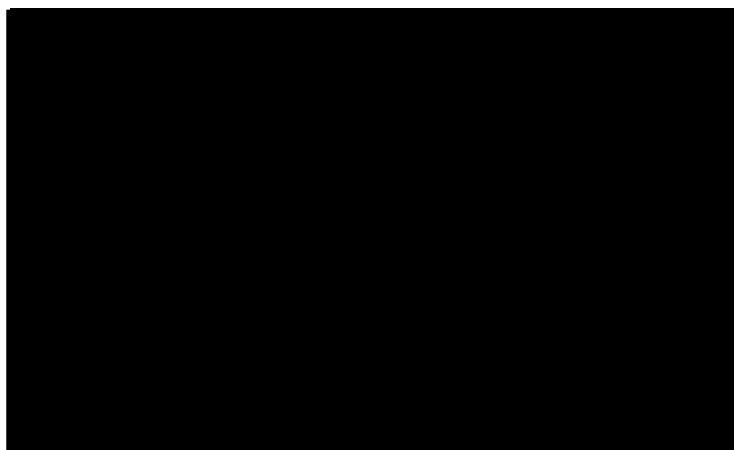
2. 評価結果

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

(2) 地震時の応力拡大係数

1/4 楕円亀裂の応力拡大係数 K_I は、以下に示す式*3より求めた。



ここで、 A_{mn} ：応力分布の係数

M ：亀裂の深さと長さの比 (a/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



上記により求めた想定亀裂の応力拡大係数 K_I を表 5-3 に示す。

表 5-3 想定亀裂の応力拡大係数

項目	記号	単位	評価
グリッドプレート板厚	t	mm	
亀裂の深さ	a	mm	
亀裂の長さ	b	mm	
切り欠き部リガメント高さ	h_b	mm	
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	—	
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 5-4 に示すとおり，地震時の応力拡大係数 K_I は 7.4 MPa \sqrt{m} となり，照射ステンレス鋼の破壊靱性値 43.2 MPa \sqrt{m} を下回っていることから，不安定破壊は生じることはなく，耐震安全性評価上問題ない。

表 5-4 評価結果

地震条件	応力拡大係数 K_I [MPa \sqrt{m}]	破壊靱性値 K_{IC} [MPa \sqrt{m}]
Ss	7.4	43.2

以 上

別紙 6 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 6-1 に示す理由により、代表機器を選定して説明する。

表 6-1 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	腐食の想定される熱交換器（胴）の評価対象機器として抽出された唯一の機器のため	添付－ 1
軽油タンクの機器付 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	後打ちアンカの代表機器のため	添付－ 3

以上

原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の胴の耐震安全性評価

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）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、横置円筒形容器であり、上胴、中胴、下胴の3胴で構成されている。胴は2個の脚で支持され、下胴の脚はそれぞれ基礎ボルトを介して基礎に拘束されている。また、中胴及び上胴の脚はそれぞれ取付ボルトで下胴及び中胴に取り付けられている。ただし、2個の脚のうち1個は胴の長手方向についてスライドできる構造となっている。

ここで、2個の脚のうち固定するものを第1脚、長手方向にスライドするものを第2脚と定義する。

原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の全体概略図を図1に示す。

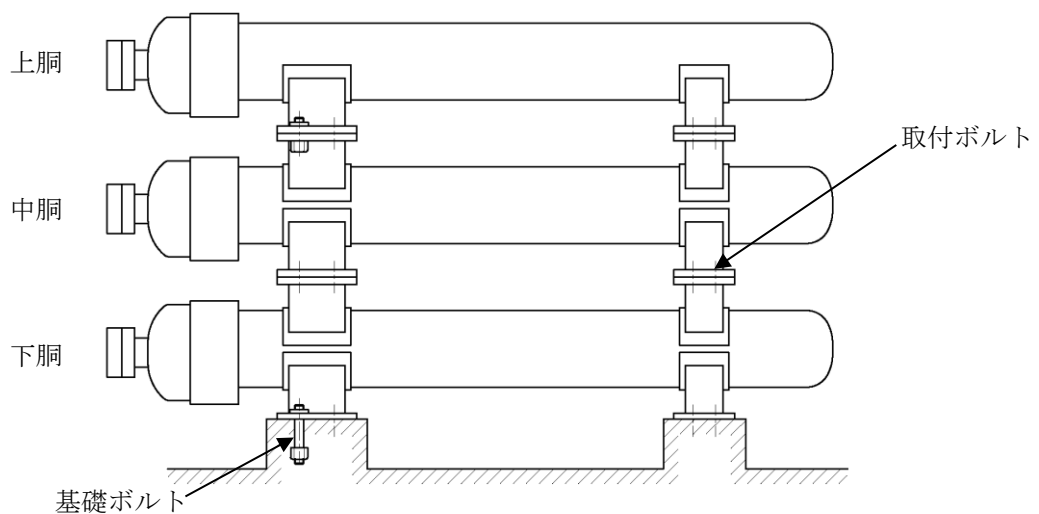


図1 全体概略図

(2) 解析モデルと計算条件

今回の評価では、評価対象機器の胴部の腐食を想定しており、脚の胴への付け根部に作用する荷重により生じる局部応力について評価している。また、各胴のうち脚反力が最も大きくなる下胴を代表として評価している。

本評価対象の荷重状態、脚の位置での曲げモーメント、長手方向荷重により胴が受ける局部モーメント、横方向荷重により胴が受ける局部モーメント及び脚が胴に及ぼす力を図2から図6に示す。

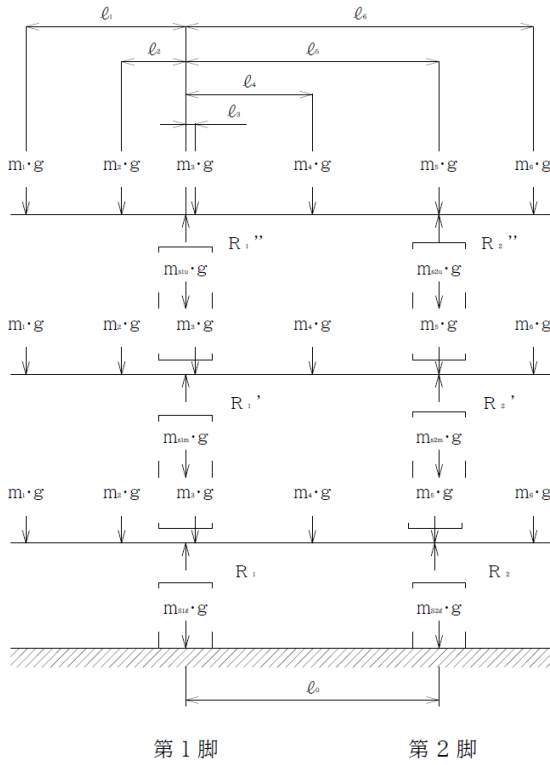


図2 荷重状態

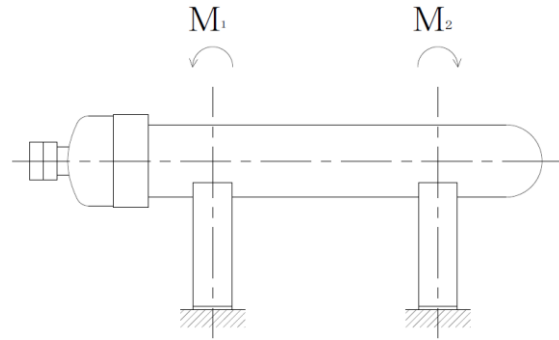


図3 脚の位置での曲げモーメント

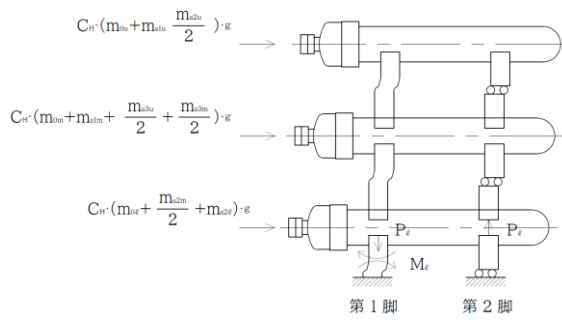


図4 長手方向荷重により
胴が受ける局部モーメント

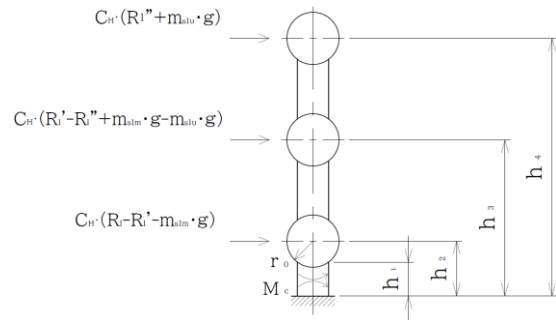


図5 横方向荷重により
胴が受ける局部モーメント

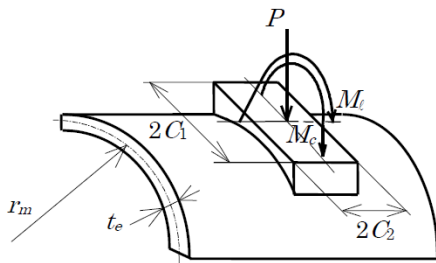


図6 脚が胴に及ぼす力

(3) 耐震条件

胴の腐食評価に使用する耐震条件を表 1 に示す。

表 1 耐震条件

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	—	T. M. S. L. -16.1 ^{*1}	m
水平固有周期	T		s
鉛直固有周期	T		s
水平方向設計震度 (弾性設計用地震動 Sd ^{*3} の 震度を 1/2 したもの)	C _H	0.42 ^{*4}	—
鉛直方向設計震度 (弾性設計用地震動 Sd ^{*3} の 震度を 1/2 したもの)	C _V	— ^{*5}	—

*1：基準床レベルを示す

*2：耐震計算書における固有周期

*3：基準地震動 S_s の震度を 1/2 したもの

*4：床応答スペクトル上で水平固有周期までの周期間で最も大きい震度（添付資料（1）参照）を 1/4 したもの

*5：耐震重要度 B クラスの横置円筒形容器のため考慮不要

(4) 評価概要

今回の評価では、JEAG4601-1987の横置円筒形容器の耐震評価手法のほか、工認を参考に評価部位（胴の脚つけ根部）への腐食を想定した場合の発生応力を評価している。

具体的には、全面腐食により胴の板厚が減肉したと仮定した状態で地震力が作用した場合の発生応力を算出する。発生応力の算出にあたっては、JEAG4601-1987で用いているBijlaardの方法^{参考文献(1)}を適用している。また、胴の質量は全面腐食により僅かながら減少するが、保守的に健全状態での質量を適用する。

なお、第1脚、第2脚ともに評価を実施しているが、発生応力が大きい第1脚について代表として記載する。

(5) 水平方向設計震度の設定方法

固有周期は取替工事の際に作成された「原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の耐震性についての計算書」（以下、耐震計算書という）に記載されている値を用いている。

評価対象機器は実機では複数の胴で構成されているのに対し、JEAG4601-1987の固有周期計算式は他の胴を考慮しない1質点系モデルによるものである。

一方、耐震計算書に記載の固有周期は実機構造物と同様に他の胴を考慮した多質点系モデルによって求めたものであるため、固有周期の評価条件が異なる。各評価用のモデルを図7及び図8に示す。

図1に示すとおり評価対象機器は3基の胴を重ねた構造であることから、本評価においては実機をより詳細にモデル化している耐震計算書の計算モデルを採用し、耐震計算書に記載されている固有周期に対する評価用床応答スペクトルを用いて水平方向設計震度を設定した。また、水平方向設計震度は評価対象機器の設置場所の上下階の床レベルの震度を比較し、保守的な震度を設定した。

なお、鉛直固有周期について

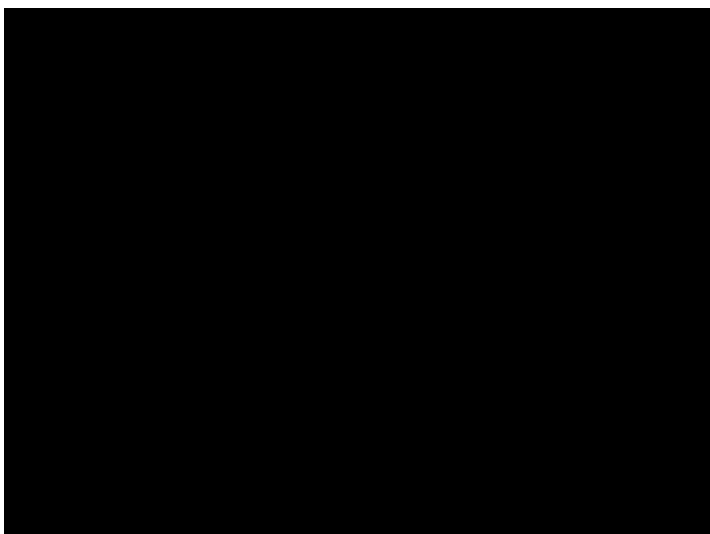


図7 耐震計算書の計算モデル

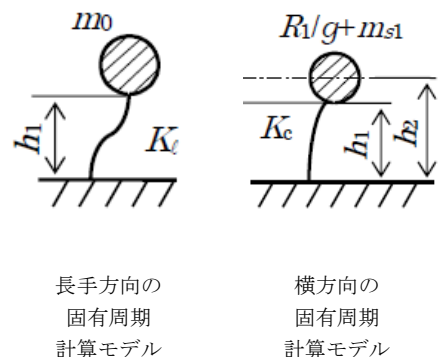


図8 JEAG評価式の計算モデル

(6) 評価条件

応力算出に用いた評価条件を表 2 に示す。

表 2 (1/2) 応力算出に対する評価条件

項目	記号	入力値	単位	備考
容器各部の質量 (i=1)	m_1		kg	
容器各部の質量 (i=2)	m_2		kg	
容器各部の質量 (i=3)	m_3		kg	
容器各部の質量 (i=4)	m_4		kg	
容器各部の質量 (i=5)	m_5		kg	
容器各部の質量 (i=6)	m_6		kg	
脚中心より各荷重までの距離 (i=1)	l_1		mm	
脚中心より各荷重までの距離 (i=2)	l_2		mm	
脚中心より各荷重までの距離 (i=3)	l_3		mm	
脚中心より各荷重までの距離 (i=4)	l_4		mm	
脚中心より各荷重までの距離 (i=5)	l_5		mm	
脚中心より各荷重までの距離 (i=6)	l_6		mm	
最高使用圧力	P_r	10.0	MPa	
最高使用温度	T_h	302	°C	
内面腐食量	δ	0.8	mm	
胴の内径 (腐食前)	D_{i0}		mm	
胴の板厚 (腐食前)	t_0		mm	
胴の内径 (腐食後)	D_i		mm	$D_{i0} + \delta \times 2$
胴の板厚 (腐食後)	t		mm	$t_0 - \delta$
胴の外半径	r_0		mm	$D_i/2 + t_e$
脚つけ根部における胴の有効板厚	t_e		mm	
脚つけ根部における胴の平均半径	r_m		mm	

表 2 (2/2) 応力算出に対する評価条件

項目	記号	入力値	単位	備考
熱交換器の運転時質量	m_0		kg	
下胴の運転時質量	m_{0l}		kg	
中胴の運転時質量	m_{0m}		kg	
上胴の運転時質量	m_{0u}		kg	
下胴の第 1 脚の質量	m_{s1l}		kg	
中胴の第 1 脚の質量	m_{s1m}		kg	
上胴の第 1 脚の質量	m_{s1u}		kg	
下胴の第 2 脚の質量	m_{s2l}		kg	
中胴の第 2 脚の質量	m_{s2m}		kg	
上胴の第 2 脚の質量	m_{s2u}		kg	
脚中心間距離	l_0		mm	
基礎から脚の下胴つけ根部までの高さ	h_1		mm	
基礎から下胴の中心までの高さ	h_2		mm	
基礎から中胴の中心までの高さ	h_3		mm	
基礎から上胴の中心までの高さ	h_4		mm	
脚の胴体つけ根部のアタッチメントの幅の 1/2 (胴の横方向)	C_1		mm	
脚の胴体つけ根部のアタッチメントの幅の 1/2 (胴の長手方向)	C_2		mm	

次に、参考文献 (1) による各パラメータの計算値を表 3 に示す。

表 3 参考文献 (1) によるパラメータ

項目	記号	入力値	単位	備考*1
シェルパラメータ	γ		—	r_m/t_e
アタッチメント パラメータ	β_1		—	C_1/r_m
	β_2		—	C_2/r_m
	$\beta_{N\phi}$		—	$\left\{1 - \frac{4}{3}(1 - \beta_1/\beta_2)(1 - K_2^{N\phi})\right\}\sqrt{\beta_1\beta_2}$
	β_{Nx}		—	$\left\{1 - \frac{4}{3}(1 - \beta_1/\beta_2)(1 - K_2^{Nx})\right\}\sqrt{\beta_1\beta_2}$
	β_1		—	$\sqrt[3]{\beta_1\beta_2^2}$
	β_c		—	$\sqrt[3]{\beta_1^2\beta_2}$

*1: 各応力計算で用いるアタッチメントパラメータの計算式を記載

続いて，シェルパラメータ γ 及びアタッチメントパラメータ β から参考文献(1)より得た値を表4に示す。

表4 γ ， β より求めた各パラメータ

項目	記号	入力値	単位	備考*1
WRCによるアタッチメントパラメータの補正係数	$K_2^{N\phi}$		—	Table 6
WRCによるアタッチメントパラメータの補正係数	K_2^{Nx}		—	Table 6
WRCによる周方向曲げモーメントに対する周方向一次応力補正係数	$C_c^{N\phi}$		—	Table 7
WRCによる周方向曲げモーメントに対する軸方向一次応力補正係数	C_c^{Nx}		—	Table 7
WRCによる長手方向曲げモーメントに対する周方向一次応力補正係数	$C_1^{N\phi}$		—	Table 8
WRCによる長手方向曲げモーメントに対する軸方向一次応力補正係数	C_1^{Nx}		—	Table 8
WRCによる周方向曲げモーメントによる周方向一次応力係数	$[N_\phi / \{M_c / (r_m^2 \beta_c)\}]$		—	Fig. 3A
WRCによる周方向曲げモーメントによる軸方向一次応力係数	$[N_x / \{M_c / (r_m^2 \beta_c)\}]$		—	Fig. 4A
WRCによる長手方向曲げモーメントによる周方向一次応力係数	$[N_\phi / \{M_1 / (r_m^2 \beta_1)\}]$		—	Fig. 3B
WRCによる長手方向曲げモーメントによる軸方向一次応力係数	$[N_x / \{M_1 / (r_m^2 \beta_1)\}]$		—	Fig. 4B
WRCによる鉛直方向荷重による周方向一次応力係数	$[N_\phi / (P/r_m)]$		—	Fig. 3C*2
WRCによる鉛直方向荷重による軸方向一次応力係数	$[N_x / (P/r_m)]$		—	Fig. 3C*2
WRCによる鉛直方向荷重による周方向一次応力係数	$[N_\phi / (P/r_m)]$		—	Fig. 4C*2
WRCによる鉛直方向荷重による軸方向一次応力係数	$[N_x / (P/r_m)]$		—	Fig. 4C*2

*1：参考文献(1)より得られる値の読取り元である図表番号を記載

*2：Fig. 3CとFig. 4Cでそれぞれ大きな係数を採用

2. 応力評価

(1) 脚の受ける重量

脚の受ける重量は、モーメントの釣合いより求める。

上胴の第1脚周りのモーメントの釣合いより次式が与えられる。

$$\sum_{i=1}^6 m_i g l_i - R_2'' l_0 = 0$$

したがって、上胴の脚の受ける重量 R_1'' , R_2'' は次式で表わされる。

$$R_2'' = \sum_{i=1}^6 m_i g l_i / l_0$$

$$R_1'' = \sum_{i=1}^6 m_i g - R_2''$$

同様に、中胴及び下胴の脚の受ける重量 R_1' , R_2' , R_1 , R_2 は次式で表わされる。

$$R_2' = 2R_2'' + m_{s2u} g$$

$$R_2 = 3R_2'' + (m_{s2u} + m_{s2m}) g$$

$$R_1' = 2R_1'' + m_{s1u} g$$

$$R_1 = 3R_1'' + (m_{s1u} + m_{s1m}) g$$

(2) 曲げモーメント

胴を集中荷重を受ける梁と考えると、胴の脚つけ根部における曲げモーメント M_1 , M_2 は次式で表わされる。

$$M_1 = \sum_{i=1}^2 m_i g |l_i|$$

$$M_2 = \sum_{i=6}^6 m_i g |l_i - l_0|$$

(3) 内圧による応力

内圧による応力 $\sigma_{\phi 1}$, σ_{x1} は次式で表わされる。

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{P_r (D_i + 1.2t)}{2t}$$

$$\sigma_{x1} = \frac{P_r (D_i + 1.2t)}{4t}$$

(4) 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(第1脚つけ根部)

参考文献(2)によると、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。

今、長手方向の曲げモーメントによる胴の応力の影響範囲を脚上 $\theta_0/6$ 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9に 2θ で示される円殻である。したがって、応力は次式で表わされる。

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

ここで、

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

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

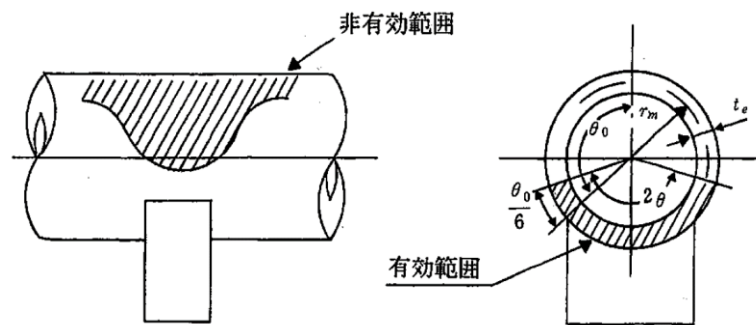


図9 脚つけ根部の有効範囲

(5) 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は次式で表わされる。

$$P = R_1$$

この反力Pにより生じる胴の局部応力は参考文献(1)によると次式で表わされる。

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

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

(6) 長手方向地震力による脚つけ根部の応力

第2脚は長手方向に自由にスライドできるので第1脚が変形する。

脚付け根部に生じる曲げモーメント及び鉛直荷重(偶力)は次式により与えられる。

$$M_l = \frac{1}{2} C_H (m_0 - m_{s1l}) g h_1$$

$$P_l = C_H \left\{ \left(m_{0u} + m_{s1u} + \frac{m_{s2u}}{2} \right) \left(h_4 - \frac{h_1}{2} \right) \right. \\ \left. + \left(m_{0m} + m_{s1m} + \frac{m_{s2u}}{2} + \frac{m_{s2m}}{2} \right) \left(h_3 - \frac{h_1}{2} \right) \right. \\ \left. + \left(m_{0l} + \frac{m_{s2m}}{2} + m_{s2l} \right) \left(h_2 - \frac{h_1}{2} \right) \right\} g \frac{1}{l_0}$$

曲げモーメント M_l と鉛直荷重 P_l により生じる胴の局部応力は、参考文献 (1) より求められる。

曲げモーメント M_l により生じる応力は次式で表わされる。

$$\sigma_{\phi 41} = \left[\frac{N_{\phi}}{M_l / (r_m^2 \beta_l)} \right] \cdot \left(\frac{M_l}{r_m^2 \beta_l t_e} \right) C_l^{N_{\phi}}$$

$$\sigma_{x 41} = \left[\frac{N_x}{M_l / (r_m^2 \beta_l)} \right] \cdot \left(\frac{M_l}{r_m^2 \beta_l t_e} \right) C_l^{N_x}$$

鉛直荷重 P_l により生じる応力は次式で表わされる。

$$\sigma_{\phi 42} = \left[\frac{N_{\phi}}{P_l / r_m} \right] \cdot \left(\frac{P_l}{r_m t_e} \right)$$

$$\sigma_{x 42} = \left[\frac{N_x}{P_l / r_m} \right] \cdot \left(\frac{P_l}{r_m t_e} \right)$$

また、水平方向荷重により胴に生じる引張応力は次式で表わされる。

$$\sigma_{x 43} = \frac{C_H (m_0 - m_{s1}) g}{\pi (D_i + t) t}$$

したがって、曲げモーメント M_l 、鉛直荷重 P_l 及び水平方向荷重により生じる胴の応力は次式で表わされる。

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

$$\sigma_{x 4} = \sigma_{x 41} + \sigma_{x 42} + \sigma_{x 43}$$

また、長手方向の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は次式で表わされる。

$$\tau_l = \frac{C_H (m_0 - m_{s1}) g}{4 C_2 t}$$

(7) 横方向地震力による脚つけ根部の応力

横方向の地震が作用した場合、第1脚のつけ根部に生じる曲げモーメント M_c は次式で表わされる。

$$M_c = C_H \{ (R_1'' + m_{s1u}g)(h_4 - h_2 + r_0) \\ + (R_1' - R_1'' + m_{s1m}g - m_{s1u}g)(h_3 - h_2 + r_0) \\ + (R_1 - R_1' - m_{s1m}g) \} r_0$$
$$r_0 = \frac{D_i}{2} + t_e$$

この曲げモーメント M_c により生じる胴の局部応力は、参考文献 (1) により求められる。

曲げモーメント M_c により生じる応力は次式で表わされる。

$$\sigma_{\phi 5} = \left[\frac{N_{\phi}}{M_c / (r_m^2 \beta_c)} \right] \cdot \left(\frac{M_c}{r_m^2 \beta_c t_e} \right) C_c^{N_{\phi}}$$
$$\sigma_{x5} = \left[\frac{N_x}{M_c / (r_m^2 \beta_c)} \right] \cdot \left(\frac{M_c}{r_m^2 \beta_c t_e} \right) C_c^{N_x}$$

また、横方向の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は次式で表わされる。

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

(8) 組合せ応力

これまでで算出された第1脚つけ根部に生じる胴の応力は、次により組合せられる。

① 一次一般膜応力

① 長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{0l} = \text{Max}[\sigma_{0l\phi}, \sigma_{0lx}]$$

ここで、

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

$$\sigma_{0lx} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x43}$$

② 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は次で表わされる。

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

② 一次応力

① 長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{1l} = \frac{1}{2} \left\{ (\sigma_{1l\phi} + \sigma_{1lx}) + \sqrt{(\sigma_{1l\phi} - \sigma_{1lx})^2 + 4\tau_l^2} \right\}$$

ここで,

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

$$\sigma_{1lx} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4}$$

② 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は次で表わされる。

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

3. 評価結果

(1) 応力計算結果

前項までの計算によって求められた算出応力を表5に示す。

表5 算出応力

(単位：MPa)

許容 応力 状態	応力		周方向	軸方向	せん断	組合せ 応力			
B _A S	一次一般膜	内圧による応力				$\sigma_0=77$			
		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							
		長手方向地震力による応力（引張）							
	一次	内圧による応力							$\sigma_1=157$
		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							
		運転時重量による応力							
		長手方向地震力による応力（引張）							
		横方向地震力による応力（引張）							
		長手方向地震力による応力（せん断）							
		横方向地震力による応力（せん断）							

(2) 許容応力

許容応力の算出条件及び許容応力を表 6 及び表 7 に示す。

表 6 算出条件

項目	記号	入力値	単位
胴材質	—	STPT480	—
評価用温度	—	302	℃
胴の設計降伏点*1	S_y	209	MPa
胴の設計引張強さ*1	S_u	423	MPa

*1：発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版（2007年追補版）付録材料図表Part5 表8及び表9より引用

表 7 許容応力

(単位：MPa)

許容応力状態	応力	算出式	許容応力
B _A S	一次一般膜	$\text{Min} [S_y, 0.6S_u]$	209
	一次	S_y	209

(3) 結論

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 8 に示す。

表 8 胴の腐食に対する耐震安全性評価結果

(単位：MPa)

許容応力状態	応力	発生応力	許容応力
B _A S	一次一般膜	77	209
	一次	157	209

4. 添付資料

- (1) 床応答スペクトル（耐震強化用）

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.
- (2) Stresses in Large Horizontal Cylindrical Pressure Vessels on Two Saddle Supports, Welding Research Supplement, Sep. 1951.

以上

床応答スペクトル (耐震強化用)

図1は、今回の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評価に用いたものである。図1より読み取った震度を基準地震動 S_s として水平方向設計震度を設定した。

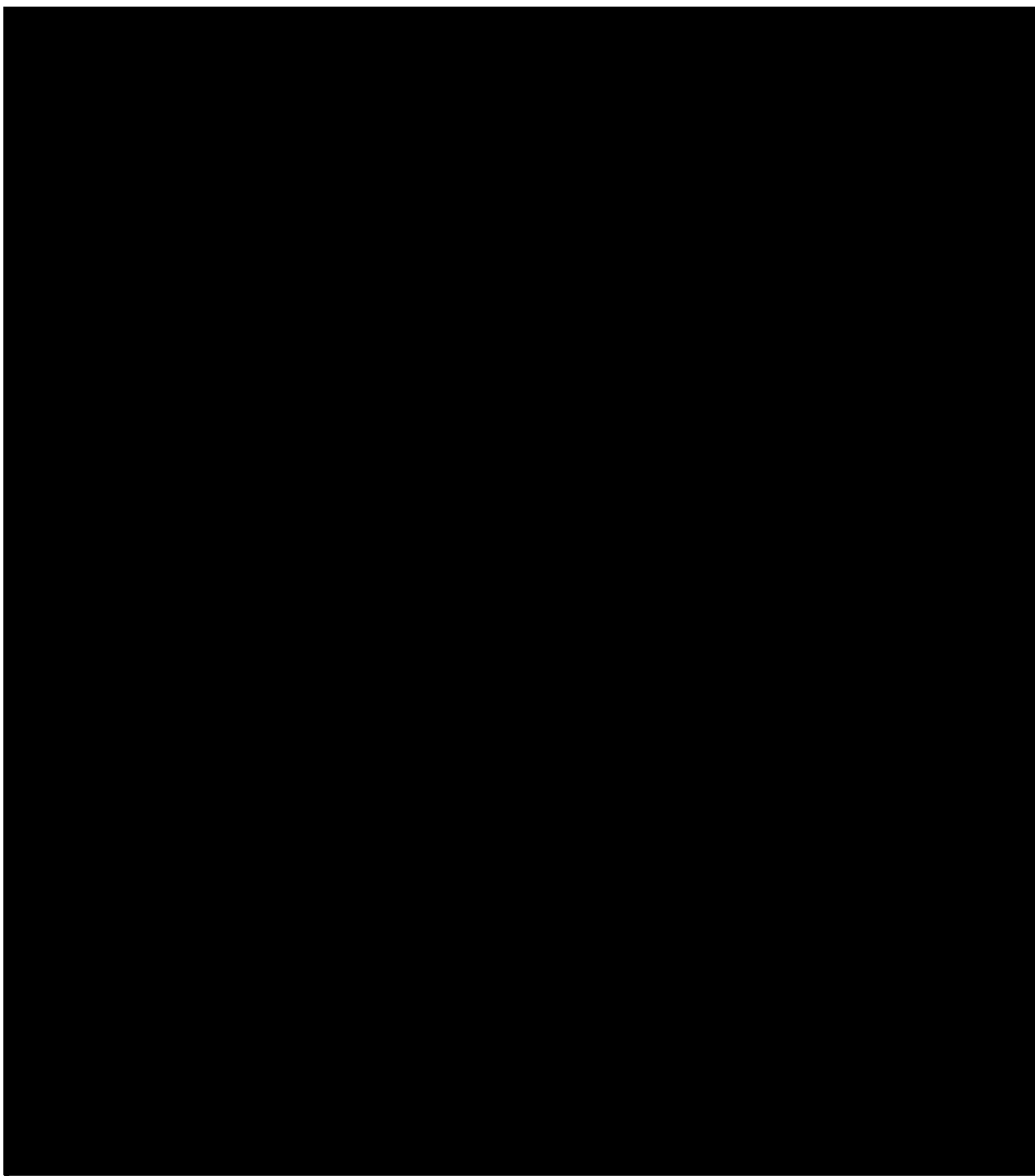


図1 床応答スペクトル (耐震強化用)

軽油タンクの基礎ボルトの耐震安全性評価

1. 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

1.1 軽油タンク

軽油タンクは、平底たて置円筒形容器であり、海水熱交換器建屋に設置されている。

軽油タンクの外形図を図1に示す。

経年劣化事象として基礎ボルトの腐食（全面腐食）が想定され、基礎ボルトの減肉により、耐震安全性に影響を及ぼす可能性があるため、耐震安全性評価を実施する。

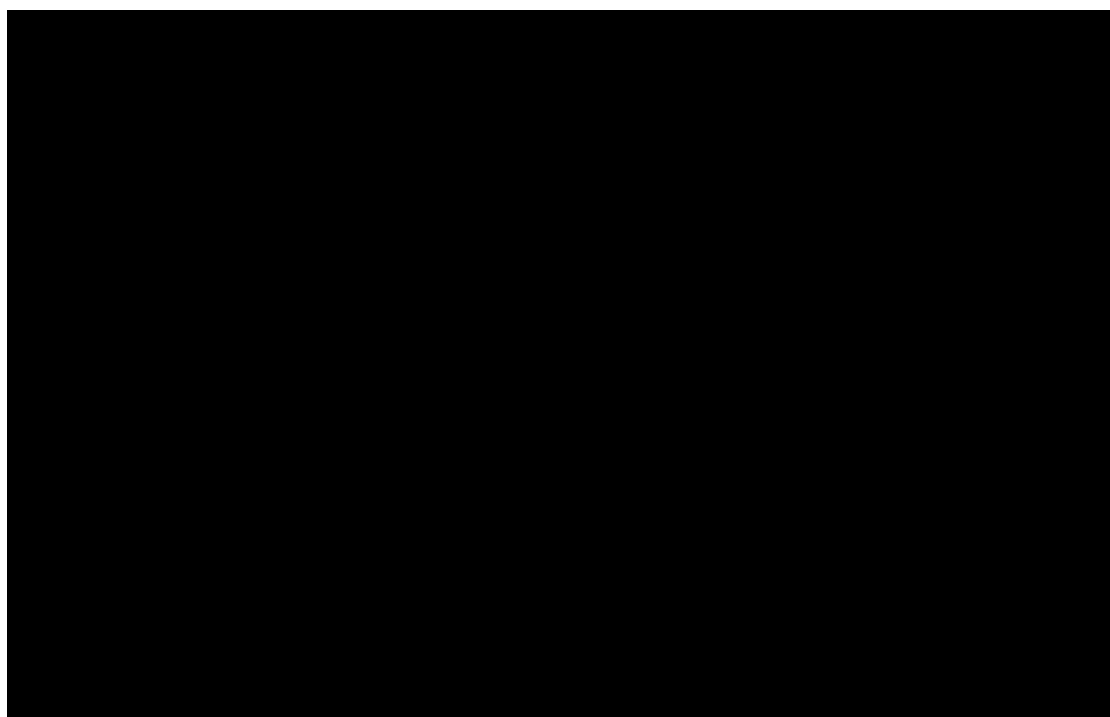


図1 軽油タンク外形図（単位：m）

1.2 評価仕様

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	—
据付設置建屋	—	Hx/B	—
据付設置位置	—	T. M. S. L 5.3	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	2.97* ³	—
鉛直方向設計震度	C_V	1.25	—
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		—
ボルト半径当たり腐食量	c	0.3	mm
評価温度	—	66	°C
ボルト材の設計降伏点	S_y		MPa
ボルト材の設計引張強さ	S_u		MPa

*1：鉛直方向については、

*2：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

*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（添付資料（1）参照）

*4：ボルト径は呼び径を使用した

1.3 評価方法

1.3.1 発生応力の算出

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

(1) 結果

荷重種別	発生応力 (MPa)
引張 (σ_b)	185
せん断 (τ_b)	69

1.3.2 許容応力の算出

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

(1) 結果

荷重種別	許容応力 (MPa)
引張 (f_{ts})	235
せん断 (f_{sb})	190

1.3.3 評価結果

算出結果より, 引張, せん断ともに発生応力は, 許容応力以下である。

荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa) *1
引張	185	235
せん断	69	190

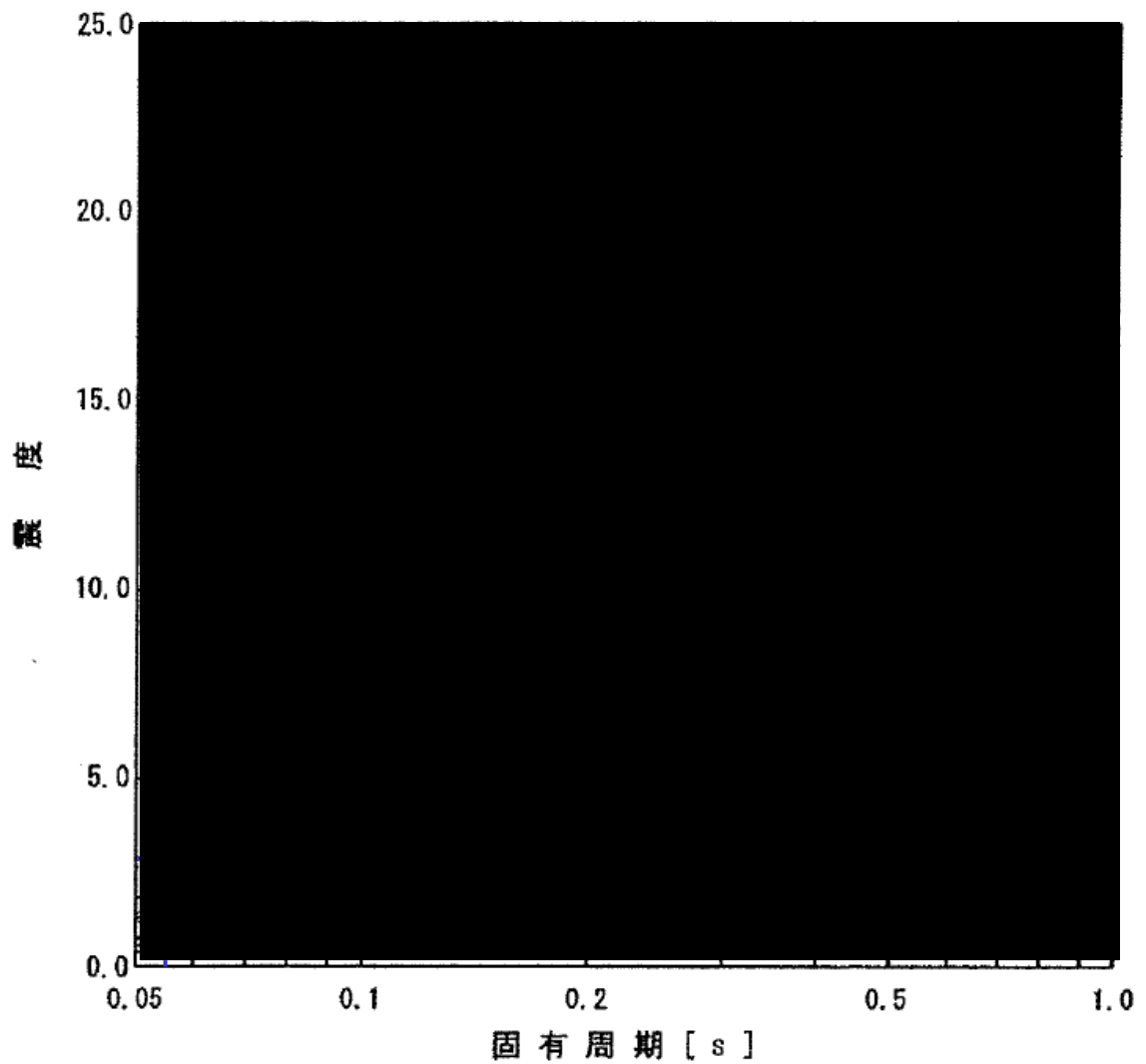
*1: 許容応力状態はⅢ_{AS}

2. 添付資料

(1) 床応答スペクトル (耐震強化用)

以上

プラント名 : 柏崎刈羽原子力発電所第4号機
構造物名 : 海水熱交換器建屋
方向 : NS方向及びEW方向
波形名 : S1000波
標高 : T. M. S. L. 5.300m
減衰 : 1.0 (%)



床応答スペクトル (耐震強化用)

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 によ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及び算定結果を表 1 及び表 2 に示す。

この結果、後打ちケミカルアンカの一部ボルト径 (M20, M22) において、減肉を考慮した場合の応力比が 1 を超過する結果となった。

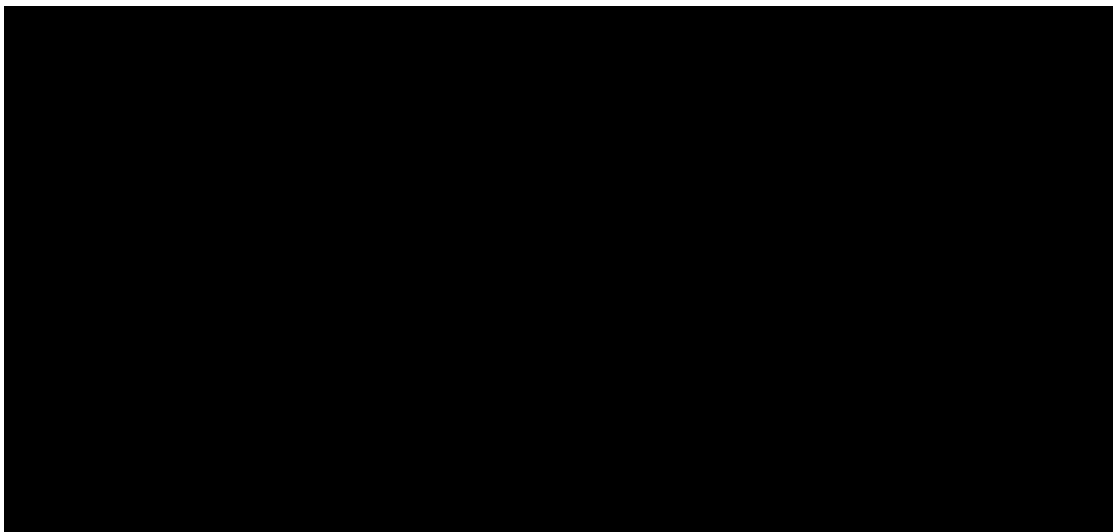
表 1 後打ちメカニカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M10	M12	M16			
ボルトの断面積 (mm ²) *1	減肉前						
	減肉後*2						
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) *3	引張						
	せん断						
応力比*4	引張				0.18	0.18	0.12
	せん断				0.37	0.39	0.37

*1 : ボルトの断面積算出は呼び径を使用

*2 : ボルト径に対して腐食による減肉を考慮した断面積

*3 : ボルトの許容応力は以下の通り。(設計・建設規格及び JEAG4601 による)



*4 : 応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力

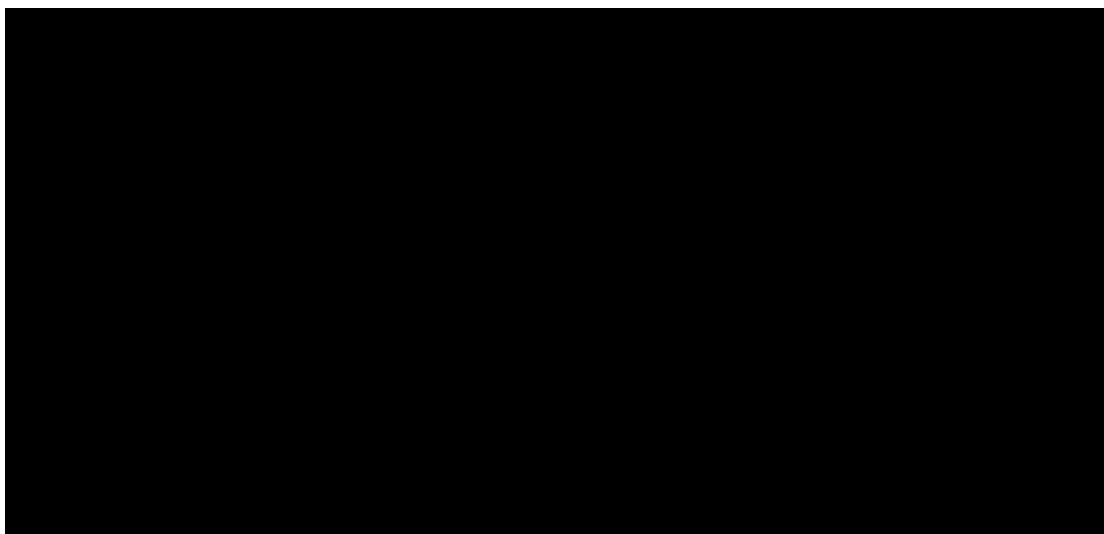
表2 後打ちケミカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M10	M12	M16	M20	M22					
ボルトの断面積 (mm ²) *1	減肉前										
	減肉後*2										
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) *3	引張										
	せん断										
応力比*4	引張						0.33	0.76	0.70	<u>1.09</u>	<u>1.13</u>
	せん断						0.68	0.54	0.55	0.54	0.55

*1：ボルトの断面積算出は呼び径を使用

*2：ボルト径に対して腐食による減肉を考慮した断面積

*3：ボルトの許容応力は以下の通り。(設計・建設規格及び JEAG4601 による)



*4：応力比＝減肉時の発生応力／許容応力

超過した後打ちケミカルアンカの一部（ボルト径：M20，M22）については，新潟県中越沖地震後に実施した柏崎刈羽4号炉の耐震強化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) 評価対象の整理及び評価用荷重について

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おり，柏崎刈羽4号炉の耐震強化工事において屋外設置の評価対象配管サポート系で超過した各ボルト径（M20，M22）の後打ちケミカルアンカを使用しているものを抽出し整理した。

また，その中からボルト径ごとにアンカ1本当りの負荷荷重（引張及びせん断）の最大値を評価用荷重として採用した。ボルト径に対する評価用荷重を表3，評価用荷重として採用したサポート図を図1に示す。

表3 後打ちケミカルアンカ1本当りの負荷荷重（評価用荷重）

		M20	M22
サポート番号		SNM-HPCW-Y012T	SNM-RCW-Y009-1T*2 SNM-RCW-Y009-2T*2
評価用荷重 (kN) *1	引張		
	せん断		

*1：該当サポートの中で後打ちケミカルアンカに作用する負荷荷重（引張，せん断）の最大値

*2：評価用荷重のうち引張はSNM-RCW-Y009-2T，せん断はSNM-RCW-Y009-1Tの荷重値を採用

(2) 評価用荷重による発生応力の算出結果について

上記(1)表3の評価用荷重を用いて、表2と同様の算定条件に基づく後打ちケミカルアンカ減肉後の発生応力を算出し、ボルト径 (M20, M22) に対する応力比が1未満であることを確認した。

耐震強化工事における関連データを整理し設定した評価用荷重を用いて評価した、ボルト径 M20, M22 の後打ちアンカ減肉後の算定結果を表4に示す。

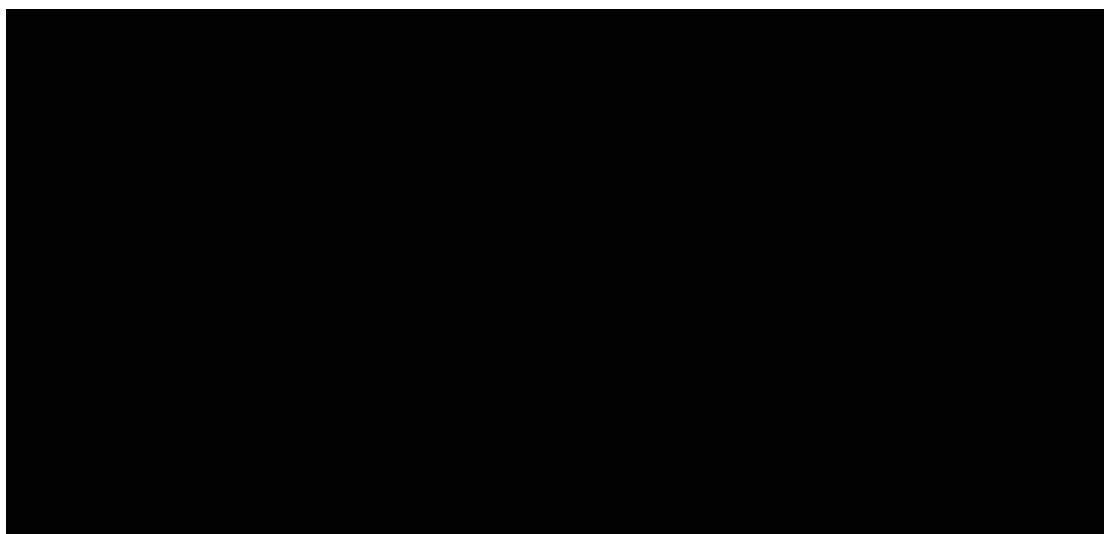
表4 後打ちケミカルアンカ (M20, M22) の評価用荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M20	M22		
ボルトの断面積 (mm ²) *1	減肉前				
	減肉後*2				
評価用荷重 (kN)	引張				
	せん断				
評価用荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張				
	せん断				
評価用荷重負荷, 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) *3	引張				
	せん断				
応力比*4	引張			0.29	0.28
	せん断			0.30	0.35

*1 : ボルトの断面積算出は呼び径を使用

*2 : ボルト径に対して腐食による減肉を考慮した断面積

*3 : ボルトの許容応力は以下の通り。(設計・建設規格及び JEAG4601 による)



*4 : 応力比=減肉時の発生応力/許容応力

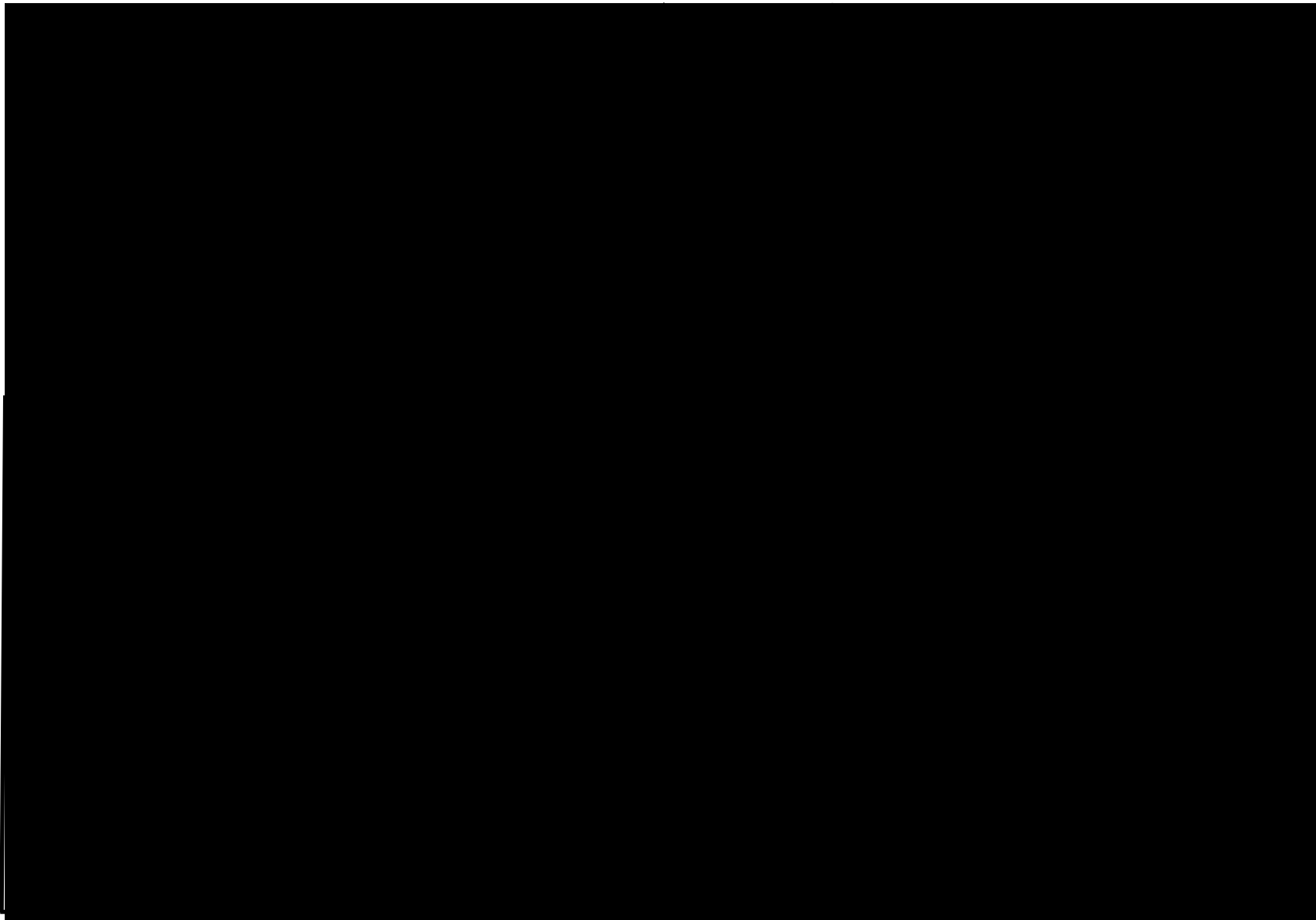


図 1 (1/3) 評価用荷重として採用したサポート図 (サポート番号 : SNM-HPCW-Y012T)

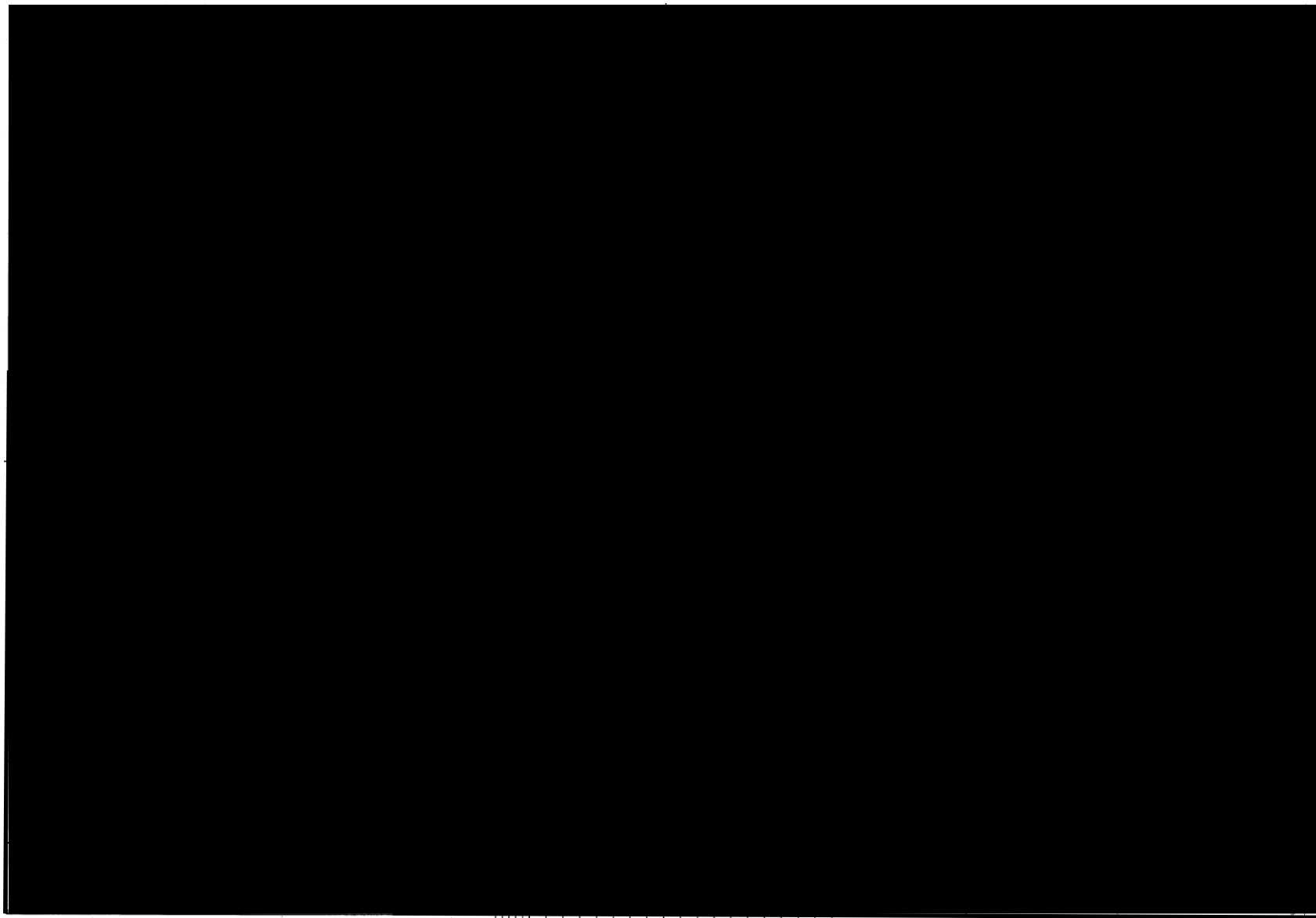


図 1 (2/3) 評価用荷重として採用したサポート図 (サポート番号 : SNM-RCW-Y009-1T)

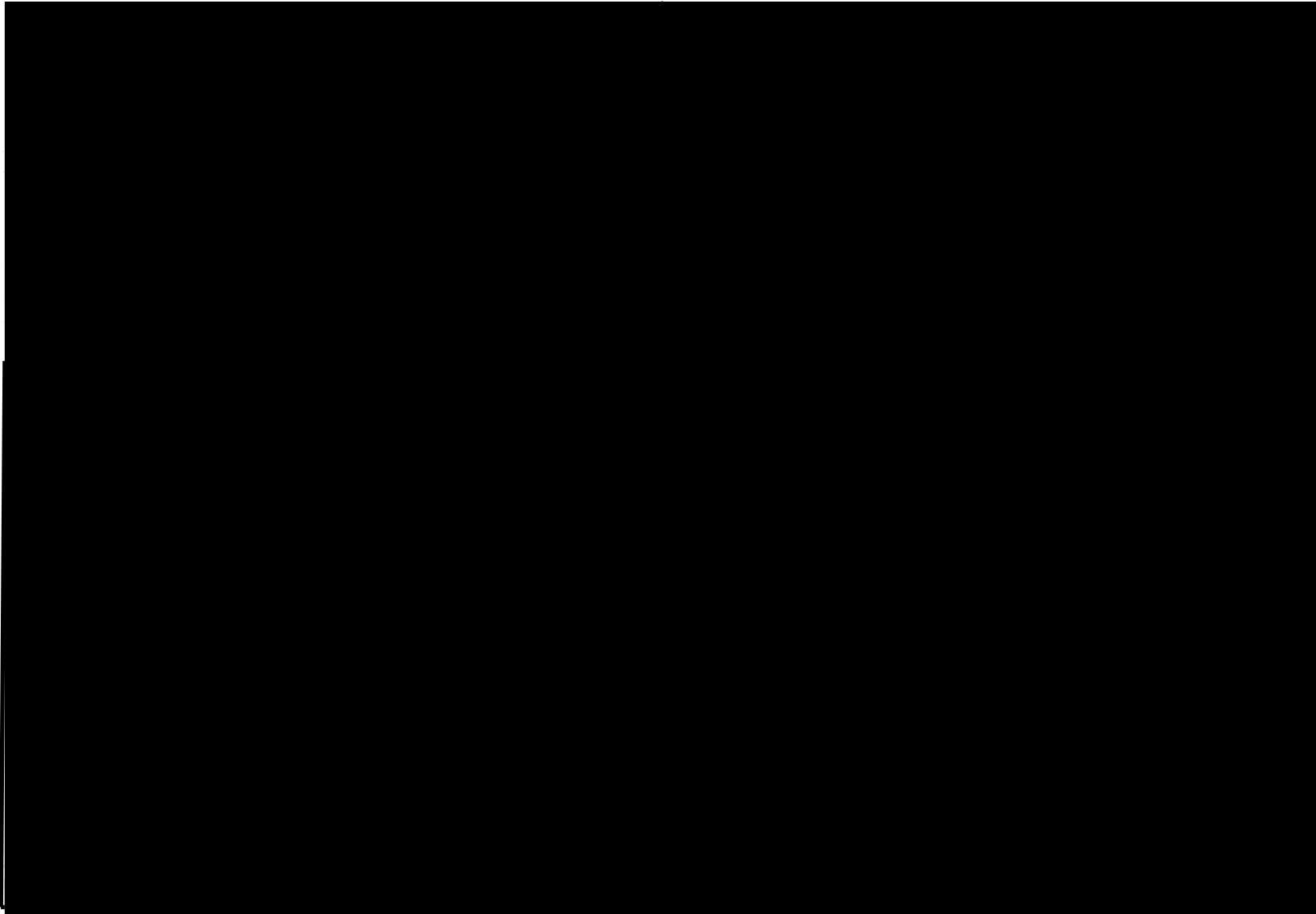


図 1 (3/3) 評価用荷重として採用したサポート図 (サポート番号 : SNM-RCW-Y009-2T)

別紙 7 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、分類ごとに記載方針を定め、個別機器毎に評価結果を総括した内容を記載している。

評価分類ごとの動的機能維持評価結果の記載方針を表 7-1 に、個別機器ごとの記載方針と評価内容を表 7-2 に示す。

表 7-1 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※1
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の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の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の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の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の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。

※1 方針③④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 7-2 個別機器ごと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※2	方針②, ③, ④の記載の評価内容
ポンプ	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。
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	給水系のうち、給水系原子炉給水ライン外側隔離弁について、当該弁の◎事象として弁箱の疲労割れが抽出されている。また、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付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	—

※2 表 7-1 に示す記載方針番号

以上

別紙 8 炉心シュラウドの粒界型応力腐食割れ評価について

炉心シュラウドの粒界型応力腐食割れ事象は、耐震安全性評価書本文の「2.3 (1) 耐震安全性を維持できることが既知である経年劣化事象」の項において、維持規格等に基づき現状保全を継続することにより耐震安全性を維持できるとしている。

また、同評価書本文の表 4 において「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないが、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もの（■事象）」として評価しており、これらの根拠を本紙にて説明する。

(1) 炉心シュラウドの保全実績について

耐震安全性評価書における評価は、適切な現状保全により耐震安全性が維持管理された状態にあることを根拠としている。表 8-1 に保全実績を示す。

いずれの溶接線も維持規格等に基づき点検、予防保全が適切に実施され、耐震安全性は維持されていると判断した。

表 8-1 炉心シュラウド溶接線の保全実績

保全実績	
点検実績・計画	予防保全
第 7 回定期事業者検査時に MVT-1 を実施。 (H1 内外側, H4 内外側, H2 外側, H3 内外側, H6a 外側, H6 b 内外側, H7 内外側, V1～V14 内外側, V15～V16 内側, V18 内外側, V17 外側, V19～V20 外側, V21 内外側, V22 外側, V23～V24 内外側)	第 8 回定期事業者検査時に WJP※を実施。 (H3 内側, H4 内外側, V7 内側～V14 内側)

※WJP：ウォータージェットピーニング

以 上

別紙9 柏崎刈羽3号炉の耐震安全性評価結果との相違点について

柏崎刈羽3号炉と柏崎刈羽4号炉の高経年化技術評価（耐震）において、差異が生じ得る理由を以下に示す。

1. 評価対象設備の差

① 設備仕様の差

設備構造の違いや材料の違いにより評価結果に差が生じ得る。

② 代表設備・部位の差

技術評価側の評価結果の差等により代表設備・部位に評価結果が生じ得る。

2. 劣化想定レベルの差

- ① 技術評価側の評価結果の差等により劣化想定レベルに差異が生じ、耐震評価結果に差が生じ得る（技術評価側の評価結果によらず、劣化状態を固定して耐震評価を行っている場合は影響しない。）

3. 地震応答の差

① 入力の違い

建屋震度、応答スペクトル、地震荷重の違いによる差、サポート設置位置や機器設置位置の差により入力異なる場合は差が生じ得る。

② 応答の差

設備構造の違いや材料の違いによる差、または配管ルートやサポート拘束点に差がある場合は応答に差が生じ得る。

③ 評価手法の差

片号炉は通常の評価手法を用い、もう片号炉に対し詳細評価手法を用いた場合等により差が生じ得る。

4. 評価結果の差

上記1.～3.の差により、耐震安全性の確認結果や高経年化への対応に差が生じるものはない。

なお、柏崎刈羽3号炉と柏崎刈羽4号炉の高経年化技術評価（耐震）について、耐震安全性評価の対象（◎事象）の評価項目及び評価結果を比較した一覧表を添付-1に示し、差が生じる理由（結果的に差が生じていない場合も生じ得た理由を含む）を上記1①～②、2①、3①～③に類し「3号炉と4号炉の差異」欄に記載した。

添付-1 (1/2)

機種	経年劣化事象	評価対象		耐震重要度	評価地震力 応力種別 荷重種別		柏崎刈羽3号炉					柏崎刈羽4号炉					3号炉と 4号炉の 差異	備考		
							発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	応力比	疲労累積係数			発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	応力比	疲労累積係数				
										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Ss)	合計				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Ss)	合計
熱交換器	銅の腐食 (全面腐食)	原子炉冷却材浄化系 再生熱交換器	銅	B	1/2Sd	一次一般膜 応力	97	198	0.49	-	-	-	77	209	0.37	-	-	-	1① 3①	
						一次応力	109	198	0.56	-	-	-	157	209	0.76	-	-	-		
容器	ノズル等の疲 勞割れ	原子炉圧力容器	主フランジ	S	Ss	-	-	-	0.037*	0.000	0.037	-	-	-	0.004*	0.000	0.004	1① 1② 2① 3①	*: 環境考慮不要	
			スタッドボルト			-	-	-	0.144*	0.000	0.144	-	-	-	0.109*	0.000	0.109		*: 環境考慮不要	
			給水ノズル			-	-	-	0.316	0.001	0.317	-	-	-	0.237	0.005	0.242			
			下鏡			-	-	-	0.004*	0.000	0.004	-	-	-	0.018	0.001	0.019		*: 環境考慮不要	
			支持スカート			-	-	-	0.080*	0.001	0.081	-	-	-	0.083*	0.002	0.085		*: 環境考慮不要	
	銅の中性子照 射脆化	原子炉圧力容器	銅	S	Ss	$K_{11} > K_1$ (地震荷重による $K_1 =$ [] MPa√m)			$K_{11} > K_1$ (地震荷重による $K_1 =$ [] MPa√m)			-			1① 3① 3③					
配管	疲労割れ	ステンレス鋼配管	原子炉冷却材再循 環系	S	Ss	-	-	-	0.160	0.240	0.400	-	-	-	0.032	0.057	0.089	1① 2① 3① 3②		
		炭素鋼配管	給水系	S	Ss	-	-	-	0.106	0.003	0.109	-	-	-	0.099	0.003	0.102	1① 2① 3① 3②		
	炭素鋼配管の 腐食 (流れ加 速型腐食 (FAC))	炭素鋼配管	給水系	B	1/2Sd	一次応力	97*	195	0.50	-	-	-	/					1①	*: 必要最小肉厚による	
弁	弁箱の疲 勞割れ	仕切弁	給水系原子炉給水 ライン手動止め弁	S	Ss	-	-	-	0.134	0.002	0.136	-	-	-	0.069	0.000	0.069	1① 2① 3① 3②		
		仕切弁	原子炉冷却材再循 環系ポンプ吐出弁	S	Ss	-	-	-	0.582	0.001	0.583	-	-	-	0.804	0.000	0.804	1① 2① 3① 3②		
		玉形弁	KK3: 原子炉冷却 材浄化系ボトム吸 込弁 KK4: 原子炉冷却 材浄化系RPVドレ ン弁	S	Ss	-	-	-	0.240	0.011	0.251	-	-	-	0.282	0.017	0.299	1① 2① 3① 3②		
		逆止弁	給水系原子炉給水 ライン外側隔離弁	S	Ss	-	-	-	0.082	0.001	0.083	-	-	-	0.053	0.000	0.053	1① 2① 3① 3②		

添付-1 (2/2)

機種	経年劣化事象	評価対象		耐震 重要度	評価地震力 応力種別 荷重種別	柏崎刈羽3号炉						柏崎刈羽4号炉						3号炉と 4号炉の 差異	備考			
						発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	応力比	疲労累積係数			発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	応力比	疲労累積係数							
									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Ss)	合計				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Ss)	合計					
炉内構造物	疲労割れ	炉心支持構造物	炉心シュラウド	S	Ss	-	-	-	0.455	Ss: 0.185 NCO: 0.001	0.641	-	-	-	0.004	0.000	0.004	1① 1② 2① 3①				
			シュラウドサポ ート	S	Ss	-	-	-	0.031	0.005	0.036	-	-	-	0.014	Ss: 0.001 NCO: 0.000	0.015	1① 1② 2① 3①				
	中性子照射に よる靱性低下	炉心支持構造物	上部格子板	S	Ss	21.5 [MPa√m] *1	43.2 [MPa√m] *2	-	-	-	-	7.4 [MPa√m] *1	43.2 [MPa√m] *2	-	-	-	-	3① 3③	*1: 想定欠陥応力拡大 係数 *2: 破壊靱性値			
基礎ボルト	基礎ボルトの 腐食 (全面腐食)	非常用ディーゼル機関 (A, B号機) 付属設備 (軽油タンク)	機器付基礎ボルト	S	Ss	引張荷重	181	235	0.78	-	-	-	185	235	0.79	-	-	-	3①			
						せん断荷重	69	190	0.37	-	-	-	69	190	0.37	-	-	-	-	-	差異なし	
			機器付基礎ボルト	S	Ss	引張荷重	19	175	0.11	-	-	-	15	175	0.09	-	-	-	-	-	1① 3①	
						せん断荷重	5	135	0.04	-	-	-	5	135	0.04	-	-	-	-	-	差異なし	
			機器付基礎ボルト	S	Ss	引張荷重	181	235	0.78	-	-	-	185	235	0.79	-	-	-	-	-	3①	
						せん断荷重	69	190	0.37	-	-	-	69	190	0.37	-	-	-	-	-	差異なし	
		機器付基礎ボルト	S	Ss	引張荷重	19	175	0.11	-	-	-	15	175	0.09	-	-	-	-	-	-	1① 3①	
					せん断荷重	5	135	0.04	-	-	-	5	135	0.04	-	-	-	-	-	-	差異なし	
		後打ちメカニカル アンカ	S	Ss	引張	応力比: 0.46 ^{*1}		0.46 ^{*1}	-	-	-	応力比: 0.18 ^{*2}		0.18 ^{*2}	-	-	-	-	1①	*1: 応力比が最大とな るボルト径 (M6) *2: 応力比が最大とな るボルト径 (M10, M12)		
					せん断	応力比: 0.28 ^{*1}		0.28 ^{*1}	-	-	-	応力比: 0.39 ^{*2}		0.39 ^{*2}	-	-	-	-	1①	*1: 応力比が最大とな るボルト径 (M6) *2: 応力比が最大とな るボルト径 (M12)		
		後打ちケミカル アンカ	S	Ss	引張	応力比: 0.91 ^{*1}		0.91 ^{*1}	-	-	-	応力比: 0.76 ^{*2}		0.76 ^{*2}	-	-	-	-	1①	*1: 応力比が最大とな るボルト径 (M22) *2: 応力比が最大とな るボルト径 (M12)		
					せん断	応力比: 0.66 ^{*1}		0.66 ^{*1}	-	-	-	応力比: 0.68 ^{*2}		0.68 ^{*2}	-	-	-	-	1①	*1: 応力比が最大とな るボルト径 (M22) *2: 応力比が最大とな るボルト径 (M10)		

別紙 10 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））については、高経年化技術評価において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）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また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. 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象ラインの抽出について

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））に対する耐震安全性評価は、「発電用原子力設備規格 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）」において、流れ加速型腐食（FAC）発生の可能性が小さいとされているFAC-1管理範囲以外の箇所を含むラインを評価対象ラインとして選定した。給水系の対象ラインを表10-1に示す。

なお、過去に4号炉と同様の評価を実施している5号炉の対象ラインとの比較を格納容器内配管と格納容器内配管について各々実施した。比較結果を添付-1に示す。

表10-1 炭素鋼配管の流れ加速型腐食（FAC）の対象ライン

対象ライン	管理ランク	評価	備考
炭素鋼配管（給水系）	FAC-1	対象外	原子炉格納容器内
	FAC-1及びFAC-S	対象	原子炉格納容器外

(2) 耐震性への影響について

評価対象ラインの炭素鋼配管（給水系）のうち、原子炉格納容器外の範囲は、「発電用原子力設備規格 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）」において、FAC-Sを含む範囲に分類されるため、流れ加速型腐食（FAC）発生の可能性を否定できない。

しかし、流れ加速型腐食（FAC）の想定される偏流部となる原子炉冷却材浄化系との合流部については、耐食性に優れた低合金鋼を使用しており、当該合流部以外に偏流部は存在しない。評価対象ラインの配管施工図を添付-2（格納容器外）に示す。

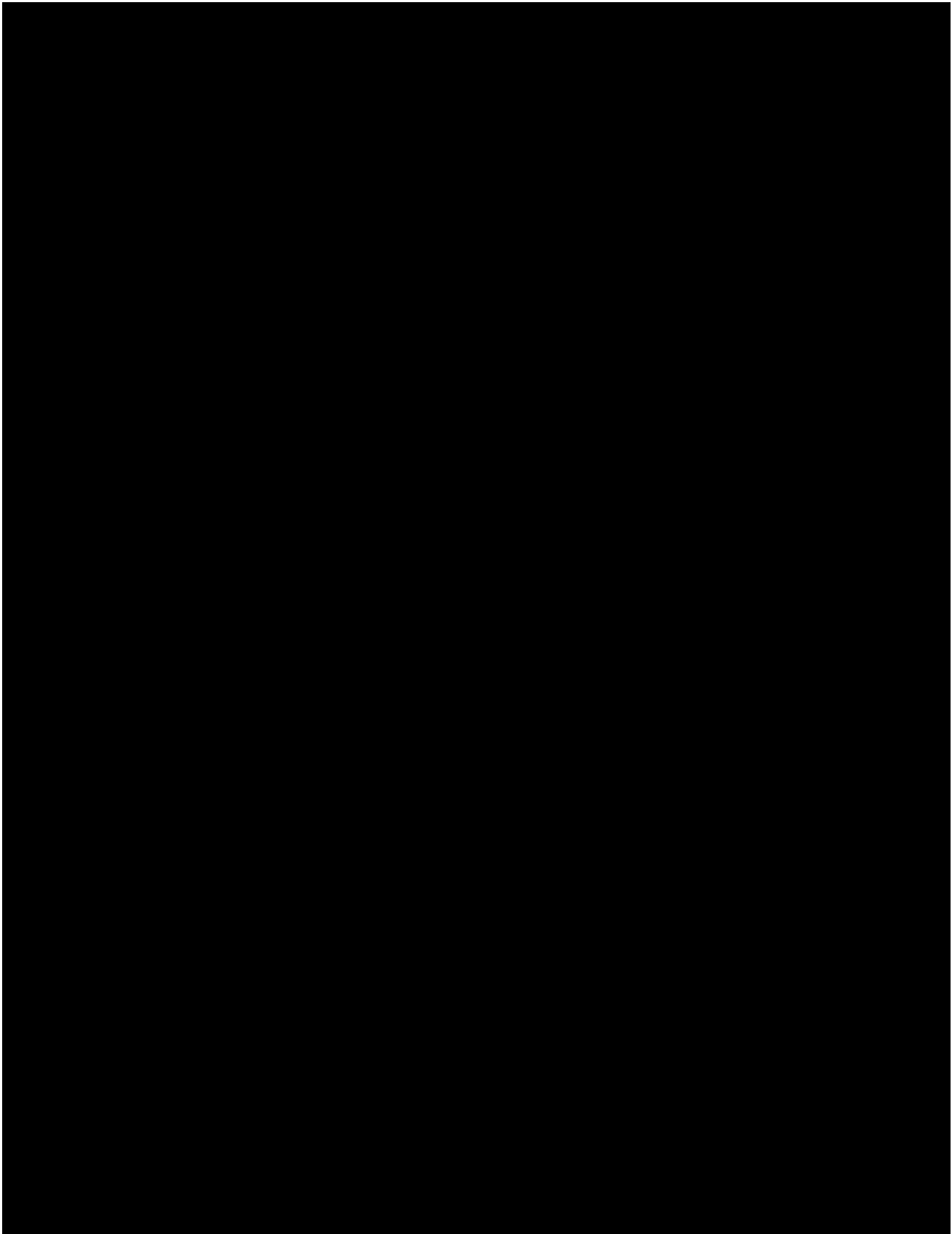
このため、FAC-Sを含む範囲に分類される範囲においても、流れ加速型腐食（FAC）の可能性は小さいため、耐震性への影響は軽微であると判断する。

(3) 技術評価書への記載について

評価対象ラインの抽出から耐震評価までの流れと評価書上の記載について添付-2に示す。

以上

4号炉と5号炉の評価対象ラインの比較結果



いずれのノズル部も給水ヘッド（ティー管）と曲げ管の各偏流要素間に直管部があり，偏流発生要素の連続部位とはみなしていない箇所である（FAC-1 と判断）

図 2 4号炉と5号炉の格納容器内配管部の構造比較

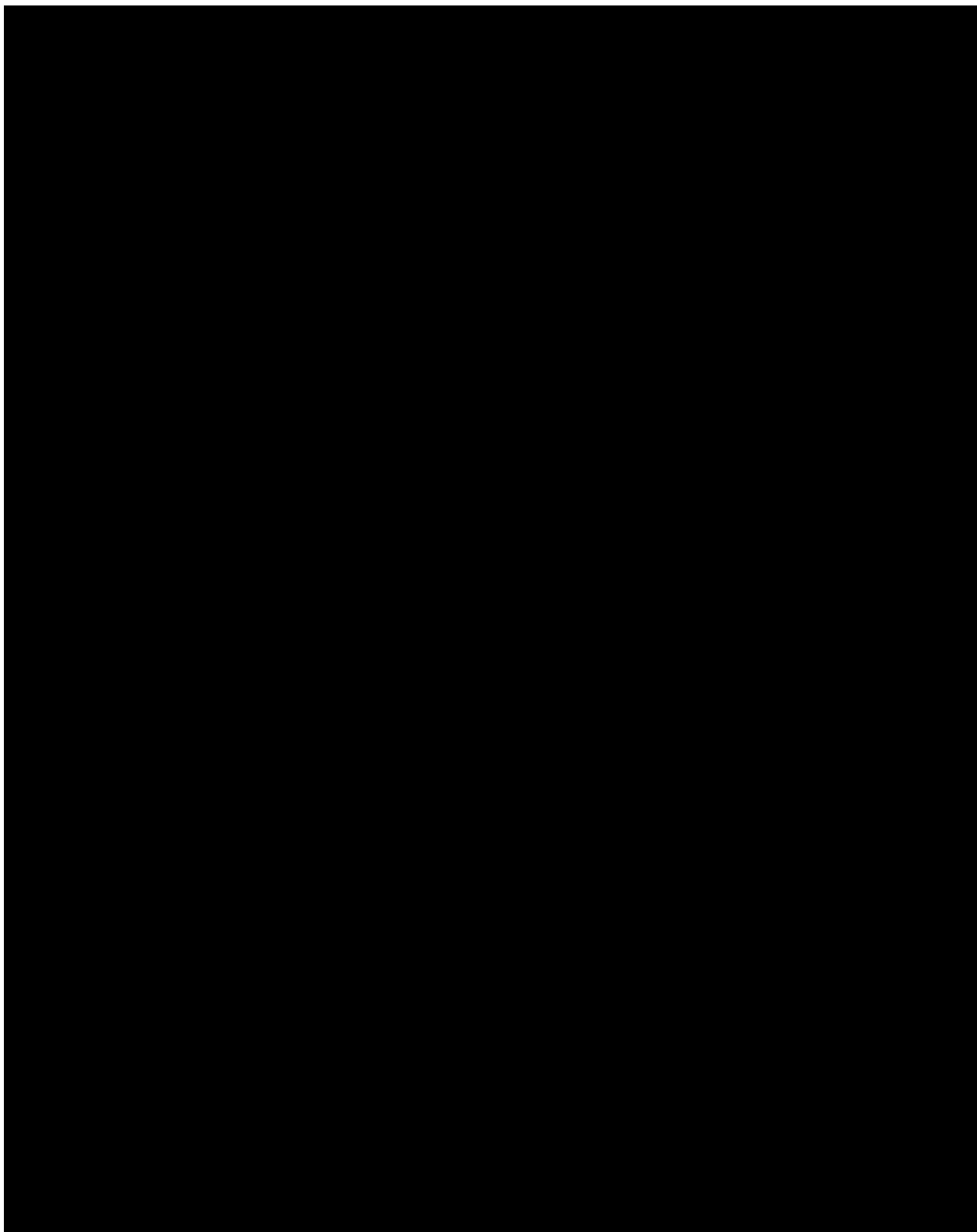


図1 炭素鋼配管（給水系）の系統概要図(原子炉格納容器外配管)

4号炉及び5号炉ともに偏流効果が著しい箇所として原子炉冷却材浄化系配管との合流部が該当するが、いずれも当該部位は耐腐食性を有した低合金鋼となっており FAC の対象外としている。
なお3号炉については、当該部位が炭素鋼であるため FAC の対象として評価を実施している。

技術評価書への記載について

技術評価書への記載について

1. 腐食（流れ加速型腐食：FAC）の対象について

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（2006年版）（JSME S NH1-2006）に FAC 管理の対象となる材料等の条件があり，この規格の中で低合金鋼については，FAC の耐性を有するため FAC の考慮が不要，炭素鋼については，配管の合流部等の偏流効果が著しいとき FAC の考慮が必要と規定されている。

よって FAC 評価の対象は材料が炭素鋼かつ偏流効果が著しい配管が耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象（◎事象と記載）として抽出している。

2. FAC 考慮部位の抽出

給水系の配管の評価対象となる第一給水加熱器～原子炉压力容器の区間において偏流効果が著しく，FAC が生じやすいのは原子炉冷却材浄化系の配管との合流部であるリコンビネーションティーの部位である。図 1 参照

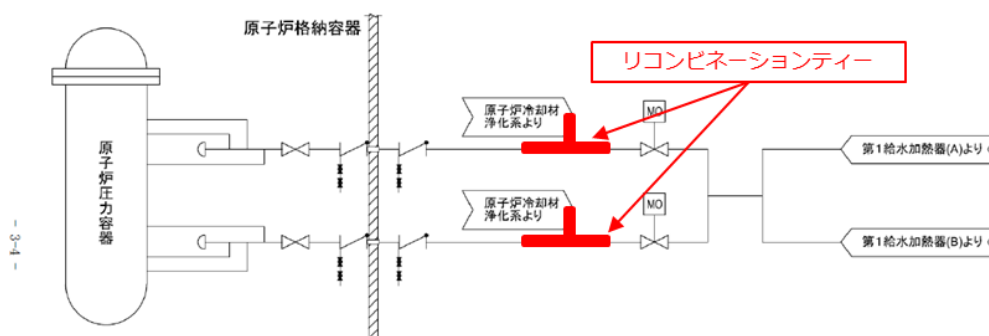


図 1 FAC 考慮箇所

3. 技術評価書における FAC 対象抽出及び記載の流れ

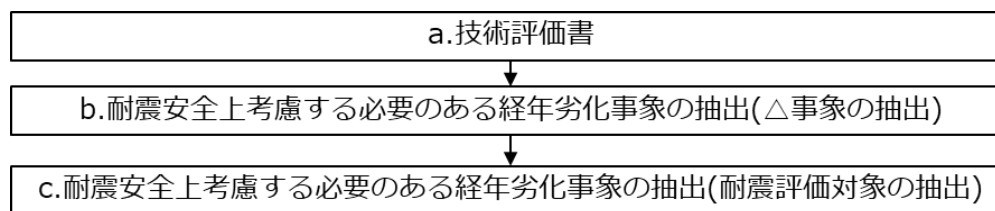


図 2 耐震安全性評価の対象機器抽出フロー

a. 技術評価書

給水系配管に想定される経年劣化事象 腐食（FAC）の抽出

JSME 規格適用により配管減肉管理範囲を定めた際に，給水系配管は FAC 管理の対象としているため，高経年化評価においても給水系配管は材料にかかわらず一律 FAC を抽出している。

表 1 3号炉と4号炉の FAC 対象の比較 (1)

技術評価書 給水系配管に想定される経年劣化事象腐食（FAC）について		3号炉	4号炉
材料	炭素鋼	△事象	△事象
	低合金鋼	機器無し	△事象

b. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象(技術評価書における△事象の扱い)

耐震評価書「2. 耐震安全性評価の進め方 2.2 評価手順 b. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出」のステップ1, 2に従い耐震安全性評価において考慮する必要のある△事象を抽出する。

ここで炭素鋼は常時流れがある高温純水環境であるため、FACが発生することが否定できないことから△②と評価した。低合金鋼は耐食性に優れているため、FACが発生する可能性が小さいことから△①と評価した。

表2 3号炉と4号炉のFAC対象の比較(2)

a. 現在発生しておらず今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの(△①)		3号炉	4号炉
b. 現在発生しているか、または将来にわたって起こる可能性が否定できないもの(△②)			
材料	炭素鋼の腐食(FAC)	△②	△②
	低合金鋼の腐食(FAC)	機器無し	△①

c. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出(耐震評価対象の抽出)

上表で△②とした機器について、耐震評価書「2. 耐震安全性評価の進め方 2.2 評価手順 b. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出」のステップ3に従い、代表機器の震動応答特性上または構造・強度上影響が「軽微もしくは無視」できない事象(◎)または「軽微もしくは無視」できる事象(■)を抽出し、◎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定量評価対象を抽出

表3 3号炉と4号炉のFAC対象の比較(3)

耐震安全性評価書 本文 表4 震動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象(◎), 「軽微もしくは無視」できる事象(■)		3号炉	4号炉
材料	炭素鋼	◎	■
	低合金鋼	機器無し	対象外

まとめ

KK4はリコンビネーションティが低合金鋼であり「対象外」、炭素鋼の偏流効果は著しくないため「■事象」と評価

KK3はリコンビネーションティが炭素鋼であり、偏流効果が著しいため「◎事象」と評価

以上