

東海第二発電所	工事計画審査資料
資料番号	補足-340-2 改 13
提出年月日	平成 30 年 8 月 17 日

工事計画に係る補足説明資料

耐震性に関する説明書のうち

補足-340-2 【耐震評価対象の網羅性，既工認との手法の相
違点の整理について】

平成 30 年 8 月

日本原子力発電株式会社

改定履歴

改定	改定日 (提出年月日)	改定内容
改0	2018年2月26日	資料番号「補足-342」として提出
改1	2018年3月2日	添付-8(耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認)の追加
改2	2018年3月6日	添付7(既工認との手法の相違(機電分))の追加
改0	2018年3月22日	<ul style="list-style-type: none"> 資料番号を「補足-342」から「補足-340-2」に変更 添付4-2(建物・構築物, 土木構造物及び浸水防護施設の耐震評価フロー並びに評価対象一覧)の追加 添付7(既工認との手法の相違(建物・構築物分))の追加
改1	2018年3月26日	<ul style="list-style-type: none"> 1章, 2章のうち建物・構築物及び屋外重要土木構造物に係る箇所の追加 添付-1, 添付4-1, 添付4-2, 添付-7(建物・構築物, 土木構造物)の追加
改2	2018年4月17日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2(2)の記載見直し, 補足1(弾性設計用地震動S_dの等価繰返し回数の設定について), 添付-8(耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認について)の資料見直し
改3	2018年5月11日	<ul style="list-style-type: none"> 添付8の記載の適正化
改4	2018年5月22日	<ul style="list-style-type: none"> 本文の記載の適正化 添付-1, 2, 3, 4-1, 7, 7-3の記載の適正化 添付-2-1, 2-2, 2-6, 2-8, 7-7の追加及び添付2-4, 5の削除
改5	2018年7月11日	<ul style="list-style-type: none"> 本文の記載の適正化 添付-6の追加 添付-2-6, 2-8, 7, 7-7の記載の適正化
改6	2018年7月13日	<ul style="list-style-type: none"> S_dの等価繰返し回数を見直したことによる1.1.2(2)の記載見直し, 補足1(弾性設計用地震動S_dの等価繰返し回数の設定について)を削除, 添付-8(耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認について)の資料見直し
改7	2018年7月18日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2(2)の記載見直し 添付-8(耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認について)の資料見直し
改8	2018年7月20日	<ul style="list-style-type: none"> 添付-8(耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認について)の資料見直し
改9	2018年8月1日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2及び1.1.3の記載の修正 添付2-8記載の修正及び別紙2の追加 添付7-8の追加
改10	2018年8月3日	<ul style="list-style-type: none"> 添付2-8別紙1, 2及び添付7-8の修正
改11	2018年8月10日	<ul style="list-style-type: none"> 添付2-8別紙2から添付10に変更及び記載の修正 添付7-8から添付11に変更及び記載の修正
改12	2018年8月16日	<ul style="list-style-type: none"> 1.1.2(2)の記載見直し 添付8の資料見直し
改13	2018年8月17日	<ul style="list-style-type: none"> 本文1.の記載見直し 添付6の資料の修正

目 次

1. 東海第二発電所における耐震評価について	1
1.1 耐震Sクラス施設の評価（耐震Sクラス設備への波及的影響評価及び非常用取水設備含む）	4
1.1.1 基準地震動 S_s による評価	4
(1) 別表第二を踏まえた対象設備の網羅性について	4
(2) 対象設備の評価部位の網羅性について	4
(3) 対象設備の評価項目（応力分類）の網羅性について	10
(4) 対象設備の耐震重要度分類の区分（主要設備等）を踏まえた整理について	10
(5) 別表第二の対象外である耐震Sクラス施設の耐震安全性評価結果	11
(6) 地震応答解析が記載されていない設備の扱いについて	11
1.1.2 弾性設計用地震動 S_d による評価	12
(1) 弾性設計用地震動 S_d による評価のうち、一次＋二次応力評価の省略について	15
(2) 弾性設計用地震動 S_d による評価のうち、一次＋二次＋ピーク応力評価（疲労評価）の省略について	16
1.1.3 静的地震力による評価	18
1.2 耐震Bクラス施設の評価	22
1.3 耐震Cクラス施設の評価	22
1.4 耐震Sクラス設備の間接支持構造物の評価	22
1.5 耐震Bクラス設備の間接支持構造物の評価	23
1.6 耐震Cクラス設備の間接支持構造物の評価	23
2. 東海第二発電所の既工認との手法の相違点の整理について	24
2.1 既工認との手法の整理一覧	24
2.2 相違点及び適用性の説明	24
2.2.1 機器・配管系	24
2.2.1.1 手法の相違点	24
2.2.1.2 手法の変更項目に対する東海第二発電所への適用性	26
2.2.2 建物・構築物，屋外重要土木構造物	28
2.2.2.1 建物・構築物	28
2.2.2.2 屋外重要土木構造物	30
2.2.2.3 浸水防護施設	30

【補足説明資料】

補足 1 弾性設計用地震動 S_d の等価繰返し回数 の設定について

【添付資料】

添付-1 別表第二を踏まえた対象設備の網羅性

添付-2 対象設備の評価部位の網羅性

添付2-1 中性子計測ハウジング貫通部及び中性子計測ハウジングの評価省略理由

添付2-2 原子炉圧力容器スタビライザディスクスプリングの評価省略理由

添付2-3 炉心支持板スタッドの評価省略理由

添付2-4 (欠番)

添付2-5 (欠番)

添付2-6 ドライウェルビームシートの評価省略理由

添付2-7 脚材(非常用ガス再循環フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレイン)の評価省略理由

添付2-8 鉛直方向動的地震力の導入による影響検討について

添付-3 対象設備の評価項目(応力分類)の網羅性

添付4-1 対象設備の耐震重要度分類の区分(主要設備等)を踏まえた整理

添付4-2 建物・構築物及び屋外重要土木構造物の耐震評価フロー並びに評価対象一覧

添付-5 別表第二に記載のない耐震Sクラス施設の耐震安全性評価結果

添付-6 既設設備(機器・配管系)の静的地震力による評価結果

添付-7 既工認との手法の整理一覧

添付7-1-1 原子炉建屋クレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用について

添付7-1-2 使用済燃料乾式貯蔵建屋クレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用について

添付7-2 ポンプ等の解析モデルの精緻化について

添付7-3 容器等の応力解析へのFEMモデルの適用について

添付7-4 最新知見として得られた減衰定数の採用について

添付7-5 水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根法による組合せについて

添付7-6 鉛直方向応答解析モデルの追加について

添付7-7 炉心シュラウド等の公式等による評価について

添付-8 耐震評価における等価繰返し回数 の妥当性確認について

添付-9 工認耐震計算書に地震応答解析が記載されていない設備の扱いについて

添付-10 再循環系ポンプの軸固着に対する評価について

添付-11 補機類のアンカー定着部の評価について

下線：本日ご提出資料

1. 東海第二発電所における耐震評価について

工事計画認可申請書添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」（以下「今回工認」という。）においては、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則別表第二に基づく対象施設のうち、耐震Sクラス施設及び、耐震B、Cクラス施設のうち、耐震Sクラス施設への波及的影響を及ぼす恐れのある設備について耐震評価結果を示しており、その他の耐震B、Cクラス施設については耐震評価方針を示している。本資料は、評価対象施設及び評価項目・部位の網羅性、代表性を示すとともに東海第二発電所における既工認（以下「既工認」という。）との評価手法の相違点を整理したものである。

本資料においては、東海第二発電所の建設工認及び改造工認を「既工認」、新規規制基準施行後に認可となった工認（川内1・2号機、伊方3号機、高浜1・2号機、高浜3・4号機、美浜3号機、大飯3・4号機及び玄海3・4号機）を「新規規制基準対応工認」と記載する。

上記以外の工認実績については対象のプラントに加え、建設工認か改造工認であるかを個別に記載する。

申請施設の網羅性に関する確認手順を図1に示す。

【評価手順の説明】

① 別表第二に照らした設備の選定

- ・東海第二発電所の別表第二に該当する施設を抽出した。
- ・別表第二に該当する施設のうち、耐震Sクラス設備であるものについて、評価対象設備として選定し、添付-1に整理した。
- ・別表第二に該当する施設のうち、耐震Sクラス施設への波及的影響がある設備（以下「波及的影響設備」という。）及び耐震Sクラス設備の間接支持構造物並びに非常用取水設備についても、評価対象設備として選定し、添付-1に整理した。

② 重要度分類表による整理

- ・①にて選定した設備について、重要度分類表による整理を行った。結果を添付4-1に示す。
- ・①にて選定した設備に関連する間接支持構造物及び別表第二対象設備ではないが耐震Sクラス施設への波及的影響がある設備についても、併せて添付4-1に整理した。その整理結果については添付-1にフィードバックし、評価対象設備として整理している。

③ 評価の実施

- ・選定した設備及びそれに関連する設備について、評価部位を添付-2、応力分類を添付-3に整理し、評価を実施した。
- ・間接支持構造物については、基準地震動 S_s による評価を実施した。
- ・なお、上記に該当しない別表第二の耐震Bクラス及び耐震Cクラス施設（波及的影響設備を除く。）については、評価の方針を示した。

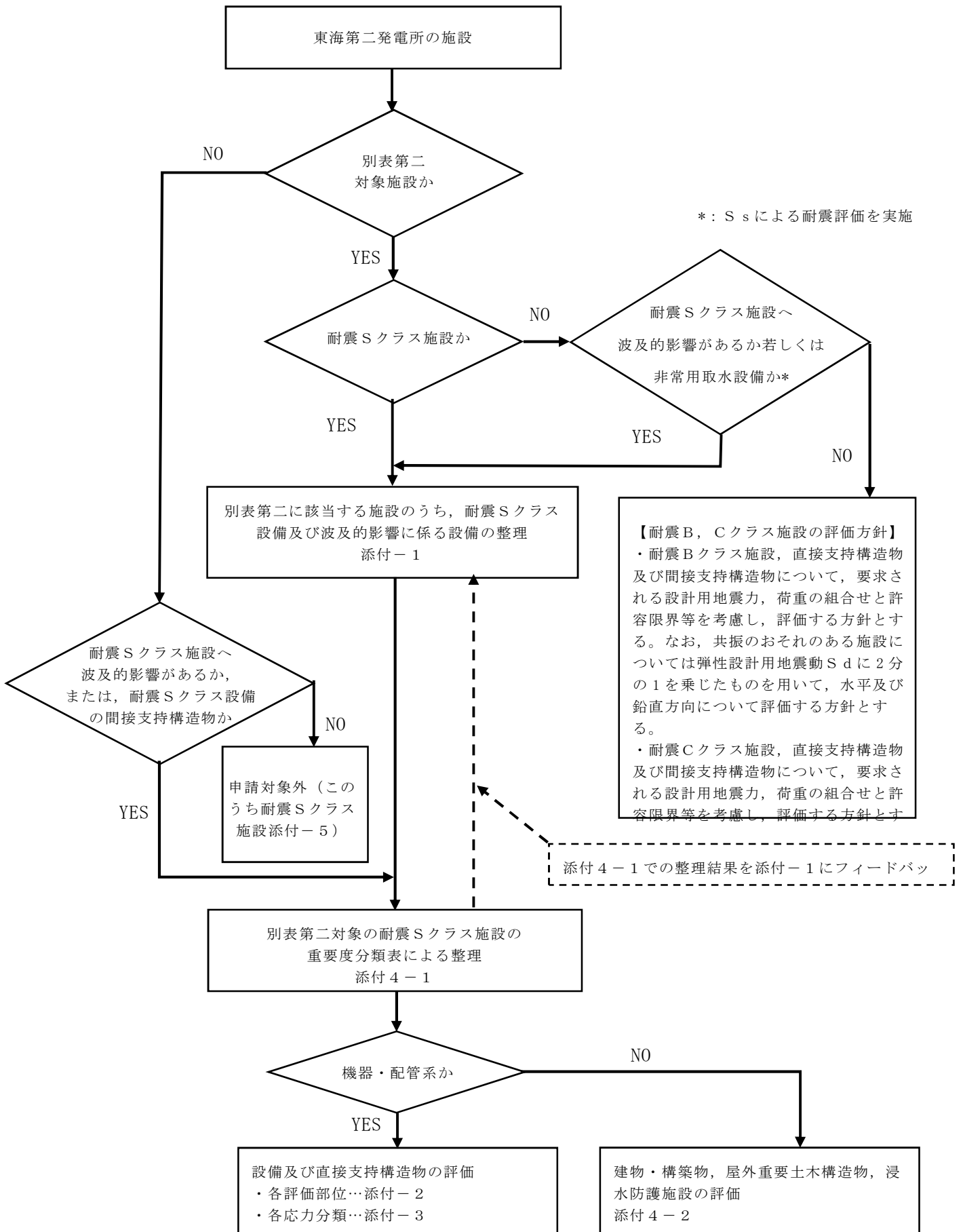


図1 申請施設の網羅性に関する確認手順

1.1 耐震Sクラス施設の評価（耐震Sクラス施設への波及的影響評価及び非常用取水設備の評価含む）

1.1.1 基準地震動 S_s による評価

評価の対象設備としては、別表第二の対象設備の分類に基づき、既工認での評価対象設備をベースに対象設備を選定しており、それらに対して、基準地震動 S_s による評価を実施した。

さらに、波及的影響設備及び非常用取水設備についても、検討すべき地震動（基準地震動 S_s ）にて評価を実施した。評価部位については、既工認における評価部位及び最新プラントである大間1号機の建設工認における評価部位をベースにして評価部位を選定した。評価の結果については、機器類は設備毎に評価上最も厳しい部位や設備の代表的な部位を、配管類は系統毎、弁類は型式毎に最も厳しいものを選定し、記載した。建物・構築物の評価結果は、既工認における評価部位を全て記載する。

評価対象設備が実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則別表第二に照らして網羅されていること及びそれらの評価項目が既往の評価等と比べて必要な項目が網羅されていることの確認を以下のとおり行った。

(1) 別表第二を踏まえた対象設備の網羅性について

別表第二を踏まえた対象設備について、対象設備を整理した結果を添付1に示す。

ここでは、左欄に記載分類として別表第二の記載項目を示し、今回申請書記載内容の欄に該当する東海第二発電所の耐震Sクラス設備名称及び波及的影響設備の名称を記載した。

「-」としている項目については、別表第二の記載項目に設備が該当しないものなど、備考の欄にその旨を記載した。

以上の整理により、別表第二の記載項目に該当する設備について、今回工認の記載が網羅されていることを確認した。

(2) 対象設備の評価部位の網羅性について

a. 機器・配管系

機器・配管系における対象設備の評価部位について、今回評価した評価部位と既工認及び最新プラントである大間1号機の建設工認にて実施していた評価部位とを比較したものを添付2に示す。

ここでは、既工認における評価部位及び大間1号機の建設工認における評価部位を左欄に記載しており、それぞれ該当するところに「○」を示した。

更にその右欄には、今回工認における評価した部位を「○」で示し、評価部位の選定理由についても併せて記載した。

「今回工認における評価」の欄で「-」で示した部位は、下記①から④に記載の理由により評価を省略し、一番右の欄に該当する番号を記載した。

① 構造上、他の部位にて代表評価可能

➤ 中性子計測ハウジング貫通部

1次応力は外荷重による応力と内圧による応力によって算出され、内圧による応力が支配的である。内圧により応力は、制御棒駆動機構ハウジング貫通部よりも構造寸法として内径が小さく内圧による応力が小さいこと、また疲労累積係数については、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける疲労累積係数と地震による疲労累積係数によって算出され、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける疲労累積係数が支配的である。制御棒駆動機構ハウジング貫通部の方が流体温度変動が生じやすく熱応力が厳しい設計過渡条件が適用されるため、制御棒駆動機構ハウジング貫通部で評価を代表できる（添付2-1）。

➤ ディスクスプリング（原子炉圧力容器スタビライザ）

地震荷重により応力が発生するが、応力が生じる荷重条件は同じであるのに対して、ディスクスプリングよりもロッドのほうが耐震裕度が小さくなることからロッドにて評価を代表できる（添付2-2）。

➤ スタッド（炉心支持板）

炉心支持板の主要な強度部材である補強ビームが最も厳しく、スタッドの評価は補強ビームの評価で代表できる（添付2-3）。

➤ 再循環系ポンプ

再循環系ポンプは、その支持構造物とともに再循環系配管によっても支持されており、再循環系配管からの反力を受ける再循環系ポンプは、内圧及び地震荷重によって応力が生じる。応力が生じる条件は代表評価部位である再循環系配管と同じであり、ポンプの構造上応力が生じやすいのは、ポンプ吸込部及び吐出部と再循環系配管との接続部であるため、再循環系配管の応力評価において算出された接続部の応力が再循環系ポンプの材料の許容応力以下であることを確認することにより、再循環系ポンプの評価を代表している。

➤ シートプレート、側板、下板、補強リング等（ドライウェルビームシート）

ドライウェルビームシートの評価部位としてシートプレート、側板、下板、補強リング、各溶接部は地震荷重による主たる応力が生じるが、ドライウェルビームシートは別表第二に該当しない設備であることから、原子炉格納容器シェル部に取り付くビームシートの評価を実施する（添付2-6）。

② 過去の評価実績から他の部位にて代表評価可能

➤ 脚（非常用ガス再循環系フィルタトレイン、非常用ガス処理系フィルタトレイン）

取付ボルト及び基礎ボルトと比較して脚部の断面積が大きいことから、取付ボルト及び基礎ボルトにて代表可能である（添付2-7）。

③ 過去の評価実績から裕度を十分に有する
対象設備なし

④ 該当する部位がない

最新プラントにおいて比較対象とした設備に対して東海第二発電所において評価対象がない部位について、代替部位があるもの又は代替部位がないものに関して、その理由を表 1-1 に整理する。

表 1-1 最新プラントと比べて東海第二発電所において評価対象がない部位の整理

対象設備	評価対象がない部位	代替部位 (名称が異なる部位だけのものを含む) (ない場合は「—」と記載する)	代替部位がなくとも問題ない理由
原子炉圧力容器	胴板とスカート の接合部	下鏡板とスカートの接合部	—
	下部鏡板 (球殻部と円錐部 の接続部) (ナックル部)	—	構造が異なるため
	低圧注水スパー ジャブラケット	—	構造が異なるため
シュラウドヘッド	リング	—	構造が異なるため
残留熱除去系熱交換器	脚	ラグ, シアラグ	—
	基礎ボルト	取付ボルト	—
ほう酸水注入ポンプ	減速機取付ボルト	—	構造が異なるため
主蒸気管放射線モニタ	取付ボルト	—	構造が異なるため
非常用ディーゼル発電装置用空気だめ	スカート	脚	—
非常用ディーゼル発電装置用燃料油デイトンク	スカート	脚	—
非常用ディーゼル用発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	固定子取付ボルト 機関側軸受台下部 ベース取付ボルト 機関側軸受ベース 取付ボルト 軸受台取付ボルト	直結側軸受台基礎ボルト 反直結側軸受台基礎ボルト	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置用空気だめ	スカート	脚	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置燃料油デイトンク	スカート	脚	—

評価部位のうち支持構造物のコンクリート定着部について原子炉圧力容器, 原子炉格納容器, 配管類, 補機類についてそれぞれ評価を実施した内容について説明する。

原子炉圧力容器, 原子炉格納容器に関しては, 支持構造物埋込金物の評価の中でコンクリート定着部の耐震評価を実施している。

また, 配管類に関しても埋込金物(ベースプレート及びスタッド)とコンクリート定着部の評価を J E A G 4601 に基づき実施している。

補機類については, 基礎ボルトの耐震評価を行っており, コンクリート定着部は直接評価していないが, 耐震評価に代えて設計上の手法管理にて耐震性を担保して

いる。補機類の基礎ボルト及びコンクリート定着部の設計では、基礎ボルトよりもコンクリート定着部の方が高い耐震性を有する設計を基本としている。即ち、ボルトの引張許容値から定めた限界引き抜き力に対して、必要な埋込深さを算定していることから、基礎ボルトに着目した耐震評価を行うことでコンクリート定着部の健全性も確認できる。(添付 11 参照)

なお、鉛直方向の考慮すべき地震力条件について、既工認は静的地震力のみであったが今回工認では動的地震力も考慮するよう変更になっており、鉛直地震力の増大が考えられる。鉛直地震力が 1G を超えた場合に従来評価とは別に新たな評価が必要となる部位がないかを検討した。(添付 2-8 参照)

耐震 S クラス設備及び地震時の波及的影響防止を考慮すべき設備について分類化し、各分類について、鉛直地震に対して剛な設備と柔な設備の 2 つの観点から検討を実施した。

まず、剛な設備については、鉛直地震力が 1G を超える場合、浮き上がりなどの挙動が発生する可能性があるため、各建屋床面の鉛直地震力を整理した結果、1G を超える床面に設置される設備は原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ、制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラックであった。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ、制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラックは、構造上浮上りは発生しないため、それに伴う衝撃等は発生しない。

また、自重は下向きに働くことから、地震動についても下向きに考慮する従来の評価が厳しい条件となるため、従来の評価で問題ない。

次に、柔な設備についても、鉛直地震力が 1G を超える場合、浮き上がりなどの挙動について検討が必要になる。柔な設備の場合は、鉛直方向の固有周期に相当する応答加速度が入力となるため、鉛直地震力が 1G を超えることが否定できないが、その場合でも、例えば、落下防止が必要なクレーンには転倒防止金具がついているなど、各設備に鉛直上向きに生じる変位を拘束する部材が備わっていることから、従来から当該部材を評価している設備については従来どおりの評価が可能である。

その他、従来、十分裕度があり主要な評価部位ではないものや、鉛直地震力の影響を受けにくいものについても抽出し、念のため鉛直地震力の増大に伴う影響がないか個別に検討を実施した。

以上の検討を踏まえ、鉛直地震加速度の増大により、一部の設備については浮上り等の影響が生じる可能性があるが、浮上り等による衝撃荷重を適切に評価していること、または衝撃荷重や浮上り等は生じないことを確認した。

b. 建物・構築物

耐震 S クラスの建物・構築物の対象設備について、既工認、最新プラントである大間の建設工認、大飯 3, 4 号機の新規制基準対応工認及び今回工認の評価部位の比較を添付 4-2 に示す。建物・構築物は、既工認、大間の建設工認及び大飯 3, 4 号機の新規制基準対応工認にて評価を実施している以下の部位について、すべて評価を行う。

原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室遮蔽の耐震壁については原子炉建屋の

一部であり、構造物全体としての変形能力を層レベルで評価し、鉄筋コンクリート造耐震壁の最大せん断ひずみが許容限界を超えないことを確認する。

原子炉建屋原子炉棟の屋根トラス及び屋根スラブ、中央制御室遮蔽の天井スラブ及び床スラブ、使用済燃料プール、原子炉格納容器底部コンクリートマット並びに原子炉建屋基礎盤については、地震力と地震力以外の荷重を組み合わせ、その結果発生する応力（又はひずみ）が許容限界を超えないことを確認する。

また、建物・構築物の基礎地盤の支持性能について、人工岩盤を介して岩盤に支持する施設においては、基準地震動 S_0 による接地圧が地盤の極限支持力度に対して妥当な安全余裕を有することを確認する。

c. 屋外重要土木構造物

既工認、最新プラントである大間の建設工認、構造の類似性のある大飯3号機及び今回の工認の評価部位の比較を添付4-2に示す。屋外重要土木構造物は、全ての部材（頂版、底版、側壁、隔壁、覆工、鋼製管、鋼管杭等）について評価を行い、これらが許容限界以下であることを確認する。

なお、耐震評価断面については、構造物の配置、荷重条件、周辺地盤状況及び土木構造物の形状を考慮し、保守的な断面選定を行う。詳細については、補足説明資料「屋外重要土木構造物の耐震安全性評価について」で説明する。

d. 浸水防護施設

既工認、最新プラントである大間の建設工認、構造の類似性のある大飯3号機及び今回の工認の評価部位の比較を添付4-2に示す。浸水防護施設は、各設備について機能・構造上の特徴を踏まえたうえで必要となる構造部材を評価対象部位とし、これらが許容限界以下であることを確認する。

なお、防潮堤（鋼製防護壁）、防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）、防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁（放水路エリア））、防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）及び貯留堰の耐震評価断面については、構造物の配置、荷重条件、周辺地盤状況及び土木構造物の形状を考慮し、保守的な断面選定を行う。詳細については、補足説明資料「屋外重要土木構造物の耐震安全性評価について」で説明する。

この結果、既工認等における評価部位を踏まえて評価部位を網羅的に選定していることを確認した。

(3) 対象設備の評価項目（応力分類）の網羅性について

対象設備の評価項目（応力分類）の網羅性について添付-3に示す。

ここでは、今回工認に評価結果を記載している設備について、J E A G 4 6 0 1・補-1984にて要求されている評価項目を左欄に示しており、その右側に各項目の評価実施有無を整理し、実施するものを「○」で示した。さらに、「既工認での実施の有無」欄は、東海第二発電所はJ E A G 4 6 0 1・補-1984適用以前に建設されたプラントであることから、原子力発電所耐震設計に関する調査報告書及びJ E A G 4601-1970等を踏まえた設計をしており、J E A G 4601・補-1984における許容限界値・応力算出方法とは異なるものもあるが、ここではJ E A G 4601・補-1984の評価項目に相当する評価を実施しているものを「○」で示した。J E A G 4601・補-1984の評価項目に相当することは、既工認における評価内容（例：1次応力（引張）等）を踏まえ確認している。

なお、評価を省略した項目が一部あるが、それらは既工認から以下の理由により省略しているものであり、今回工認にて新たに省略した項目ではない。

- ① 設備の構造上、当該応力が生じる部位がない。
- ② 規格基準上、省略が可能。
- ③ 他の応力分類にて代表可能

この結果、J E A G 4601・補-1984にて要求されている評価項目を網羅的に評価していることを確認した。

(4) 対象設備の耐震重要度分類の区分（主要設備など）を踏まえた整理について

対象設備について、耐震重要度分類ごとに主要設備、補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物、波及的影響を検討すべき設備に区分して整理した結果を添付4-1に示す。

添付4-1では、左欄に記載分類として別表第二の記載項目を示し、その右側に別表第二に該当する東海第二発電所の耐震Sクラス設備を主要設備、補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物、波及的影響を検討すべき設備に分類し、記載した。

添付4-1に記載する建物・構築物、屋外重要土木構造物及び浸水防護施設の評価については、添付4-2にその詳細を示し、対象施設ごとに表及びフロー図を整理した。

(5) 別表第二の対象外である耐震Sクラス施設の耐震安全性評価結果

図1の評価手順に従い、別表第二に記載がなく申請対象外と整理された施設のうち耐震Sクラス施設について、技術基準規則への適合性の観点から、これらの施設についても同様に評価を実施しており、その結果を添付-5（追而）に示す。

(6) 地震応答解析が記載されていない設備の扱いについて

今回工認における耐震計算書においては、基本的に地震応答解析、応力解析モデル、方法、結果を記載している。しかしながら、原子炉圧力容器のノズル等については、地震応答解析のモデル、結果を記載していない。地震応答解析が記載されていない設備の扱いについて、添付-9（追而）に示す。

1.1.2 弾性設計用地震動 S_d による評価

a. 機器・配管系

機器・配管系の評価対象設備が弾性設計用地震動 S_d に対して概ね弾性状態にあることを確認するために、以下の手順にて評価を実施した。評価手順を図 2 に示す。

また、評価は、基準地震動 S_s による評価の対象設備（波及的影響設備は除く。）の評価部位すべてについて、基準地震動 S_s による発生値と評価基準値（許容応力状態 III_AS）の比較（許容値置き換え）による一次応力評価を基本としている。

原子炉格納容器の弾性設計用地震動 S_d 評価においては、J E A G 4601・補-1984 及び J E A G 4601-1987 では運転状態 IV (L) との組合せ及び L O C A 後の最大内圧との組合せを実施する必要がある。運転状態 IV (L) の条件 (P_L, M_L) 及び L O C A 後の最大内圧の条件 (P_L^*, M_L) は、基準地震動 S_s と組み合わせる運転状態の条件 (P, L) より厳しくなることから、許容値置き換え評価ではなく、運転状態 IV (L) 又は、L O C A 後の最大内圧と弾性設計用地震動 S_d を組み合わせた評価を実施している。なお、原子炉格納容器については、運転状態 IV (L) を設計条件としていることから、許容応力状態 I^{*}_A とし、**弾性設計用地震動 S_d** との組合せにおいて許容応力状態 III_AS を適用している。

また、非常用炉心冷却系ストレーナの弾性設計用地震動 S_d 評価においては、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20 年 2 月 27 日付け平成 20・02・12 原院第 5 号）に規定に基づき、許容値置き換え評価ではなく、異物荷重を組み合わせた評価を実施している。

E C C S 及びそれに関連する系統（以下「E C C S 等」という。）の弾性設計用地震動 S_d 評価においては、J E A G 4601・補-1984 及び J E A G 4601-1987 では、運転状態 IV (L) と組み合わせる必要がある。しかしながら、E C C S 等の運転状態 IV (L) の条件 (P_L, M_L) は、基準地震動 S_s と組み合わせべき、プラントの運転状態の条件 (P, M)（クラス 1 設備）若しくは、設計上定められた条件 (P_D, M_D) に包絡されることから、許容値置き換え評価を実施する。なお、E C C S 等については、運転状態 IV (L) を設計条件としていることから、許容応力状態 I^{*}_A とし、**弾性設計用地震動 S_d** との組合せにおいて許容応力状態 III_AS を適用している。

（荷重の組合せの詳細は、補足説明資料「地震時荷重と事故時荷重との組合せについて」参照）

【評価手順の説明】

① 基準地震動 S_s による発生値と評価基準値 ($III_A S$) の比較

評価対象設備の基準地震動 S_s による発生値が弾性設計用の評価基準値 (許容応力状態 $III_A S$) 以下であることを確認する。

弾性設計用地震動 S_d は基準地震動 S_s の係数倍にて定義していることから、設備の基準地震動 S_s による発生値が、評価基準値 (許容応力状態 $III_A S$) 以下であれば、弾性設計用地震動 S_d による発生値についても、評価基準値 (許容応力状態 $III_A S$) 以下となる。

② 弾性設計用地震動 S_d による発生値と評価基準値 ($III_A S$) の比較

①項にて、評価対象設備の基準地震動 S_s による発生値が、評価基準値 (許容応力状態 $III_A S$) を上回った部位については、弾性設計用地震動 S_d を用いて応力分類を全て評価し、算定した発生値が評価基準値 (許容応力状態 $III_A S$) 以下であることを確認する。

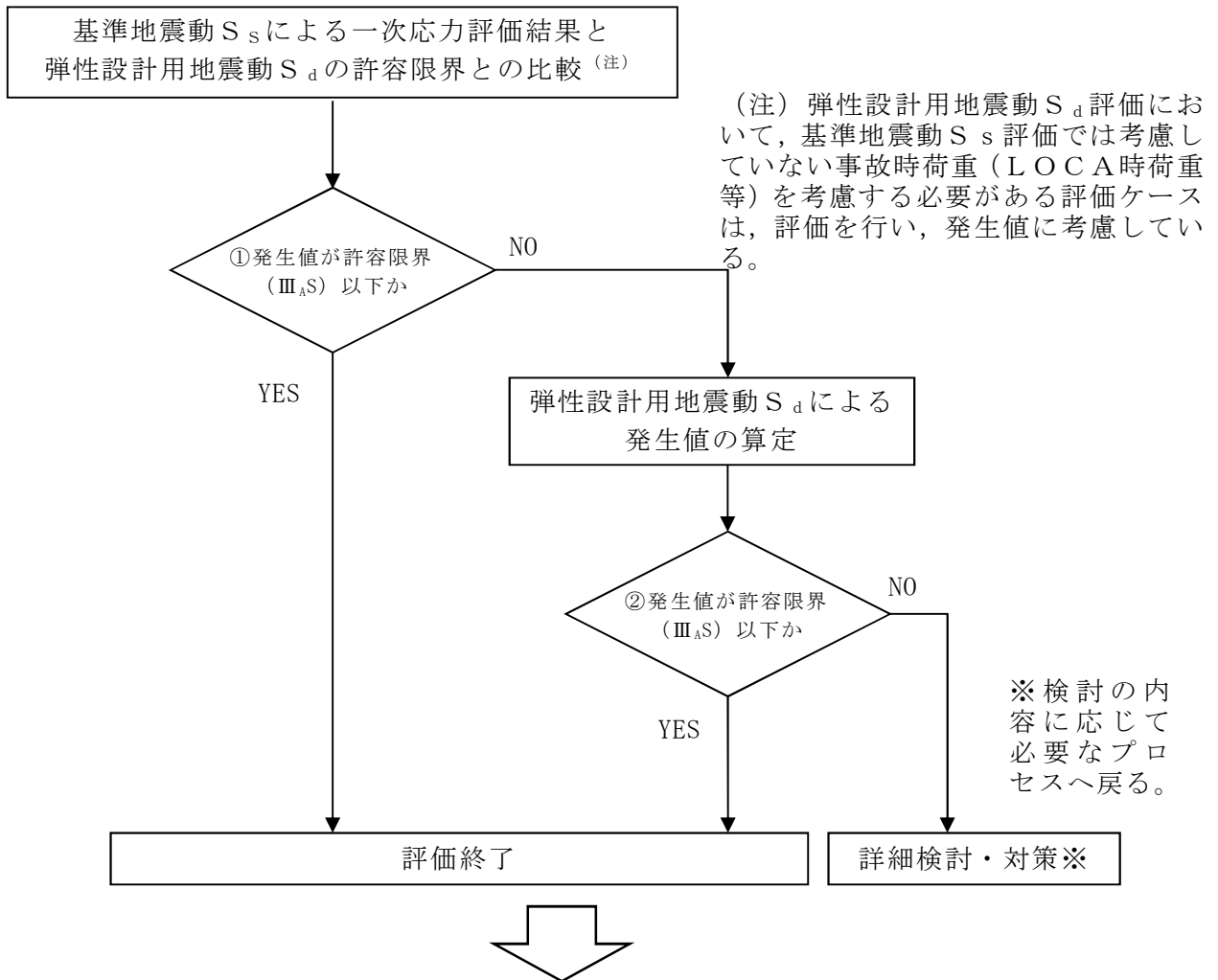
b. 建物・構築物

耐震 S クラスの建物・構築物の対象設備について、既工認、最新プラントである大間の建設工認、大飯 3, 4 号機の新規制基準対応工認及び今回工認の評価部位の比較を添付 4-2 に示す。建物・構築物は、既工認、大間の建設工認及び大飯 3, 4 号機の新規制基準対応工認にて評価を実施している以下の部位について評価を行う。

原子炉建屋原子炉棟、中央制御室遮蔽、使用済燃料プール、原子炉格納容器底部コンクリートマット及び原子炉建屋基礎盤については、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方と地震力以外の荷重を組み合わせ、その結果発生する応力が許容限界を超えないことを確認する。

原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室遮蔽の耐震壁、使用済燃料プール^{*}については、常時荷重、運転時荷重及び事故時荷重が設計時と同一であること、また、応答に対して支配的となる水平方向の弾性設計用地震動 S_d による地震力及び静的地震力がいずれも『既工事計画認可申請書第 1 回 資料 III-1-4 「原子炉建屋の地震応答計算書」 (47 公第 12076 号 昭和 48 年 4 月 9 日認可)』の設計用地震力よりも小さいことから、 S_d 地震時に対する評価は行わない。

また、建物・構築物の基礎地盤の支持性能について、弾性設計用地震動 S_d による接地圧が地盤の極限支持力度に対して妥当な安全余裕を有することを確認する。



基準地震動 S_s による評価結果に対する許容値置き換え評価結果又は弾性設計用地震動 S_d を用いた評価結果を工認添付書類へ記載
また評価に際してフローの順に関わらずに、②による評価を実施する場合もある。

図2 機器・配管系の弾性設計用地震動 S_d に対する評価手順

(1) 弾性設計用地震動 S_d による評価において、一次＋二次応力評価の省略について

弾性設計用地震動 S_d による評価において、一次＋二次応力評価が省略可能である理由について以下に示す。

一次＋二次応力評価については、JEAG4601 に規定されている許容応力状態 $IV_A S$ と $III_A S$ の許容値は同一となる。許容値が同じであれば、弾性設計用地震動 S_d より大きな地震動である基準地震動 S_s で評価した結果の方が厳しいことは明らかであることから、基準地震動 S_s の評価を実施することで、弾性設計用地震動 S_d による評価は省略可能である。

ただし、支持構造物（ボルト以外）のうち、「支圧」に対しては、許容応力状態 $IV_A S$ と $III_A S$ で許容値が異なるケース*が存在する。

一次＋二次応力評価のうち、「支圧」の評価が必要な設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器支持構造物があるため、「支圧」評価を実施している評価部位について整理したものを表 1 に示す。表 1 に示すとおり、許容応力状態 $IV_A S$ と $III_A S$ で許容値が異なるが、基準地震動 S_s の発生値は $III_A S$ の許容値を満足している。

* 許容応力状態 $III_A S$ と $IV_A S$ ではそれぞれの許容値算出において用いるパラメータである F 値の設定に差がある。材料次第ではあるが、 $III_A S$ において F 値は $\min(S_y, 0.7S_u)$ だが、 $IV_A S$ では S_y を 2 割増した値を用いる規定となっているため、 S_y と S_u の関係により、最大 2 割の差が生じることとなる。

表 1 支持構造物（ボルト以外）の一次＋二次の支圧応力

評価対象設備	評価部位	発生値 (MPa)	許容値 $IV_A S$ (許容値 $III_A S$) (MPa)	耐震裕度 ($III_A S$ 裕度)
使用済燃料乾式貯蔵容器支持構造物	支持台座	36	361 (301)	10.0 (8.3)
使用済燃料乾式貯蔵容器支持構造物 (タイプ II)	支持台座	41	362 (302)	8.8 (7.3)

- (2) 弾性設計用地震動 S_d による評価のうち、一次+二次+ピーク応力評価（疲労評価）の省略について

一次+二次+ピーク応力評価については、地震動により算定した評価用等価繰り返し回数を用いた疲労評価を行っている。評価用等価繰り返し回数は、J E A G 4601-1987の記載に示すピーク応力法により一律に設定する保守的な値（ S_s : 160回、 S_d : 320回）、若しくは設備毎に個別に設定する値を用いている。

以下の許容繰り返し回数及び等価繰り返し回数の関係性から弾性設計用地震動 S_d による一次+二次+ピーク応力について、基準地震動 S_s に対する評価で代表できることを説明する。

【許容繰り返し回数（許容限界）】

弾性設計用地震動 S_d の地震加速度は基準地震動 S_s の地震加速度に対して1/2程度であることから、一次+二次+ピーク応力（以下「ピーク応力」という。）が1/2程度になると考えれば、設計疲労線図から求める弾性設計用地震動 S_d の許容繰り返し回数としては、基準地震動 S_s の許容繰り返し回数の5~10倍程度（図3）となる。

【等価繰り返し回数（発生値）】

弾性設計用地震動 S_d は基準地震動 S_s に1/2以上の係数を乗じて設定しており、周期特性、継続時間等同じ特性を持つことから、両者の1質点系の時刻歴応答波を用いて算出した等価繰り返し回数に大きな乖離はない。東海第二発電所の弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s より地震の発生頻度が多いことを踏まえ2回分を考慮しているため、弾性設計用地震動 S_d の一律に設定する等価繰り返し回数は、保守的に基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰り返し回数の2倍としている。ただし、上記の基準地震動 S_s と弾性設計用地震動 S_d の許容繰り返し回数の差ほど大きな違いは生じない。

以上のとおり基準地震動 S_s を用いた評価のほうが、弾性設計用地震動 S_d による評価より厳しい結果となることから、基準地震動 S_s の評価で代表できる。

なお、今回工認においては、弾性設計用地震動 S_d に対する個別に設定する等価繰り返し回数が、基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰り返し回数を下回ることを確認する。ただし、基準地震動 S_s の一律に設定する等価繰り返し回数を上回る設備については、弾性設計用地震動 S_d の個別に設定する等価繰り返し回数に対する疲労評価を実施する。

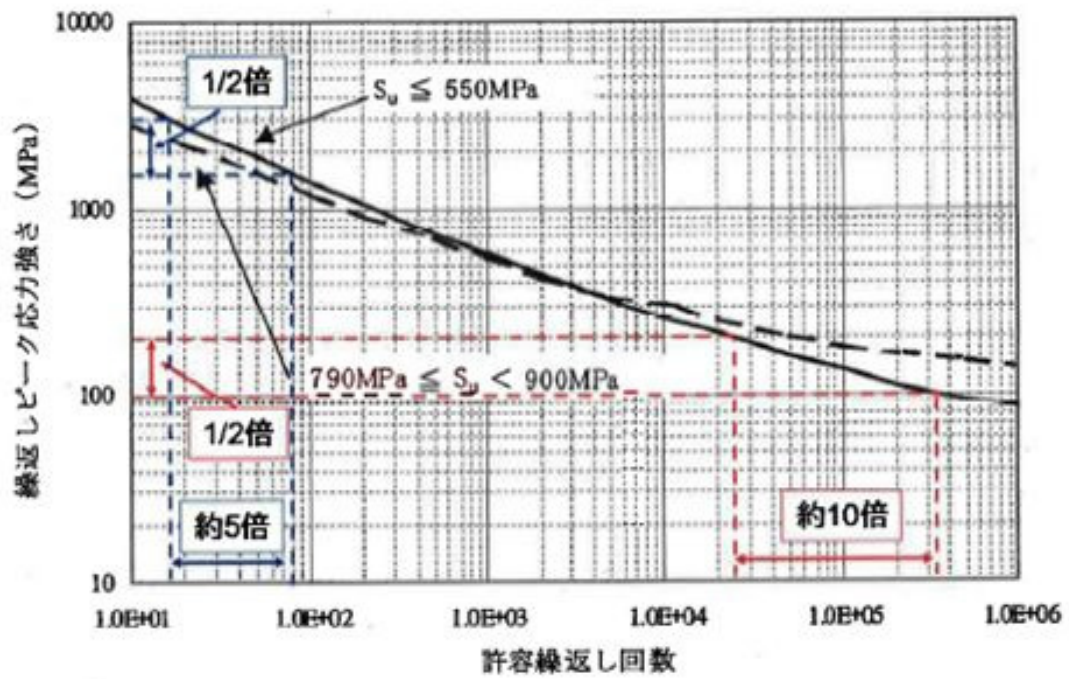


図3 設計疲労線図（炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼）におけるピーク応力と許容繰返し回数との関係

1.1.3 静的地震力による評価

東海第二発電所の既設設備については、建設工認時は旧建築基準法に基づく静的震度 (C_0) に対する評価を行っていたが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(原子力規制委員会)等では、現在の建築基準法に基づく静的震度 (C_i) に対する評価が求められている。このことから、今回工認では機器・配管系について以下の手順にて、静的震度 (C_i) に基づく評価を行う。

(1) 評価手順

静的震度 (C_i) に対する評価は、以下の①～④の手順により評価を実施する。なお、耐震裕度を算出する際の応答加速度は、1.2ZPA を用いる。評価フローを図4に示す。

【耐震評価における関係性】

- ・ $3.6C_i$ 及び $3.6C_0$ に対する許容限界 = 設計用地震及び S_d に対する許容限界
- ・ 建設時に $3.6C_0$ による発生値 \leq 許容限界 を確認済み

【評価手順】

- ①：建設工認時、耐震評価の入力として用いた静的震度 C_0 と静的震度 C_i を比較し、 $C_0 \geq C_i$ となる設備は静的震度 C_i による評価を省略する。

図5に建設時と今回工認震度分布図を示す。

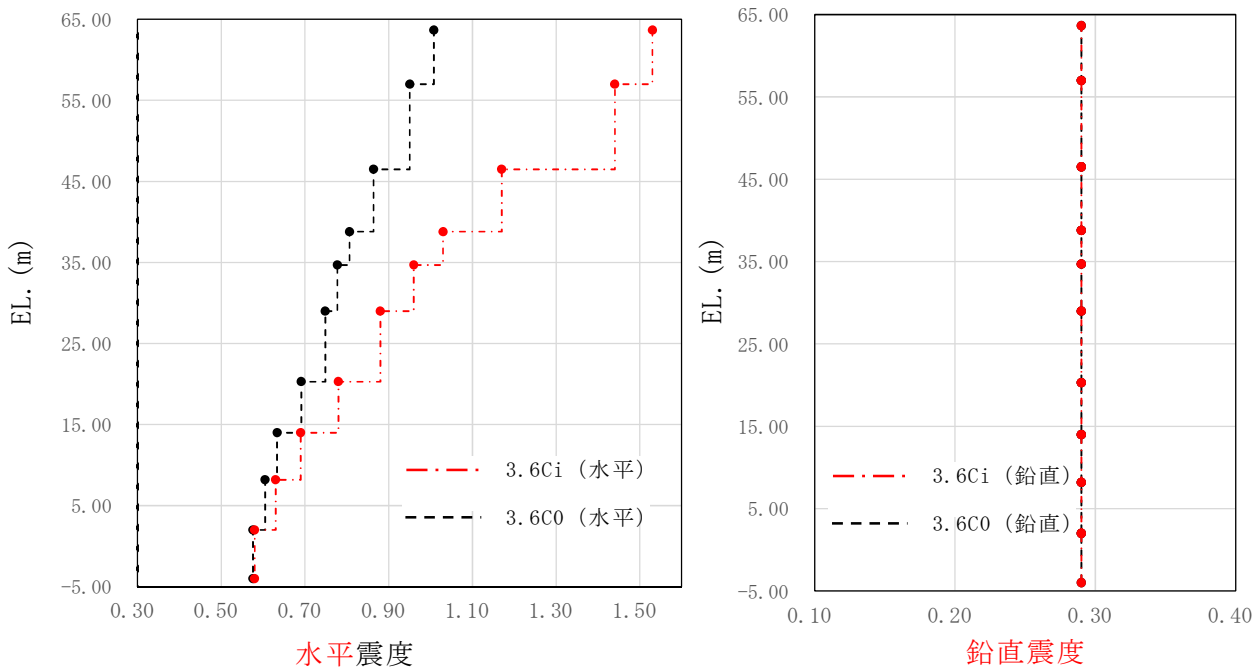


図5 建設時 C_0 と今回工認 C_i の震度分布図 (原子炉建屋)

②：建屋機器連成解析関連設備，配管系及び配管反力を用いる設備

建屋機器連成解析設備のうち建屋機器連成解析結果にて得られた荷重を用いて直接評価を実施する設備，配管系及び配管反力を用いる設備については，静的震度による評価省略を簡易的に判断することが難しいことから静的震度 C_i を用いた評価を実施する。

【フローで YES となる設備例】

原子炉圧力容器，炉心支持構造物，原子炉圧力容器内部構造物（建屋機器連成解析の荷重を使用する設備）原子炉格納容器，配管系

③：許容応力状態 III_AS の評価に用いる設計震度（以下「設計震度」という。）と静的震度とを比較し，設計震度／静的震度 \geq 必要比率となる設備

設計震度と静的震度とを比較し，設計震度を用いた評価結果における水平方向と鉛直方向の荷重の組合せ方法に応じた比率（以下「必要比率」という。）以上であれば，静的震度による評価を省略する。

なお，震度を用いた荷重の算出は一般的に線形解析を実施しており，震度と荷重の関係は線形的な関係になることから，震度比を用いて静的震度による評価の省略の判断に用いることは問題ないと考える。

また，動的地震力による設計震度の水平方向と鉛直方向の荷重の組合せは，SRSS 法又は絶対値和法を適用し，静的震度の水平方向と鉛直方向の荷重の組合せについては，絶対値和法を適用している。設計震度の荷重の組合せにおいて SRSS 法を適用した場合，水平方向及び鉛直方向の静的震度が静的震度よりも大きくても，水平方向と鉛直方向の組合せ後では動的地震力の荷重のほう小さくなる場合がある。

このため，設計震度／静的震度の比較は，設計震度による評価における荷重の組合せ方法に応じて以下検討を行う。

③－1：設計震度による評価において荷重の組合せが絶対値和法の場合

絶対値和法を適用する場合，水平方向の設計震度 $>$ 水平方向の静的震度及び鉛直方向の設計震度 $>$ 鉛直方向の静的震度であれば，静的震度による荷重よりも設計震度による荷重の方が必ず大きくなる。この場合における設計震度／静的震度の必要比率は 1 以上とする。

③－2：設計震度による評価において荷重の組合せが SRSS 法の場合

SRSS 法を適用する場合，先述のとおり水平方向の設計震度及び鉛直方向の設計震度が水平方向の静的震度及び鉛直方向の静的震度より上回っていても，荷重の組合せにより静的震度による組合せが設計震度の組合せを上回る可能性がある。

このため、水平方向の設計震度 > 水平方向の静的震度及び水平方向の設計震度 > 鉛直方向の静的震度を確認した上で、組合せ後の設計震度 / 静的震度に対する必要比率の余裕を見込む。

水平方向、鉛直方向ともに設計震度と静的震度が同じ値であれば、SRSS法により組み合わせた設計震度と絶対値和法により組み合わせた静的震度の比率は $1.42 (\cong \sqrt{2})$ となる。これより、この場合における設計震度 / 静的震度の必要比率は $1.42 (\cong \sqrt{2})$ 以上とする。

【フローで YES となる設備例】

ほう酸水注入系ポンプ（絶対値和法を適用している設備）

1.67 (水平震度) > 1.03 (3.6Ci) かつ 1.44 (鉛直震度) > 0.29 (1.2Cv)

炉心スプレイスパーチャ（SRSS法を適用している設備）

1.68 (水平震度) > 0.96 (3.6Ci) かつ 0.77 (鉛直震度) > 0.29 (1.2Cv)

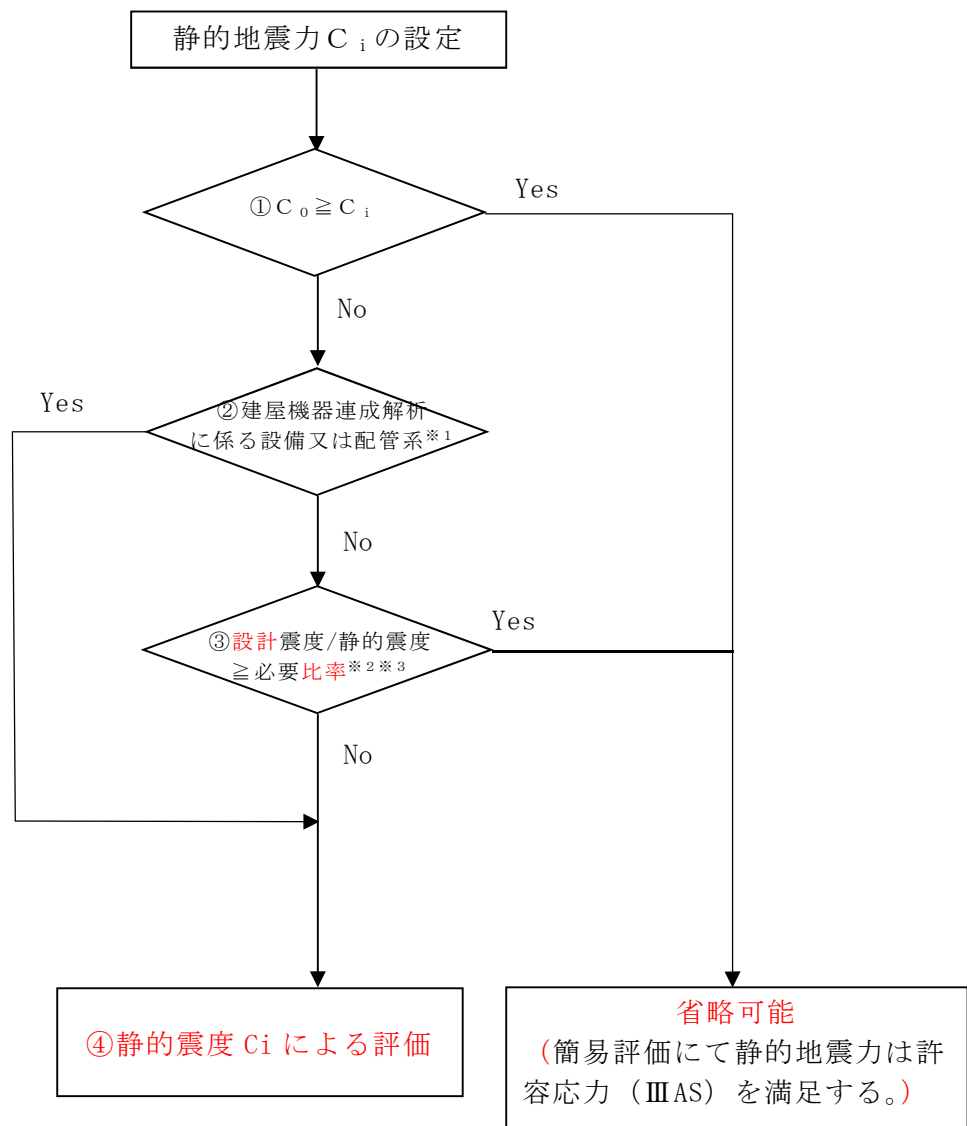
適用震度 (SRSS) / 3.6Ci = 1.84 / 1.25 = 1.47 > 1.42 (必要比率)

④：静的震度 (3.6Ci) による評価を実施

①～③のフローにて抽出された設備について静的震度 (3.6Ci) による評価を実施する。

(2) 評価結果

評価結果を添付-6に示す。添付-6に示すとおり、すべての機器において、静的震度に対する耐震安全性を確認している。



※1 : 配管反力を用いて評価する設備を含む

※2 : 水平方向及び鉛直方向の各々の設計震度/静的震度を適用する。

※3 : 必要比率は、設計震度による評価において荷重の組合せが絶対値和法の場合は1とし、SRSS法の場合は1.42とする。

図4 静的地震力に対する評価フロー

1.2 耐震Bクラス施設の評価

耐震Bクラス施設及び直接支持構造物について、要求される設計用地震力、荷重の組合せと許容限界等を考慮し、評価する方針とする。なお、共振のおそれのある施設については弾性設計用地震動 S_d に2分の1を乗じたものを用いて、水平及び鉛直方向について評価する方針とする。

1.3 耐震Cクラス施設の評価

耐震Cクラス施設及び直接支持構造物について、要求される設計用地震力、荷重の組合せと許容限界等を考慮し、評価する方針とする。

1.4 耐震Sクラス設備の間接支持構造物の評価

間接支持構造物は設備等を支持する機能が要求されるが、基準地震動 S_s による鉄筋コンクリート造耐震壁の最大せん断ひずみが許容限界を満足していれば、直接支持構造物であるアンカー部の支持機能が保持されることから、添付4-1に記載した間接支持構造物となる建物・構築物について、基準地震動 S_s による評価を実施する。また、屋外重要土木構築物の評価についても同様に、基準地震動 S_s による評価を実施する。

原子炉建屋について、構造物全体としての変形能力を層レベルで評価し、耐震壁の最大せん断ひずみが許容限界を超えないことを確認する。

主排気筒及び非常用ガス処理系配管支持架構の上部構造について、地震力と地震力以外の荷重を組み合わせ、その結果発生する応力が許容限界を超えないことを確認する。

基礎の評価として、原子炉建屋、使用済燃料乾式貯蔵建屋、主排気筒及び非常用ガス処理系配管支持架構について、地震力と地震力以外の荷重を組み合わせ、その結果発生する応力が許容限界を超えないことを確認する。

屋外重要土木構造物については、基準地震動 S_s による動的地震力に対して、構造部材に生じる応力または変形が許容限界値以下であることを確認する。

浸水防護施設の間接支持構造物については、基準地震動 S_s による動的地震力に対して、構造部材に生じる応力または変形が許容限界値以下であることを確認する。

上記について、添付4-2にその詳細を示し、対象施設ごとに表及びフロー図を整理する。

また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する。

1.5 耐震Bクラス設備の間接支持構造物の評価

耐震Bクラス設備の間接支持構造物について、要求される設計用地震力、荷重の組合せと許容限界等を考慮し、評価する方針とする。共振のおそれのある施設については弾性設計用地震動 S_d に2分の1を乗じたものを用いて、水平及び鉛直方向について、その影響を検討する。

また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する。

1.6 耐震Cクラス設備の間接支持構造物の評価

耐震Cクラス設備の間接支持構造物については、要求される設計用地震力、荷重の組合せと許容限界等を考慮し、評価する方針とする。

また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する。

東海第二発電所 既設設備（機器・配管系）の静的地震力による評価結果

評価対象設備/評価対象項目			②種別機器連成解析設備又は配管系	水平・鉛直の荷重の組合せ	判定②							④静的震度C1に対する評価	備考			
					設計震度			静的震度			設計震度(SRSS)/静的震度(絶対値和)					
					水平	鉛直	SRSS	3.6C1	1.2Cv	絶対値和						
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物	炉心シールド	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-		
			シールドサポート	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			上部格子板	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			炉心支持板	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			燃料支持金具	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			制御棒案内管	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
	原子炉圧力容器	原子炉圧力容器本体	鋼板	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			下鉄板	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			制御棒駆動機構	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			ハウジング貫通孔	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			再循環水出口ノズル (N1)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			再循環水入口ノズル (N2)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			主蒸気ノズル (N3)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			給水ノズル (N4)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			炉心スプレイノズル (N5)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			上鏡スプレイノズル (N6A)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			ベントノズル (N7)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			ジェットポンプ計測ノズル (N8)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			差圧検出・ほう酸水注入管ノズル (N10)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			計測ノズル (N11)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			計測ノズル (N12)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			ドレンノズル (N15)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			計測ノズル (N16)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			低圧注水ノズル (N17)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			原子炉圧力容器スタビライザブラケット	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			スチームドライヤサポートブラケット	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			給水スバージャブラケット	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			炉心スプレイブラケット	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			原子炉圧力容器支持構造物	原子炉圧力容器スカート	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
				原子炉圧力容器基礎ボルト	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-

評価対象設備/評価対象項目				②建屋機器連成解析設備又は配管系	水平・鉛直の荷重の組合せ	判定③							設計震度(SRSS)/静的震度(絶対値和)	【SRSS法】 設計震度(水平)/3.6Ci≧1かつ 設計震度(鉛直)/1.2Cv≧1かつSRSS/静的震度≧1.42:○ それ以外:× 【絶対値和法】 設計震度(水平)/3.6Ci≧1かつ 設計震度(鉛直)/1.2Cv≧1:○ それ以外:×	④静的震度Ciに対する評価	備考
						設計震度			静的震度							
						水平	鉛直	SRSS	3.6Ci	1.2Cv	絶対値和					
原子炉本体	原子炉压力容器付属構造物	原子炉压力容器スタビライザ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
		原子炉格納容器スタビライザ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
		制御棒駆動機構ハウジング支持金具	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
	原子炉压力容器内部構造物	芯圧検出・ほう酸水注入管(ティールよりN10ノズルまでの外管)	×	SRSS法	0.97	0.74	1.22	0.88	0.29	1.17	1.04	×	×	○	-	
		蒸気乾燥器	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
		気水分離器およびスタンドパイプ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
		シュラウドヘッド	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
		ジェットポンプ	×	SRSS法	0.98	0.73	1.22	0.88	0.29	1.17	1.04	×	×	○	-	
		給水スバージャ	×	SRSS法	0.97	0.75	1.22	0.96	0.29	1.25	0.98	×	×	○	-	
		炉心スプレイスバージャ	×	SRSS法	1.68	0.77	1.84	0.96	0.29	1.25	1.47	○	-	-		
		残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)	×	SRSS法	1.68	0.77	1.84	0.96	0.29	1.25	1.47	○	-	-		
		炉心スブレイ系配管(原子炉压力容器内部)	×	SRSS法	0.97	0.75	1.22	0.96	0.29	1.25	0.98	×	×	○	-	
		芯圧検出・ほう酸水注入管(原子炉压力容器内部)	×	SRSS法	0.97	0.74	1.22	0.88	0.29	1.17	1.04	×	×	○	-	
		中性子計測案内管	×	SRSS法	0.97	0.74	1.22	0.78	0.29	1.07	1.14	×	×	○	-	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵ラック	×	絶対値和法	1.10	0.90	-	0.96	0.29	-	-	○	-		
原子炉冷却系統施設	主蒸気系	主蒸気速がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	×	絶対値和法	0.88	0.66	-	0.88	0.29	-	-	-	○	-		
		主蒸気速がし安全弁速がし弁機能用アキュムレータ	×	絶対値和法	0.88	0.66	-	0.88	0.29	-	-	-	○	-		
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	×	SRSS法	0.63	0.50	0.80	0.63	0.29	0.92	0.87	×	×	○	-	
		残留熱除去系ポンプ	×	絶対値和法	0.58	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-		
		残留熱除去系ストレーナ	×	SRSS法	1.31	1.41	1.92	0.58	0.29	0.87	2.21	○	-			
	高圧炉心スブレイ系	高圧炉心スブレイ系ポンプ	×	絶対値和法	0.58	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-		
		高圧炉心スブレイ系ストレーナ	×	SRSS法	1.31	1.41	1.92	0.58	0.29	0.87	2.21	○	-			
	低圧炉心スブレイ系	低圧炉心スブレイ系ポンプ	×	絶対値和法	0.58	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-		
		低圧炉心スブレイ系ストレーナ	×	SRSS法	1.31	1.41	1.92	0.58	0.29	0.87	2.21	○	-			
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	×	絶対値和法	0.58	0.48	-	0.58	0.29	0.87	-	-	○	-		
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	×	絶対値和法	0.58	0.48	-	0.58	0.29	0.87	-	-	○	-		
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系ポンプ	×	絶対値和法	1.10	1.03	-	0.58	0.29	0.87	-	-	○	-			
	残留熱除去系海水系ストレーナ	×	絶対値和法	1.38	2.70	-	0.58	0.29	0.87	-	-	○	-			

評価対象設備/評価対象項目			②建屋機器連成解析設備又は配管系	水平・鉛直の荷重の組合せ	判定③							設計震度(SRSS)/静的震度(絶対値和)	【SRSS法】 設計震度(水平)/3.6Ci≧1かつ 設計震度(鉛直)/1.2Cv≧1かつSRSS/静的震度≧1.42:○ それ以外:× 【絶対値和法】 設計震度(水平)/3.6Ci≧1かつ 設計震度(鉛直)/1.2Cv≧1:○ それ以外:×	④静的震度Ciに対する評価	備考
					設計震度			静的震度							
					水平	鉛直	SRSS	3.6Ci	1.2Cv	絶対値和					
制御棒駆動装置	制御棒駆動機構	制御棒駆動機構	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
	制御棒駆動系	制御棒ユニット	×	SRSS法	0.79	0.62	1.00	0.88	0.29	1.17	0.86	×	○	-	
ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	×	絶対値和法	1.67	1.44	-	1.03	0.29	1.32	-	○	-	-	
		ほう酸水貯蔵タンク	×	絶対値和法	1.67	1.44	-	1.03	0.29	1.32	-	○	-	-	
計測制御系統施設	起動領域計測装置及び出力領域計測装置	起動領域計装	×	SRSS法	1.43	0.77	1.62	0.96	0.29	1.25	1.30	×	○	-	
		出力領域計装	×	SRSS法	1.43	0.77	1.62	0.96	0.29	1.25	1.30	×	○	-	
	原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量を計測する装置	主蒸気流量	×	絶対値和法	0.64	0.54	-	0.69	0.29	-	-	-	○	-	-
		原子炉隔離時冷却系系統流量	×	絶対値和法	0.46	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
		高压炉心スプレイ系系統流量	×	絶対値和法	0.52	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
		低压炉心スプレイ系系統流量	×	絶対値和法	0.52	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
		残留熱除去系系統流量	×	絶対値和法	0.52	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
	原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	原子炉圧力	×	絶対値和法	0.78	0.54	-	0.78	0.29	-	-	-	○	-	-
		原子炉水位	×	絶対値和法	0.78	0.54	-	0.78	0.29	-	-	-	○	-	-
		原子炉水位(広帯域)	×	絶対値和法	0.78	0.54	-	0.78	0.29	-	-	-	○	-	-
		原子炉水位(燃料域)	×	絶対値和法	0.69	0.54	-	0.69	0.29	-	-	-	○	-	-
	原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を測定する装置	ドライウェル圧力	×	絶対値和法	0.78	0.54	-	0.78	0.29	-	-	-	○	-	-
		サブプレッション・チェンバ圧力	×	絶対値和法	0.69	0.54	-	0.69	0.29	-	-	-	○	-	-
		サブプレッション・プール水温度	×	絶対値和法	0.63	0.59	-	0.63	0.29	-	-	-	○	-	-
		サブプレッション・プール水位	×	絶対値和法	0.58	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
格納容器内水素濃度		×	絶対値和法	0.88	0.62	-	0.88	0.29	-	-	-	○	-	-	
格納容器内酸素濃度		×	絶対値和法	0.88	0.62	-	0.88	0.29	-	-	-	○	-	-	

評価対象設備/評価対象項目				②建屋機器連成解析設備又は配管系	水平・鉛直の荷重の組合せ	判定③							設計震度(SRSS)/静的震度(絶対値和)	【SRSS法】 設計震度(水平)/3.6Ci≧1かつ 設計震度(鉛直)/1.2Cv≧1かつSRSS/静的震度≧1.42:○ それ以外:× 【絶対値和法】 設計震度(水平)/3.6Ci≧1かつ 設計震度(鉛直)/1.2Cv≧1:○ それ以外:×	④静的震度Ciに対する評価	備考	
						設計震度			静的震度			絶対値和					
						水平	鉛直	SRSS	3.6Ci	1.2Cv	絶対値和						
放射線管理施設	放射線管理用計測装置	プロセスモニタリング設備	主蒸気管放射線モニタ	×	絶対値和法	0.78	0.54	-	0.78	0.29	-	-	○	-	-		
			格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	×	絶対値和法	0.88	0.66	-	0.88	0.29	-	-	○	-	-		
			格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	×	絶対値和法	0.63	0.49	-	0.63	0.29	-	-	○	-	-		
			原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ	×	絶対値和法	1.44	0.94	-	1.44	0.29	-	-	○	-	-		
放射線管理施設	換気設備	中央制御室換気系	中央制御室換気系空調和機ファン	×	絶対値和法	1.55	1.17	-	0.88	0.29	-	-	○	-	-		
			中央制御室換気系フィルタユニット	×	絶対値和法	1.55	1.17	-	0.88	0.29	-	-	○	-	-		
			中央制御室換気系フィルタ系ファン	×	絶対値和法	1.55	1.17	-	0.88	0.29	-	-	○	-	-		
			中央制御室再循環フィルタユニット	×	絶対値和法	1.55	1.17	-	0.88	0.29	-	-	○	-	-		
放射線管理施設	原子炉格納容器	原子炉格納容器本体	ドライウェル円筒部及びサブプレッショントンネル円筒部シェル部及びバンドクッション部	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-		
			ドライウェルベームシート	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
			ドライウェル上部シラダ及びスタビライザ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
			ドライウェル下部シラダ及びダイアフラムフロアブラケット	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
			格納容器スプレッドヘッド(ドライウェル側)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
			格納容器スプレッドヘッド(サブプレッショントンネル側)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
			サブプレッショントンネル底部ライナ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
			原子炉格納容器胴アンカ部	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
		機器搬出入口	機器搬入用ハッチ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
		エアロック	所員用エアロック	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
			サブプレッショントンネルアクセスハッチ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
		原子炉格納容器貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
			電気配線貫通部	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
		ダイアフラムフロア	ダイアフラム・フロア	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
			ベント管	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
		放射線管理施設	圧力低減設備その他の安全設備	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	非常用ガス再循環系排風機	×	絶対値和法	1.67	1.44	-	1.03	0.29	-	-	○	-	-
非常用ガス再循環系フィルタトレイン	×				SRSS法	1.67	1.44	2.20	1.03	0.29	1.32	1.67	○	-	-		
非常用ガス処理系排風機	×				絶対値和法	1.67	1.44	-	1.03	0.29	-	-	-	○	-	-	
非常用ガス処理系フィルタトレイン	×				SRSS法	1.67	1.44	2.20	1.03	0.29	1.32	1.67	○	-	-		
低圧マニホールド	×				絶対値和法	1.34	1.01	-	0.78	0.29	-	-	-	○	-	-	
主蒸気隔離弁漏えい抑制系ブロワ	×				絶対値和法	1.55	1.17	-	0.88	0.29	-	-	-	○	-	-	
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	×				絶対値和法	1.34	1.01	-	0.78	0.29	-	-	-	○	-	-	
可燃性ガス濃度制御系再結合装置	×				絶対値和法	1.34	1.01	-	0.78	0.29	-	-	-	○	-	-	

評価対象設備/評価対象項目			②建屋機器連成解析設備又は配管系	水平・鉛直の荷重の組合せ	判定③							設計震度(SRSS)/静的震度(絶対値和)	【SRSS法】 設計震度(水平)/3.6Ci≧1かつ 設計震度(鉛直)/1.2Cv≧1かつSRSS/静的震度≧1.42:○ それ以外:× 【絶対値和法】 設計震度(水平)/3.6Ci≧1かつ 設計震度(鉛直)/1.2Cv≧1:○ それ以外:×	④静的震度Ciに対する評価	備考	
					設計震度			静的震度			絶対値和					
					水平	鉛直	SRSS	3.6Ci	1.2Cv	絶対値和						
その他発電用原子炉の附属設備	非常用発電装置	非常用ディーゼル発電機装置	非常用ディーゼル発電機内燃機関	×	絶対値和法	0.87	0.90	-	0.58	0.29	-	-	○	-	-	
			非常用ディーゼル発電機空気だめ	×	SRSS法	0.87	0.90	1.25	0.58	0.29	0.87	1.44	○	-	-	
			非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク	×	SRSS法	1.10	0.96	1.46	0.63	0.29	0.92	1.59	○	-	-	
			非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	×	絶対値和法	追而										
			軽油貯蔵タンク	×	絶対値和法	追而										
			非常用ディーゼル発電機	×	絶対値和法	0.46	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	×	○	-
			非常用ディーゼル発電機制御盤	×	絶対値和法	0.46	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
			非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	×	絶対値和法	1.10	1.03	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
			非常用ディーゼル発電機用海水ストレータ	×	絶対値和法	1.38	2.70	-	0.58	0.28	-	-	-	○	-	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機内燃機関	×	絶対値和法	0.87	0.90	-	0.58	0.29	0.87	-	-	○	-	-
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ	×	SRSS法	0.87	0.90	1.25	0.58	0.29	0.87	1.44	○	-	-	
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク	×	SRSS法	1.10	0.96	1.46	0.63	0.29	0.92	1.59	○	-	-	
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	×	絶対値和法	追而										
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	×	絶対値和法	0.46	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	×	○	-
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機制御盤	×	絶対値和法	0.58	0.48	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	×	絶対値和法	1.10	1.03	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレータ	×	絶対値和法	1.38	2.70	-	0.58	0.29	-	-	-	○	-	-
			その他の電源装置	電力貯蔵装置	非常用無停電電源装置	×	絶対値和法	0.63	0.50	-	0.63	0.29	-	-	-	○
	125V蓄電池	×			絶対値和法	0.69	0.53	-	0.69	0.29	-	-	-	○	-	-
	中性子モニタ用蓄電池	×			絶対値和法	0.63	0.50	-	0.63	0.29	-	-	-	○	-	-