

柏崎刈羽原子力発電所3号炉 審査資料	
資料番号	KK3PLM-補-07 改1
提出年月日	2022年11月9日

柏崎刈羽原子力発電所3号炉
高経年化技術評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

2022年11月9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（流れ加速型腐食）	16
4.1.5 腐食（全面腐食）	17
4.2 動的機能維持に係る耐震安全性評価.....	19
4.3 現状保全	20
4.4 総合評価	20
5. まとめ.....	21
5.1 審査ガイド適合性	21
5.2 施設管理に関する方針として策定する事項.....	25
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 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果について.....	6-1
別紙 7 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について.....	7-1
別紙 8 動的機能維持評価の記載方針について.....	8-1
別紙 9 炉心シュラウドの粒界型応力腐食割れ評価について.....	9-1

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う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、P L M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がある経年劣化事象の抽出

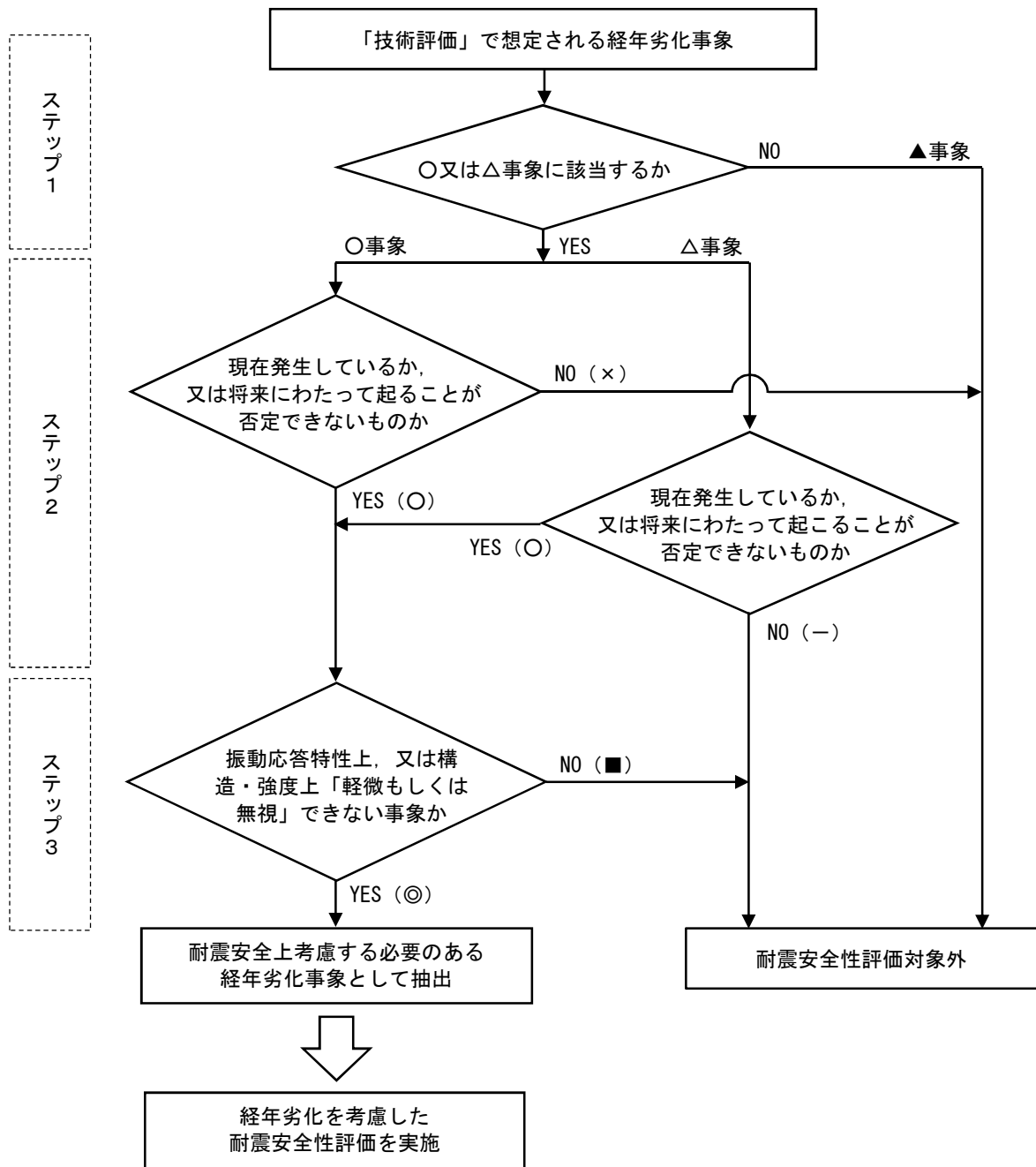
3.1.1項にて抽出された耐震安全性評価対象機器において、「技術評価」で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化事象については、以下のとおり分類される。

- (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が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が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が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が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	腐食
ポンプ	—	—	—	—
熱交換器	—	—	—	◎ ^{※2}
ポンプモータ	—	—	—	—
容器	◎ ^{※3}	◎ ^{※3}	—	—
配管	◎	—	—	◎ ^{※4}
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

※4：炭素鋼配管の流れ加速型腐食 (FAC)

【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(2021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（流れ加速型腐食，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	2021. 8. 11	2033. 8. 11
腐食 (流れ加速型腐食)	配管	評価期間	運転開始後 40 年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2033.8.11]		
		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 2021.8.11] (※)		
腐食 (全面腐食)	熱交換器 基礎ボルト	評価期間	運転開始後 40 年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2033.8.11]		
		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 2021.8.11]		
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 2033.8.11]		
		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 2011.3.11]		
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 2033.8.11]		
		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 2011.3.11]		
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 2033.8.11]		
		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 2011.3.11]		

※ 配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））に関しては，保守的に必要最小肉厚までの減肉を想定して評価を実施する。許容値を満足しない場合は実機測定データに基づき冷温停止状態においても減肉が進展すると仮定し，運転開始後 40 年時点の肉厚を想定して評価を実施する。

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（流れ加速型腐食）（配管）

必要最小肉厚まで一様な減肉を想定し，地震時の発生応力が許容値を超えないことを確認する。許容値を満足しない場合は，実機測定データに基づき，評価期間である運転開始後 40 年時点までの肉厚を想定して発生応力が許容値を超えないことを確認する。

(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。

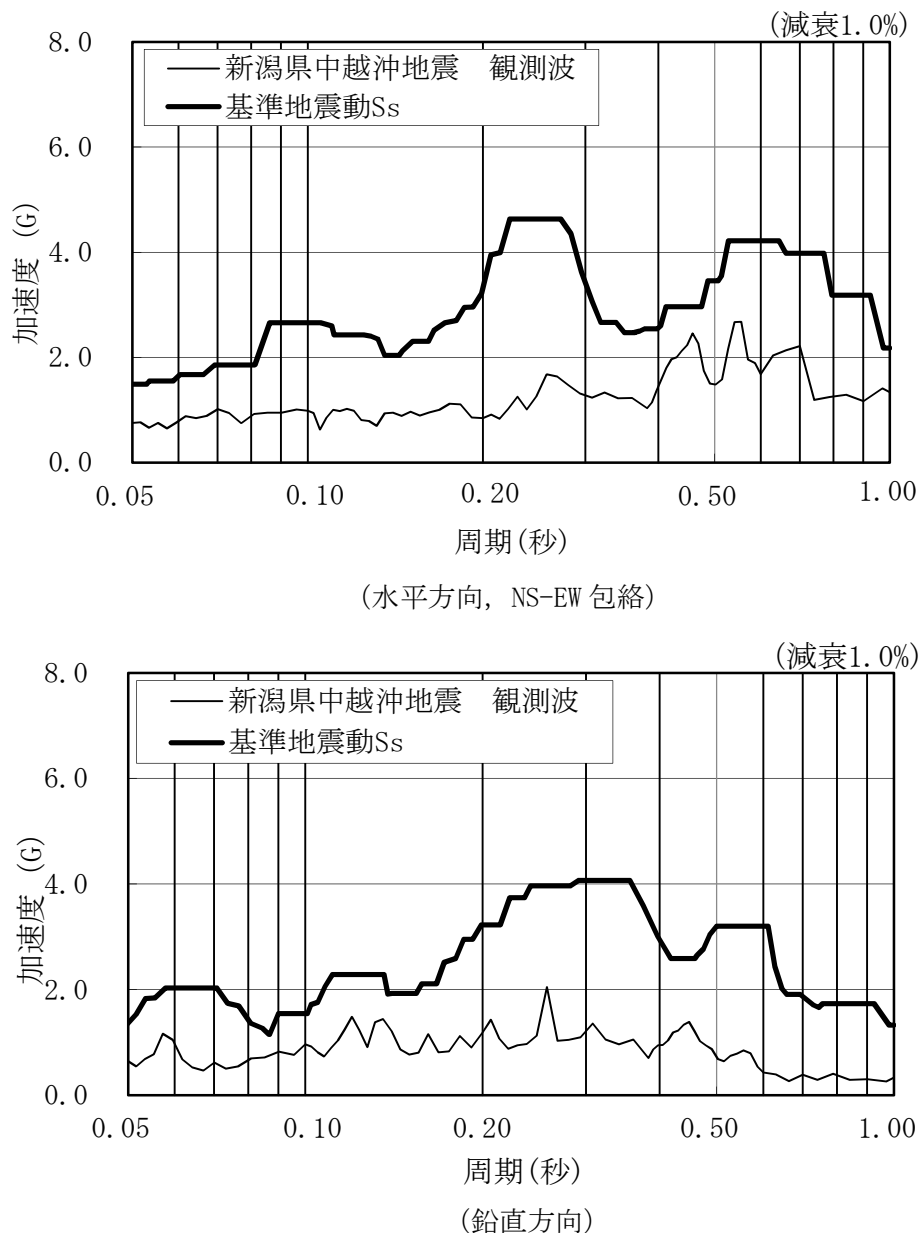


図 2 基準地震動 S_s の加速度スペクトル比較図（原子炉基礎版上）

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	炉心シュラウド	<ul style="list-style-type: none"> 地震による疲労累積係数が高い機器 建設時から材料、環境、形状等の変更があり、疲労累積係数が高くなると見込まれる機器
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 (流れ加速型腐食)	給水系配管	流れ加速型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
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

・炉心シュラウド

炉心シュラウドについて、「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 炉心シュラウドの疲れ解析結果

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 (環境を考慮)	地震動による 疲れ累積係数 (S_s 地震動)	地震動による 疲れ累積係数 (NCO地震動*1)	合計*2 (許容値1以下)
炉心シュラウド	S	0.455	0.025	0.001	0.481

*1 新潟県中越沖地震の観測記録による地震動

*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（令和3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。

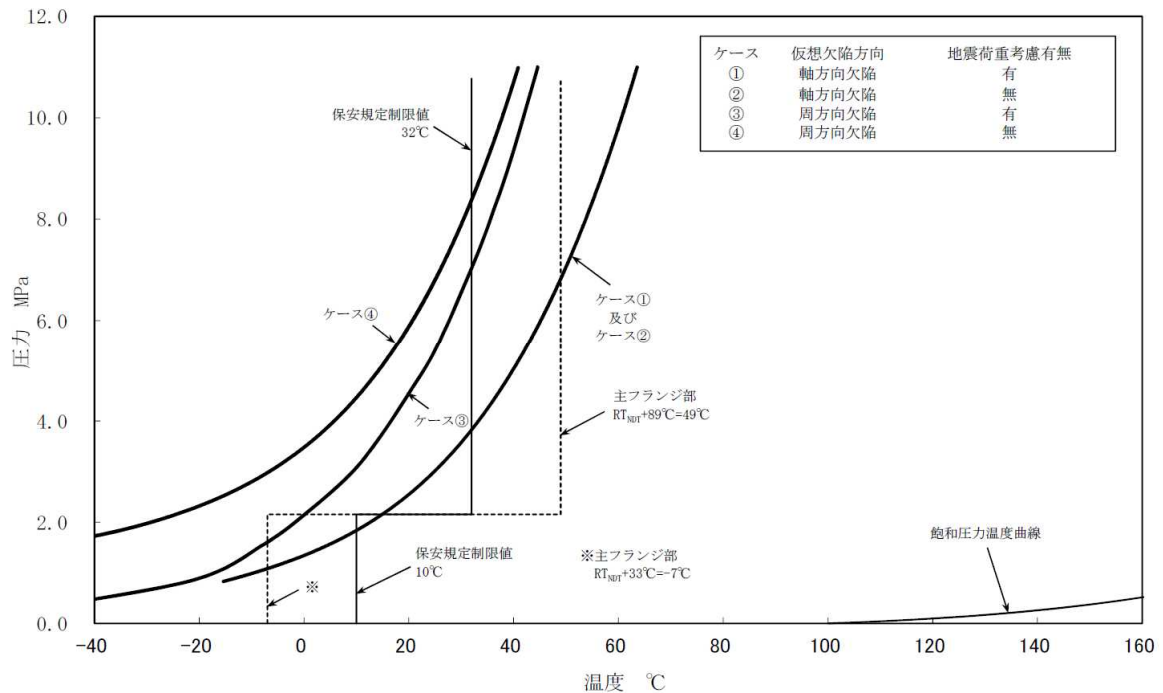


図3 原子炉压力容器の圧力－温度制限図（令和3年8月11日時点）
（炉心領域円筒胴，炉心臨界時）

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	21.5	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 腐食（流れ加速型腐食）

・給水系炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）

給水系炭素鋼配管について、減肉が広範囲にわたって徐々に進行する流れ加速型腐食（FAC）による減肉を想定し、耐震設計技術指針（JEAG4601）等に基づき以下に示す一段階の減肉を三次元はりモデルに反映して地震時の発生応力が許容応力を満足することを確認した。

（第一段階）

減肉想定範囲に必要最小肉厚*まで一様な減肉を想定

（第二段階）

第一段階の評価で耐震安全性を確認出来ない場合は、実機測定データに基づき肉厚を想定

※減肉がみられる配管については、JSME減肉管理規格を踏まえた減肉管理指針に基づき、必要最小肉厚に達するまでに取替を実施することから、配管肉厚が最も厳しい条件となる必要最小肉厚を設定

評価の結果、表 8 に示すとおり、第一段階の必要最小肉厚を想定した評価において、発生応力が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。

腐食（流れ加速型腐食）の詳細な評価内容を別紙 6 に示す。

表 8 炭素鋼配管系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) *1		許容応力*4 (MPa)
					必要最小肉厚*2	40年時点肉厚*3	
給水系	B	1/2 Sd	B _A S	1次応力	97	-	195

*1：評価対象ラインにおける最大の発生応力を示す

*2：配管の内圧等より決定される最小の肉厚

*3：これまでの測定データに基づき想定した肉厚

*4：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）） <第 I 編 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」付録材料図表Part5表1または表8、表9より求まる値

4.1.5 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 ^{*1} 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	97	198
				一次応力	109	198

*1：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	181	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	181	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						
		M6	M8	M10	M12	M16	M20	
応力比 (発生応力/ 許容応力*)	荷重 種別	引張	0.46	0.34	0.27	0.29	0.23	0.27
		せん断	0.28	0.22	0.18	0.19	0.15	0.18

*：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				
		M12	M16	M20	M22	
応力比 (発生応力/ 許容応力*)	荷重 種別	引張	0.85	0.87	0.89	0.91
		せん断	0.62	0.63	0.65	0.66

*：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。
	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, 4.1.1～4.1.5 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、P L M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 Ss 並びに弾性設計用地震動 Sd 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	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	—	—	A1*	—
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	—

※流れ加速型腐食 (FAC)

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 炭素鋼配管の腐食（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 7 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について

別紙 8 動的機能維持評価の記載方針について

別紙 9 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 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 (23 系統, 約 730 箇所)	○
電路類	ケーブルトレイのサポート改造 (約 220 箇所)	×
	電線管のサポート改造 (約 250 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ダ脱線防止ラグ, トロリストッパの構造変更 等	×
	燃料取替機のブリッジ等の補強, トロリ転倒防止装置の追設 等	×
建物・構築物, 屋外土木構造物	原子炉建屋の屋根トラスの補強	×
	排気筒の鉄塔の補強, 地盤改良	×
	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 1-1~16 及び表 1-3~18 に示す。

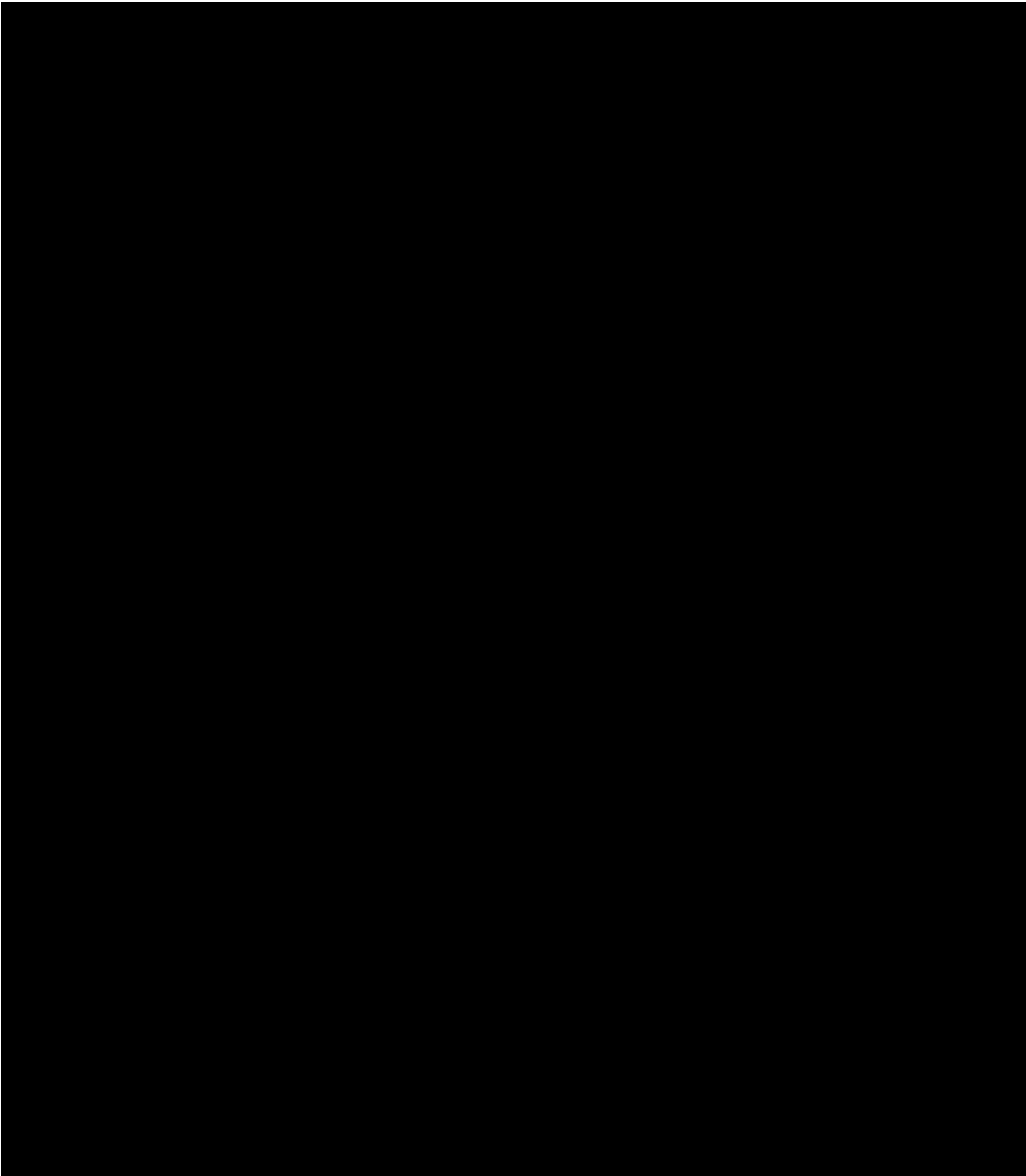
表 1-2 配管類耐震補強の実績箇所数

系統	耐震補強の実績箇所数
原子炉冷却材再循環系	16 ^{*1}
残留熱除去系	15 ^{*2}
原子炉冷却材浄化系	3 ^{*2}
給水系	7 ^{*1}
原子炉補機冷却水系	11 ^{*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。



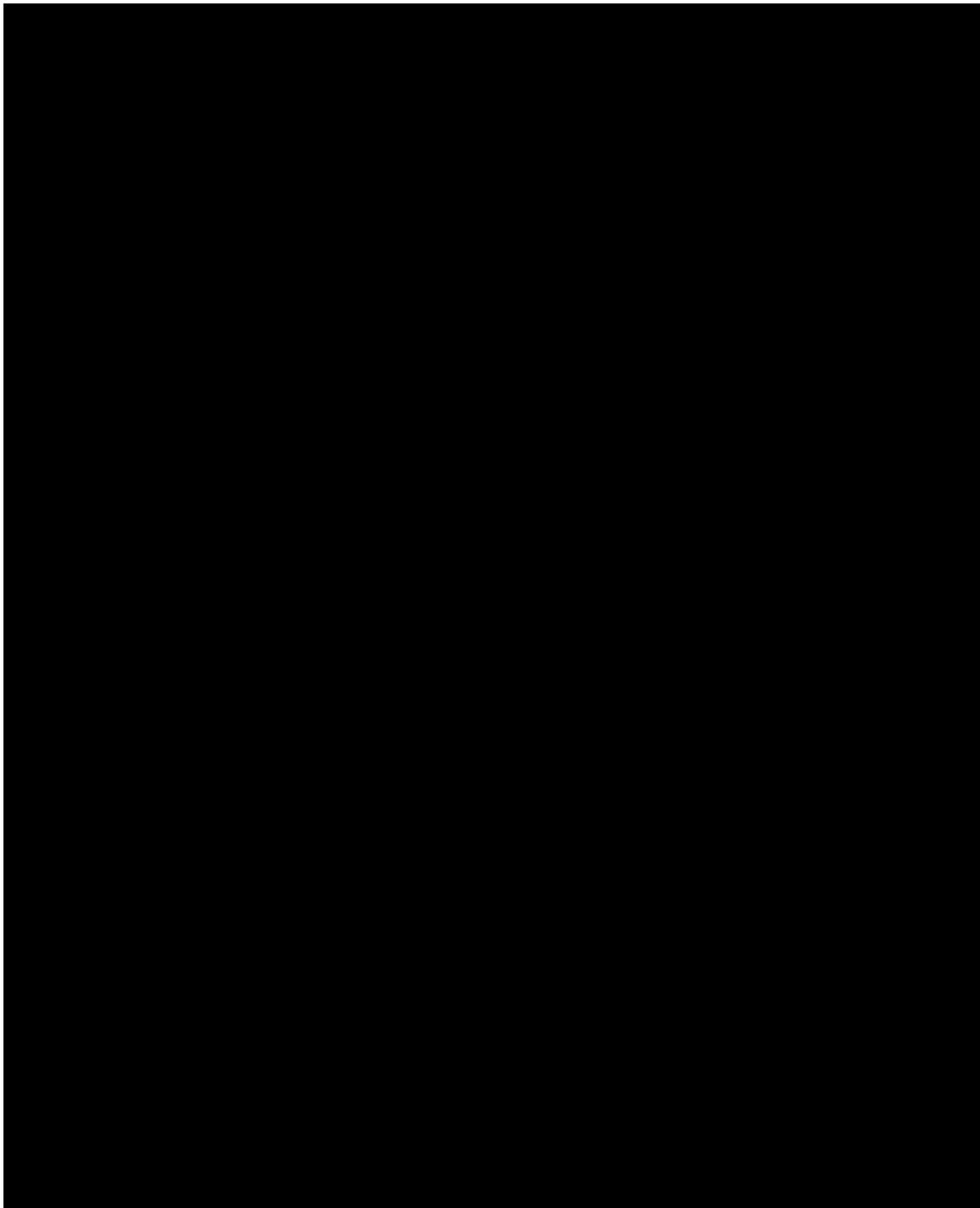
S : メカニカルスナッパ

○ : 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
PLR-001-116S	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)
PLR-001-117S	サポート容量変更 (16.0T → 25.0T)
PLR-001-104S	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)、取付角度変更
PLR-001-105S	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)、取付角度変更



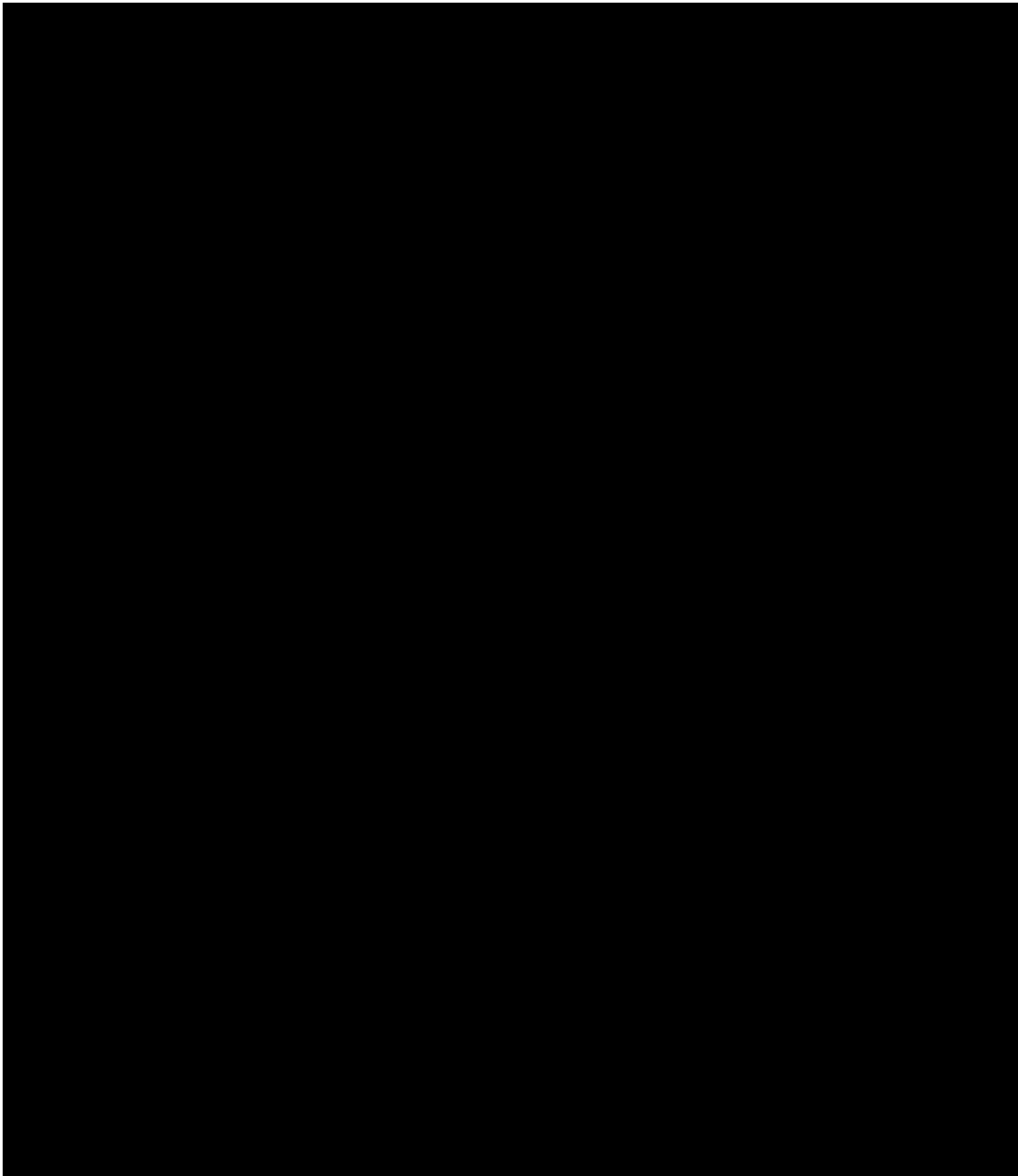
S : メカニカルスナッパ

○ : 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
PLR-001-033S	サポートに受台追加、既設サポートピン間長さ変更
PLR-001-903S	サポート新設 (10.0T)
PLR-001-901S	サポート新設 (7.5T)
PLR-001-902S	サポート新設 (7.5T)



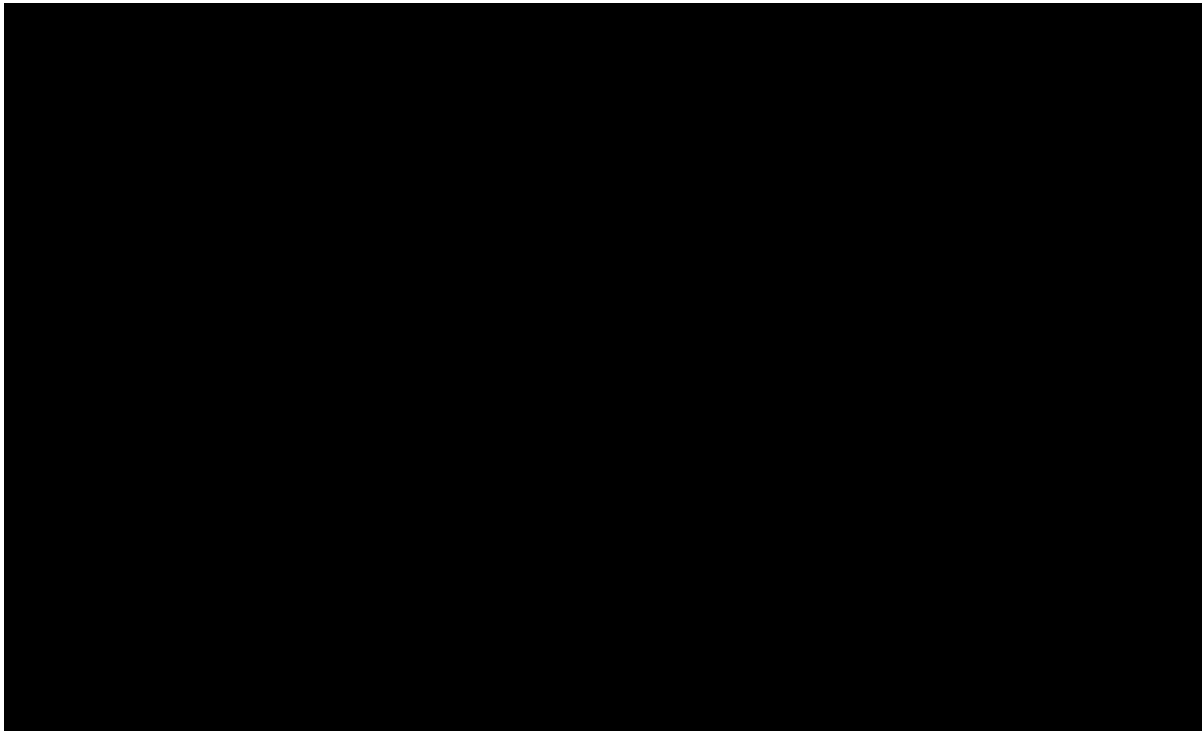
S : メカニカルスナッパ

○ : 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
PLR-001-904S	サポート新設 (16.0T)
PLR-001-257S	サポート容量変更 (5.0T → 7.5T)、受台追加
PLR-001-251S	サポート容量変更 (7.5T → 10.0T)
PLR-001-249S	サポート容量変更 (5.0T → 7.5T)、受台削除

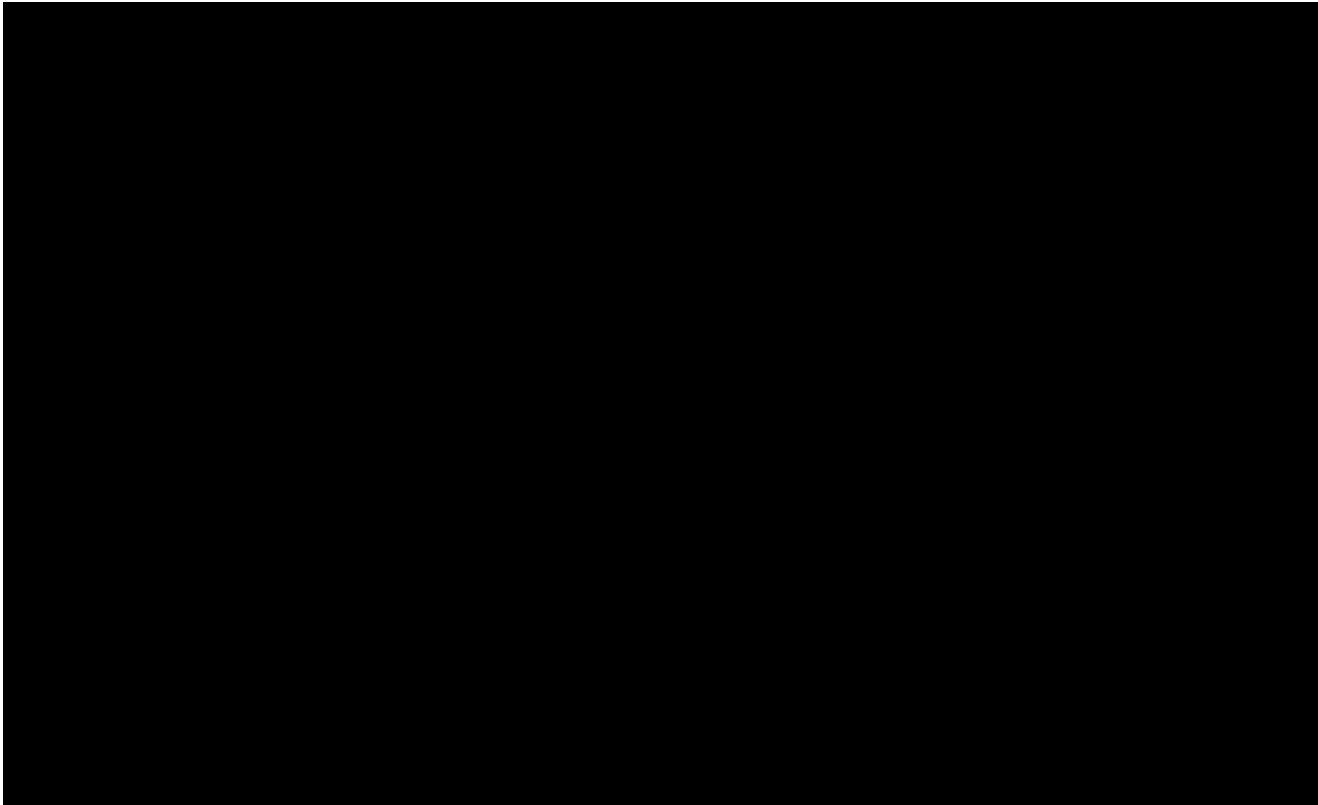


S : メカニカルスナッパ
B : ロッドレストレイント
○ : 耐震補強箇所

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
PLR-001-230S	サポート容量変更 (5.0T → 7.5T)
PLR-001-224B	サポート容量変更 (6.0T → 17.0T)
PLR-001-220S	サポート容量変更 (3.0T → 7.5T)
PLR-001-219S	サポート容量変更 (7.5T → 10.0T)
PLR-001-215B	サポート容量変更 (6.0T → 10.0T)



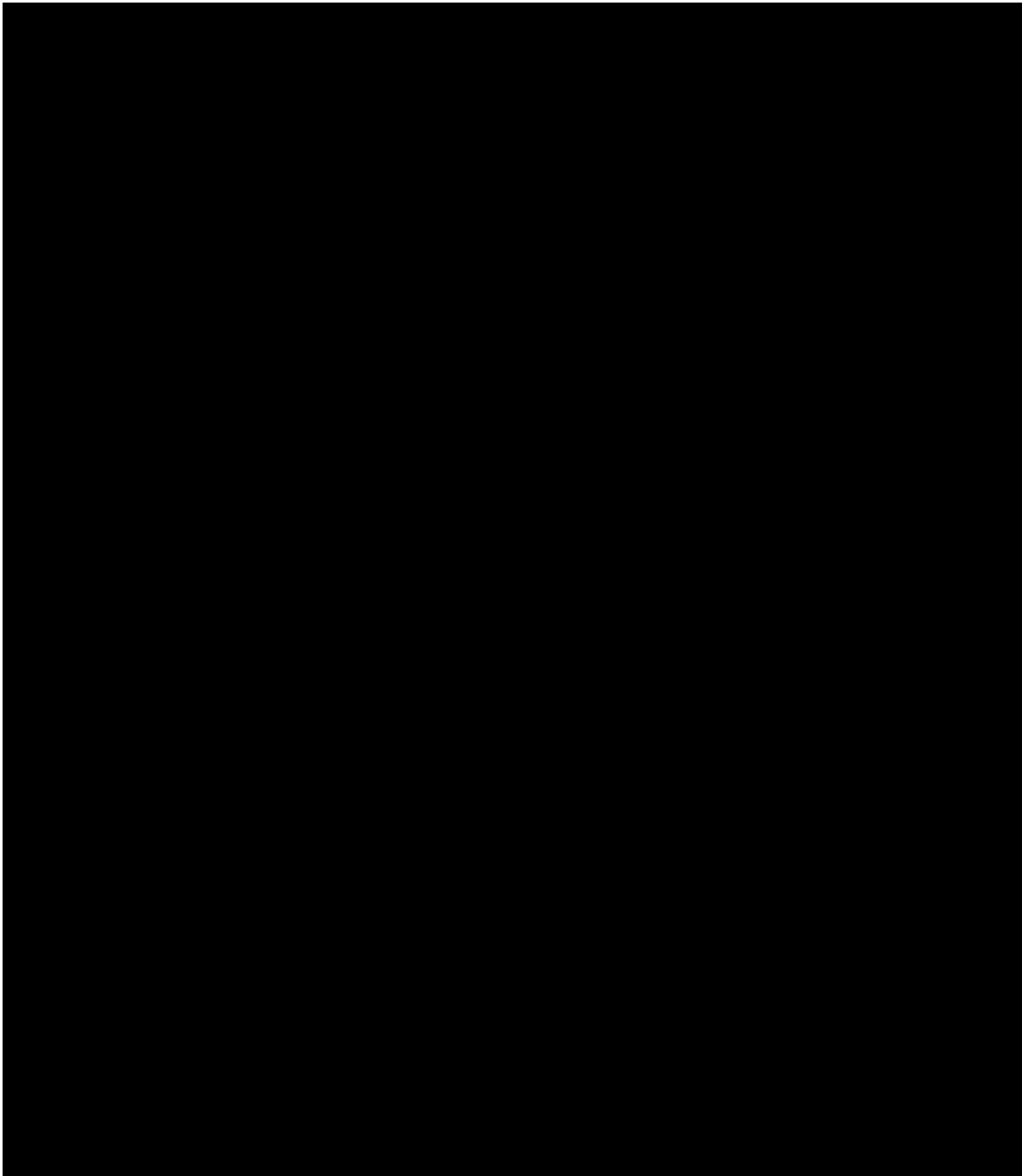
S : メカニカルスナップ

○ : 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
PLR-001-318S	サポート容量変更 (5.0T → 7.5T)、受台追加
PLR-001-350S	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)
PLR-001-316S	サポート容量変更 (5.0T → 7.5T)
PLR-001-308S	サポート容量変更 (3.0T → 7.5T)



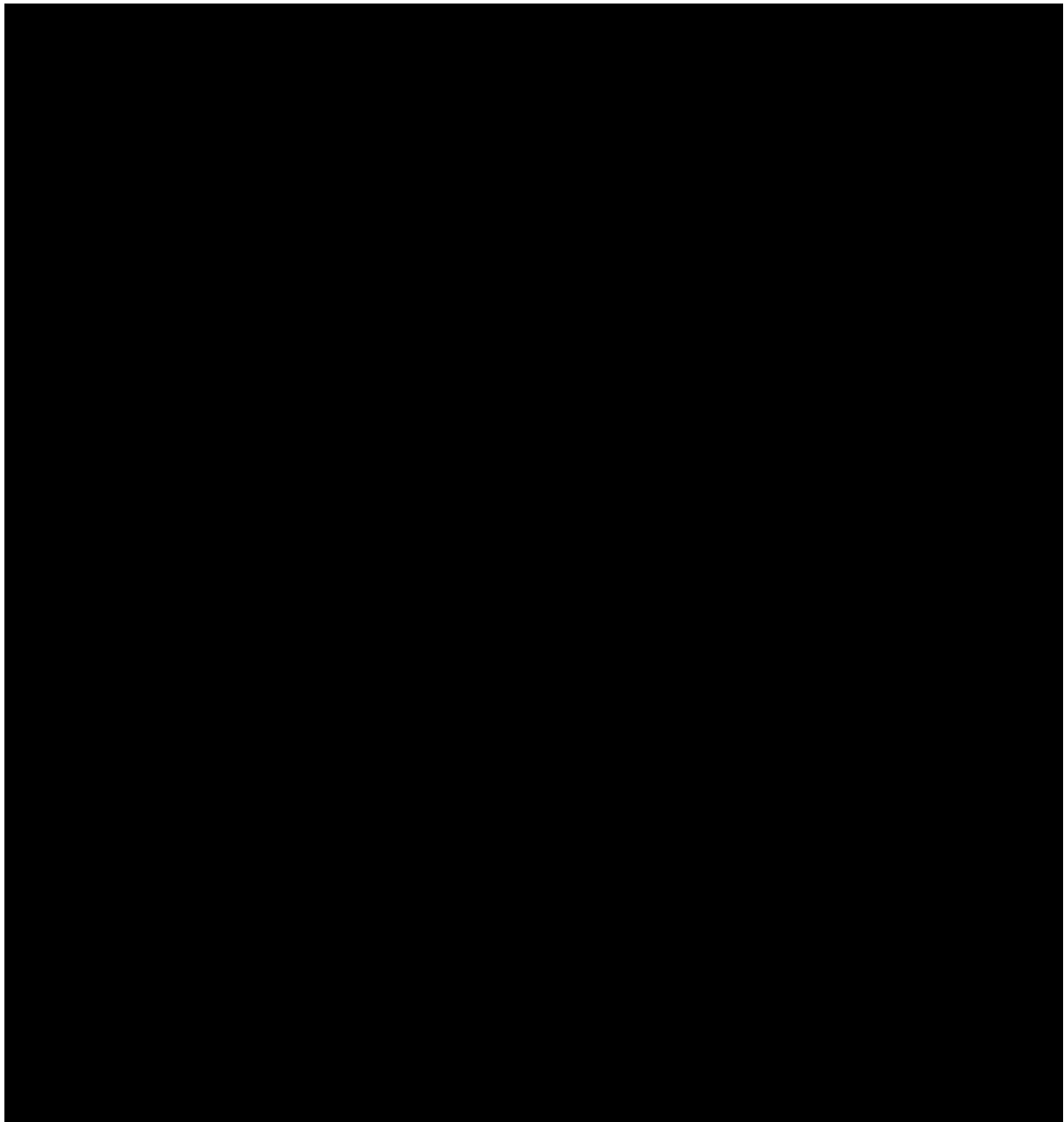
S : メカニカルスナッパ

○ : 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
PLR-002-117S	サポート容量変更 (16.0T → 25.0T)
PLR-002-104S	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)、取付角度変更
PLR-002-105S	サポート容量変更 (25.0T → 40.0T)、取付角度変更
PLR-002-122S	プレート材追加



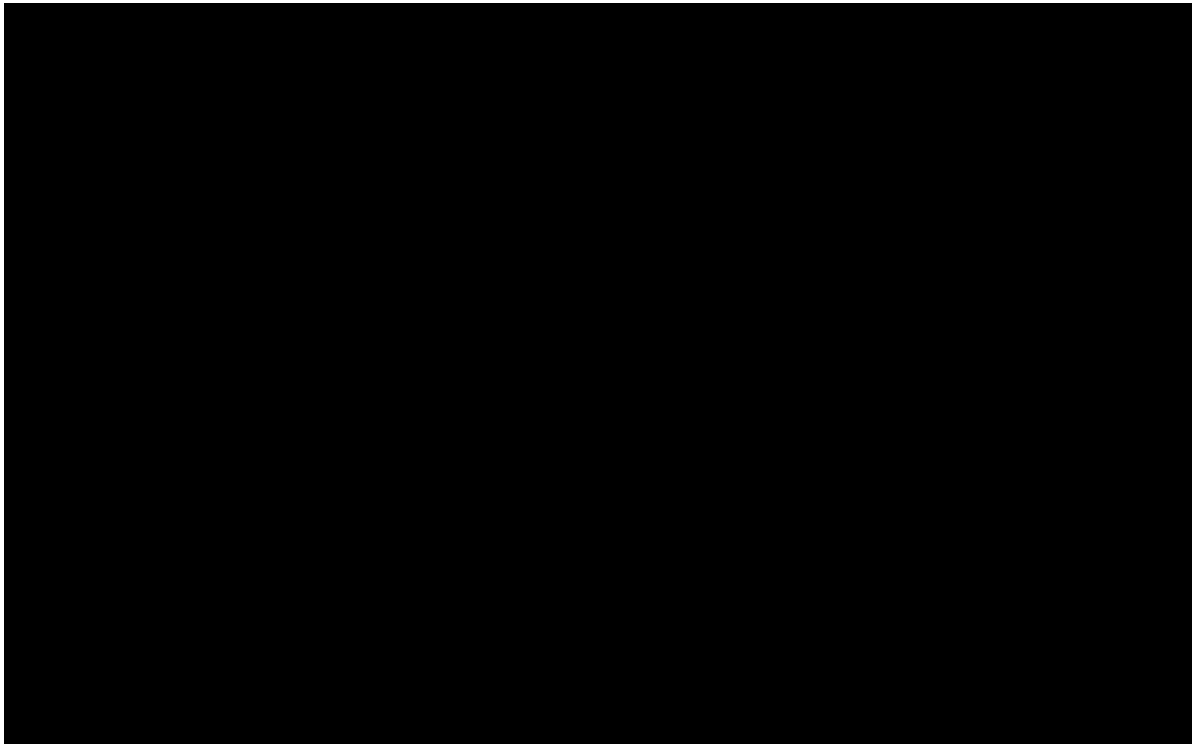
S : メカニカルスナッパ

○ : 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
PLR-002-033S	サポートに受台追加、既設サポートピン間長さ変更
PLR-002-903S	サポート新設 (10.0T)
PLR-002-901S	サポート新設 (7.5T)
PLR-002-902S	サポート新設 (7.5T)



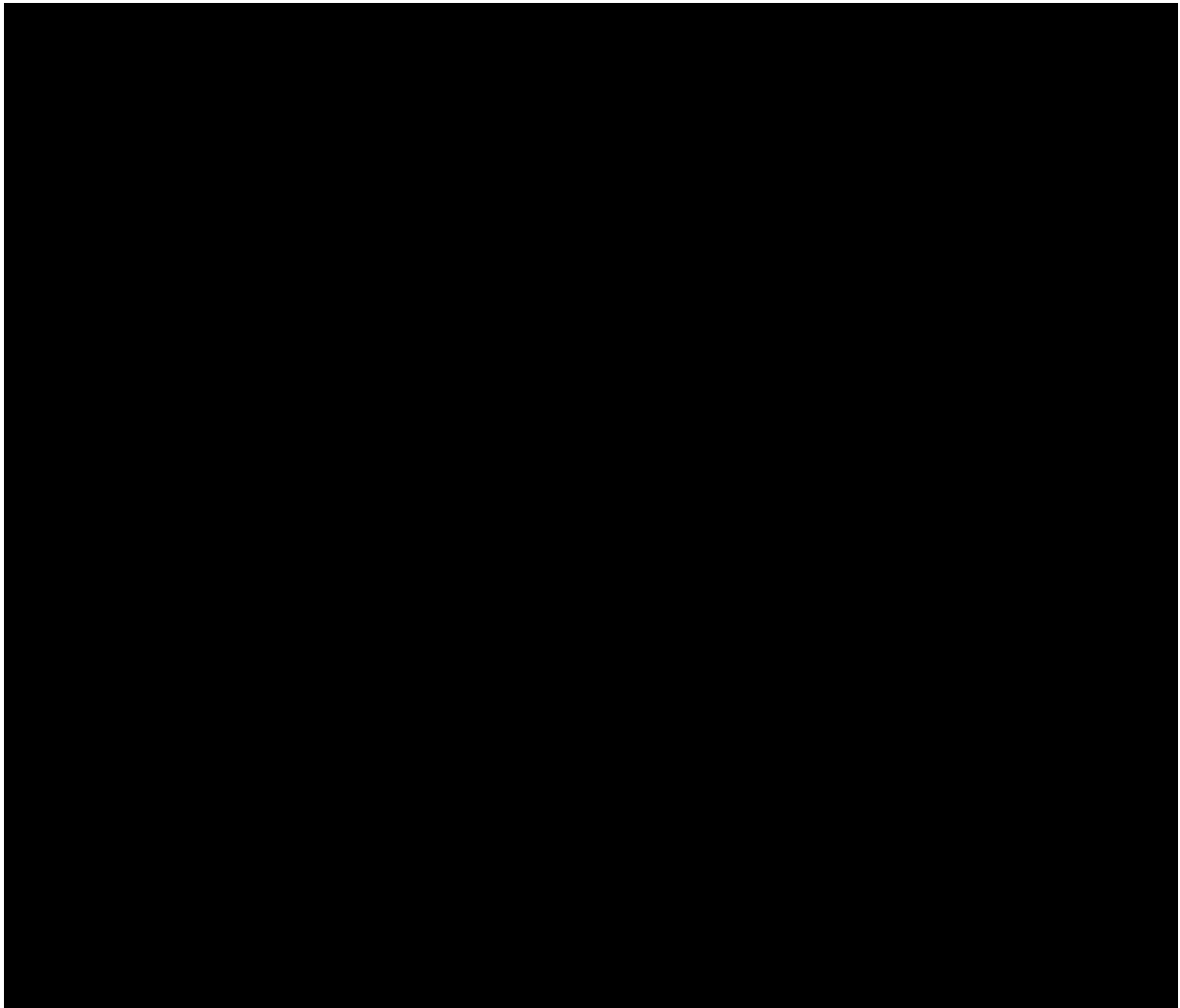
S : メカニカルスナッパ

○ : 耐震補強箇所

図 1-8 耐震補強実施箇所【原子炉冷却材浄化系】

表 1-10 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
PLR-002-904S	サポート新設 (3.0T)
PLR-002-250SB	スナッパ新設 (1.0T)



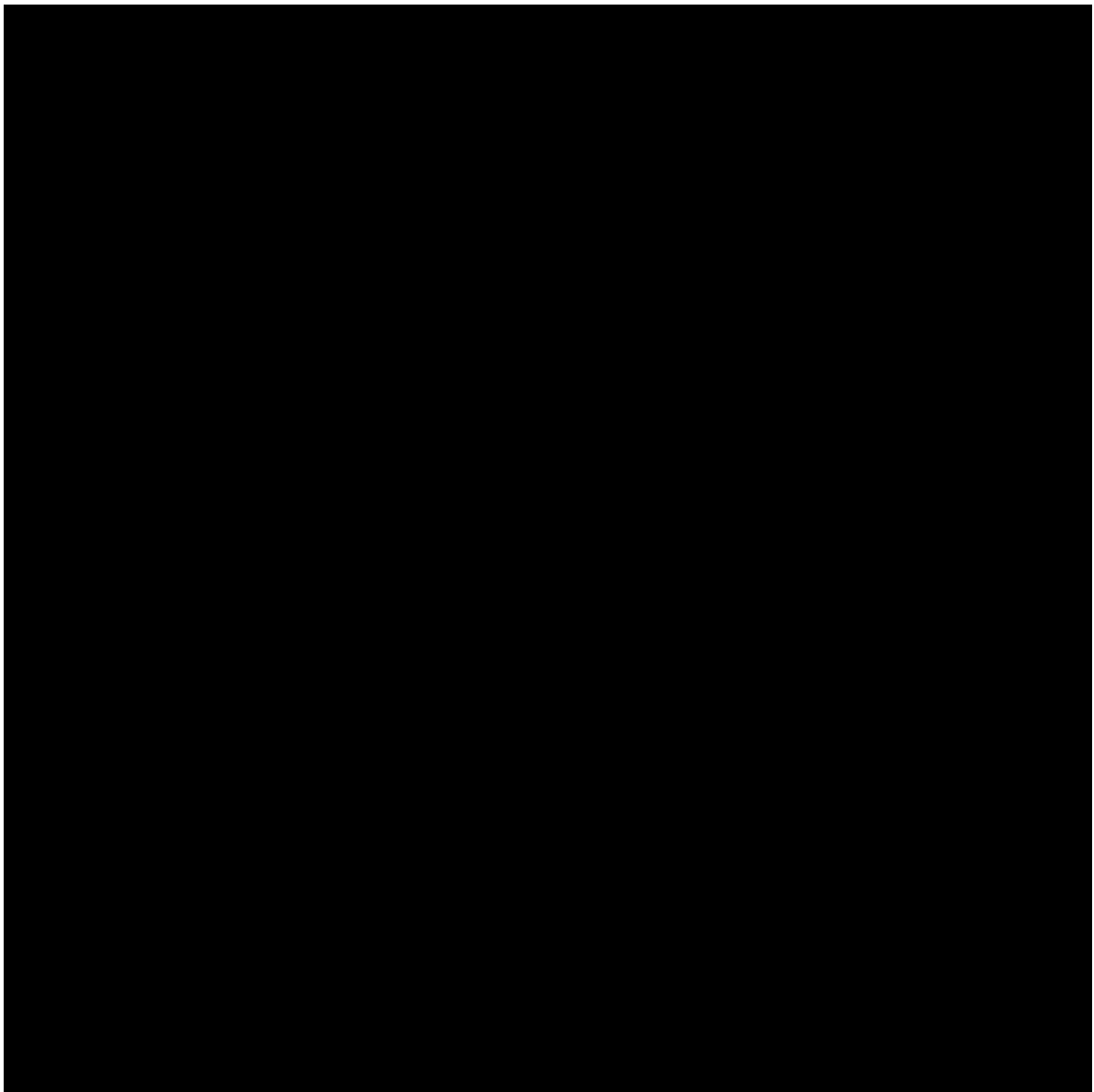
S : メカニカルスナップ

○ : 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
PLR-002-905S	サポート新設 (1.0T)



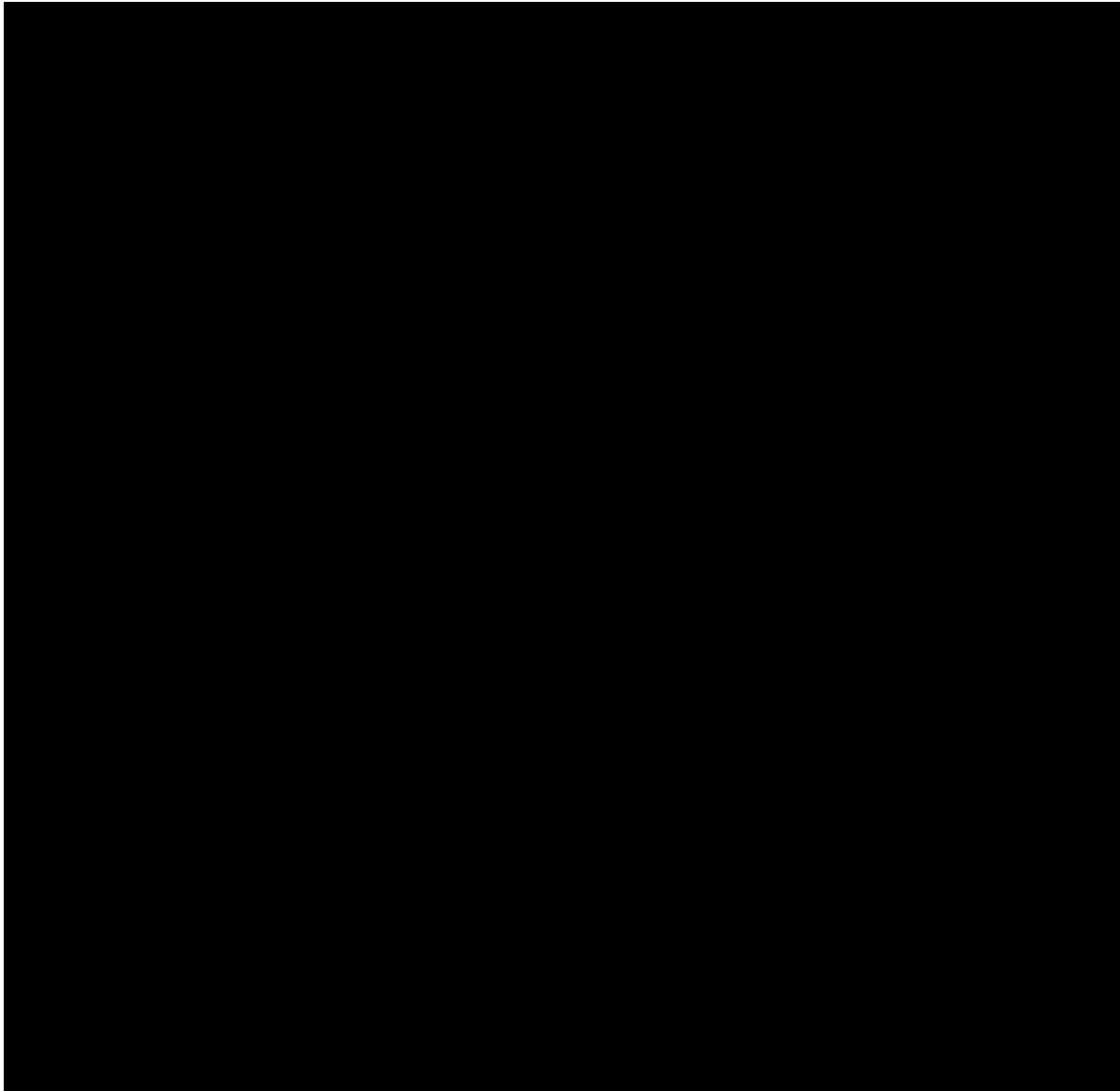
S : メカニカルスナップ

○ : 耐震補強箇所

図 1-10 耐震補強実施箇所【残留熱除去系】

表 1-12 耐震補強内容【残留熱除去系】

サポート番号	補強内容
PLR-002-309S	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)、取付角度変更
PLR-002-314S	サポート容量変更 (3.0T → 6.0T)



S : メカニカルスナップ

○ : 耐震補強箇所

図 1-11 耐震補強実施箇所【給水系】

表 1-13 耐震補強内容【給水系】

サポート番号	補強内容
FDW-001-039S	サポート容量変更 (7.5T → 10.0T)
FDW-001-902S	サポート新設 (10.0T)
FDW-001-901S	サポート新設 (10.0T)



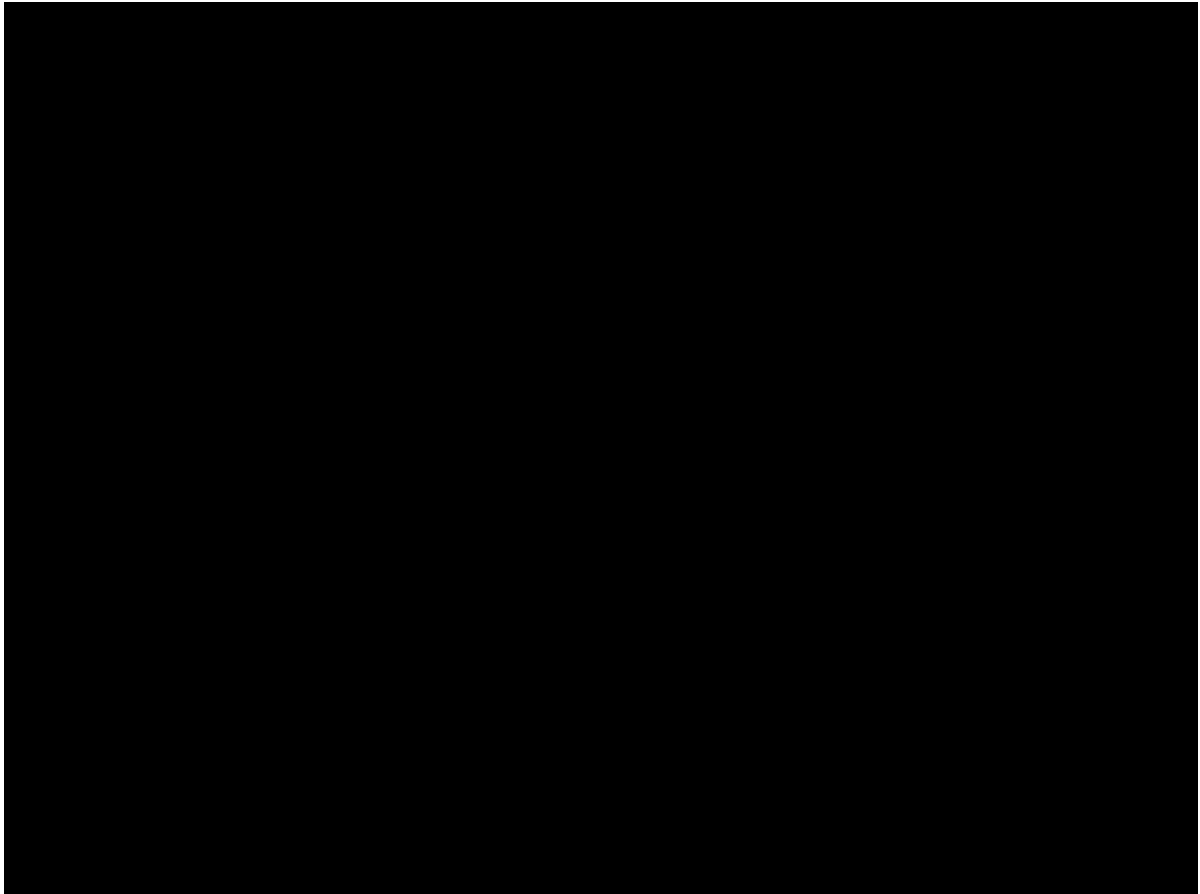
S : メカニカルスナップ

○ : 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
FDW-002-040S	サポート容量変更 (7.5T → 10.0T)
FDW-002-052S	サポート容量変更 (7.5T → 10.0T)
FDW-002-901S	サポート新設(10.0T)
FDW-002-902S	サポート新設(10.0T)



R : レストレイント

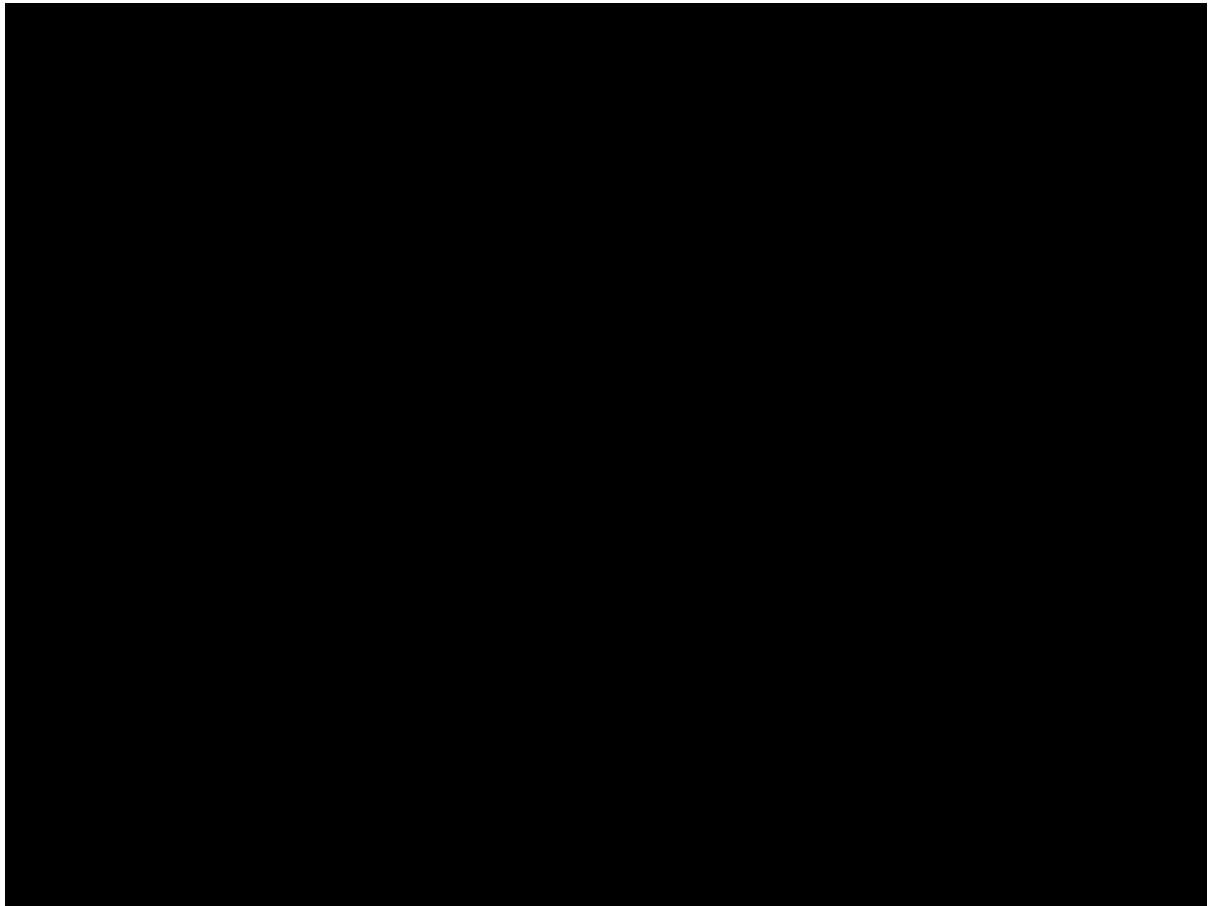
○ : 耐震補強箇所

○ : サポート撤去

図 1-13 耐震補強実施箇所【原子炉補機冷却水系】

表 1-15 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
RCW-001-935R	1 方向拘束を追加
RCW-002-005R	サポート撤去



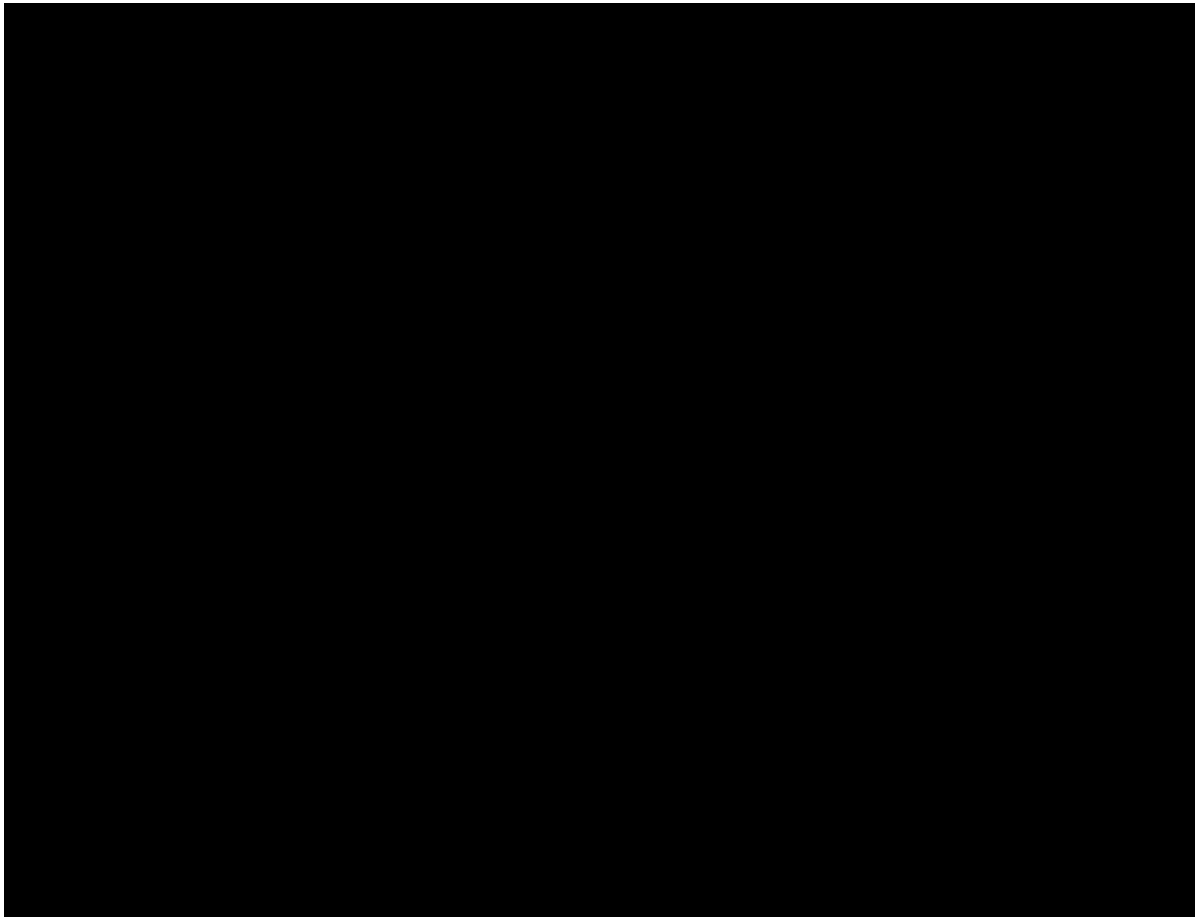
R : レストレイント

○ : 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
RCW-007-028R	拘束方向変更(2→1 方向)
RCW-007-901R	1 方向拘束を追加
RCW-001-951R	1 方向拘束を追加

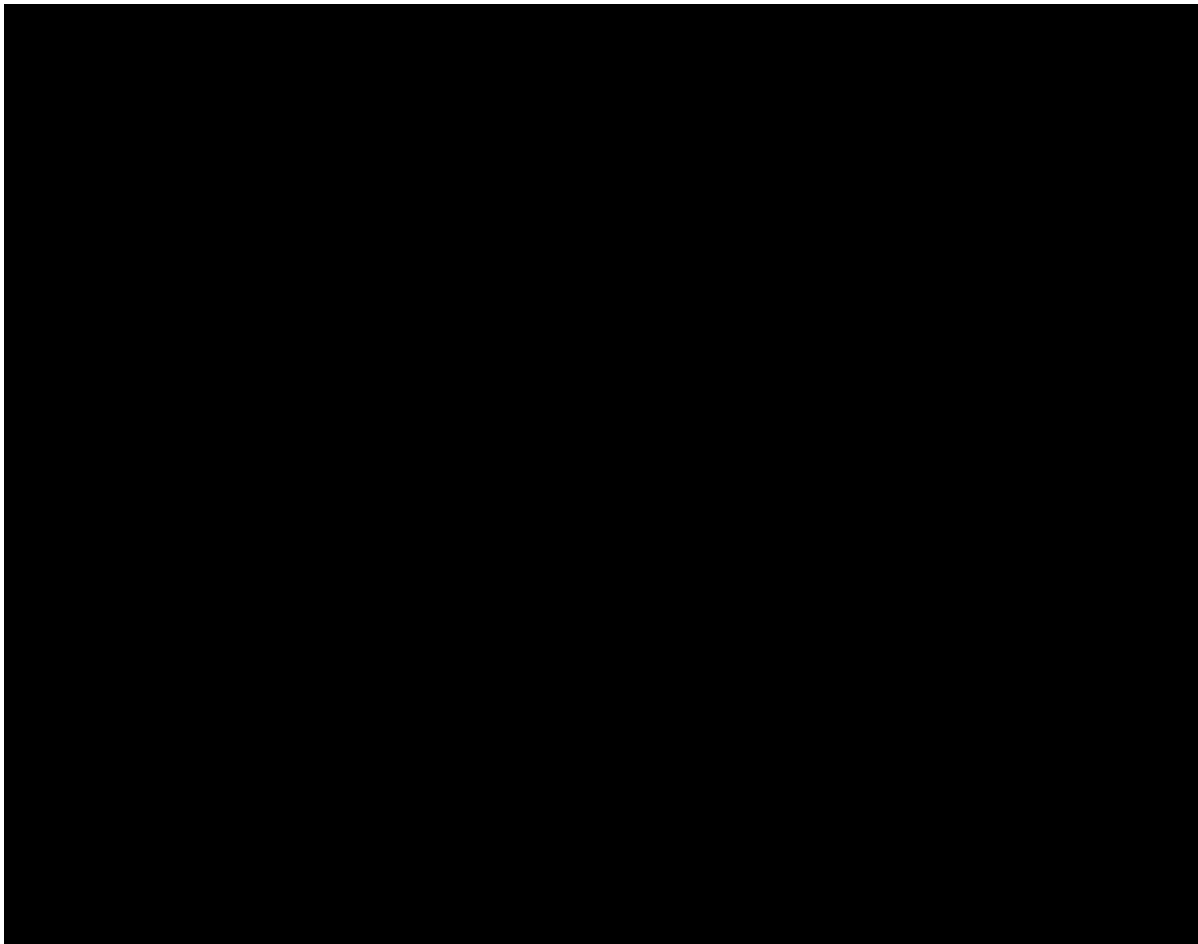


- S : メカニカルスナップ
- B : ロッドレストレイント
- R : レストレイント
- : 耐震補強箇所

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
RCW-013-506B	既設ロッドレスト撤去(3.0T)、ロッドレスト新設(10.0T)
RCW-013-503R	拘束方向変更(2→1 方向)
RCW-013-502R	1 方向拘束追加
RCW-014-903S	サポート新設(25.0T)



B : ロッドレストレイント

○ : 耐震補強箇所

○ : サポート撤去

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
RCW-019-911B	サポート追加(10.0T)
RCW-019-044B	サポート撤去

以上

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

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

(1) 配管関連の評価

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

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

表 2-1 配管関連の動的地震動による評価に適用した設計用減衰定数

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

(2) KK-3 と KK-2 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は、KK-3 及び KK-2 の給水系、原子炉冷却材再循環系ともに 3.0% を適用している。また、給水系の減肉評価に用いている設計用減衰定数は、KK-3 及び KK-2 とともに 2.0% を適用しており相違はない。

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

- KK-3 及び KK-2

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

以上

別紙 3 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価結果について

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

1. 記号の説明

炉心シュラウドの疲労評価に用いる記号を表 3-1 に示す。

表 3-1 炉心シュラウドの疲労評価に用いる記号

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

2. 評価部位

(1) 評価対象部位について

炉心シュラウドの評価対象部位を図 3-1 及び図 3-2 に示す。なお、亀裂除去加工部である H7 溶接線の評価点（図 3-1 評価点 P09 及び P10）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 P09, P10, P19 及び P20）にて評価を実施している。

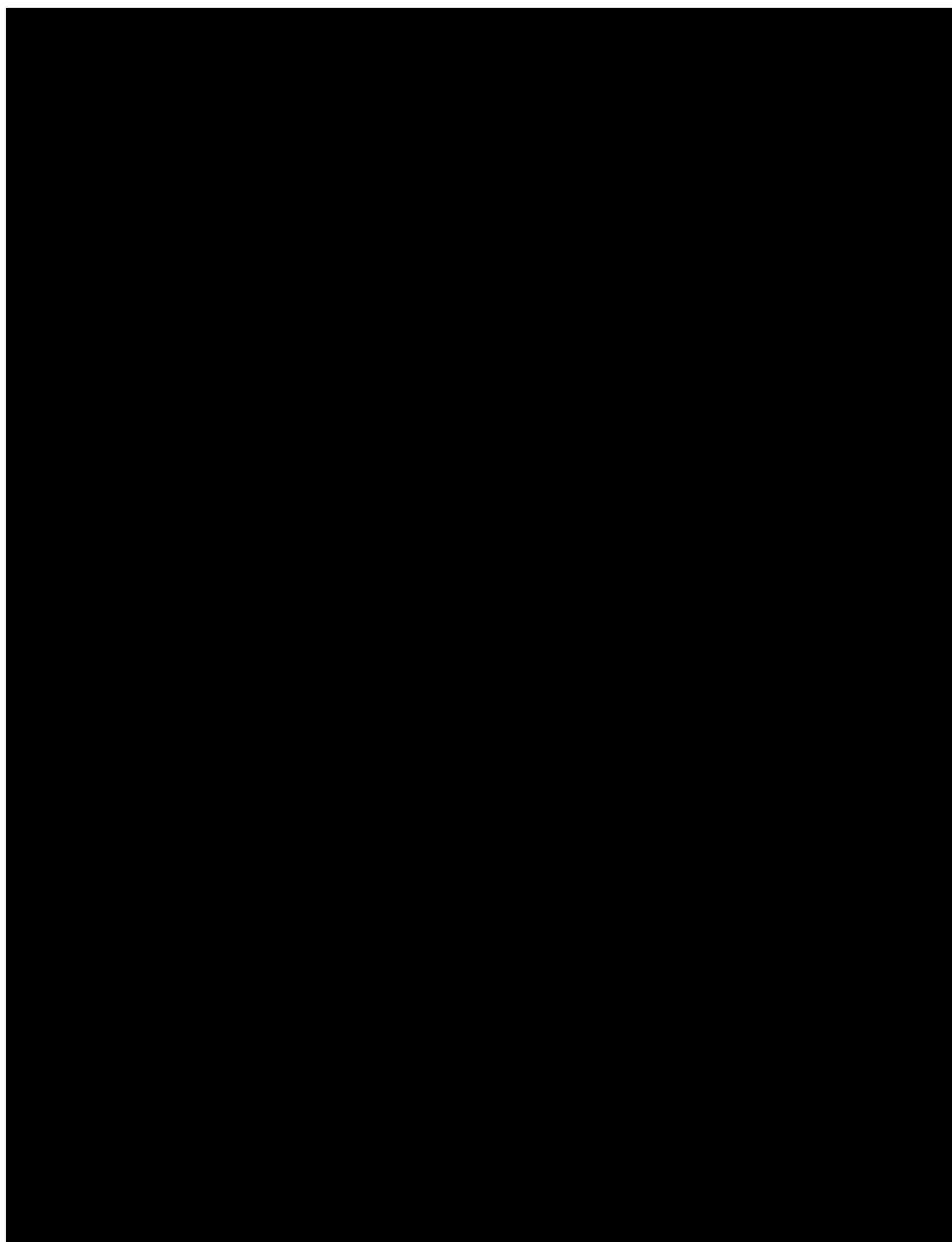


図 3-1 炉心シュラウドモデルの形状・寸法・材料・評価点 [単位:mm]

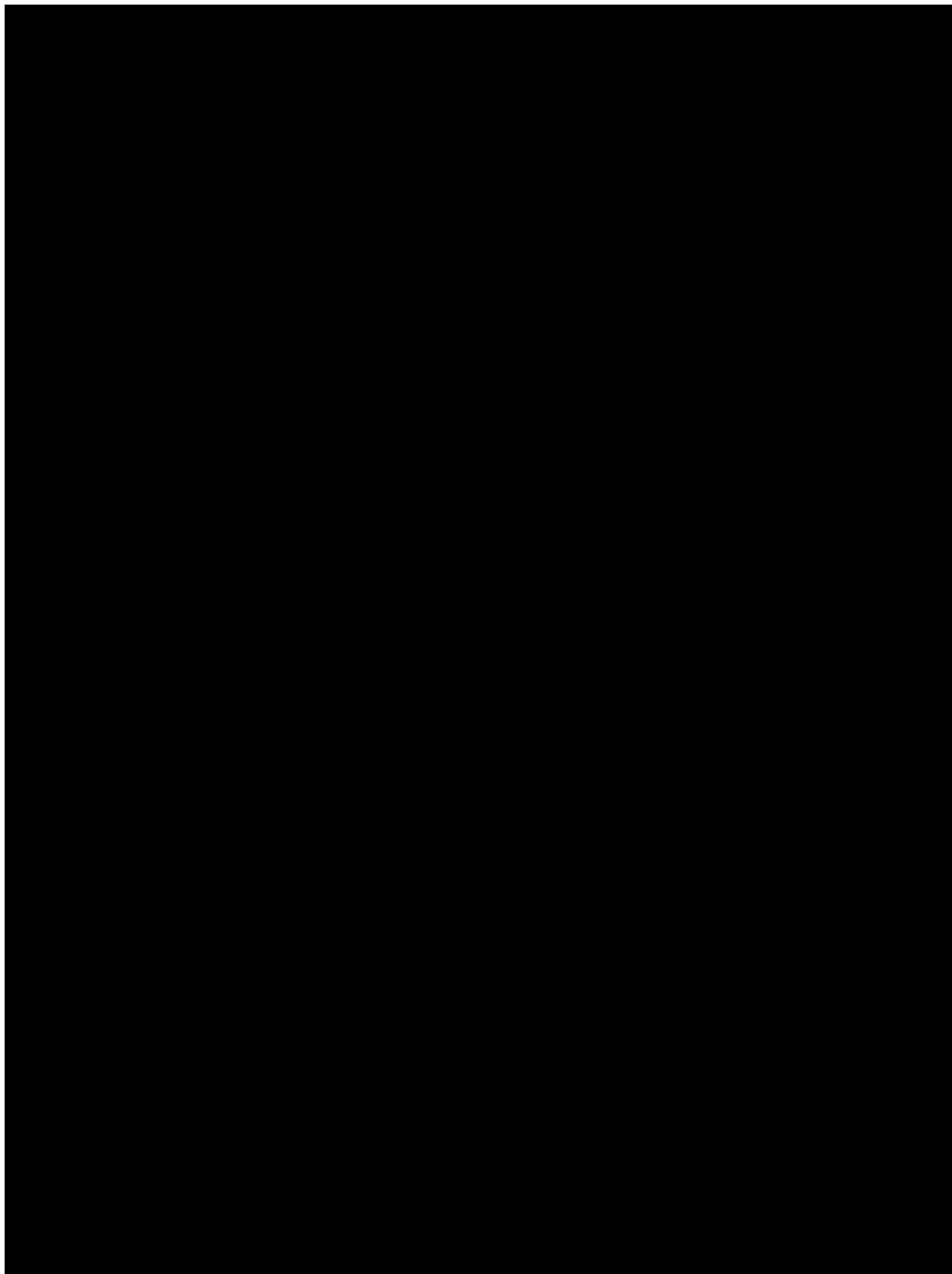


図3-2 炉心シュラウド（シュラウドサポートモデル）の形状・寸法・材料・評価点
[単位：mm]

(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、シュラウドの評価部位のうち評価結果の厳しいことが見込まれる加工部を代表に選定して評価することとする。よって、柏崎刈羽原子力発電所3号炉における唯一の加工部である H7 溶接部を NCO 評価の代表部位とする。

3. 評価内容

(1) 解析モデル

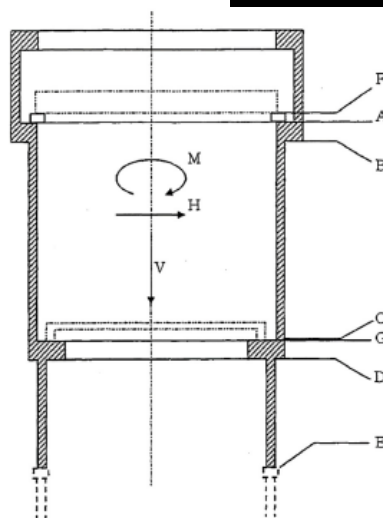
炉心シュラウドモデルの解析コードは「STAX」及び「ASHSD2」、シュラウドサポートモデルの解析コードは「STANSAS」を使用した。

(2) 荷重条件

評価に用いる外荷重条件を表 3-2 及び表 3-3 に示す。

表 3-2 炉心シュラウドモデルの外荷重条件

荷重名称	荷重作用点	鉛直力	水平力	モーメント
		V (kN)	H (kN)	M (kN・m)
Ss 地震荷重	A	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	B			
	C			
	D			
	E			
	F			
	G			

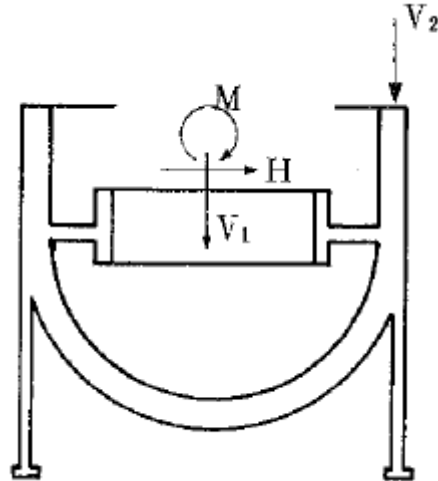


- A : 炉心シュラウド上部胴下端
- B : 炉心シュラウド中間胴上端
- C : 炉心シュラウド中間胴下端
- D : 炉心シュラウド下部胴上端
- E : 炉心シュラウド下部胴下端
- F : 上部格子板支持面
- G : 炉心支持板支持面

表 3-3 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*				

注記*：亀裂除去加工部（H7 溶接部）の評価に使用する。



(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 3-4 及び表 3-5 に示す応力集中係数を乗じた値とする。

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

表 3-4 炉心シュラウドモデルの応力集中係数

評価点	応力集中係数
P01~P08	

表 3-5 シュラウドサポートモデル (H7 加工部) の応力集中係数

評価点	応力集中係数	
	Kn	Kb
P09		
P10		
P19		

(4) 疲労評価の算出

a. 繰返しピーク応力強さ S_0 の算出

疲労評価に用いる繰返しピーク応力強さを、次式により求める。

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

b. 補正繰返しピーク応力強さ S_0' の算出

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

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

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

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

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

c. 許容繰返し回数 N_a の算出

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

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

d. 疲労累積係数の算出

地震による疲労累積係数は、次式により求める。

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

4. 評価結果

(1) 応力の解析結果

Ss 地震荷重による応力の解析結果を表 3-6 及び表 3-7, NCO 地震荷重による応力の解析結果を表 3-8 に示す。

表 3-6 (1/2) 炉心シュラウドモデルの Ss 地震荷重による応力振幅

[単位：MPa]

評価部位	応力成分	Pm+Pb+Q		Pm+Pb+Q+F	
		In	Out	In	Out
上部胴 下端 P01-P02	σ_t				
	σ_θ				
	σ_r				
	$\tau_{\theta r}$				
	σ_1				
	σ_2				
	σ_3				
	主応力差				
	振幅				
中間胴 上端 P03-P04	σ_t				
	σ_θ				
	σ_r				
	$\tau_{\theta r}$				
	σ_1				
	σ_2				
	σ_3				
	主応力差				
	振幅				
中間胴 下部 P05-P06	σ_t				
	σ_θ				
	σ_r				
	$\tau_{\theta r}$				
	σ_1				
	σ_2				
	σ_3				
	主応力差				
	振幅				

表 3-6 (2/2) 炉心シュラウドモデルの Ss 地震荷重による応力振幅

[単位：MPa]

評価部位	応力成分	Pm+Pb+Q		Pm+Pb+Q+F	
		In	Out	In	Out
下部胴 上端 P07-P08	σ_t				
	σ_θ				
	σ_r				
	$\tau_{\theta r}$				
	σ_1				
	σ_2				
	σ_3				
	主応力差				
	振幅				

表 3-7 (1/2) シュラウドサポートモデル (H7 加工部) の Ss 地震荷重による応力解析結果

[単位：MPa]

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

表 3-7 (2/2) シュラウドサポートモデル (H7 加工部) の Ss 地震荷重による応力解析結果

[単位：MPa]

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

表 3-8 (1/2) シュラウドサポートモデル (H7 加工部) の NCO 地震荷重による応力解析結果

[単位: MPa]

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

表 3-8 (2/2) シュラウドサポートモデル (H7 加工部) の NCO 地震荷重による応力解

析結果 [単位: MPa]

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

(2) 地震による疲労評価結果

基準地震動 S_s 及び新潟県中越沖地震 (NCO) による疲労評価結果をそれぞれ表 3-9～表 3-11 に示す。

表 3-9 炉心シュラウドモデルの基準地震動 S_s による疲労評価結果

評価点	S_n	K_e	S_p	S_l	S_l'	N_a	N_c	N_c/N_a
P01								
P02								
P03								
P04								
P05								
P06								
P07								
P08								

表 3-10 炉心シュラウド H7 加工部の基準地震動 S_s による疲労評価結果

評価点	S_n	K_e	S_p	S_l	S_l'	N_a	N_c	N_c/N_a
P09								
P10								
P19								
P20								

表 3-11 炉心シュラウド H7 加工部の新潟県中越沖地震 (NCO) による疲労評価結果

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

(3) 運転実績に基づく疲労累積係数との組合せによる評価結果

運転実績に基づく疲労累積係数及び基準地震動 S_s を考慮した評価の結果、並びに新潟県中越沖地震 (NCO) 評価の結果を表 3-12 に示す。

表 3-12 運転実績に基づく疲労累積係数及び基準地震動 S_s を考慮した評価の結果、並びに新潟県中越沖地震 (NCO) 評価の結果

評価対象	運転実績に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮)	地震動による疲れ累積係数 (基準地震動 S_s)	地震動による疲れ累積係数 (新潟県中越沖地震 NCO)	合計 (許容値1以下)
炉心シュラウド	0.455	0.025	0.001	0.481

参考として炉心シュラウド (H7 加工部含む) における運転実績に基づく疲労累積係数 (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 3-12-1 に示す。

なお、地震動による疲れ累積係数 (基準地震動 S_s) 及び地震動による疲れ累積係数 (新潟県中越沖地震 NCO) の最大評価点となる評価結果 (内訳) は表 3-9, 10 及び表 3-11 を参照のこと。

表 3-12-1 炉心シュラウド (H7 加工部含む) の運転実績に基づく疲労累積係数 (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	
P19	
P20	

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を以下に示す。

(1) 解析条件

等価繰返し回数の算定条件を表 3-13 に、解析モデルを図 3-3～3-8 に示す。

表 3-13 等価繰返し回数の算定条件

	算定条件
解析手法	ピーク応力法
ピーク応力	表 3-9 に示す。 等価繰返し回数の算定には、温度補正後の繰返しピーク応力強さ S_0' の値を用いる。
入力応答波	評価部位の S_s 応答荷重時刻歴
設計疲労線図	設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図 「図添付-4-2-2 (1) 曲線 C」
回数のカウント法	レインフロー法
回数設定の考え方	Ss-1 応答荷重時刻歴 × 1 回 Ss-2 応答荷重時刻歴 × 1 回 Ss-3 応答荷重時刻歴 × 1 回 Ss-4 応答荷重時刻歴 × 1 回 Ss-5 応答荷重時刻歴 × 1 回 S1.5NCO 応答荷重時刻歴 × 1 回 それぞれの等価繰返し回数を算定する。

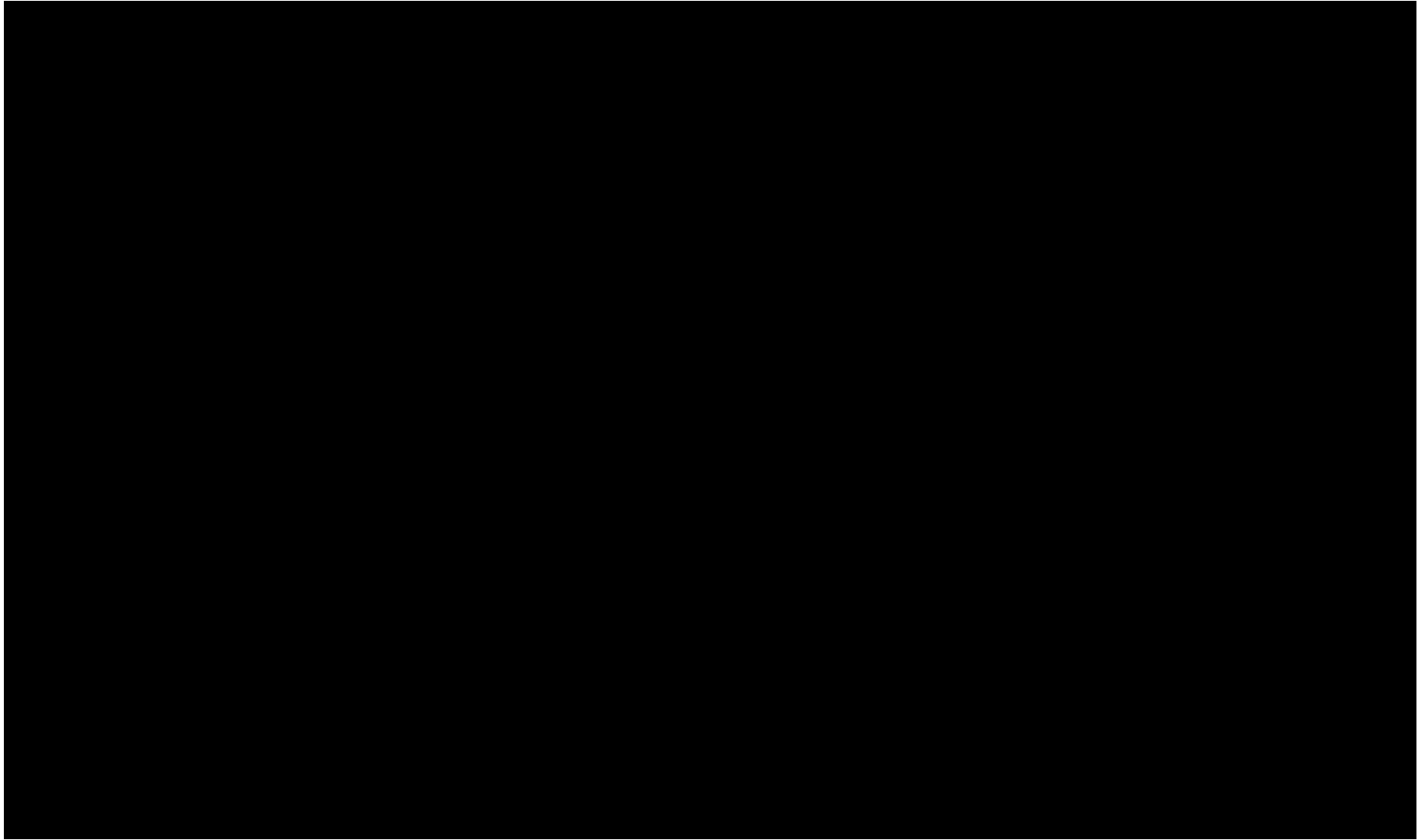


図 3-3 炉内構造物モデル (基準地震動 S_s : NS 方向)

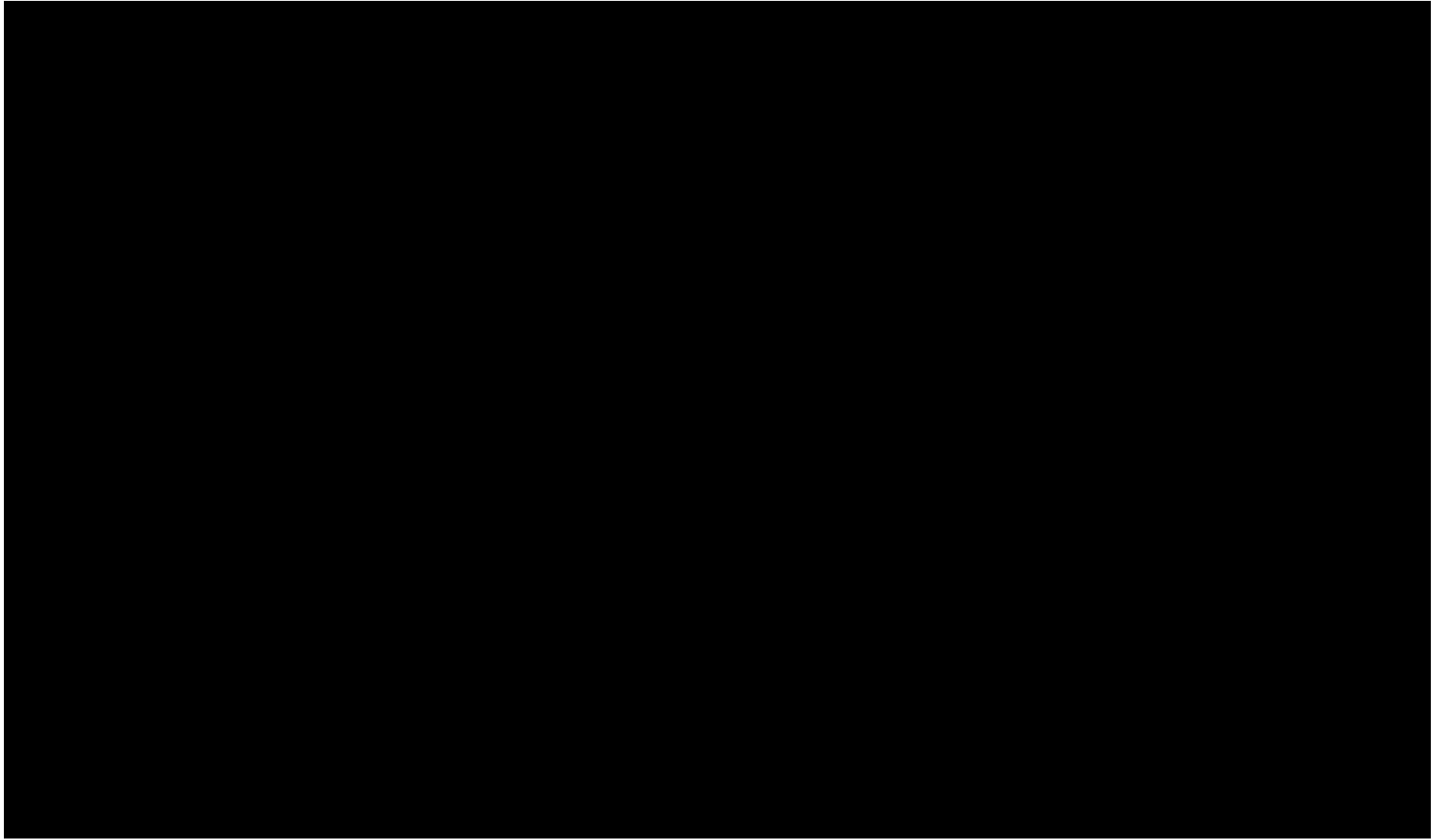


図 3-4 炉内構造物モデル (基準地震動 S_s : EW 方向)

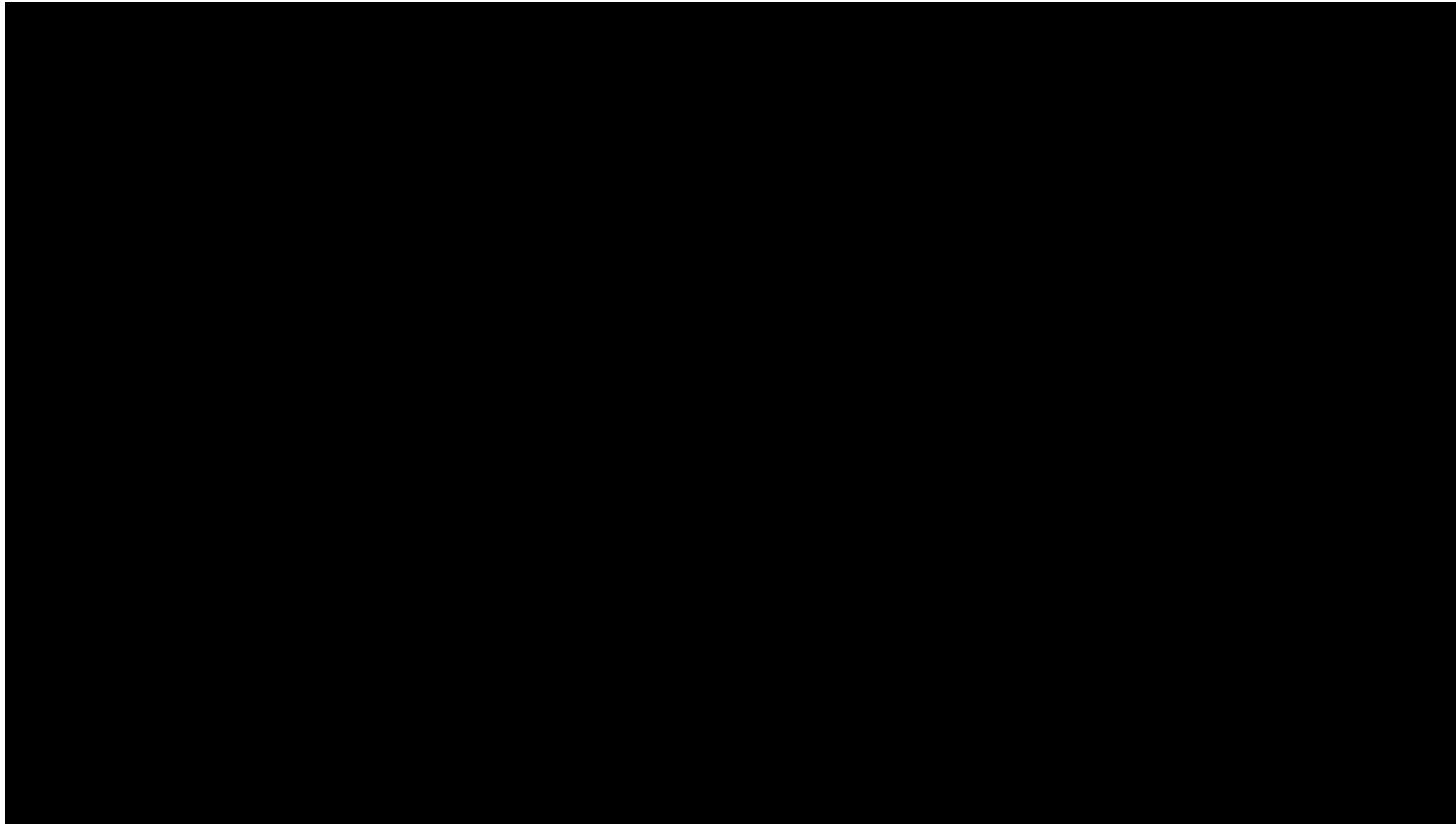


図 3-5 炉内構造物モデル (S1.5NC0 : NS 方向)

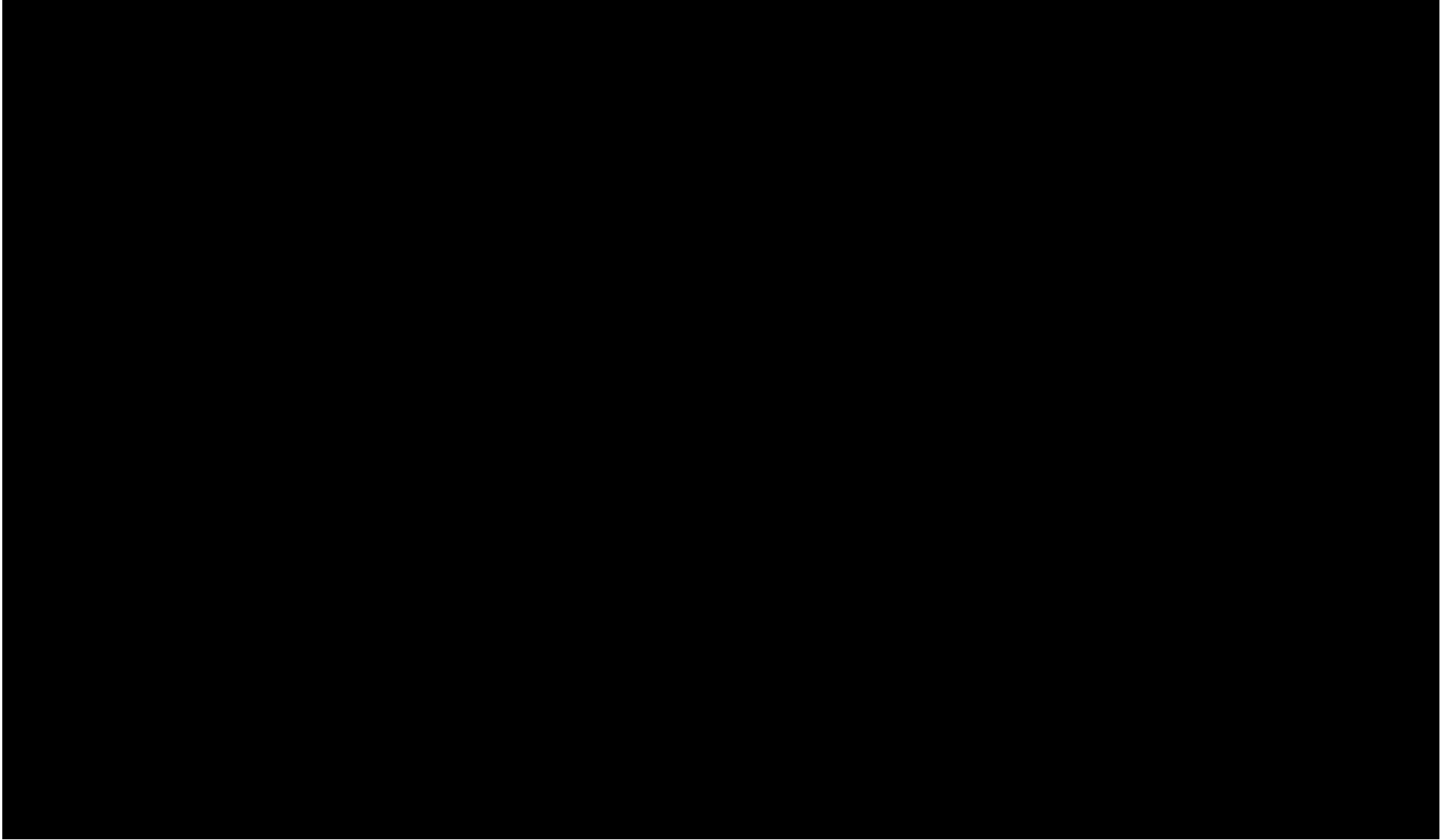


図 3-6 炉内構造物モデル (S1.5NC0 : EW 方向)

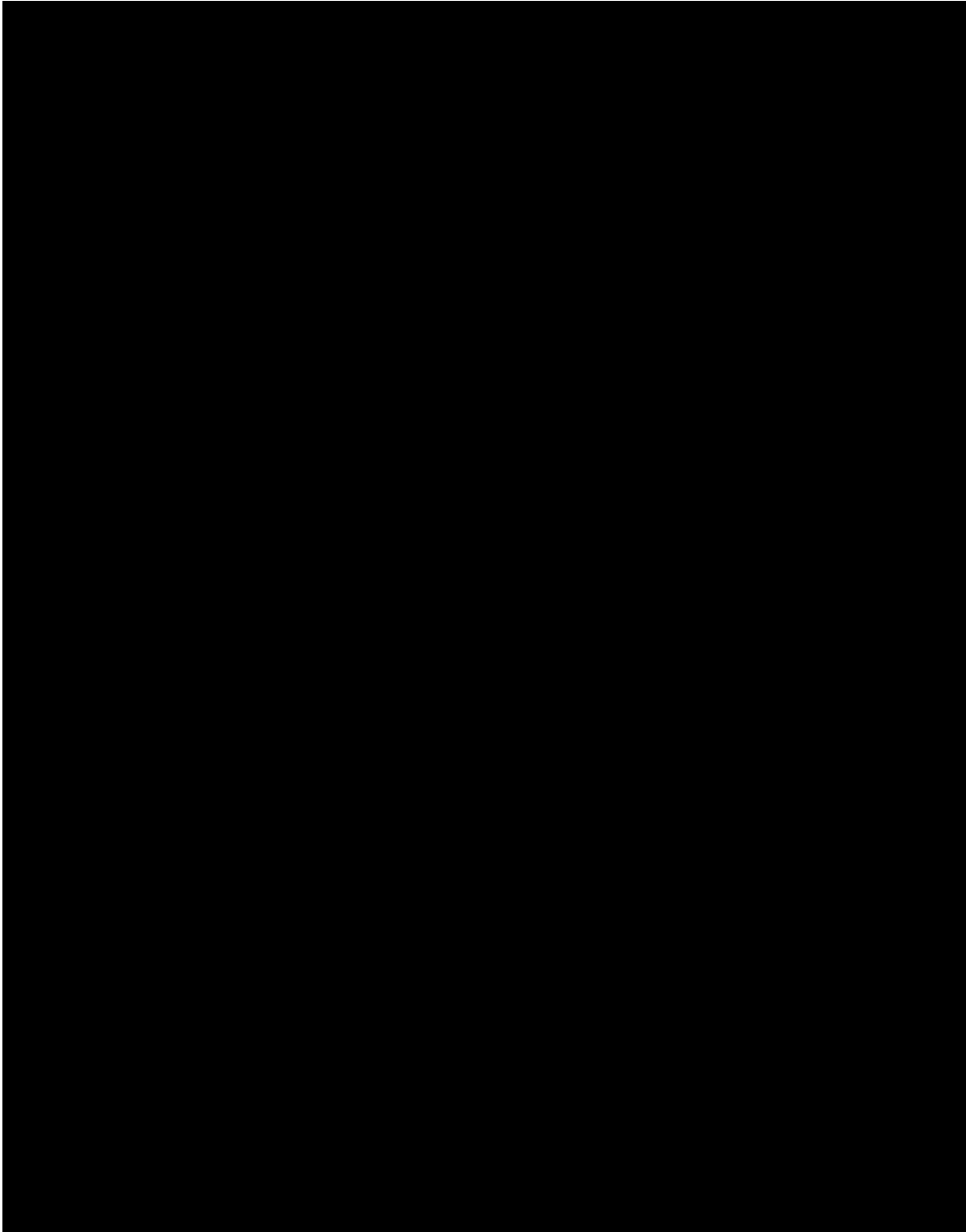


図 3-7 炉内構造物モデル（基準地震動 S_s : 鉛直方向）

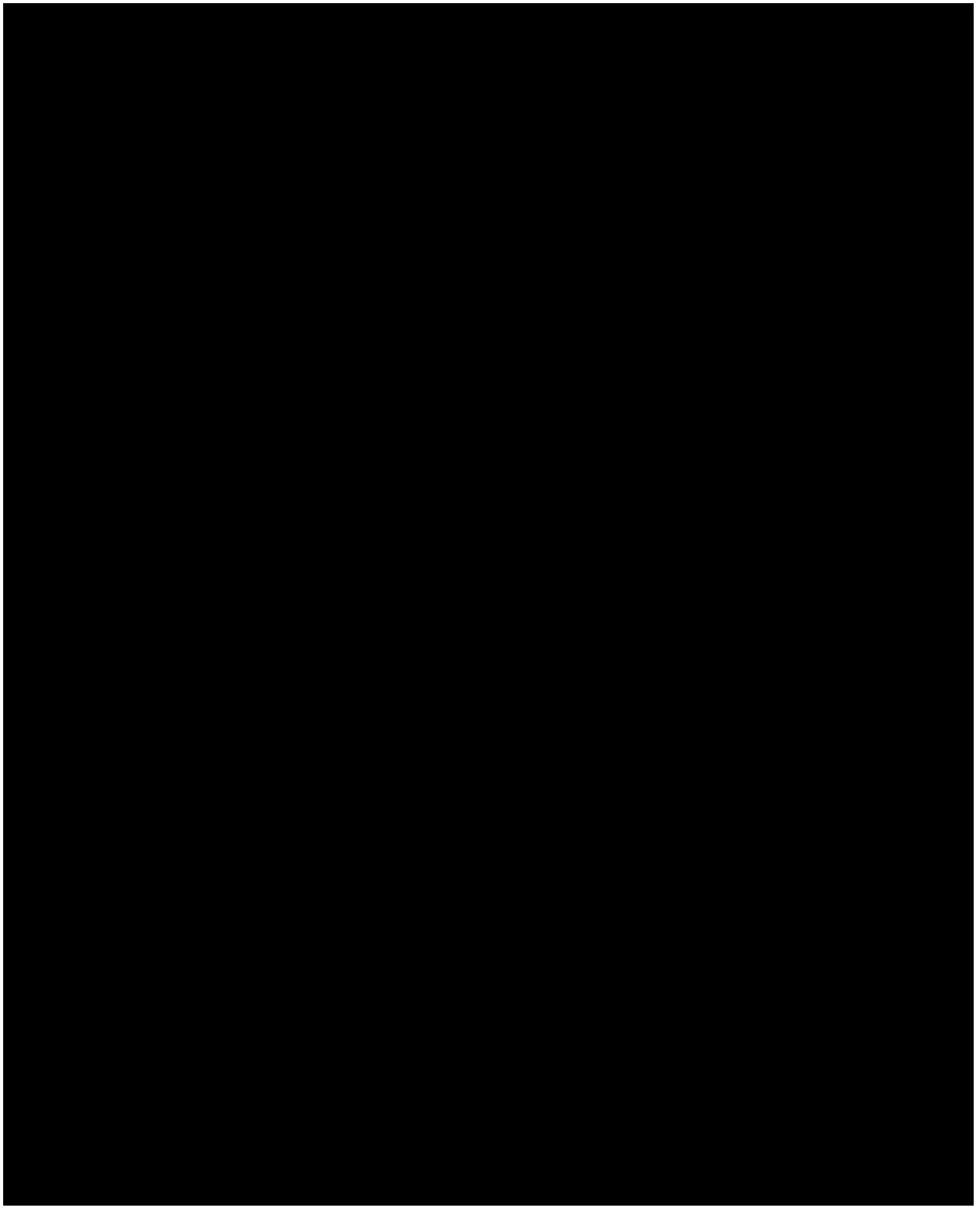


図 3-8 炉内構造物モデル (S1.5NC0 : 鉛直方向)

(2) 等価繰返し回数算定結果

前述までに示した条件にて算定した等価繰返し回数の算定結果を表 3-14～表 3-17 に示す。

表 3-14 せん断力に対する等価繰返し回数の算定結果（水平方向）

解析 モデル 方向	溶接部	要素 番号	評価点	質点 番号	標高 T. M. S. L (m)	入力地震動					
						Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	S1.5NCO
NS	H7										
EW											

表 3-15 モーメントに対する等価繰返し回数の算定結果（水平方向）

解析 モデル 方向	溶接部	要素 番号	評価点	質点 番号	標高 T. M. S. L (m)	入力地震動					
						Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	S1.5NCO
NS	H7										
EW											

表 3-16 軸力に対する等価繰返し回数の算定結果（鉛直方向）

解析 モデル 方向	溶接部	要素 番号	評価点	質点 番号	標高 T. M. S. L (m)	入力地震動					
						Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	S1.5NCO
UD	H7										

表 3-17 基準地震動 Ss による ~~NC0~~ 地震応力の繰返し回数評価結果
 (NS 方向, EW 方向及び鉛直方向包絡)

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

7. 新潟県中越沖地震に基づく等価繰返し回数

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

(1) 解析条件

等価繰返し回数の算定条件を表 3-18 に、解析モデルを図 3-9～3-11 に示す。

表 3-18 等価繰返し回数の算定条件

	算定条件
解析手法	ピーク応力法
ピーク応力	表 3-10 に示す。 等価繰返し回数の算定には、温度補正後の繰返しピーク応力強さ S_0' の値を用いる。
入力応答波	評価部位の NCO 応答荷重時刻歴
設計疲労線図	設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図 「図添付-4-2-2 (1) 曲線 C」
回数のカウント法	レインフロー法
回数設定の考え方	NCO 応答荷重時刻歴×1 回の等価繰返し回数を算定する。

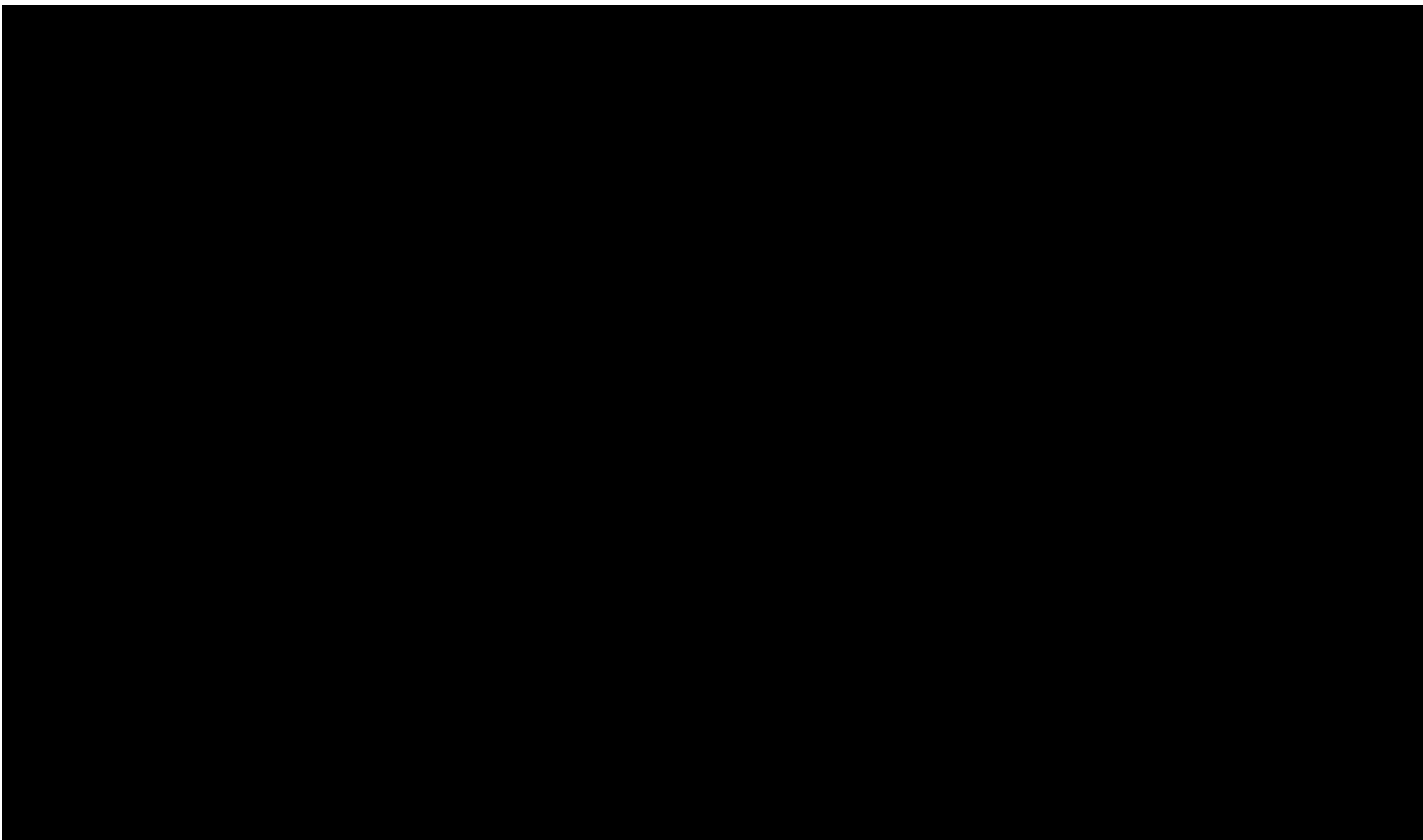


図 3-9 炉内構造物モデル (NS 方向)

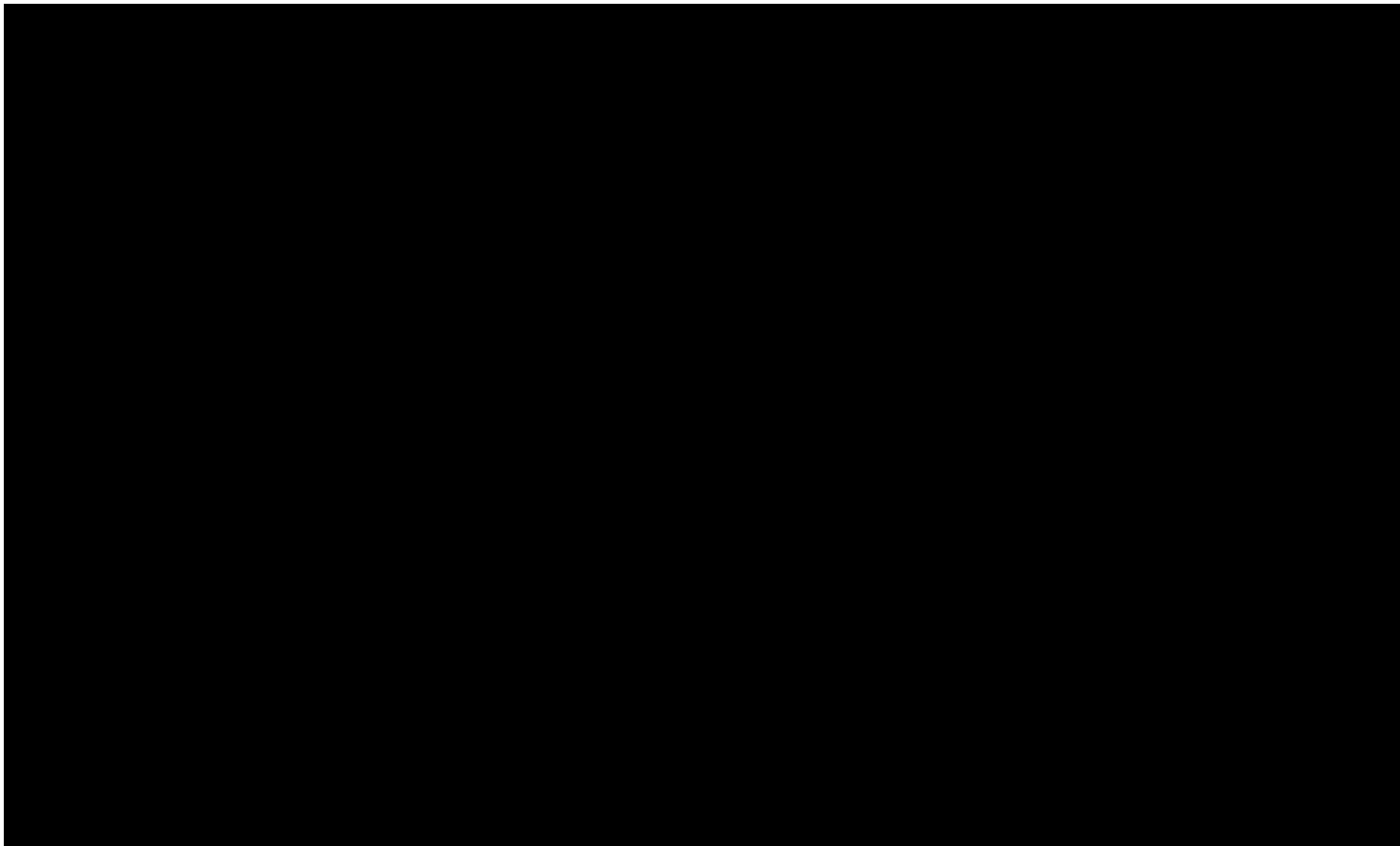


図 3-10 炉内構造物モデル (EW 方向)

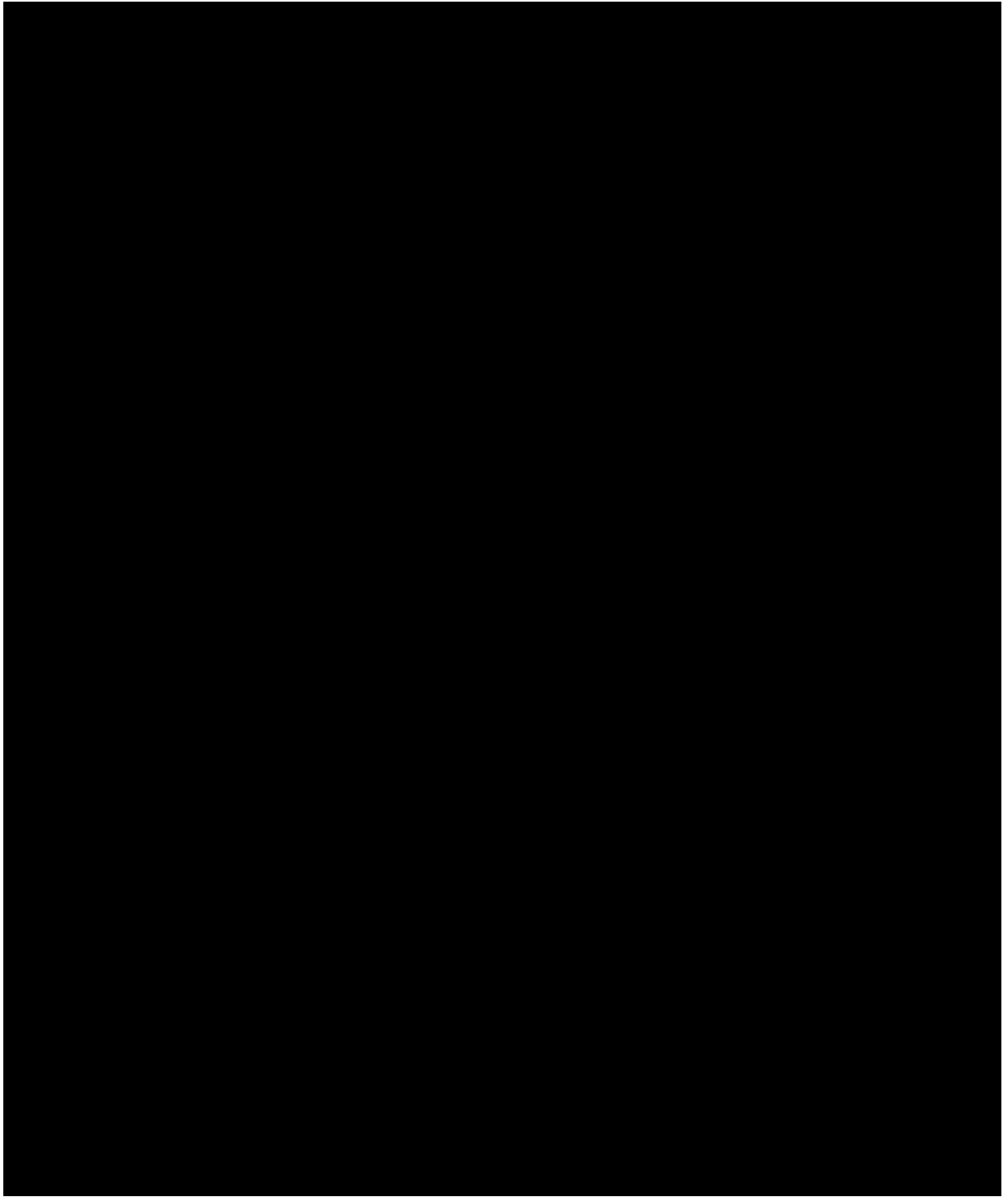


図 3-11 炉内構造物モデル (鉛直方向)

(2) 等価繰返し回数算定結果

前述までに示した条件にて算定した等価繰返し回数の算定結果を表 3-19～表 3-22 に示す。

表 3-19 せん断力に対する等価繰返し回数の算定結果（水平方向）

溶接部	要素番号	評価点	質点番号	標高 T. M. S. L.	等価繰返し回数	
					NS 方向	EW 方向
H7	[Redacted]					

表 3-20 モーメントに対する等価繰返し回数の算定結果（水平方向）

溶接部	要素番号	評価点	質点番号	標高 T. M. S. L.	等価繰返し回数	
					NS 方向	EW 方向
H7	[Redacted]					

表 3-21 軸力に対する等価繰返し回数の算定結果（鉛直方向）

溶接部	要素番号	評価点	質点番号	標高 T. M. S. L.	等価繰返し回数
					鉛直方向
H7	[Redacted]				

表 3-22 NCO 地震応力の繰返し回数評価結果（NS 方向，EW 方向及び鉛直方向包絡）

溶接部	等価繰返し回数		
	NS	EW	3 方 包
H7	[Redacted]		

8. 参考情報

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

シュラウドサポートは炉心シュラウドと同様に各疲れ累積係数ごとに最大値を示す評価点の値を組合せて評価している。

図 3-12 に評価モデルと最大評価点，表 3-23 に運転実績（環境を考慮）による疲労評価結果，表 3-24 に基準地震動 S_s による評価結果，表 3-25 に地震動及び運転実績に基づく疲れ累積係数の組合せによる評価結果を示す。

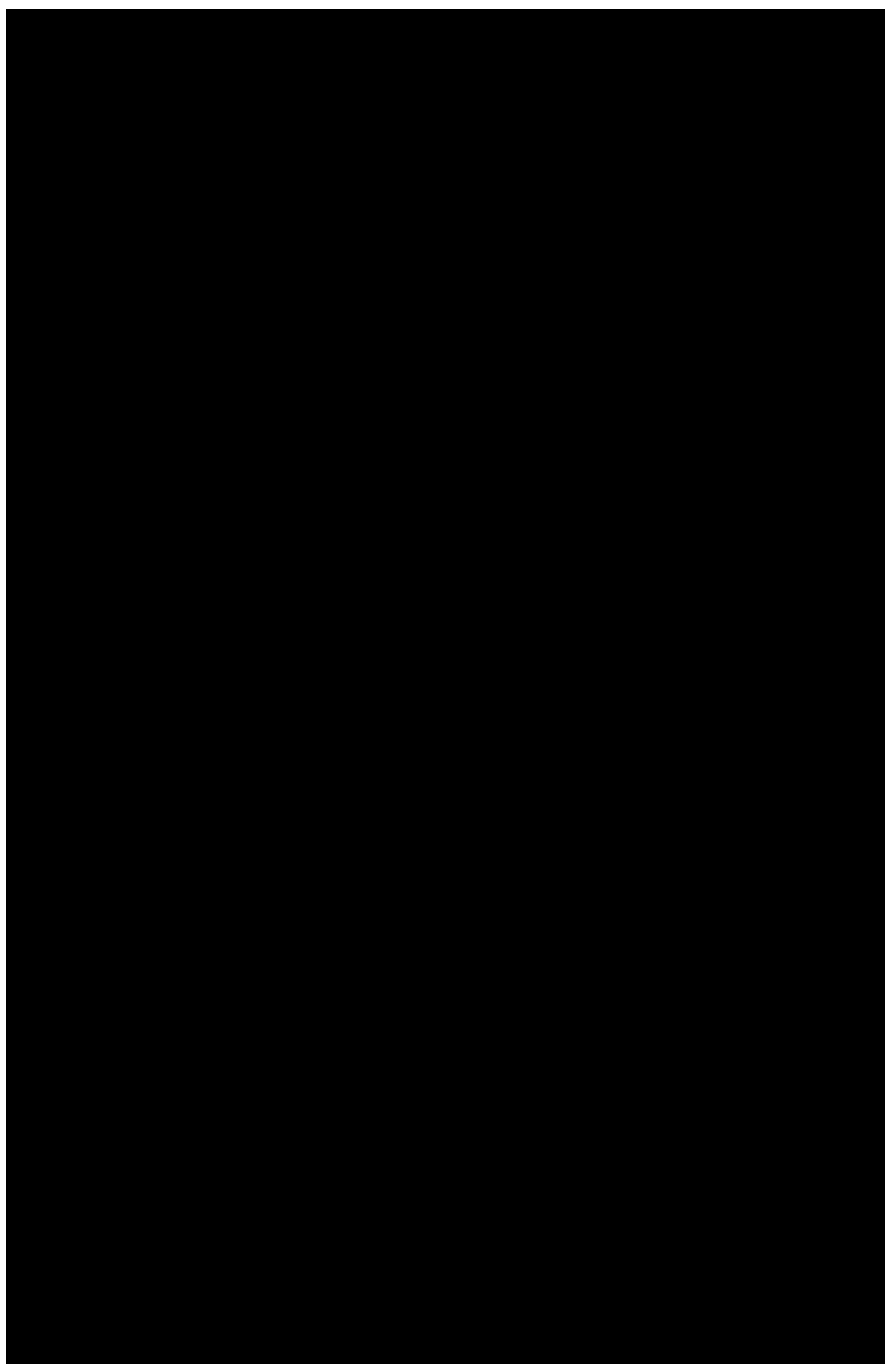


図3-12 評価モデルとシュラウドサポートの最大評価点

表 3-23 運転実績（環境を考慮）による疲労評価結果

評価点	運転実績に基づく疲れ累積係数	環境効果補正係数	運転実績に基づく疲れ累積係数（環境を考慮）
P17	0.0112	2.6987	0.0302

表 3-24 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
P14								

表3-25 地震動及び運転実績に基づく疲れ累積係数の組合せによる評価結果

評価対象	運転実績に基づく疲れ累積係数（環境を考慮）	地震動による疲れ累積係数（基準地震動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	0.031	0.001	—*	0.032

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

以上

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

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

1. 炉心領域胴の圧力－温度制限曲線（P-T 線図）の算出根拠

炉心領域の円筒胴に対して、現時点（令和 3 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) 令和 3 年 8 月 11 日時点での ΔRT_{NDT} 予測値：24 °C

b. 胴板 1（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 [] m
- b. 円筒胴の最小板厚 t : [] mm

③ 仮想欠陥及び荷重の想定

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

④ 応力値

a. 円筒胴の応力計算条件

(a) 内圧及び地震荷重による応力

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

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

(b) 熱による応力

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

b. 円筒胴の内圧 (Pd=7.83 MPa) に対する応力

(a) 周方向膜応力 ($\sigma_{t\text{pm}}$)

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

(b) 周方向曲げ応力 ($\sigma_{t\text{pb}}$)

$$\sigma_{t\text{pb}} = \{(b/a)^2 + 1\} / \{(b/a)^2 - 1\} \times Pd - \sigma_{t\text{pm}} \text{ [] Pa (二次曲げ応力)}$$

(c) 軸方向膜応力 ($\sigma_{\ell\text{pm}}$)

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

c. 円筒胴の地震荷重による応力

(a) 軸方向膜応力 ($\sigma_{\ell\text{sm}}$)

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

d. 円筒胴の熱応力

表 4-1 に熱応力解析結果を示す。

表 4-1 熱応力解析結果 (供用状態 A 及び B)

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

⑤ 応力拡大係数

a. 円筒胴の周方向亀裂に対する供用状態 A 及び B+地震荷重+熱による応力拡大係数

(a) 一次膜応力 (σ_{m1})

$$\sigma_{m1} = \sigma_{\ell pm} + \sigma_{\ell sm} \quad \text{MPa}$$

(b) 一次曲げ応力 (σ_{b1})

$$\sigma_{b1} \quad \text{MPa}$$

(c) 二次膜応力 (σ_{m2})

$$\sigma_{m2} = \sigma_{\ell} (Q(\text{膜})) \quad \text{Pa}$$

(d) 二次曲げ応力 (σ_{b2})

$$\sigma_{b2} = \sigma_{\ell pb} + (\sigma_{\ell} (Q(\text{内面, 膜+曲げ})) - \sigma_{\ell} (Q(\text{膜}))) \quad \text{MPa}$$

(e) 応力拡大係数の算出

応力拡大係数は JEAC4206-2007 附属書 A より以下の式で表される。

$$K_I = S_f \cdot K_{Ip} + K_{Iq}$$

ここで、

K_{Ip}, K_{Iq} : それぞれ一次応力及び二次応力から算出された応力拡大係数

S_f : 安全係数 (炉心臨界時 : 2, 耐圧・漏えい試験時 : 1.5)

一次応力及び二次応力の応力拡大係数は、JEAC4206-2007 附属書 F-3300 より以下の式で表される。

$$K_{Ip} = [(\sigma_{m1} + A_p) M_m + \sigma_{b1} M_b] \sqrt{(\pi a / Q_1)}$$

$$K_{Iq} = [\sigma_{m2} M_m + \sigma_{b2} M_b] \sqrt{(\pi a / Q_2)}$$

ここで、

A_p : 内圧 (7.83MPa)

a : 欠陥深さ (1/4t mm)

M_m, M_b : それぞれ欠陥寸法から JEAC4206-2007 附属書表 F-3200-1 を用いて算出される係数。 $a/t=0.25$, $a/\ell=0.167$ より線形補間で、 $G_0=1.1656$, $G_1=0.7010$,

$$M_m = G_0 = 1.1656, \quad M_b = G_0 - 2(a/t)G_1 = 0.8151$$

Q_1, Q_2 : それぞれ一次応力、二次応力及び欠陥寸法と降伏点から算出される塑性域補正項。降伏点は供用状態 A 及び B における最高温度 $\text{ }^\circ\text{C}$ における設計・建設規格の S_y 値 MPa を使用した。各パラメータより、

$$Q_1 \quad Q_2$$

以上の式より、一次応力及び二次応力の応力拡大係数は以下の通り。

$$K_{Ip} = [(\sigma_{m1} + A_p) M_m + \sigma_{b1} M_b] \sqrt{(\pi a / Q_1)}$$

$$\text{ } \quad \text{MPa} \sqrt{\text{m}}$$

$$K_{Iq} = [\sigma_{m2} M_m + \sigma_{b2} M_b] \sqrt{(\pi a / Q_2)}$$

$$\text{ } \quad \text{MPa} \sqrt{\text{m}}$$

よって応力拡大係数は、

$$K_I = S_f \cdot K_{Ip} + K_{Iq}$$

$$\text{ } \quad \text{MPa} \sqrt{\text{m}}$$

b. 円筒胴の軸方向亀裂に対する供用状態 A 及び B+地震荷重+熱による応力拡大係数

(a) 一次膜応力 (σ_{m1})

$$\sigma_{m1} = \sigma_{tpm} \text{ MPa}$$

(b) 一次曲げ応力 (σ_{b1})

$$\sigma_{b1} \text{ MPa}$$

(c) 二次膜応力 (σ_{m2})

$$\sigma_{m2} = \sigma_t(Q(\text{膜})) \text{ MPa}$$

(d) 二次曲げ応力 (σ_{b2})

$$\sigma_{b2} = \sigma_{tpb} + (\sigma_t(Q(\text{内面, 膜+曲げ})) - \sigma_t(Q(\text{膜}))) \text{ Pa}$$

(e) 応力拡大係数の算出

応力拡大係数は JEAC4206-2007 附属書 A より以下の式で表される。

$$K_I = Sf \cdot K_{Ip} + K_{Iq}$$

ここで,

K_{Ip}, K_{Iq} : それぞれ一次応力及び二次応力から算出された応力拡大係数

Sf : 安全係数 (炉心臨界時: 2, 耐圧・漏えい試験時: 1.5)

一次応力及び二次応力の応力拡大係数は, JEAC4206-2007 附属書 F-3300 より以下の式で表される。

$$K_{Ip} = [(\sigma_{m1} + A_p)M_m + \sigma_{b1}M_b] \sqrt{(\pi a/Q_1)}$$

$$K_{Iq} = [\sigma_{m2}M_m + \sigma_{b2}M_b] \sqrt{(\pi a/Q_2)}$$

ここで,

A_p : 内圧 (7.83MPa)

a : 欠陥深さ (1/4t mm)

M_m, M_b : それぞれ欠陥寸法から JEAC4206-2007 附属書表 F-3200-1 を用いて算出される係数。 $a/t=0.25$, $a/\theta=0.167$ より線形補間で, $G_0=1.1656$, $G_1=0.7010$,

$$M_m = G_0 = 1.1656, \quad M_b = G_0 - 2(a/t)G_1 = 0.8151$$

Q_1, Q_2 : それぞれ一次応力, 二次応力及び欠陥寸法と降伏点から算出される塑性域補正項。降伏点は供用状態 A 及び B における最高温度における設計・建設規格の S_y 値 を使用した。各パラメータより,

$$Q_1, \quad Q_2$$

以上の式より, 一次応力及び二次応力の応力拡大係数は以下の通り。

$$K_{Ip} = [(\sigma_{m1} + A_p)M_m + \sigma_{b1}M_b] \sqrt{(\pi a/Q_1)}$$

$$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$$

$$K_{Iq} = [\sigma_{m2}M_m + \sigma_{b2}M_b] \sqrt{(\pi a/Q_2)}$$

$$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$$

よって応力拡大係数は,

$$K_I = Sf \cdot K_{Ip} + K_{Iq}$$

$$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$$

c. 円筒胴の周方向亀裂に対する耐圧・漏えい試験+地震荷重+熱による応力拡大係数

(a) 一次膜応力 (σ_{m1})

$$\sigma_{m1} = \sigma_{\theta pm} + \sigma_{\theta sm} \quad \text{MPa}$$

(b) 一次曲げ応力 (σ_{b1})

$$\sigma_{b1} \quad \text{MPa}$$

(c) 二次膜応力 (σ_{m2})

$$\sigma_{m2} = \sigma_{\theta}(Q(\text{膜})) \quad \text{MPa}$$

(d) 二次曲げ応力 (σ_{b2})

$$\sigma_{b2} = \sigma_{\theta pb} + (\sigma_{\theta}(Q(\text{内面, 膜+曲げ})) - \sigma_{\theta}(Q(\text{膜}))) \quad \text{MPa}$$

(e) 応力拡大係数の算出

応力拡大係数は JEAC4206-2007 附属書 A より以下の式で表される。

$$K_I = S_f \cdot K_{I_p} + K_{I_q}$$

ここで,

K_{I_p}, K_{I_q} : それぞれ一次応力及び二次応力から算出された応力拡大係数

S_f : 安全係数 (炉心臨界時: 2, 耐圧・漏えい試験時: 1.5)

一次応力及び二次応力の応力拡大係数は, JEAC4206-2007 附属書 F-3300 より以下の式で表される。

$$K_{I_p} = [(\sigma_{m1} + A_p)M_m + \sigma_{b1}M_b] \sqrt{(\pi a/Q_1)}$$

$$K_{I_q} = [\sigma_{m2}M_m + \sigma_{b2}M_b] \sqrt{(\pi a/Q_2)}$$

ここで,

A_p : 内圧 (4.48MPa)

a : 欠陥深さ (1/4t mm)

M_m, M_b : それぞれ欠陥寸法から JEAC4206-2007 附属書表 F-3200-1 を用いて算出される係数。 $a/t=0.25$, $a/\theta=0.167$ より線形補間で, $G_0=1.1656$, $G_1=0.7010$,

$$M_m = G_0 = 1.1656, \quad M_b = G_0 - 2(a/t)G_1 = 0.8151$$

Q_1, Q_2 : それぞれ一次応力, 二次応力及び欠陥寸法と降伏点から算出される塑性域補正項。降伏点は設計熱サイクルにおける耐圧試験温度 MPa における設計・建設規格の S_y 値 MPa を使用した。各パラメータより,

$$Q_1 \quad Q_2$$

以上の式より, 一次応力及び二次応力の応力拡大係数は以下の通り。

$$K_{I_p} = [(\sigma_{m1} + A_p)M_m + \sigma_{b1}M_b] \sqrt{(\pi a/Q_1)}$$

$$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$$

$$K_{I_q} = [\sigma_{m2}M_m + \sigma_{b2}M_b] \sqrt{(\pi a/Q_2)}$$

$$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$$

よって応力拡大係数は,

$$K_I = S_f \cdot K_{I_p} + K_{I_q}$$

$$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$$

⑥ 円筒胴の破壊力学的手法による P-T 線図

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

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

ケース①：軸方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

ケース②：軸方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース③：周方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

ケース④：周方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

a. $T-RT_{NDT}$

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

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

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

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

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

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

b. 圧力・温度制限の要求温度 T

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

⑦ 最低温度要求の制限線

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

a. $-7\text{ }^{\circ}\text{C}$ の制限線

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

b. $49\text{ }^{\circ}\text{C}$ の制限線

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

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

表 4-2 最低温度要求の結果

供用状態		原子炉圧力 容器の圧力	最低温度要求	
耐圧・漏えい 試験（未臨界）	燃料装荷後	$\leq 20\%$	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-40 + 33 = -7\text{ }^{\circ}\text{C}$
	燃料装荷後	$> 20\%$	（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 50\text{ }^{\circ}\text{C}$ ）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT} ）の高い方	$-40 + 50 = 10\text{ }^{\circ}\text{C}$ と ■ $^{\circ}\text{C}$ の高い方
	燃料装荷前	すべて	圧力容器材料の最も高い $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-40 + 33 = -7\text{ }^{\circ}\text{C}$
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 $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-40 + 33 = -7\text{ }^{\circ}\text{C}$
	炉心が未臨界	$> 20\%$	（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 67\text{ }^{\circ}\text{C}$ ）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT} ）の高い方	$-40 + 67 = 27\text{ }^{\circ}\text{C}$ と ■ 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 $RT_{NDT} + 33\text{ }^{\circ}\text{C}$	$-40 + 33 = -7\text{ }^{\circ}\text{C}$
	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	$10\text{ }^{\circ}\text{C}$ と $-40 + 89 = 49\text{ }^{\circ}\text{C}$ の高い方

2. 炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の P-T 線図について

令和 3 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 4-3, 4-4 に、P-T 線図を図 4-1, 4-2 に示す。

表 4-3 令和 3 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）

内圧	K_I	$T-RT_{NDT}$	関連温度の調整値	温度

表 4-4 令和 3 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）

内圧 MPa	K_I MPa _m	$T-RT_{NDT}$ °C	関連温度の調整値 °C	温度 °C

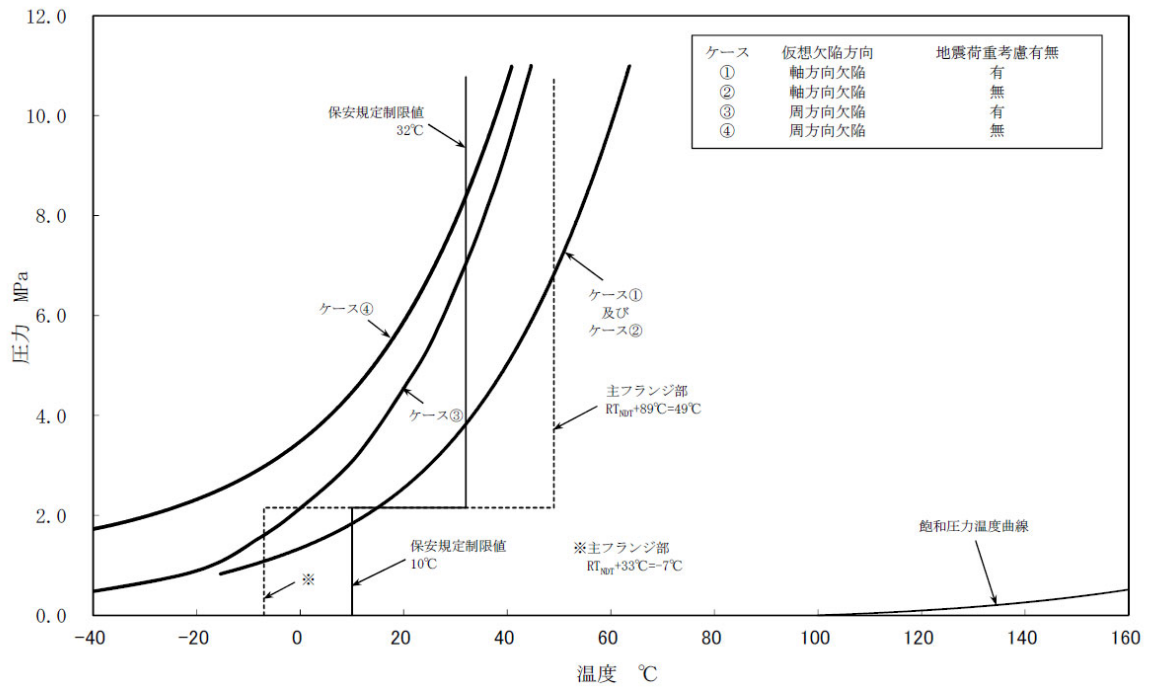


図 4-1 令和 3 年 8 月 11 日時点の原子炉圧力容器の P-T 線図 (炉心臨界時)

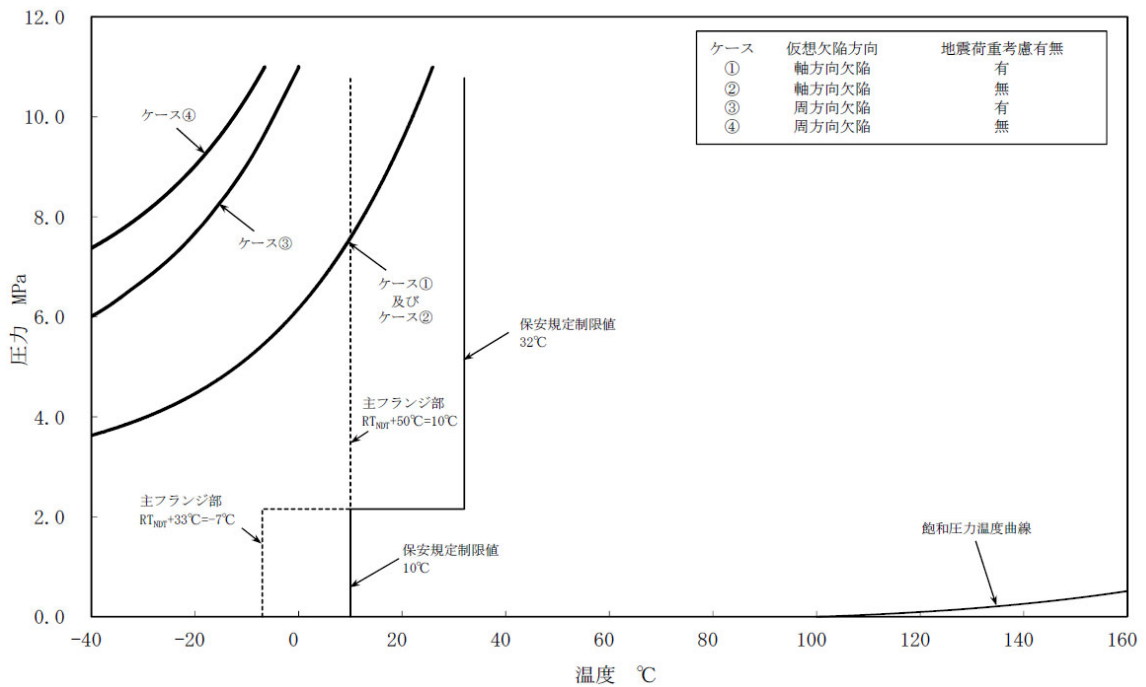


図 4-2 令和 3 年 8 月 11 日時点の原子炉圧力容器の P-T 線図 (耐圧・漏えい試験時)

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 [] $^{\circ}\text{C}$ を考慮し、JEAC4206 附属書 A-3222(7)式より算出した要求温度により、 K_{IC} 下限包絡曲線をプロットした。 K_{IC} 曲線作成にあたっての要求温度の計算値を表 4-5 に示す。

表 4-5 令和 3 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 $\sqrt{\text{m}}$]	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			

(2) 応力拡大係数 K_I

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

a. 地震荷重による応力

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

b. 地震荷重による応力拡大係数

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

ここで、

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

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

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

S_f : 安全係数 (耐圧・漏えい試験時 : 1.5)

令和 3 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。

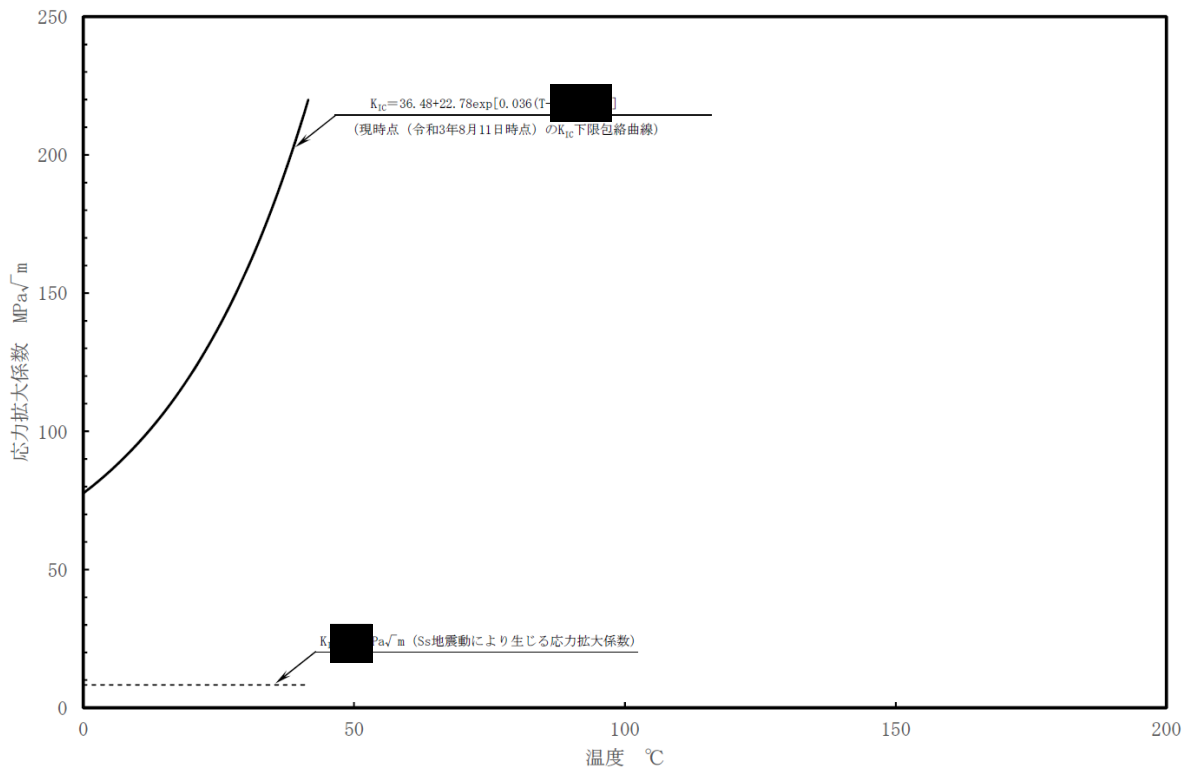


図 4-3 令和 3 年 8 月 11 日時点の K_{IC} 下限包絡曲線と K_I の関係

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， S_s 地震発生時の荷重を考慮して求めた応力拡大係数 K_I と，破壊靱性値 K_{IC} とを比較することにより耐震安全性評価を行っている。

評価の具体的内容を以下に示す。

1. 評価条件

(1) 想定欠陥

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

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

表 5-1 想定した亀裂形状

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

t : グリッドプレート板厚 (■ mm)

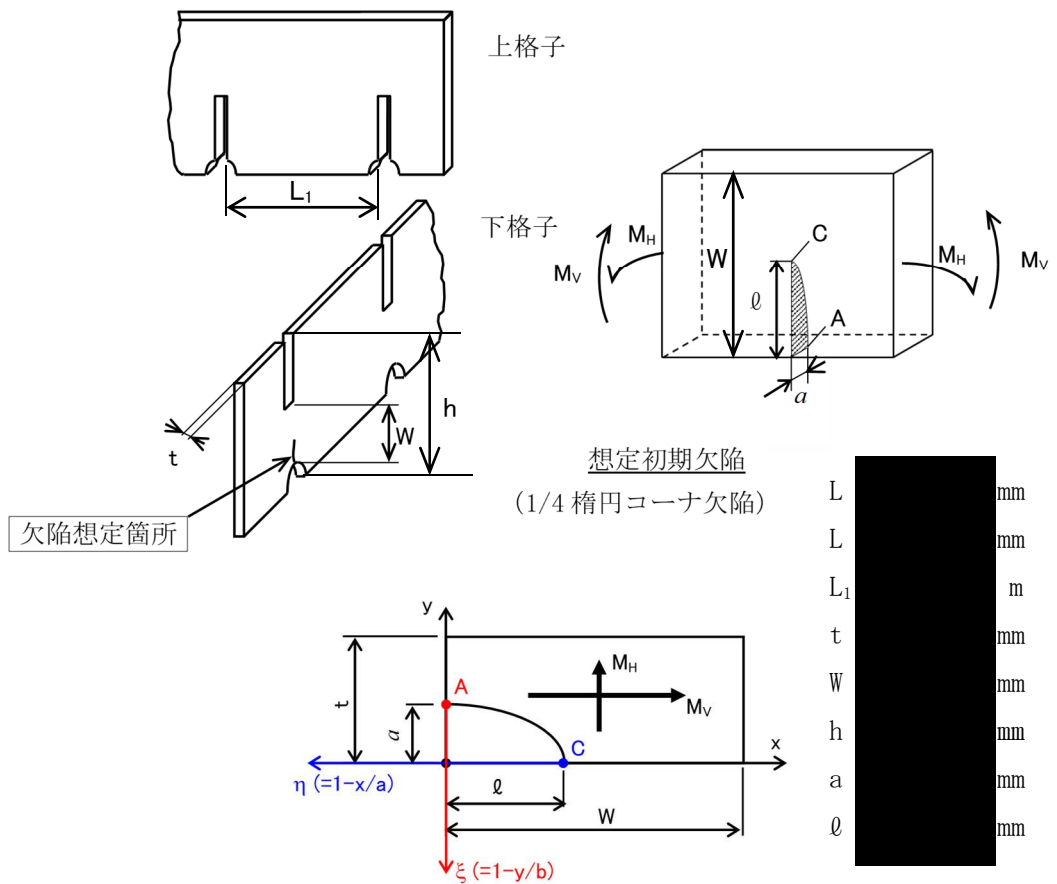


図 5-1 上部格子板の想定欠陥部位

(2) 考慮する荷重

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

表 5-2 考慮する荷重

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

*1：燃料集合体 764 体分の値

(3) 考慮する応力

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

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



① 鉛直方向荷重による応力

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

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

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

ここで、 ρ : 材料の密度 [kg/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

Ln : グリッドプレート中央切欠き部までの長さ

C_V : 鉛直震度

g : 重力加速度

よって、鉛直方向曲げ応力 σ_{bv} は次式で求められる。

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

ここで、 Z : グリッドプレートの断面係数

α : 応力集中係数

② 水平方向荷重による応力

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

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

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

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

ここで、 H ：地震の水平力

L_1 ：グリッドプレート1スパンの長さ

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

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

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

ここで、 A ：グリッドプレートの断面積

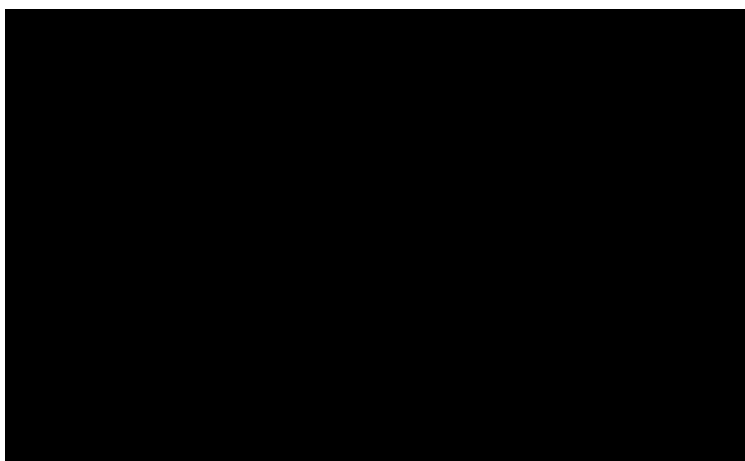
2. 評価結果

(1) 中性子照射を受けたステンレス鋼の破壊靱性値（許容値）

維持規格 2008 添付 E-14 3. (1) に示される中性子照射量 8.0×10^{24} n/m² を超える場合の値である 43.2 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*3 より求めた。



ここで、 A_{mn} ：応力分布の係数

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

a ：亀裂の深さ

l ：亀裂の長さ



上記により求めた想定亀裂の応力拡大係数 K_I を表 5-3 に示す。

表 5-3 想定亀裂の応力拡大係数

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

表 5-4 に示すとおり，Ss 地震時の応力拡大係数 K_I は 21.5 $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 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 5-4 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	21.5	43.2

以 上

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

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））の評価内容を以下に示す。

1. 評価仕様

(1) 評価仕様

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

(2) 解析モデルとモデル数

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

表 6-1 系統毎のモデル数

系統	モデル名	モデル数
給水系	FDW-008	1

(3) ラインの抽出根拠及び減肉の種別

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

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

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

一方、原子炉格納容器外の対象ラインについては、流れ加速型腐食（FAC）が想定される偏流部位（原子炉冷却材浄化系との合流部）の配管材質には炭素鋼が使用されており、FAC-1 及び FAC-S として評価対象範囲としている。また、評価対象のモデル範囲で冷温停止対象の範囲はクラス区分 2（冷温停止中は電動弁 F050A/B 全閉にて隔離している）までのため、クラス区分 3 のモデル範囲は今回の評価対象範囲には該当しない（添付資料-1 参照）。

(4) 評価対象としたラインに係る耐震重要度区分毎の対象及び評価対象部位
クラス区分、耐震重要度区分の範囲及び評価対象部位については、添付資料-2 のとおり。

(5) 評価結果

必要最小肉厚による応力評価結果を表 6-2 に示す。

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

必要最小肉厚による応力評価の結果、一次応力による発生応力値が許容応力値を超えないことを確認した。

表 6-2 必要最小肉厚による応力評価結果

(モデル名：FDW-008, クラス区分：クラス 2, 耐震重要度：B, 応力種別：一次応力)

配管肉厚	評価点	発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	備考
必要最小肉厚	C11	97	195	応力比最大の評価点

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

○：一次応力

(6) 添付資料

添付資料-1 : 「評価対象範囲図」

添付資料-2 : 「給水系 (FDW) モデル図」

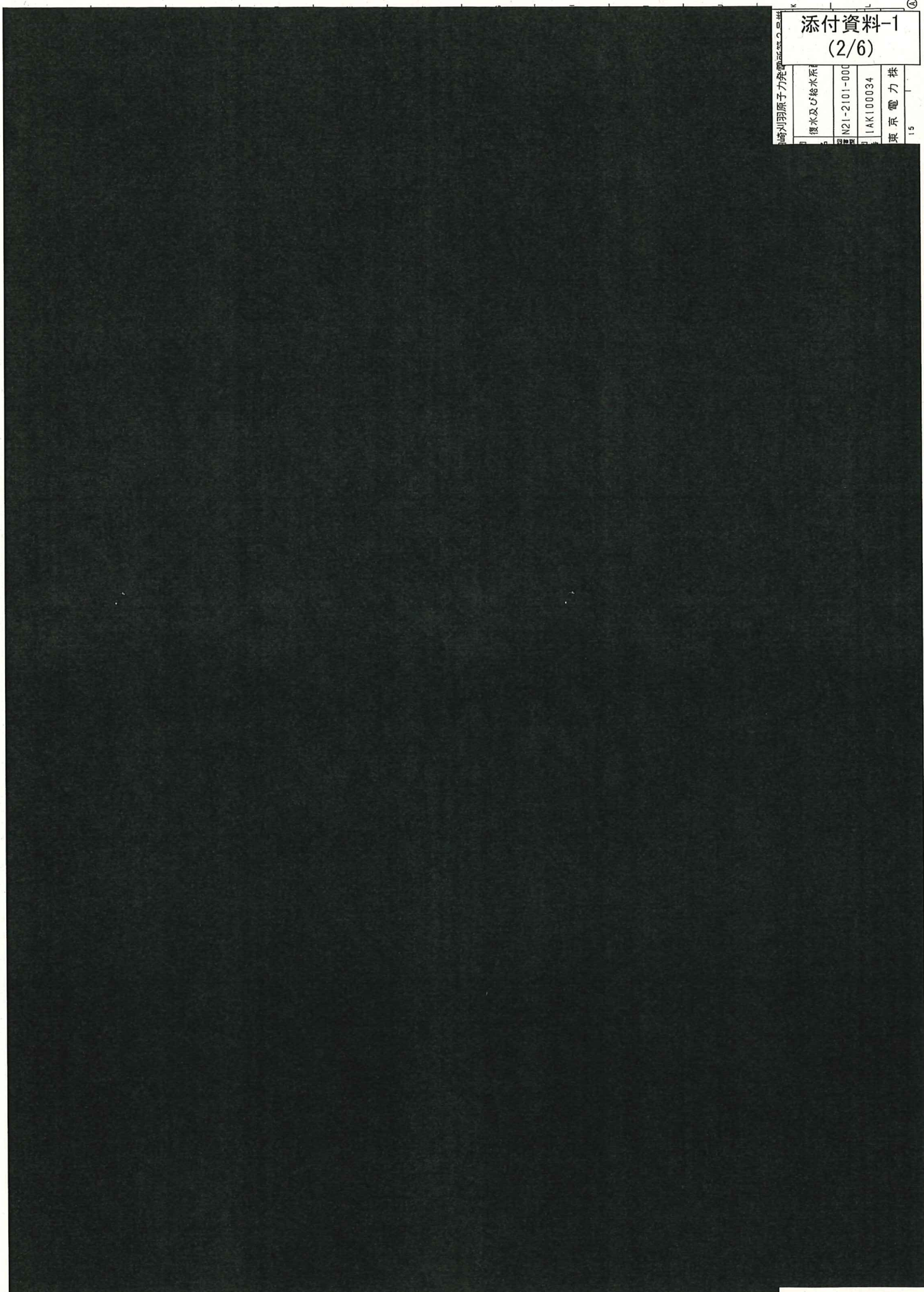
以上

添付資料-1
(1/6)

図名	原子炉系配管
図番	B21-2101-000
図番	NT-1005482
東京電力株	

添付資料-1
(2/6)

種水及び給水系
N21-2101-000
IAK100034
東京電力株



相崎利根原子力発電所

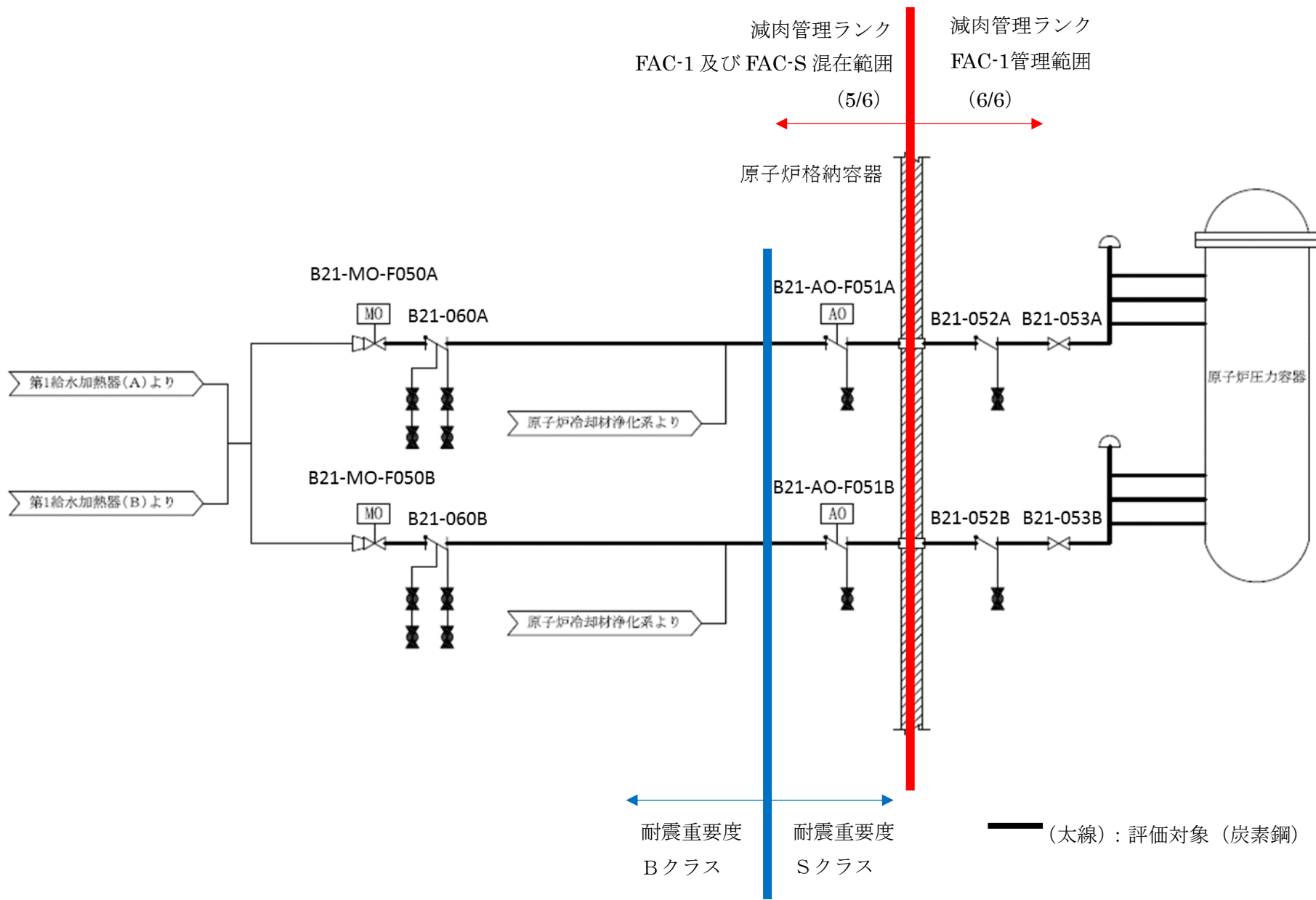
図名 原子炉冷却配管計装

図番 G31-2101-000

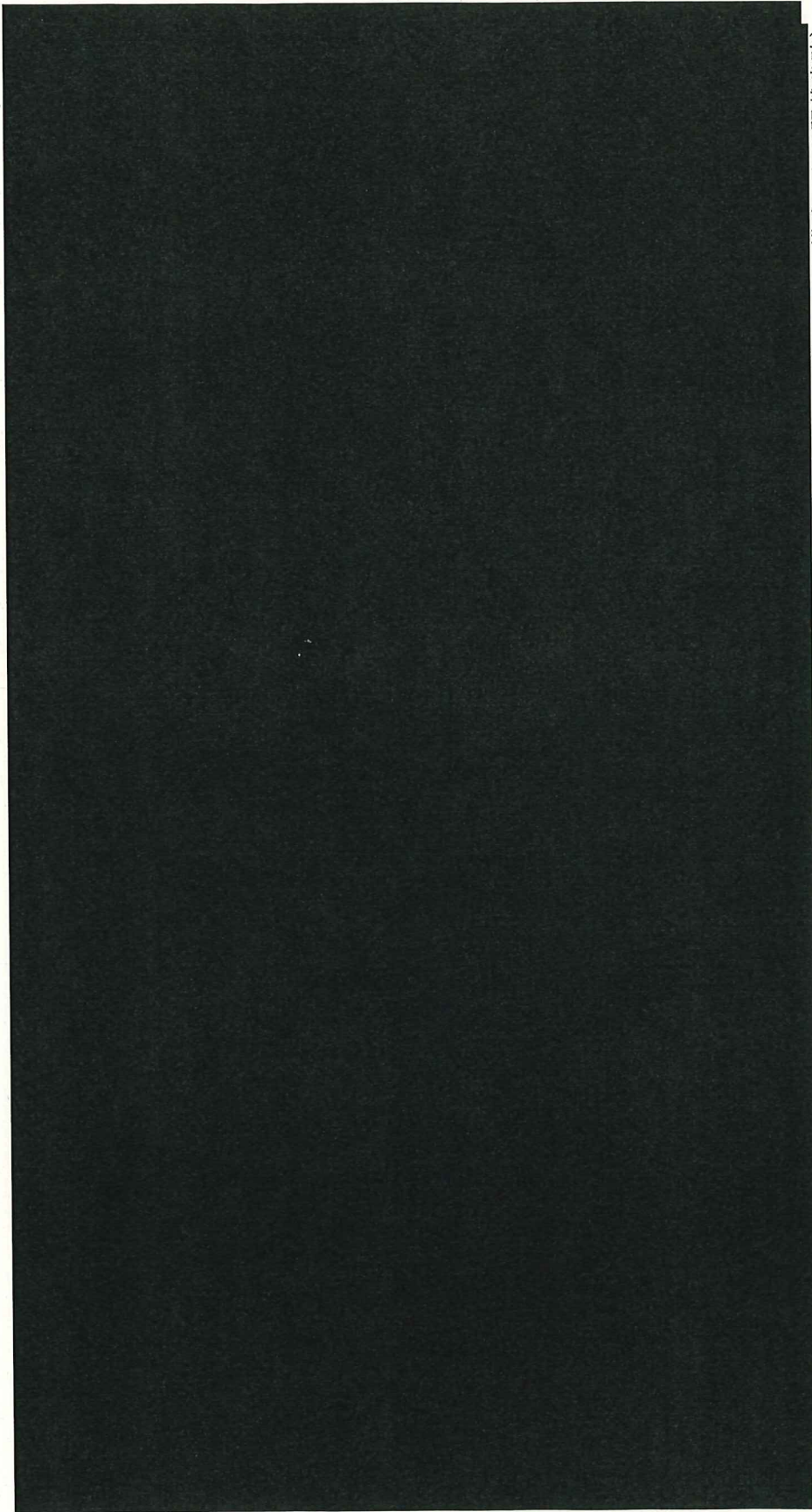
図号 NT-1005490

東京電力株

15

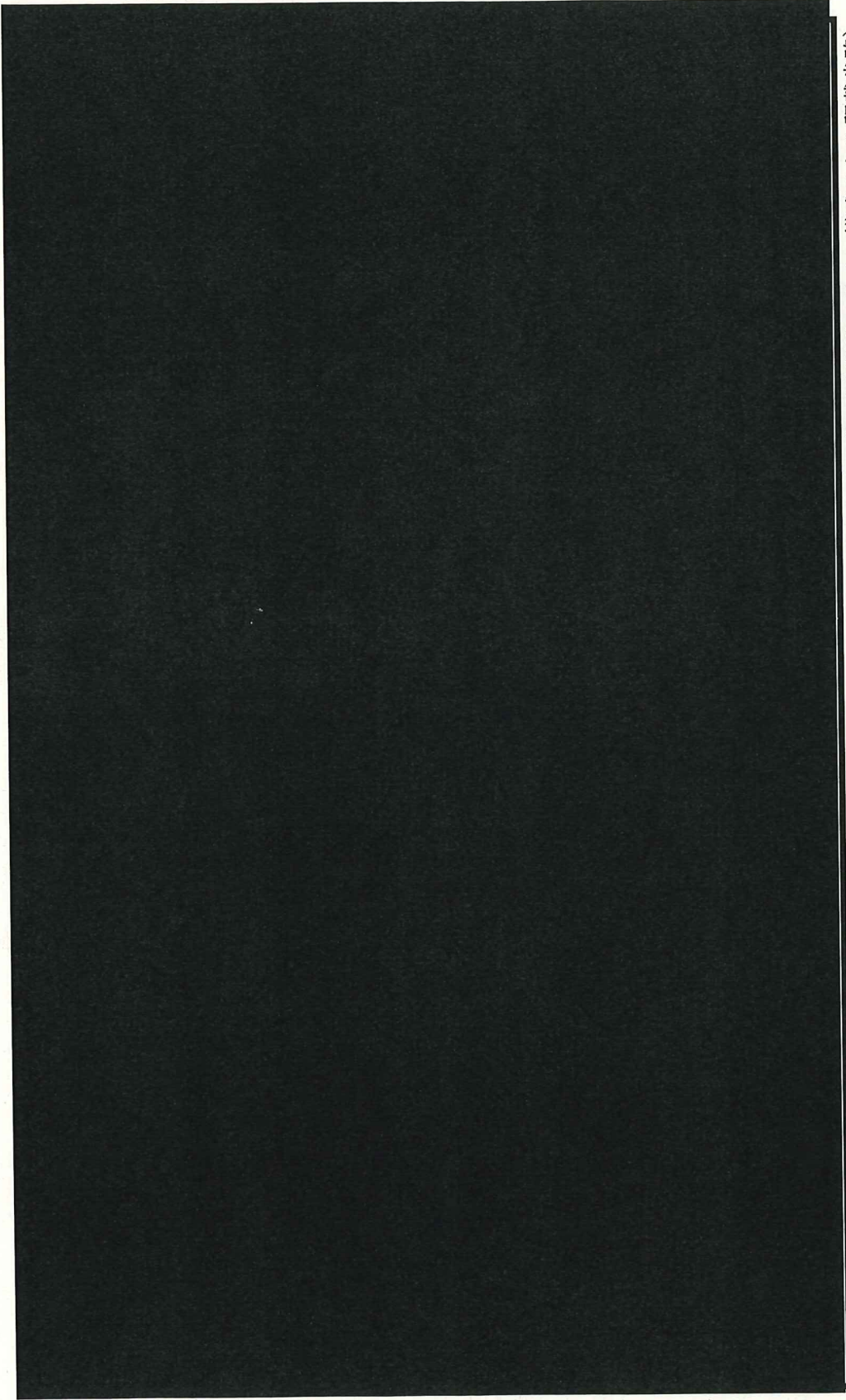


炭素鋼配管（給水系）の系統概要図



(B系も同様のライン構成のため記載省略)

評価対象ライン（炭素鋼配管（給水系）の配管施工図



(B系も同様のライン構成のため記載省略)

原子炉格納容器内の配管構造図

添付資料-2
(1/2)

登録番号 (C/D) 1
発行年度 2010
登録番号 1283

添付資料-2
(2/2)

FILE TITLE
添付資料 (FDW -
別添付資料用紙)

FILE NO.
4438101

FILE NO.
110123

別紙 7 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 7-1 に示す理由により、代表機器を選定して説明する。

表 7-1 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
残留熱除去系熱交換器	腐食の想定される熱交換器（胴）の評価対象機器のうち、耐震重要度が高いため	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、脚はそれぞれ取付ボルトを介して架台に拘束されている。ただし、2個の脚のうち1個は胴の長手方向について架台に対してスライドできる構造となっている。また、架台は基礎ボルトを介して基礎に拘束されている。

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。

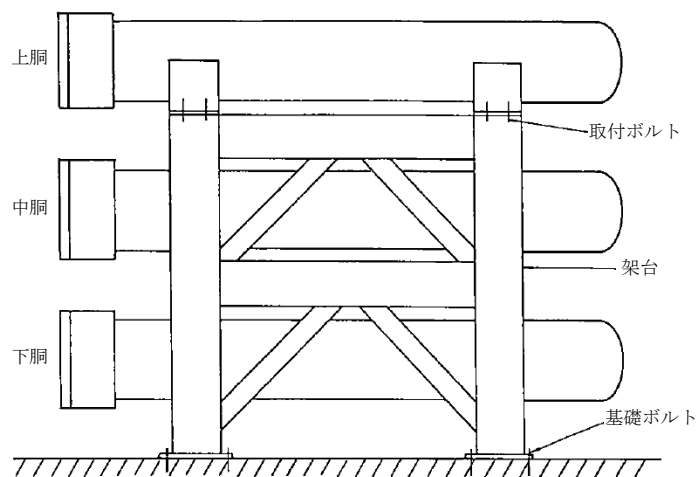


図1 全体概略図

(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、各胴のうち脚反力と曲げモーメントが最も大きくなる中胴を代表として評価している。

本評価対象の概略図、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7に示す。

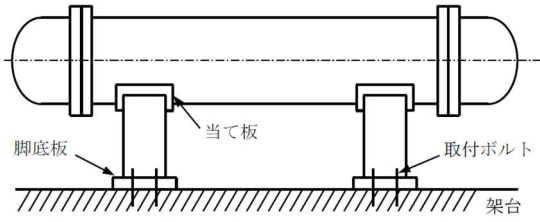


図2 評価対象概略図

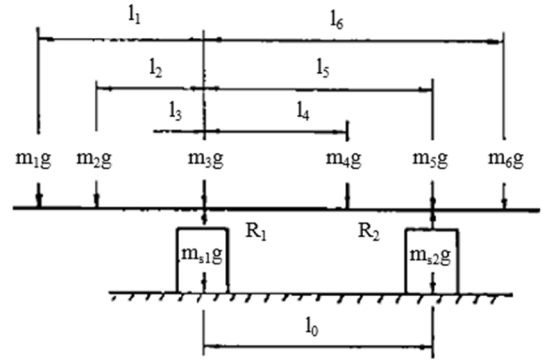


図3 荷重状態

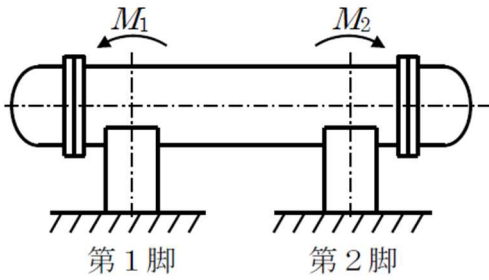


図4 脚の位置での曲げモーメント

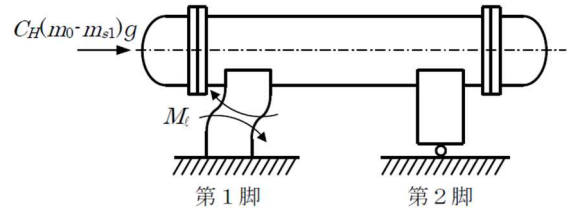


図5 長手方向荷重により
胴が受ける局部モーメント

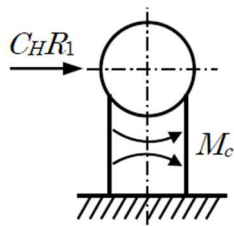


図6 横方向荷重により
胴が受ける局部モーメント

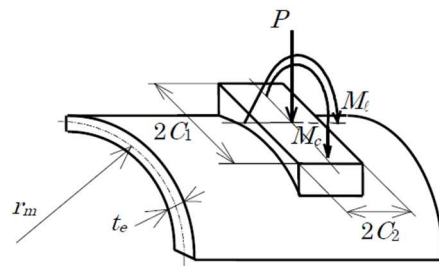


図7 脚が胴に及ぼす力

(3) 耐震条件

胴の腐食評価に使用する耐震条件について、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 S_d^{*3} の 震度を 1/2 したものの)	C_H	0.86 ^{*4}	—
鉛直方向設計震度 (弾性設計用地震動 S_d^{*3} の 震度を 1/2 したものの)	C_V	— ^{*5}	—

*1：基準床レベルを示す

*2：工認における固有周期（架台を含むモデル）

*3：基準地震動 S_S の震度を 1/2 したものの

*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、工認の耐震計算書を参考に評価部位（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、全面腐食により胴体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、胴の全面腐食により、胴本体の質量が僅かながら減少するが、保守的に工認に記載されている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

胴部の固有周期は、工認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と架台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や架台は考慮しない1質点系モデルによるものである。

一方、工認の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と架台を考慮した多質点系モデルを策定しスペクトルモーダル法により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8及び図9に示す。

図1に示すとおり評価対象機器は3基の熱交換器を架台に設置し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工認の計算モデルを採用し、工認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

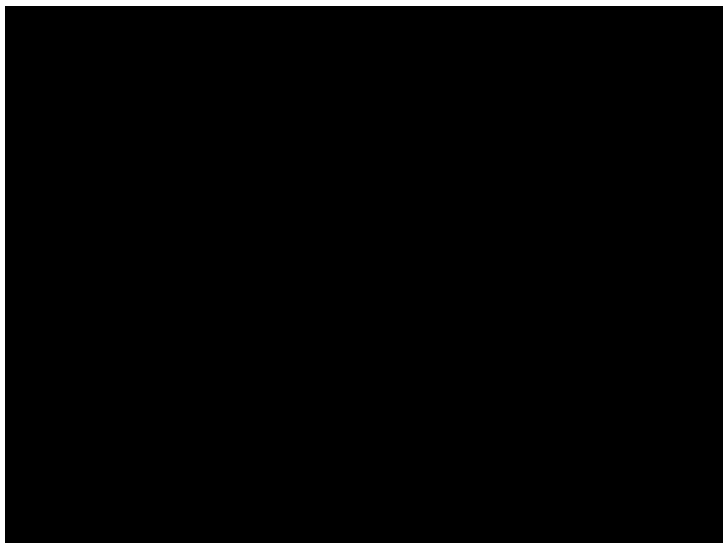


図8 工認の計算モデル

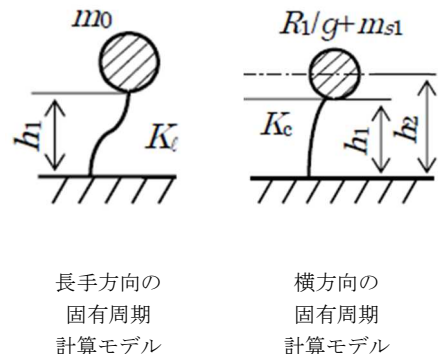


図9 JEAG評価式の計算モデル

(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 応力算出に対する評価条件

項目	記号		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	
熱交換器の運転時質量	m_0		kg	
脚の質量	m_{s1}		kg	
脚中心間距離	l_0		mm	
架台取付部から脚の胴つけ根部までの高さ	h_1		mm	
架台取付部から胴の中心までの高さ	h_2		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
シエルパラメータ	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
	$\beta_{N\phi}$		—	$\left\{1 - \frac{1}{3}(\beta_1/\beta_2 - 1)(1 - K_1^{N\phi})\right\}\sqrt{\beta_1\beta_2}$
	β_{Nx}		—	$\left\{1 - \frac{1}{3}(\beta_1/\beta_2 - 1)(1 - K_1^{Nx})\right\}\sqrt{\beta_1\beta_2}$
	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	$K_I^{N\phi}$		—	Table 6
WRCによるアタッチメントパラメータの補正係数	K_I^{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	$C_I^{N\phi}$		—	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_I^{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	$[N_\phi / \{M_l / (r_m^2 \beta_l)\}]$		—	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	$[N_x / \{M_l / (r_m^2 \beta_l)\}]$		—	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。

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、脚の受ける重量 R_1 , R_2 は次式で表わされる。

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

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

(2) 曲げモーメント

胴が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10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、

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

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

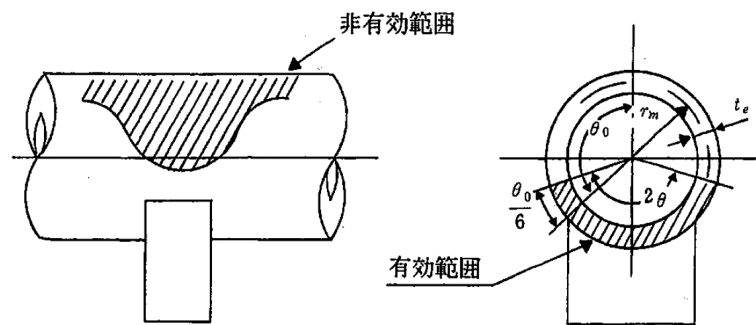


図10 脚つけ根部の有効範囲

(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。

$$M_l = \frac{1}{2} C_H (m_0 - m_{s1}) g h_1$$

$$P_l = C_H (m_0 - m_{s1}) g \frac{h_2 - \frac{1}{2} h_1}{l_0}$$

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。

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

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

鉛直方向荷重 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 、鉛直方向荷重 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。

$$M_c = C_H R_1 r_0$$

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

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。

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

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

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

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

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

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

② 横方向地震が作用した場合

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

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

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

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

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

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

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

② 横方向地震が作用した場合

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

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

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

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				$\sigma_0=97$			
		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							$\sigma_1=109$
		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	—	SGV49	—
評価用温度	—	302	℃
胴の設計降伏点*1	S_y	198	MPa
胴の設計引張強さ*1	S_u	419	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	$\text{Min} [S_y, 0.6S_u]$	198
	一次	S_y	198

(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	97	198
	一次	109	198

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 Reserch Council bulletin, March 1979 revision of WRC bulletin 107/August 1965.
- (2) Bijlaard, P.P. : Stresses from Radial Loads and External Moments in Cylindrical Pressure Vessels, The Welding Journal, 34(12), Research Supplement, 1955.

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。

なお、評価対象機器の設置位置は T. M. S. L. -16.1 であるが、保守的に T. M. S. L. -9.7 の床応答スペクトルより水平方向設計震度を設定した。

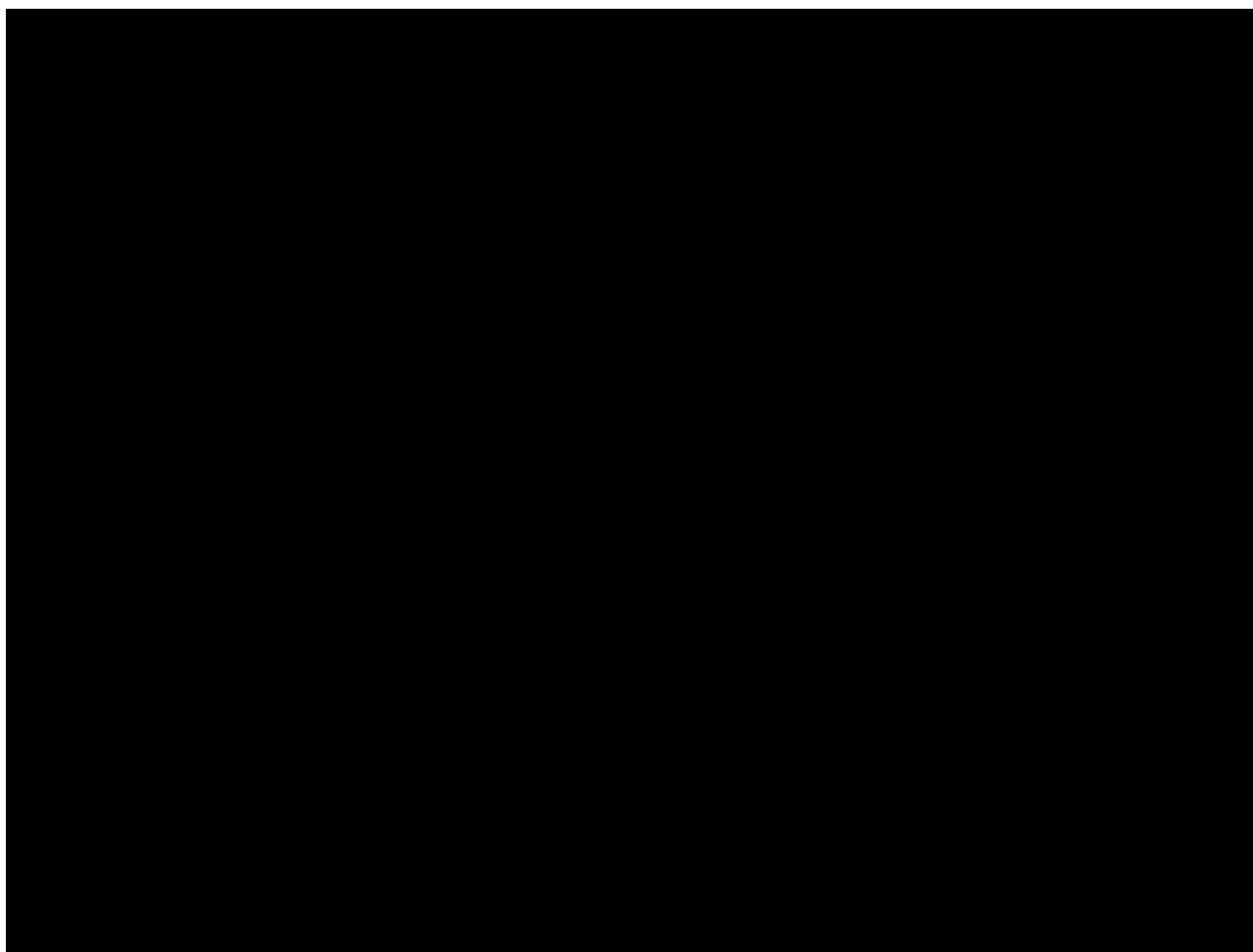


図1 床応答スペクトル (耐震強化用)

以上

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。

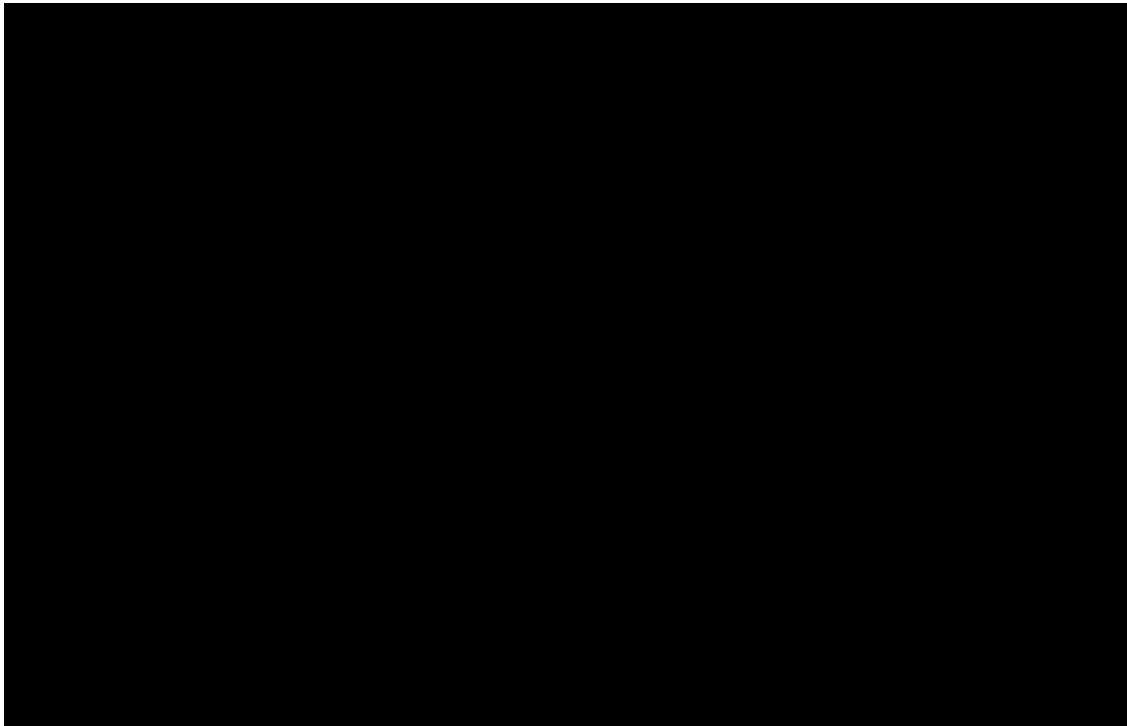


図1 軽油タンク外形図（単位：m）

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	2.94 ^{*3}	—
鉛直方向設計震度	C_V	1.19	—
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 平底たて置円筒形容器」)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)	181
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	181	235
せん断	69	190

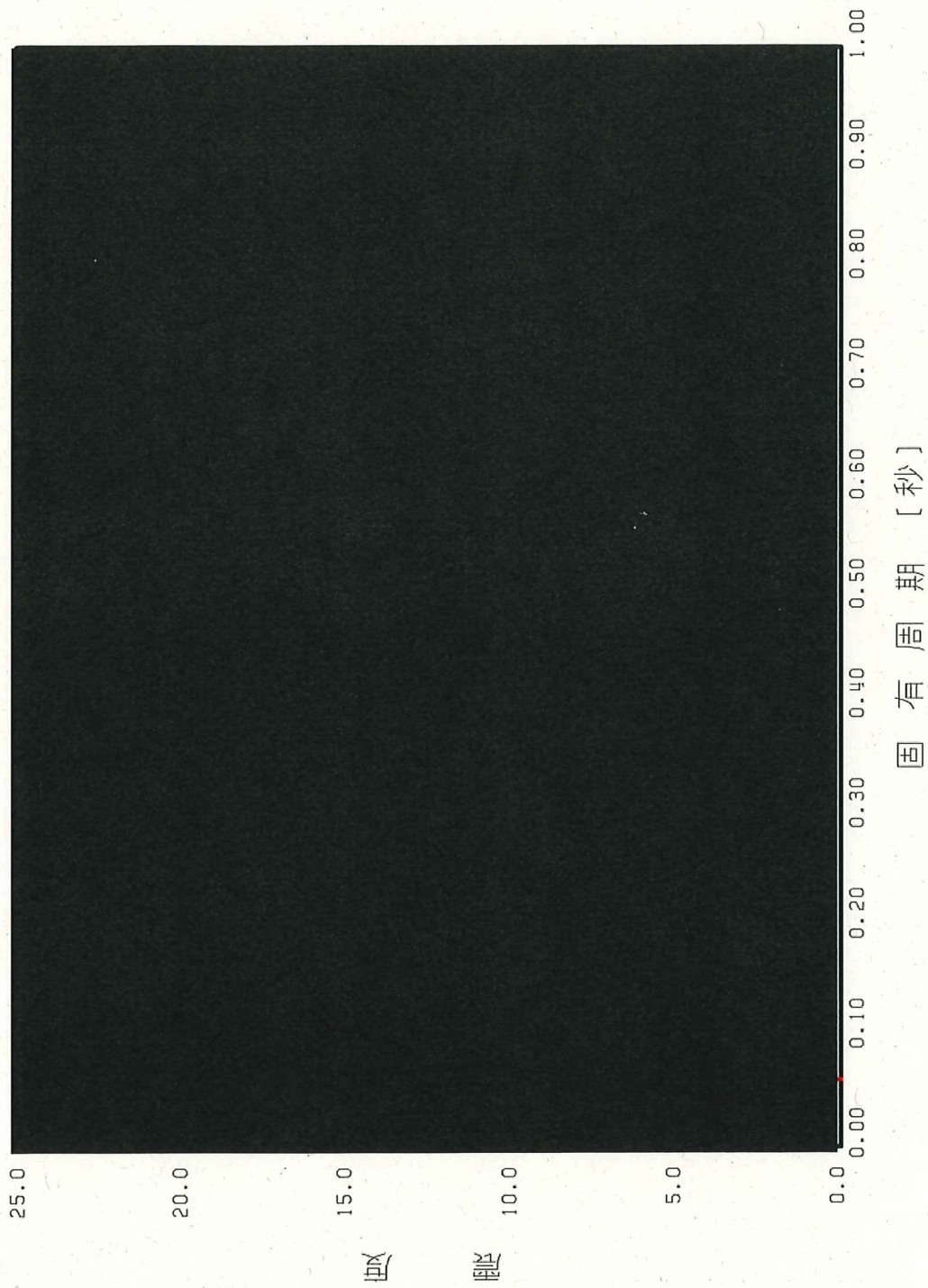
*1: 許容応力状態はⅢ_{AS}

2. 添付資料

(1) 床応答スペクトル (耐震強化用)

以上

添付資料 (I)



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及び算定結果を表 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。

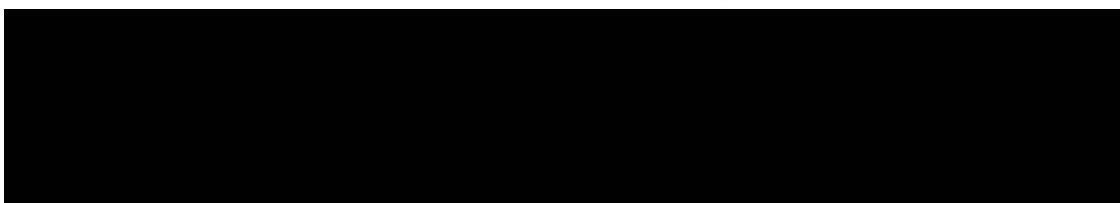
表 1 後打ちメカニカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M6	M8	M10	M12	M16	M20						
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							0.46	0.34	0.27	0.29	0.23	0.27
	せん断							0.28	0.22	0.18	0.19	0.15	0.18

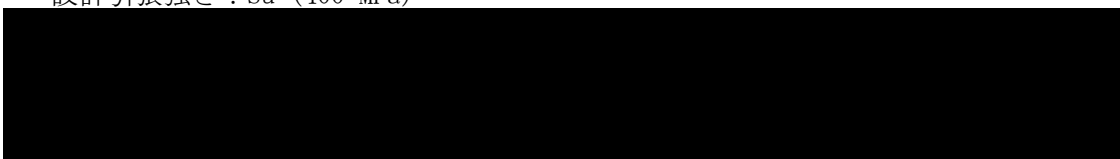
*1: ボルトの断面積算出は呼び径を使用

*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)



- ・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)), 235 MPa (16 mm $< d \leq 40$ mm))
- ・設計引張強さ: S_u (400 MPa)



*4: 応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力

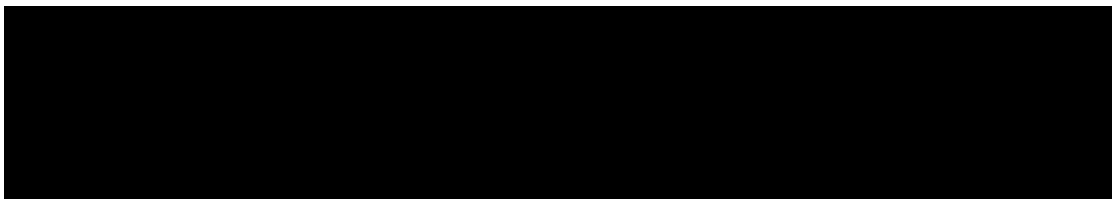
表2 後打ちケミカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		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	0.85	0.87	0.89	0.91
	せん断	0.62	0.63	0.65	0.66

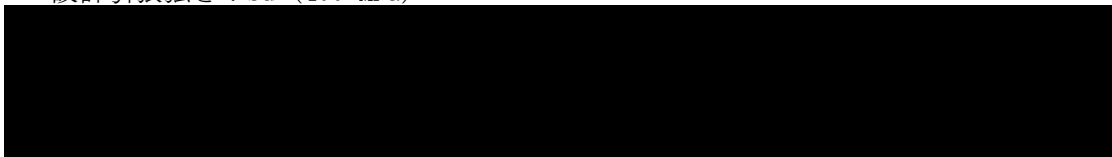
*1: ボルトの断面積算出は呼び径を使用

*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)



- 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)



*4: 応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力

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原子炉補機冷却水系配管のサポート部について耐震安全性を確認した。

<評価結果>

本評価では、新潟県中越沖地震後に実施した柏崎刈羽3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. 評価仕様

(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 : RCW-007-901R

(2) 評価条件

- ・ ボルト材質 : XXXXXXXXXX
- ・ ボルト径 d^{*1} : XXXXXXXXXX
- ・ ボルト半径当りの腐食量 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、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

[kN]

サポート番号	後打ち金物の荷重		アンカ1本当りの荷重	
	引張 Ft	せん断 Fs	引張 Fba	せん断 Fbb
RCW-007-901R	134.1	12.8	33.6	3.2

(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,

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

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

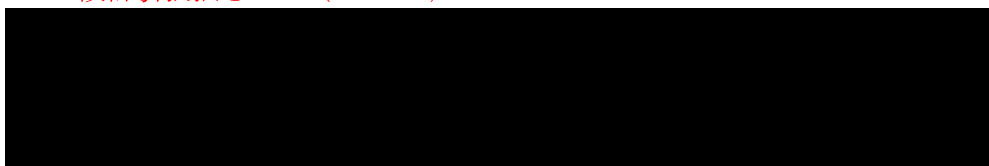
ここで、腐食量を考慮した後打ちケミカルアンカの断面積 (A_b) は,

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

(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 : S_y (245 MPa ($d \leq 16$ mm), 235 MPa (16 mm $< d \leq 40$ mm))
- ・ 設計引張強さ : S_u (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

[MPa]

サポート番号	アンカ 1 本当りの発生応力		許容応力	
	引張応力 σ_b	せん断応力 τ_b	引張	せん断
RCW-007-901R	114	11	176	135

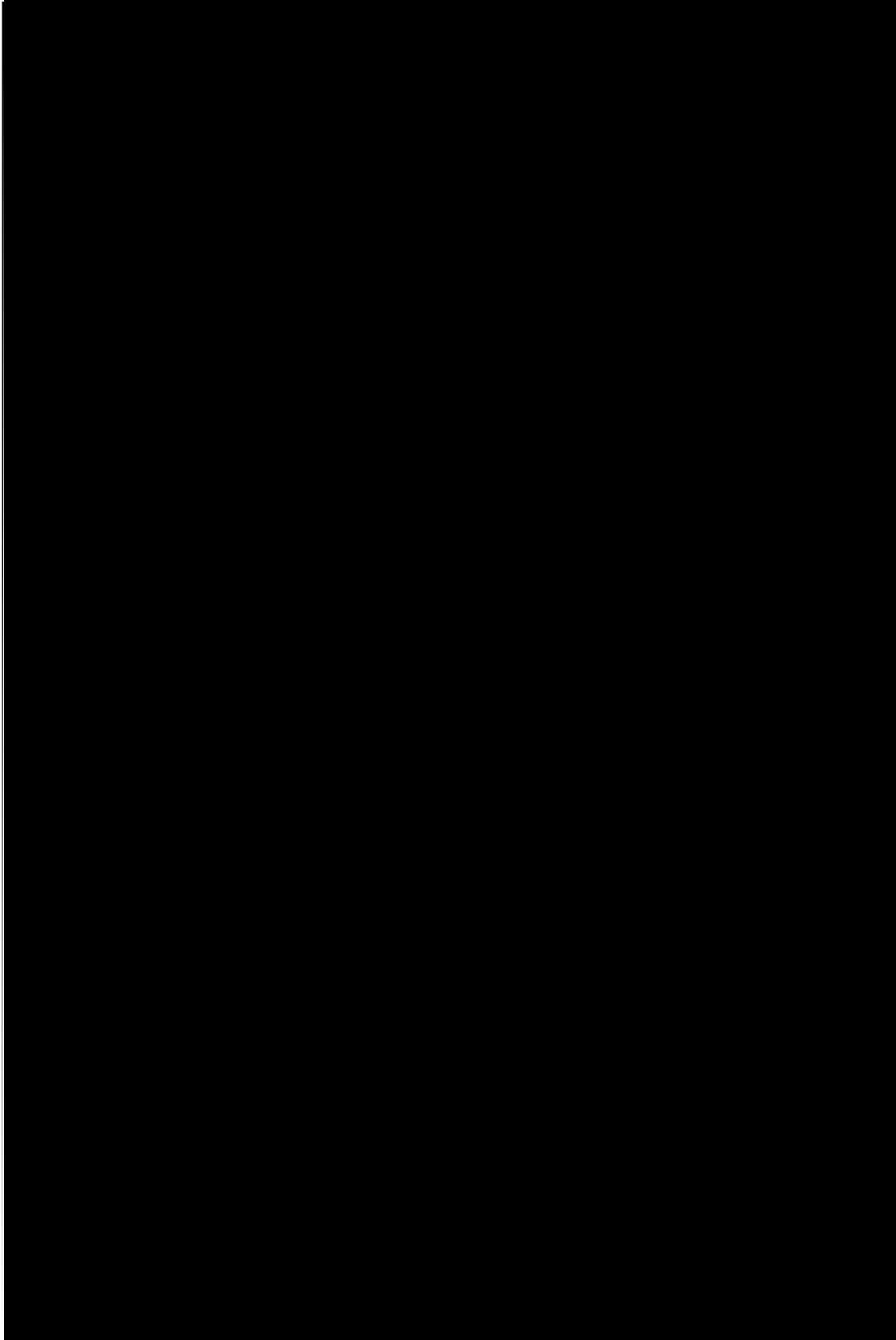


図1 サポーター詳細図 (RCW-007-90IR)

別紙 8 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 8-1 に、個別機器ごとの記載方針と評価内容を表 8-2 に示す。

表 8-1 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 8-2 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腐食（流れ加速型腐食）及び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 8-1 に示す記載方針番号

以上

別紙 9 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 9-1 に有意な亀裂が生じた中間胴一下部リング水平溶接線 H6 外側及び下部胴—シュラウドサポートリング水平溶接線 H7 内側の保全実績を示す。

保全実績としては、H7 は亀裂を放電加工 (EDM) により除去すると共に予防保全を実施し、今後も適切な点検を行うこととしている。H6 は亀裂を除去せずに継続使用することとして健全性評価と点検を実施している ((2) 参照)。

いずれの溶接線も維持規格等に基づき点検、亀裂の処置及び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 9-1 炉心シュラウド溶接線の保全実績

溶接線	保全実績		
	点検実績・計画	亀裂の処置	予防保全
H6	<ul style="list-style-type: none"> 亀裂発見時の VT/UT 「亀裂の解釈^{※1}」に基づく継続検査 亀裂除去部に着目した点検を計画 	亀裂除去せず継続使用 →特殊設計施設認可申請 において健全性評価	—
H7	<ul style="list-style-type: none"> 亀裂除去前後の VT/UT 亀裂除去部に着目した点検を計画 	放電加工により除去	除去部：LP ^{※2} 除去部以外：WJP ^{※2}

※1 実用発電用原子炉及びその付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 (原子力規制委員会)

※2 LP：レーザーピーニング，WJP：ウォータージェットピーニング

(2) H6 溶接線の亀裂への対応について

H6 溶接線は健全性評価と点検を継続することにより、亀裂を除去せずに運転を継続する方針としており、特殊設計施設認可申請（以下、特認）を行っている。

特認では必要残存面積と亀裂進展の評価を実施しており、評価結果の比較により当面の健全性は確保できると評価している。また、特認の健全性評価の妥当性を確認するため、特認の翌定検から点検を継続しており、点検で測定した平均亀裂深さは予測値及び許容値を満足していることを確認している。

現時点及び40年時点については、新潟県中越沖地震発生による冷温停止維持状態が継続していることから、亀裂の急激な進展はないため、予測値及び許容値を満足しているものと考えている。

なお、これまでの健全性評価はS₂地震動で実施されていることから、S_s地震動による影響を考慮するため、S_s地震動による許容平均亀裂深さを計算した結果、現時点の亀裂深さに対して十分に大きい値になることが見込まれるため、耐震安全性は維持されると判断する。

上記の健全性評価に関する各種数値を表9-2に示す。

表9-2 H6 溶接線の健全性評価に関する各種数値

評価時期		第7回定検 (平成14年度)	第8回定検 (平成17年度)	第10回定検 (平成20年度)	
亀裂発見からのEFPY		0.00	0.76	2.71 ^{※1}	
平均亀裂深さ (mm)	予測値	— (22.0) ^{※2}	10.91	31.0	
	実測値	7.3	7.9	8.3	
	許容値	46.3 (S ₂ 地震)	46.3 (S ₂ 地震)	46.3 (S ₂ 地震)	38.5 ^{※3} (S _s 地震)

※1 亀裂発見から新潟県中越沖地震までのEFPYであり、以降は冷温停止維持状態が継続。

※2 亀裂発見時の特認の値。プラント稼働率80%と仮定した場合における、特認から暦年で5年後(4.00EFPYと同義)の平均亀裂深さ予測値。

※3 特認の必要残存面積評価のうち、地震荷重のみをS_sに入れ替えた場合の計算結果。具体的には、H6溶接線位置の全周に均一な亀裂を想定したシュラウドモデルにおいて、通常運転+S_s(差圧、死荷重、S_s地震荷重)の荷重条件でH6溶接線位置の残存板厚における応力強さを算出する。この際に、亀裂の進展を模擬して当該位置のシュラウド外径(残存板厚)を変化させながら計算を繰り返すことにより、発生応力強さ=許容応力強さとなるシュラウド外径を求め、許容平均亀裂深さを算出している。

以上