

浜岡原子力発電所 4 号炉 審査資料	
資料番号	H4-PLM30(冷温)-08 改 8
提出年月日	令和 5 年 6 月 28 日

浜岡原子力発電所 4 号炉 高経年化技術評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

本資料のうち、枠囲みの内容は営業
秘密に属しますので公開できません

令和 5 年 6 月 28 日

中部電力株式会社

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 評価対象	4
3.1.1 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	8
3.2.3 耐震安全性評価の評価手法	9
3.3 評価に用いる地震力	10
3.3.1 基準地震動 S_s	11
3.3.2 駿河湾地震による地震動の影響評価	13
3.4 代表の選定	14
4. 耐震安全性評価	15
4.1 代表の耐震安全性評価	15
4.1.1 低サイクル疲労	15
4.1.2 中性子照射脆化	16
4.1.3 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	20
4.3 現状保全	21
4.4 総合評価	21
5. まとめ	22
5.1 審査ガイド適合性	22
5.2 施設管理に関する方針として策定する事項	26
別紙 1. 建設後に実施した耐震補強の実績について	1-1
別紙 2. 炭素鋼配管の流れ加速型腐食に対する現状保全によって管理される程度の範囲での固有振動数又は構造・強度上の影響について	2-1
別紙 3. 耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外を適用したケースについて	3-1
別紙 4. 炉心シュラウド及びシュラウドサポート並びに炉心シュラウド支持ロッドの低サイクル疲労に対する耐震安全性評価結果について	4-1
別紙 5. 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	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. 耐震安全性評価に用いる地震動の整理及び見直しに伴う再評価方針及び結果	8-1

別紙 9.	駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）による地震動について.....	9-1
別紙 10.	浜岡 3 号炉の高経年化技術評価との相違点について.....	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 2-1 に整理する。

表 2-1(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
審査ガイド	<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 2-1(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
実施ガイド	<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。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、PLM 基準 2008 版の 6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。</p> <p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更</p> <p>長期施設管理方針の策定及び変更に当たっては、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、評価対象機器を含む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。

○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のうち、想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
▲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のうち、現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

このうち、耐震安全性評価を実施する機器として、○事象及び△事象のうち「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「軽微若しくは無視」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までの手順を表3-1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3-2に示す。

表 3-1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出までの手順

技術評価で想定される経年劣化事象		ステップ 1	ステップ 2		ステップ 3	
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	下記①, ②を除く経年劣化事象	○	i	経年劣化対策上着目すべき経年劣化事象であるが, 現在発生しておらず, 今後も発生の可能性がないもの, 又は小さいもの	×	×
			ii	現在発生しているか, 又は将来にわたっておこることが否定できないもの	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎ 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象 ■
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	①△	○	i	日常劣化管理事象であるが, 現在発生しておらず, 今後も発生の可能性がないもの, 又は小さいもの	—	—
			ii	現在発生しているか, 又は将来にわたっておこることが否定できないもの	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎ 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象 ■
	②▲	—	—	—	—	

(凡例)

- ：評価対象として抽出。
- ：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象であり, 日常劣化管理事象以外であるもの, あるいは日常劣化管理事象であるが, 現在発生しておらず, 今後も発生の可能性がないもの, 又は小さいものとして評価対象から除外。
- ×：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではあるが, 現在発生しておらず, 今後も発生の可能性がないもの, 又は小さいもの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「軽微若しくは無視」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。
- △：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象(日常劣化管理事象)
- ▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象(日常劣化管理事象以外)

表 3-2 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	◎	—	—*4	—
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: 原子炉機器冷却水熱交換器(伝熱管の腐食), 原子炉冷却材浄化再生熱交換器(胴の全面腐食)

*3: 原子炉圧力容器

なお、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ない、炭素鋼配管の流れ加速型腐食の評価の具体的内容について別紙2に記す。

*4: 中性子照射による靱性低下が想定される上部格子板については、2018年に目視点検(MVT-1)で破壊の起点となりうるき裂がないことを確認済みであり、冷温停止状態では本事象は進展しないと判断した。

・【凡例】

◎: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象若しくは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(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「軽微若しくは無視」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 NCI-2005(2007)」(以下、「設計・建設規格 2005(2007)」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、「JEAC4206-2007」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、「」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 JEAG4601-1991 追補版」(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 3 に記載する。

3.2.2 劣化想定期間

冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価では、運転開始後 40 年時点までの健全性確認を実施する。ただし、評価時点(2020 年度末)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から現時点まではプラントが停止していたことから、劣化の想定期間は劣化事象ごとに異なり、以下のとおりである。(表 3-3 参照)

(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)

運転開始後 40 年時点までの評価を実施する。ただし、冷温停止状態の維持により評価時点から事象が進展しないため、劣化の想定期間は、最新の原子炉停止までとする。

(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)

劣化の想定期間は、原則として評価期間と同じ運転開始から 40 年時点までとする。

表 3-3 冷温停止の維持状態での劣化の想定期間

劣化事象	評価対象	評価期間及び劣化の想定期間		最新の 原子炉停止 2011 年 5 月 13 日	評価時点 (2020 年度末) 2021 年 3 月 31 日	運転開始後 40 年時点 2033 年 9 月 3 日
				▼	▼	▽
腐食	熱交換器 基礎ボルト	評価期間	40 年時点まで	[Timeline: 2011.5.13 to 2033.9.3]		
		劣化の想定期間	40 年時点まで	[Timeline: 2011.5.13 to 2033.9.3]		
低サイク ル疲労	炉内構造物 原子炉压力容器※ 配管等	評価期間	40 年時点まで	[Timeline: 2011.5.13 to 2033.9.3]		
		劣化の想定期間	評価時点まで の過渡回数	[Timeline: 2011.5.13 to 2021.3.31]		
中性子照 射脆化	原子炉压力容器	評価期間	40 年時点まで	[Timeline: 2011.5.13 to 2033.9.3]		
		劣化の想定期間	最新の原子炉 停止まで	[Timeline: 2011.5.13 to 2021.3.31]		

※原子炉压力容器については停止後のボルト取外 1 回を加算して評価している。

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)

評価時点(2020年度末)の過渡回数を考慮した疲れ累積係数及び基準地震動 S_s を考慮した疲れ累積係数の合計値が許容値 1 を下回ることを確認する。

(2) 中性子照射脆化(原子炉压力容器)

原子炉压力容器円筒胴(炉心領域)について, 最新の原子炉停止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) 腐食(全面腐食)(熱交換器, 基礎ボルト)

運転開始後 40 年時点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 3-4 のとおり選定する。

表 3-4 耐震安全性評価における評価用地震力

耐震重要度	評価に用いる地震力
S クラス	基準地震動 S_s * ¹ により定まる地震力
	基準地震動 S_1 * ² により定まる地震力と S クラス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 クラスに適用される静的地震力* ^{3, *4}
C クラス	C クラスに適用される静的地震力* ⁴

*1：「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」（令和 2 年 3 月 31 日改正）附則（平成 25 年 6 月 19 日）の「2）経過措置①」に記載の「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 日原子力安全委員会決定）により策定した基準地震動 S_s であり、表 3-5 に示す地震を考慮した模擬地震波である。適用する地震動の考え方について別紙 8 に示す。

*2：浜岡原子力発電所設置許可申請書（4 号炉）（昭和 63 年 8 月 10 日許可）の基準地震動 S_1 である。適用する地震動の考え方について別紙 8 に示す。

*3：支持構造物の振動と共振のおそれがあるものについては、基準地震動 S_1 により定まる地震力の 1/2 についても考慮する。

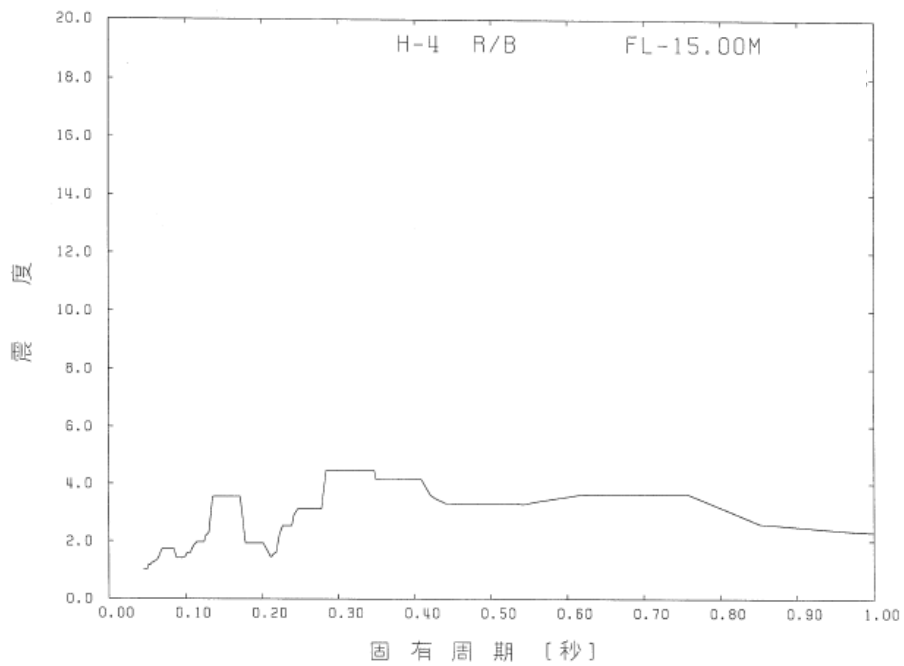
*4：S クラス設備へ波及的影響を及ぼす可能性のある B クラス設備及び C クラス設備の評価用地震力は S_s 地震力を適用する。

3.3.1 基準地震動 S_s

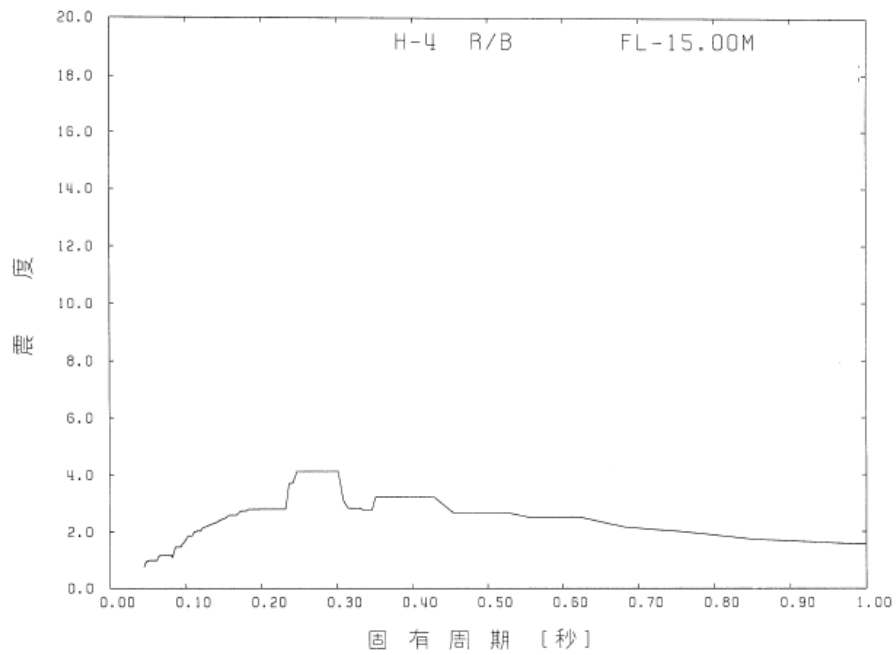
評価に用いた基準地震動 S_s 及び基準地震動 S_1 に考慮した地震を表 3-5 に示す。基準地震動 S_s による原子炉建屋の床応答スペクトルを、原子炉建屋基礎盤上を例に図 3-1 に示す。

表 3-5 評価に用いた地震と地震動

項目		最大加速度振幅 (解放基盤表面)		備考	
		水平方向	鉛直方向		
S_s	S_s -D	800Gal	533Gal	応答スペクトルに基づく 手法による基準地震動 S_s	設計用模擬地震波
	S_s -1	617Gal	304Gal	断層モデルを用いた手法 による基準地震動 S_s	仮想的東海地震 (経験的グリーン関数を用いた ハイブリッド合成法)
	S_s -2	588Gal	150Gal		仮想的東海地震 (統計的グリーン関数を用いた ハイブリッド合成法)
	S_s -3	766Gal	149Gal		仮想的東海・東南海・南海地震 (統計的グリーン関数を用いた ハイブリッド合成法)
S_1	450Gal	—	考慮すべき地震	1096 年永長地震 1498 年明応地震 1589 年天正 17 年駿河遠江の地震 1707 年宝永地震 1854 年安政東海地震 1944 年東南海地震 想定東海地震	
			活断層	石花海海盆西縁断層	



(水平方向, NS-EW 包絡)



(鉛直方向)

図 3-1 基準地震動 Ss の床応答スペクトル(原子炉建屋基礎盤上)

3.3.2 駿河湾地震による地震動の影響評価

駿河湾の地震(2009年8月11日,以下,「本地震」という。)による観測記録及び基準地震動 S_s から得られた床応答スペクトルを比較すると,本地震による観測記録は基準地震動 S_s による応答を十分下回っている。

また,耐震設計上重要な設備は,基準地震動 S_1 に対して弾性状態にある許容値を用いて設計されている。このため,地震観測記録と基準地震動 S_1 による応答を比較し,本地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから,設備の健全性が確保されているものと評価している。^{*1}

*1:「2009年8月11日駿河湾の地震」における浜岡原子力発電所4号機の地震観測記録による設備健全性評価結果について(報告)(2009年8月21日)

3.4 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」におけるすべ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ごとに代表を選定し(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 3-6 に事象毎の代表機器と選定理由を示す。

表 3-6 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	シュラウドサポート	地震による疲れ累積係数が最も高い機器
中性子照射脆化	原子炉压力容器	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
腐食 (全面腐食)	1 熱交換器 原子炉機器冷却水熱交換器	耐震重要度が最も高い機器
	2 基礎ボルト 原子炉機器冷却水熱交換器	発生応力と許容応力の比が最大である機器
	3 後打ちケミカルアンカ、後打ちメカニカルアンカボルト	(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

・シュラウドサポート

低サイクル疲労については、技術評価において運転実績に基づいた現時点(2020 年度末)の過渡回数を用いて疲れ累積係数を評価し、健全性を確認している。

耐震安全評価では、技術評価での疲れ累積係数に、基準地震動 S_s による疲れ解析から求められる疲れ累積係数を加味した疲労評価を行う。

評価の結果は表 4-1 に示すとおりであり、疲れ累積係数の合計は、許容値 1 以下であり、シュラウドサポートの低サイクル疲労は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 4 に示す。

表 4-1 シュラウドサポートの疲れ解析結果

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 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値 : 1 以下)
シュラウドサポート	S	0.0351 ^{*1} 0.0343 ^{*2}	0.0000 ^{*1} 0.1543 ^{*2}	0.0351 ^{*1} 0.1886 ^{*2}

*1 : 技術評価での疲れ累積係数が最大となる評価点

*2 : 地震動を加味した評価で疲れ累積係数が最大となる評価点

4.1.2 中性子照射脆化

・原子炉圧力容器

耐震安全性評価では、炉心領域の胴板に中性子照射脆化(2020 年度末時点)と地震を考慮した場合の圧力-温度制限曲線を求め健全性を評価した。評価は日本電気協会「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」に基づくものとし、欠陥は、深さを原子炉圧力容器の板厚の 1/4 倍、長さを板厚の 1.5 倍とし、地震荷重の寄与が大きい周方向及び評価上厳しい軸方向の両方を想定した。

図 4-1 に原子炉圧力容器の圧力-温度制限曲線(2020 年度末時点)を示す。

図 4-1 に示すケース①～④は欠陥を想定した場合の線形破壊力学に基づく運転条件の制限である。脆性破壊防止の観点から、原子炉圧力容器の運転は、これら曲線(圧力-温度制限曲線)より高温側の条件で運転温度の管理が要求される。

図 4-1 のケース①及び②に示すように、軸方向欠陥に地震が作用しても円筒胴の円周方向応力は有意な変化をしないため、圧力-温度制限曲線は地震荷重の有無に係わらずほとんど変化しない。周方向欠陥に地震が作用した場合は、軸方向応力の増加に寄与するため、地震荷重を考慮しないケース④)に比べて考慮したケース③)の方が厳しくなる。

原子炉圧力容器の運転は図 4-1 に参考で示した飽和圧力-温度曲線に従うことから、上記評価結果による中性子照射脆化に対する耐震性を考慮した運転制限に対し、十分な安全性が確保されていると判断する。

中性子照射脆化の詳細な評価内容を別紙 5 に示す。

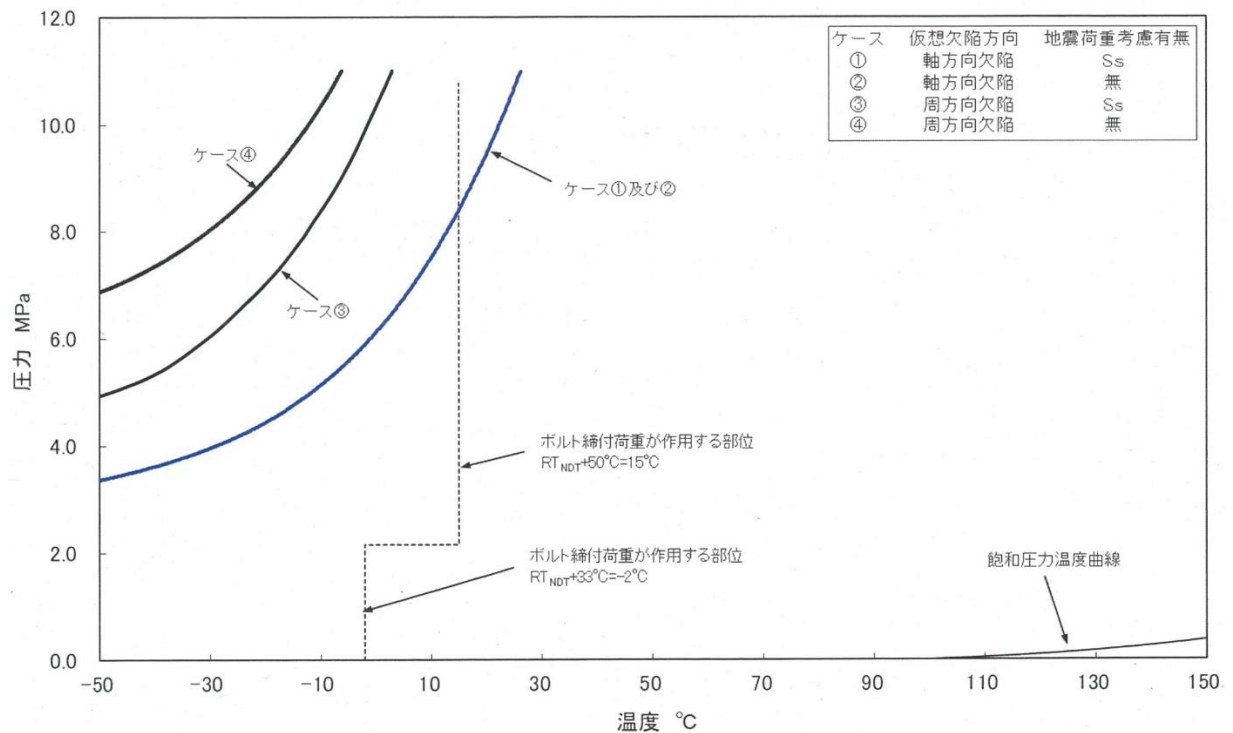


図 4-1 原子炉圧力容器の圧力-温度制限図(2020 年度末時点)(胴板炉心領域, 耐圧試験時)

4.1.3 腐食(全面腐食)

・原子炉機器冷却水熱交換器の伝熱管の腐食(FAC)

耐震安全性評価では、伝熱管の腐食を想定し、地震時の発生応力を算出し評価した。腐食による伝熱管の減肉に対しては、減肉率で管理しており管理値まで減肉した場合には施栓を行っていることから、算出にあたり、腐食により伝熱管が管理値まで一様減肉することを想定した。また、解析モデルとして伝熱管の管板－管支持板の部分に片側固定・他端支持はりモデル、管支持板－管支持板の部分に両端支持はりモデルを使用した。

評価の結果は表 4-2 に示すとおりであり、地震時の伝熱管の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。

詳細な算出過程を別紙 6 に示す。

表 4-2 伝熱管の腐食に対する評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	一次応力*1 (MPa)		許容応力状態	許容応力*2 (MPa)
				管板－管支持板 (固定管板－仕切板)	管支持板－管支持板 (仕切板－仕切板)		
原子炉機器冷却水熱交換器	クラス 1	S	Ss	18	18	Ⅲ _A S	121

*1 : Ss 地震力が弾性設計用地震動 Sd による地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss 地震力による評価応力がⅢ_AS の許容応力を下回るため、弾性設計用地震動 Sd による地震力及び静的地震力による評価を省略した

*2 : 設計・建設規格 2005(2007)付録材料図表 Part5 表 6 により定める値に 1.5 を乗じた値

・機器付基礎ボルト(原子炉機器冷却水熱交換器)

原子炉機器冷却水熱交換器の基礎ボルトに対し、技術評価結果から想定されるボルトの腐食(保守的に設定した運転開始後 40 年間の腐食量である 0.3mm を想定)を考慮し、基準地震動 Ss による発生応力を算出した結果、許容応力以下であることを確認した。

評価結果を表 4-3 に示す。

なお、耐震 S クラス機器において、Ss 地震力が弾性設計用地震動 Sd による地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss 地震力による評価応力がⅢ_AS の許容応力を下回るため、弾性設計用地震動 Sd による地震力及び静的地震力による評価を省略した。

詳細な算出過程を別紙 6 に示す。

表 4-3 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	耐震重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)	備考
原子炉機器冷却水熱交換器	S	引張荷重	118	118	
		せん断荷重	65	122	

・後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカの評価

後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカの許容荷重は、ボルト部の破損、コンクリートのコーン状破壊、引抜(付着力喪失)を考慮して定められるが、技術評価においてはボルトのコンクリート直上部に腐食が想定されると評価しており、このとき、影響を受けるのはボルト部の破損である。

ここで、技術評価結果から想定されるボルトの腐食(保守的に設定した運転開始後 40 年間の腐食量である 0.3mm を想定)を考慮し、標準的な設計許容荷重(減肉時)のボルト発生応力と許容応力の関係を調べた結果、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(表 4-4, 表 4-5 参照)。

したがって、後打ちメカニカルアンカ及び後打ちケミカルアンカについては機種に係わらず、耐震安全性は確保できると考えられる。

なお、Ss 地震力が弾性設計用地震動 Sd による地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss 地震力による評価応力がⅢ_AS の許容応力を下回るため、弾性設計用地震動 Sd による地震力及び静的地震力による評価を省略した。

詳細な算出過程を別紙 6 に示す。

表 4-4 標準後打ちメカニカルアンカの許容荷重とボルト発生応力, 許容応力

		M6	M8	M10	M12	M16	M20
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	1.56	2.15	2.84	4.51	6.47	11.37
	せん断	0.98	1.33	1.72	2.70	3.92	6.86
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	83	63	52	57	43	49
	せん断	52	39	32	34	26	30
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	108	76	60	64	47	52
	せん断	67	47	37	39	29	32
ボルトの許容応力 (MPa)* ¹	引張	245	245	245	245	245	235
	せん断	141	141	141	141	141	135
応力比* ²	引張	0.44	0.31	0.25	0.26	0.20	0.23
	せん断	0.48	0.33	0.26	0.27	0.21	0.24

*1: 設計・建設規格 2005(2007) 付録材料図表 Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III_AS の許容応力を示す

*2: 応力比は, 発生応力/許容応力を示す

表 4-5 標準後打ちケミカルアンカの許容荷重とボルト発生応力, 許容応力

		M12	M16	M20	M22
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	4.90	12.74	18.14	25.49
	せん断	3.92	8.62	12.25	16.67
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	62	85	78	88
	せん断	49	58	53	57
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	69	93	83	93
	せん断	56	63	56	61
ボルトの許容応力 (MPa)* ¹	引張	245	245	235	235
	せん断	141	141	135	135
応力比* ²	引張	0.29	0.38	0.36	0.40
	せん断	0.40	0.45	0.42	0.45

*1: 設計・建設規格 2005(2007) 付録材料図表 Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III_AS の許容応力を示す

*2: 応力比は, 発生応力/許容応力を示す

4.2 動的機能維持に係る耐震安全性評価

冷温停止状態に必要な動的機能と対象機器は JEAG4601 を参考に抽出しており、表 4-6 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 7 に示す。

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

- ①現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できない事象であるが、機器の振動応答特性又は構造強度への影響が軽微若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、地震時又は地震後の動的機能に影響を与えないこと。

表 4-6 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のうち、その健全性を維持するために動的機能維持が必要なもの
余熱除去ポンプ 高圧炉心スプレーポンプ 低圧炉心スプレーポンプ 原子炉機器冷却水ポンプ 高圧炉心スプレー機器冷却水ポンプ 原子炉機器冷却海水ポンプ 高圧炉心スプレー機器冷却海水ポンプ 余熱除去系弁 高圧炉心スプレー系弁 低圧炉心スプレー系弁 原子炉機器冷却水系弁 高圧炉心スプレー機器冷却水系弁 原子炉機器冷却海水系弁 高圧炉心スプレー機器冷却海水系弁 補助継電器盤 操作制御盤 ファン(D/G 系間接系) ローカルクーラ(ECCS 間接系) 非常用ディーゼル機関・付属設備 高圧炉心スプレー系ディーゼル機関・付属設備	炉心から崩壊熱を除去するために必要な動的設備
非常用ガス処理系弁 ファン(SGTS) ローカルクーラ(SGTS 間接系) 原子炉室換気空調系隔離弁	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に必要な動的設備
燃料プール冷却浄化系弁	使用済燃料プール水を補給するために必要な動的設備

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、審査ガイド及び実施ガイドの要求事項を満足し、耐震安全性に問題のないことを確認した。

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

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 5-1 及び表 5-2 に示す。

表 5-1(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
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のある経年劣化事象の抽出フローにより、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出している。
	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, 4.1.1~4.1.3 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のある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4.1~4.4 に示すとおり、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を実施した機器・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。	3.3.2 に示すとおり、現に発生した大規模地震等による影響評価として、地震観測記録と基準地震動 S1 による応答を比較することにより、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことを確認しており、設備の健全性が確保されているものと評価している。
	(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 5-1(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
実施ガイド	<p>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。</p>	<p>4.1～4.4 に示すとおり、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器、構造物の耐震安全性評価を行い、耐震安全性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。</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。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>附 則 (平成 25 年 6 月 19 日) 2) 経過措置 ① 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を行う場合で、技術基準規則(当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後 30 年を経過する日又は以降 10 年ごとの日において適用されているものに限る。)に定める基準に適合しないものがある場合の、このガイド 3.1⑥の耐震安全性評価については、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 日原子力安全委員会決定。以下「耐震指針」という。)による S クラスの施設並びに S クラスの施設に波及的破損を生じさせるおそれのある B クラス及び C クラスの施設については、耐震指針による基準地震動 Ss による評価を行うこと。</p>	<p>3.3.1 に示すとおり、耐震設計審査指針に基づく基準地震動 Ss による評価を実施している。</p>
	<p>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あたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策(発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。)について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。</p>	<p>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。</p>

表 5-2 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のある経年劣化事象			動的機能維持評価
	低サイクル疲労	中性子照射脆化	全面腐食	
ポンプ	A2	—	—	C2
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	—	—	—
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	—	—	—	C2
機械設備	—	—	—	C2
電源設備	—	—	—	C2
基礎ボルト	—	—	A1	—

凡例

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

[分類]

- A1: 応力評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象
- A2: 疲れ累積係数評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

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

[分類]

- B1: 応力拡大係数評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象
- B2: 破壊力学評価上の許容限界から制限温度を求め、機器の使用温度が制限温度を満足する評価を行った事象

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

[分類]

- C1: 動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、機器の振動応答特性上又は構造強度への影響が「軽微若しくは無視」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がある経年劣化を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性に問題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が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 炭素鋼配管の流れ加速型腐食に対する現状保全によって管理される程度の範囲での固有振動数又は構造・強度上の影響について
- 別紙 3 耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外を適用したケースについて
- 別紙 4 炉心シュラウド及びシュラウドサポート並びに炉心シュラウド支持ロッドの低サイクル疲労に対する耐震安全性評価結果について
- 別紙 5 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 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 耐震安全性評価に用いる地震動の整理及び見直しに伴う再評価方針及び結果
- 別紙 9 駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）による地震動について
- 別紙 10 浜岡 3 号炉の高経年化技術評価との相違点について

タイトル	建設後に実施した耐震補強の実績について
説明	<p>建設後の耐震補強の実績について以下に示す。(図 1-1)</p> <p>1. 基準地震動 S_s 等に対する耐震補強ケース</p> <p>1.1 耐震裕度向上工事</p> <p>2005 年に、東海・東南海・南海地震の 3 連動地震等も考慮し、岩盤上で約 1,000gal の目標地震動を当社独自に設定し、建屋内の配管等へのサポート改造工事や、排気筒の周囲を支持鉄塔で囲む工事等を 2008 年までに実施した。</p> <p>耐震裕度向上工事の詳細内容を添付資料 1-1 に、耐震裕度向上工事にて実施した改造例を添付資料 1-2 に示す。</p> <p>1.2 新規制基準を踏まえた追加対策</p> <p>2013 年に、内閣府の「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の検討状況や新規制基準を踏まえて、「改造工事用地震動(1,200gal)」を設定した。これを踏まえ、配管・電路類サポート等について工事を実施することとし、現在実施しているところである。</p> <p>2. 配管の減肉評価結果に基づく耐震補強ケース</p> <p>2016 年に、浜岡原子力発電所 4 号機復水系(耐震 B クラス)の減肉配管耐震評価を行い、評価結果から耐震補強が必要な配管(1 モデル)について、サポート追設の耐震補強を実施した。</p> <p>サポート追設の詳細内容を添付資料 1-3 に示す。</p> <p>3. 上記の 1. 及び 2. 以外の耐震補強ケース</p> <p>該当する工事实績はない。</p> <p>添付資料 1-1 耐震裕度向上工事 添付資料 1-2 耐震裕度向上工事にて実施した改造例 添付資料 1-3 減肉配管耐震評価によるサポート追設耐震補強工事</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

	H5 1993	~	H17 2005	H18 2006	H19 2007	H20 2008	H21 2009	H22 2010	H23 2011	H24 2012	H25 2013	H26 2014	H27 2015	H28 2016	H29 2017	H30 2018	R1 2019	R2 2020	R3 2021	
プラント状況等	▼4号運転開始(H5.9)					▼新潟県中越沖地震(H19.7)			▼駿河湾の地震(H21.8)		▼東北地方太平洋沖地震(H23.3)									
耐震安全性評価関連				▼耐震設計審査指針改訂(H18.9)			▼4号耐震安全性評価結果を報告(H19.1)				▼新規制基準施行(H25.7)			▼4号新規制基準に係る原子炉設置変更許可申請(H26.2)						
耐震性向上工事関連			▼耐震裕度向上工事公表(H17.1)		▼4号耐震裕度向上工事完了(H19.12)						▼新規制基準を踏まえた追加対策の公表(H25.9)									

耐震裕度向上工事

目標地震動に対する耐震評価の結果、耐震裕度が小さい施設について、耐震裕度を向上させるための工事を実施した。工事項目、工事内容を表 1-1 に示す。

表 1-1 浜岡原子力発電所 4 号機耐震裕度向上工事 工事項目・工事内容

種 別	工事項目	工事内容
配 管	配管サポート改造工事	・配管サポートの改造や追加設置 (194 箇所 ^{*1})
電路類	電路類サポート改造工事	・電路類(ケーブルトレイ 647 箇所, 電線管 612 箇所)のサポートの改造 (計 1,259 箇所 ^{*2})
機 器	燃料取替機レールガイド改造工事	・燃料取替機レールガイドの改造
	原子炉建屋天井クレーン支持部材改造工事	・原子炉建屋天井クレーン支持部材の改造
建物・構築物 屋外土木構造物	油タンク改造工事	・油タンクの油面を下げると共に, 2 個の油タンクを配管で接続し, 油を相互に融通できるよう改造 ・配管を支持している防油堤の改造
	土留壁背後地盤改良工事	・取水槽周辺の土留壁背後の地盤を改良
	配管ダクト周辺地盤改良工事	・配管ダクト周辺の地盤を掘削して, コンクリートに置き換える地盤改良
	排気筒改造工事	・既設の排気筒を囲むように支持鉄塔を追加で設置

*1：系統別の改造箇所数は表 1-2 を参照

*2：エリア別の改造箇所数は表 1-3 を参照

表 1-2 浜岡原子力発電所 4 号機 配管サポート 系統別改造箇所数

系統	箇所数	系統	箇所数
主蒸気系	15 箇所	原子炉 機器冷却水系	25 箇所
原子炉 再循環系	改造なし	原子炉 機器冷却海水系	23 箇所
復水給水系	改造なし	高圧炉心スプレイ 機器冷却水系	4 箇所
制御棒駆動水圧系	6 箇所	高圧炉心スプレイ 機器冷却海水系	8 箇所
ほう酸水 注入系	改造なし	非常用ガス処理系	改造なし
余熱除去系	14 箇所	可燃性ガス 濃度制御系	1 箇所
原子炉 隔離冷却系	7 箇所	ディーゼル 発電機系	5 箇所
高圧炉心 スプレイ系	3 箇所	高圧炉心スプレイ ディーゼル発電機系	1 箇所
低圧炉心 スプレイ系	1 箇所	その他*	81 箇所
		合計	194 箇所

*：非常用空調機器冷却水系，ディーゼル発電設備燃料油系，計装用圧縮空気系等

表 1-3 浜岡原子力発電所 4 号機 電路類サポート エリア別改造箇所数

エリア	ケーブルトレイ サポート	電線管サポート
原子炉建屋 (原子炉格納容器内)	改造なし	38 箇所
原子炉建屋 (原子炉格納容器外)	567 箇所	487 箇所
海水熱交換器建屋	16 箇所	39 箇所
屋外	64 箇所	48 箇所
合計	647 箇所	612 箇所

耐震裕度向上工事にて実施した改造例

電路類サポート改造工事

電路類の耐震上の余裕を向上させるため、ケーブルトレイや電線管の既設のサポートの改造やサポートを追加設置した。



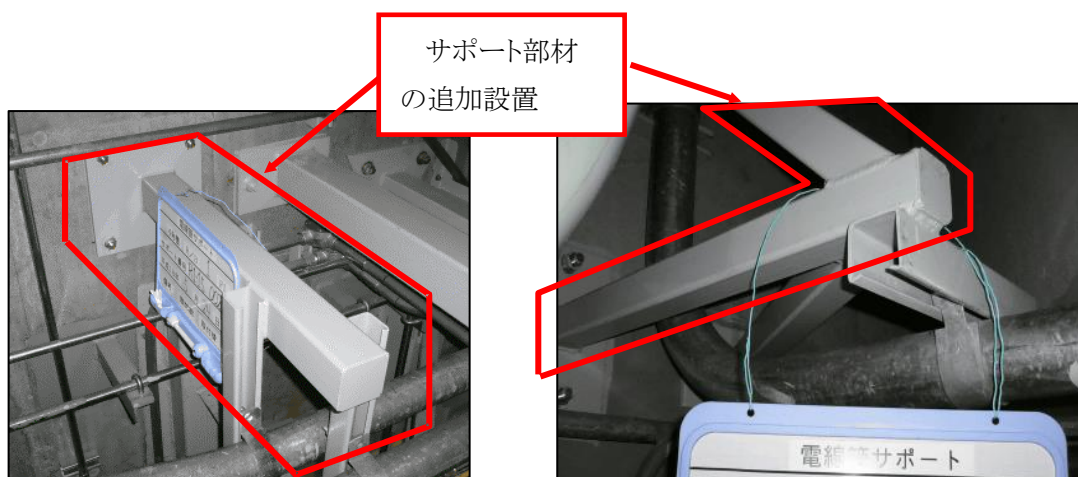
(改造後)

原子炉建屋(原子炉格納容器外)

(改造後)

原子炉建屋(原子炉格納容器外)

ケーブルトレイサポートの改造例



(改造後)

原子炉建屋(原子炉格納容器外)

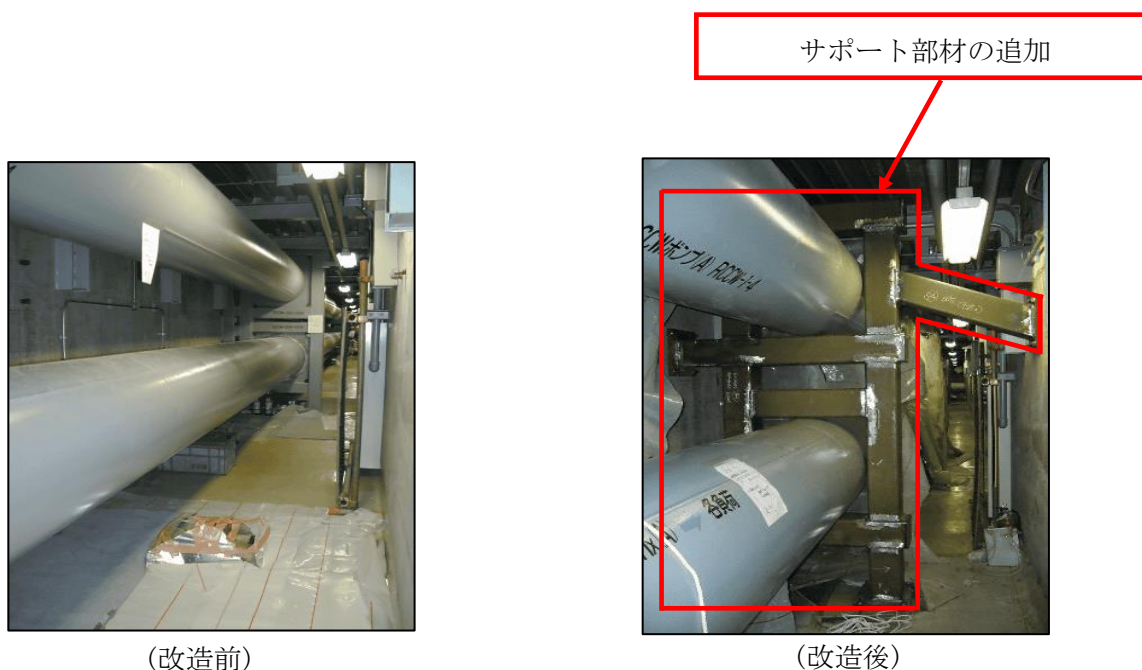
(改造後)

原子炉建屋(原子炉格納容器外)

電線管サポートの改造例

配管サポート改造工事

配管の耐震上の余裕を向上させるため、既設のサポートの改造やサポートを追加設置した。

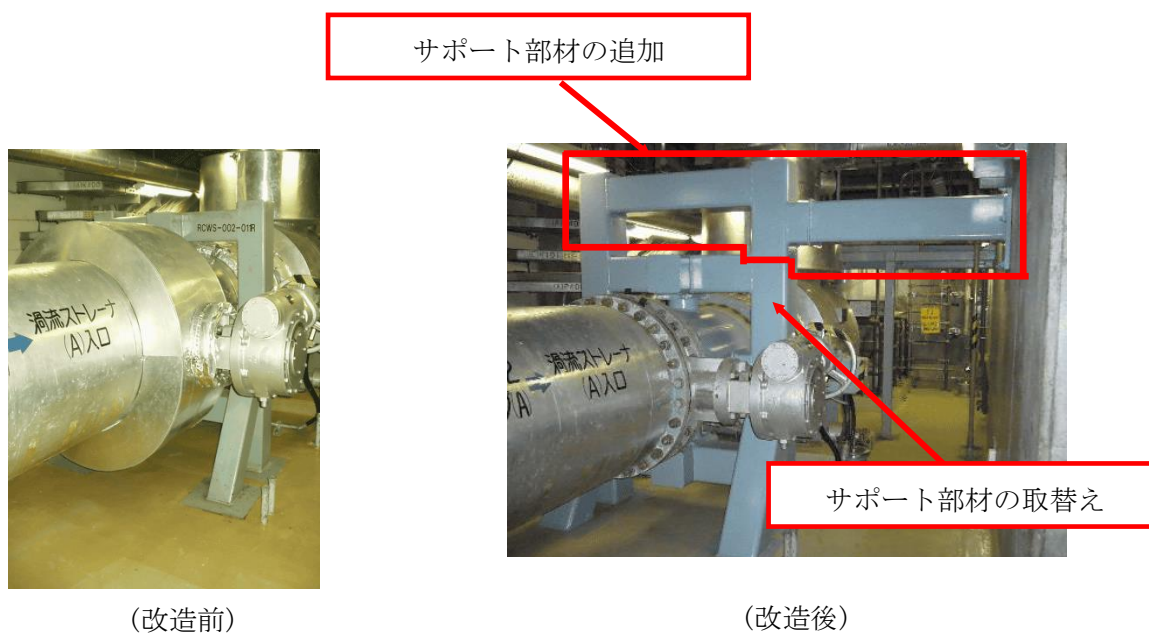


(改造前)

サポート部材の追加

(改造後)

原子炉機器冷却水系配管サポートの改造例(1)



(改造前)

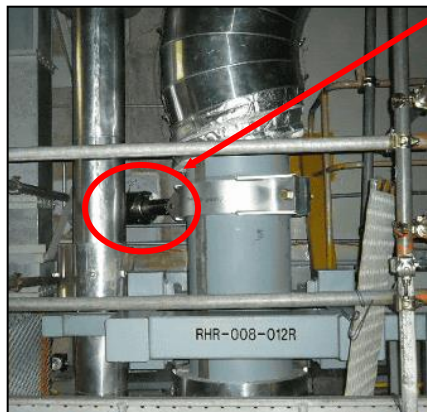
サポート部材の追加

サポート部材の取替え

(改造後)

原子炉機器冷却水系配管サポートの改造例(2)

サポートの取替え



(改造前)



(改造後)

余熱除去系配管サポートの改造例

減肉配管耐震評価結果によるサポート追設耐震補強工事

浜岡原子力発電所 4 号機の減肉配管耐震評価では、減肉耐震管理対象の配管のうち FAC-2 及び FAC-S に属する配管を対象とし、減肉が想定される箇所に、社内手引で定める耐震上の管理値まで減肉を付加した状態で耐震評価を行っている。

2016 年に実施した耐震評価の結果、復水系配管 1 モデル(耐震 B クラス)において許容応力を超過し、耐震補強が必要となったため、弁の駆動部へサポート追設の耐震補強を実施した。

(1) 耐震補強対象配管

復水系配管 (モデル C-01) (耐震 B クラス) (図 1.3-2 参照)

(2) 評価用地震力

社内検討用地震動*による浜岡 4 号機タービン建屋の地震応答 (水平及び鉛直方向)

*「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき 2014 年 2 月 14 日に申請し、審査中である基準地震動 S_s のうち S_{s1-D} 波 (水平最大加速度 1200gal) の水平動及び鉛直動に 0.54 を乗じて作成した弾性設計用地震動 S_d に 1/2 を乗じた地震動。

(3) 解析プログラム

HISAP ver.52

(4) 減肉設定範囲

配管モデルの減肉想定範囲は、社内手引で定める肉厚測定範囲に基づき、FAC-2 及び FAC-S に区分される減肉管理対象の全ての偏流部 (偏流要素およびその下流配管にあって配管減肉が想定される範囲) に設定する。設定範囲の概念図を図 1-3-1 に、具体的な減肉設定範囲を図 1-3-2 に示す。また、減肉は全周一様に公称 75%肉厚とする。

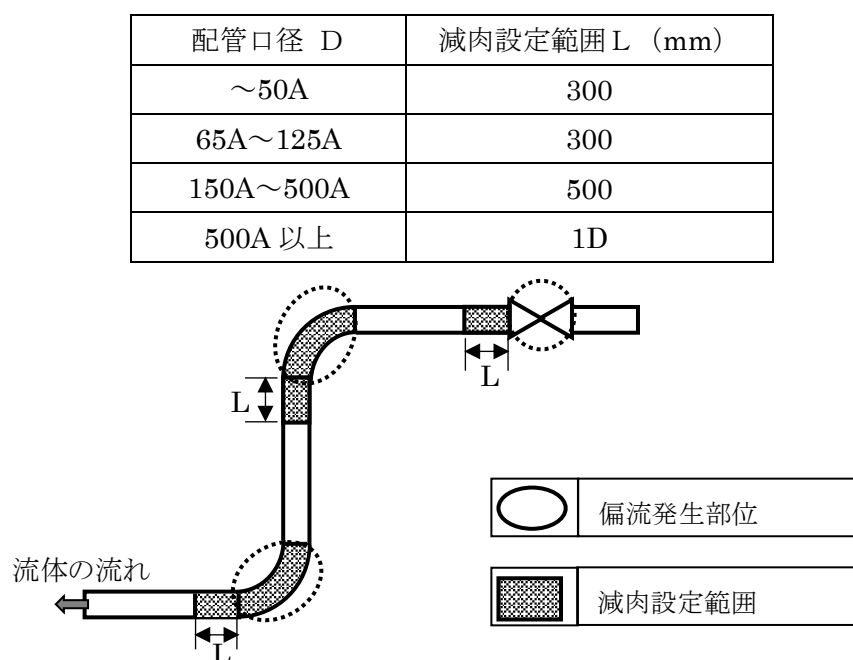


図 1-3-1 配管解析モデルにおける減肉設定範囲の概念図

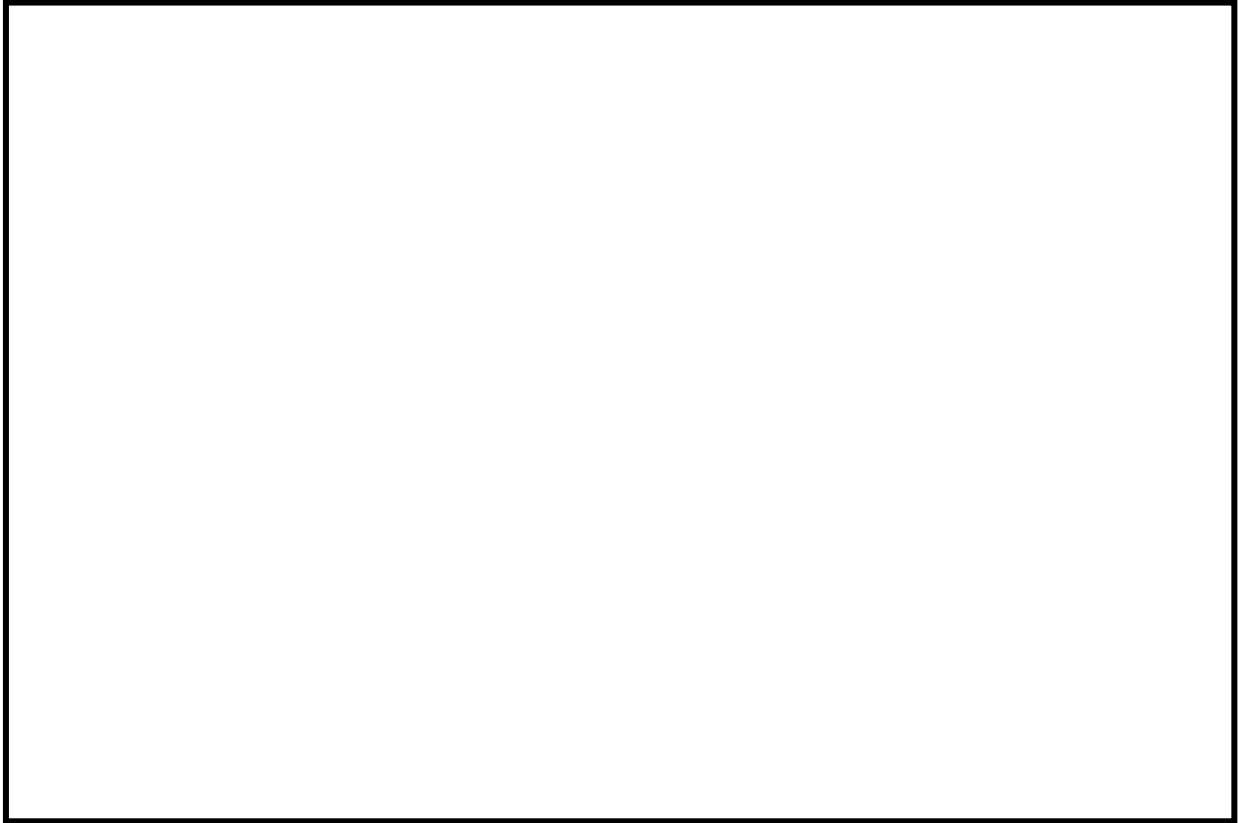


図 1-3-2 復水系配管（モデル C-01）における減肉設定範囲

(5) 改造評価結果および対策

評価の結果，復水系配管 1 モデルにおいて耐震補強が必要となったため，弁の駆動部へサポート追設の耐震補強を実施した。サポート追設箇所を図 1-3-3，図 1-3-4 に，耐震補強前後の評価結果を表 1-3-1 に示す。

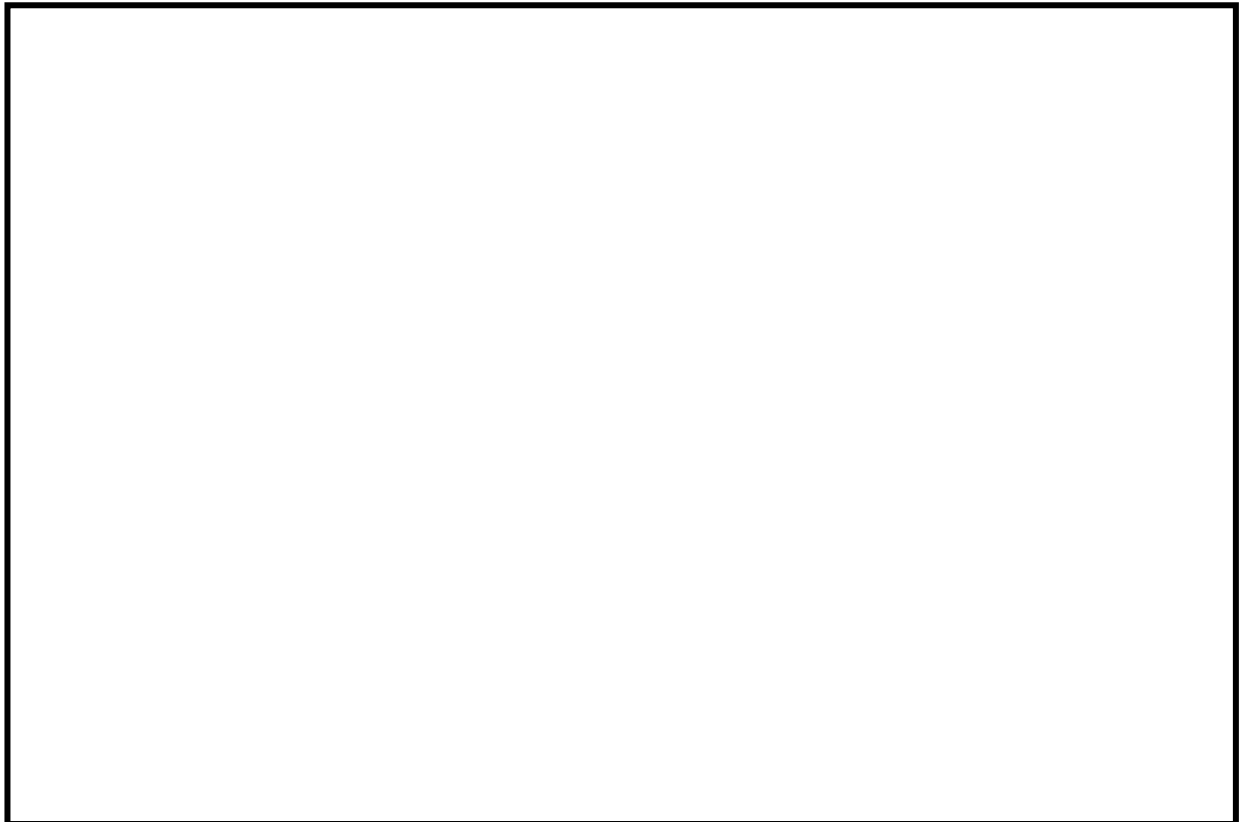


図 1-3-3 解析モデルおよびサポート追設位置

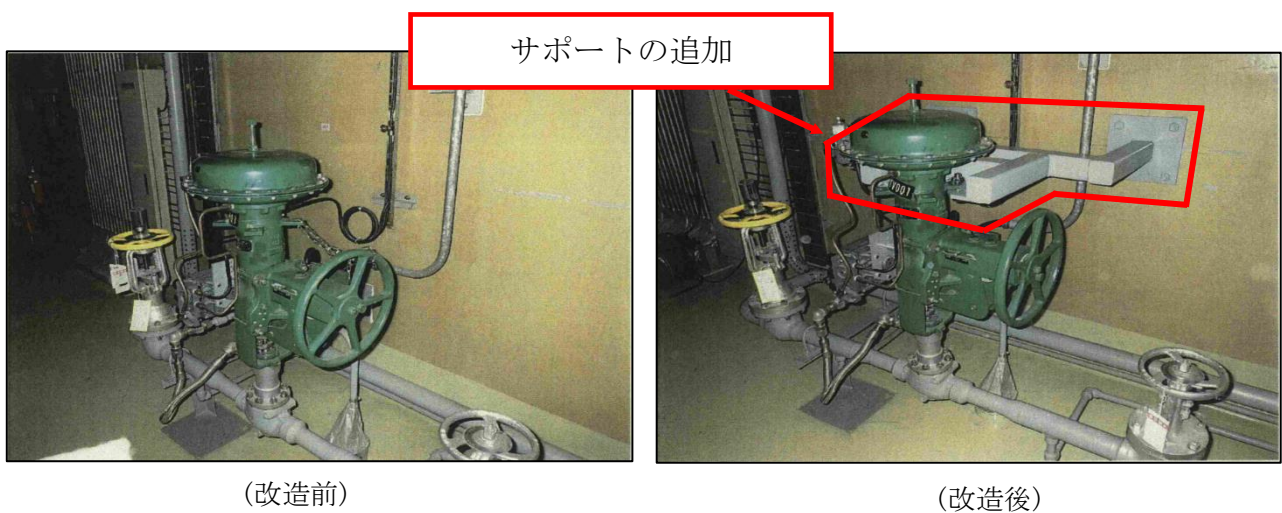


図 1-3-4 復水系配管サポートの改造

表 1-3-1 復水系配管サポート改造前後の評価結果

評価対象	区分	耐震 重要度	評価用 地震力	一次応力 (MPa)		一次+二次応力 (MPa)	
				発生応力	許容応力	発生応力	許容応力
復水系配管	クラス 3	B	1/2Sd	(改造前) 268	231	(改造前) 506	462
				(改造後) 179		(改造後) 253	

以 上

タイトル	炭素鋼配管の流れ加速型腐食に対する現状保全によって管理される程度の範囲での固有振動数又は構造・強度上の影響について
説明	<p>炭素鋼配管の流れ加速型腐食については、平成 19 年 3 月以降、従来の減肉ポテンシャルを考慮した点検範囲・頻度の管理及び最小必要肉厚による配管減肉管理に加え、耐震性を考慮した配管減肉管理を実施している*1。耐震性を考慮した配管減肉管理方法の具体的な方法は、公称厚さの 75%の厚さ(以下「耐震上の標準管理値」という。)を耐震上の管理値として配管減肉管理を行うことであり、この現状保全の管理方法を継続実施することにより、流れ加速型腐食に対する耐震安全性は確保される*2。</p> <p>上記管理を行うことで、炭素鋼配管の流れ加速型腐食は“現状保全によって管理される程度の範囲の進行では、機器の振動応答特性上、又は構造・強度上、影響が「有意」とならないため、■事象と評価している。</p> <p>なお、冷温停止の維持に必要な評価対象範囲の配管系は、FAC-1 であり、これまでの点検実績からも顕著な減肉は認められていない。</p> <p>*1 配管減肉管理(炭素鋼配管の流れ加速型腐食)の現状保全 *2 基準地震動が見直された場合は、公称厚さの 75%の厚さを想定した耐震性評価を行い、必要に応じて耐震補強工事を行うため、公称厚さの 75%の厚さにて管理することとする。</p> <p>FAC-1 範囲は、酸素注入*3により溶存酸素濃度を高く保ち流れ加速型腐食による減肉を抑制している範囲や湿り度の低い蒸気単相領域であり、流れ加速型腐食の発生の可能性が低い範囲であることからサンプリング点検により顕著な減肉が発生していないことを確認している。</p> <p>FAC-2, FAC-S 範囲は全数点検の対象であり、これらは点検により「耐震上の標準管理値」を満足することを確認している。また、次回の点検時期を「耐震上の標準管理値」までの余寿命をもとに定めており、評価期間において「耐震上の標準管理値」を満足できない場合は、取替え等の措置を行うこととしている。</p> <p>*3 酸素注入について 酸素注入は復水系母管に酸素ガスを注入・溶解させることにより、復水給水中の溶存酸素濃度を基準値内に保持し、溶存酸素の作用により機器・配管内面に安定的な保護被膜の形成を図り、防食効果を上げることを目的に実施している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

<p>タイトル</p>	<p>耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外の値を適用したケースについて</p>
<p>説明</p>	<p>現行の JEAG4601 に基づく標準的な手法以外の値を適用したケース及び適用内容は以下のとおり。</p> <p>1. 設計用減衰定数</p> <p>設計用減衰定数について，日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に準拠して評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・適用項目：設計用減衰定数 ・評価項目：配管疲労評価，弁疲労評価 ・対象系統：原子炉冷却材再循環系，給水系 <p>[参考]</p> <p>各系統における配管解析に用いた減衰定数</p> <p>①原子炉冷却材再循環系 <input type="text"/> %*</p> <p>②給水系 <input type="text"/> %*</p> <p>*：JEAC4601-2008 の表 4.4.5-5(図 3-1)より，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 <input type="text"/> 個以上であり，配管ブロック全長に対する金属保温材割合が <input type="text"/> %を超えるものであることから <input type="text"/> %を適用している。詳細について添付資料 3-1 に示す。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>図 3-1 配管系の設計用減衰定数(JEAC4601-2008 抜粋)</p>

2. 許容値

耐震 S クラスの耐震評価について、Ss 地震力が Sd 又は静的震度により決まる地震力を上回ることから、Sd 又は静的震度により決まる地震力による評価を省略し、Ss 地震力による発生応力がⅢ_AS、Ⅳ_AS の許容応力を満足することを確認している。

以上

枠囲みの内容は営業秘密に属しますので公開できません

添付資料 3-1

配管解析に適用する減衰定数

耐震安全性評価における配管解析では、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の表 4.4.5-5（別紙 3 の図 3-1 参照）に基づき、表 3-1-1 に示すとおり、スナッパ又は架構レストレイントの数及び配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合をもとに減衰定数を設定している。比較のため、表 3-1-2 に浜岡 3 号機高経年化技術評価の耐震安全性評価で適用した減衰定数についても示す。また、4 号機および 3 号機の各評価対象配管について、支持具の位置及び保温材の種類・設置位置を図 3-1-1～3-1-8 に示す。

表 3-1-1 浜岡 4 号機 配管の耐震安全性評価に用いた設計用減衰定数

評価対象	モデル No	支持具個数 ^{※1}	金属保温材割合 ^{※2}	減衰定数
原子炉冷却材再循環系配管	PLR-001			
	PLR-002			
給水系配管	FDW-001			
	FDW-002			

※1 スナッパ又は架構レストレイントの数

※2 配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合

表 3-1-2 浜岡 3 号機 配管の耐震安全性評価に用いた設計用減衰定数

評価対象	モデル No	支持具個数 ^{※1}	金属保温材割合 ^{※2}	減衰定数
原子炉冷却材再循環系配管	PLR-001			
	PLR-002			
給水系配管	FDW-001			
	FDW-002			

※1 スナッパ又は架構レストレイントの数

※2 配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合

枠囲みの内容は営業秘密に属しますので公開できません



図 3-1-1 4号機原子炉冷却材再循環系配管（PLR-001）支持具及び保温材設置位置



図 3-1-2 3号機原子炉冷却材再循環系配管（PLR-001）支持具及び保温材設置位置

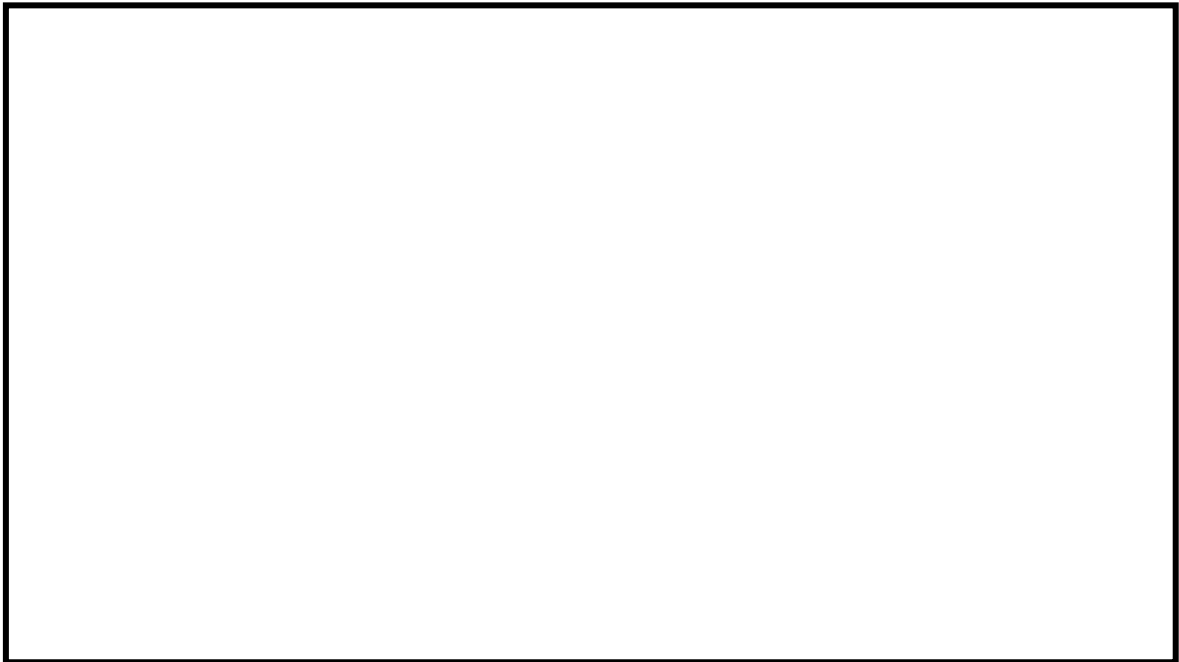


図 3-1-3 4号機原子炉冷却材再循環系配管（PLR-002）支持具及び保温材設置位置



図 3-1-4 3号機原子炉冷却材再循環系配管（PLR-002）支持具及び保温材設置位置

枠囲みの内容は営業秘密に属しますので公開できません

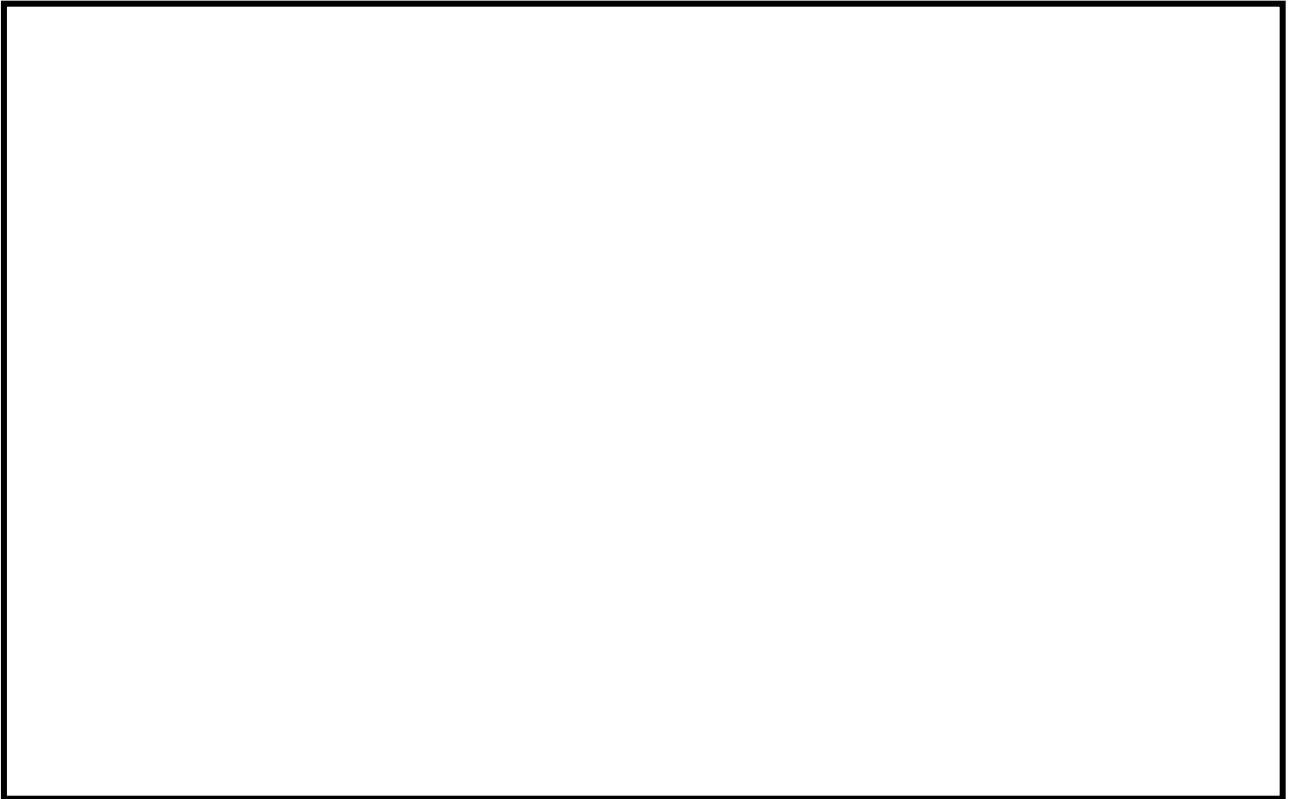


図 3-1-5 4号機給水系配管 (FDW-001) 支持具及び保温材設置位置

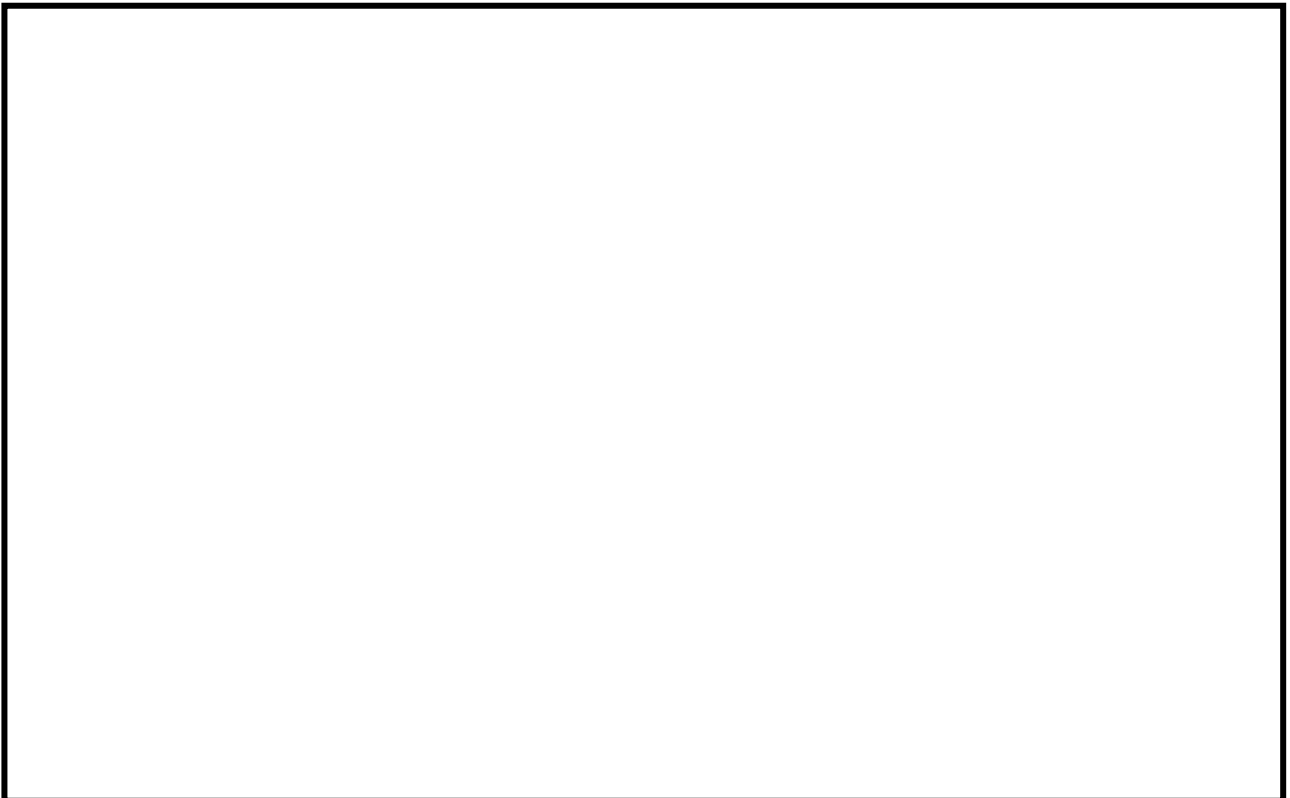


図 3-1-6 3号機給水系配管 (FDW-001) 支持具及び保温材設置位置

枠囲みの内容は営業秘密に属しますので公開できません

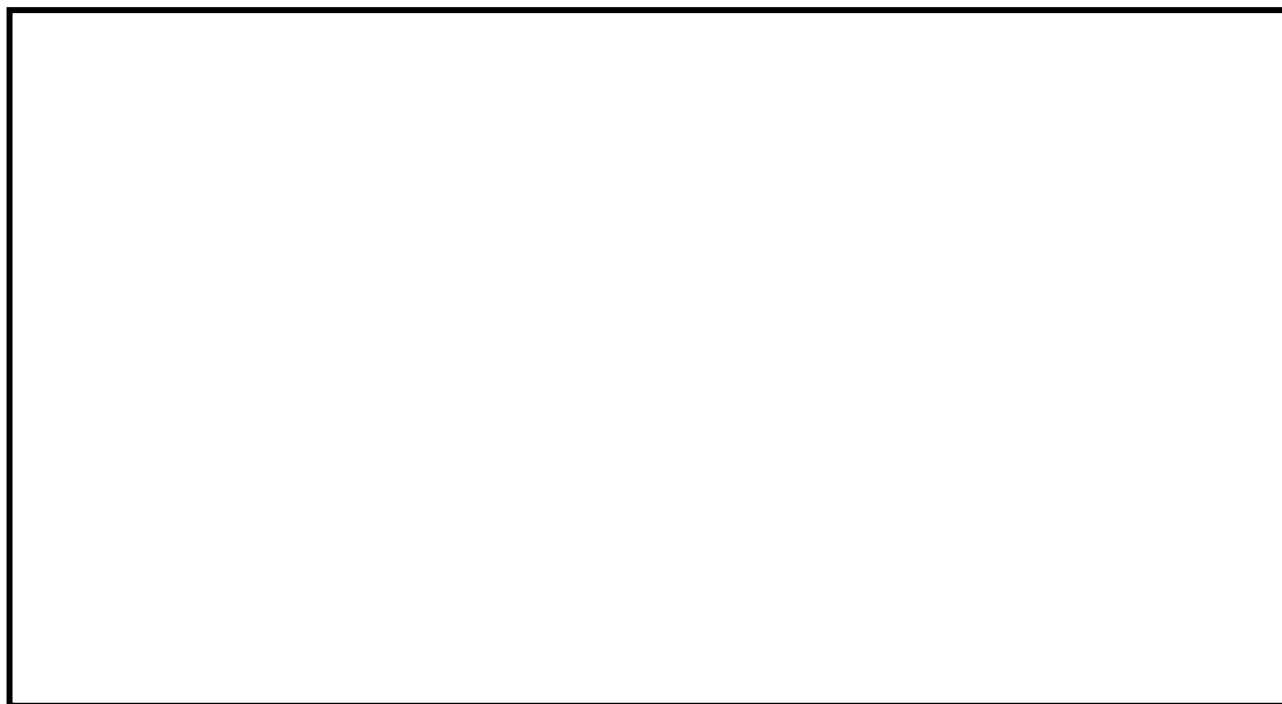


図 3-1-7 4号機給水系配管 (FDW-002) 支持具及び保温材設置位置

枠囲みの内容は営業秘密に属しますので公開できません

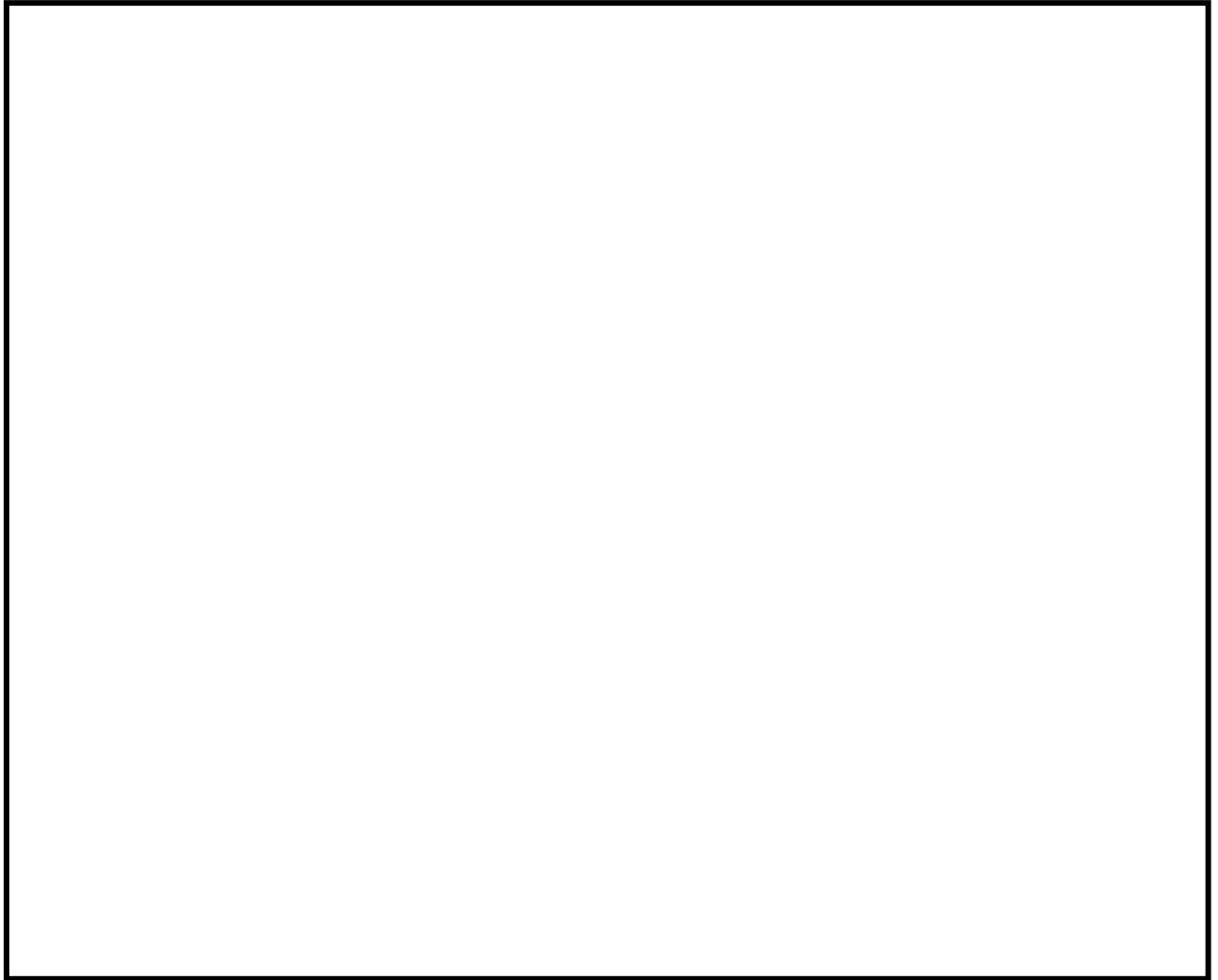


図 3-1-8 3号機給水系配管 (FDW-002) 支持具及び保温材設置位置

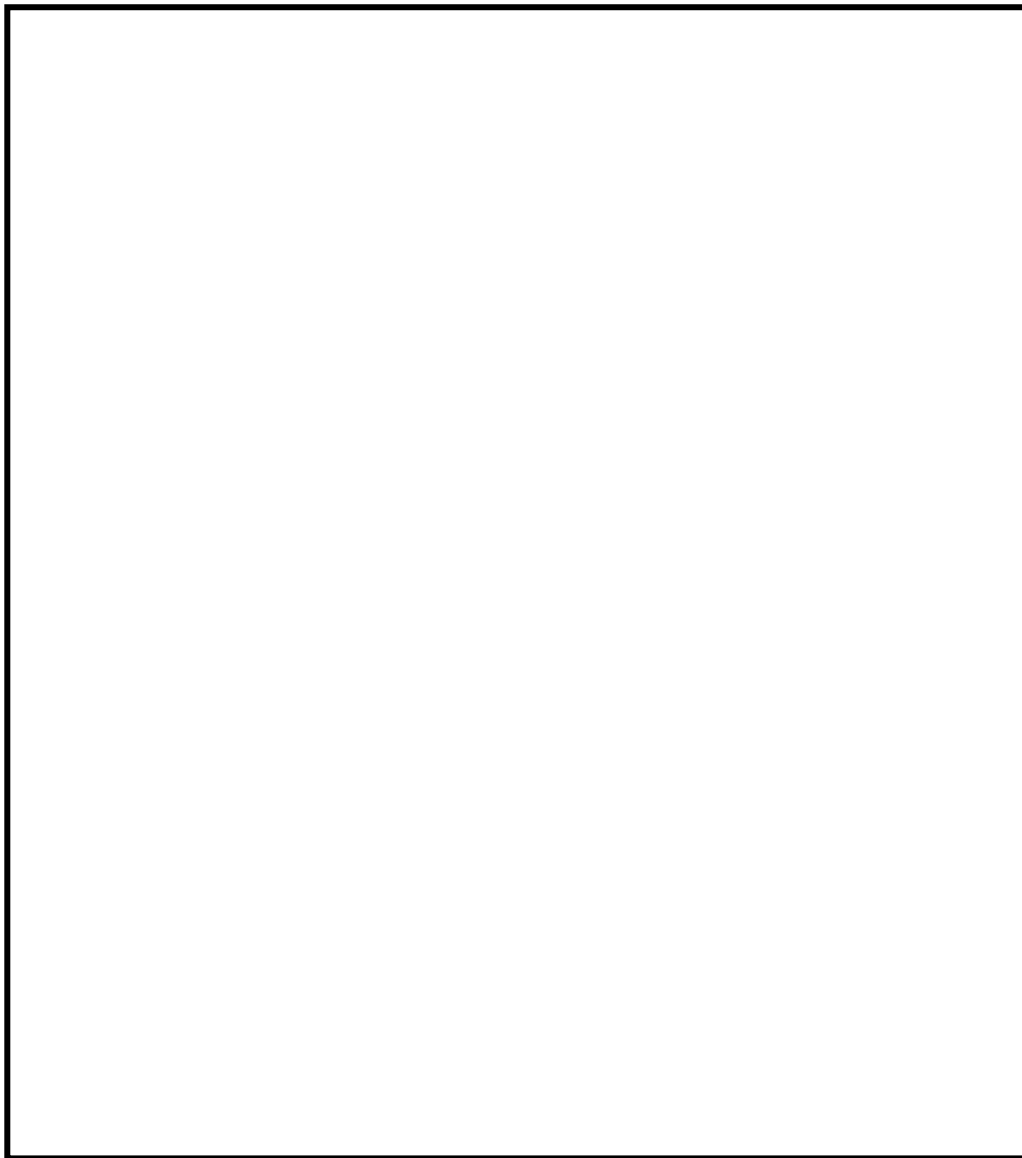
タイトル	炉心シュラウド及びシュラウドサポート並びに炉心シュラウド支持ロッドの低サイクル疲労に対する耐震安全性評価結果について
説明	<p>炉心シュラウド及びシュラウドサポートは、技術評価における運転実績に基づいた現時点(2020年度末)の過渡回数を用いた疲れ累積係数評価に、基準地震動 Ss による疲労解析から求められる疲れ累積係数を加味した疲労評価を行い、低サイクル疲労に対する健全性を確認している。炉心シュラウドの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容を添付資料 4-1 に、シュラウドサポートの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容を添付資料 4-2 に示す。</p> <p>炉心シュラウドについては、粒界型応力腐食割れによるひび割れが確認されたため、炉心シュラウド支持ロッドによる修理を実施しており、炉心シュラウドの全周方向溶接線が全周分離した場合の地震荷重を考慮した場合でも炉心シュラウドの構造健全性が確保されることを確認している。炉心シュラウド支持ロッドの基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価結果を添付資料 4-1 に併せて示す。</p> <p>なお、炉心シュラウド支持ロッドの疲労については、技術評価において、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005 年/2007 年追補版)」の「CSS-3130 疲労解析不要の条件」に従い、疲労解析を要しないことから、高経年化対策上の経年劣化事象として抽出していない。(浜岡原子力発電所 4 号機 高経年化技術評価(共通事項) 補足説明資料 別紙 4 参照)このため、地震時と供用状態を加味した疲労評価の対象とはならず、耐震安全性上考慮する必要のある経年劣化事象ではないものとしている。</p> <p>添付資料 4-1 炉心シュラウドの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容 添付資料 4-2 シュラウドサポートの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

炉心シュラウドの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容

1. 評価仕様

(1) 解析モデル及び応力評価点

解析モデル（形状・寸法・材料）及び応力評価点は、浜岡原子力発電所第4号機工事計画届出書（本浜岡発第936号 平成18年2月9日届出）添付書類「IV-2-1-2 炉心シュラウドの応力計算書」と同様であり、炉心シュラウドの形状・寸法・材料・応力評価点を図4-1-1に、解析モデルの詳細を図4-1-2に示す。



（単位：mm）

図 4-1-1 炉心シュラウドの形状・材料・寸法・応力評価点

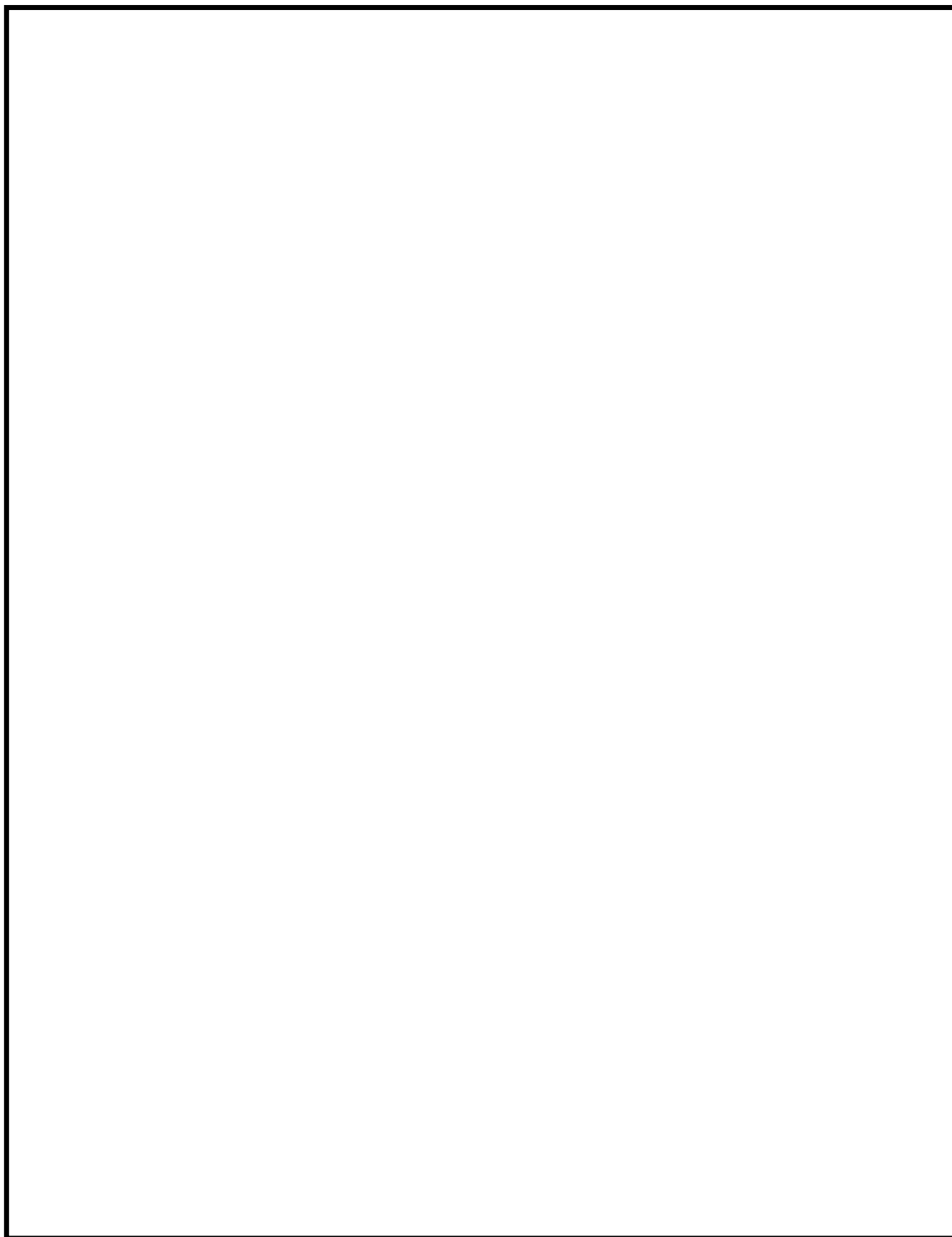


図 4-1-2 炉心シュラウドの解析モデル

(2) 物性値の条件

評価に用いる物性値は、運転温度 °C に対する値を用いる。

(3) 入力条件

① 地震時等価繰り返し回数 N_c : 60 回

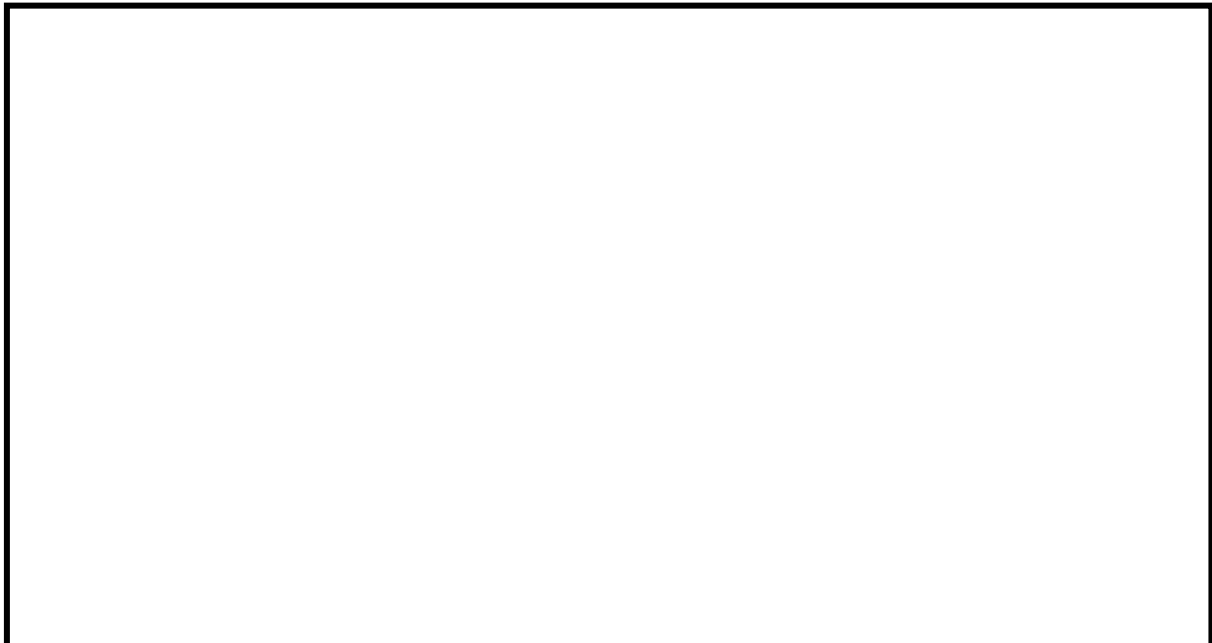
② 地震荷重 : 基準地震動 S_s による地震荷重

評価に用いる基準地震動 S_s による地震荷重の値を表 4-1-1 に示す。

表 4-1-1 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)
基準地震動 S_s	A			
	B			
	C			
	D			
	E			
	F			
	G			

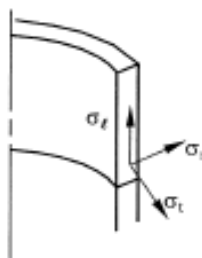
注：基準地震動 S_s の上部格子板，炉心支持板の荷重はそれぞれ荷重評価点 C, E に含まれている。



(4) 応力の記号と方向

応力の記号とその方向は下記のとおりとする。

- σ_t : 周方向応力
- σ_ℓ : 軸方向応力
- σ_r : 半径方向応力
- $\tau_{t\ell}$: せん断応力



(5) 応力集中係数

応力集中係数を表 4-1-2 に示す。応力集中係数は、疲労評価を行うときに形状の不連続の方向性を考慮して、応力集中が生じるピーク応力成分にこれに乗じる。

表 4-1-2 応力集中係数

応力評価点	応力集中係数	備考

2. 応力計算

応力の計算には、計算機コード「STAX」及び「ASHSD2」を用いた。応力計算のモデル及び仮定した境界条件（拘束条件）は図 4-1-2 のとおりである。

計算された各荷重による応力を、応力の分類ごとに重ね合わせ組合せ応力を求める。組合せ応力が一般に σ_t , σ_ℓ , σ_r , $\tau_{t\ell}$, $\tau_{t\ell}$, τ_{rt} の 6 成分をもつ場合には、主応力 (σ_1 , σ_2 , σ_3) は次式を満足する σ の 3 根として計算する。

$$\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_\ell + \sigma_r) \cdot \sigma^2 + (\sigma_t \cdot \sigma_\ell + \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_r \cdot \sigma_t - \tau_{t\ell}^2 - \tau_{\ell r}^2 - \tau_{rt}^2) \cdot \sigma - \sigma_t \cdot \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \tau_{\ell r}^2 + \sigma_\ell \cdot \tau_{rt}^2 + \sigma_r \cdot \tau_{t\ell}^2 - 2 \cdot \tau_{t\ell} \cdot \tau_{\ell r} \cdot \tau_{rt} = 0$$

応力差 σ_{12} , σ_{23} , σ_{31} を次式により求め、その絶対値で最大のものを応力強さとする。

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

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

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

以上より求められた各応力評価点での Ss 地震荷重 (800gal) による一次+二次応力強さ (Sn) および一次+二次+ピーク応力強さ (Sp) の結果を表 4-1-3 に示す。

表 4-1-3 Ss 地震荷重による応力強さの評価のまとめ

応力評価点	Sn (MPa)	Sp (MPa)	3Sm (MPa)
P01			
P02			
P03			
P04			
P05			
P06			
P07			
P08			
P09			
P10			

3. 疲労評価方法

(1) 繰返しピーク応力強さ (S_p)

疲労解析に用いる繰返しピーク応力強さを、一次+二次+ピーク応力強さ (S_p) から、次式により求める。

$$S_\ell = \frac{S_p}{2}$$

ただし、一次+二次応力の応力強さ (S_n) が $3S_m$ を超える応力評価点については、設計・建設規格 CSS-3320 に従い、繰返しピーク応力強さの割増しを行う。

(2) 縦弾性係数の補正

(1) 項で求めた S_ℓ に対し、設計疲労線図に使用されている縦弾性係数 (E_0) と解析に用いる縦弾性係数 (E) との比を考慮し、設計・建設規格 添付 4-2 3.2(1) のとおり、次式の補正を行う。

$$S_\ell' = S_\ell \times \frac{E_0}{E}$$

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

$E = \square$ MPa (運転温度 (\square °C) に対する縦弾性係数)

(3) 疲れ累積係数の算出

疲れ累積係数の算出にあたって、 S_ℓ' に対応する許容繰返し回数 (N_a) を用いて、Ss 地震による繰返し回数 N_c (60 回) として、設計・建設規格 CSS-3113 または CSS-3320 に従い、Ss 地震による疲れ累積係数 (U_{Ss}) を下式により算出し、許容値である 1.0 以下であることを確認する。

$$U_{Ss} = \frac{60}{N_a}$$

なお、繰返しピーク応力強さが 194MPa 以下のものについては、設計疲労線図として、設計・建設規格 表 添付 4-2-2 設計疲労線図（図 添付 4-4-4(1)の曲線 C）を用いる。

4. 評価結果

炉心シュラウドの疲労評価結果を表 4-1-4、環境疲労を考慮した疲れ累積係数に基準地震動 Ss による疲れ累積係数を加算した結果を表 4-1-5 に示す。

全ての応力評価点における疲れ累積係数は許容値 1 以下であり、耐震安全性に問題がないことを確認した。

表 4-1-4 炉心シュラウドの疲労評価結果（地震動 Ss）

応力 評価点	Sn (MPa)	Sp (MPa)	3Sm*1 (MPa)	K*2	Ke*3	Sℓ (MPa)	Sℓ'*4 (MPa)	Na	Nc	USs (Nc/Na)
P01									60	
P02									60	
P03									60	
P04									60	
P05									60	
P06									60	
P07									60	
P08									60	
P09									60	
P10									60	

注：疲れ累積係数は、設計・建設規格 CSS-3113 または CSS-3320 に従い算出する。

注記*1：運転温度（℃）に対する値

*2： $K = Sp/Sn$

*3：一次＋二次応力強さ（Sn）が、3Sm を超える場合は、繰返しピーク応力強さの割増を行う（設計・建設規格 CSS-3320）。

*4： $Sℓ' = Sℓ \times 1.95 \times 10^5$

表 4-1-5 炉心シュラウドの疲労評価結果（環境疲労+地震動 Ss）

分類	疲労累積係数			許容値
	Uen	USs	Uen+USs	
P01				1
P01'				1
P02				1
P02'				1
P03	0.0001	0.0001	0.0002	1
P03'	0.0001	0.0001	0.0002	1
P04				1
P04'				1
P05				1
P05'				1
P06	0.0001	0.0001	0.0002	1
P06'	0.0001	0.0001	0.0002	1
P07				1
P07'				1
P08				1
P08'				1
P09				1
P09'				1
P10	0.0000	0.0014	0.0014	1
P10'	0.0000	0.0014	0.0014	1

5. 評価温度に対する検討

本評価においては、冷温停止の温度ではなく運転温度を用いている。評価において温度に依存するパラメータとして、設計応力強さ (S_m) と縦弾性係数 (E) があるため、その影響について検討する。

設計応力強さ (S_m) は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 に示された値であり、温度の増加に伴い減少する。設計応力強さ (S_m) は、許容値 $3S_m$ として用いるため、運転温度にて評価した場合、保守的な評価となる。

縦弾性係数 (E) は、付録材料図表 Part6 表 1 より求めるが、温度の増加に伴い減少する。縦弾性係数 (E) は、3.(2)項のとおり設計疲労線図から読み取るための補正繰返しピーク応力強さ S_p' を求めるために用いる。運転温度にて評価した場合、縦弾性係数 (E) の減少に伴い補正繰返しピーク応力強さ S_p' が増加する。繰返しピーク応力強さが増加すると、許容繰返し回数が減少するため、保守的な評価となる。

6. 炉心シュラウドの粒界型応力腐食割れに対する評価の内容について

炉心シュラウドについては、粒界型応力腐食割れによるひび割れが確認されたため、炉心シュラウド支持ロッドによる修理を実施している。炉心シュラウド支持ロッドは、炉心シュラウドの全周方向溶接線が全周分離した場合の地震荷重を考慮した場合でも炉心シュラウドの構造健全性が確保されるよう設計している。基準地震動 S_s に対する炉心シュラウド支持ロッドの耐震安全性評価結果を表 4-1-6 に示す。発生応力は許容応力以下であることを確認した。

表 4-1-6 炉心シュラウド支持ロッドの耐震安全性評結果 (基準地震動 S_s)

機器名	耐震重要度	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	備考
炉心シュラウド支持ロッド	S	一次一般膜応力	279	368	
		一次一般膜+一次曲げ応力	399	553	

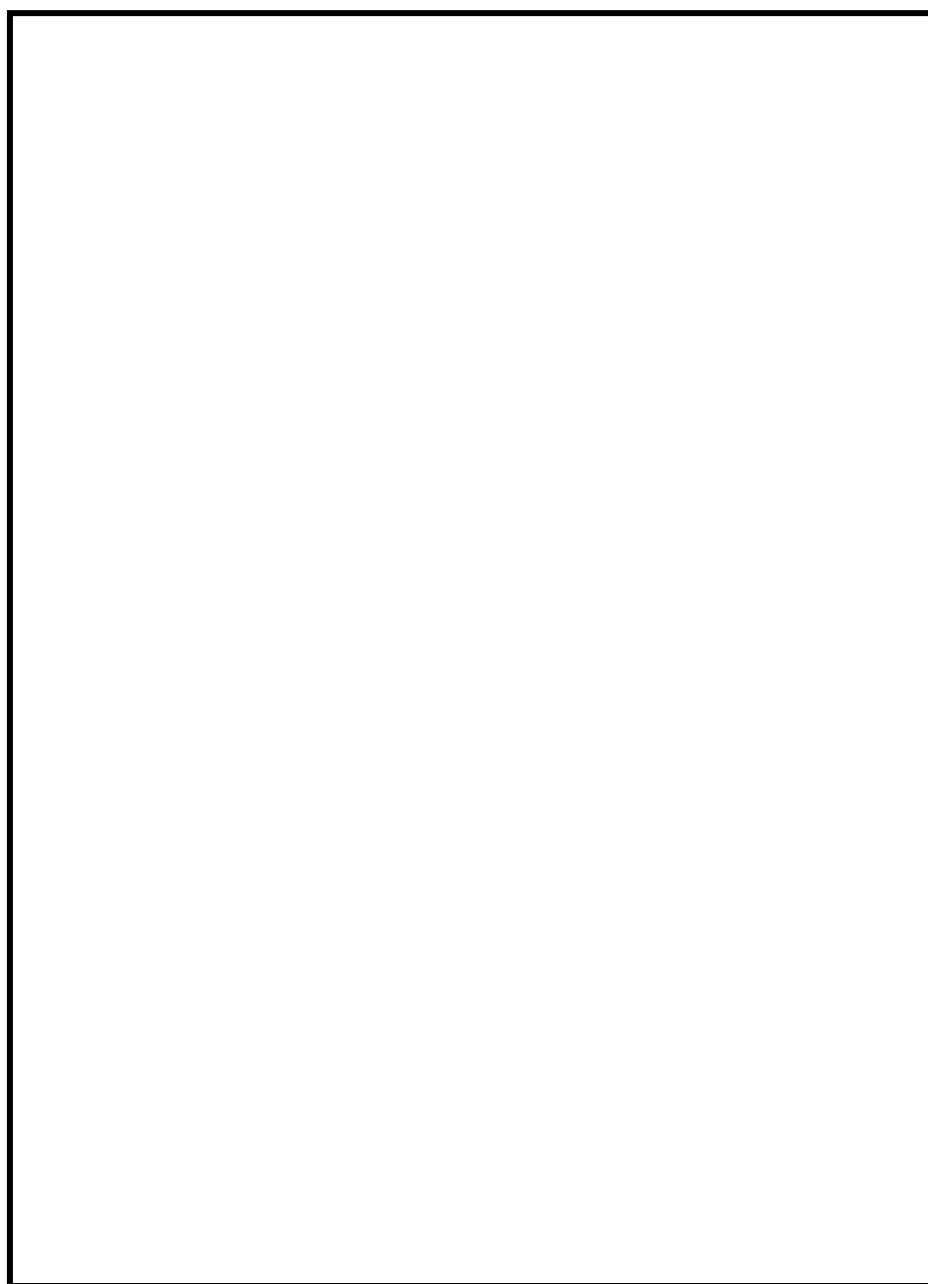
シュラウドサポートの低サイクル疲労に対する評価の具体的内容

1. 評価仕様

(1) 解析モデル及び応力評価点

形状・寸法・材料及び応力評価点は、浜岡原子力発電所第4号機工事計画届出書(本浜岡発第936号 平成18年2月9日届出)参考資料「IV-2-1-3 シュラウドサポートの応力計算書」と同様であり、シュラウドサポートの形状・寸法・材料・評価点を図4-2-1に示す。

応力は、下部鏡板、支持スカート、シュラウドサポート及び炉心シュラウド下部胴を模擬した解析モデルを用いて評価を行った。解析モデルの詳細を図4-2-2に示す。



(単位：mm)

図4-2-1 シュラウドサポートの形状・材料・寸法・応力評価点

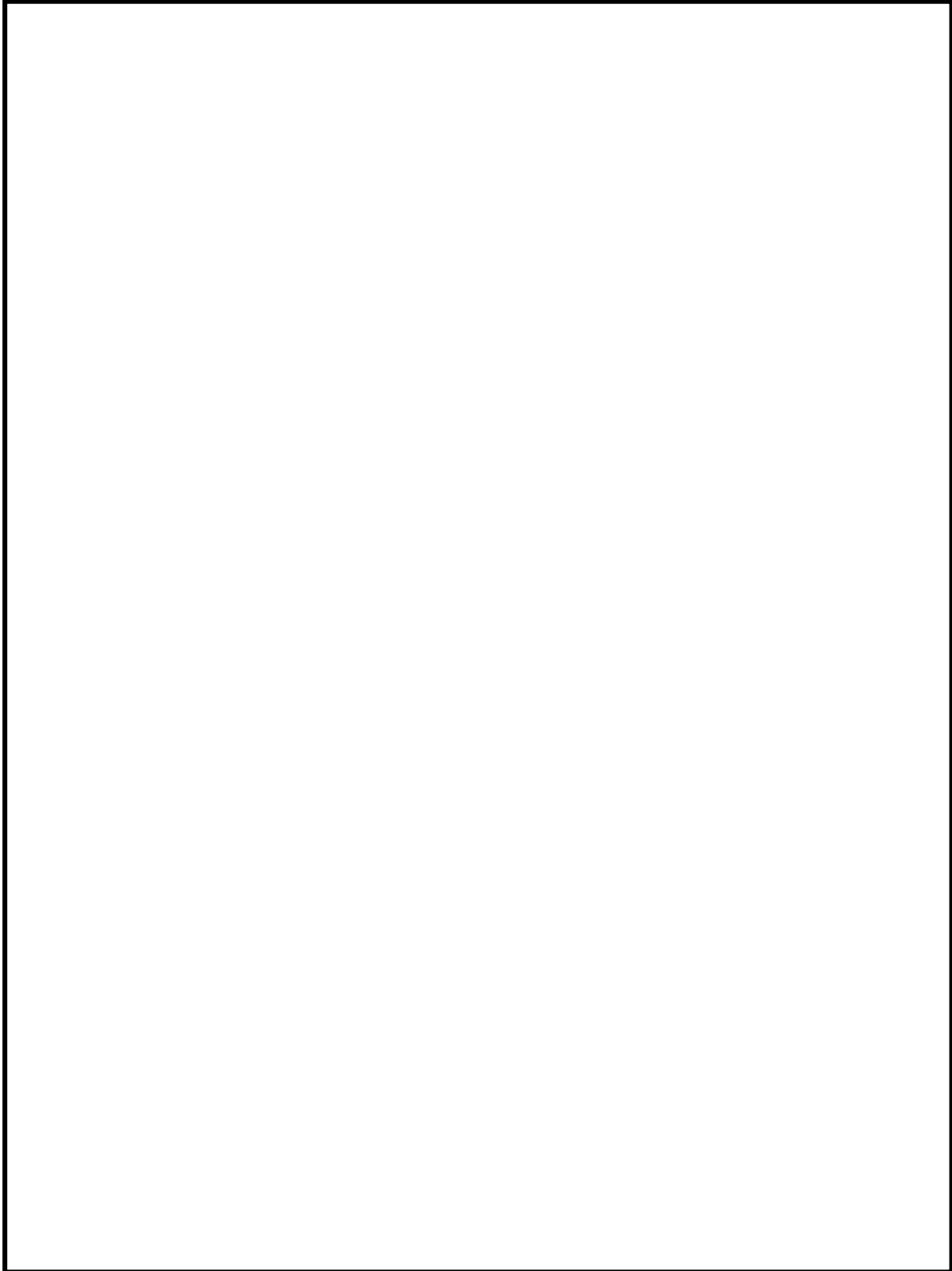


図 4-2-2 シュラウドサポートの解析モデル

(2) 物性値の条件

評価に用いる物性値は、運転温度 °C に対する値を用いる。

(3) 入力条件

① 地震時等価繰り返し回数 N_c : 60 回

② 地震荷重 : 基準地震動 S_s 地震荷重

評価に用いる基準地震動 S_s 地震荷重の値を表 4-2-1 及び表 4-2-2 に示す。

表 4-2-1 荷重条件(シュラウドサポート)

荷重名称	鉛直力			水平力	モーメント
	V_1 (kN)	V_2 (kN)	V_3^* (kN)	H (kN)	M (kN・m)
基準地震動 S_s	<input type="text"/>				

注 : V_1 荷重及び V_2 荷重は

注記* : この荷重は, 作用する荷重である。



図 4-2-3 シュラウドサポートに作用する荷重

表 4-2-2 荷重条件(下部鏡板及び原子炉压力容器支持スカート)

荷重名称	鉛直力		水平力	モーメント
	V_1 (kN)	V_2 (kN)	H (kN)	M (kN・m)
基準地震動 S_s				

注： V_1 荷重は下部鏡板に一様に分布する。

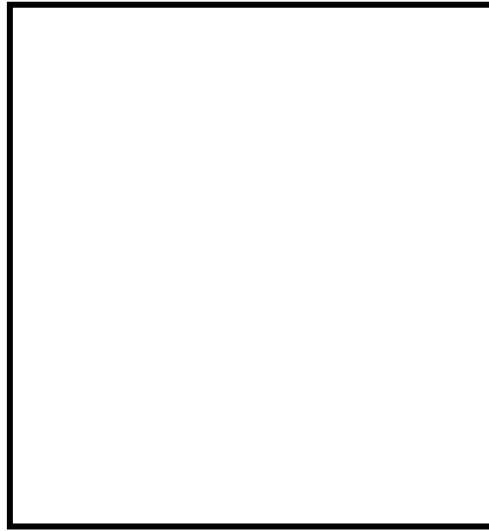
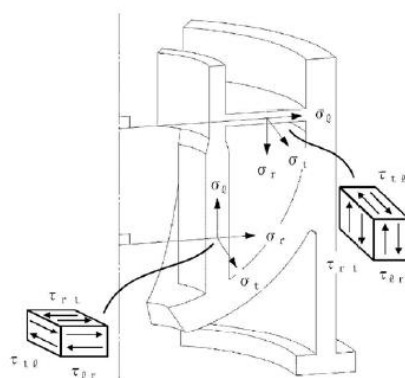


図 4-2-4 下鏡に作用する荷重

(4) 応力の記号と方向

応力の記号とその方向は下記のとおりとする。

- σ_t : 周方向応力
- σ_θ : 軸方向応力
- σ_r : 半径方向応力
- $\tau_{t\theta}$: せん断応力
- $\tau_{\theta r}$: せん断応力
- τ_{rt} : せん断応力



(5) 応力集中係数

応力集中係数を表 4-2-3 に示す。

表 4-2-3 応力集中係数

応力評価点	応力集中係数		備考
	Kn 引張り	Kb 曲げ	
P01			設計・建設規格 CSS-3140(1)
P02			
P03～P06			
P08, P10			
P11～P12			
P13～P16			設計・建設規格 CSS-3140(1)
P17～P18			設計・建設規格 CSS-3140(1)
P19～P20	設計・建設規格 表 CSS-3140-1		

*1: March 1979 Revision of WRC Bulletin 107/August 1965 「Local Stress in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings」

*2: 西田正孝, “応力集中(増補版)”, 北森出版

2. 応力計算

応力の計算には、計算機コード「STANSAS」を用いた。応力計算のモデル及び仮定した境界条件(拘束条件)は図 4-2-2 のとおりである。

計算された各荷重による応力を、応力の分類ごとに重ね合わせ組合せ応力を求める。組合せ応力が一般に σ_t 、 σ_ℓ 、 σ_r 、 $\tau_{t\ell}$ 、 $\tau_{\ell r}$ 、 τ_{rt} の 6 成分をもつ場合には、主応力 (σ_1 、 σ_2 、 σ_3) は次式を満足する σ の 3 根として計算する。

$$\begin{aligned} &\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_\ell + \sigma_r) \cdot \sigma^2 + (\sigma_t \cdot \sigma_\ell + \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_r \cdot \sigma_t - \tau_{t\ell}^2 - \tau_{\ell r}^2 - \tau_{rt}^2) \cdot \sigma \\ &- \sigma_t \cdot \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \tau_{\ell r}^2 + \sigma_\ell \cdot \tau_{rt}^2 + \sigma_r \cdot \tau_{t\ell}^2 - 2 \cdot \tau_{t\ell} \cdot \tau_{\ell r} \cdot \tau_{rt} = 0 \end{aligned}$$

応力差 σ_{12} 、 σ_{23} 、 σ_{31} を次式により求め、その絶対値で最大のものを応力強さとする。

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

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

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

以上より求められた各応力評価点での Ss 地震荷重による一次+二次応力強さ (Sn) 及び一次+二次+ピーク応力強さ (Sp) の結果を表 4-2-4 に示す。

表 4-2-4 Ss 地震荷重による応力強さの評価結果(代表点)

応力評価点	Sn (MPa)	Sp (MPa)	3Sm (MPa)
P02			
P07			
P16			
P20			

3. 疲労評価方法

(1) 繰返しピーク応力強さ (S_ρ)

疲労解析に用いる繰返しピーク応力強さを、一次+二次+ピーク応力強さ (S_p) から、次式により求める。

$$S_\rho = \frac{S_p}{2}$$

ただし、一次+二次応力の応力最大範囲 (S_n) が $3S_m$ を超える応力評価点については、設計・建設規格 CSS-3320 に従い、繰返しピーク応力強さの割増しを行う。

(2) 縦弾性係数の補正

(1) 項で求めた S_ρ に対し、設計疲労線図に使用されている縦弾性係数 (E_0) と解析に用いる縦弾性係数 (E) との比を考慮し、設計・建設規格 添付 4-2 3.2(1) のとおり、次式の補正を行う。

$$S_{\ell}' = S_{\ell} \times \frac{E_0}{E}$$

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

$E =$ MPa (運転温度 (°C) に対する縦弾性係数)

(3) 疲れ累積係数の算出

疲れ累積係数の算出にあたって、 S_{ℓ}' に対応する許容繰返し回数 (N_a) を用いて、 S_s 地震による繰返し回数 N_c (60 回) として、設計・建設規格 CSS-3113 又は CSS-3320 に従い、 S_s 地震による疲れ累積係数 (U_{ss}) を下式により算出し、許容値である 1.0 以下であることを確認する。

$$U_{ss} = \frac{60}{N_a}$$

なお、繰返しピーク応力強さが 194MPa 以下のものについては、設計疲労線図として、設計・建設規格 表 添付 4-2-2 設計疲労線図 (図 添付 4-2-2 (1) の曲線 C) を用いる。

4. 評価結果

シュラウドサポートの疲労評価結果を表 4-2-5、環境疲労を考慮した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算した結果を表 4-2-6 に示す。

すべての応力評価点における疲れ累積係数は許容値 1.0 以下であり、耐震安全性に問題がないことを確認した。

表 4-2-5 シュラウドサポートの疲労評価結果 (地震動 S_s , 代表点)

応力 評価点	S_n (MPa)	S_p (MPa)	$3S_m^{*1}$ (MPa)	K^{*2}	K_e^{*3}	S_{ℓ} (MPa)	$S_{\ell}'^{*4}$ (MPa)	N_a	N_c	U_{ss} (N_c/N_a)
P02									60	
P07									60	
P16									60	
P20									60	

疲れ累積係数は、設計・建設規格 CSS-3113 又は CSS-3320 に従い算出する。

*1 : 運転温度 (°C) に対する値

*2 : $K = S_p/S_n$

*3 : 一次+二次応力強さ (S_n) が、 $3S_m$ を超える場合は、繰返しピーク応力強さの割増を行う。
(設計・建設規格 CSS-3320)

*4 : $S_{\ell}' = S_{\ell} \times 1.95 \times 10^5 /$

表 4-2-6 シュラウドサポートの疲労評価結果(環境疲労+地震動 Ss)

分類 評価点	疲れ累積係数			許容値
	Uen	USs	Uen+USs	
P01				1
P01'				1
P02				1
P02'				1
P03				1
P03'				1
P04				1
P04'				1
P05				1
P05'				1
P06				1
P06'				1
P07				1
P07'				1
P08				1
P08'				1
P09				1
P09'				1
P10				1
P10'				1
P11	1			
P11'	1			
P12	1			
P12'	1			
P13	1			
P13'	1			
P14	0.0351	0.0000	0.0351	1
P14'	0.0351	0.0000	0.0351	1
P15				1
P15'				1
P16	0.0343	0.1543	0.1886	1
P16'	0.0343	0.1543	0.1886	1
P17				1
P17'				1
P18				1
P18'				1
P19				1
P19'				1
P20				1
P20'				1

5. 評価温度に対する検討

本評価においては、冷温停止の維持状態の温度ではなく運転温度を用いている。評価において温度に依存するパラメータとして、設計応力強さ (S_m) と縦弾性係数 (E) があるため、その影響について検討する。

設計応力強さ (S_m) は、設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 に示された値であり、評価対象の材料 (NCF600) では、常温から運転温度の範囲で同値であるため、評価に影響はない。評価対象の材料 (SUS316L) では、温度の増加に伴い設計応力強さ (S_m) は減少するため、冷温停止の維持状態の温度による評価より保守的な評価となる。

縦弾性係数 (E) は、付録材料図表 Part6 表 1 より求めるが、温度の増加に伴い減少する。縦弾性係数 (E) は、3. (2) 項のとおり設計疲労線図から読み取るための補正繰返しピーク応力強さ S_p' を求めるために用いる。運転温度にて評価した場合、縦弾性係数 (E) の減少に伴い補正繰返しピーク応力強さ S_p' が増加する。繰返しピーク応力強さが増加すると、許容繰返し回数が減少するため、保守的な評価となる。

以 上

タイトル 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

説明

原子炉圧力容器胴板の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価では、地震を考慮した場合の欠陥を想定した線形破壊力学に基づく圧力-温度制限曲線を求め健全性を評価した。

図 5-1 に原子炉圧力容器の最低温度制限の要求及び線形破壊力学に基づく圧力-温度制限曲線(耐圧試験時)を示す。

冷温停止の維持状態における評価のため、評価時点(2020 年度末)における最新の原子炉停止までの中性子照射量とし、JEAC4206-2007 における供用状態「耐圧・漏えい試験(未臨界)」で評価した。なお、冷温停止の維持状態評価と運転状態評価の差異を添付資料 5-1 に示す。

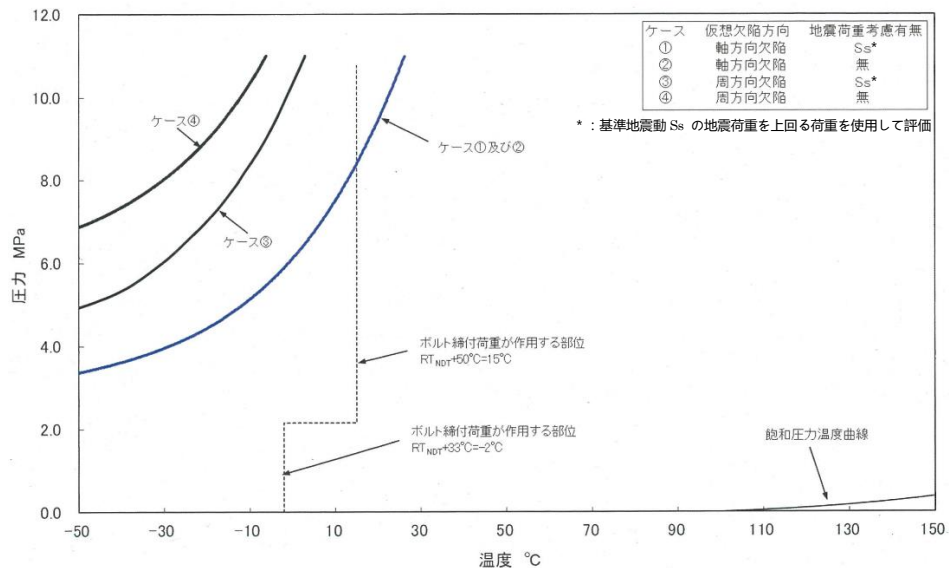


図 5-1 原子炉圧力容器の圧力-温度制限図(耐圧試験時)

原子炉圧力容器の最低温度制限は-2°C及び15°Cの最低温度制限線からなる。これは、ボルト締め付けによる荷重が作用する部位の最大の関連温度 RT_{NDT} (-40°C)を用い JEAC4206-2007 に従う方法により最低使用温度の要求値として求められるものである。

欠陥を想定した線形破壊力学に基づく圧力-温度制限曲線は JEAC4206-2007 にて次式で与えられる静的破壊靱性(K_{IC})を、応力拡大係数(K_I)が超えないよう求めるものである。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})] \dots \textcircled{1}$$

応力拡大係数は内圧の関数であることから、応力拡大係数が静的破壊靱性を超えない温度を求めることで、内圧と温度との相関曲線が得られる。表 5-1 に線形破壊力学に基づく圧力-温度計算結果を示す。

表 5-1 線形破壊力学に基づく圧力-温度計算結果

内圧 (MPa)	RT_{NDT} (°C)	ケース	K_I ($MPa\sqrt{m}$)	温度 (°C)
[]	[]	①	[]	[]
		②		
		③		
		④		

また、参考に供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く) における圧力-温度制限曲線を図 5-2 に示す。

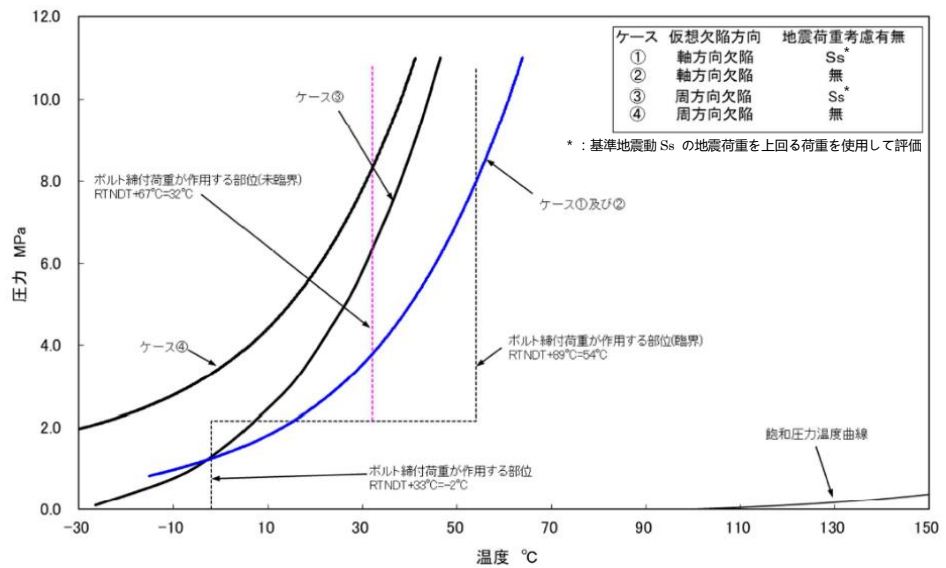


図 5-2 原子炉压力容器の圧力-温度制限図
(供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く))

2. K_{IC} 下限包絡曲線と K_I による評価

(1) K_{IC} 下限包絡曲線

表 5-1 より、炉心領域における胴板母材の関連温度 (°C) を考慮し、最低使用温度 T を 1. ①式より算出する。 K_{IC} 下限包絡曲線作成にあたっての K_{IC} と T の関係を表 5-2 に示す。

表 5-2 2020 年度末時点での K_{IC} 計算値

No.	静的破壊靱性 K_{IC} [MPa \sqrt{m}]	破壊力学的検討 によるマージン $T - RT_{NDT}$ [°C]	最低使用温度 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における胴板について、 S_s 地震動による K_I を算出する。

a. 円筒胴の地震荷重による軸方向膜応力 σ_l

鉛直荷重 $F =$ kN

モーメント $M =$ kN · m

原子炉圧力容器の断面積 A と断面係数 Z より、

軸応力 $\sigma_l = F/A + M/Z =$ MPa

b. 地震荷重による応力拡大係数 K_I

K_I の算出は、以下の JEAC4206-2007 附属書 F F-3300 ASME Code Section XI Appendix A の解 (作用分布応力を線形近似する場合) (9) 式による。

$$K_I = S_f \times \sigma_l \times M_m \times \sqrt{\pi \times a / Q_1}$$

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

ここで、

M_m : 仮想欠陥の寸法から、JEAC4206-2007 附属書表 F F-3200-1 を用いて算出される係数。(仮想欠陥の寸法より $M_m = 1.1656$)

Q_1 : 仮想欠陥の寸法と降伏点から算出される塑性域補正項。降伏点は保守的に耐圧漏えい試験時の温度条件における設計・建設規格の S_y を使用し算出している。($Q_1 = \boxed{}$)

S_f : 安全係数 (耐圧・漏えい試験時 : 1.5)

上記結果を踏まえ、 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I の関係を図 5-3 に示す。これにより、2020 年度末時点での K_{IC} 下限包絡曲線と S_s 地震動による K_I は、 $K_{IC} > K_I$ を満足することを確認した。

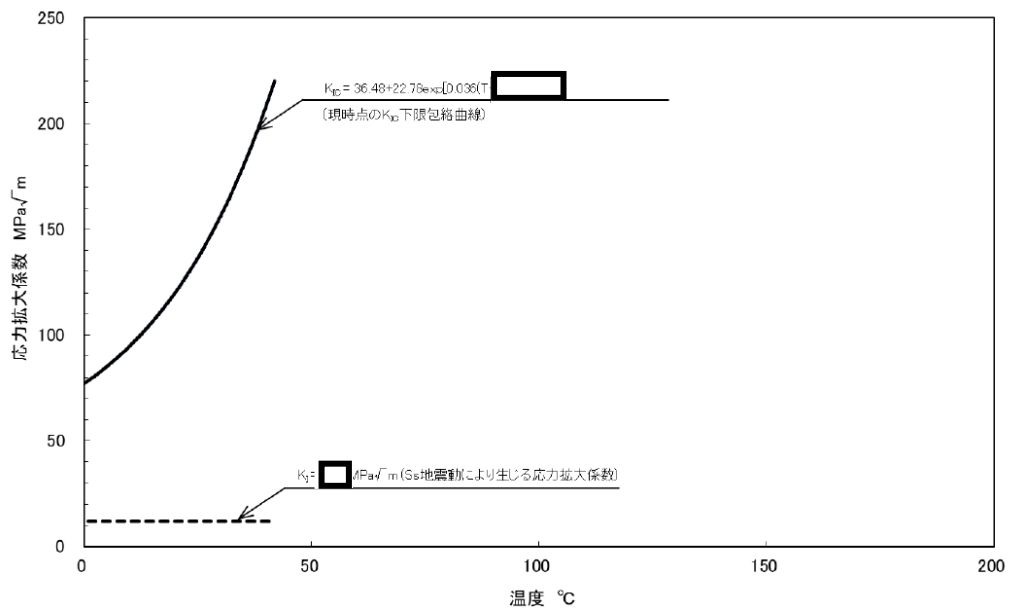


図 5-3 2020 年度末時点での K_{IC} 下限包絡曲線と K_I の関係

添付資料 5-1 冷温停止の維持状態評価と運転状態評価の差異

以上

冷温停止の維持状態評価と運転状態評価の差異

原子炉圧力容器胴板の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価については、当面の冷温停止の維持状態において発生・進展しない事象であるため、評価時点(2020年度末)における最新の原子炉停止までの中性子照射量とし、JEAC4206-2007における供用状態「耐圧・漏えい試験(未臨界)」で評価した。

下表に冷温停止の維持状態評価と運転状態評価の差異を示す。

項目		冷温停止の維持状態評価	運転状態評価
評価ケース (JEACにおける供用状態)		耐圧・漏えい試験	耐圧・漏えい試験 供用状態 A 及び B
最低温度 要求	耐圧・漏えい試験	RT _{NDT} +33°C (0.2P ^{*1} 以下) RT _{NDT} +50°C (0.2P ^{*1} 超え)	RT _{NDT} +33°C (0.2P ^{*1} 以下) RT _{NDT} +50°C (0.2P ^{*1} 超え)
	供用状態 A 及び B ^{*2}	/	RT _{NDT} +33°C (0.2P ^{*1} 以下) RT _{NDT} +89°C ^{*2} (0.2P ^{*1} 超え)
中性子照射量		最新の原子炉停止まで	評価期間末期まで
応力		内圧による応力 地震力	内圧による応力 熱応力 ^{*3} 地震力

*1：P は供用前の水圧試験の圧力

*2：「未臨界」と「臨界」で温度要求が異なるが、要求が厳しくなる「臨界」で評価

*3：供用状態 A 及び B での評価で考慮

<p>タイトル</p>	<p>全面腐食に対する耐震安全性評価結果について</p>																
<p>説明</p>	<p>1. 伝熱管の腐食に対する評価(原子炉機器冷却水熱交換器)</p> <p>1.1 評価方法</p> <p>(1) 応力評価</p> <p>伝熱管の腐食に対する耐震安全性評価では、腐食により伝熱管が管理値(50%肉厚)まで一様減肉することを想定した。</p> <p>解析モデルは伝熱管の管板－管支持板の部分に片側固定・他端支持はりモデル、管支持板－管支持板の部分に両端支持はりモデルを使用し、地震時の発生応力を算出し評価した。</p> <p>なお、伝熱管の減肉に対しては、減肉率で管理しており管理値(50%肉厚)まで減肉した場合には施栓を行っている。</p> <p>(2) 許容応力</p> <p>当該伝熱管の材料である銅合金(C6871TS-0)については、JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表 8 及び表 9 に S_y 及び S_u の記載がないため、保守的な許容値応力として、下記のとおり当該材料の許容引張応力 S を 1.5 倍した値を許容応力として採用している。</p> <p>JEAG4601-1987 による $III_A S$ の許容応力は、$1.5 \times$ 「S_y と $0.6S_u$ の小さい方」により決まる。</p> <p>一方、銅合金の S 値の定義*によると S 値は $0.9S_y$ 及び $0.25S_u$ 等の最小値により決まるため、常に「$1.5S < III_A S$ の許容応力」の関係が成り立つため、許容応力を $1.5S$ とした。また、$IV_A S$ の許容応力は保守的に $III_A S$ の許容応力を用いた。</p> <p style="text-align: right;">* 出典：告示 501 号 別表第 7 解説</p> <table border="1" data-bbox="501 1536 1295 1771"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>入力値</th> <th>単位</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>伝熱管材質</td> <td>—</td> <td>C6871TS-0</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>評価温度</td> <td>—</td> <td>70</td> <td>°C</td> </tr> <tr> <td>伝熱管材の許容引張応力</td> <td colspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> </tbody> </table> <p style="margin-left: 40px;"> $S =$ $= 81.14$ $1.5S = 1.5 \times 81.14 = 121.71 \Rightarrow 121\text{MPa}$ </p>	項目	記号	入力値	単位	伝熱管材質	—	C6871TS-0	—	評価温度	—	70	°C	伝熱管材の許容引張応力			
項目	記号	入力値	単位														
伝熱管材質	—	C6871TS-0	—														
評価温度	—	70	°C														
伝熱管材の許容引張応力																	

1.2 結論

評価の結果は表 6-1 に示すとおりであり、地震時の伝熱管の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。

表 6-1 伝熱管の腐食に対する評価結果

応力の種類	地震時の発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)	
	管板 －管支持板	管支持板 －管支持板		
一次応力	18	18	Ⅲ _A S	121
			Ⅳ _A S	121

* Ss(800gal)地震力が S1 地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss 地震力による評価応力がⅢ_AS の許容応力を下回るため、S1 地震力及び静的地震力による評価を省略した。

2. 後打ちアンカの評価における設計許容荷重の設定根拠及び減肉後の応力評価の算定根拠について

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。

後打ちアンカ使用基準の設計許容荷重のうち許容引張荷重については、ボルトの引張強度(設計降伏点ベース)、コンクリートのコーン状破壊強度及びメーカーの引張試験の最小破壊荷重を考慮して設定している。

また、許容せん断荷重については、ボルトのせん断強度(設計降伏点ベース)を考慮して設定している。

後打ちアンカの評価にあたっては、ボルトの技術評価により想定される運転開始後60年時点での減肉量(半径方向に0.3mm)を考慮した上で、設計許容荷重が作用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。

後打ちアンカ減肉後の応力評価の算定条件及び算定結果を、添付資料6-1に示す。

なお、Sクラス機器については、耐震バックチェックにおいてプラント全体として基準地震動 S_s (最大加速度800gal)に対する耐震安全性を確認している。その中で後打ちアンカを使用している設備についても耐震安全性を確認しており、ボルトの減肉による影響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。(添付資料6-2)。

添付資料6-1 後打ちアンカ減肉後の発生応力の算定条件及び算定結果

添付資料6-2 Sクラス機器の後打ちアンカ評価例

* 改造工事での機器の支持、配管サポート、空調ダクトサポート、ケーブルトレイサポート、電線管サポート及び計装配管サポート等に使用する標準的な基準。なお、改造工事においては、材質変更等により個別に設計許容荷重を設定する場合がある。

以上

標準後打ちアンカ減肉後の発生応力の算定条件及び算定結果

型式	ボルト 呼び径	断面積*1		荷重方向	設計許容荷重*2 (kN)	減肉後発生応力*3 (MPa)	許容応力*4 (MPa)	減肉後の 応力比*5
		減肉前 (mm ²)	減肉後 (mm ²)					
メカニカル アンカ	M6	19.0	14.6	引張	1.56	108	245	0.44
				せん断	0.98	67	141	0.48
	M8	34.7	28.7	引張	2.15	76	245	0.31
				せん断	1.33	47	141	0.33
	M10	55.1	47.5	引張	2.84	60	245	0.25
				せん断	1.72	37	141	0.26
	M12	80.2	71.0	引張	4.51	64	245	0.26
				せん断	2.70	39	141	0.27
	M16	150.3	137.6	引張	6.47	47	245	0.20
				せん断	3.92	29	141	0.21
	M20	234.9	218.9	引張	11.37	52	235	0.23
				せん断	6.86	32	135	0.24
ケミカル アンカ	M12	80.2	71.0	引張	4.90	69	245	0.29
				せん断	3.92	56	141	0.40
	M16	150.3	137.6	引張	12.74	93	245	0.38
				せん断	8.62	63	141	0.45
	M20	234.9	218.9	引張	18.14	83	235	0.36
				せん断	12.25	56	135	0.42
	M22	292.4	274.5	引張	25.49	93	235	0.40
				せん断	16.67	61	135	0.45

*1：谷径断面積

*2：すべての許容応力状態に適用する。

*3：保守的に運転開始後 60 年間の腐食量である半径方向 0.3mm を想定した。

*4：ボルトの許容応力は以下のとおり。(JSME S NC1-2005 及び JEAG4601-1987 による。詳細を添付資料 6-4 に示す。)

- ・許容応力(引張)： $1.5f_t = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 245 / 1.5 = 245\text{MPa}$ ($d \leq 16\text{mm}$ の場合)
- ・許容応力(せん断)： $1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 245 / (1.5\sqrt{3}) = 141\text{MPa}$ ($d \leq 16\text{mm}$ の場合)
- ・ボルトの材質：SS400
- ・設計降伏点： S_y (245MPa ($d \leq 16\text{mm}$)), 235MPa ($16\text{mm} < d \leq 40\text{mm}$)), 設計引張強さ： S_u (400MPa)
- ・ $F = \text{MIN}(S_y, 0.7S_u) = 245\text{MPa}$ ($d \leq 16\text{mm}$), 235MPa ($16\text{mm} < d \leq 40\text{mm}$)

*5：減肉後発生応力/許容応力

Sクラス機器の後打ちアンカ評価例

Sクラス機器の後打ちアンカについて、基準地震動 Ss(最大加速度 800gal)に対する評価例を以下に示す。

分類	設備	型式	ボルト呼び径	断面積*1		荷重方向	発生荷重(kN)	減肉後発生応力*2(MPa)	許容応力*3(MPa)	減肉後の応力比*4
				減肉前(mm ²)	減肉後(mm ²)					
機械設備	燃料取替機 ガイドプレート 固定アンカボルト*5	ケミカル アンカ	M16	150.3	137.6	引張	11.6	84.4	586	0.14
						せん断	9.9	72.0	338	0.21

*1：谷径断面積

*2：保守的に運転開始後 60 年間の腐食量である半径方向 0.3mm を想定した。

*3：ボルトの許容応力は以下のとおり。(JSME S NC1-2005 及び JEAG4601-1987 による。詳細を添付資料 6-4 に示す。)

- ・許容応力(引張)： $1.5f_t = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 586 / 1.5 = 586 \text{MPa}$
- ・許容応力(せん断)： $1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 586 / (1.5\sqrt{3}) = 338 \text{MPa}$
- ・ボルトの材質：□
- ・周囲環境温度：□℃
- ・設計降伏点： S_y (□MPa ($d \leq \square$ mm)), 設計引張強さ： S_u (838MPa)
- ・ $F = \text{MIN}(S_y, 0.7S_u) = 586 \text{MPa}$

*4：減肉後発生応力／許容応力

*5：燃料取替機は B クラス機器であるが、S クラス機器の上部を通過する等、その破損が S クラス機器に波及的破損を生じさせる可能性があるため評価を実施している。

3. 原子炉機器冷却水熱交換器の機器付基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容について

原子炉機器冷却水熱交換器(基礎ボルト)の評価内容を以下に示す。

3.1 評価仕様

(1) 機器構造

原子炉機器冷却水熱交換器は、横置円筒型容器であり、2個の脚のうち1個は胴の長手方向にスライドできる構造となっている。添付資料 6-3 に構造図を示す。

(2) 解析モデル

本評価の解析モデルを以下に示す。

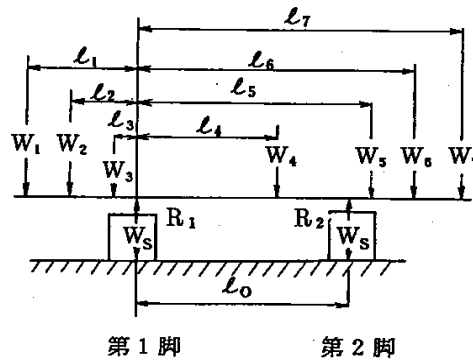


図 6-1 原子炉機器冷却水熱交換器基礎ボルトの解析モデル

(3) 耐震条件

項目	記号	入力値	単位
耐震重要度	—	S	—
設置建屋	—	海水熱交換器建屋	—
設置高さ	—	FL -7.0	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		—
鉛直方向設計震度	C_V		—

*1：鉛直方向については剛構造とみなしている。

*2：設置基礎台の高さを考慮して震度補正している。

*3：Ss(1200gal)地震力がSd地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss地震力による評価応力がⅢASの許容応力を下回るため、Sd地震力及び静的地震力による評価を省略。

(4) 評価条件

荷重，応力算出に用いた評価条件を以下に示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト径	d	56	mm
ボルト半径あたり腐食量	c	0.3	mm
熱交換器の運転重量	W_0		kg
脚の重量	W_s		kg
静荷重(i=1)	W_1		kg
静荷重(i=2)	W_2		kg
静荷重(i=3)	W_3		kg
静荷重(i=4)	W_4		kg
静荷重(i=5)	W_5		kg
静荷重(i=6)	W_6		kg
静荷重(i=7)	W_7		kg
脚中心間距離	l_0		mm
第1脚から各荷重までの距離(i=1)	l_1		mm
第1脚から各荷重までの距離(i=2)	l_2		mm
第1脚から各荷重までの距離(i=3)	l_3		mm
第1脚から各荷重までの距離(i=4)	l_4		mm
第1脚から各荷重までの距離(i=5)	l_5		mm
第1脚から各荷重までの距離(i=6)	l_6		mm
第1脚から各荷重までの距離(i=7)	l_7		mm
基礎から脚の胴つけ根部までの高さ	h_1		mm
基礎から胴の中心までの高さ	h_2		mm
脚1個あたりの基礎ボルトの本数	n		—
引張力を受ける基礎ボルトの本数	n_1		—
脚底板の長手方向に対する長さ	a	mm	
脚底板の横方向に対する長さ	b	mm	
脚底板端面から基礎ボルト中心までの距離	d_1	mm	
基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比	s	—	

3.2 評価方法

(1) 応力計算

鉛直方向と長手方向に地震が作用した場合

a. 引張応力

鉛直方向と長手方向に地震が作用した場合，脚底面に働くモーメントは $M_{\ell 1}$ であり，ここで，

$$M_{\ell 1} = \frac{1}{2} C_H W_0 h_1$$

鉛直力 P_s は，

$$P_s = (1 - C_V)(R + W_s) - P_\ell$$

ここで，

$$P_\ell = C_H(W_0 - W_s) \frac{h_2 - \frac{1}{2}h_1}{\ell_0}$$

また， R は R_1 と R_2 のいずれか大きい値であり，

$$R_2 = \sum_{i=1}^{j_1} W_i \frac{\ell_i}{\ell_0}$$

$$R_1 = \sum_{i=1}^{j_1} W_i - R_2$$

となる。モーメントと圧縮荷重の比を

$$e = \frac{M_{\ell 1}}{P_s}$$

とすると， e が負の場合及び

$$e > \frac{a}{6} + \frac{d_1}{3}$$

の時，基礎ボルトに引張応力が生じ，この引張応力は次のようにして求められる。

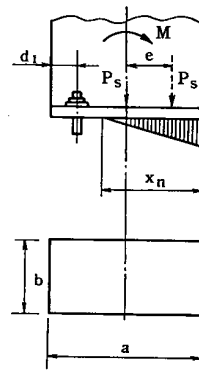


図 6-2 基礎部に作用する外荷重より生じる荷重の関係

中立軸の位置 X_n を

$$X_n^3 + 3\left(e - \frac{a}{2}\right)X_n^2 - \frac{6SA_b n_1}{b}\left(e + \frac{a}{2} - d_1\right)(a - d_1 - X_n) = 0$$

により求めると、基礎ボルトに生じる引張力は

$$F_b = \frac{P_s\left(e - \frac{a}{2} + \frac{X_n}{3}\right)}{a - d_1 - \frac{X_n}{3}}$$

となる。したがって、基礎ボルトに生じる引張応力は次のようになる。

$$\sigma_{b1} = \frac{F_b}{A_b n_1}$$

ここで、基礎ボルトの断面積 A_b は、

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

b. せん断応力

ボルトに作用するせん断力は全本数で受けるものとして計算する。

$$\tau_{b1} = \frac{C_H W_0}{n A_b}$$

c. 計算結果

上記 a. b. により求めた算出応力は以下のとおり。

応力種別	記号	算出応力	単位
引張	σ_{b1}	118	MPa
せん断	τ_{b1}	65	MPa

(2) 許容応力

a. 算出条件

JEAG4601-1987に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。適用規格の詳細について添付資料 6-4 に示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト材質	—	SS400	—
ボルト径	d	56	mm
評価温度	—	50	°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

b. 許容応力の算出

ボルト材の設計降伏点, 設計引張強さの設計・建設規格データの温度補正により

$$S_y = \boxed{} = 211.57$$

$$S_u = \boxed{} = 394.57$$

$$F = \text{Min}(S_y, 0.7S_u)$$

$$= \text{Min}(211.57, 0.7 \times 394.57)$$

$$= \text{Min}(211.57, 276.20) = 211.57$$

・引張許容応力の算出

$$f_{to} = 1.5 \times \frac{F}{2} = 1.5 \times \frac{211.57}{2} = 158.68$$

・せん断許容応力の算出

$$f_s = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 1.5 \times \frac{211.57}{1.5\sqrt{3}} = 122.15$$

・せん断応力 ($\tau_b = 65 \text{ MPa}$) と引張応力の組合せ許容応力の算出

$$f_{ts} = \text{Min}(f_{to}, 1.4f_{to} - 1.6\tau)$$

$$= \text{Min}(158.68, 1.4 \times 158.68 - 1.6 \times 65)$$

$$= \text{Min}(158.68, 118.15) = 118.15$$

3.3 結論

上記の結果から, 基礎ボルトに発生する応力が許容応力を満足することを確認した。

応力種別	算出応力	許容応力*	単位
引張	$\sigma_b = 118$	$f_{ts} = 118$	MPa
せん断	$\tau_b = 65$	$f_s = 122$	MPa

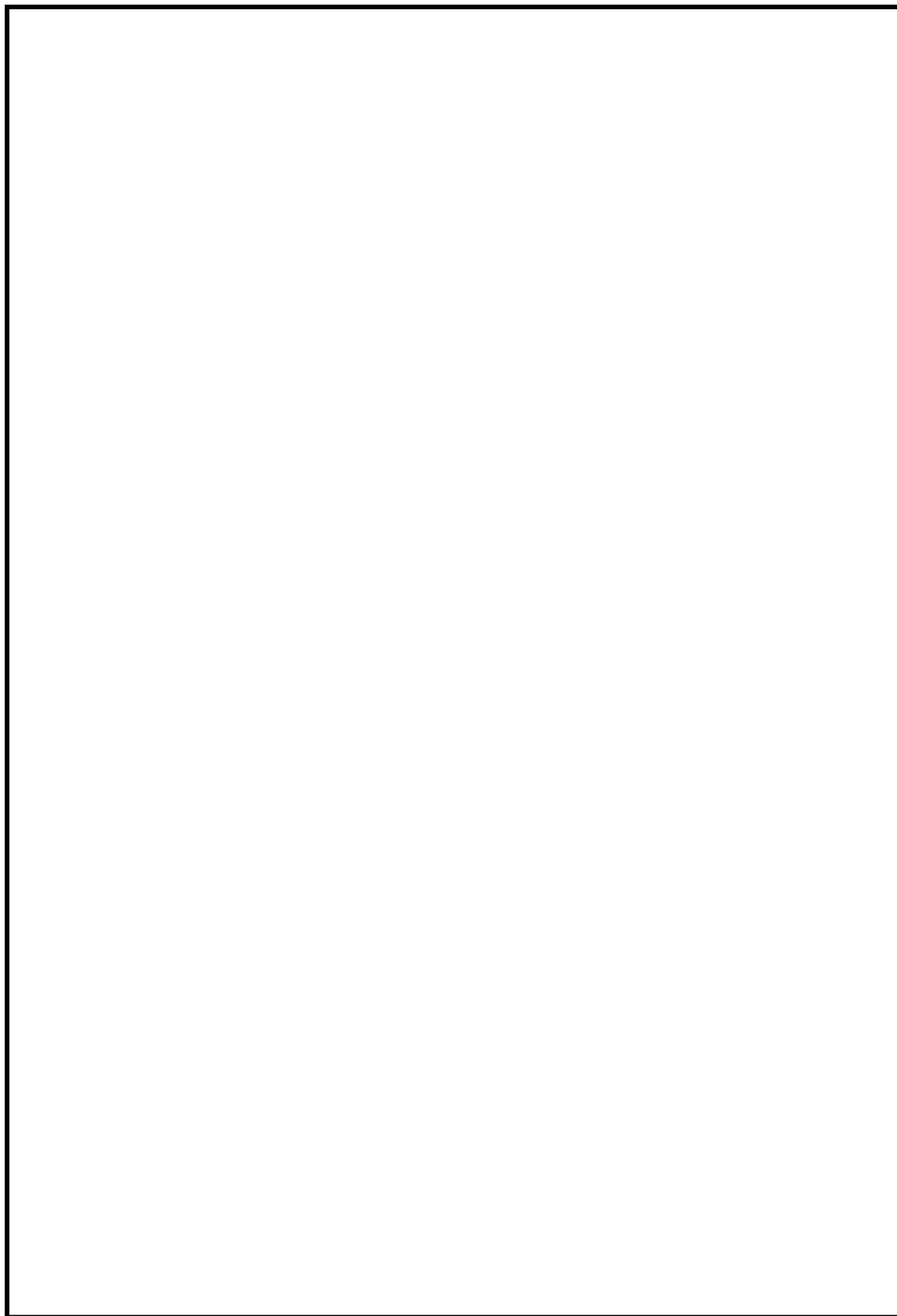
* : III_AS の許容応力を示す。

添付資料 6-3 原子炉機器冷却水熱交換器構造図

添付資料 6-4 後打ちアンカ及び機器付基礎ボルトの応力評価に適用する規格類について

以 上

原子炉機器冷却水熱交換器構造図



後打ちアンカ及び機器付基礎ボルトの応力評価に適用する規格類について

(1) 後打ちアンカ

後打ちアンカの構造を図 6-1 に示す。後打ちアンカは全ねじであり、プレートから加わる荷重はねじ部に作用する。したがって応力評価では、ねじの谷部に腐食の発生を想定する。応力評価においては、ねじの谷部（谷径断面）に発生する応力に対し、以下の規格類にて定まる許容応力以下であることを確認している。

- ・設計・建設規格 2005 年版「SSB-3121.2 ボルト材以外の許容応力 供用状態 C での許容応力」,
「SSB-3121.3 ボルト材以外の許容応力 供用状態 D での許容応力」※1
- ・JEG4601-1987「第 6 章 6.3.3 主要機器の許容応力 表 6.3.3-6 支持構造物の許容応力」
- ・JEG4601 補-1984「許容応力編 2.8.1 第 1 種支持構造物の許容応力(2) 上記以外の支持構造物 (ボルト等を除く)」

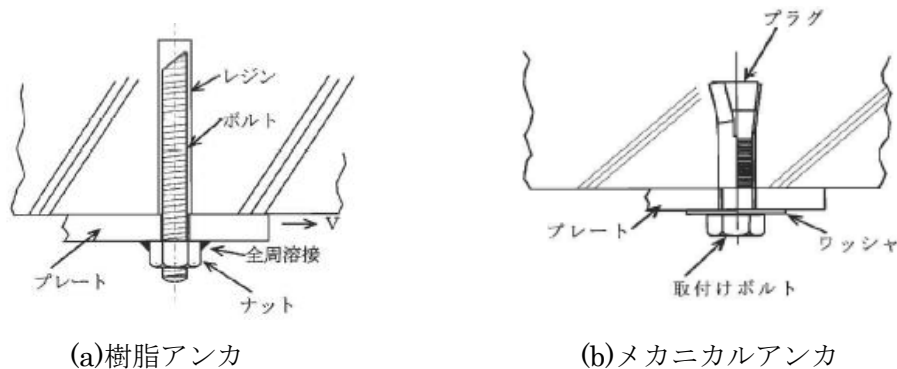


図 6-1 後打ちアンカ構造概要図

※1 後打ちアンカにボルト材以外の規定を適用する理由

設計・建設規格 2005 年版のボルト材の規定（SSB-3130～3133 ボルト材の許容応力）は、以下に示す同解説に記載のとおり、ボルトの胴部（呼び径）に対して行うことを前提としており、本評価では後打ちアンカのようにネジ部（谷径）に荷重が作用する場合には適用せず、ボルト材以外に適用される規定（SSB 3120～3121.3）を適用した。

【設計・建設規格 2005 年版 解説（抜粋）】

設計・建設規格 2005 年版に規定される，ボルト材以外およびボルト材の供用状態 C における許容応力を表 6-4-1 に整理する。なお，設計・建設規格 2012 年版以降では，ボルト材の引張応力はネジ部有効断面積を考慮して算出することとしており，許容引張応力の算出式がボルト材以外と同じ式に変更されている。

表 6-4-1 設計・建設規格 2005 年版ボルト材およびボルト材以外の許容応力算出式

供用状態 C	ボルト材以外 (後打ちアンカに適用)	ボルト材 (機器付基礎ボルトに適用)
許容引張応力	$1.5f_t = \frac{1.5F}{1.5}$	$1.5f_t = \frac{1.5F}{2}$
許容せん断応力	$1.5f_s = \frac{1.5F}{1.5\sqrt{3}}$	$1.5f_s = \frac{1.5F}{1.5\sqrt{3}}$

1. $5f_t$: 供用状態 C の許容引張応力

1. $5f_s$: 供用状態 C の許容せん断応力

F : 設計・建設規格 2005 年版 SSB-3121.1(1)に定めるところによる。

(2) 機器付基礎ボルト

機器付基礎ボルトの構造を図 6-2 に示す。機器付基礎ボルトは，ねじ部に機器ベースからの荷重が作用しないように，ねじ部を図 6-2 の B の範囲に設定する。したがって，応力評価では，ボルトの胴部に腐食の発生を想定する。応力評価においては，胴部（呼び径断面）に発生する応力に対し，以下の規格類にて定まる許容応力以下であることを確認している。

- ・設計・建設規格 2005 年版「SSB-3132 ボルト材の許容応力 供用状態 C での許容応力」，「SSB-3133 ボルト材の許容応力 供用状態 D での許容応力」
- ・JEAG4601-1987「第 6 章 6.3.3 主要機器の許容応力 表 6.3.3-6 支持構造物の許容応力」
- ・JEAG4601 補-1984「許容応力編 2.8.1 第 1 種支持構造物の許容応力(3)ボルト等」

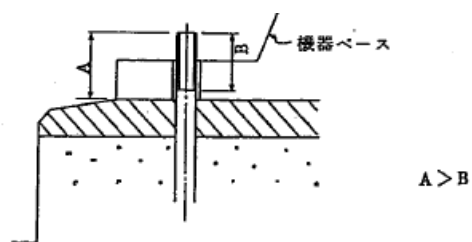


図 6-2 機器付基礎ボルトの構造概要図

タイトル	動的機能維持評価の記載方針について
説明	<p>冷温停止の維持状態で動的機能維持評価が必要となる機器は、冷温停止の維持に必要な設備のうち、「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（JEA 4601・補-1984）」を参考に抽出している。</p> <p>個別機器ごとの動的機能維持評価は、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を表 7-1 のとおり整理し、振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象及びできる事象に分類した。「軽微若しくは無視」できない事象については、評価を実施し耐震安全上問題のないことを確認している。</p>

表 7-1 冷温停止状態の維持に必要な機器の動的機能維持評価

機器分類	理由*1	主な対象機器	主な経年劣化事象とその部位	事象区分
ポンプ ポンプモータ	②	余熱除去ポンプ 高圧炉心スプレイポンプ 低圧炉心スプレイポンプ 原子炉機器冷却水ポンプ 高圧炉心スプレイ機器冷却水ポンプ 原子炉機器冷却海水ポンプ 高圧炉心スプレイ機器冷却海水ポンプ	主軸の摩耗 軸継手の腐食 羽根車の摩耗 ライナーリングの摩耗	■
		基礎ボルトの腐食	◎*2	
		固定子コイルの絶縁特性低下 口出線・接続部品の絶縁特性低下	■	
弁	①	給水系弁 原子炉冷却材浄化系弁	弁箱の低サイクル疲労	◎*3
	②	余熱除去系弁 高圧炉心スプレイ系弁 低圧炉心スプレイ系弁 原子炉機器冷却水系弁 高圧炉心スプレイ機器冷却水系弁 原子炉機器冷却海水系弁 高圧炉心スプレイ機器冷却海水系弁	弁棒の摩耗 アームの摩耗 アームの腐食 ギアの摩耗	■
		固定子コイルの絶縁特性低下 口出線・接続部品の絶縁特性低下 ブレーキ電磁コイルの絶縁特性低下	■	
	③	非常用ガス処理系弁		
④	燃料プール冷却浄化系弁			
計測制御装置	②	補助継電器盤 操作制御盤	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び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)なし	—
空調設備	②	ファン(D/G系間接系) ローカルクーラ(ECCS間接系)	主軸の摩耗	■
	③	ファン(SGTS) ローカルクーラ(SGTS間接系) 原子炉室換気空調系隔離弁	基礎ボルトの腐食 固定子コイルの絶縁特性低下 口出線・接続部品の絶縁特性低下	◎*2 ■
機械設備	②	非常用ディーゼル機関・付属設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関・付属設備	シリンダヘッドの摩耗, 腐食 主軸の摩耗	■
			基礎ボルトの腐食	◎*2
			調速・制御装置の性能低下 固定子コイルの絶縁特性低下	■
電源設備	②	高圧閉鎖配電盤 動力用変圧器 低圧閉鎖配電盤 コントロールセンタ 非常用ディーゼル発電設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 125V充電器	しゃ断器の固渋 電解液の蒸発・比重低下	■
			基礎ボルトの腐食	◎*2
			コイルの絶縁特性低下	■

◎：振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象

■：振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象

*1 動的機能維持が必要となる理由の詳細については、以下のとおりである。

- ① 原子炉冷却材圧カバウンダリを構成する弁のうち、その健全性を維持するために動的機能維持が必要なもの。
- ② 炉心から崩壊熱を除去するために必要な動的設備。
- ③ 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に必要な動的設備。
- ④ 使用済燃料プール水を補給するために必要な動的設備。

*2 基礎ボルトの腐食について、腐食が生じた場合は機器の支持機能に影響を与える可能性があるが、地震によりボルトに生じる応力が許容応力未満であることを確認しているため、機器の支持機能に影響を与える経年劣化事象ではない。

*3 弁箱の低サイクル疲労について、低サイクル疲労が生じた場合は振動応答特性に影響を与える可能性があるが、疲れ累積係数が許容値1未満であることを確認しているため割れは発生せず、振動応答特性に影響を与える経年劣化事象ではない。(図 7-1)

FDW 第1 隔離弁 (A)

H4-B21-V-F052A

環境*1	地震*2	組合せ*3
0.1555	0.0006	0.1561

FDW 第2 隔離弁 (A)

H4-B21-A0-F051A

環境*1	地震*2	組合せ*3
0.1462	0.0000	0.1462

FDW 第1 隔離弁 (B) <代表弁>

H4-B21-V-F052B

環境*1	地震*2	組合せ*3
0.1656	0.0006	0.1662

FDW 第2 隔離弁 (B)

H4-B21-A0-F051B

環境*1	地震*2	組合せ*3
0.1289	0.0000	0.1289

*1：運転実績回数に基づく疲れ累積係数(環境を考慮)

*2：地震動(基準地震動Ss)による疲れ累積係数

*3：許容値1

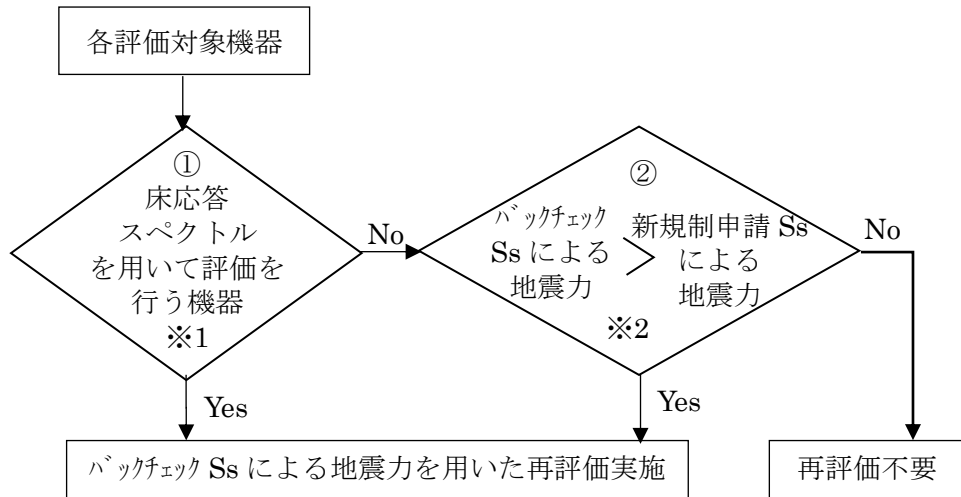
図 7-1 動的機能維持対象弁の疲労評価結果

以 上

タイトル	耐震安全性評価に用いる地震動の整理及び見直しに伴う再評価方針及び結果
説明	<p>1. 耐震安全性評価に用いる地震動の整理</p> <p>(1) 基準地震動</p> <p>耐震安全性評価に用いる基準地震動については、「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」(令和2年3月31日改正)附則(平成25年6月19日)の「2) 経過措置①」において、「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日原子力安全委員会決定)により策定した基準地震動 S_s (以下、「バックチェック S_s」という。) を用いることが要求されている。</p> <p>一方、今回行った耐震安全性評価については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)」に基づき2014年2月14日に申請し、審査中である基準地震動 S_s (以下、「新規制申請 S_s」という。) を用いて実施した。</p> <p>新規制申請 S_s はバックチェック S_s を上回る地震動であるが、機器の評価に用いる地震力については、一部の機器においてバックチェック S_s のほうが上回っているため、それらの機器についてはバックチェック S_s の地震力により再評価を行うこととする。</p> <p>(2) 弾性設計用地震動</p> <p>耐震安全性評価に用いる弾性設計用地震動については、「高経年化技術評価審査マニュアル(平成25年9月, JNES)」の「3.3.4(2)②適合確認が終了していない原子炉施設」において基準地震動 S_1 を用いることが要求されている。</p> <p>今回行った耐震安全性評価では、耐震 S クラスの機器については、S_s による発生値に対して弾性設計用地震動の許容値 (III_{AS}) 以下であることを確認しており、弾性設計用地震動を用いた評価を省略している。また耐震 B クラス機器については、共振の恐れがある機器がないため弾性設計用地震動を用いた評価は行っていない。以上のとおり今回の耐震安全性評価では弾性設計用地震動を用いた評価は行っていないが、(1) で記載したバックチェック S_s による再評価において、S_s による発生値が III_{AS} を上回る場合には、基準地震動 S_1 による発生値に対し III_{AS} の評価を行うこととする。</p>

2. 再評価対象機器の抽出手順

耐震安全性評価を行った各機器について、図1の手順に従い、再評価が必要となる機器を抽出する。抽出された機器について、バックチェック Ss による地震力を用いて再評価を行う。



※1 床応答スペクトルを用いて評価を行う機器（配管、ノズル、弁、柔な機器）については、固有周期が複数存在し、単純な地震力の比較が困難であるため、再評価を実施。

※2 各地震力（水平加速度、鉛直加速度、せん断力、モーメント、鉛直力等）のうち1つでもバックチェック Ss のほうが大きい場合は再評価を実施。

図1 再評価対象抽出の手順

3. 再評価対象機器の抽出結果及び再評価工程

劣化事象ごとの再評価対象機器数および再評価工程を表1に示す。

表1 再評価対象機器数および再評価工程

劣化事象	再評価対象機器数 ／総評価対象機器数	再評価終了時期
低サイクル疲労	9/11	2023年4月
中性子照射脆化	0/1	—
腐食（伝熱管のFAC, 胴の全面腐食）	0/3	—
腐食（基礎ボルト）	36/88	2022年12月

	<p>4. 再評価結果</p> <p>表1の劣化事象「腐食（基礎ボルト）」の36機器について、バックチェック S_s の地震力による再評価を実施した。発生応力は許容応力を満足し、耐震安全性に問題がないことを確認した。評価結果を添付資料8-1に示す。</p> <p>表1の劣化事象「低サイクル疲労」の9機器について、バックチェック S_s の地震力による再評価を実施した。発生応力は許容応力を満足し、耐震安全性に問題がないことを確認した。評価結果を添付資料8-2に示す。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>
--	--

基礎ボルト（腐食）のバックチェック Ss による再評価結果

基礎ボルト（腐食）のバックチェック Ss による再評価結果を表 8-1-1～8-1-7 に示す。参考として再評価前の発生応力及び再評価対象として抽出した理由*1 も併せて示す。なお、すべての機器について Ss 地震力による発生応力がⅢAS の許容応力を満足しているため、基準地震動 S1 による地震力及び静的地震力による評価を省略した。

※1 再評価抽出理由の凡例

- ①床応答スペクトルを用いて評価を行う機器
- ②バックチェック Ss による地震力>新規制 Ss による地震力

地震力を以下のとおり分類する

a:水平加速度, b:鉛直加速度, c:水平力, d:モーメント, e:鉛直力

表 8-1-1 「ポンプ」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
原子炉機器冷却海水ポンプ	S	引張荷重	28 (24)	505	①
		せん断荷重	22 (22)	389	
高圧炉心スプレイ機器冷却海水ポンプ	S	引張荷重	14 (12)	505	①
		せん断荷重	11 (12)	389	

*1：括弧内は再評価前の発生応力（新規制申請 Ss による発生応力）を示す

*2：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, ⅢAS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

表 8-1-2 「熱交換器」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
余熱除去熱交換器	S	引張荷重	98 (103)	154	②b
		せん断荷重	38 (40)	118	

*1：括弧内は再評価前の発生応力（新規制申請 Ss による発生応力）を示す

*2：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, ⅢAS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

表 8-1-3 「容器」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
原子炉機器冷却水サージタンク	S	引張荷重	121 (128)	173	②b
		せん断荷重	42 (45)	133	
高圧炉心スプレイ機器冷却水サージタンク	S	引張荷重	100 (108)	173	②b
		せん断荷重	24 (26)	133	
非常用冷水系補給水タンク	S	引張荷重	115 (122)	175	②b
		せん断荷重	18 (20)	135	
原子炉室給排気隔離弁空気貯槽	S	引張荷重	48 (53)	180	②b
		せん断荷重	3 (4)	139	

*1：括弧内は再評価前の発生応力（新規申請 Ss による発生応力）を示す

*2：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III_AS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

表 8-1-4 「計測制御設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
スクラム用地震計	S	引張荷重	7 (8)	180	②b
		せん断荷重	2 (3)	139	

*1：括弧内は再評価前の発生応力（新規申請 Ss による発生応力）を示す

*2：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III_AS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

表 8-1-5 「空調設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果 (1/2)

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
中央制御室給気ファン	S	引張荷重	74 (80)	173	②b
		せん断荷重	22 (25)	133	
原子炉補機室 (A) (B) 給気ファン	S	引張荷重	90 (98)	173	②b
		せん断荷重	12 (14)	133	
原子炉補機室 (高圧炉心スプレ イ系) 給気ファン	S	引張荷重	109 (117)	180	②b
		せん断荷重	16 (17)	139	
原子炉補機室 (高圧炉心スプレ イ系) 排気ファン	S	引張荷重	83 (91)	173	②b
		せん断荷重	12 (13)	133	
非常用ガス処理ファン	S	引張荷重	37 (55)	169	②b
		せん断荷重	10 (31)	130	
中央制御室排気ファン	S	引張荷重	17 (18)	180	②b
		せん断荷重	9 (10)	139	
中央制御室再循環ファン	S	引張荷重	16 (16)	173	②b
		せん断荷重	7 (8)	133	
原子炉補機室 (A) (B) 排気ファ ン	S	引張荷重	33 (36)	180	②b
		せん断荷重	6 (7)	139	
非常用ガス処理ファン室ロー カルクーラ	S	引張荷重	31 (33)	176	②b
		せん断荷重	12 (13)	135	
非常用冷水系冷凍機	S	引張荷重	88 (122)	169	②b
		せん断荷重	46 (59)	133	

*1 : 括弧内は再評価前の発生応力 (新規制申請 Ss による発生応力) を示す

*2 : 設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III_AS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

表 8-1-5 「空調設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果 (2/2)

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
非常用ガス処理装置空気乾燥 装置	S	引張荷重	31 (42)	444	②b
		せん断荷重	16 (42)	342	
非常用ガス処理装置フィルタ ユニット	S	引張荷重	30 (42)	444	②b
		せん断荷重	17 (46)	342	
中央制御室再循環フィルタユ ニット	S	引張荷重	116 (126)	156	②b
		せん断荷重	54 (61)	133	

*1：括弧内は再評価前の発生応力（新規申請 Ss による発生応力）を示す

*2：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III_AS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

表 8-1-6 「機械設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果 (1/2)

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
非常用ディーゼル機関 (A, B 号機) , 非常用ディーゼル機関 (A, B 号機) 付属設備					
・非常用ディーゼル機関(A) (B)	S	引張荷重	145 (158)	254	②b
		せん断荷重	32 (38)	195	
・潤滑油冷却器	S	引張荷重	15 (19)	173	②b
		せん断荷重	13 (16)	133	
・潤滑油サンプタンク	S	引張荷重	41 (48)	173	②b
		せん断荷重	24 (28)	133	
・始動空気槽	S	引張荷重	52 (60)	173	②b
		せん断荷重	14 (16)	133	
・燃料ディタンク	S	引張荷重	38 (41)	158	②b
		せん断荷重	14 (16)	122	
・燃料油フィルタ	S	引張荷重	6 (7)	180	②b
		せん断荷重	2 (3)	139	
・潤滑油フィルタ	S	引張荷重	15 (19)	173	②b
		せん断荷重	13 (16)	133	
・清水冷却器	S	引張荷重	14 (17)	173	②b
		せん断荷重	11 (13)	133	

*1 : 括弧内は再評価前の発生応力 (新規制申請 Ss による発生応力) を示す

*2 : 設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III_AS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

表 8-1-6 「機械設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果 (2/2)

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関，高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関付属設備					
・高圧炉心スプレイ系 ディーゼル機関	S	引張荷重	163 (184)	254	②b
		せん断荷重	40 (47)	195	
・潤滑油補給タンク	S	引張荷重	11 (13)	173	②b
		せん断荷重	6 (7)	133	
・始動空気槽	S	引張荷重	52 (60)	173	②b
		せん断荷重	14 (16)	133	
・燃料ディタンク	S	引張荷重	28 (30)	158	②b
		せん断荷重	11 (12)	122	
・清水冷却器	S	引張荷重	49 (57)	173	②b
		せん断荷重	14 (16)	133	

*1：括弧内は再評価前の発生応力（新規申請 Ss による発生応力）を示す

*2：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8，表 9 より求まる値であり，Ⅲ_AS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

表 8-1-7 「電源設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力*1 (MPa)	許容応力*2 (MPa)	再評価 抽出理由
ディーゼル発電設備					
・非常用ディーゼル発電設備 (A, B 号機)	S	引張荷重	18 (20)	254	②b
		せん断荷重	14 (17)	195	
・高圧炉心スプレイ系ディー ゼル発電設備	S	引張荷重	20 (22)	254	②b
		せん断荷重	21 (24)	195	

*1：括弧内は再評価前の発生応力（新規申請 Ss による発生応力）を示す

*2：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8，表 9 より求まる値であり，Ⅲ_AS の許容応力を示す
バックチェック Ss による再評価後の発生応力に対する許容応力を示す

低サイクル疲労評価対象機器のバックチェック Ss による再評価結果

低サイクル疲労評価対象機器のうち、再評価対象として抽出した機器を抽出理由^{*1}とともに表 8-2-1 に示す。抽出した 9 機器について、バックチェック Ss による再評価結果を表 8-2-2～8-2-6 に示す。いずれの機器も疲れ累積係数の合計は許容値 1 以下であり、耐震安全性に問題のないことを確認した。

※1 再評価抽出理由の凡例

- ①床応答スペクトルを用いて評価を行う機器
- ②バックチェック Ss による地震力>新規制 Ss による地震力

地震力を以下のとおり分類する

a:水平加速度, b:鉛直加速度, c:水平力, d:モーメント, e:鉛直力

表 8-2-1 劣化事象「低サイクル疲労」の再評価対象機器

劣化事象	機種	機器名	再評価抽出理由
低サイクル疲労	ポンプ	原子炉冷却材再循環ポンプ (ケーシング)	①
	容器	原子炉圧力容器 (給水ノズル)	①
	配管	原子炉冷却材再循環系配管	①
		給水系配管	①
	弁	CUW 入口管第 2 隔離弁	①
		PLR ポンプ出口弁	①
		FDW 第 1 隔離弁	①
	炉内構造物	炉心シュラウド	②c
シュラウドサポート		②e	

表 8-2-2 原子炉冷却材再循環ポンプ (ケーシング) の疲れ解析結果

評価部位	区分	評価地震力	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 ^{*1} (基準地震動 Ss)	合計 ^{*1} (許容値: 1 以下)
ポンプケーシング出口ノズルと配管との溶接部	クラス 1	Ss	0.0113	0.0001 (0.0001)	0.0114 (0.0114)

*1: 括弧内は再評価前の発生値 (新規制申請 Ss による発生値) を示す

表 8-2-3 原子炉圧力容器（給水ノズル）の疲れ解析結果

評価部位	区分	評価地震力	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*1 (基準地震動 Ss)	合計*1 (許容値：1 以下)
給水ノズル	クラス 1	Ss	0.3046	0.0000 (0.0000)	0.3046 (0.3046)

*1：括弧内は再評価前の発生値（新規申請 Ss による発生値）を示す

表 8-2-4 配管の疲れ解析結果

評価対象	区分	評価地震力	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*1 (基準地震動 Ss)	合計*1 (許容値：1 以下)
原子炉冷却材再循環系	クラス 1	Ss	0.1148	0.0001 (0.0001)	0.1149 (0.1149)
給水系	クラス 1	Ss	0.4781	0.0006 (0.0004)	0.4787 (0.4785)

*1：括弧内は再評価前の発生値（新規申請 Ss による発生値）を示す

表 8-2-5 弁の疲れ解析結果

評価対象	区分	評価地震力	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*1 (基準地震動 Ss)	合計*1 (許容値：1 以下)
CUW 入口管第 2 隔離弁	クラス 1	Ss	0.0583	0.0002 (0.0002)	0.0585 (0.0585)
PLR ポンプ出口弁	クラス 1	Ss	0.0221	0.0001 (0.0001)	0.0222 (0.0222)
FDW 第 1 隔離弁	クラス 1	Ss	0.1656	0.0006 (0.0004)	0.1662 (0.1660)

*1：括弧内は再評価前の発生値（新規申請 Ss による発生値）を示す

表 8-2-6 炉内構造物の疲れ解析結果

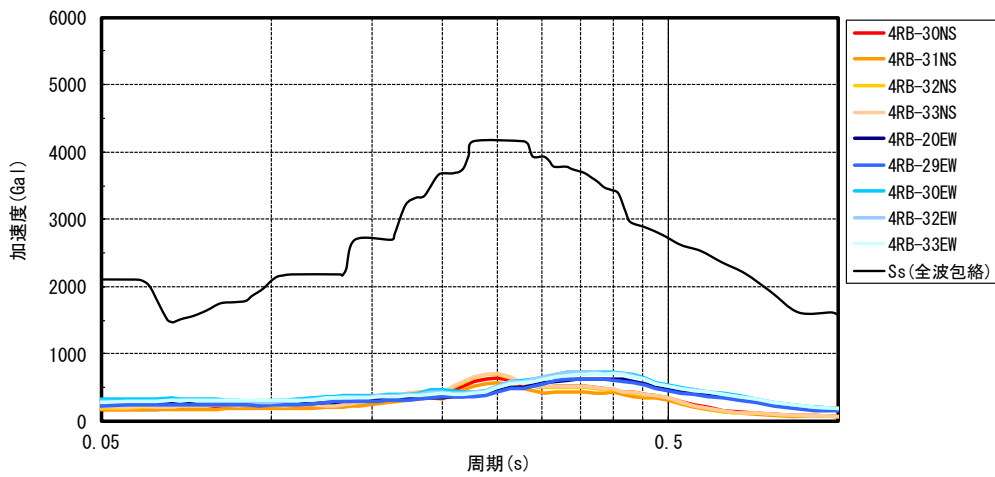
評価対象	区分	評価 地震力	運転実績回数に 基づく 疲れ累積係数 (環境を考慮)	地震動による 疲れ累積係数*3 (基準地震動 Ss)	合計*3 (許容値：1 以下)
炉心シュラウド	炉心支持 構造物	Ss	0.0001*1 0.0000*2	0.0001*1 (0.0001) 0.0014*2 (0.0014)	0.0002*1 (0.0002) 0.0014*2 (0.0014)
シュラウド サポート	炉心支持 構造物	Ss	0.0351*1 0.0343*2	0.0000*1 (0.0000) 0.1543*2 (0.1426)	0.0351*1 (0.0351) 0.1886*2 (0.1769)

*1：技術評価での疲れ累積係数が最大となる評価点

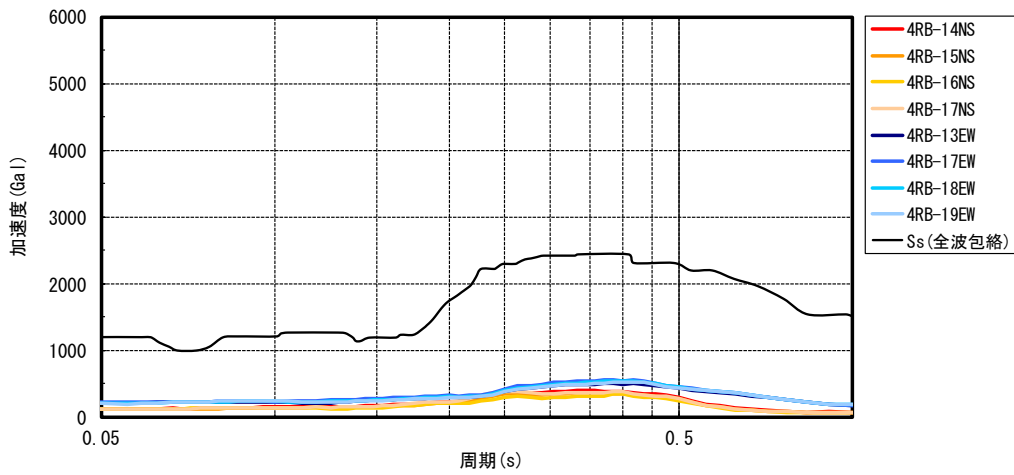
*2：地震動を加味した評価で疲れ累積係数が最大となる評価点

*3：括弧内は再評価前の発生値（新規申請 Ss による発生値）を示す

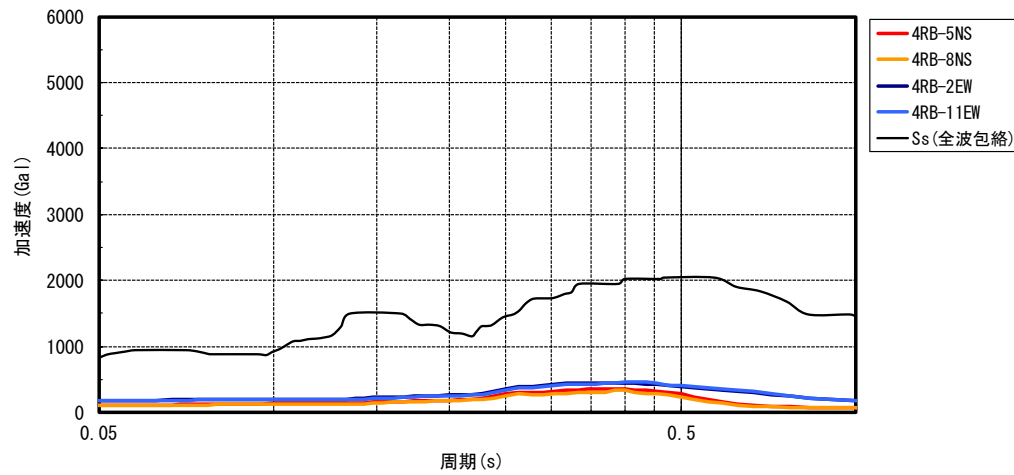
タイトル	駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）による地震動について
説明	<p>浜岡 4 号炉原子炉建屋について、駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）の地震動（水平、鉛直）による加速度応答スペクトルと基準地震動 S_s^{*1} による加速度応答スペクトルとの比較を図 9-1，図 9-2 に示す。また、地震計設置位置を図 9-3 に示す。</p> <p>地震観測記録は基準地震動 S_s による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されているものと評価している。^{※2}</p> <p>※1 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成 18 年 9 月 19 日原子力安全委員会決定）により策定した基準地震動 S_s（水平方向最大加速度 800Gal）</p> <p>※2 「2009 年 8 月 11 日駿河湾の地震」における浜岡原子力発電所 4 号機の地震観測記録による設備健全性評価結果について（報告）（平成 21 年 8 月 21 日）</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>



床応答スペクトルの比較（観測記録とSs）
 (4号機原子炉建屋4階 水平方向 (NS, EW包絡) 減衰5.0%)

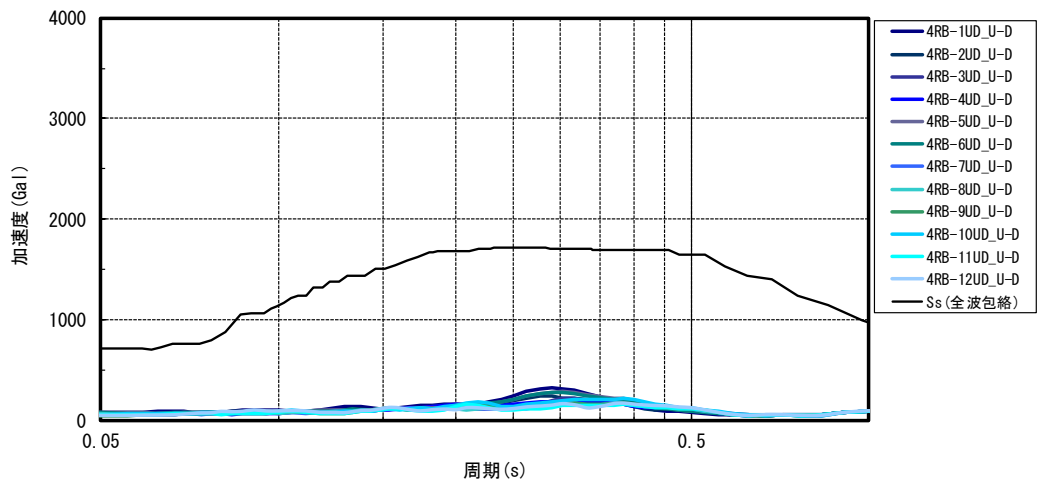


床応答スペクトルの比較（観測記録とSs）
 (4号機原子炉建屋1階 水平方向 (NS, EW包絡) 減衰5.0%)



床応答スペクトルの比較（観測記録とSs）
 (4号機原子炉建屋地下2階 水平方向 (NS, EW包絡) 減衰5.0%)

図 9-1 浜岡 4 号炉原子炉建屋 駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）の観測記録と
 基準地震動 Ss による加速度応答スペクトル比較（水平）



床応答スペクトルの比較（観測記録とSs）
 (4号機原子炉建屋地下2階 鉛直方向 減衰5.0%)

図 9-2 浜岡 4 号炉原子炉建屋 駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）の観測記録と
 基準地震動 Ss による加速度応答スペクトル比較（鉛直）

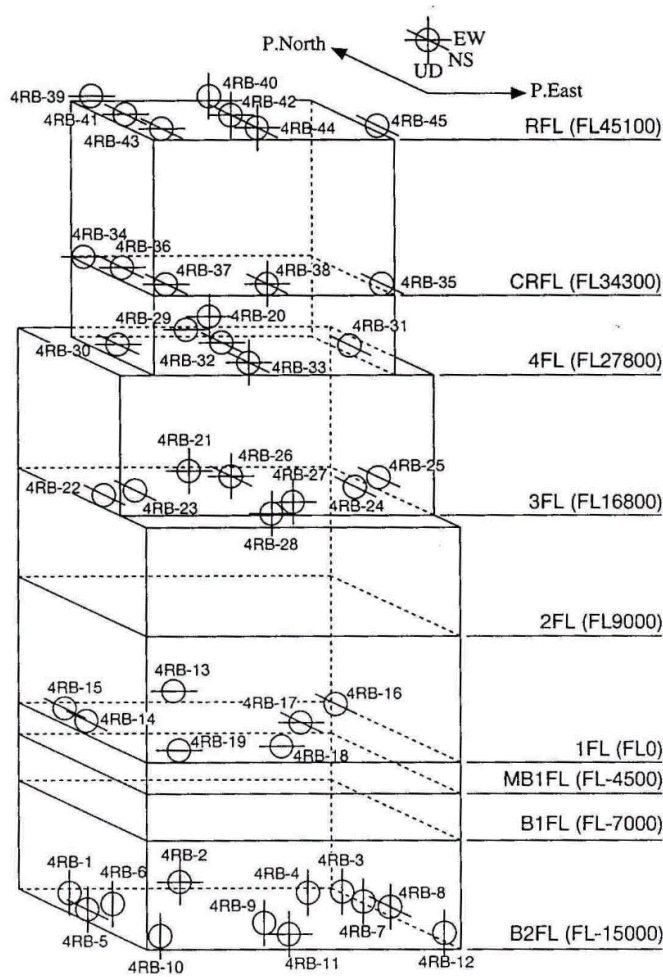


図 9-3 浜岡 4 号炉 原子炉建屋地震計設置位置図

タイトル	浜岡 3 号炉の高経年化技術評価との相違点について
説明	<p>浜岡 3 号炉と浜岡 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記す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 評価対象設備の差 <ol style="list-style-type: none"> ① 共用設備 廃棄物減容処理設備等の共用設備については、3 号炉側で評価を実施。 ② 設備仕様の差 設備構造の違いや材質の違いにより評価結果に差が生じ得る。 ③ 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・部位に評価結果に差が生じ得る。 2. 劣化想定レベルの差 <ol style="list-style-type: none"> 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 <ol style="list-style-type: none"> ①入力 of 差 浜岡 3 号炉と浜岡 4 号炉では原子炉建屋の構造、建屋の構成及び原子炉格納容器スタビライザの構造が異なるため、建屋、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、炉内構造物の応答に差異が生じる（添付資料 10-2 参照）。また、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質の違いによる差、又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。 <p>なお、浜岡 3 号炉と浜岡 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 10-1 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 1 ①～③、2 ①、3 ①～③に分類し「3 号炉と 4 号炉の差異」欄に記載した。</p>

機種	型式	経年劣化事象	機器名称	耐震クラス	地震力	浜岡3号			浜岡4号			3号と4号の差異理由				
						応力比	環境疲労	地震時	疲労累積係数	合計	1.評価対象設備	2.劣化想定レベル	3.地震応答			
ポンプ	PLR	疲労割れ	原子炉冷却材再循環ポンプ	S	Ss		0.0225	0	0.0225	0.0113	0.0001	0.0114	12	21	30,32	
熱交換器	直管式	FAC	原子炉機器冷却水熱交換器	S	Ss	0.15							12		差異無し	31
熱交換器	直管式	FAC	高圧炉スプレイ機器冷却水熱交換器	S	Ss	0.14							12		差異無し	31
熱交換器	U字式	全面腐食	原子炉冷却材浄化再生熱交換器	B	静的	0.57							12		差異無し	31
容器	RPV	疲労割れ	原子炉圧力容器	S	Ss		0.2943	0.0479	0.3422	0.3046	0	0.3046	13	21	30,32	
容器	RPV	疲労割れ	原子炉圧力容器	S	Ss		0.0884	0	0.0884	0.0048	0	0.0048	13	21	31	
容器	RPV	疲労割れ	原子炉圧力容器	S	Ss		0.1728	0.0014	0.1742	0.1157	0.001	0.1167	差異無し	21	31	
容器	RPV	中性子照射脆化	原子炉圧力容器	S	Ss	P-T制限図							差異無し	差異無し	31	
配管	SUS	疲労割れ	原子炉冷却材再循環配管	S	Ss		0.5724	0.0033	0.5757	0.1148	0.0001	0.1149	12,13	21	30,32	
配管	炭素鋼	疲労割れ	給水系配管	S	Ss		0.1712	0.0058	0.177	0.4781	0.0006	0.4787	12,13	21	30,32	
弁	仕切弁	疲労割れ	弁箱	S	Ss		0.1275	0.0011	0.1286	0.059	0.0002	0.0592	12,13	21	30,32	
弁	仕切弁	疲労割れ	弁箱	S	Ss		0.0338	0	0.0338	0.023	0.0001	0.0231	12	21	30,32	
弁	逆止弁	疲労割れ	弁箱	S	Ss		0.1502	0.0009	0.1511	0.166	0.0006	0.1666	12	21	30,32	
炉内構造物		疲労割れ	炉心シュラウド	S	Ss		0.0049	0.1055	0.1104	0.0001	0.0001	0.0002	12	21	31	
炉内構造物		疲労割れ	炉心シュラウド	S	Ss		0.0049	0.1055	0.1104		0	0.0014	0.0014	12	21	31
炉内構造物		疲労割れ	シュラウドサポート	S	Ss		0.2646	0.0001	0.2647	0.0351	0	0.0351	差異無し	21	31	
炉内構造物		疲労割れ	シュラウドサポート	S	Ss		0.0341	0.3637	0.3978	0.0343	0.1543	0.1886	差異無し	21	31	
基礎バルト		全面腐食	原子炉機器冷却水ポンプ	S	Ss	0.08							12		差異無し	31
基礎バルト		全面腐食	中央制御室給気ファン	S	Ss	0.51							12		差異無し	31

地震応答の浜岡3号炉との差異について

浜岡3号炉と浜岡4号炉では、原子炉建屋の構造、建屋の構成及び原子炉格納容器スタビライザの構造が異なるため、建屋や炉内構造物等の地震応答に差異が生じる。差異の概要を以下に示す。

1. 原子炉建屋の構造の差異

浜岡3号炉と4号炉の原子炉建屋の構造概要を図10-2-1に示す。基本的な構造は同じであるが、基礎や高さの寸法に差異がある。この差異による地震応答への影響を表10-2-1に示す。地震応答の差異は小さく、耐震評価へ与える影響は軽微である。

表 10-2-1 原子炉建屋の地震応答（基準地震動 Ss(800gal)，動的震度（1.2ZPA））

標高	浜岡3号炉（単位：G）		浜岡4号炉（単位：G）	
	水平	鉛直	水平	鉛直
FL+27.8m				
FL+0.0m				
FL-15.0m				

2. 建屋の構成の差異

浜岡4号炉の原子炉機器冷却水熱交換器及び高圧炉心スプレイ機器冷却水熱交換器は、海水熱交換器建屋に設置している。一方、浜岡3号炉には海水熱交換器建屋はなく、同機器は原子炉建屋地下2階に設置している。この差異により耐震評価に用いる地震応答に差異が生じる。

浜岡4号炉の中央制御室は原子炉建屋に設置されているが、浜岡3号炉では補助建屋に設置されている。そのため、中央制御室空調設備（再循環ファン、給気ファン、排気ファン等）の設置位置に差異がある。この差異により耐震評価に用いる地震応答に差異が生じる。

3. 原子炉格納容器スタビライザの構造の差異

浜岡3号炉と浜岡4号炉の原子炉格納容器スタビライザの構造を図10-2-2に示す。構造や寸法が異なっており、この差異による地震応答への影響が大きい炉心シュラウド及びシュラウドサポートの水平力を表10-2-2及び表10-2-3に示す。差異の要因として、構造の違いに伴う

と推定している。

表 10-2-2 炉心シュラウドの地震応答（水平力，基準地震動 Ss(800gal)）

荷重作用点	浜岡 3 号炉 (単位 : kN)	浜岡 4 号炉 (単位 : kN)
A		
B		
C		
D		
E		
F		
G		

--

表 10-2-3 シュラウドサポートの地震応答（水平力，基準地震動 Ss(800gal)）

	浜岡 3 号炉 (単位 : kN)	浜岡 4 号炉 (単位 : kN)
シュラウド サポート		

図 10-2-1 浜岡 3 号炉と 4 号炉の原子炉建屋の構造概要

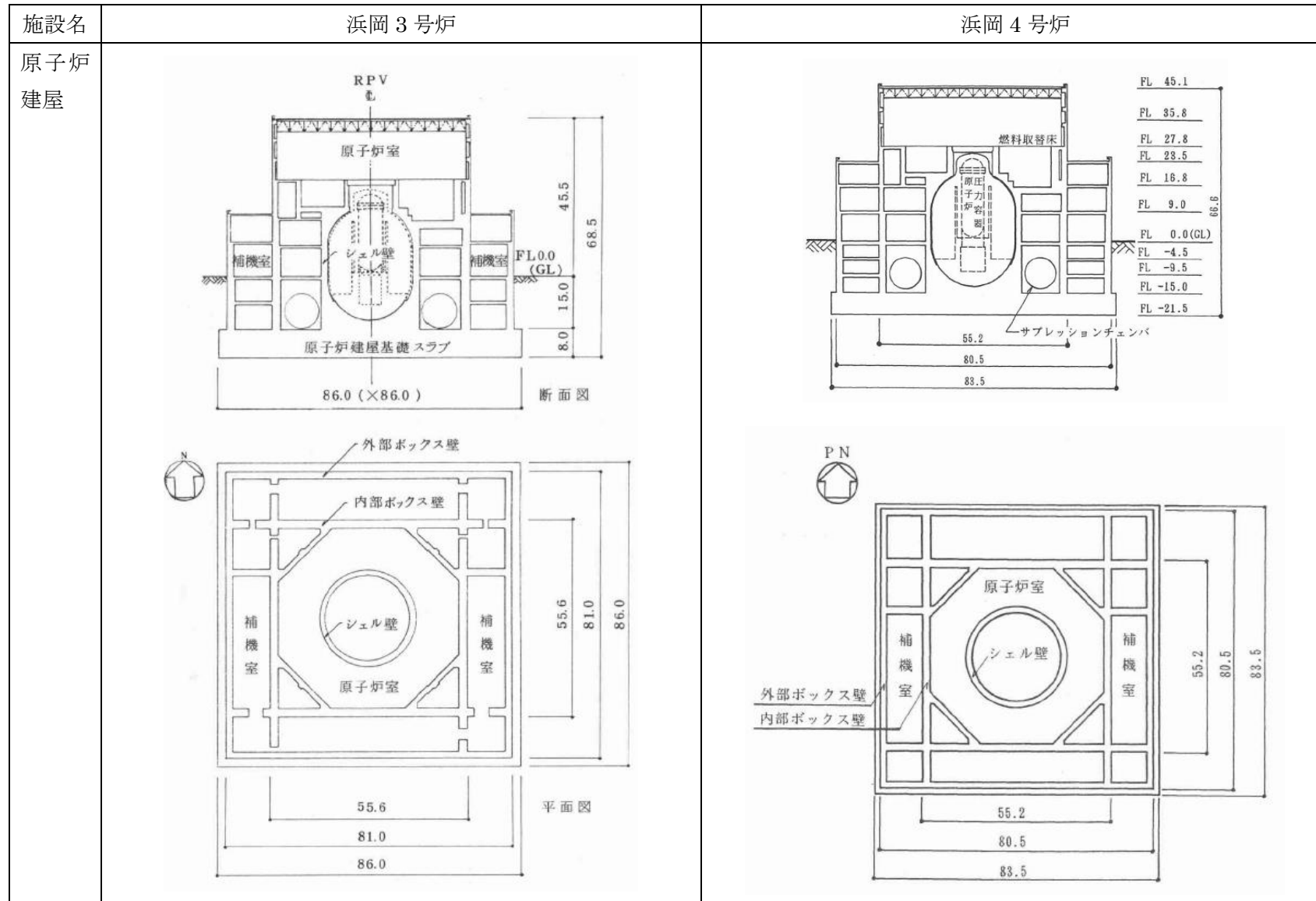
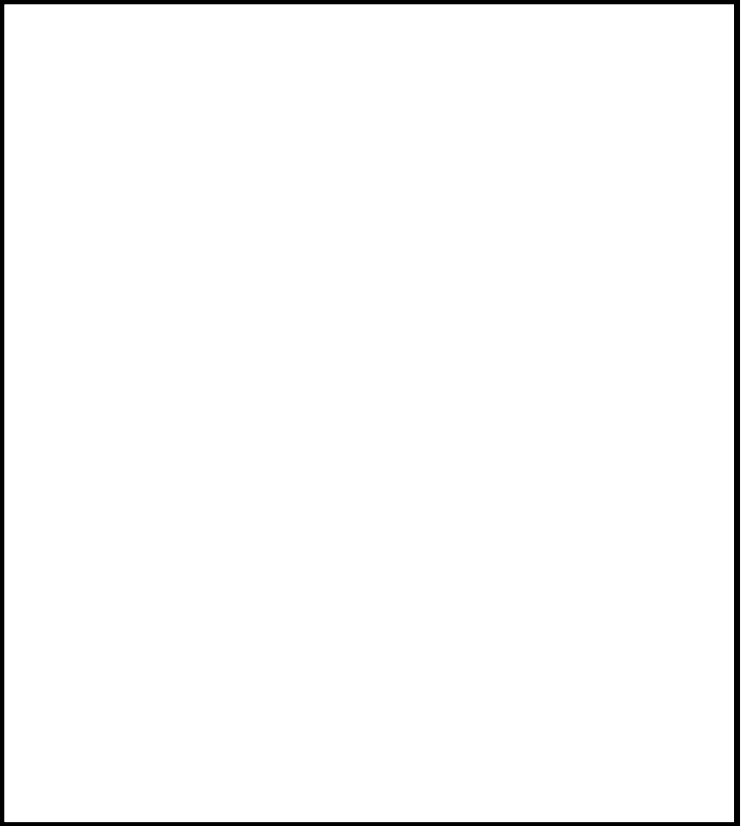



図 10-2-2 浜岡 3 号炉と 4 号炉の原子炉格納容器スタビライザの構造概要

施設名	浜岡 3 号炉	浜岡 4 号炉
原子炉格納 容器スタビ ライザ		

炉心シュラウド及びシュラウドサポートの浜岡3号炉との評価条件の差異について

炉心シュラウド及びシュラウドサポートの耐震評価条件について、浜岡3号炉との差異を以下に示す。

1. 解析モデルの差異（炉心シュラウド）

浜岡3号炉の炉心シュラウドでは、シュラウドサポートリングの溶接線（H7b内）近傍に発生したひび割れについて放電加工（EDM）によるポートサンプルの採取及び放電加工面に対して磨き加工による応力改善を実施している。このため、浜岡3号炉の炉心シュラウドの解析モデルでは、当該溶接線に切欠きを設定している。解析モデルを図10-3-1に示す。



(a)浜岡3号炉

(b)浜岡4号炉

図10-3-1 浜岡3号炉と浜岡4号炉の炉心シュラウドの解析モデルの比較

2. 地震応答の差異

添付資料10-2の表10-2-2及び表10-2-3に示すとおり、浜岡3号炉と浜岡4号炉では炉心シュラウド及びシュラウドサポートの地震応答に差異がある。

3. 評価結果への影響

上記 1.及び 2.による炉心シュラウドの耐震安全性評価への影響を表 10-3-1 に示す。地震動による疲れ累積係数が最大となる評価点は、浜岡 3 号炉は [] であるのに対し、浜岡 4 号炉では [] であり差異がある。また、同じ評価点 ([]) で浜岡 3 号炉と浜岡 4 号炉を比較すると、地震応答の差異により、地震動による疲れ累積係数 USs に差異が生じている。

また、シュラウドサポートの耐震評価への影響を表 10-3-2 に示す。地震動による疲れ累積係数が最大となる評価点は浜岡 3 号炉と浜岡 4 号炉で差異はないが、地震応答の差異により、地震動による疲れ累積係数 USs に差異が生じている。

表 10-3-1 炉心シュラウドの耐震安全性評価結果の差異

	応力 評価点	Sn*2 (MPa)	Sp*3 (MPa)	3Sm*4 (MPa)	K*5	Ke*6	Sℓ (MPa)	Sℓ'*7 (MPa)	Na	Nc	USs (Nc/Na)
3 号炉	P13*1	[]								60	0.1055
	P10									60	[]
4 号炉	P10*1	[]								60	0.0014

注記*1：地震動による疲れ累積係数が最大となる評価点

*2：一次＋二次応力強さ

*3：一次＋二次＋ピーク応力強さ

*4：運転温度 ([]°C) に対する値

*5：K = Sp/Sn

*6：一次＋二次応力強さ (Sn) が、3Sm を超える場合は、繰り返しピーク応力強さの割増を行う (設計・建設規格 CSS-3320)。

*7：Sℓ' = Sℓ × 1.95 × 10⁵ / []

表 10-3-2 シュラウドサポートの耐震安全性評価結果の差異

	応力 評価点	Sn*2 (MPa)	Sp*3 (MPa)	3Sm*4 (MPa)	K*5	Ke*6	Sℓ (MPa)	Sℓ'*7 (MPa)	Na	Nc	USs (Nc/Na)
3 号炉	P16*1	[]								60	0.3637
4 号炉	P16*1									60	0.1543

注記*1：地震動による疲れ累積係数が最大となる評価点

*2：一次＋二次応力強さ

*3：一次＋二次＋ピーク応力強さ

*4：運転温度 ([]°C) に対する値

*5：K = Sp/Sn

*6：一次＋二次応力強さ (Sn) が、3Sm を超える場合は、繰り返しピーク応力強さの割増を行う (設計・建設規格 CSS-3320)。

*7：Sℓ' = Sℓ × 1.95 × 10⁵ / []