

7. 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価

【目 次】

7.1. 評価方針.....	7-1
7.1.1 評価対象.....	7-1
7.1.2 耐震安全性評価の概要.....	7-3
7.1.3 構造強度の評価方法.....	7-5
7.1.3.1 応答倍率法による評価.....	7-5
7.1.3.2 詳細評価.....	7-6
7.1.4 動的機能維持の評価方法.....	7-9
7.1.4.1 機能確認済加速度との比較.....	7-9
7.1.4.2 詳細評価.....	7-9
7.2. 地震応答解析.....	7-11
7.2.1 地震応答解析モデル.....	7-11
7.2.2 大型機器の地震応答解析.....	7-11
7.2.2.1 大型機器解析モデル.....	7-12
7.2.2.2 炉内構造物解析モデル.....	7-12
7.2.2.3 固有値解析結果.....	7-17
7.2.2.4 地震応答解析結果.....	7-19
7.2.3 床応答スペクトル.....	7-29
7.2.3.1 水平方向.....	7-29
7.2.3.2 鉛直方向.....	7-29
7.2.4 減衰定数.....	7-34
7.3. 荷重の組み合わせ.....	7-35
7.3.1 運転状態と地震動との組み合わせ.....	7-35
7.4. 評価基準.....	7-39
7.4.1 構造強度の評価基準.....	7-39
7.4.2 動的機能維持の評価基準.....	7-40

7.5. 評価結果.....	7-42
7.5.1 構造強度の評価結果.....	7-42
7.5.2 動的機能維持の評価結果.....	7-54
7.6. 参考文献.....	7-60

【添付】

- 添付 7.1 配管系の減衰定数について
- 添付 7.2 燃料交換機および原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの減衰定数について
- 添付 7.3 使用済燃料貯蔵ラックの水平方向の減衰定数について
- 添付 7.4 機器・配管系の構造強度の評価基準値について
- 添付 7.5 動的機器の地震時機能確認済加速度について
- 添付 7.6 設計時の制御棒挿入試験について
- 添付 7.7 機能確認済加速度を上回る設備の動的機能維持の詳細評価結果について

【参考資料】

- 参考資料 7.1 使用済燃料貯蔵プールスロッシングに対する影響検討について
- 参考資料 7.2 大型機器解析モデルおよび炉内構造物解析モデルによる地震応答解析結果（詳細）
- 参考資料 7.3 水中にある設備に対する地震応答解析モデルにおける水の効果について
- 参考資料 7.4 付加質量に与える周波数の影響と壁などの影響について
- 参考資料 7.5 上部シヤラグの各部位の評価結果について
- 参考資料 7.6 評価基準値に対して発生値に近い設備に対する評価上の余裕について
- 参考資料 7.7 原子炉本体基礎の復元力特性について
- 参考資料 7.8 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎の地震応答分布図について
- 参考資料 7.9 使用済燃料貯蔵ラックの加振試験における周波数依存性について
- 参考資料 7.10 配管系のスペクトルモーダル解析法の信頼性について
- 参考資料 7.11 原子炉建屋床面の応答加速度比
- 参考資料 7.12 炉内構造物の振動モード図の例
- 参考資料 7.13 構造強度の評価例
- 参考資料 7.14 原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの評価について

7. 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価

7.1. 評価方針

7.1.1. 評価対象

「原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加する」, 「原子炉停止後, または原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後, 炉心から崩壊熱を除去する」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に, 圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐ」等の安全機能が保持されることを確認するため, Sクラスの設備について構造強度評価を実施するとともに, ポンプ, 弁および制御棒等の地震時の動的機能が要求される設備については動的機能維持評価を実施する。評価に当たり, 同一仕様・同一設計の複数の設備が存在する場合は, 代表設備について評価する。また, 配管系のように類似設備が多数存在する場合は, 仕様, 使用条件等の観点から耐震安全評価上適切にグループ化し, その代表設備について評価する。

BクラスおよびCクラス設備のうち, その破損がSクラス設備に波及的破損を生じさせるおそれのある設備については, 波及的影響評価を実施する。

Sクラスの設備は具体的には, 第7.1.1-1表に示す主要設備に属するポンプ, タービン, 容器, 熱交換器等の機器, 配管系, および補助設備である原子炉補機冷却中間ループ系, 非常用補機冷却中間ループ系, 残留熱除去冷却中間ループ系, 残留熱除去海水系, 高圧炉心スプレイディーゼル冷却中間ループ系, 高圧炉心スプレイディーゼル海水系, 電気計装設備等, ならびにそれらの支持構造物である。

BクラスおよびCクラス設備のうち, 燃料交換機, 原子炉複合建屋原子炉棟クレーンおよび原子炉遮へい壁は, 使用目的上, Sクラス設備の上部を通過する等, その破損がSクラス設備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する。

第 7.1.1-1 表 柏崎刈羽 1 号機 S クラス主要設備一覧

S クラスの定義		主要設備
i	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統※¹
ii	使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵設備
iii	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、および原子炉の停止状態を維持するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系
iv	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 サプレッションチェンバ
v	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 自動減圧系 サプレッションチェンバ
vi	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器 原子炉格納容器バウンダリに属する系統※²
vii	放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記 vi 以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 可燃性ガス濃度制御系 非常用ガス処理系 サプレッションチェンバ

※ 1 主蒸気系，給水系，原子炉冷却材再循環系，残留熱除去系，ほう酸水注入系，原子炉冷却材浄化系，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系

※ 2 主蒸気系，給水系，原子炉冷却材再循環系，制御棒駆動系，残留熱除去系，ほう酸水注入系，原子炉冷却材浄化系，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系，不活性ガス系，原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却中間ループ系，可燃性ガス濃度制御系，主蒸気隔離弁漏えい制御系，放射性ドレン移送系

7.1.2 耐震安全性評価の概要

地震時の安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた動的解析によることを基本とし、機器・配管系の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で応答解析を行い、その結果求められた応力値、または応答加速度値をもとに評価する。基準値地震動 S_s を第 7.1.2-1 表に示す。

原子炉建屋内の大型機器である原子炉格納容器（以下「PCV」という。）、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）、および炉内構造物等の安全性評価に当たっては、水平地震動と鉛直地震動による建屋・機器連成応答解析を行い、それぞれの応答結果を用いる。また、比較的小型の機器や配管系等の安全性評価に当たっては、当該設備の据付床の水平方向および鉛直方向それぞれの床応答を用いた応答解析等を行う。なお、水平方向、鉛直方向それぞれの応答結果を二乗和平方根（SRSS）法等により組み合わせる場合もある。⁽¹⁾

構造強度評価に際しては、当該設備の耐震安全機能を確認する観点から耐震構造上重要な評価箇所を、既往評価の評価箇所を参考に選定する。本報告書には、当該設備の評価箇所のうち、発生値が評価基準値に対して比較的近い箇所を記載している。また、選定した評価箇所に対して、基準地震動 S_s による地震慣性力と、設計時の地震以外の荷重との組合せによる 1 次応力評価を基本として構造強度評価を行う。

動的機能維持評価に際しては、地震時に動的機能が要求される動的機器を選定する。また、選定した動的機器の設置位置における応答加速度と機能確認済加速度との比較を基本として動的機能維持評価を行う。

第 7.1.2-1 表 基準地震動 Ss

地震動	概要
Ss-1	F－B断層による地震 (応答スペクトル法)
Ss-2	F－B断層による地震 (断層モデル)
Ss-3	長岡平野西縁断層帯による地震 (応答スペクトル法, 断層傾斜角 50° /応力降下量 1.5 倍および断層傾斜角 35° /応力降下量 1.0 倍の 2 つのケースを包絡)
Ss-4	長岡平野西縁断層帯による地震 (断層モデル, 断層傾斜角 50° /応力降下量 1.5 倍)
Ss-5	長岡平野西縁断層帯による地震 (断層モデル, 断層傾斜角 35° /応力降下量 1.0 倍)

7.1.3 構造強度の評価方法

構造強度に関する評価は、以下に示す応答倍率法による評価、または詳細評価により実施する。構造強度の評価手順を第 7.1.3-1 図に示す。

7.1.3.1 応答倍率法による評価

大型機器である PCV, RPV, および炉内構造物等については、基準地震動 S_s による地震力（加速度，せん断力，モーメント，軸力）と設計時における地震力との比を求め，設計時の応力に乘じることにより，発生値を算定し，評価基準値と比較する。

また，比較的小型の機器については，剛構造の場合は基準地震動 S_s による床の最大応答加速度と設計時における床の最大応答加速度の比，剛構造でない場合はそれぞれの床応答スペクトルの比を求め，設計時の応力に乘じることにより，発生値を算定し，評価基準値と比較する。

7.1.3.2 詳細評価

応答倍率法以外の評価手法は全て詳細評価に分類される。

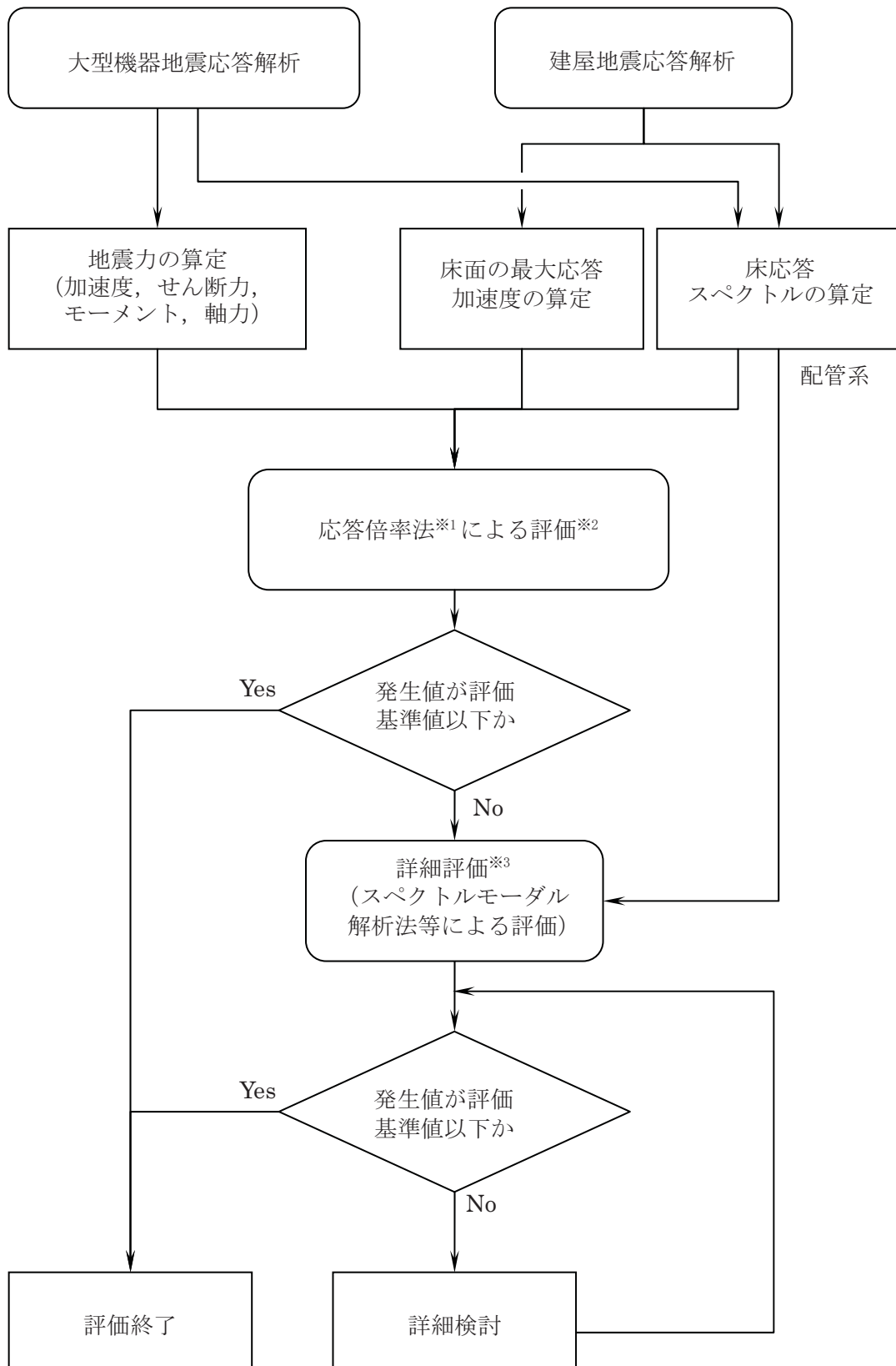
配管系は、スペクトルモーダル解析法等による詳細評価を行い、発生値を算定し評価基準値と比較する。

応答倍率法による評価の結果、詳細評価が必要と判断された設備は、設計時の評価方法を参考に以下の a. ～ c. に示す解析法から選択して評価を行い、発生値を算定し評価基準値と比較する。

また、設備によっては応答倍率法による評価によらず、以下の a. ～ c. に示す解析法から選択して評価を行い、発生値を算定し評価基準値と比較する場合がある。詳細評価においても、荷重の算定過程等において応答比を用いている場合もある。

- a. スペクトルモーダル解析法
- b. 時刻歴応答解析法
- c. 定式化された評価式を用いた解析法（床置き機器等）

なお、上記の詳細評価は、工事計画認可申請時と同等の評価手法である。



※1 次ページの※1 に詳細説明を記載。

※2 応答倍率法による評価によらず，詳細評価する場合がある。

※3 次ページの※2 に詳細説明を記載。

第 7.1.3-1 図 構造強度の評価手順

※1 応答倍率法による評価

設計時の耐震計算書等の既往評価条件と基準地震動 S_s の評価条件の比率（応答比）を算定して、その応答比を既往評価値（地震荷重による応力と地震以外の荷重による応力の合計値）に乗じることにより、基準地震動 S_s に対する評価対象設備の発生値が、評価基準値を上回らないことを確認する。

※応答比

A1：応答荷重比を用いた評価

設備の発生値を算定するにあたり、せん断力、モーメント、軸力を用いる機器は、基準地震動 S_s による地震力と既往評価の地震力との比を応答比とする。

A2：応答加速度比を用いた評価

設備の発生値を算定するにあたり、水平加速度、鉛直加速度を用いる機器は基準地震動 S_s による床応答スペクトル等と、既往評価で用いた床応答スペクトル等から水平加速度と鉛直加速度の比をそれぞれ求め、大きい方の値を応答比とする。

$$\text{応答比} = \text{MAX} \left(\frac{C_H}{C_{H0}}, \frac{C_V}{C_{V0}} \right)$$

C_{H0} ：既往評価による水平加速度
 C_H ：基準地震動 S_s による水平加速度
 C_{V0} ：既往評価による鉛直加速度
 C_V ：基準地震動 S_s による鉛直加速度

※2 詳細評価

応答倍率法以外の評価。詳細評価においても、荷重の算定過程等において応答比を用いている場合もある。

B1：既往評価の地震荷重と地震以外の荷重を区別し、地震荷重による応力のみに応答比を乗じ、地震以外の荷重による応力を組み合わせて、発生値を求める方法。

既往評価の地震荷重による応力に応答比を乗じて S_s 時の地震荷重による応力とし、発生値を求める手法（地震以外による応力には応答比は乗じていないことから、応答倍率法とは異なる）。

B2：スペクトルモーダル解析法等による評価

- ・スペクトルモーダル解析を用いた手法
- ・時刻歴応答解析を用いた手法
- ・連成解析から得られる地震荷重や床応答スペクトル等から得られる加速度を用いて発生値を求める方法（設計時と同じ手法）。

7.1.4 動的機能維持の評価方法

動的機能維持に関する評価は、以下に示す機能確認済加速度との比較、または詳細評価により実施する。動的機能維持の評価手順を第 7.1.4-1 図に示す。

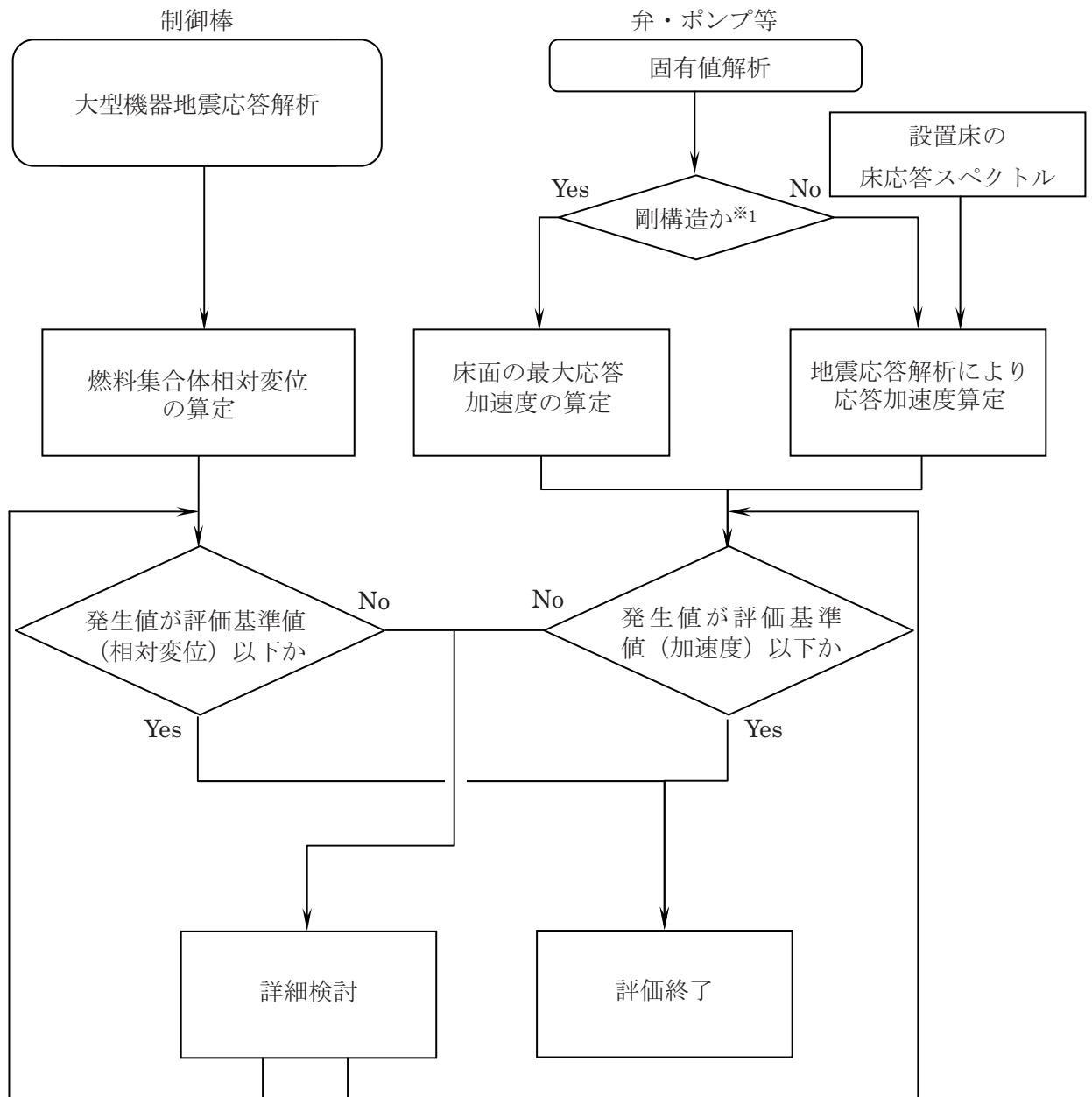
7.1.4.1 機能確認済加速度との比較

基準地震動 S_s による評価対象機器の応答加速度を求め、その加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプおよびポンプ駆動用タービン等、機種ごとに、試験あるいは解析により、動的機能維持が確認された加速度である。

制御棒の地震時挿入性については、基準地震動 S_s による燃料集合体の相対変位を求め、その相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認する。

7.1.4.2 詳細評価

基準地震動 S_s による応答加速度が、機能確認済加速度を上回る機器については、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位ごとの構造強度評価または動的機能維持評価を行い、発生値が評価基準値以下であることを確認する。⁽¹⁾



※1 1次固有周期が0.05 [秒] 以下（固有振動数が20 [Hz] 以上）の場合。

第 7.1.4-1 図 動的機能維持の評価手順

7.2 地震応答解析

7.2.1 地震応答解析モデル

機器・配管系の動的解析のモデルは、その振動特性に応じて、代表的な振動モードが適切に表現でき、応力評価等に用いる地震荷重を適切に算定できるものを使用する。また、解析モデルは既往評価で用いられたものの他、有限要素法等実績がある手法によるモデルを使用する。モデル化に当たって使用する物性値等については、既往評価で用いられたものの他、施設運用上の管理値や実測値等を考慮して設定する。

7.2.2 大型機器の地震応答解析

原子炉建屋内の大型機器（PCV、RPV および炉内構造物等）は、大規模構造物でしかも建屋から各点で支持されているため、建屋からの各入力をより厳密に評価することを目的とし、地盤・建屋と連成した解析モデルにより基準地震動 S_s による地震応答解析を時刻歴応答解析で実施する。

解析は水平方向（NS および EW の両方向）および鉛直方向について実施する。

地震応答解析モデルは、以下に示す大型機器解析モデルと炉内構造物解析モデルがある。

7.2.2.1 大型機器解析モデル

PCV, RPV, 原子炉遮へい壁, および原子炉本体の基礎等の地震力を算定する解析モデルである。

水平方向の解析モデルは, 多質点系でモデル化し, それぞれの質点間を曲げ, せん断剛性を有する無質量のはり, またはばねにより結合する。

鉛直方向の解析モデルは, 質点間を軸剛性 (圧縮, 引張りに対する剛性) を有するばねにより結合する。⁽¹⁾

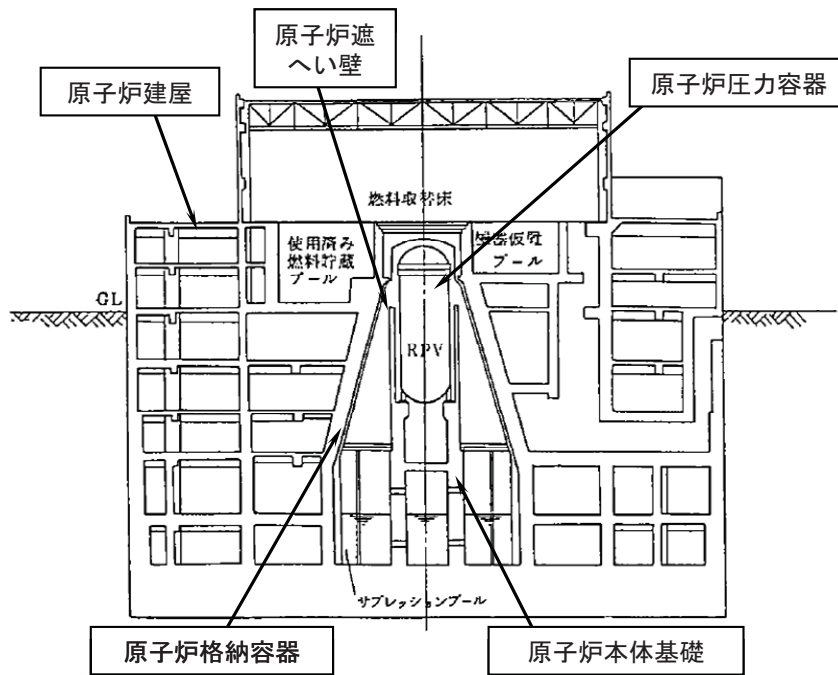
原子炉建屋模式図を第 7.2.2.1-1 図に, 水平方向の解析モデルを第 7.2.2.1-2 図に, 鉛直方向の解析モデルを第 7.2.2.1-3 図に示す。

7.2.2.2 炉内構造物解析モデル

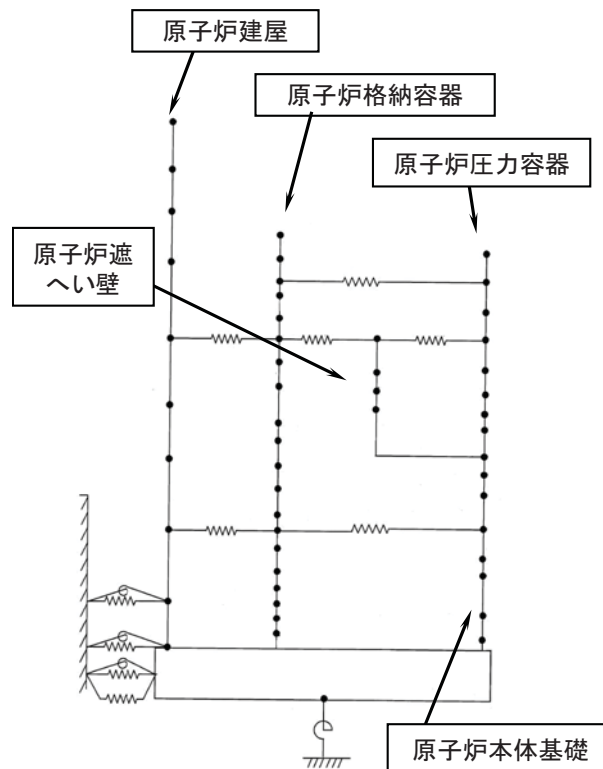
RPV 内の気水分離器, 燃料集合体, 炉心シュラウド, および制御棒案内管等の地震力を算定する解析モデルである。

モデル化の考え方は, 大型機器解析モデルと同じである。

炉内構造物模式図を第 7.2.2.2-1 図に, 水平方向の解析モデルを第 7.2.2.2-2 図に, 鉛直方向の解析モデルを第 7.2.2.2-3 図に示す。

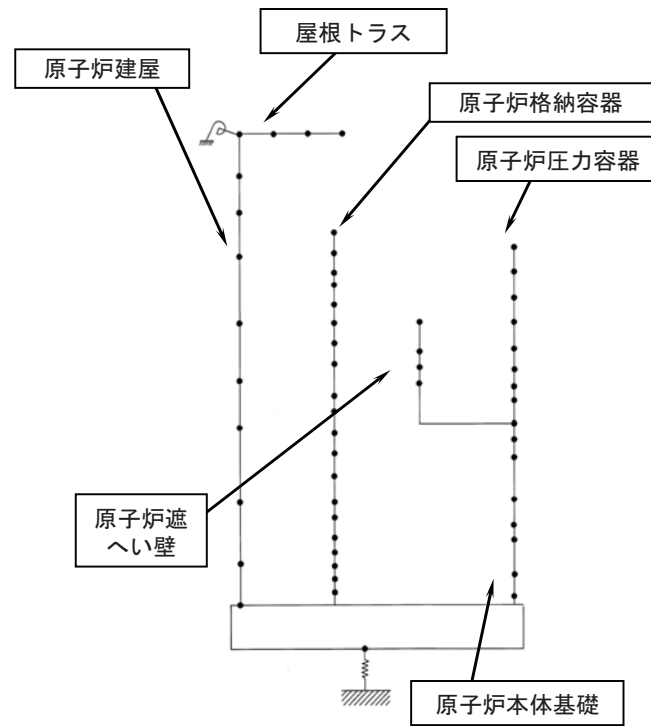


第 7.2.2.1-1 図 原子炉建屋模式図

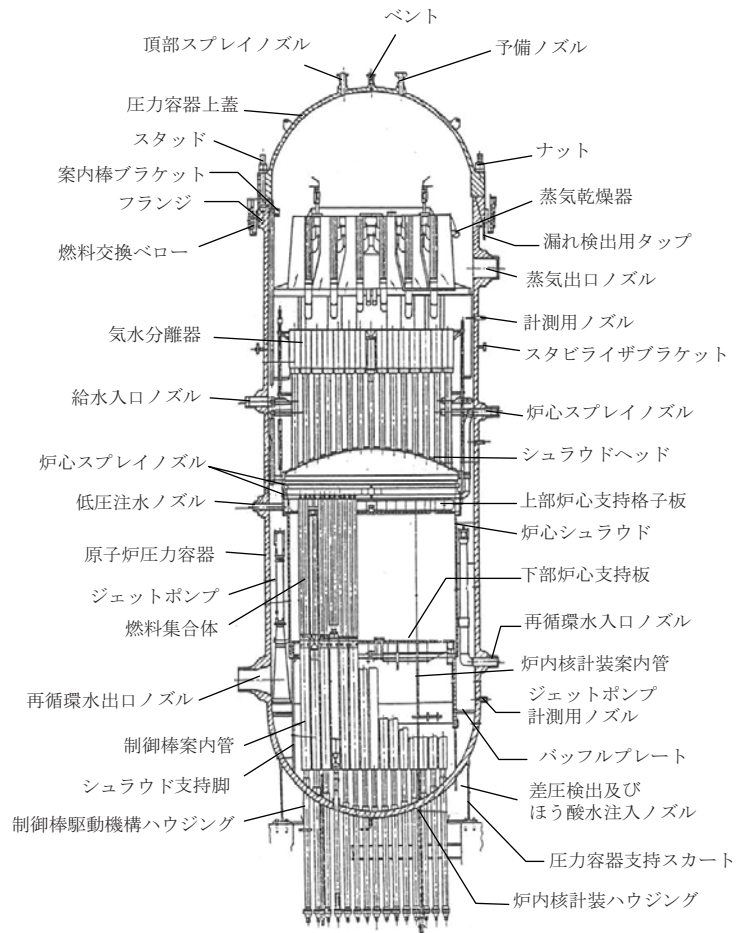


※原子炉建屋，地盤ばねを除き，NS 方向及び EW 方向共通

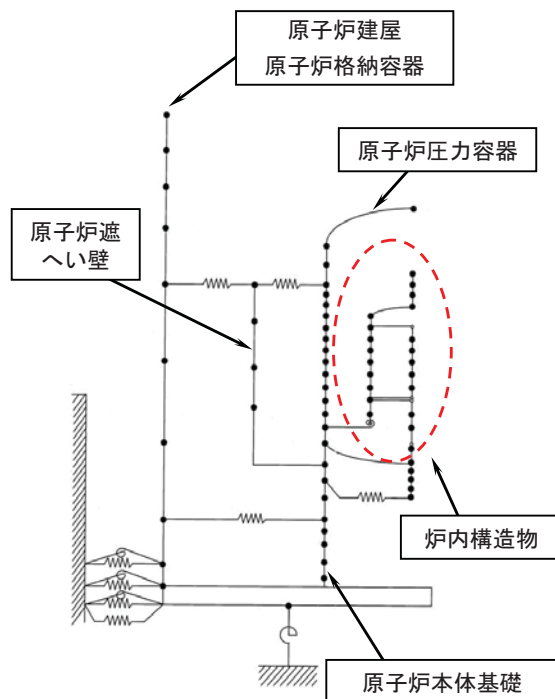
第 7.2.2.1-2 図 大型機器水平方向解析モデル



第 7.2.2.1-3 図 大型機器鉛直方向解析モデル

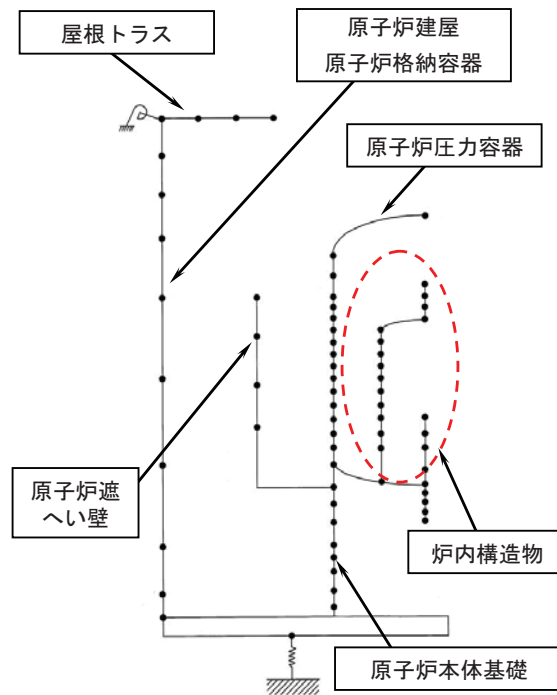


第 7.2.2.2-1 図 炉内構造物模式図



※原子炉建屋，地盤ばねを除き，NS 方向及び EW 方向共通

第 7.2.2.2-2 図 炉内構造物水平方向解析モデル



第 7.2.2.2-3 図 炉内構造物鉛直方向解析モデル

7.2.2.3 固有値解析結果

炉内構造物解析モデルによる固有値解析結果を以下に示す。

(1) 水平方向（NS 方向）

水平方向（NS 方向）の固有周期を第 7.2.2.3-1 表に示す。

第 7.2.2.3-1 表 固有周期（水平方向（NS 方向））

次数	固有周期（秒）	卓越部位
1	0.440	建屋地盤連成系（1 次）
2	0.227	燃料集合体
3	0.217	建屋地盤連成系（2 次）
4	0.130	炉心シュラウド
5	0.114	原子炉圧力容器系（1 次）
7	0.078	原子炉圧力容器系（2 次）
9	0.071	制御棒案内管

(2) 水平方向（EW 方向）

水平方向（EW 方向）の固有周期を第 7.2.2.3-2 表に示す。

第 7.2.2.3-2 表 固有周期（水平方向（EW 方向））

次数	固有周期（秒）	卓越部位
1	0.440	建屋地盤連成系（1 次）
2	0.227	燃料集合体
3	0.217	建屋地盤連成系（2 次）
4	0.130	炉心シュラウド
5	0.114	原子炉圧力容器系（1 次）
7	0.079	原子炉圧力容器系（2 次）
9	0.071	制御棒案内管

(3) 鉛直方向

鉛直方向の固有周期を第 7.2.2.3-3 表に示す。

第 7.2.2.3-3 表 固有周期（鉛直方向）

次数	固有周期（秒）	卓越部位
1	0.276	建屋地盤連成系（1 次）
2	0.256	建屋地盤連成系（2 次）
4	0.052	原子炉压力容器系

7.2.2.4 地震応答解析結果

大型機器解析モデルおよび炉内構造物解析モデルによる地震応答解析結果を以下に示す。

なお、評価に当たっては、基準地震動 S_s による地震力を包絡させた値を用いる。

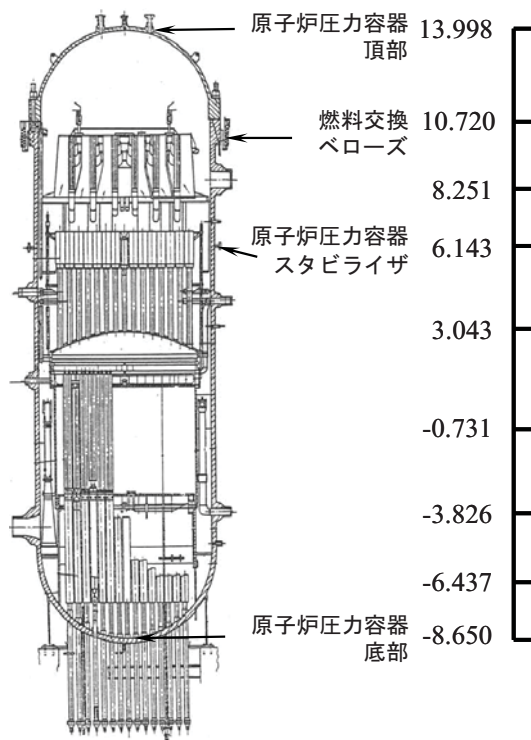
(1) 大型機器解析モデルによる解析結果

RPV の標高を第 7.2.2.4-1 図に、基準地震動 S_s による地震応答解析結果を第 7.2.2.4-2 図～第 7.2.2.4-9 図に示す。

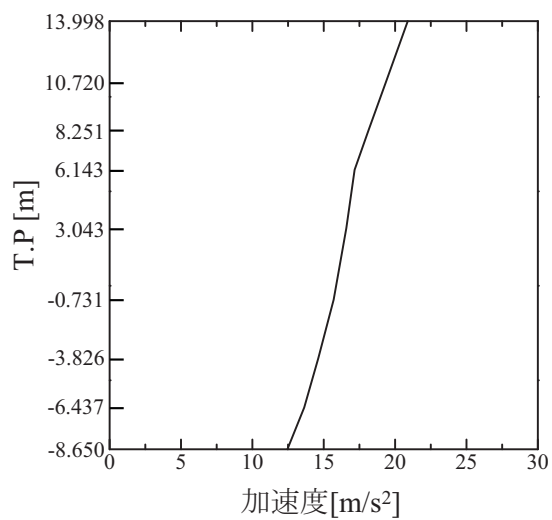
原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎の標高を第 7.2.2.4-10 図に、基準地震動 S_s による地震応答解析結果を第 7.2.2.4-11 図～第 7.2.2.4-18 図に示す。

(2) 炉内構造物解析モデルによる解析結果

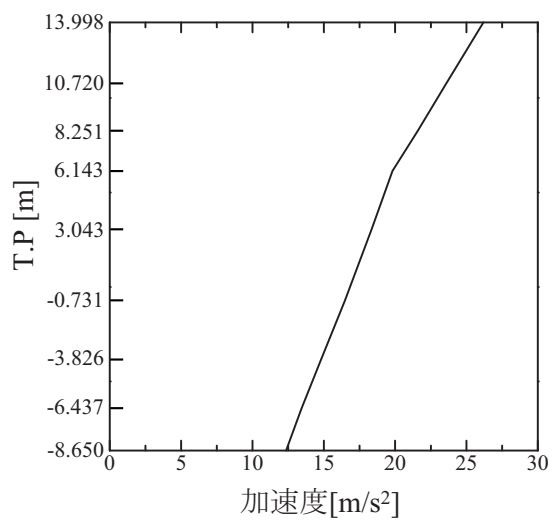
炉内構造物の標高を第 7.2.2.4-19 図に、基準地震動 S_s による地震応答解析結果を第 7.2.2.4-20 図～第 7.2.2.4-27 図に示す。



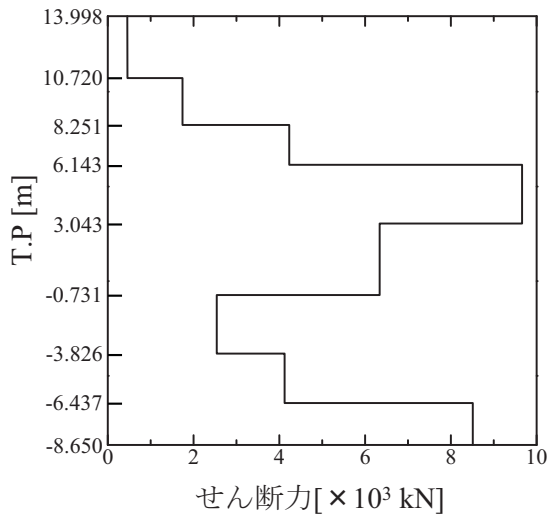
第 7.2.2.4-1 図 RPV 標高



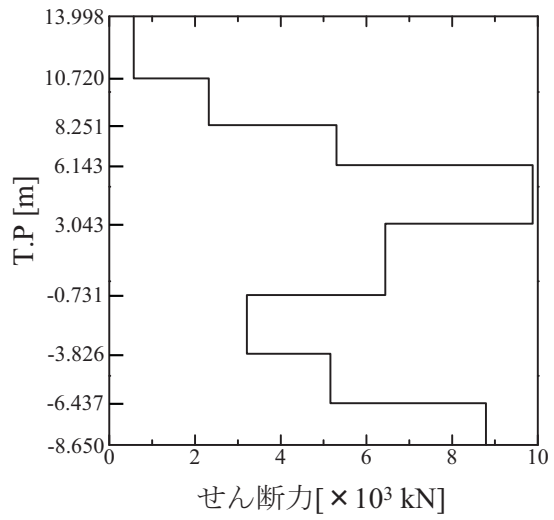
第 7.2.2.4-2 図 RPV 水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



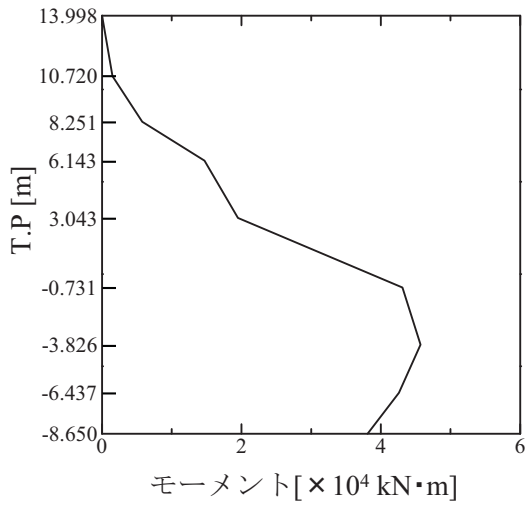
第 7.2.2.4-3 図 RPV 水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



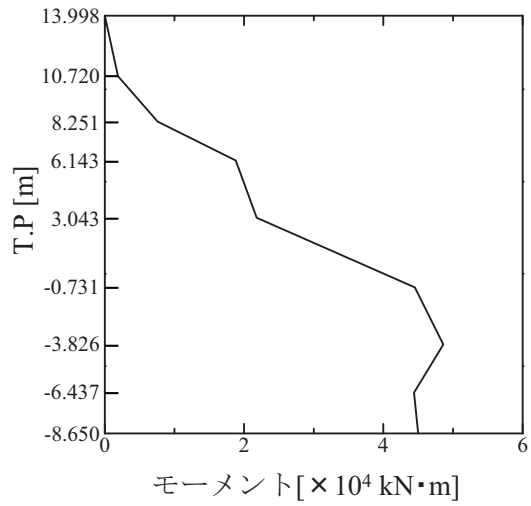
第 7.2.2.4-4 図 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



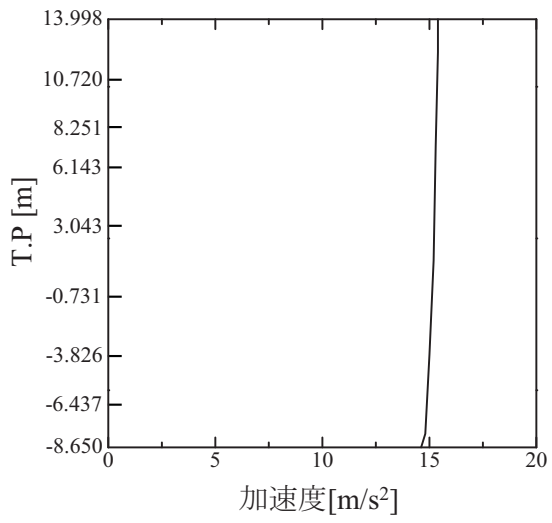
第 7.2.2.4-5 図 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



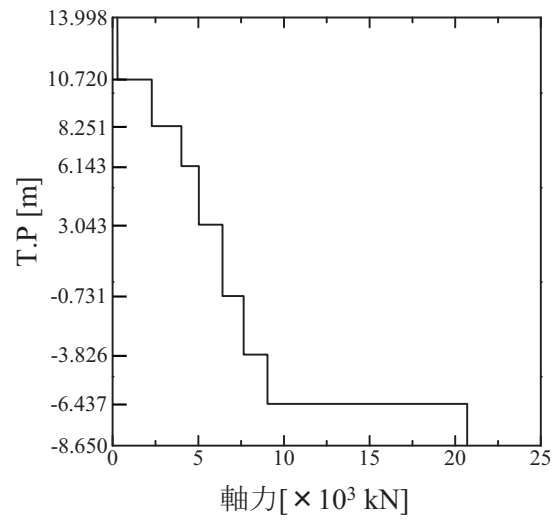
第 7.2.2.4-6 図 RPV 水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



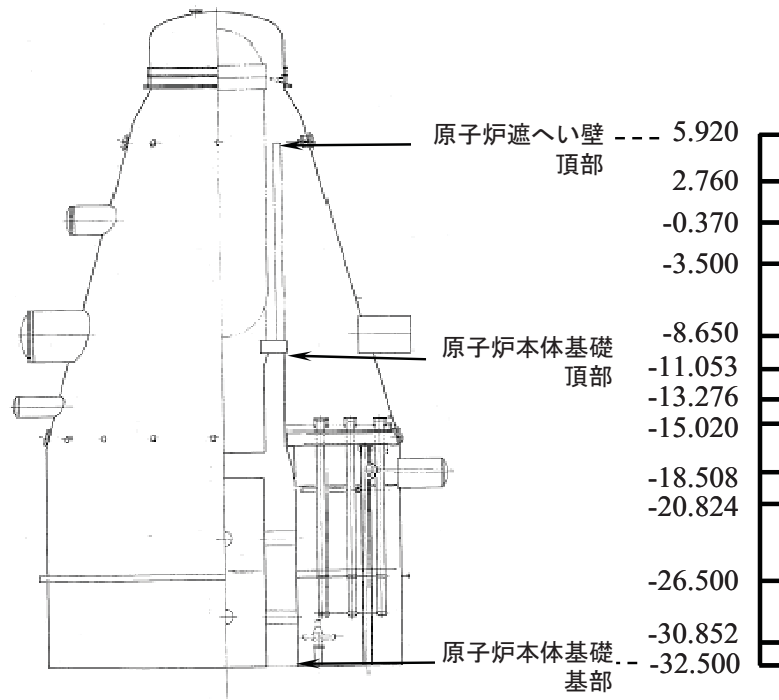
第 7.2.2.4-7 図 RPV 水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



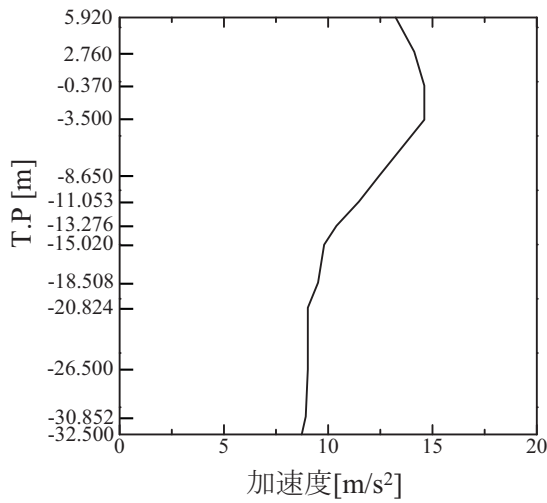
第 7.2.2.4-8 图 RPV 鉛直方向
最大応答加速度



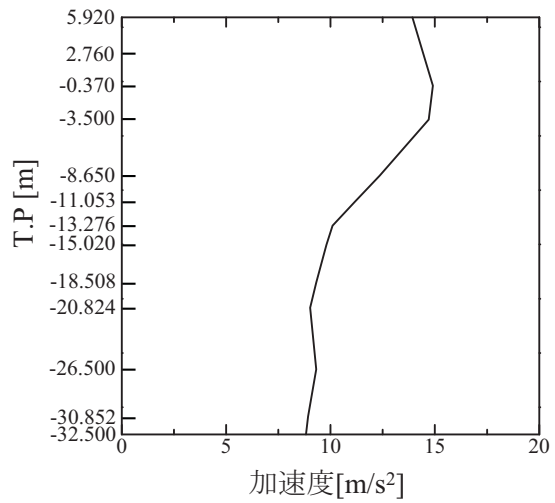
第 7.2.2.4-9 图 RPV 鉛直方向
最大応答軸力



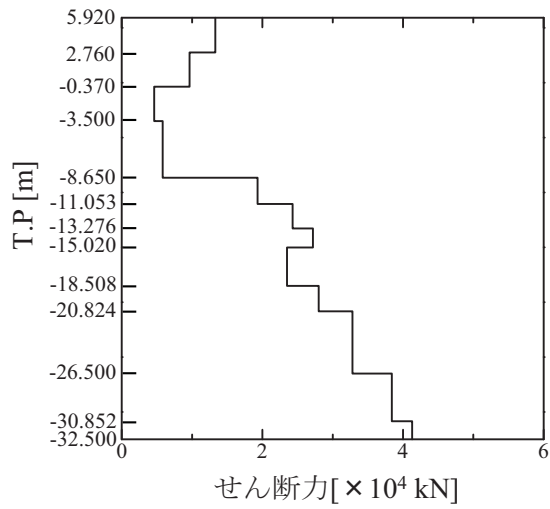
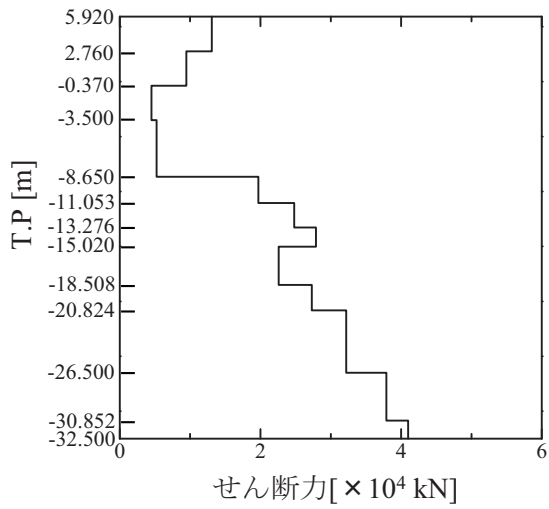
第 7.2.2.4-10 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎標高



第 7.2.2.4-11 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (NS 方向)

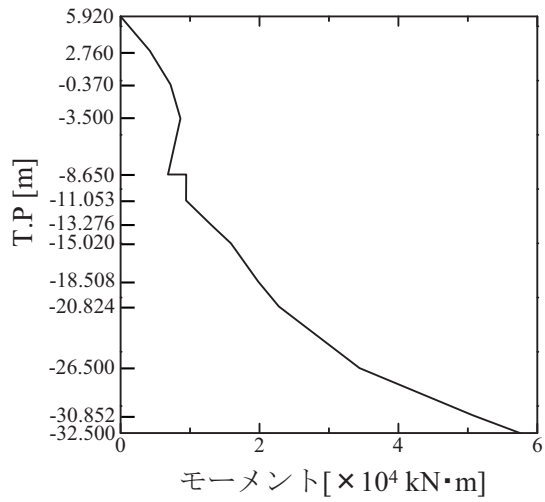
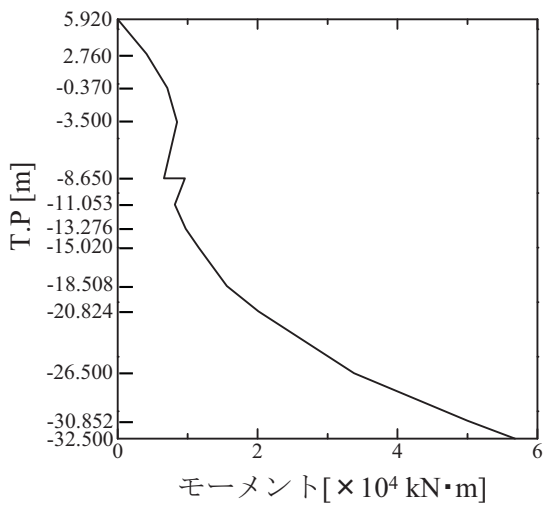


第 7.2.2.4-12 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (EW 方向)



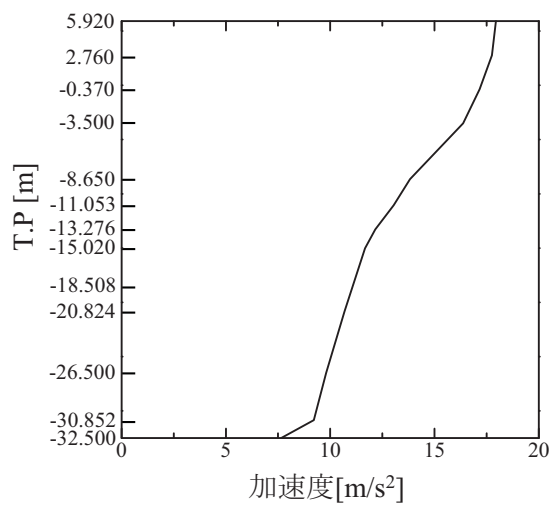
第 7.2.2.4-13 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (NS 方向)

第 7.2.2.4-14 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (EW 方向)

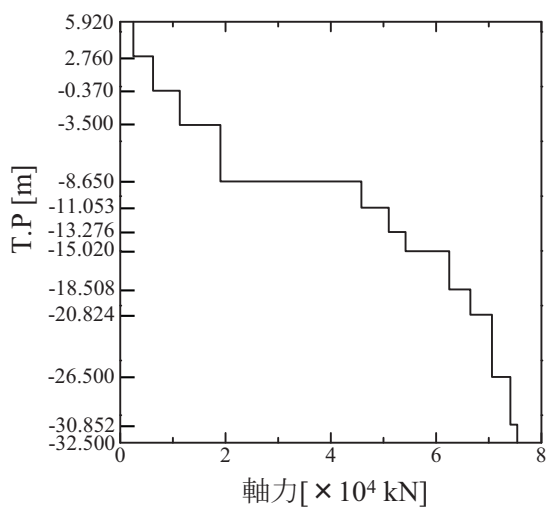


第 7.2.2.4-15 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (NS 方向)

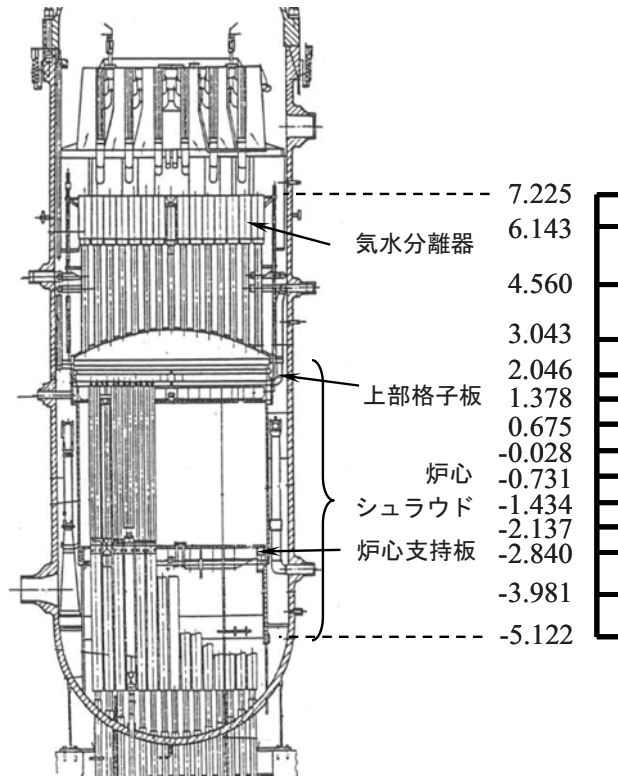
第 7.2.2.4-16 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (EW 方向)



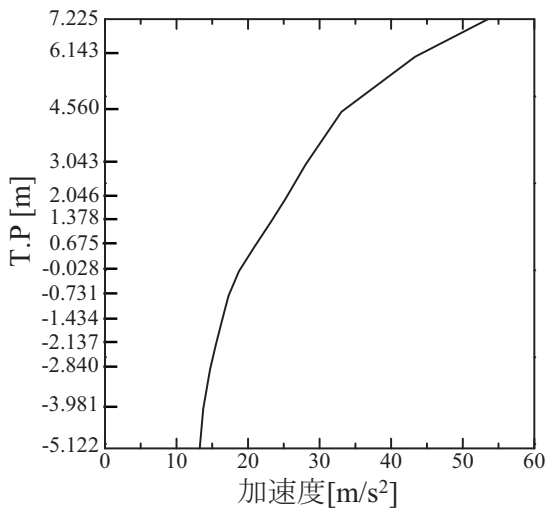
第 7.2.2.4-17 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答加速度



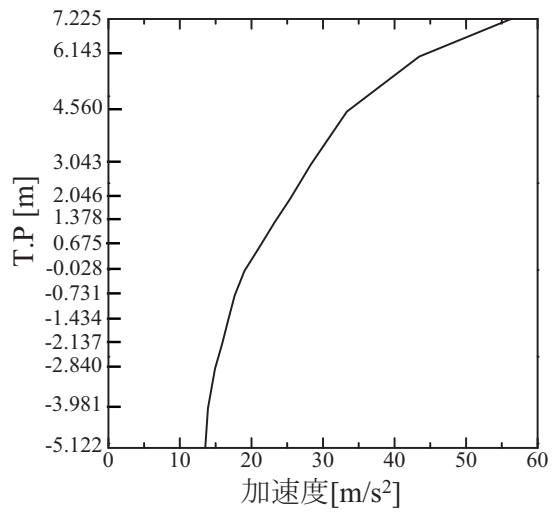
第 7.2.2.4-18 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答軸力



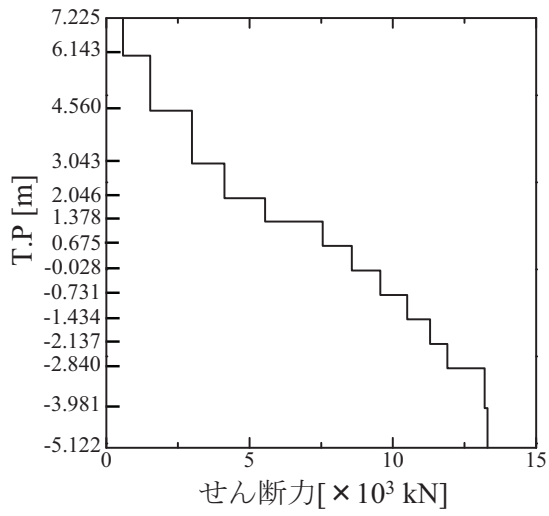
第 7.2.2.4-19 図 炉内構造物標高



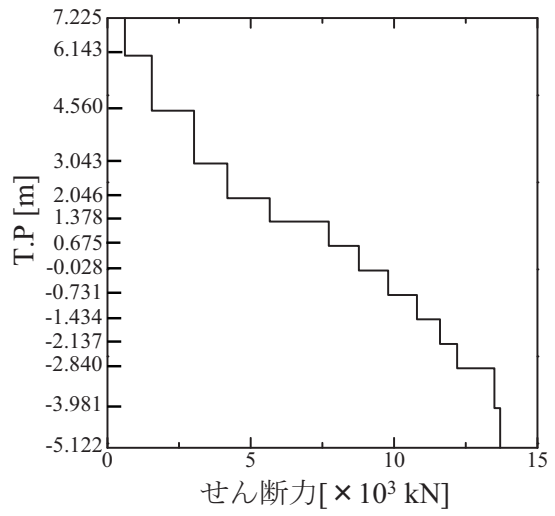
第 7.2.2.4-20 図 炉内構造物水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



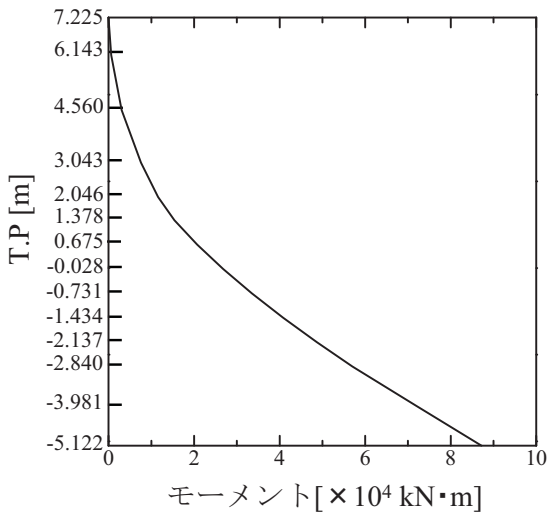
第 7.2.2.4-21 図 炉内構造物水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



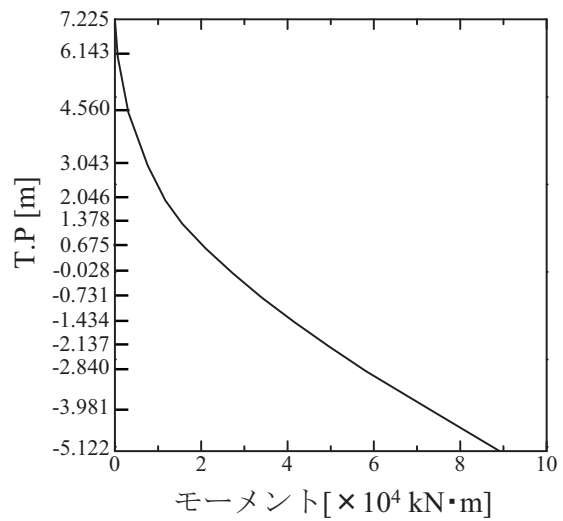
第 7.2.2.4-22 図 炉内構造物水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



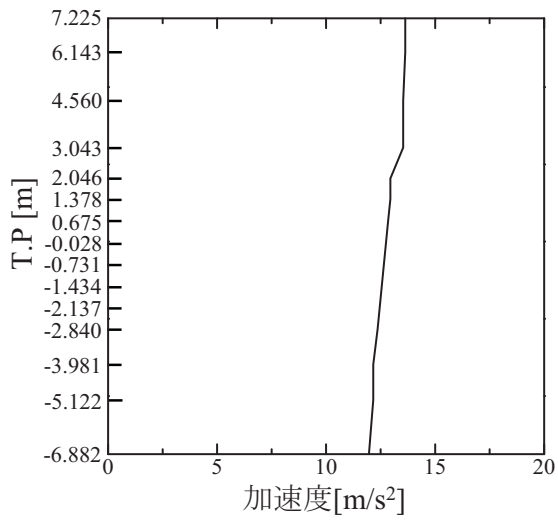
第 7.2.2.4-23 図 炉内構造物水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



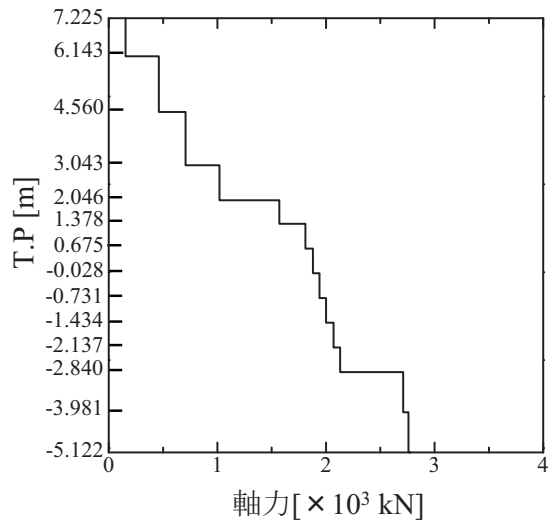
第 7.2.2.4-24 図 炉内構造物水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



第 7.2.2.4-25 図 炉内構造物水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



第 7.2.2.4-26 図 炉内構造物鉛直方向
最大応答加速度



第 7.2.2.4-27 図 炉内構造物鉛直方向
最大応答軸力

7.2.3 床応答スペクトル

床応答スペクトルは、建物・構築物、大型機器の地震応答解析で得られた床応答時刻歴を用いて水平方向および鉛直方向について算定する。

床応答スペクトルの算定に当たっては、地盤や建屋の物性等のばらつきが床応答に与える影響を考慮し、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601－1987」等を参考に周期軸方向に±10%拡幅する。⁽¹⁾

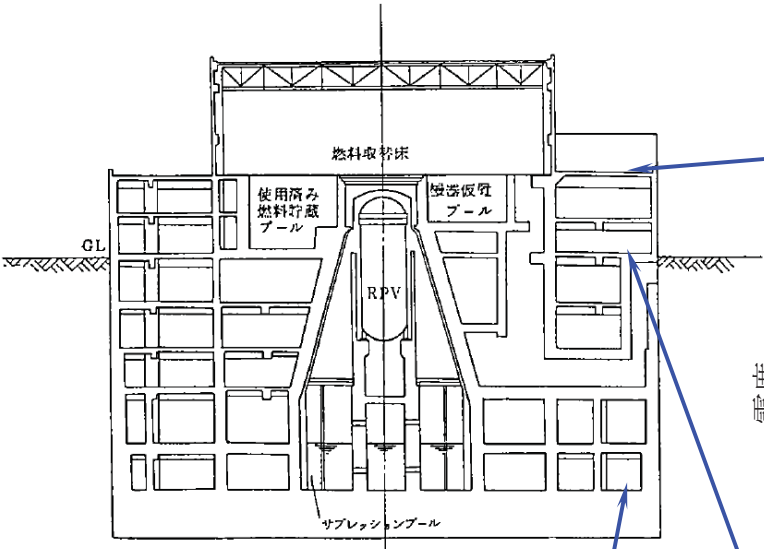
また、配管系等の評価に当たっては、基準地震動 S_s による全ての床応答スペクトルを重ね合わせた包絡スペクトルにより評価を行う。

7.2.3.1 水平方向

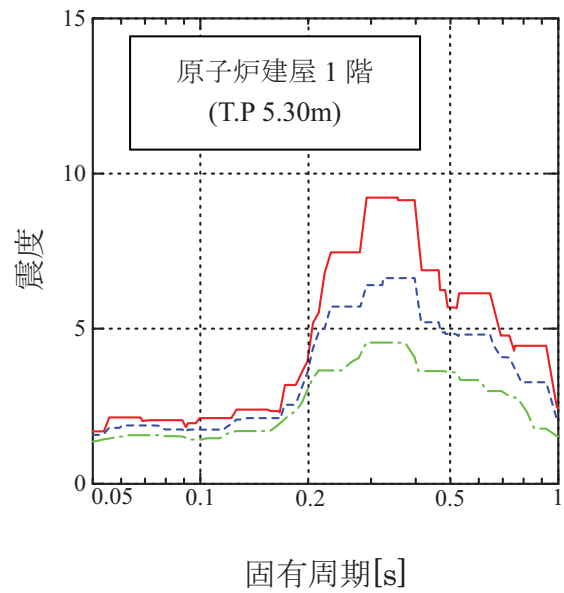
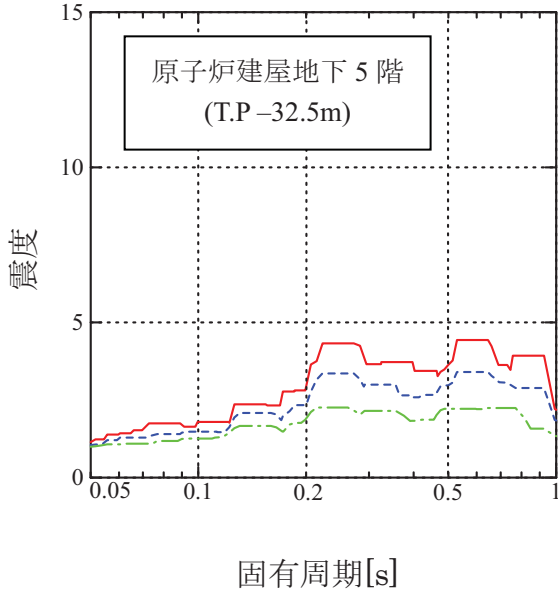
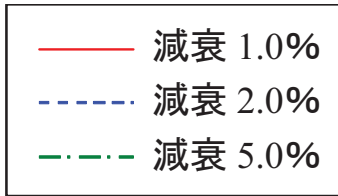
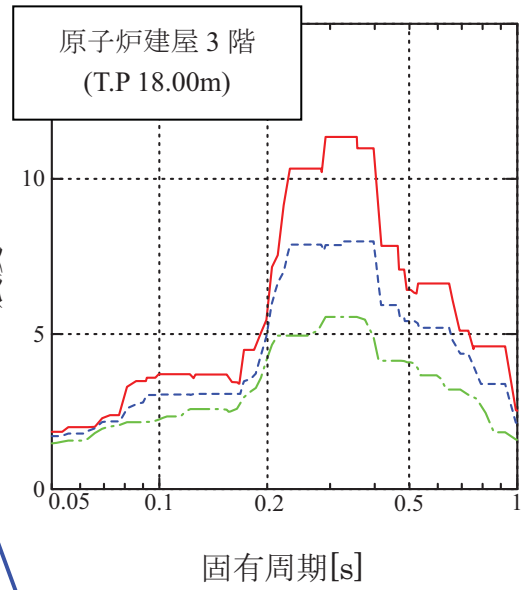
基準地震動 S_s による水平方向の床応答スペクトルの例を第 7.2.3.1-1 図～第 7.2.3.1-2 図に示す。

7.2.3.2 鉛直方向

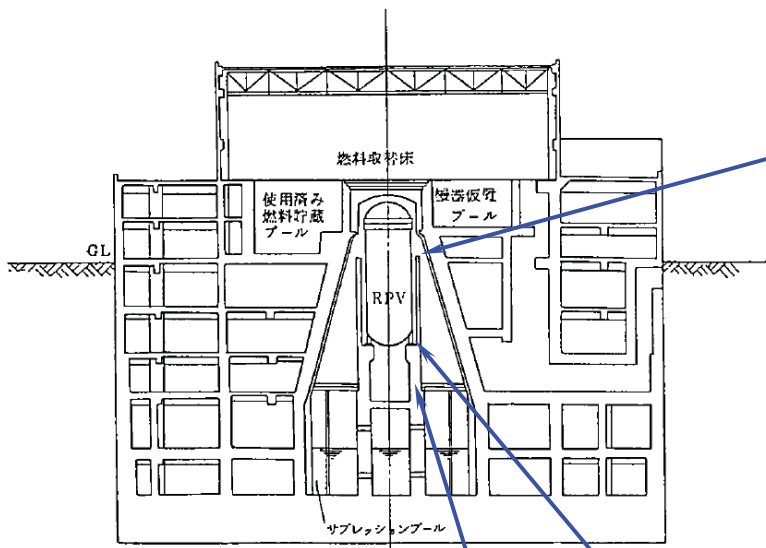
基準地震動 S_s による鉛直方向の床応答スペクトルの例を第 7.2.3.2-1 図～第 7.2.3.2-2 図に示す。



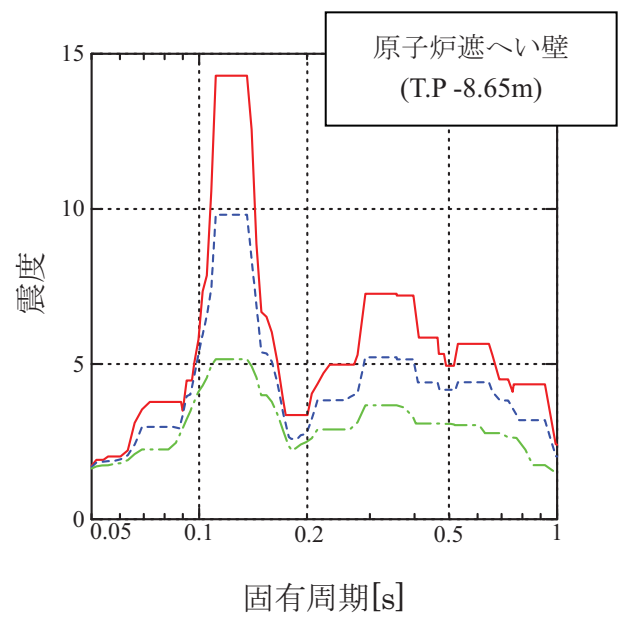
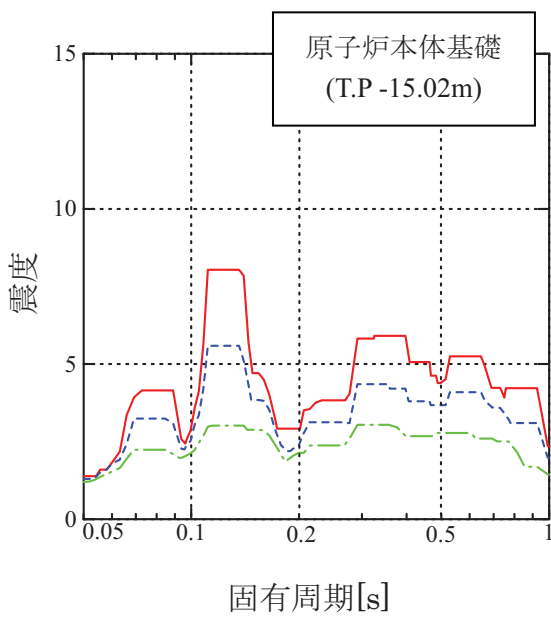
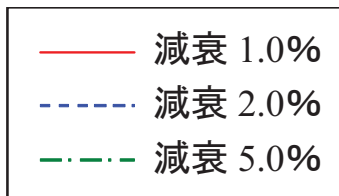
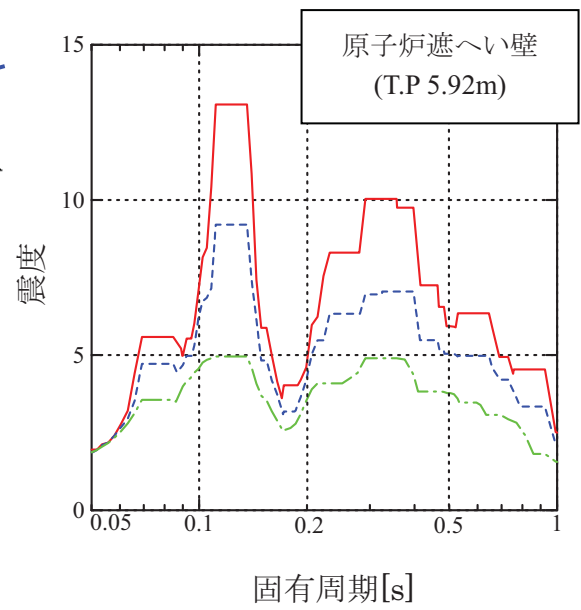
※T.P：東京湾平均海面



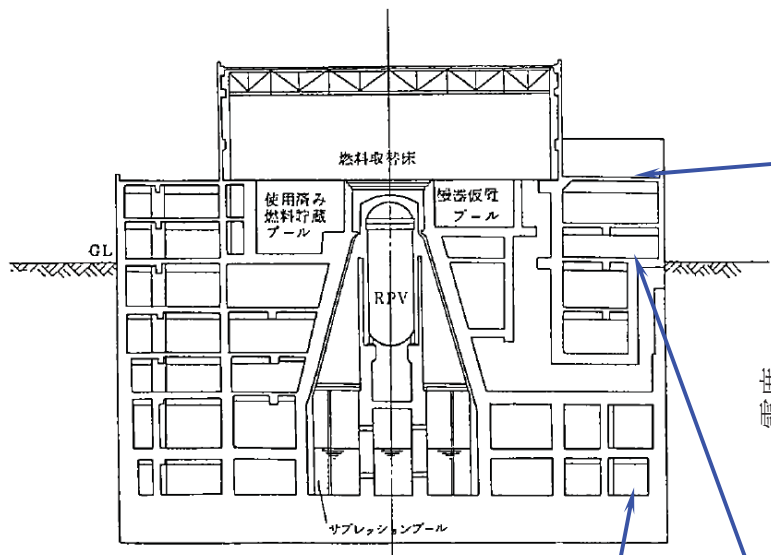
第 7.2.3.1-1 図 原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (NS/EW 包絡)



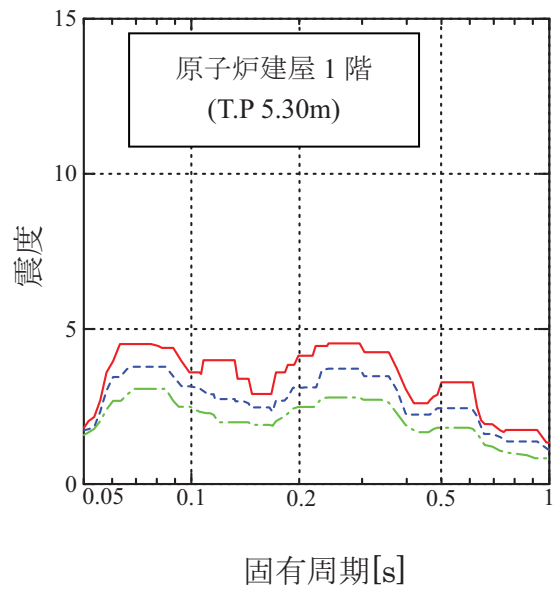
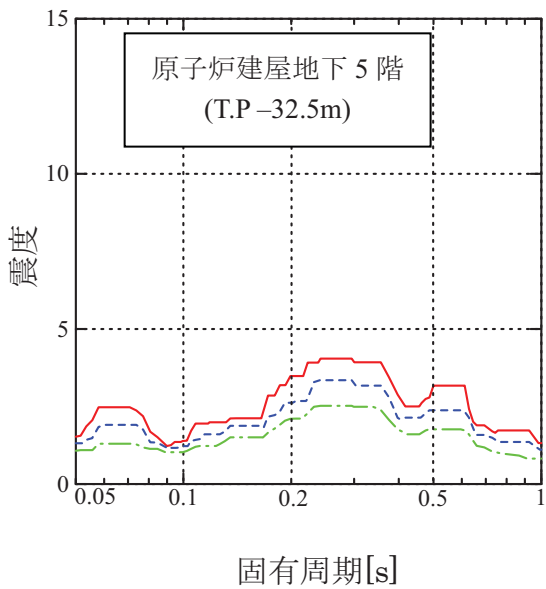
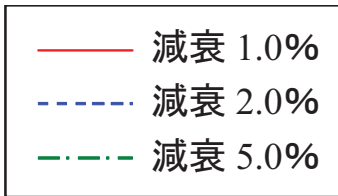
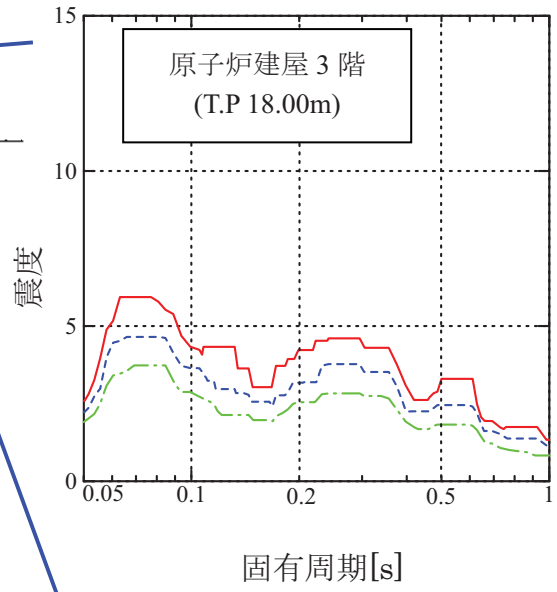
※T.P : 東京湾平均海面



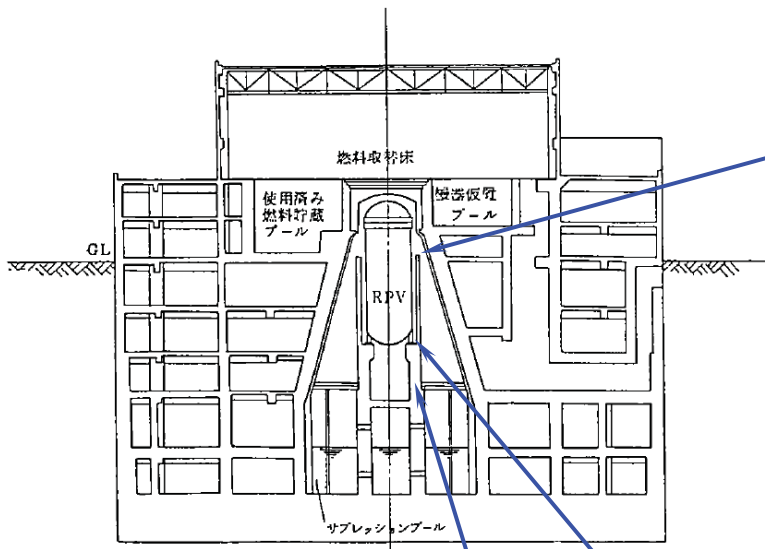
第 7.2.3.1-2 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎水平方向床応答スペクトル (NS/EW 包絡)



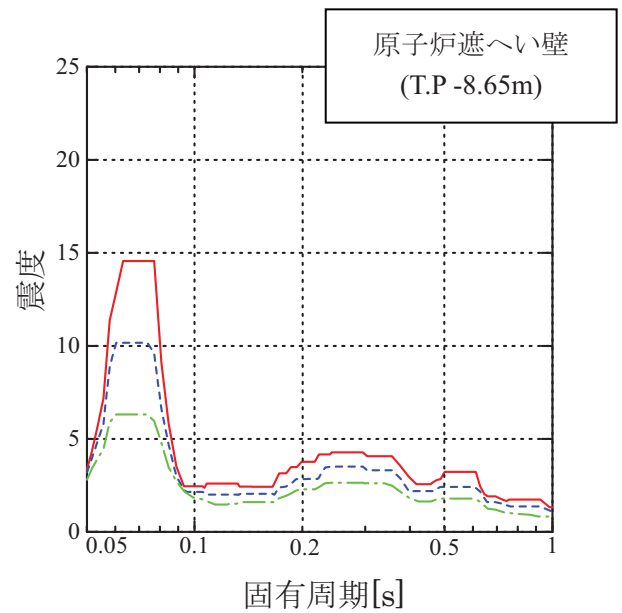
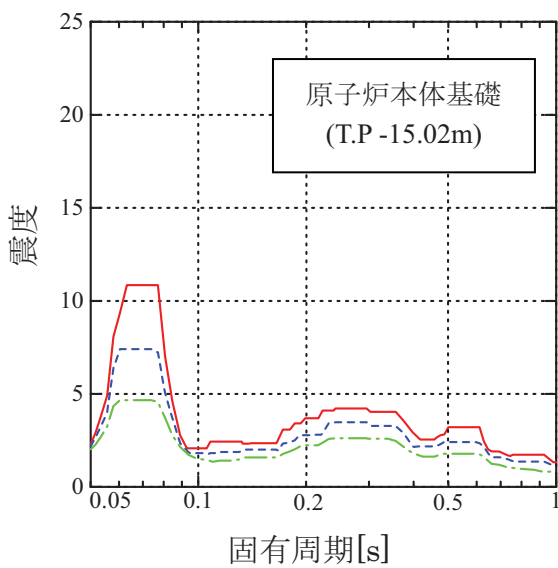
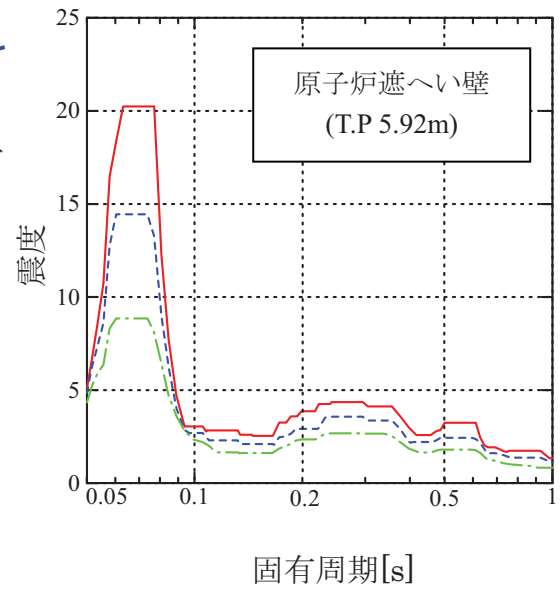
※T.P：東京湾平均海面



第 7.2.3.2-1 図 原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル



※T.P : 東京湾平均海面



第 7.2.3.2-2 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎鉛直方向床応答スペクトル

7.2.4 減衰定数

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数を第 7.2.4-1 表に示す。

水平方向の減衰定数は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601－1991 追補版」に規定された値を基本とし、配管系、使用済燃料貯蔵ラック、燃料交換機、および原子炉複合建屋原子炉棟クレーンについては、試験等で妥当性が確認された値も評価に用いる。(添付 7.1～7.4 参照)

鉛直方向の減衰定数は、基本的に水平方向と同様とするが、電気盤や燃料集合体等鉛直地震動に対し剛体挙動する設備は 1%とする。

第 7.2.4-1 表 機器・配管系の減衰定数

対象設備	減衰定数(%)	
	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	1.0
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0
電気盤	4.0	1.0
燃料集合体	7.0	1.0
制御棒駆動装置	3.5	1.0
配管系	<u>0.5～3.0</u>	<u>0.5～3.0</u>
使用済燃料貯蔵ラック	<u>7.0</u>	1.0
燃料交換機	<u>2.0</u>	<u>1.5, 2.0</u>
原子炉複合建屋原子炉棟クレーン	<u>2.0</u>	<u>2.0</u>

※ 試験結果等に基づき設定した値を下線で示す。

7.3. 荷重の組み合わせ

7.3.1 運転状態と地震動との組み合わせ

通常運転時に生じる荷重および運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせて評価する。

事故時に生じる荷重と組み合わせる地震動は、事故事象の発生確率と継続時間および基準地震動 S_s の年超過確率を踏まえ、両者が同時に発生する可能性が極めて小さい場合、具体的には「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1984」に基づき 10^{-7} /年以下であれば、基準地震動 S_s ではなく弾性設計用地震動 S_d とする。(第 7.3.1-1 図参照)

柏崎刈羽原子力発電所(1~4号機)における基準地震動 S_s の年超過確率は、第 7.3.1-2 図に示すとおり試算値において概ね 10^{-4} /年から 10^{-5} /年であることより、事故(「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」に基づき、発生確率は 10^{-4} /年以下を想定)の同時発生を想定しても 10^{-7} /年を下回るため、事故時に生じる荷重と組合せる地震動は弾性設計用地震動 S_d とする。

事故時に生じる荷重条件としては、JEAG4601・補-1984 に従い、冷却材喪失事故後の最大内圧、又は、冷却材喪失事故後 10^{-1} 年(30日:720時間)後の原子炉格納容器内圧を用いている。

弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s による安全機能保持をより確実なものとする観点から、第 7.3.1-3 図に示すとおり基準地震動 S_s を 0.5 倍した地震動とする。

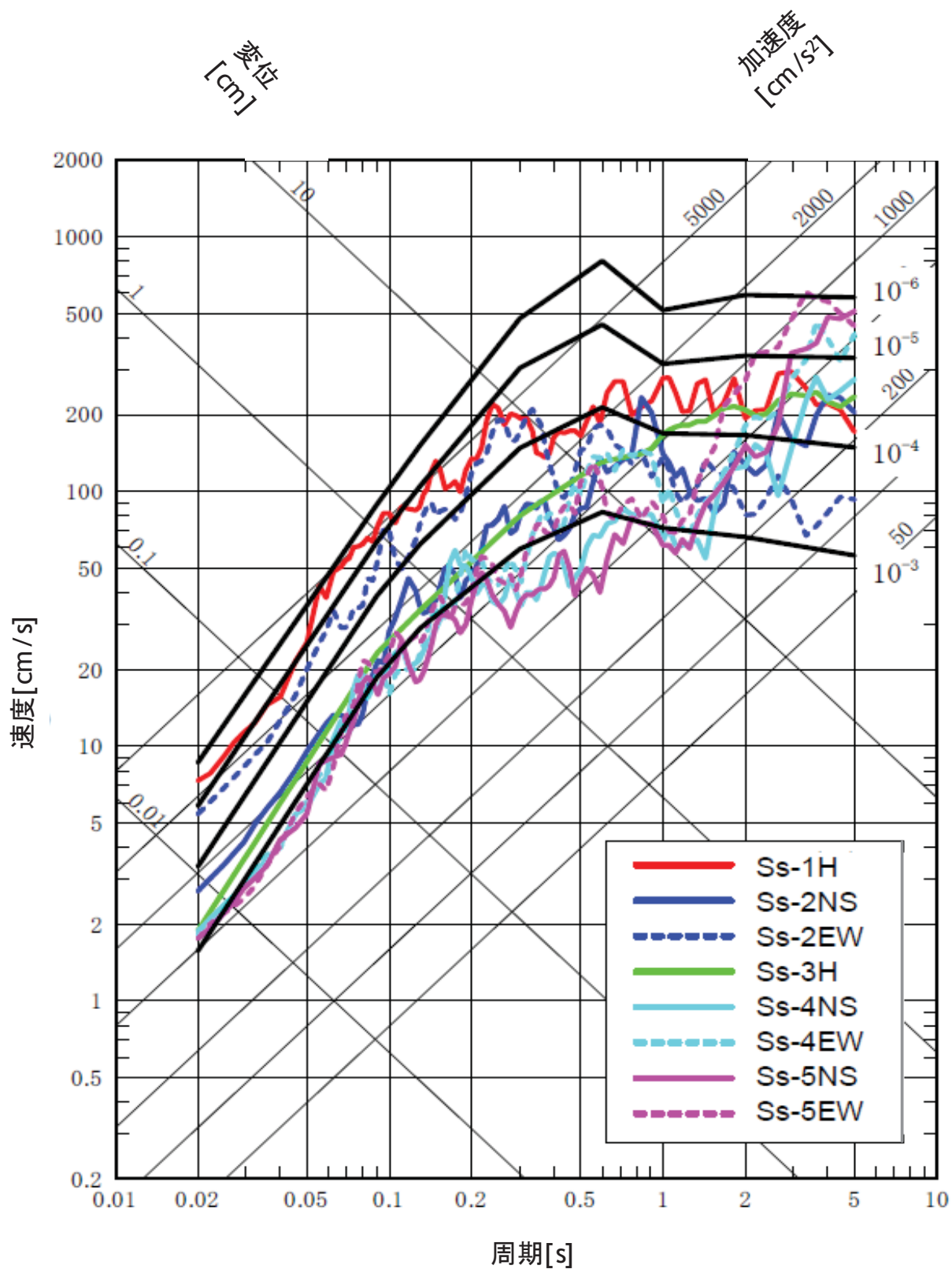
なお、弾性設計用地震動 S_d の年超過確率は、第 7.3.1-3 図に示すとおり試算値において概ね 10^{-3} /年から 10^{-4} /年である。

発生確率		1	10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}	10^{-9}
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III	IV						
基準地震動の発生確率 (1/年)				S_1	S_2						
基準地震動 S_1 との 組合せ	従属事象	S_1 従属									
	1分以内										$S_1 + II$
	1時間以内						$S_1 + II$			$S_1 + III$	
	1日以内					$S_1 + II$	$S_1 + III$			$S_1 + IV$	
	1年以内			$S_1 + II$	$S_1 + III$	$S_1 + IV$					
基準地震動 S_2 との 組合せ	従属事象	S_2 従属									
	1分以内	($S_2 + II$ は 10^{-9} 以下となる)									
	1時間以内									$S_2 + II$	$S_2 + III$
	1日以内						$S_2 + II$			$S_2 + III$	
	1年以内			$S_2 + II$	$S_2 + III$	$S_2 + IV$					

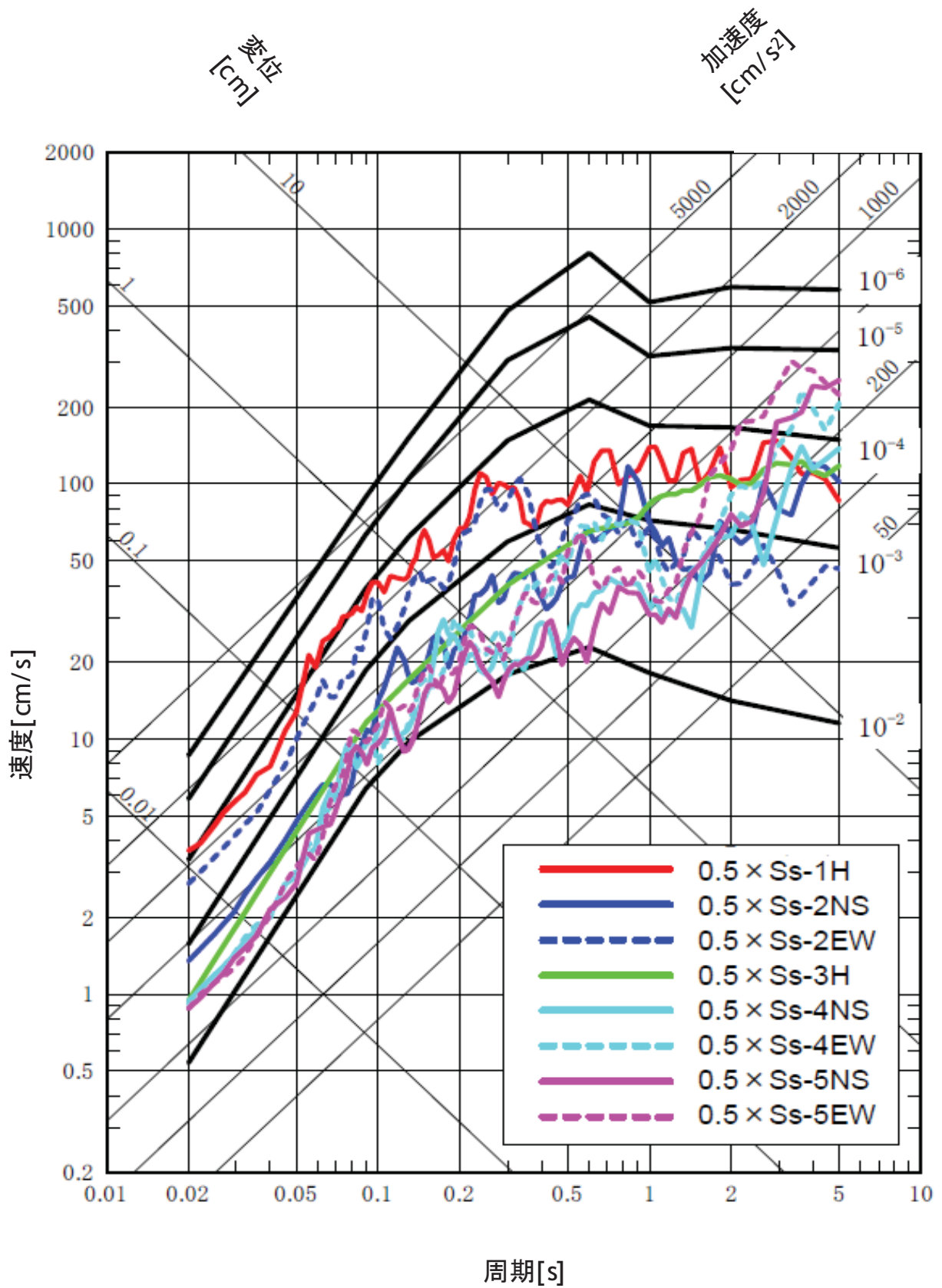
- 注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ←···· 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

※ 図中の基準地震動 S_1 および基準地震動 S_2 は、それぞれ弾性設計用地震動 S_d および基準地震動 S_s と読み替える。

第 7.3.1-1 図 運転状態と地震動との組合せの確率的評価
 (原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984 P.38 より引用)



第 7.3.1-2 図 基準地震動 Ss の年超過確率 (1~4 号機)



第 7.3.1-3 図 弾性設計用地震動 Sd の年超過確率 (1~4 号機)

7.4. 評価基準

7.4.1 構造強度の評価基準

構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991 追補版」および「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」（以下「設計・建設規格」という。）に準拠するとともに、ほかの規格基準で規定されている値および実験等で妥当性が確認されている値等も用いる。

機器・配管系の評価基準値は、材料の過度な変形や破損に対して裕度をもった値に設定されている。機器・配管系の評価基準値を添付 7.4 に示す。

7.4.2 動的機能維持の評価基準

機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に準拠するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。(添付 7.5)

機能確認済加速度を第 7.4.2-1 表に示す。

詳細評価における構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」等による。また、部位ごとの動的機能維持の評価基準値は、個別に試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

第 7.4.2-1 表 機能確認済加速度 (1/3)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度	
			水平方向 (G※1)	鉛直方向 (G※1)
立形ポンプ	ピットバレル形ポンプ	コラム 先端部	10.0	※2
	立形斜流ポンプ			
	立形単段床置形ポンプ	ケーシング 下端部		
横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	軸位置	3.2 (軸直角方向)	※2
	横形多段遠心式ポンプ		1.4 (軸方向)	
ポンプ駆動用 タービン	R C I Cタービン	重心位置	2.4	※2
電動機	横形ころがり軸受電動機	軸受部	4.7	※2
	横形すべり軸受電動機		2.6	
	立形ころがり軸受電動機		2.5	
	立形すべり軸受電動機			

※1 $G=9.80665(m/s^2)$

※2 内部部品の浮き上がりを考慮する必要のない鉛直方向加速度 1.0G とする。

第 7.4.2-1 表 機能確認済加速度 (2/3)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度	
			水平方向 (G ^{※1})	鉛直方向 (G ^{※1})
ファン	遠心直結型ファン	軸受部および メカニカルシールケーシング*	2.3	※2
	遠心直動型ファン	軸受部	2.6	
	軸流式ファン		2.4	
非常用 ディーゼル 発電機	高速形 ディーゼル機関	機関 重心位置	1.1	※2
		ガバナ 取付位置	1.8	
往復動式 ポンプ	横形 3 連往復動式ポンプ	重心位置	1.6	※2
弁 (一般弁およ び特殊弁)	一般弁 (グローブ弁, ゲート弁, バタフライ弁, 逆止弁)	駆動部	6.0	6.0
	主蒸気隔離弁		10.0	6.2
	主蒸気逃がし安全弁		9.6	6.1
	制御棒駆動系スクラム弁		6.0	6.0

※1 $G=9.80665(m/s^2)$

※2 内部部品の子き上がりを考慮する必要のない鉛直方向加速度 1.0G とする。

第 7.4.2-1 表 機能確認済加速度 (3/3)

種別	確認済相対変位 (mm)
制御棒挿入性	40.0 ^{※1}

※1 確認済相対変位とは、加振時の挿入性試験により、規定時間内に制御棒が挿入されたことが確認された値である。

7.5. 評価結果

7.5.1 構造強度の評価結果

選定した重要な評価箇所に対する構造強度の評価結果を第 7.5.1-1 表に示す。

機器・配管系の発生値は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

なお、耐震強化工事を実施した設備については、工事終了後の状況を反映して評価を実施した。

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (1/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考	
				MPa	MPa			
原子炉本体	原子炉圧力容器	R P V円筒胴	胴板	一次一般膜応力	184	326	B2	
		制御棒貫通孔	下鏡リガメント	一次一般膜応力	146	320	B2	
		下部鏡板	下部鏡板	一次一般膜応力	142	320	B2	
		再循環水出口ノズル (N1)	セーフエンド	一次一般膜応力	88	280	B1	
		主蒸気ノズル (N3)	セーフエンド	一次一般膜応力	111	292	B1	
		給水ノズル (N4)	セーフエンド	一次膜＋一次曲げ応力	197	391	B1	
		低圧注水ノズル (N6)	セーフエンド	一次一般膜応力	102	292	B1	
		ブラケット類	ドライヤ支持ブラケット	一次膜＋一次曲げ応力	263	420	B2	
	原子炉圧力容器支持構造物	支持スカート	スカート	座屈	0.21	1	B2	座屈に対する評価式により、発生値は評価基準値に対する比率で示す。
		原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	引張応力	63	499	B2	
	原子炉圧力容器付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	ガセット	曲げ応力	216	274	B2	
		原子炉格納容器スタビライザ	トラスビームボルト	引張応力	654	773	B2	※3
		制御棒駆動機構ハウジング支持金具	レストレイントビーム	せん断応力	77	139	B2	
		差圧検出・ほう酸水注入配管	下部外管	一次一般膜応力	43	228	B2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (2/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考	
				MPa	MPa			
原子炉本体	炉内構造物	蒸気乾燥器	アークワーク ブロック	せん断 応力	49	91	B2	
		シュラウドヘッド	シュラウド ヘッド	一次一般 膜+一次 曲げ応力	286	343	B2	
		気水分離器	気水分離器 下端	一次一般 膜+一次 曲げ応力	102	137	B2	
		給水スパージャ	ティー	一次 一般膜 応力	11	148	B1	
		低圧及び高圧炉心 スプレイスパージャ	ヘッダ 分岐管	一次一般 膜+一次 曲げ応力	70	223	B1	
		低圧及び高圧炉心 スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	一次 一般膜 応力	29	223	B2	
		残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部)	スリーブ	一次一般 膜+一次 曲げ応力	14	343	B1	
		ジェットポンプ	ライザー 中央部	一次一般 膜+一次 曲げ応力	154	277	B1	
		中性子束モニタ案内管	溶接部	一次膜+ 一次曲げ 応力	131	139	B2	
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	一次 一般膜 応力	106	148	B2	
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮 応力	170	229	B2	
		上部格子板	ビーム	一次一般 膜+一次 曲げ応力	99	343	B2	
		炉心支持板	支持板	一次一般 膜+一次 曲げ応力	80	256	B2	
		制御棒案内管	中央部	一次 一般膜 応力	32	148	B2	
		燃料支持金具	中央燃料 支持金具	一次 一般膜 応力	26	248	B2	
原子炉本体の 基礎	円筒部	円筒部	組合せ 応力	189	325	B2		
	アンカボルト	アンカ ボルト	引抜力	3936	6035	B2	単位 : kN/6.7°	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (3/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考	
				MPa	MPa			
計測制御系統設備	駆制御系	水圧制御ユニット	フレーム	曲げ 応力	96	250	A2	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	基礎ボルト	せん断 応力	29	159	A2	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	引張 応力	62	207	B2	
	核計測装置	起動領域モニタドライチューブ	ドライチューブ	一次一般膜+一次 曲げ応力	211	427	B2	
		局部出力領域モニタ検出器集合体	カバーチューブ	一次一般膜+一次 曲げ応力	185	254	B2	
	盤	ベンチ形制御盤	締付ボルト	引張 応力	16	207	A2	
		直立型制御盤	締付ボルト	引張 応力	36	207	A2	
		原子炉系 A 計装ラック	締付ボルト	引張 応力	13	207	A2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (4/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考	
				MPa	MPa			
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁用 アキュムレータ	ボルト	せん断 応力	68	117	A2	
	残留熱除去系	残留熱除去系 熱交換器	基礎 ボルト	引張 応力	151	202	B2	
		残留熱除去系 ポンプ	モータベース 取付ボルト	引張 応力	38	444	B2	
		残留熱除去系 ストレーナ	アウター ジャケット	一次一般 膜+一次 曲げ応力	26	365	B2	
	中間ループ系	残留熱除去冷却 中間ループポンプ	基礎 ボルト	せん断 応力	14	159	A2	
		残留熱除去冷却 中間ループ系熱交換器	基礎 ボルト	引張 応力	108	156	B2	
	原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	基礎 ボルト	せん断 応力	63	155	A2	
		原子炉隔離時冷却系 ポンプ駆動用蒸気 タービン	タービン 取付ボルト	引張 応力	146	444	A2	
	高圧炉心 スプレイ系	高圧炉心スプレイ系 ポンプ	モータ取付 ボルト	引張 応力	64	455	B2	
		高圧炉心スプレイ系 ストレーナ	アウター ジャケット	一次一般 膜+一次 曲げ応力	20	365	B2	
	低圧炉心 スプレイ系	低圧炉心スプレイ系 ポンプ	モータベース 取付ボルト	引張 応力	44	444	B2	
		低圧炉心スプレイ系 ストレーナ	アウター ジャケット	一次一般 膜+一次 曲げ応力	20	365	B2	
	残留熱除去 海水系	残留熱除去海水 ポンプ	電動機取付 ボルト	引張 応力	21	475	B2	
		残留熱除去海水系 ストレーナ	基礎ボルト	せん断 応力	129	366	A2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (5/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考	
				MPa	MPa			
原子炉格納施設	原子炉格納容器	格納容器胴	下部円すい胴部	一次一般膜応力	207	253	A1	事故時荷重との組合せ※2
		サブプレッションチェンバ	サブプレッションチェンバ基部	座屈	0.47	1	B2	座屈に対する評価式により、発生値は評価基準値に対する比率で示す。
		上部シヤラグ	内側ファイナルシヤラグ	組合せ応力	246	306	B2	※3
		下部シヤラグ	ダイヤフラムフロアヒームシート取付部	組合せ応力	161	306	B2	
		原子炉格納容器配管貫通部	X-5	一次一般膜応力	33	221	B2	
		原子炉格納容器電気配線貫通部	X-105A	一次一般膜応力	34	221	B2	
		ダイヤフラムフロア	鉄筋コンクリートスラブ	必要鉄筋量	2735	4280	B2	単位：mm ² /m
		サブプレッションチェンバスプレイ管	サブプレッションチェンバスプレイヘッド	一次応力	138	288	B2	
		ベント管	ベント管	一次応力	31	360	B2	
	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	基礎ボルト	せん断応力	109	155	A2	
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ		ブレース	圧縮応力	36	187	A2		

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (6/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考		
				MPa	MPa				
放射線管理設備	生体遮へい装置	原子炉遮へい壁	開口集中部	組合せ応力	137	235	B2		
	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	せん断応力	131	156	A2		
		非常用ガス処理系冷却送風機	基礎ボルト	せん断応力	44	156	A2		
		非常用ガス処理系前置ガス処理装置	スライドボルト	せん断応力	318	342	B2		
		非常用ガス処理系後置ガス処理装置	スライドボルト	せん断応力	234	342	B2		
	放射線管理用計測装置	燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	引張応力	11	207	A2		
	換気設備	C/A 送風機	基礎ボルト	引張応力	186	207	A2		
		C/A 排風機	基礎ボルト	引張応力	17	207	A2		
		C/A 再循環送風機	基礎ボルト	引張応力	155	200	A2		
		C/A 再循環空気浄化装置	基礎ボルト	せん断応力	122	159	A2		
	燃料設備	燃料取扱装置	燃料交換機	構造物フレーム	組合せ応力	276 (275.6)	276 (276.2)	B2	※3
			原子炉複合建屋 原子炉棟クレーン	トロリ浮き上がり量	—	176	460	B2	弾性設計用地震動 Sd による浮き上がり量評価 単位：mm ※3
		使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ応力	125	205	B2	
			制御棒・破損燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ応力	106	108	B2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (7/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考		
				MPa	MPa				
附帯設備	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	引張応力	148	289	A2		
		空気だめ	胴板	一次一般膜応力	91	332	B2		
		燃料ディタンク	基礎ボルト	引張応力	40	190	B2		
		ディーゼル発電機	軸受台取付ボルト	引張応力	42	205	A2		
	中間ループ系	非常用補機冷却中間ループ系	非常用補機冷却中間ループ系熱交換器	基礎ボルト	引張応力	110	195	B2	
			非常用補機冷却中間ループポンプ	基礎ボルト	引張応力	17	207	A2	
	ディーゼル発電設備	高圧炉心スプレイス系	ディーゼル機関	基礎ボルト	引張応力	139	289	A2	
			空気だめ	胴板	一次一般膜応力	91	332	B2	
			燃料ディタンク	基礎ボルト	引張応力	24	190	B2	
			ディーゼル発電機	基礎ボルト	せん断応力	46	225	A2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (8/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考	
				MPa	MPa			
附帯設備	高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系	高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系 熱交換器	基礎ボルト	引張応力	116	207	B2	
		高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系 ポンプ	電動機取付ボルト	引張応力	17	207	A2	
	高圧炉心スプレィディーゼル海水系	高圧炉心スプレィディーゼル海水ポンプ	基礎ボルト	引張応力	19	153	B2	
		高圧炉心スプレィディーゼル海水系 ストレーナ	基礎ボルト	せん断応力	50	366	A2	
	蓄電池および充電器	蓄電池	締付ボルト	せん断応力	39	159	A2	
		充電器	締付ボルト	引張応力	61	207	A2	
	バイタル交流電源設備	バイタル交流電源設備	締付ボルト	せん断応力	15	159	A2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (9/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考	
				MPa	MPa			
配管	主蒸気系	主蒸気系配管本体	配管本体	一次応力	277	375	B2	※3
		主蒸気系配管サポート	サポート	スナッパ反力	134	224	B2	単位：kN ※3
	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環系配管本体	配管本体	一次応力	231	375	B2	※3
		原子炉冷却材再循環系配管サポート	サポート	スナッパ反力	414	490	B2	単位：kN ※3
	給水系	給水系配管本体	配管本体	一次応力	193	375	B2	
		給水系配管サポート	サポート	スナッパ反力	199	224	B2	単位：kN
	原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系配管本体	配管本体	一次応力	245	366	B2	※3
		原子炉冷却材浄化系配管サポート	サポート	スナッパ反力	7	15	B2	単位：kN ※3
	放射性ドレン移送系	放射性ドレン移送系配管本体	配管本体	一次応力	97	371	B2	※3
		放射性ドレン移送系配管サポート	サポート	スナッパ反力	7	21	B2	単位：kN ※3
	制御棒駆動系	制御棒駆動系配管本体	配管本体	一次応力	121	413	B2	
		制御棒駆動系配管サポート	サポート	一次応力	150	234	B2	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系配管本体	配管本体	一次応力	187	282	B2	※3
		ほう酸水注入系配管サポート	サポート	スナッパ反力	3	18	B2	単位：kN ※3
	残留熱除去系	残留熱除去系配管本体	配管本体	一次応力	128	366	B2	
		残留熱除去系配管サポート	サポート	スナッパ反力	44	67	B2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (10/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法 ※1	備考	
				MPa	MPa			
配管	冷却系 原子炉隔離時	原子炉隔離時冷却系配管本体	配管本体	一次応力	245	366	B2	
		原子炉隔離時冷却系配管サポート	サポート	スナッパ反力	54	67	B2	単位：kN
	スプレイ系 高圧炉心	高圧炉心スプレイ系配管本体	配管本体	一次応力	121	411	B2	
		高圧炉心スプレイ系配管サポート	サポート	スナッパ反力	87	129	B2	単位：kN
	スプレイ系 低圧炉心	低圧炉心スプレイ系配管本体	配管本体	一次応力	137	366	B2	
		低圧炉心スプレイ系配管サポート	サポート	スナッパ反力	74	129	B2	単位：kN
	冷却浄化系 燃料プール	燃料プール冷却浄化系配管本体	配管本体	一次応力	109	413	B2	
		燃料プール冷却浄化系配管サポート	サポート	組合せ応力	65	245	B2	
	処理系 非常用ガス	非常用ガス処理系配管本体	配管本体	一次応力	92	335	B2	※3
		非常用ガス処理系配管サポート	サポート	組合せ応力	40	245	B2	※3
	制御系 可燃性ガス濃度	可燃性ガス濃度制御系配管本体	配管本体	一次応力	34	363	B2	※3
		可燃性ガス濃度制御系配管サポート	サポート	スナッパ反力	7	16	B2	単位：kN ※3
	不活性ガス系	不活性ガス系配管本体	配管本体	一次応力	188	335	B2	※3
		不活性ガス系配管サポート	サポート	スナッパ反力	110	164	B2	単位：kN ※3
	中間ループ系 非常用補機冷却	非常用補機冷却中間ループ系配管本体	配管本体	一次応力	124	366	B2	※3
		非常用補機冷却中間ループ系配管サポート	サポート	スナッパ反力	111	182	B2	単位：kN ※3

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (11/11)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	評価方法※1	詳細評価	
				MPa	MPa			
配管	中間ループ系 残留熱除去冷却	残留熱除去冷却 中間ループ系 配管本体	配管本体	一次 応力	232	344	B2	
		残留熱除去冷却 中間ループ系 配管サポート	サポート	スナッパ 反力	118	224	B2	単位：kN
	デイーゼル 炉心スプレ イ海水系	高圧炉心スプレ イ海水系 配管本体	配管本体	一次 応力	64	368	B2	
		高圧炉心スプレ イ海水系 配管サポート	サポート	組合せ 応力	24	245	B2	
	中間ループ系 デイーゼル 炉心スプレ イ冷却	高圧炉心スプレ イ冷却 中間ループ系 配管本体	配管本体	一次 応力	102	366	B2	
		高圧炉心スプレ イ冷却 中間ループ系 配管サポート	サポート	組合せ 応力	68	135	B2	
	中間ループ系 原子炉補機 冷却	原子炉補機冷却 中間ループ系 配管本体	配管本体	一次 応力	102	319	B2	
		原子炉補機冷却 中間ループ系 配管サポート	サポート	スナッパ 反力	19	53	B2	単位：kN
	海水系 残留熱除去	残留熱除去海水系 配管本体	配管本体	一次 応力	58	354	B2	
		残留熱除去海水系 配管サポート	サポート	スナッパ 反力	33	169	B2	単位：kN
	漏えい抑制系 主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁 漏えい抑制系 配管本体	配管本体	一次 応力	195	375	B2	
		主蒸気隔離弁 漏えい抑制系 配管サポート	サポート	スナッパ 反力	2	21	B2	単位：kN
	補給水系	補給水系 配管本体	配管本体	一次 応力	64	321	B2	
		補給水系 配管サポート	サポート	組合せ 応力	105	245	B2	

※1 「評価方法」の欄に記載されている[A1], [A2], [B1], [B2]の凡例は、以下のとおり。

A1：応答倍率法において、基準地震動 Ss による地震力と既往評価の地震力との応答比を用いた評価方法

A2：応答倍率法において、基準地震動 Ss による床応答スペクトル等と、既往評価で用いた床応答スペクトル等から水平加速度と鉛直加速度の比をそれぞれ求め、大きい方の値を用いた評価方法

B1：詳細評価（既往評価の地震荷重と地震以外の荷重を区別し、地震荷重による応力のみに応答比を乗じ、地震以外の荷重による応力を組み合わせて、発生値を求める手法）

B2：詳細評価（スペクトルモーダル解析法等による評価）

※2 事故時荷重と組み合わせる地震動である弾性設計用地震動 Sd による評価結果である。

※3 耐震強化工事実施

7.5.2. 動的機能維持の評価結果

動的機能維持の評価結果を第 7.5.2-1 表に示す。

一部の機器を除き、各機器の応答加速度が評価基準値（機能確認済加速度）以下であることを確認した。また、応答加速度が評価基準値を上回った一部の機器について、詳細評価をおこない、機能維持することを確認した（添付 7.7）。

制御棒の地震時挿入性について、基準地震動 S_s による燃料集合体の相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認した。

第 7.5.2-1 表 動的機能維持評価結果 (1/5)

評価対象設備	評価基準値との比較					詳細評価※2
	加速度 確認部位	水平加速度 (G※1)		上下加速度 (G※1)		
		応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度	評価 基準値	
ほう酸水注入系ポンプ	重心位置	0.99	1.6	0.88	1.0	—
残留熱除去系ポンプ	コラム 先端部	0.90	10.0	0.78	1.0	—
残留熱除去冷却 中間ループポンプ	軸位置	1.29	1.4	0.99	1.0	—
原子炉隔離時冷却系ポンプ	軸位置	0.91	1.4	0.79	1.0	—
原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用蒸気タービン	重心位置	0.91	2.4	0.79	1.0	—
高压炉心スプレイ系ポンプ	コラム 先端部	0.90	10.0	0.78	1.0	—
低压炉心スプレイ系ポンプ	コラム 先端部	0.90	10.0	0.78	1.0	—
残留熱除去海水ポンプ	コラム 先端部	2.79	10.0	1.01	1.0	○
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロワ	軸受部	1.13	2.6	1.05	1.0	○
非常用ガス処理系 排風機	軸受部	1.22	2.3	1.18	1.0	○
非常用ガス処理系 冷却送風機	軸受部	1.21	2.3	1.17	1.0	○
C/A 送風機	軸受部	1.31	2.6	1.21	1.0	○
C/A 排風機	軸受部	1.31	2.6	1.21	1.0	○
C/A 再循環送風機	軸受部	1.31	2.6	1.21	1.0	○

※1 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※2 応答加速度が評価基準値を上回る場合に実施する。(—：評価不要，○：詳細評価の結果「良」)

第 7.5.2-1 表 動的機能維持評価結果 (2/5)

評価対象設備	評価基準値との比較					詳細評価 ^{※2}
	加速度 確認部位	水平加速度 (G ^{※1})		上下加速度 (G ^{※1})		
		応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度	評価 基準値	
非常用ディーゼル機関	機関 重心位置	1.13	1.1	0.95	1.0	○
	ガバナ 取付位置	1.13	1.8	0.95	1.0	
非常用補機冷却 中間ループポンプ	軸位置	1.29	1.4	0.99	1.0	—
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル機関	機関 重心位置	1.13	1.1	0.95	1.0	○
	ガバナ 取付位置	1.13	1.8	0.95	1.0	
高圧炉心スプレイディーゼル 冷却中間ループポンプ	軸受部	1.29	1.4	0.99	1.0	—
高圧炉心スプレイディーゼル 海水ポンプ	コラム 先端部	2.58	10.0	1.01	1.0	○

※1 G=9.80665 (m/s²)

※2 応答加速度が評価基準値を上回る場合に実施する。(—：評価不要，○：詳細評価の結果「良」)

第 7.5.2-1 表 動的機能維持評価結果 (3/5)

評価対象設備		評価基準値との比較				詳細評価※2	
		加速度 確認部位	水平加速度 (G※1)		上下加速度 (G※1)		
			応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度		評価 基準値
弁	主蒸気系 (主蒸気外側隔離弁 B)	弁駆動部	6.58	10.0	4.66	6.2	—
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁 J)	弁駆動部	5.98	9.6	2.57	6.1	—
	原子炉冷却材再循環系 (RHR 系停止時冷却原子炉側 隔離弁 B)	弁駆動部	7.10	6.0	8.81	6.0	○
	給水系 (給水ライン逆止弁 A)	弁駆動部	2.01	6.0	5.77	6.0	—
	原子炉冷却材浄化系 (CUW 系 RPV ドレン弁)	弁駆動部	2.54	6.0	7.67	6.0	○
	放射性ドレン移送系 (D/W 高電導度廃液ライン 第一隔離弁)	弁駆動部	3.82	6.0	3.85	6.0	—
	制御棒駆動系 (スクラム入口弁)	弁駆動部	1.13	6.0	1.05	6.0	—
	ほう酸水注入系 (ほう酸水注入弁 A)	弁駆動部	1.89	6.0	1.31	6.0	—
	残留熱除去系 (RHR ポンプ B サイクロンセパレータ入口弁)	弁駆動部	4.03	6.0	1.11	6.0	—
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC 系吸込隔離弁)	弁駆動部	5.31	6.0	2.73	6.0	—
	高圧炉心スプレイ系 (HPCS ポンプ第 2 ベント弁)	弁駆動部	3.69	6.0	4.01	6.0	—
	低圧炉心スプレイ系 (LPCS ポンプベント止め弁)	弁駆動部	5.64	6.0	4.84	6.0	—
	燃料プール冷却浄化系 (FPC・RHR 系戻り弁)	弁駆動部	3.07	6.0	1.91	6.0	—
	非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系入口隔離弁 B)	弁駆動部	1.98	6.0	2.56	6.0	—
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS B 入口隔離弁)	弁駆動部	0.69	6.0	0.22	6.0	—
不活性ガス系 (ベント用格納容器 SGTS 側 隔離弁)	弁駆動部	5.63	6.0	2.47	6.0	—	

※1 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※2 応答加速度が評価基準値を上回る場合に実施する。(—: 評価不要, ○: 詳細評価の結果「良」)

第 7.5.2-1 表 動的機能維持評価結果 (4/5)

評価対象設備		評価基準値との比較				詳細評価※2	
		加速度 確認部位	水平加速度 (G※1)		上下加速度 (G※1)		
			応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度		評価 基準値
弁	非常用補機冷却中間ループ系 (EEIW 熱交換器 (A) 淡水出口弁)	弁駆動部	2.41	6.0	1.21	6.0	—
	残留熱除去冷却中間ループ系 (RHIW ポンプ吐出母管弁 A)	弁駆動部	4.33	6.0	4.76	6.0	—
	高圧炉心スプレィディーゼル 海水系 (HPIW 熱交換器海水出口弁)	弁駆動部	1.20	6.0	1.64	6.0	—
	高圧炉心スプレィディーゼル 冷却中間ループ系 (HPIW 熱交換器淡水出口弁)	弁駆動部	3.25	6.0	1.21	6.0	—
	原子炉補機冷却中間ループ系 (RIW 格納容器外側出口隔離弁)	弁駆動部	5.53	6.0	4.43	6.0	—
	残留熱除去海水系 (RHIW 熱交換器 (A) 海水入口弁)	弁駆動部	1.64	6.0	1.42	6.0	—
	主蒸気隔離弁漏えい抑制系 (MSLC ブリードライン放出弁 B)	弁駆動部	3.07	6.0	2.32	6.0	—
	補給水系 (常用復水貯蔵槽 CRD 供給弁)	弁駆動部	2.01	6.0	2.73	6.0	—

※1 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※2 応答加速度が評価基準値を上回る場合に実施する。(— : 評価不要, ○ : 詳細評価の結果「良」)

第 7.5.2-1 表 動的機能維持評価結果 (5/5)

評価対象設備	燃料集合体の地震時 相対変位 (mm)	確認済 相対変位 (mm)
制御棒 (地震時の挿入性)	29.6	40.0

7.6. 参考文献

- (1) (財) 原子力発電技術機構(2001)：耐震設計高度化調査原子炉建屋・機器の水平・上下応答評価法の調査報告書

配管系の減衰定数について

配管系の設計用減衰定数は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601－1991 追補版」に規定されているが、新たに実施した振動試験等をもとに、保温材の付加減衰定数およびUボルトを用いた支持具を有する配管系の減衰定数を定め、配管系の耐震安全性評価に用いる（表-1）。

保温材とUボルト支持配管系の減衰定数に関する検討結果⁽¹⁾を以下に示す。

(1) 保温材の付加減衰定数

現行の保温材による設計用付加減衰定数(0.5%)を設定するために用いられたデータと、その後実施された無機多孔質保温材を対象とした試験データを再整理した結果、配管強度上問題とならない小変位領域を除き、付加減衰比が1.0%以上確保されていることから、保温材の付加減衰定数として1.0%を使用する。

金属保温材については、原子力工学試験センター（現（財）原子力発電技術機構）の耐震信頼性実証試験において、無機多孔質保温材と金属保温材が混在する配管系の振動試験が行われており、その試験結果を調査したところ、金属保温施工範囲が配管全長の40%以下の場合には付加減衰定数を1.0%として問題ないことを確認したことから、これを使用する。なお、金属保温施工範囲が配管全長の40%を超える配管系については、従来の付加減衰定数0.5%を使用する。

(2) Uボルトを用いた支持具を有する配管系の減衰定数

現行のスナップ及び架構レストレイント支持主体の配管系の減衰定数は、消散エネルギー評価式を用いた減衰推算法により設定されているが、Uボルト支持配管系についてはこのような検討がされていない。そこで、Uボルト支持配管系の消散エネルギー評価法を用いた減衰推算法を策定し、実規模配管系による振動試験により、その妥当性を確認した。

この減衰推算法により、実機のUボルト支持配管系の解析評価を行った結果、配管の自重を受けるUボルト支持具が4個以上の配管系に対する減衰定数が2.0%であったことから、これを使用する。

表-1 耐震安全性評価に使用する配管系の減衰定数

配管区分		減衰定数 (%) ※1	
		保温材有	保温材無
I	スナップ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、その支持具（スナップ又は架構レストレイント）の数が4個以上のもの	<u>3.0</u>	2.0
II	スナップ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり、配管区分Iに属さないもの	<u>2.0</u>	1.0
III	Uボルトを有する配管で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4以上のもの	<u>3.0</u>	<u>2.0</u>
IV	配管区分I、IIおよびIIIに属さないもの	<u>1.5</u>	0.5

※1 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」から変更した箇所を下線で示す。

参考文献

- (1) (社) 日本電気協会(2006)：配管系設計用減衰定数適正化に関する検討，第9回機器・配管系検討会資料 No. 9-3-2-2(5)，平成18年5月12日

燃料交換機および原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの減衰定数について

燃料交換機および原子炉複合建屋原子炉棟クレーン（以下、「クレーン」）については、振動試験で得られた減衰比に基づき、水平・鉛直それぞれの方向の減衰定数を定め、耐震安全性評価に用いる。

燃料交換機およびクレーンの減衰定数に関する検討結果⁽¹⁾を以下に示す。

現行の燃料交換機およびクレーンの減衰定数は、溶接構造物の設計用減衰定数である 1.0%を用いているが、実際には、各構造部材の材料減衰および摩擦やガタに起因する構造減衰が期待できると考えられる。

そこで燃料交換機およびクレーンそれぞれについて、実機構造を模擬した試験体により振動試験を行い、減衰比を確認した。

その結果、鉛直方向については、燃料交換機のトロリがガーダ端部にある場合を除き、振幅の増加に従い減衰比が増加する傾向を示した。また、強度上問題とならない小振幅領域を除き、減衰比は 2.0%以上が確保されていた。燃料交換機のトロリがガーダ端部にある場合では、振幅が増加しても減衰比が大きくなりくい傾向を示し、その減衰比は 1.5%以上であった。

水平方向については、鉛直方向に比べて大きな減衰比が得られており、またトロリ位置が減衰比に与える影響が小さいことを確認した。

これらの試験結果に基づき、燃料交換機およびクレーンの減衰定数として表-1 に示す値を使用する。

表-1 耐震安全性評価に使用する燃料交換機およびクレーンの減衰定数

対象設備	減衰定数 (%)	
	水平方向	鉛直方向
燃料交換機	2.0	トロリ位置中央 2.0 トロリ位置端部 1.5
原子炉複合建屋 原子炉棟クレーン	2.0	2.0

参考文献

- (1) (社) 日本電気協会(2006)：クレーン類の設計用減衰定数に関する検討，第9回機器・配管系検討会資料 No. 9-3-2-2(2)，平成18年5月12日

使用済燃料貯蔵ラックの水平方向の減衰定数について

使用済燃料貯蔵ラックの設計用減衰定数は、従来、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に示されている溶接構造物の設計用減衰定数 1% を用いているが、使用済燃料貯蔵ラックの耐震安全性評価では、既往の試験研究等をもとに水平方向の減衰定数を定め、耐震安全性評価に用いた。

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機には、図 1 に示す構造の使用済燃料貯蔵ラック（角管並列型）が設置されており、減衰定数に関する検討結果を添 7.3-2 頁以降に示す。

<角管並列型（SUS）>

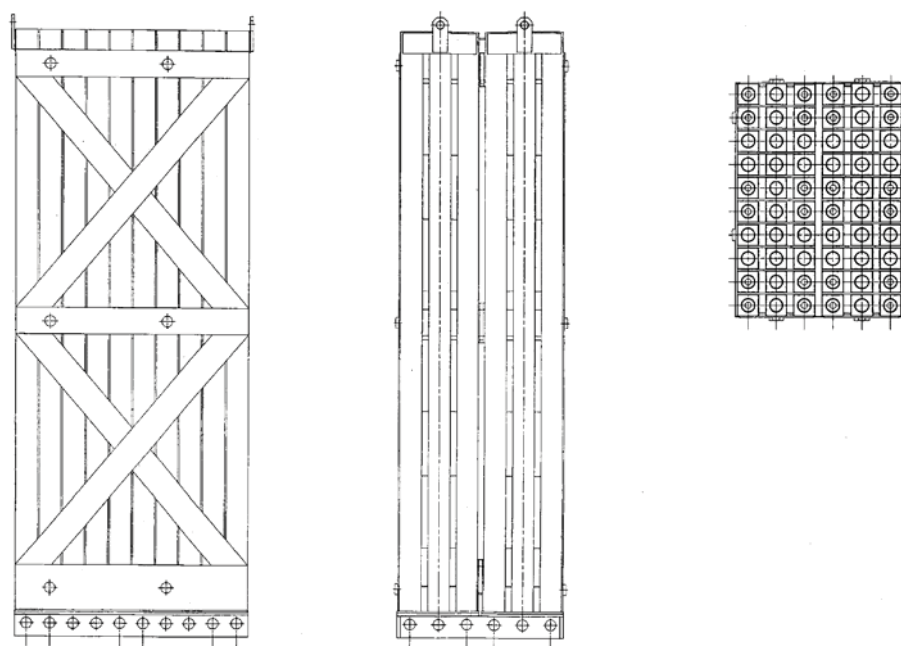


図 1 柏崎刈羽原子力発電所 1 号機の使用済燃料貯蔵ラック構造概略

既往試験において、角管並列型 30 体燃料ラックの振動試験が実施されている。なお、試験体はボロン添加ステンレス鋼 (B-SUS) 製燃料ラックであるが、ステンレス製燃料ラックと振動特性は同等であると判断した。試験内容の抜粋を次ページ以降に示す。

試験は、(a)模擬燃料を装荷し水を注入した状態、(b)模擬燃料を装荷せず、水を注入しない状態の 2 種類にて実施され、(a)の場合で減衰比 9.9%、(b)の場合で減衰比 2.5%が得られた。よって、燃料装荷および水の注入による付加減衰比は、(a)と(b)の減衰比の差から約 7%と推定される。

実機の使用済燃料ラックは、材料および 1 体あたりの燃料貯蔵セルの構造は試験体として用いた 30 体ラックと同様であり、収納体数のみが多くなっている。燃料と水による付加減衰比は約 7%であることから、収納体数が 30 体を超えるラックについても減衰定数が 7%を下回ることはないと判断し、耐震安全性評価では水平方向の減衰定数として 7%を使用する。

角管並列型燃料ラックの既往試験の概要 (1/2)

1. 試験概要

実機で用いられる角管並列型燃料ラックの構造概念を図-1 に示す。燃料ラックは、短辺方向が6列又は9列、長辺方向は10列である。

試験で用いる供試体を図-2 に示す。供試体は10列×3列の30体ラックとする。

試験は、ラックに模擬燃料を装荷し水を注入した状態、およびラック単体（模擬燃料を装荷せず水を注入しない状態）の各状態にて実施する。

まず、各状態において掃引試験を実施して共振周波数を確認し、次に確認した共振周波数にて一波突印試験を実施し減衰比を確認する。

加振方向は、実機燃料ラックと振動モードが同じ10列方向の水平加振とする。

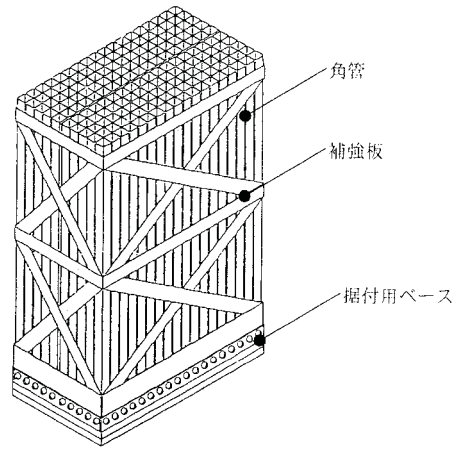


図-1 角管並列型 B-SUS ラックの概念構造

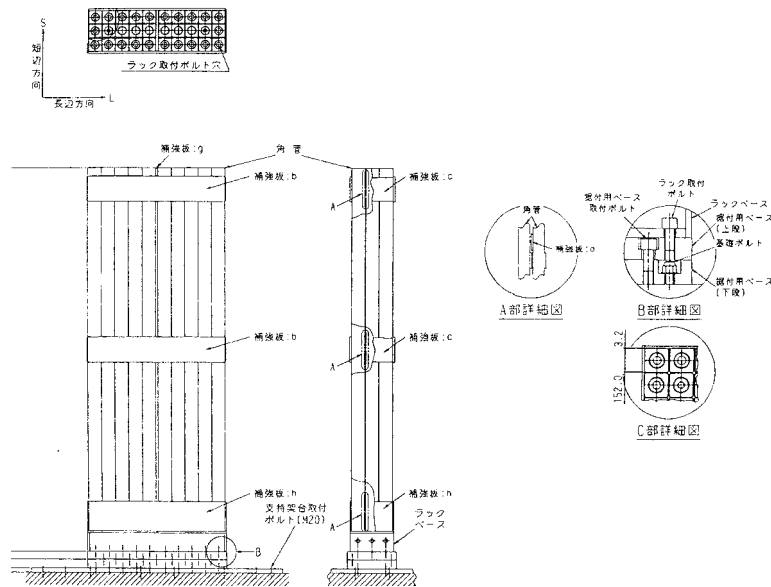


図-2 供試体概念図

角管並列型燃料ラックの既往試験の概要 (2/2)

2. 試験結果

掃引試験

模擬燃料を装荷し水を注入した状態およびラック単体において、以下の加振条件に基づく掃引試験を実施し、得られた周波数特性（図-3）から共振周波数を確認した。結果を表-1 に示す。

- 加振加速度：0.03G
- 加振周波数：1～20Hz

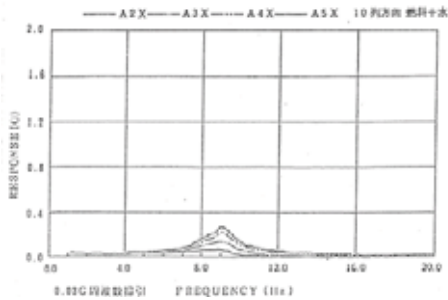


図-3(1) 燃料装荷+水注入の周波数特性

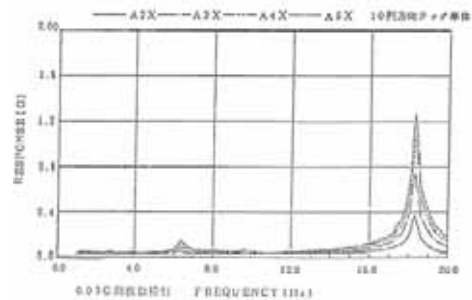


図-3(2) ラック単体の周波数特性

一波突印試験

掃引試験で得られた共振周波数において加振試験を行い、加振後の減衰振動波形（図-4）から減衰比を求めた結果を表-1 に示す。燃料装荷及び水注入による付加減衰比は、ラック単体状態と燃料装荷+水注入状態の減衰比の差から約 7%と推定される。

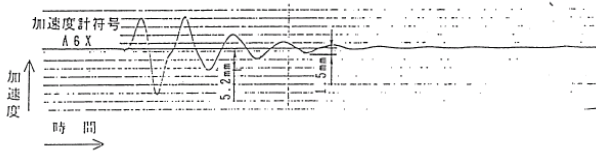


図-4(1) 燃料装荷+水注入の減衰振動波形

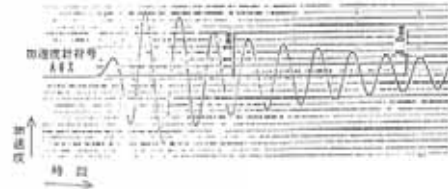


図-4(2) ラック単体の減衰振動波形

表-1 試験結果（共振周波数，減衰比）

供試体	共振周波数(Hz)	減衰比(%)
ラック単体	18.3	2.5
燃料装荷+水注入	9.0	9.9

機器・配管系の構造強度の評価基準値について

機器・配管系の構造強度の評価基準値は、材料の過度な変形や破損に対して裕度をもった値に設定されている。機器・配管系の構造強度の評価基準値を以下に示す。

なお、供用状態および材質の表記については以下とする。

Ds (IV_AS) : 「原子力発電所耐震設計技術指針」において規定される許容応力状態 (「設計・建設規格」の供用状態 D に相当)

Cs (III_AS) : 「原子力発電所耐震設計技術指針」において規定される許容応力状態 (「設計・建設規格」の供用状態 C に相当)

ASS : オーステナイト系ステンレス鋼

HNA : 高ニッケル合金

1. 容器の評価基準値

(1) クラス 1 容器の評価基準値

クラス 1 容器の評価基準値を表 1-1 に示す。

表 1-1 クラス 1 容器の評価基準値

応力分類		一次一般膜応力	一次膜応力 + 一次曲げ応力	軸圧縮応力
供用状態	Ds(IV _A S)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASS および HNA : Min[2.4S_m, (2/3)S_u] ・ それ以外の材料 : (2/3)S_u 	左欄の α ^{※1} 倍	1.5Min[S _m , B ^{※2}]

※1 α : 形状係数

※2 B : 「設計・建設規格」付録材料図表 Part7 より求めた値

(2) クラス MC 容器の評価基準値

クラス MC 容器の評価基準値を表 1-2 に示す。

表 1-2 クラス MC 容器の評価基準値

応力分類		一次一般膜応力	一次膜応力 + 一次曲げ応力
供用状態	Ds(IV_{AS})	(1) 構造上の連続部 ・ ASS および HNA : $\text{Min}[2S, 0.6S_u]$ ・ それ以外の材料 : $0.6S_u$ (2) 不連続部分 ・ ASS および HNA : $1.2S$ ・ それ以外の材料 : $\text{Min}[S_y, 0.6S_u]$	左欄の α^{*1} 倍

※1 α : 形状係数

(3) クラス 2, 3 容器の評価基準値

クラス 2, 3 容器の評価基準値を表 1-3 に示す。

表 1-3 クラス 2, 3 容器の評価基準値

応力分類		一次一般膜応力	一次膜応力 + 一次曲げ応力
供用状態	Ds(IV_{AS})	$0.6S_u$	左欄の 1.5 倍

2. 管の評価基準値

(1) クラス 1 配管の評価基準値

クラス 1 配管の評価基準値を表 2-1 に示す。

表 2-1 クラス 1 配管の評価基準値

応力分類		一次応力 (膜+曲げ)
供用状態	Ds(IV _{AS})	Min[3S _m , 2S _y]

(2) クラス 2, 3 配管の評価基準値

クラス 2, 3 配管の評価基準値を表 2-2 に示す。

表 2-2 クラス 2, 3 配管の評価基準値

応力分類		一次応力 (膜+曲げ)
供用状態	Ds(IV _{AS})	・地震以外の短期機械的荷重を含む場合 Min[3S _h , 2S _y]
		・地震以外の短期機械的荷重を含まない場合 0.9S _u

(3) クラス 4 配管の評価基準値

非常用ガス処理系のように管を使用する場合については、クラス 2 配管の評価基準値を準用する。

3. 炉心支持構造物の評価基準値

(1) 炉心支持構造物の評価基準値

炉心支持構造物の評価基準値を表 3-1 に示す。

表 3-1 炉心支持構造物の評価基準値

応力分類		一次一般膜応力	一次膜応力 + 一次曲げ応力	平均せん断 応力
供用 状態	Ds(IV _A S)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASS および HNA : Min[2.4S_m, (2/3)S_u] ・ それ以外の材料 : (2/3)S_u 	左欄の 1.5 倍	1.2 S _m

(2) 炉心支持構造物の座屈の防止

軸圧縮荷重と曲げモーメントが負荷されるクラス炉心支持構造物は、供用状態 Cs(III_AS)及び Ds(IV_AS)において次の不等式を満足しなければならない。

$$\frac{\alpha(P/A)}{f_c} + \frac{\alpha(M/Z)}{f_b} \leq 1$$

上記式は $\ell/R \leq 5$ の場合に適用できる。ただし、強め輪等により $\ell/R \leq 0.5$ となる場合は、強め輪の効果を考慮することができる。ここで、

- P : 軸圧縮荷重 (N)
- A : 断面積 (mm²)
- M : 曲げモーメント (N・mm)
- Z : 断面係数(mm³)
- f_c : 軸圧縮荷重に対する座屈応力(MPa)
- f_b : 曲げモーメントに対する座屈応力 (MPa)
- α : 安全率
- ℓ : 胴長(mm)
- R : 円筒の平均半径(mm)

a. 軸圧縮荷重に対する座屈応力 (f_c)

$$f_c = \begin{cases} F & (\eta \leq \eta_1) \\ F \times \left\{ 1 - \frac{1}{6800g} (F - \Phi_c\{\eta_2\})(\eta - \eta_1) \right\} & (\eta_1 < \eta < \eta_2) \\ \Phi_c\{\eta\} & (\eta_2 \leq \eta \leq 800) \end{cases}$$

ここに,

$$\Phi_c\{\eta\} = 0.6 \frac{E}{\eta} \left[1 - 0.901 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16}\sqrt{\eta}\right) \right\} \right]$$

b. 曲げモーメントに対する座屈応力 (f_b)

$$f_b = \begin{cases} F & (\eta \leq \eta_1) \\ F \times \left\{ 1 - \frac{1}{8400g} (F - \Phi_b\{\eta_3\})(\eta - \eta_1) \right\} & (\eta_1 < \eta < \eta_3) \\ \Phi_b\{\eta\} & (\eta_3 \leq \eta \leq 800) \end{cases}$$

ここに,

$$\Phi_b\{\eta\} = 0.6 \frac{E}{\eta} \left[1 - 0.731 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16}\sqrt{\eta}\right) \right\} \right]$$

c. 安全率 (α)

安全率は、供用状態 C(Ⅲ_{AS})および D(Ⅳ_{AS})に対して、

$$\alpha = \begin{cases} 1.0 & (\eta \leq \eta_1) \\ 1.0 + \frac{F}{13600g} (\eta - \eta_1) & (\eta_1 < \eta < \eta_2) \\ 1.5 & (\eta_2 \leq \eta) \end{cases}$$

ここに,

F : 設計・建設規格 SSB-3121.1 において定める F の値(MPa)

E : 材料の縦弾性係数(MPa)

t : 円筒の板厚(mm)

g : 重力加速度(=9.80665m/s²)

$\eta = R/t$, $\eta_1 = 1200g/F$, $\eta_2 = 8000g/F$, $\eta_3 = 9600g/F$

4. 炉内構造物の評価基準値

炉内構造物については、炉心支持構造物の評価基準値を準用する。

5. 支持構造物の評価基準値

支持構造物の評価基準値で使用する記号の意味は以下のとおりである。

$f_t^{(注)}$	：許容引張応力	(MPa)
$f_s^{(注)}$	：許容せん断応力	(MPa)
$f_c^{(注)}$	：許容圧縮応力	(MPa)
$f_b^{(注)}$	：許容曲げ応力	(MPa)
$f_p^{(注)}$	：許容支圧応力	(MPa)

(注) クラス 3 支持構造物およびその他支持構造物に対する f_t , f_s , f_c , f_b , f_p の値の算出においては、F 値として次の値を用いる。

$$F = \text{Min}[S_y, 0.7S_u]$$

ただし、使用温度が 40°C を超える ASS および HNA は、

$$F = \text{Min}[1.35S_y, 0.7S_u, S_y(\text{RT})]$$

f_t^* , f_s^* , f_c^* , f_b^* , f_p^*

：供用状態 $Ds(\text{IV}_A\text{S})$ に対する評価基準値であり f_t , f_s , f_c , f_b , f_p の値を算出する際において、 S_y および $S_y(\text{RT})$ をそれぞれ $1.2S_y$ および $1.2S_y(\text{RT})$ と読み替えて算出した値(MPa)

クラス 1, 2, 3, MC 支持構造物の評価基準値は以下の(1), (2)によるものとする。

(1) クラス 1 支持構造物の評価基準値

a. 容器に溶接により取付けられる支持構造物

容器に溶接により取付けられる支持構造物であって、その損壊が耐圧部の損壊を生じさせるおそれのあるものについては容器の耐圧部と同じ評価基準値とする。

b. 上記以外の支持構造物(ボルト等を除く)

ボルト等を除く評価基準値を表 6-1 に示す。

表 6-1 クラス 1 支持構造物の評価基準値—ボルト等を除く

応力 分類 供用 状態	一 次 応 力 ^{※1}				
	引張	せん断	圧縮	曲げ	支圧
Ds(IV _{AS})	$1.5f_t^*$	$1.5f_s^*$	$1.5f_c^*$	$1.5f_b^*$	$1.5f_p^*$

※1 応力の組合せが考えられる場合，組合せ応力に対しても評価を行うこと。

c. ボルト等

ボルト等の評価基準値を表 6-2 に示す。

表 6-2 クラス 1 支持構造物の評価基準値—ボルト等

応力 分類 供用 状態	一 次 応 力 ^{※1}	
	引張	せん断
Ds(IV _{AS})	$1.5f_t^*$	$1.5f_s^*$

※1 応力の組合せが考えられる場合，組合せ応力に対しても評価を行うこと。

(2) クラス MC, 2, 3 支持構造物の評価基準値

前頁(1)クラス 1 支持構造物の評価基準値を準用する。

(3) スナッパの評価基準値

スナッパの評価基準値は、以下に示す①～③のいずれかを用いる。

- ①スナッパメーカーによる保証値
- ②試験による許容基準値
- ③スナッパ構成部品の構造強度評価に基づく許容基準値

(4) 構築物（原子炉本体の基礎，原子炉遮へい壁等）の評価基準値

構築物（原子炉本体の基礎，原子炉遮へい壁等）の評価基準値を表 6-3 に示す。

表 6-3 構築物(原子炉本体の基礎，原子炉遮へい壁等)の評価基準値

施設名	部位	供用状態	評価基準値
原子炉本体の基礎 原子炉遮へい壁 等	鋼材	Ds(IV _{AS})	「鋼構造設計規準－許容応力度設計法－」(社団法人 日本建築学会(2005年9月))における短期許容応力度

(5) 原子炉本体の基礎（アンカボルト）の評価基準値

コンクリート躯体がコーン状破壊する場合の基礎ボルト 1 本当りの許容引張荷重を以下に示す。

$$1.5 \times 0.31 \times K_1 A_c \sqrt{F_c}$$

K_1 : コーン状破壊する場合の引張耐力の低減係数

F_c : コンクリートの設計基準強度 (MPa)

A_c : コンクリートのコーン状破壊面の有効投影面積 (mm²)

動的機器の地震時機能確認済加速度について

動的機器の地震時機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に規定されているが、水平方向のみであり、鉛直方向については規定されていない。

既往の試験研究等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに、水平方向の機能確認済加速度についても見直しを行い、耐震安全性評価に用いる。

動的機器の機能確認済加速度に関する検討結果⁽¹⁾を以下に示す。

(1) 鉛直方向の機能確認済加速度の設定

a) 弁を除く機器

いずれの機器も鉛直方向の剛性が高く応答増幅が小さいことから、鉛直方向の内部品の浮き上がりによる非線形特性を考慮する必要のない限界値(1.0G)を鉛直方向の機能確認済加速度とする。

b) 一般弁(グローブ弁, ゲート弁, バタフライ弁, 逆止弁)

グローブ弁, ゲート弁およびバタフライ弁は, 配管系の応答増幅により鉛直方向の応答加速度も水平方向と同様に大きくなる。そこで, 既往研究において, 弁最弱部の応力の余裕度が小さい空気作動グローブ弁および空気作動バタフライ弁について振動試験を行い, 鉛直方向については 6.0G を上回る加速度まで機能維持を確認した。従って, グローブ弁, ゲート弁およびバタフライ弁の鉛直方向の機能確認済加速度は 6.0G とする。

逆止弁は、内部流体の圧力により作動状態を維持しようとする力が強く、地震力による影響を受けにくい構造である。構造が単純であることから、水平方向および鉛直方向加速度 6.0G に対して、内部流体の圧力とディスクに作用する地震力との釣り合いを評価し、地震時において開状態または閉状態が維持されることが確認できた。従って、逆止弁の鉛直方向の機能確認済加速度は、6.0G とする。

c) 特殊弁（主蒸気隔離弁，主蒸気逃し安全弁，制御棒駆動系スクラム弁）

主蒸気隔離弁の駆動装置については、水平方向加速度 10G，鉛直方向加速度 6.2G の同時加振試験が行われ、機能維持が確認されている。また、弁全体の機能維持評価として弁の最弱部であるヨークロッド付根部について、上記の駆動装置の健全性が確認された加速度により応力を算出し、許容応力以下であることを確認した。従って、鉛直方向の機能確認済加速度は 6.2G とした。

主蒸気逃し安全弁の鉛直方向の機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」策定時に参照した振動試験結果をもとに 6.1G とした。

制御棒駆動系スクラム弁は、一般弁の空気作動グローブ弁と同様の構造である。そこで、一般弁の機能確認済加速度と同様に、水平方向加速度 6.0G，鉛直方向加速度 6.0G に対して、弁最弱部であるヨーク部の評価を行い、許容応力以下であることを確認した。従って、制御棒駆動系スクラム弁の鉛直方向の機能確認済加速度は、6.0G とする。

(2) 水平方向の機能確認済加速度の見直し

水平方向の機能確認済加速度を設定する際に参照した既往の試験データの精査等を行い、水平方向の機能確認済加速度の見直しが可能である以下の機器について、新たに水平方向の機能確認済加速度を設定した。

a) 非常用ディーゼル発電機（ガバナ部）

原子力発電技術機構で行われた耐震信頼性実証試験にて、ガバナリンク機構の振動試験が行われ、水平方向加速度 1761Gal(約 1.8G)まで機能維持することが確認されている。従って、非常用ディーゼル発電機ガバナ部の水平方向の機能確認済加速度を 1.8G とする。

b) 主蒸気隔離弁

(1) c)に示した弁駆動装置の振動試験結果および弁最弱部の強度評価結果から、水平方向の機能確認済加速度を 10.0G とする。

c) 制御棒駆動スクラム弁

(1) c)に示した弁最弱部の強度評価結果から、水平方向の機能確認済加速度を 6.0G とする。

(3) 機能確認済加速度

各機器の機能確認済加速度を表-1 に示す。

表-1 機能確認済加速度 (1/2)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度 ^{※1}	
			水平方向 (G ^{※2})	鉛直方向 (G ^{※2})
立形ポンプ	ピットバレル形ポンプ	コラム 先端部	10.0	※3
	立形斜流ポンプ			
	立形単段床置形ポンプ	ケーシング 下端部		
横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	軸位置	3.2 (軸直角方向)	※3
	横形多段遠心式ポンプ		1.4 (軸方向)	
ポンプ駆動用 タービン	R C I Cタービン	重心位置	2.4	※3
電動機	横形ころがり軸受電動機	軸受部	4.7	※3
	横形すべり軸受電動機		2.6	
	立形ころがり軸受電動機		2.5	
	立形すべり軸受電動機			
ファン	遠心直結型ファン	軸受部およびメカニカルシール ケーシング ^g	2.3	※3
	遠心直動型ファン	軸受部	2.6	
	軸流式ファン		2.4	

※1 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に追加および変更した箇所を下線で示す。

※2 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※3 内部部品の浮き上がりを考慮する必要のない鉛直方向加速度 1.0G とする。

表-1 機能確認済加速度 (2/2)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度 ^{※1}	
			水平方向 (G ^{※2})	鉛直方向 (G ^{※2})
非常用 ディーゼル 発電機	中速形 ディーゼル機関	機関 重心位置	1.1	※3
		ガバナ 取付位置	<u>1.8</u>	
往復動式 ポンプ	横形 3 連往復動式ポンプ	重心位置	1.6	※3
弁 (一般弁およ び特殊弁)	一般弁 (グローブ弁, ゲート弁, バタフライ弁, 逆止弁)	駆動部	6.0	<u>6.0</u>
	主蒸気隔離弁		<u>10.0</u>	<u>6.2</u>
	主蒸気逃がし安全弁		9.6	<u>6.1</u>
	制御棒駆動系スクラム弁		<u>6.0</u>	<u>6.0</u>

※1 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に追加および変更した箇所を下線で示す。

※2 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※3 内部部品の浮き上がりを考慮する必要のない鉛直方向加速度 1.0G とする。

参考資料

- (1) (社) 日本電気協会(2006) : 水平・鉛直地震動に対する動的機器の地震時機能維持評価法の改定案について, 第 15 回機器・配管系検討会資料 No. 15-4-4-2, 平成 18 年 9 月 11 日

設計時の制御棒挿入試験について

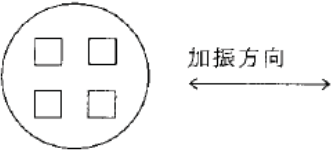
地震時は燃料集合体の中央部が変位することにより、制御棒の挿入時間が通常運転時に比べて増加することが予想される。よって、地震時においても規定時間内に制御棒が挿入可能であることを確認するために、設計時に制御棒の挿入性試験を室温条件下にて実施した。本試験において、燃料集合体相対変位と制御棒挿入時間の関係が確認され、健全性が確認された燃料集合体相対変位を制御棒挿入性の許容値とした。

制御棒の耐震安全性評価としては、基準地震動 S_s に対する燃料集合体の相対変位を算定し、上記の試験結果により確認された許容値以内であることを確認した。

以下に、制御棒挿入性の試験方法について示す。

1. 試験条件

試験は実際に用いられているボロンカーバイド型の制御棒について行った。試験条件を図 1-1 に、試験装置例を図 1-2、図 1-3 に示す。加振機により装置を加振し、制御棒を挿入することで燃料集合体の相対変位とスクラム時間の関係を確認した。

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
加振条件	<p>加振方向：水平方向</p>  <p>加振振幅：燃料集合体の最大振幅が0～40mmの範囲</p> <p>加振振動数：約5～6Hz (燃料集合体の水中固有振動数相当)</p> <p>加振波形：正弦波</p>
スクラム開始時の制御棒位置	全引き抜き状態

注記 *：アキュムレータ圧力の調整により原子炉定格圧力(6.93MPa[gage])時のスクラムを模擬。

図 1-1 試験条件

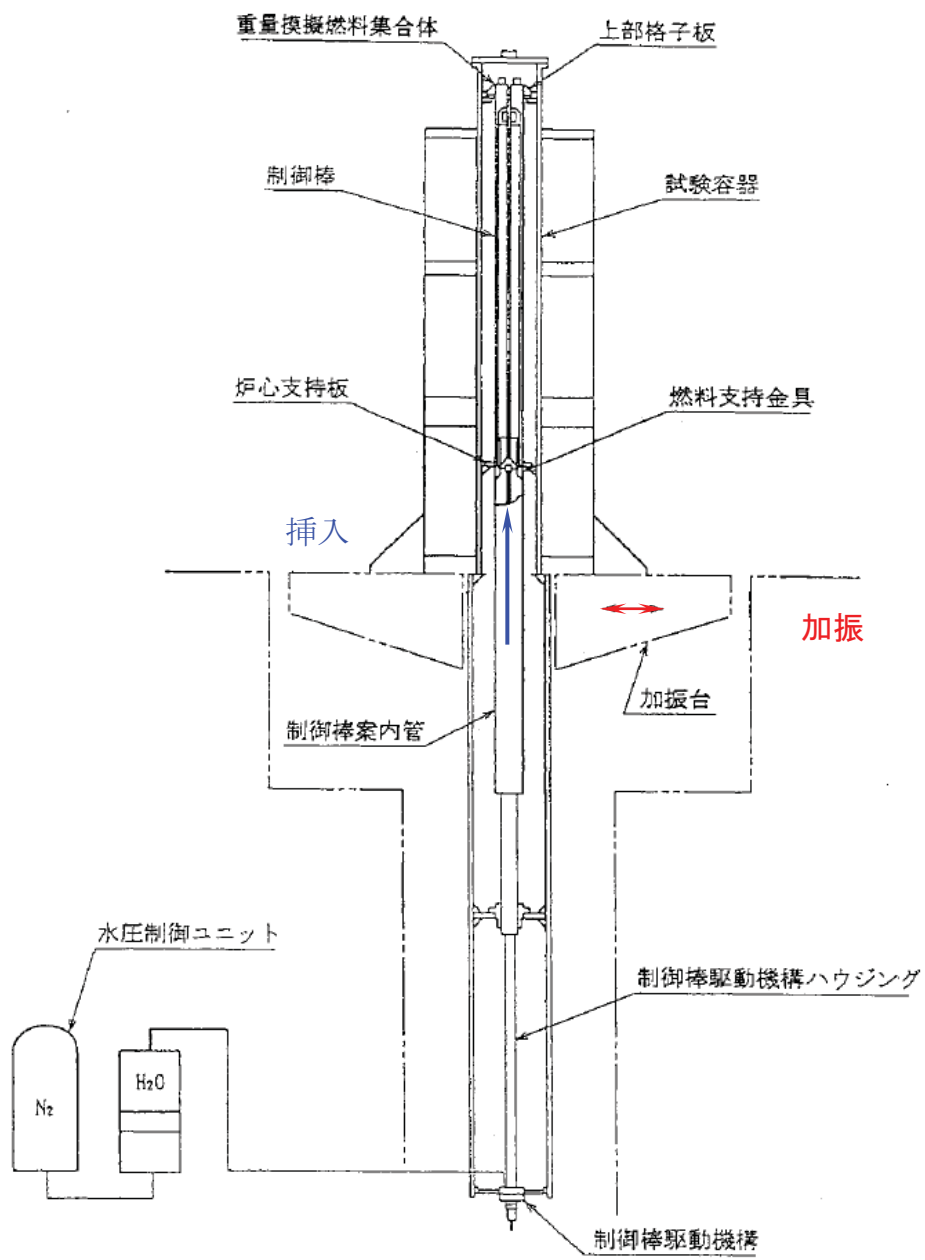


図 1-2 試験装置

2. 試験結果

試験結果を図 2-1 に示す。燃料集合体の相対変位が約 40mm において、通常のスラム仕様である 90%ストローク 3.5 秒以内であることが確認できたので、燃料集合体相対変位 40mm を制御棒挿入性の許容値とした。

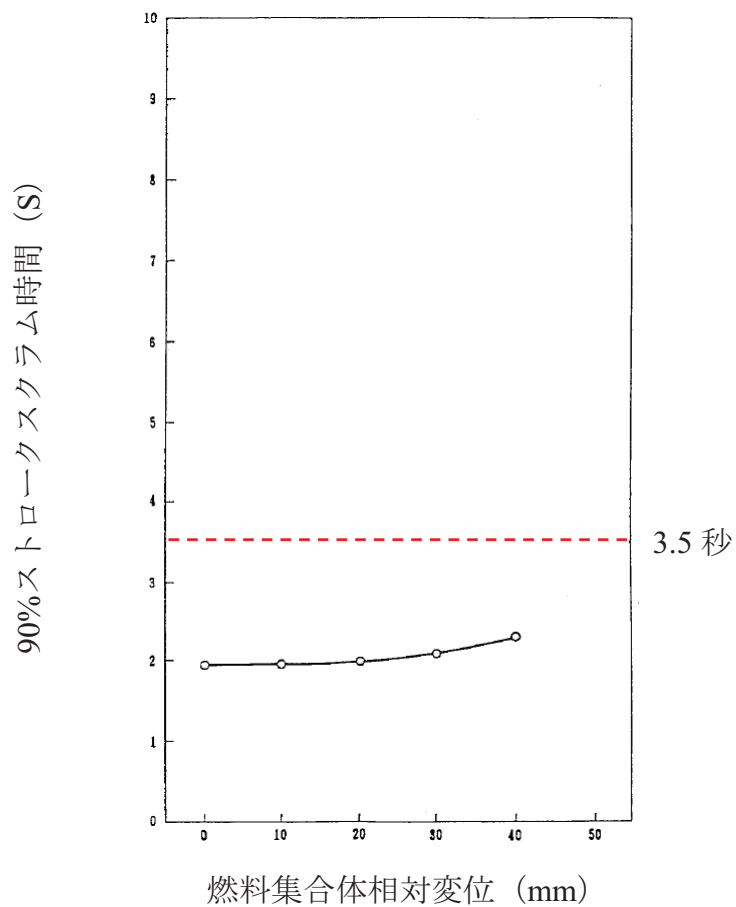


図 2-1 燃料集合体相対変位のスラム時間に与える影響

機能確認済加速度を上回る設備の動的機能維持評価の
詳細評価結果について

1. 詳細評価対象設備

基準地震動 S_s による加速度確認部位の応答加速度が、機能確認済加速度を上回る機器については、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位ごとの構造強度評価または動的機能維持評価を行い、発生値が評価基準値以下であることを確認する。

詳細評価を実施した設備は以下の通り。

- ・ 残留熱除去海水ポンプ
- ・ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ
- ・ 非常用ガス処理系排風機
- ・ 非常用ガス処理系冷却送風機
- ・ C/A 送風機
- ・ C/A 排風機
- ・ C/A 再循環送風機
- ・ 非常用ディーゼル機関
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関
- ・ 高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ
- ・ RHR 系停止時冷却原子炉側隔離弁 B
- ・ CUW 系 RPV ドレン弁

2. 詳細評価

2. 1 残留熱除去海水ポンプ

(1) 評価部位

残留熱除去系海水ポンプの構造図及び抽出した評価部位を図1に示す。

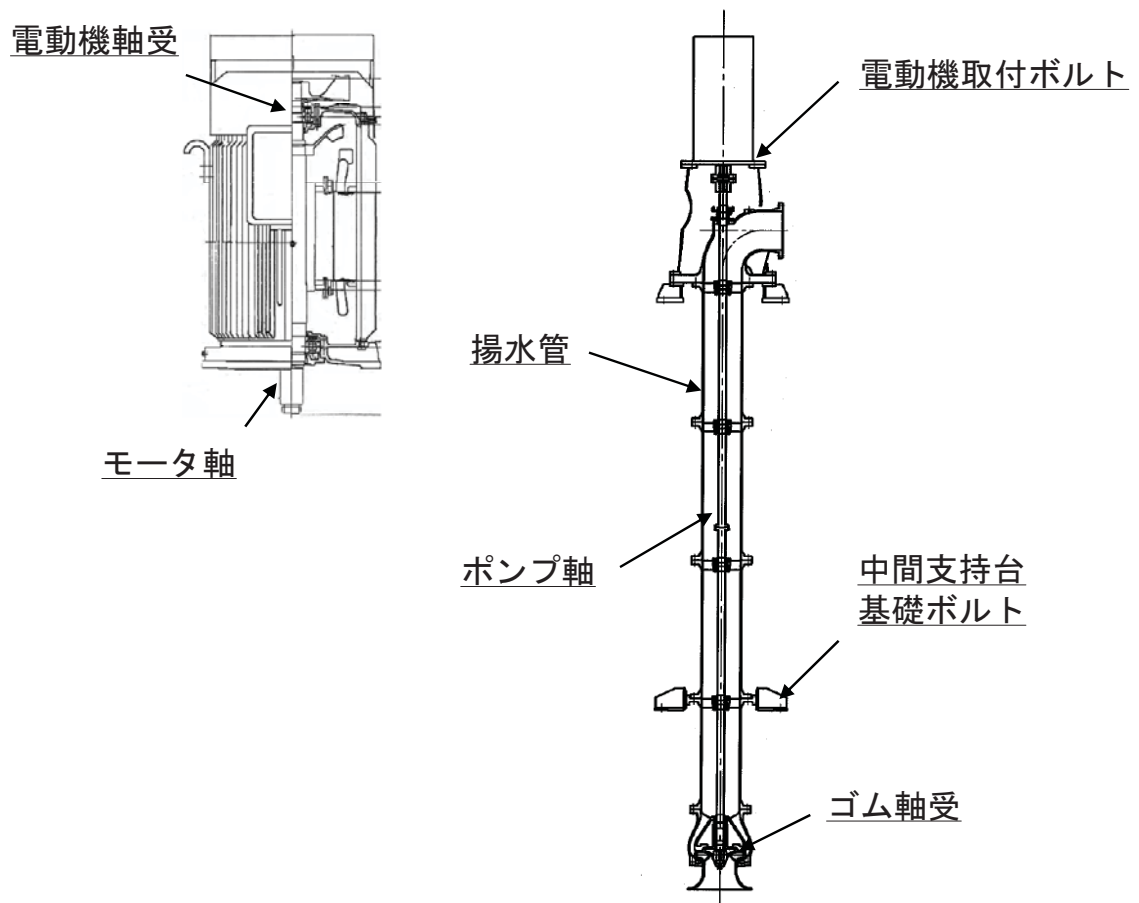


図1 残留熱除去海水ポンプ構造図及び評価部位

(2) 評価結果

- ・電動機取付ボルト，中間支持台基礎ボルト，揚水管，ポンプ軸，モータ軸
それぞれ構造強度評価を行い，発生値が評価基準値以下であることを確認した。

・ゴム軸受，電動機軸受

地震応答解析により算出される軸受荷重が，許容軸受荷重以下であることを確認した。

表 1 詳細評価結果まとめ（残留熱除去海水ポンプ）

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
電動機取付ボルト	引張	21 MPa	475 MPa	○
中間支持台基礎ボルト	せん断	10 MPa	118 MPa	○
揚水管	揚水管応力	57 MPa	306 MPa	○
ゴム軸受	軸受荷重	34820 N	269400 N ^{※1}	○
電動機軸受	軸受荷重	13230 N	178600 N	○
ポンプ軸	主応力	26 MPa	306 MPa	○
モータ軸	主応力	20 MPa	298 MPa	○

※1 既往の研究*で機能に問題ないことが確認されている軸受面圧に軸受面積を乗じて算出した。

* 平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 3
（大型立型ポンプ）（平成 17 年 9 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構）

2. 2 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ

(1) 評価部位

可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワの構造図及び抽出した評価部位を図2に示す。

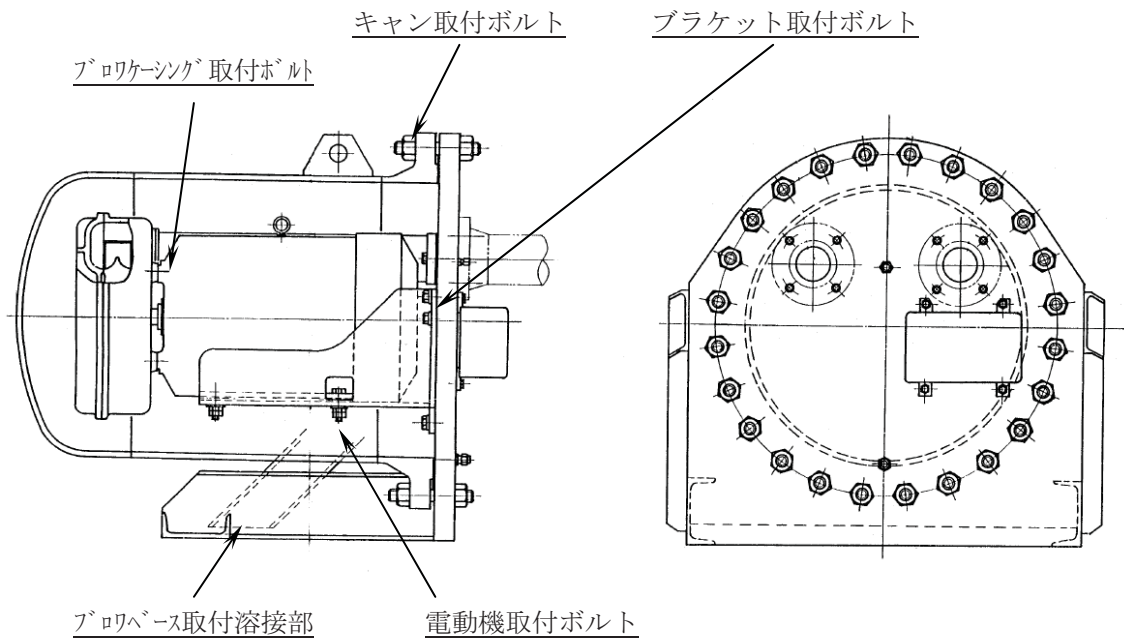


図2 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ構造図及び評価部位

(2) 評価結果

ブロワベース取付溶接部，ブロウケーシング取付ボルト，電動機取付ボルト，ブラケット取付ボルト，キャン取付ボルトのそれぞれについて構造強度評価を行い，発生値が評価基準値以下であることを確認した。

表2 詳細評価結果まとめ（可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ）

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
ブロワース取付溶接部	せん断	8 MPa	62 MPa	○
ブロワーシグ取付ボルト	引張	26 MPa	152 MPa	○
電動機取付ボルト	せん断	24 MPa	139 MPa	○
ブラケット取付ボルト	引張	88 MPa	173 MPa	○
キャン取付ボルト	せん断	3 MPa	306 MPa	○

2. 3 非常用ガス処理系排風機，非常用ガス処理系冷却送風機

(1) 評価部位

非常用ガス処理系排風機の構造図及び抽出した評価部位を図3に示す。

なお、非常用ガス処理系冷却送風機は非常用ガス処理系排風機と同形式であることから、非常用ガス処理系排風機を代表として評価を実施した。

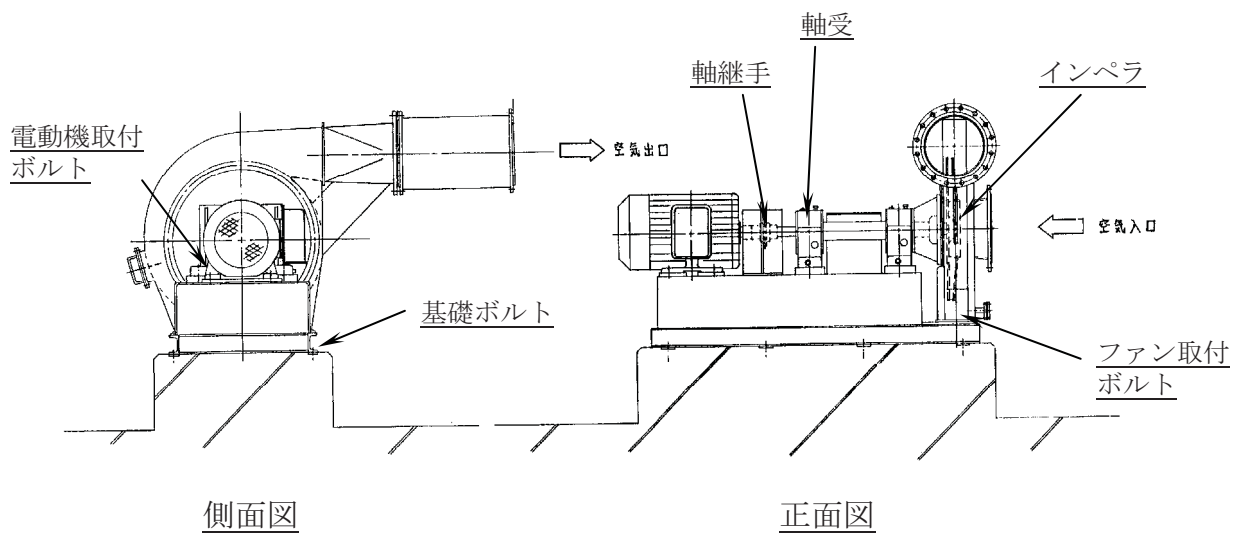


図3 非常用ガス処理系排風機構造図及び評価部位

(2) 評価結果

- ・基礎ボルト，ファン取付ボルト，電動機取付ボルト

それぞれ構造強度評価を行い，発生値が評価基準値以下であることを確認した。

- ・軸受

地震応答解析により算出される軸受荷重が，許容軸受荷重以下であることを確認した。

- ・インペラ

インペラ及びケーシングの固有周期を評価して剛であることを確認し、互いに接触しないと判断した。

- ・軸継手

軸継手及び電動機の固有周期を評価して剛であることを確認し、互いに接触しないと判断した。

表 3 詳細評価結果まとめ（非常用ガス処理系排風機）

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
基礎ボルト	せん断	131 MPa	156 MPa	○
ファン取付ボルト	引張	52 MPa	180 MPa	○
電動機取付ボルト	引張	17 MPa	202 MPa	○
軸受	軸受荷重	2768 N	60000 N	○
インペラ	ケーシングとの接触の有無	インペラ及びケーシングの固有周期を評価して剛であることを確認し、互いに接触しないと判断した		○
軸継手	電動機との接触の有無	軸継手及び電動機の固有周期を評価して剛であることを確認し、互いに接触しないと判断した		○

2. 4 C/A 送風機, C/A 排風機, C/A 再循環送風機

(1) 評価部位

C/A 送風機の構造図及び抽出した評価部位を図 4 に示す。

なお, C/A 排風機及び C/A 再循環送風機は C/A 送風機と同形式であることから, C/A 送風機を代表として評価を実施した。

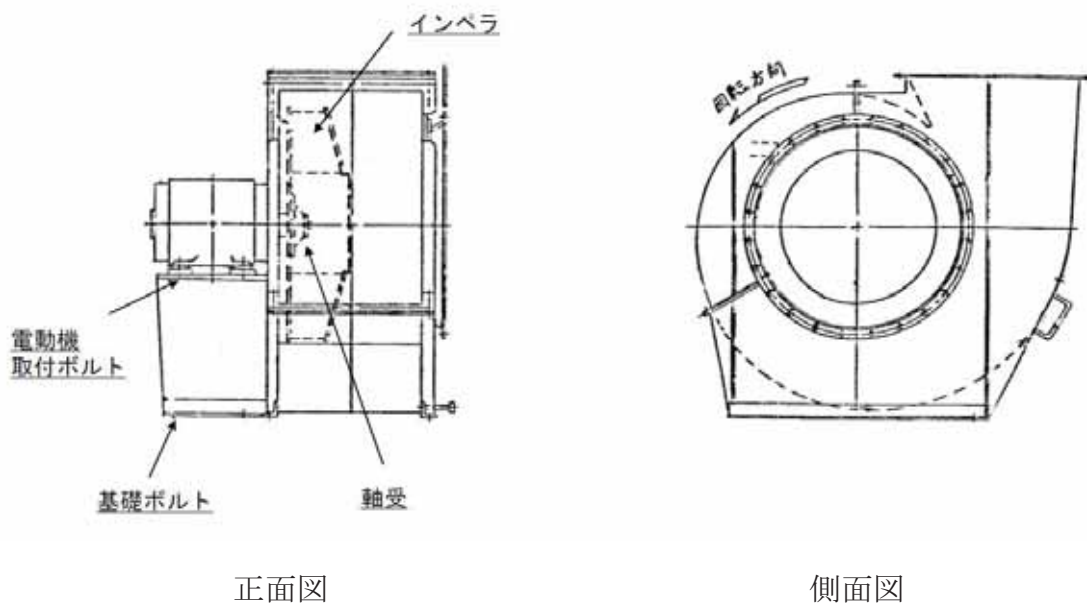


図 4 C/A 送風機構造図及び評価部位

(2) 評価結果

- ・基礎ボルト, 電動機取付ボルト

それぞれ構造強度評価を行い, 発生値が評価基準値以下であることを確認した。

- ・軸受

地震応答解析により算出される軸受荷重が, 許容軸受荷重以下であるこ

とを確認した。

・インペラ

インペラ及びケーシングの固有周期を評価して剛であることを確認し、互いに接触しないと判断した。

表 4 詳細評価結果まとめ (C/A 送風機)

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
基礎ボルト	引張	186 MPa	207 MPa	○
電動機取付ボルト	引張	31 MPa	207 MPa	○
軸受	軸受荷重	13680 N	217000 N	○
インペラ	ケーシングとの接触の有無	インペラ及びケーシングの固有周期を評価して剛であることを確認し、互いに接触しないと判断した		○

2. 5 非常用ディーゼル機関， 高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関

(1) 評価部位

非常用ディーゼル機関の構造図及び抽出した評価部位を図5に示す。

なお， 高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関は非常用ディーゼル機関と同形式であることから， 非常用ディーゼル機関を代表として評価を実施した。

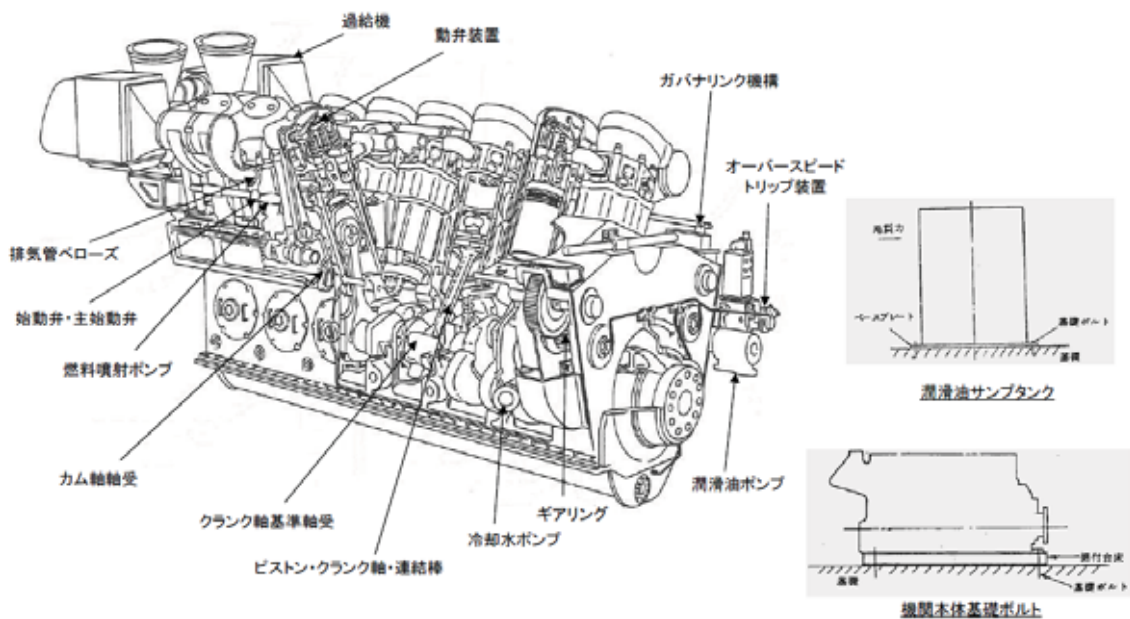


図5 非常用ディーゼル機関構造図及び評価部位

2) 評価結果

・機関本体基礎ボルト

構造強度評価を行い， 発生値が評価基準値以下であることを確認した。

・クランク軸基準軸受

既往の研究において， 同軸受に発生する応力は解析により以下の通り示されている（クランク軸+ロータ質量：37200kg， 水平加速度：0.84G）。

$$\sigma_{\max} = 11.97\text{kg/mm}^2 \rightarrow 118\text{MPa}$$

上記について柏崎刈羽 1 号機の非常用ディーゼル機関の条件（クランク軸＋ロータ質量：28800kg，水平加速度：1.13G）を用いて発生応力を補正する。

既往の研究により得られた知見では，隔壁に発生する応力（衝突荷重）は，衝突時の最大変位に比例しており，衝突時の最大変位は，質量及び加速度の積の平方根と比例することが分かっている。すなわち，隔壁に発生する応力は，クランク軸と発電機ロータからなる回転体の質量比と水平方向震度比のそれぞれの平方根の積に比例することから，柏崎刈羽 1 号機における発生応力は下記となる。

$$\text{発生応力} = \text{既往の研究の応力} \times \sqrt{\text{質量比} \times \text{震度比}}$$

$$\begin{aligned} \sigma &= 118 \times \sqrt{\frac{28800}{37200} \times \frac{1.13}{0.84}} \\ &= 121 \text{ MPa} < \text{評価基準値 } 205 \text{ MPa} \end{aligned}$$

- ・カム軸軸受

既往の研究において，地震時における機能が維持される限界加速度として 21.7G（水平加速度）が解析により示されている。基準地震動 Ss における水平応答加速度は 1.13G であることから，基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・ピストン，クランク軸，連接棒

既往の研究において，地震時における機能が維持される限界加速度として 119.8G（水平加速度と鉛直加速度の SRSS）が解析により示されている。基準地震動 Ss における応答加速度は 1.48G（ $=\sqrt{1.13^2+0.95^2}$ ）であることから，基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・ギヤリング

既往の研究において、地震時における機能が維持される限界加速度として 203.8G（水平加速度と鉛直加速度の SRSS）が解析により示されている。基準地震動 Ss における応答加速度は $1.48\text{G} (= \sqrt{1.13^2 + 0.95^2})$ であることから、基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・動弁装置

既往の研究において、地震時における機能が維持される限界加速度として 37.2G（水平加速度）が解析により示されている。基準地震動 Ss における水平応答加速度は 1.13G であることから、基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・始動弁，主始動弁

既往の研究において、地震時における機能が維持される限界加速度として 20.0G（据付角度で水平加速度と鉛直加速度を合成した値）が解析により示されている。基準地震動 Ss における応答加速度は $1.41\text{G} (= 1.13 \times \cos 22.5^\circ + 0.95 \times \sin 22.5^\circ)$ であることから基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・燃料噴射ポンプ

既往の研究において、地震時における機能が維持される限界加速度として 4.65G（据付角度で水平加速度と鉛直加速度を合成した値）が解析により示されている。基準地震動 Ss における応答加速度は $0.22\text{G} (= 1.13 \times \sin 13.5^\circ + (0.95 - 1) \times \cos 13.5^\circ)$ であることから、基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・ガバナリンク装置

既往の研究において、地震時における機能が維持される限界加速度とし

て 12.2G（水平加速度と鉛直加速度の SRSS）が解析により示されている。

基準地震動 Ss における応答加速度は $1.48G (= \sqrt{1.13^2 + 0.95^2})$ であることから、基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・ オーバースピードトリップ装置

既往の研究において、地震時における機能が維持される限界加速度として 2.0G（水平加速度と鉛直加速度の SRSS）が解析により示されている。基準地震動 Ss における応答加速度は $1.48G (= \sqrt{1.13^2 + 0.95^2})$ であることから、基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・ 過給機

既往の研究において、地震時における機能が維持される限界加速度として 10.7G（水平加速度）が解析により示されている。基準地震動 Ss における水平応答加速度は 1.13G であることから、基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

- ・ 排気管ベローズ

排気管ベローズの地震による伸びを算出し、運転状態の最大伸びと比較することにより評価を行う。

- a) 地震による伸び (δ_1)

地震による伸び δ_1 は、以下の式により算出される。

$$\delta_1 = m g C_v / 2K$$

ここで、

$$m : \text{ベローズ質量} = 44.3\text{kg}$$

$$g : \text{重力加速度} = 9.80665 \text{ m/s}^2$$

$$C_v : \text{鉛直方向震度} = 3.9415 \text{ (排気管ベローズ固有周期 : 14.46Hz)}$$

K : ベローズのばね定数 = 183.0 N/mm

以上より, $\delta_1 = 4.67 \text{ mm} \rightarrow 4.7 \text{ mm}$

b) フロア間の相対変位 (δ_2)

非常用ディーゼル機関の設置フロアと上階フロア間の鉛直方向の相対変位 δ_2 は, 大型機器解析モデルによる地震応答解析より 0.4 mm が算出されている。

以上より, 地震時の伸び δ は

$$\begin{aligned}\delta &= \delta_1 + \delta_2 \\ &= 4.7 \text{ mm} + 0.4 \text{ mm} = 5.1 \text{ mm}\end{aligned}$$

これは, 運転時の最大伸び (9.59mm) 以下であることから, 基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

・冷却水ポンプ

既往の研究において, 地震時における機能が維持される限界加速度として 28.5G (水平加速度と鉛直加速度の SRSS) が解析により示されている。基準地震動 Ss における応答加速度は 1.48G ($=\sqrt{1.13^2+0.95^2}$) であることから, 基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

・潤滑油ポンプ

既往の研究において, 地震時における機能が維持される限界加速度として 18.38G (水平加速度と鉛直加速度の SRSS) が解析により示されている。基準地震動 Ss における応答加速度は 1.48G ($=\sqrt{1.13^2+0.95^2}$) であることから, 基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

・潤滑油サンプタンク

流動解析によりサンプタンクのスロッシング評価を実施した。その結果、潤滑油吸込口の大気中への露出はないことから、基準地震動 Ss に対し機能維持することを確認した。

表 5 詳細評価結果まとめ（非常用ディーゼル機関）

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
機関本体基礎ボルト	引張	148 MPa	289 MPa	○
クランク軸基準軸受	軸受隔壁強度	121 MPa ^{※1}	205 MPa	○
カム軸軸受	スラスト軸受	1.13 G ^{※2}	21.7 G ^{※5}	○
ピストン, クランク軸, 連接棒	ピストン軸受面圧	1.48 G ^{※3}	119.8 G ^{※5}	○
ギアリング	軸の強度	1.48 G ^{※3}	203.8 G ^{※5}	○
動弁装置	追従性	1.13 G ^{※2}	37.2 G ^{※5}	○
始動弁・主始動弁	弁棒の曲げ	1.41 G ^{※4}	20.0 G ^{※5}	○
燃料噴射ポンプ	プランジヤとローラガイドの追従性	0.22 G ^{※4}	4.65 G ^{※5}	○
ガバナリンク装置	地震時の抵抗	1.48 G ^{※3}	12.2 G ^{※5}	○
オーバースピードトリップ装置	プランジヤの誤動作	1.48 G ^{※3}	2.0 G ^{※5}	○
過給機	軸受荷重	1.13 G ^{※2}	10.7 G ^{※5}	○
排気管ベローズ	伸び	5.1 mm	9.59 mm	○
冷却水ポンプ	軸受荷重	1.48 G ^{※3}	28.5 G ^{※5}	○
潤滑油ポンプ	取付ボルト強度	1.48 G ^{※3}	18.38 G ^{※5}	○
潤滑油サンプタンク	スロッシング	流動解析をおこない、潤滑油吸込口の大気中への露出は無いことを確認した		○

※1 既往の研究*に示されている発生応力に対して、1号機の条件（クランク軸+ロータ質量及び水平加速度）を用いて補正した値。

※2 水平加速度

※3 水平加速度と鉛直加速度の SRSS（二乗和平方根）

※4 据付角度に応じて水平加速度と鉛直加速度を合成した値

※5 既往の研究に示されている解析により求めた限界値

* 平成3年度 原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書 その1
非常用ディーゼル発電機システム耐震実証試験
（平成4年3月 （財）原子力工学試験センター）

2. 6 高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ

(1) 評価部位

高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプの構造図及び抽出した評価部位を
図6に示す。

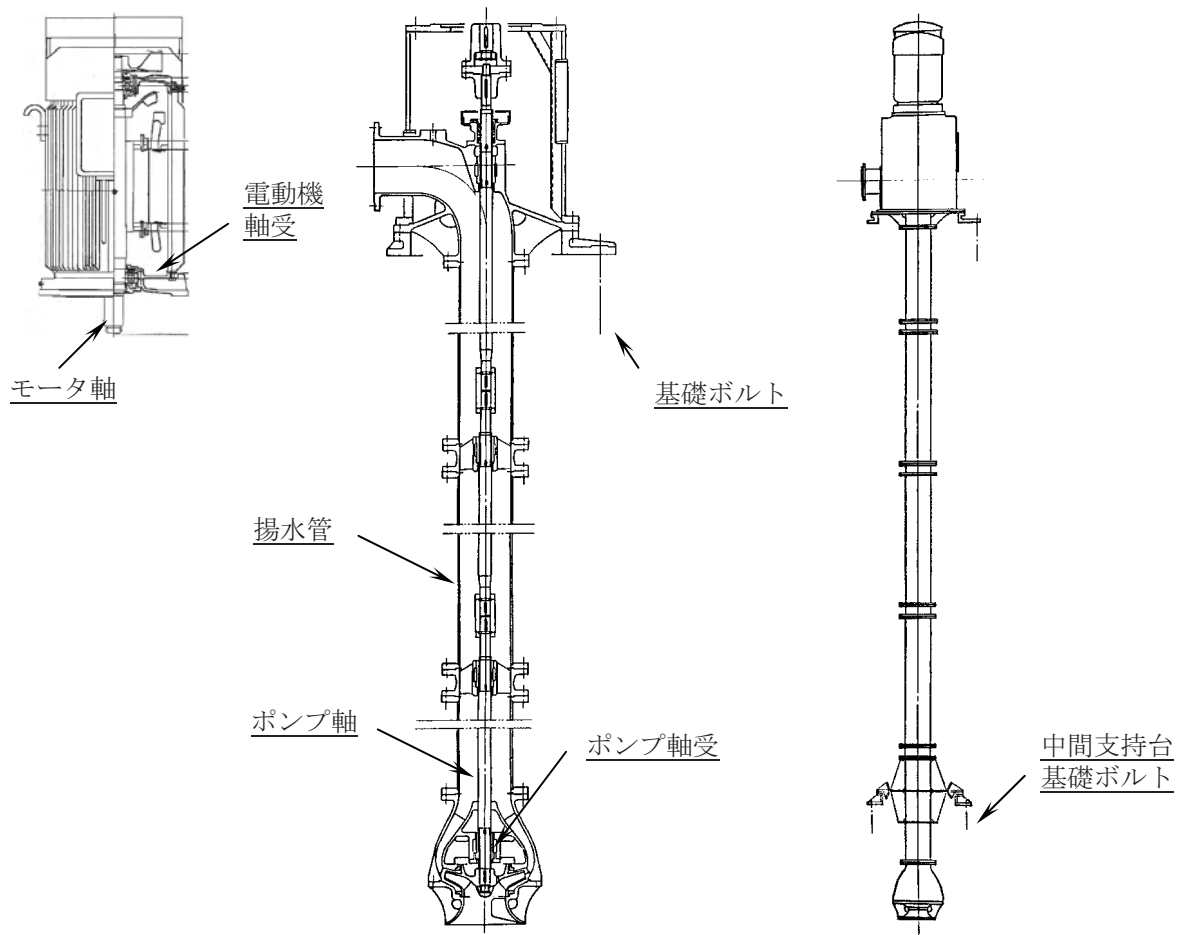


図6 高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ構造図及び評価部位

(2) 評価結果

- ・基礎ボルト，中間支持台基礎ボルト，揚水管，ポンプ軸，モータ軸

それぞれ構造強度評価を行い，発生値が評価基準値以下であることを確認した。

- ・ポンプ軸受，電動機軸受

地震応答解析により算出される軸受荷重が，許容軸受荷重以下であることを確認した。

表 6 詳細評価結果まとめ（高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ）

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
基礎ボルト	引張	19 MPa	153 MPa	○
中間支持台基礎ボルト	せん断	17 MPa	118 MPa	○
揚水管	揚水管応力	36 MPa	306 MPa	○
ポンプ軸受	軸受荷重	10650 N	55360 N ^{※1}	○
電動機軸受	軸受荷重	3635 N	176600 N	○
ポンプ軸	主応力	28 MPa	306 MPa	○
モータ軸	主応力	8 MPa	334 MPa	○

※1 既往の研究*で機能に問題ないことが確認されている軸受面圧に軸受面積を乗じて算出した。

* 平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 3
(大型立型ポンプ) (平成 17 年 9 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

2. 7 RHR 系停止時冷却原子炉側隔離弁 B, CUW 系 RPV ドレン弁

(1) 評価部位

弁の外形図および評価部位を図 7 に示す。

詳細評価は、弁本体および弁駆動部についておこない、弁本体については、最弱部と予想される部位として、ヨーク脚付根部 (Y-Y'断面)、ボンネット首上部 (B1-B1'断面) およびボンネット首付根部 (B2-B2'断面) を抽出した。

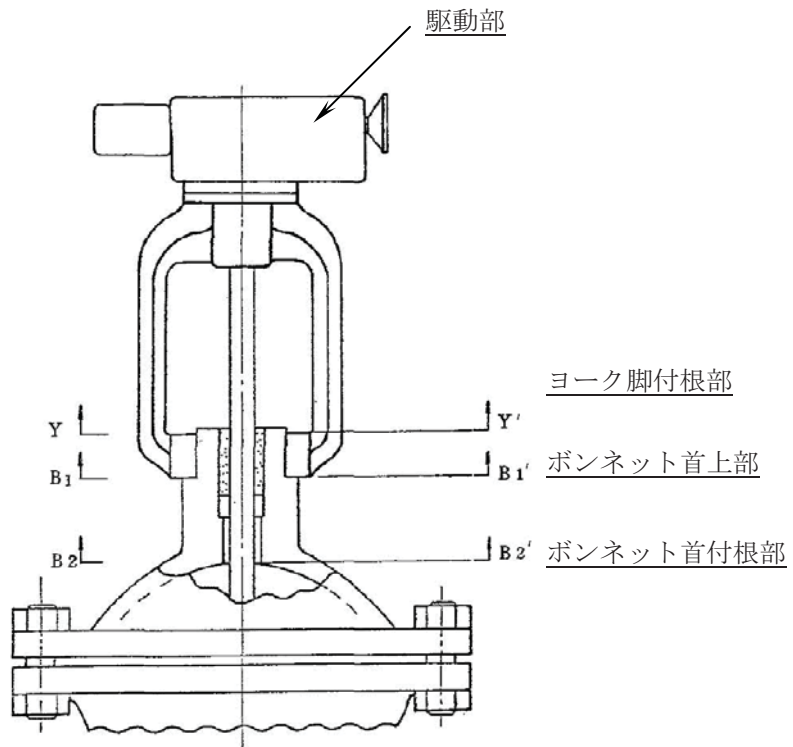


図 7 弁外形図及び評価部位

(2) 評価結果

・弁本体

図 7 に示すそれぞれの部位の発生値が評価基準値と等しくなる加速度（許容応答加速度）を算定し、基準地震動 S_s による応答加速度との比較をおこなった。なお、基準地震動 S_s による応答加速度として、保守的に水平方向と鉛直方向の応答加速度を SRSS（二乗和平方根）で合成した値を用いて評価した。

その結果、発生値が評価基準値以下であることを確認した。

・弁駆動部

対象弁はいずれも電動弁であり、電動弁駆動部の製作メーカーでおこなわれた型式試験において、水平、鉛直のそれぞれの方向に対し 10G まで機能維持することが確認されている。基準地震動 S_s による応答加速度は 10G を下回ることから、基準地震動 S_s に対し機能維持することを確認した。

表7 詳細評価結果まとめ (RHR系停止時冷却原子炉側隔離弁B)

評価部位		発生値	評価基準値	判定
弁本体	ヨーク部 (Y-Y'断面)	11.32 G ^{※1}	51.3 G	○
	ボンネット部 (B1-B1'断面)		27.4 G	○
	ボンネット部 (B2-B2'断面)		44.8 G	○
弁駆動部		8.81 G ^{※2}	10.0 G	○

※1 水平加速度と鉛直加速度のSRSS (二乗和平方根)

※2 水平加速度と鉛直加速度のうち、いずれか大きい値

表8 詳細評価結果まとめ (CUW系RPVドレン弁)

評価部位		発生値	評価基準値	判定
弁本体	ヨーク部 (Y-Y'断面)	8.08 G ^{※1}	49.7 G	○
	ボンネット部 (B1-B1'断面)		26.3 G	○
	ボンネット部 (B2-B2'断面)		53.1 G	○
弁駆動部		7.67 G ^{※2}	10.0 G	○

※1 水平加速度と鉛直加速度のSRSS (二乗和平方根)

※2 水平加速度と鉛直加速度のうち、いずれか大きい値

使用済燃料貯蔵プールスロッシングに対する影響検討について

1. 検討方針

基準地震動 S_s による使用済燃料貯蔵プールのスロッシング評価を行い，使用済燃料貯蔵プールからの溢水量を推定し，使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料および下階の安全系機器への影響がないことを確認する。

具体的には，使用済燃料貯蔵プールスロッシングによる溢水事象に対し，以下の検討を行う。

- ・ 基準地震動 S_s による使用済燃料貯蔵プールからの溢水量の推定
- ・ 溢水による使用済燃料貯蔵プール水位低下に対する使用済燃料の冷却能力への影響確認
- ・ 溢水による下階の安全系機器への影響確認

2. 検討結果

2.1 基準地震動 S_s による溢水量の推定

2.1.1 検討に用いる地震動

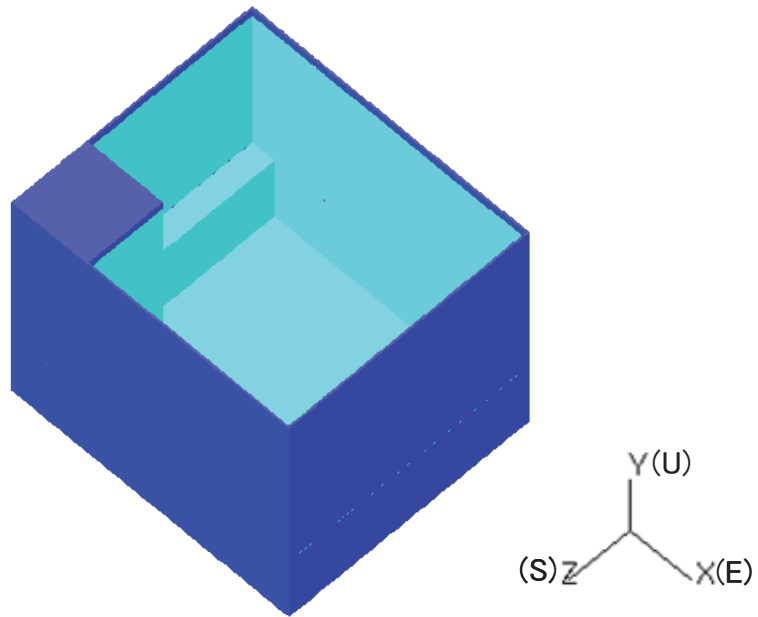
使用済燃料貯蔵プールのスロッシング周期は 3 秒から 5 秒の長周期領域である。本検討では，基準地震動 S_s の中から，スロッシング周期における応答スペクトル値が最大となる S_{s-5} を用いる。

2.1.2 溢水量の推定方法

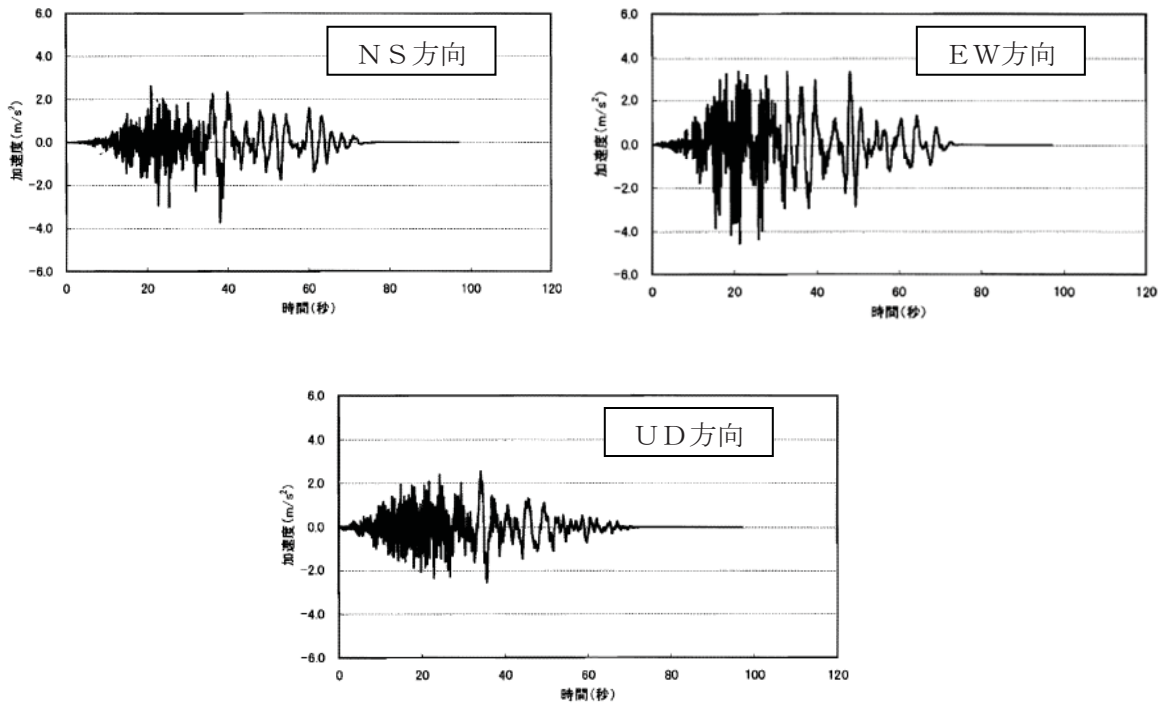
使用済燃料貯蔵プールのスロッシング評価は，参図-7.1.1 の解析モデルを用いて，参図-7.1.2 に示す NS 方向，EW 方向，UD 方向の加速度により時刻歴解

析を行い、溢水量を算定する。

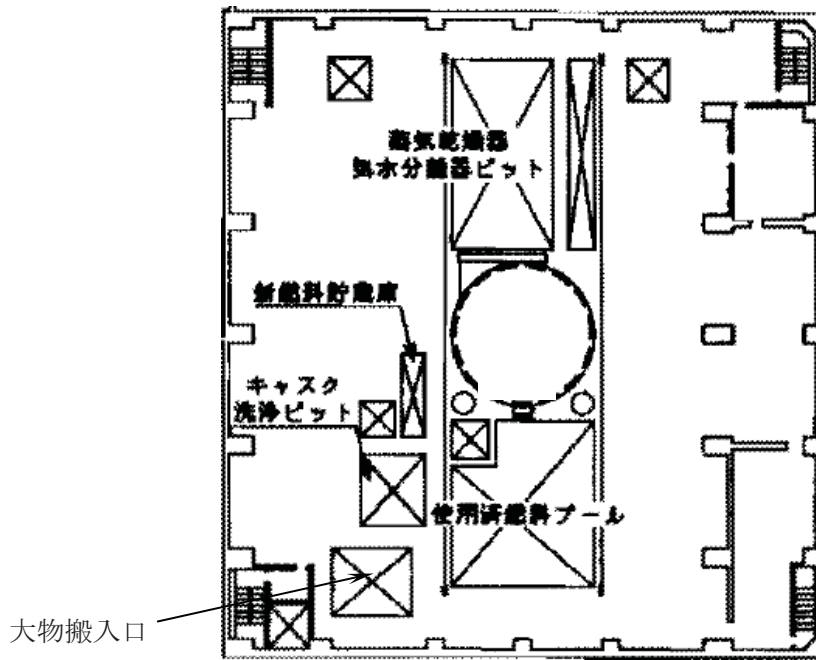
柏崎刈羽原子力発電所 1 号機原子炉建屋 3 階の機器配置および断面、並びに使用済燃料貯蔵プールの概要をそれぞれ参図-7.1.3～参図-7.1.5 に示す。



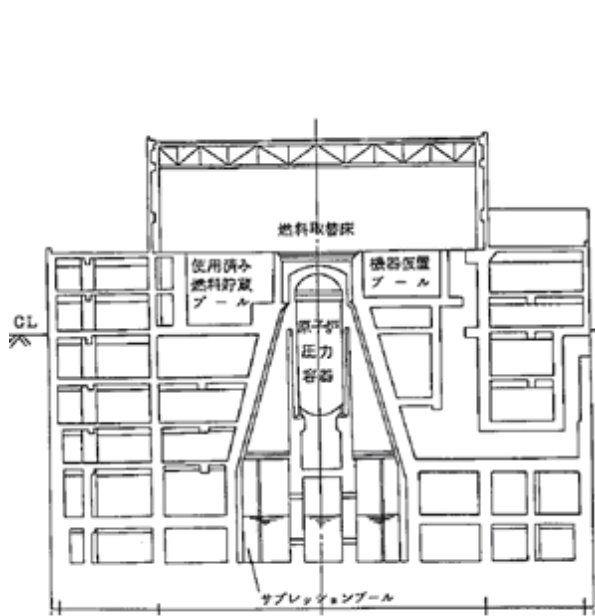
参図-7.1.1 使用済燃料貯蔵プールの解析モデル概要



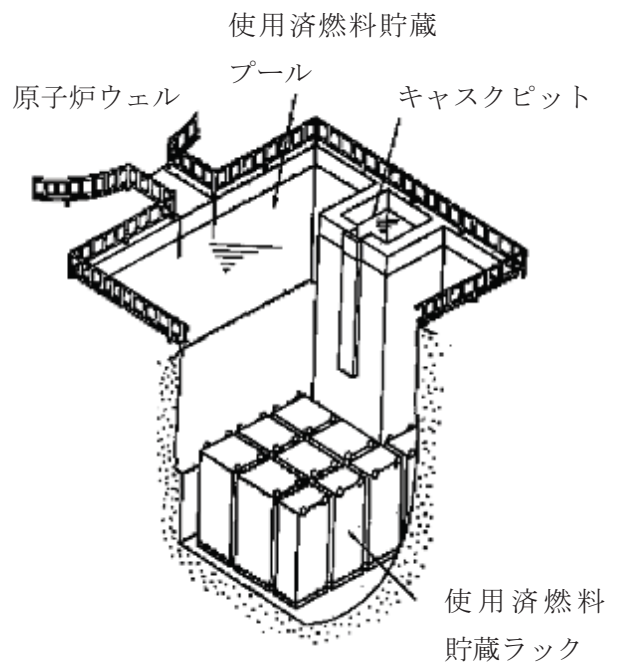
参図-7.1.2 加速度時刻歴



参図-7.1.3 原子炉建屋3階機器配置図



参図-7.1.4 原子炉建屋断面図 (EW 断面)



参図-7.1.5 使用済燃料プール概要図

2.1.3 溢水量の推定結果

上記方法にて推定した基準地震動 Ss における使用済燃料貯蔵プールスロッシングによる溢水量を参表-7.1.1 に示す。

参表-7.1.1 基準地震動 Ss における使用済燃料貯蔵プールスロッシングによる溢水量

溢水量
560m ³

〈参考〉

新潟県中越沖地震における溢水量は、簡易的な手法により 157 m³ と評価されている。

2.2 溢水による使用済燃料の冷却能力への影響確認

推定した溢水量は、使用済燃料を冷却する能力に影響を与えない。すなわち、溢水の補給は、サプレッションプールから残留熱除去系を通じて補給可能であり、燃料が露出するものではない。

参表-7.1.2 溢水時の燃料プール水位確認結果

推定溢水量	560m ³
使用済燃料貯蔵プール面積	約 157.6m ²
通常時使用済燃料貯蔵プール水位	11.5m
水位低下量	約 3.6m
溢水後使用済燃料貯蔵プール水位	約 7.9m
使用済燃料貯蔵ラック高さ	4.5m

2.3 溢水による安全系機器への影響確認

2.3.1 溢水に対する設計上の考慮について

安全上重要な系統および機器は多重性、多様性を有するとともに、必要に

応じて互いに離隔距離をとる等の配置上の考慮がなされており、その安全機能が喪失しないよう設計されている。

機器、配管系の破損による異常漏えい等の溢水に対しても、安全上重要な系統および機器の安全機能を確保できるように、配置上の考慮や、床カーブ(せき、勾配)の設置、漏えい検出系の設置等がなされている。

2.3.2 溢水に対する安全系機器の影響確認

使用済燃料貯蔵プール内から溢水した水は、床に設定されているファンネルより最下階の高電導度廃液系サンプピットに流入し、流入した水は当該サンプピットに設置されているサンプポンプにて収集タンクへ送水される。万が一、当該サンプポンプが機能せず当該フロアに水が溜まったとしても、安全上重要な系統および機器の安全機能を確保できるように、非常用系エリアは隔壁で分離区画(3区画)され、配置上の分離独立がなされている。なお、溜まった水は必要に応じて拭き取り作業、仮設ポンプにて汲み出す作業により対応することになると考えている。

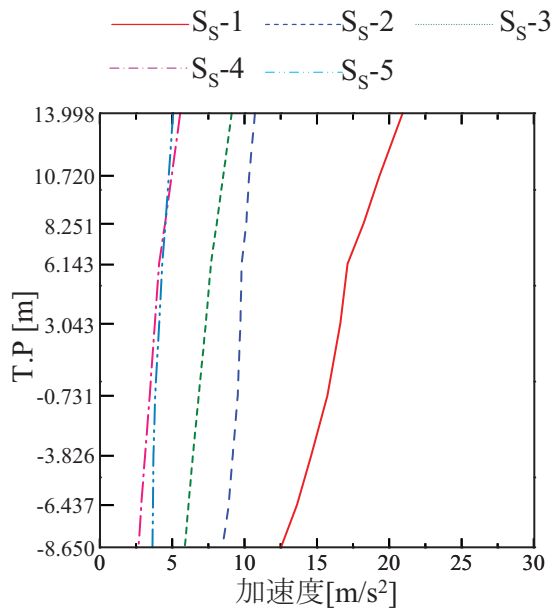
以上により、スロッシングによる使用済燃料貯蔵プールからの溢水に対する安全系機器への影響はない。

2.4 溢水の低減措置

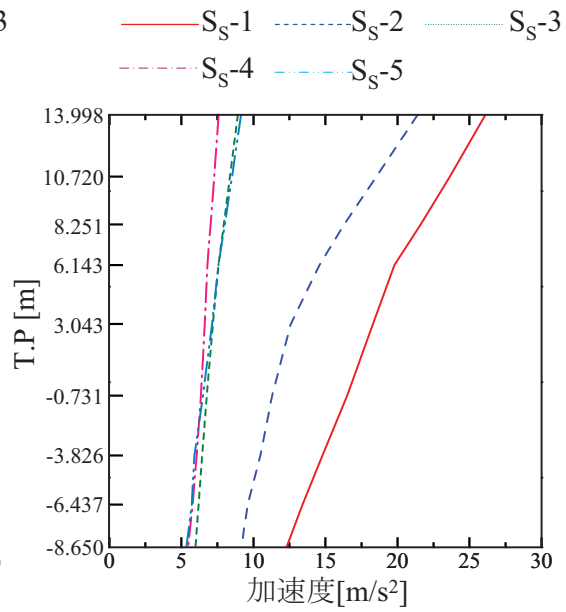
使用済燃料貯蔵プール水の地震による溢水を低減する措置として、使用済燃料貯蔵プール周囲に柵を設置した。ただし、今回の溢水量評価は、柵を考慮していないので保守的な評価になっている。

大型機器解析モデルおよび炉内構造物解析モデルによる
地震応答解析結果（詳細）

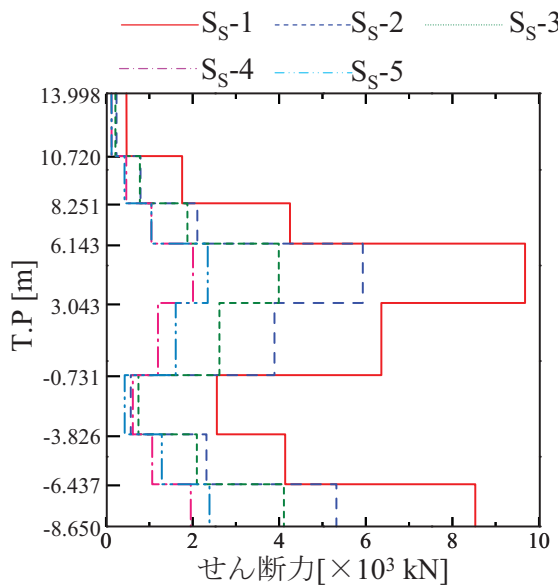
7.2.2.4 項に示した大型機器解析モデルおよび炉内構造物解析モデルによる地震応答解析結果（第 7.2.2.4-2 図～第 7.2.2.4-9 図，第 7.2.2.4-11 図～第 7.2.2.4-18 図，第 7.2.2.4-20 図～第 7.2.2.4-27 図）の詳細について，参図-7.2.1～参図-7.2.2.24 に示す。



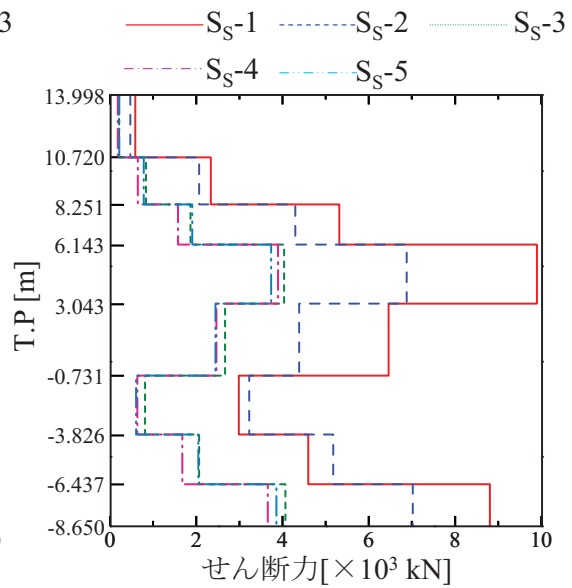
参图-7.2.1 RPV 水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



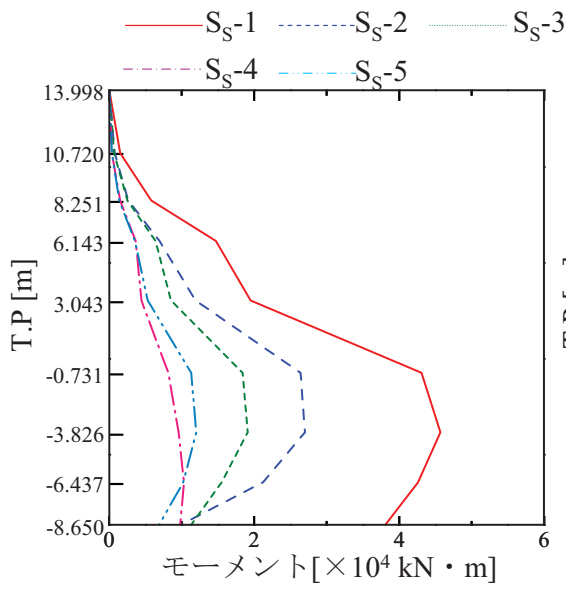
参图-7.2.2 RPV 水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



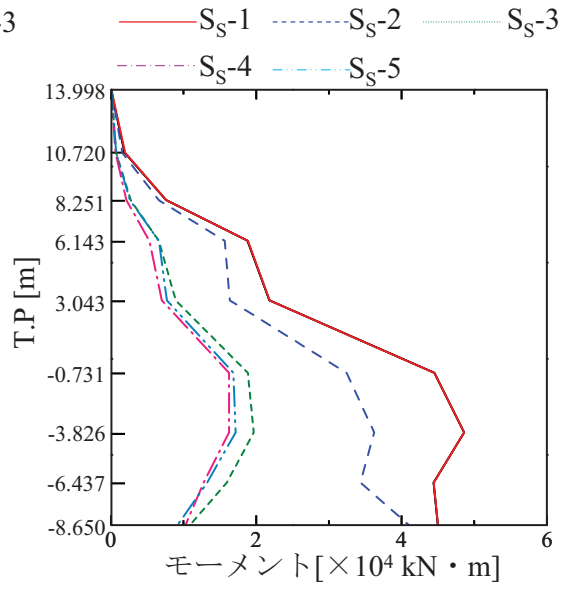
参图-7.2.3 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



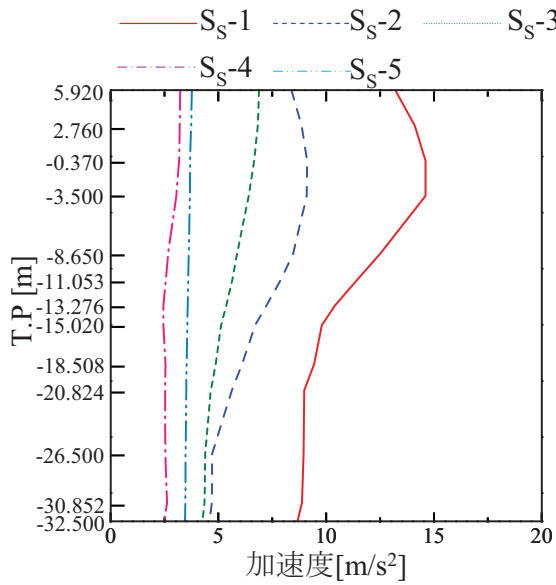
参图-7.2.4 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



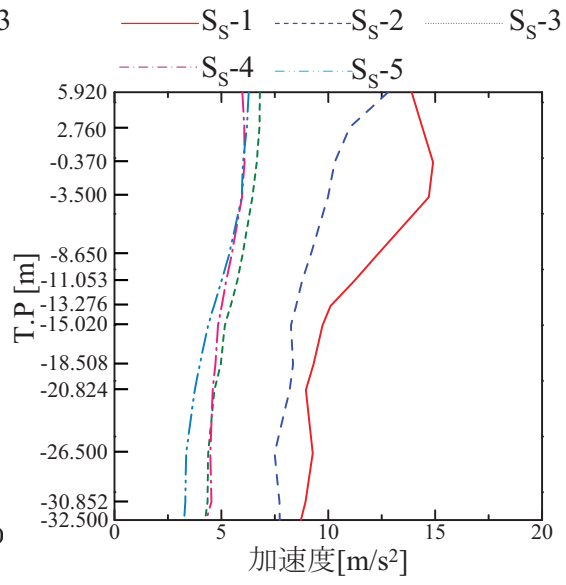
参図-7.2.5 RPV 水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



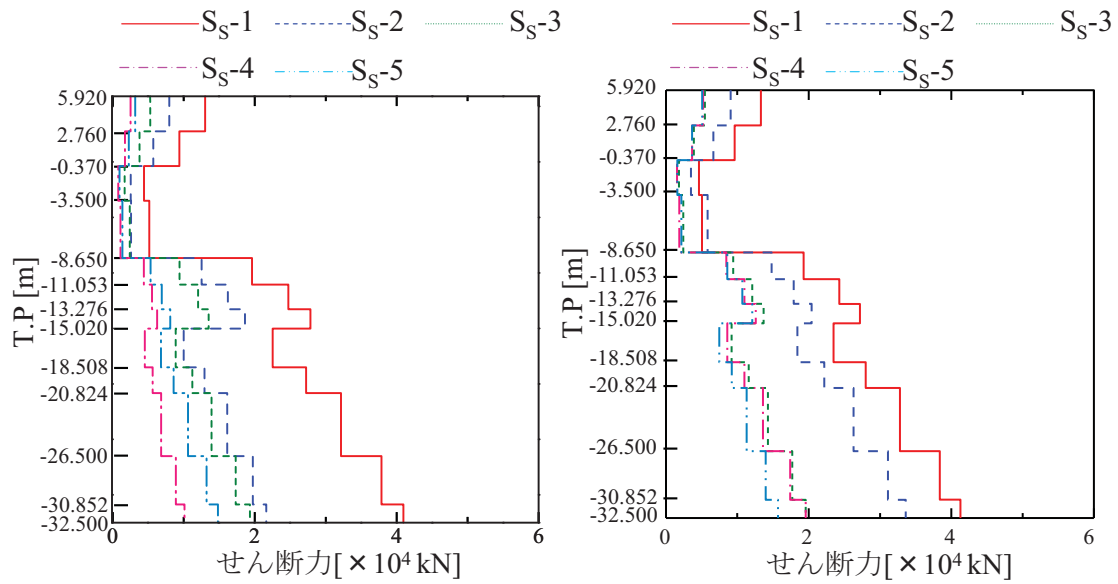
参図-7.2.6 RPV 水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



参図-7.2.7 原子炉遮へい壁および原子炉本体
基礎水平方向最大応答加速度 (NS 方向)

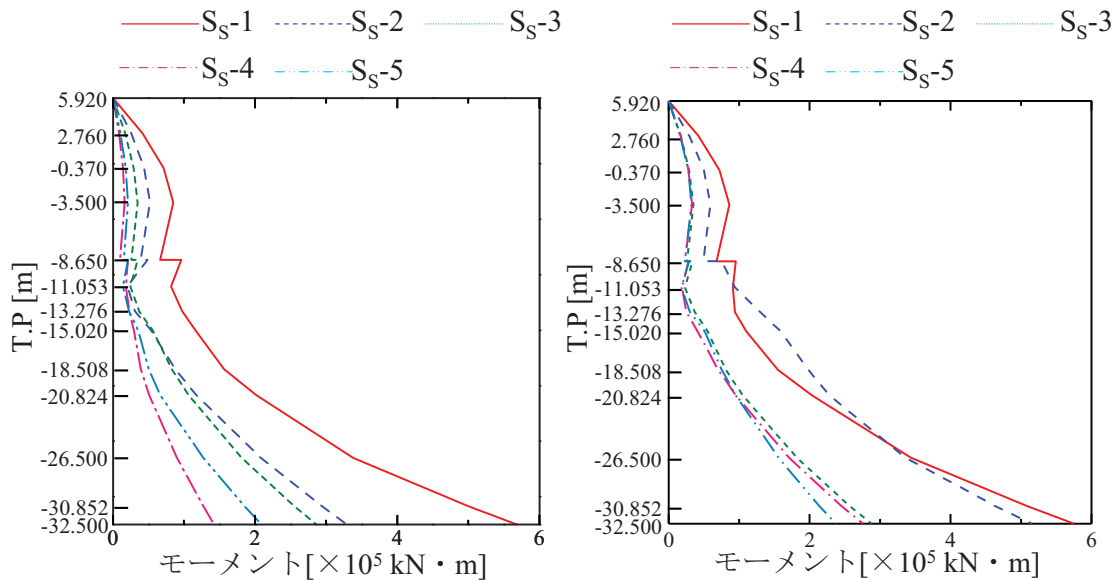


参図-7.2.8 原子炉遮へい壁および原子炉本体
基礎水平方向最大応答加速度 (EW 方向)



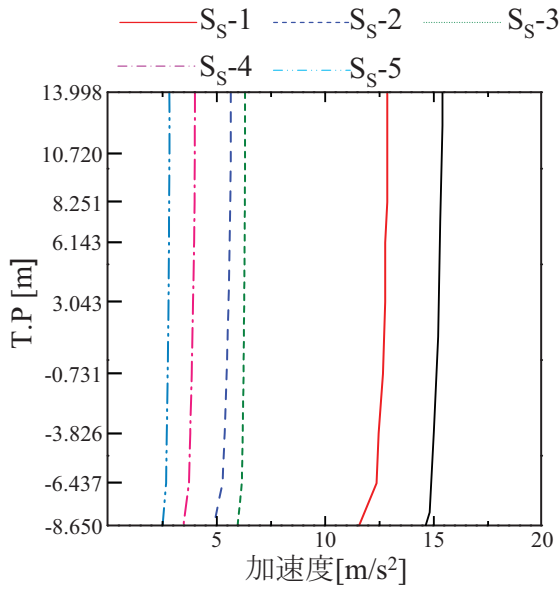
参図-7.2.9 原子炉遮へい壁および原子炉本体
基礎水平方向最大応答せん断力 (NS 方向)

参図-7.2.10 原子炉遮へい壁および原子炉本体
基礎水平方向最大応答せん断力 (EW 方向)

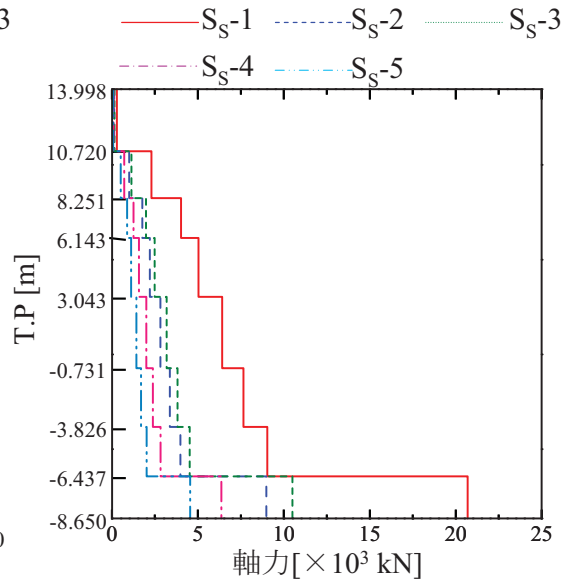


参図-7.2.11 原子炉遮へい壁および原子炉本体
基礎水平方向最大応答せん断力 (NS 方向)

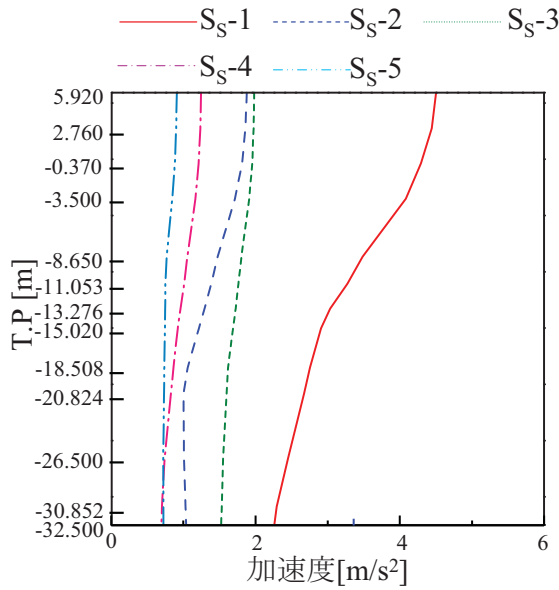
参図-7.2.12 原子炉遮へい壁および原子炉本体
基礎水平方向最大応答せん断力 (EW 方向)



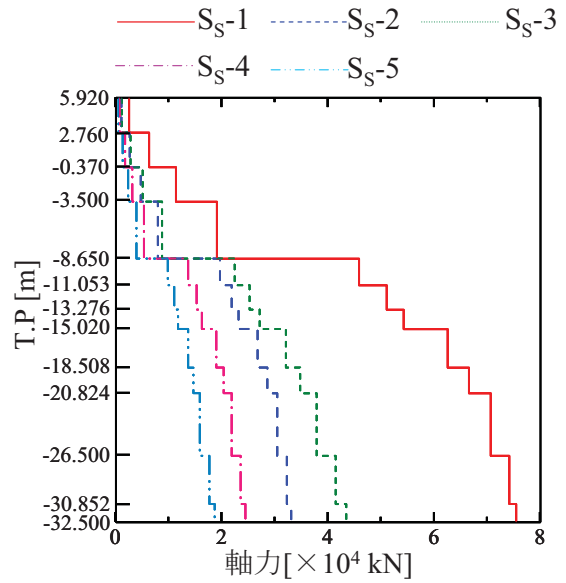
参图-7.2.13 RPV 鉛直方向
最大応答加速度



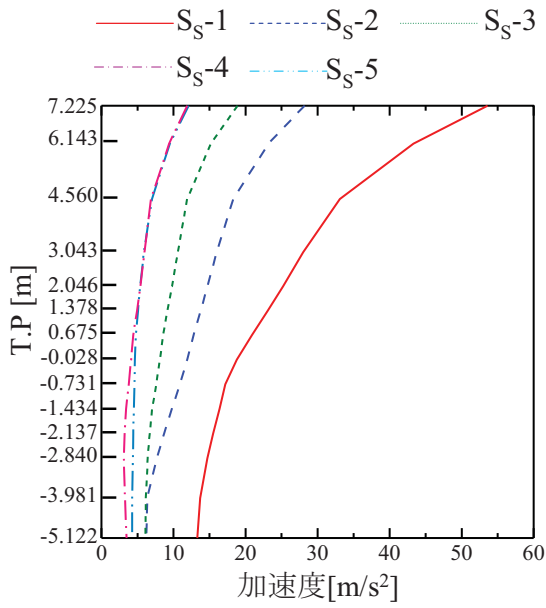
参图-7.2.14 RPV 鉛直方向
最大応答軸力



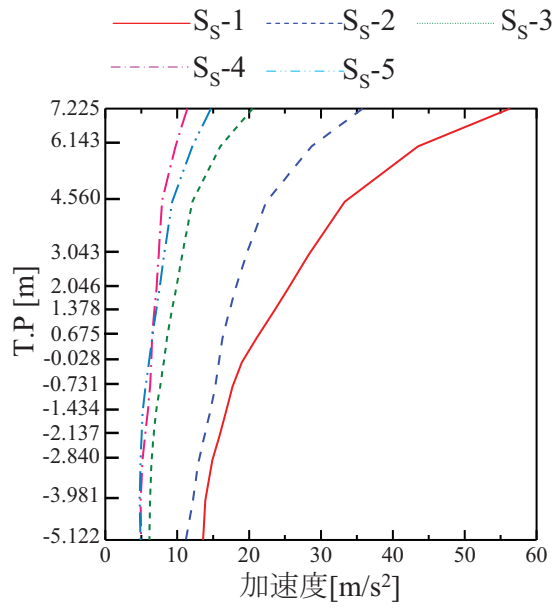
参图-7.2.15 原子炉遮へい壁および原子炉本体
基礎鉛直方向最大応答加速度



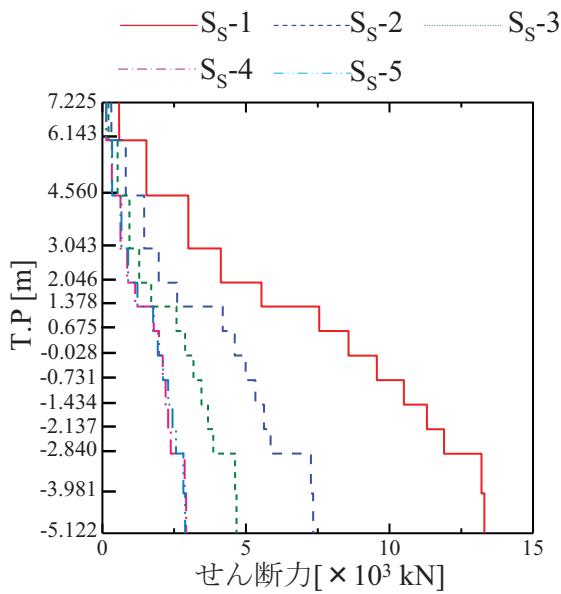
参图-7.2.16 原子炉遮へい壁および原子炉本体
基礎鉛直方向最大応答軸力



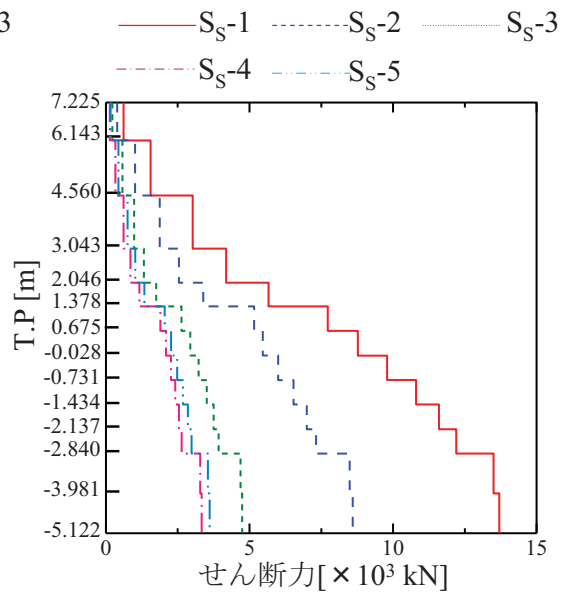
参图-7.2.17 炉内構造物水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



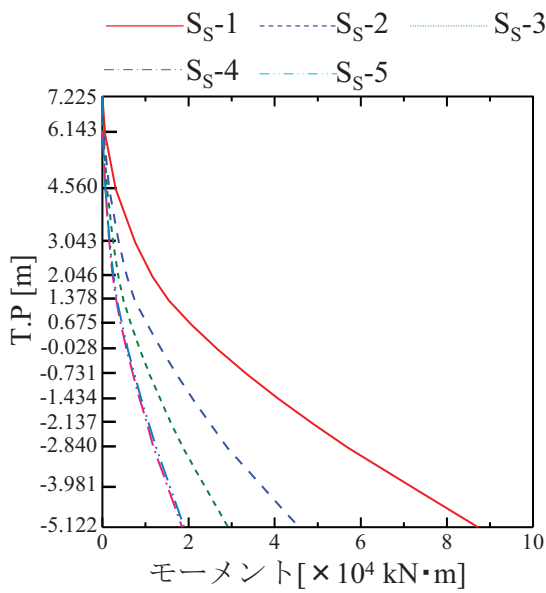
参图-7.2.18 炉内構造物水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



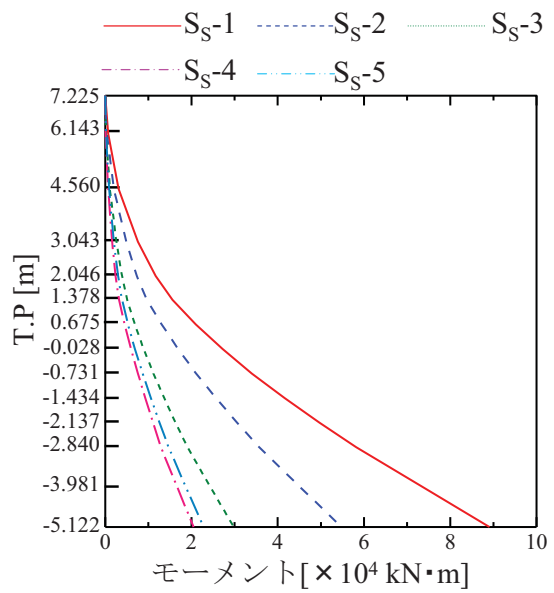
参图-7.2.19 炉内構造物水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



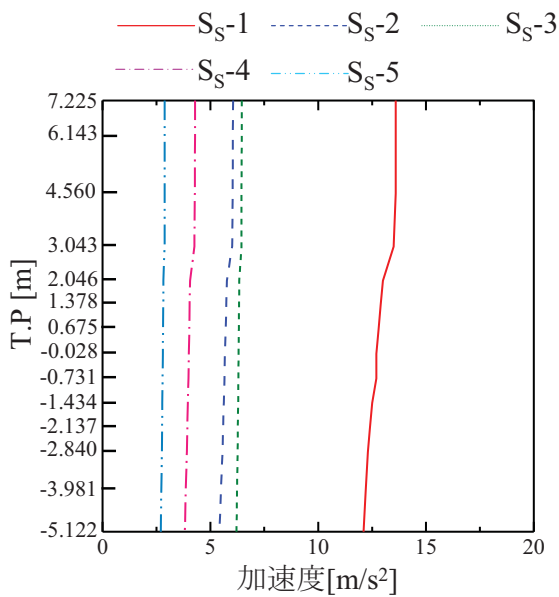
参图-7.2.20 炉内構造物水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



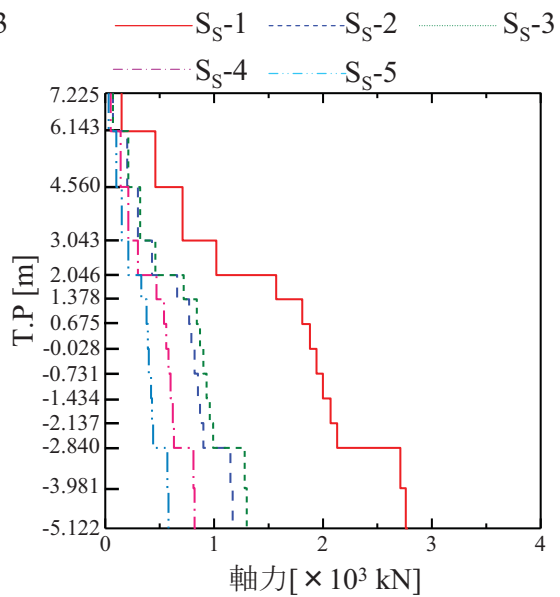
参图-7.2.21 炉内構造物水平方向
最大応答モーメント(NS方向)



参图-7.2.22 炉内構造物水平方向
最大応答モーメント (EW方向)



参图-7.2.23 炉内構造物鉛直方向
最大応答加速度



参图-7.2.24 炉内構造物鉛直方向
最大応答軸力

水中にある設備に対する地震応答解析モデルにおける水の効果について

1. 地震応答解析モデルにおける水の効果について

(1) 燃料交換機

燃料交換機のマスト部分および燃料集合体については、解析モデル上は集中質量として、マストと燃料集合体の重量の合計をトロリ部に配置している。

その際に水の効果は考慮していないが、燃料交換機は総重量が約 35 ton であり、そのうちマストと燃料集合体の重量の合計は約 2 ton 程度と全体に対して相対的に軽量であること、および、マストおよび燃料集合体はトロリからぶら下がっているものであるため、水が燃料交換機全体の地震応答に与える影響は小さい。なお、マスト部分及び燃料集合体をモデル化し（図 2）、水の効果も考慮して評価をおこなった結果、発生値は耐震安全性評価の値を下回ることを確認した（表 1）。

燃料交換機のマストは、内部に 2 本のワイヤが取付られている構造であり、マストと燃料集合体の重量はワイヤにかかる構造となっている。ワイヤの強度は燃料及びマストの重量に対して十分な裕度（ワイヤの耐荷重は、燃料とマストの重量の合計の約 17 倍）を有している。

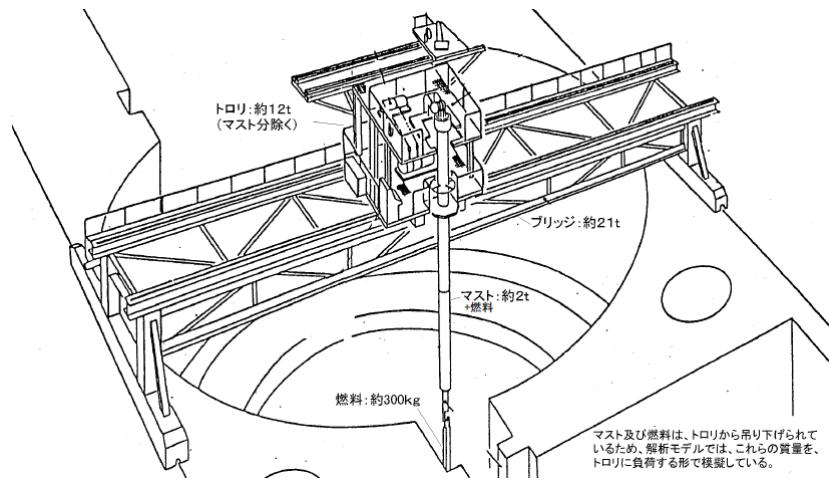


図1 燃料交換機のイメージに重量等を追記した説明図

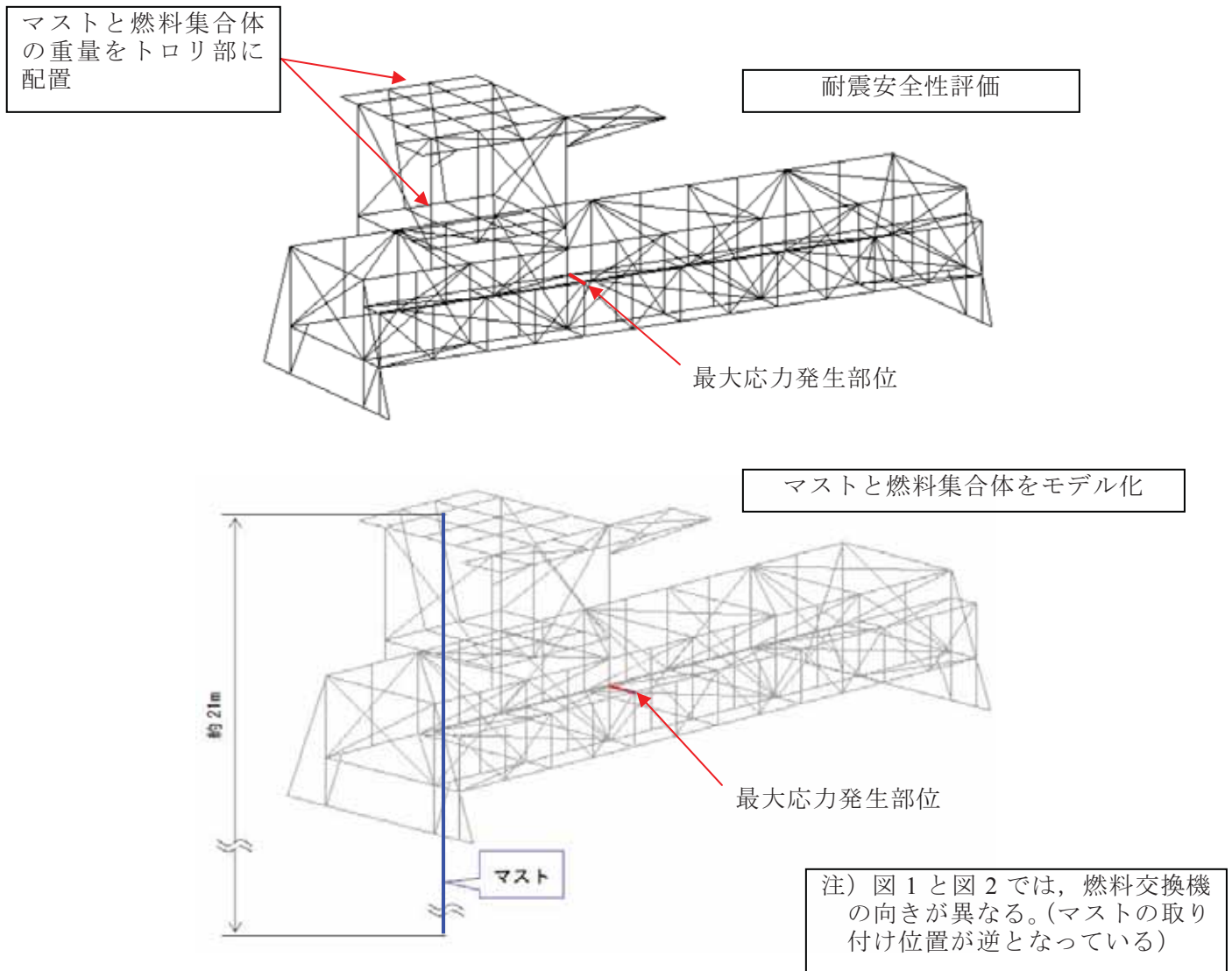


図2 燃料交換機解析モデル

表 1 マストと燃料集合体をモデル化した場合の評価結果

評価ケース	評価条件	発生値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)
①耐震安全性評価 (報告値)	<ul style="list-style-type: none"> マストモデル化無し（マストと燃料集合体の重量をトロリ部に配置） 水の効果無し 	276 (275.6)	276 (276.2)
②マストモデル化	<ul style="list-style-type: none"> マストモデル化有り 水の効果無し 	250	
③マストモデル化	<ul style="list-style-type: none"> マストモデル化有り 水の効果有り* 	273	

※ マスト内部の水の質量とマストが排除する水の質量（付加質量）のみを加味し、水とマストの相互作用による応答低減効果は考慮していない。

<表 1 補足>

- 燃料交換機の耐震安全性に関する影響検討として、マスト部に対する水の影響を考慮した場合の評価を実施した。
- 耐震安全性評価では、マストと燃料集合体の重量をトロリ部に配置して評価をおこなっている（①）。
- マストと燃料集合体をモデル化し、気中で解析をおこなったケース（②）では、発生値は 276MPa→250MPa と低減している。これは、マスト長さを模擬し、マストおよび燃料集合体の質量を下方に分散させることにより、トロリ本体への荷重影響が軽減し、結果として、燃料交換機本体のフレームの応力が減少したものと考えられる。
- ②に対して水の効果を考慮したケース（③）では、発生値は 250MPa→273MPa と増加している。これは、マストに対して水の付加質量（付加質量の算出式は、後述する制御棒・破損燃料貯蔵ラックと同様に円柱に対する算出式を用いた）を加味した地震応答解析を実施している。

- ・ 付加質量への影響として、周波数依存性や壁などの影響が考えられるが、原子炉ウェル直径約 12m に対してマストの直径は約 30cm であり、「付加質量に与える周波数の影響と壁などの影響について」（参考資料 7.4）を踏まえると、耐震安全性への影響は軽微であると考ええる。
- ・ また、影響検討であることも踏まえ、マストの取付部について、実機はマストから燃料交換機の本体へのモーメントの伝達がないピン結合構造であるのに対して、モデル化にあたってはモーメントも伝達される剛結合とする等の考慮をおこなっていることも踏まえると、マスト部に対する水の影響を考慮しても耐震安全性に影響するものではないと考ええる。

(2) 制御棒・破損燃料貯蔵ラックおよび使用済燃料貯蔵ラック

制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、多質点で 1 次元的にモデル化する（図 3 参照）。使用済燃料貯蔵ラックは、はりおよび板要素で 3 次元的にモデル化する（図 4 参照）。モデル化の際には、構造物等の質量（ラックに貯蔵している燃料等の質量，ラック自体の質量，ラックに含まれる水の質量）の他に，付加質量をモデルに含ませて固有値解析を実施している。

制御棒・破損燃料貯蔵ラックは，固有値解析の結果から得られる固有周期での加速度を床応答スペクトルから読み取り，読み取った加速度に質量を乗じて地震慣性力を算出する。使用済燃料貯蔵ラックは，固有値解析の結果から得られる固有周期，刺激係数と，入力となる床応答スペクトルから，スペクトルモーダル解析により，地震応答加速度を算出する。この地震応答加速度に質量を乗じて地震慣性力を算出する。

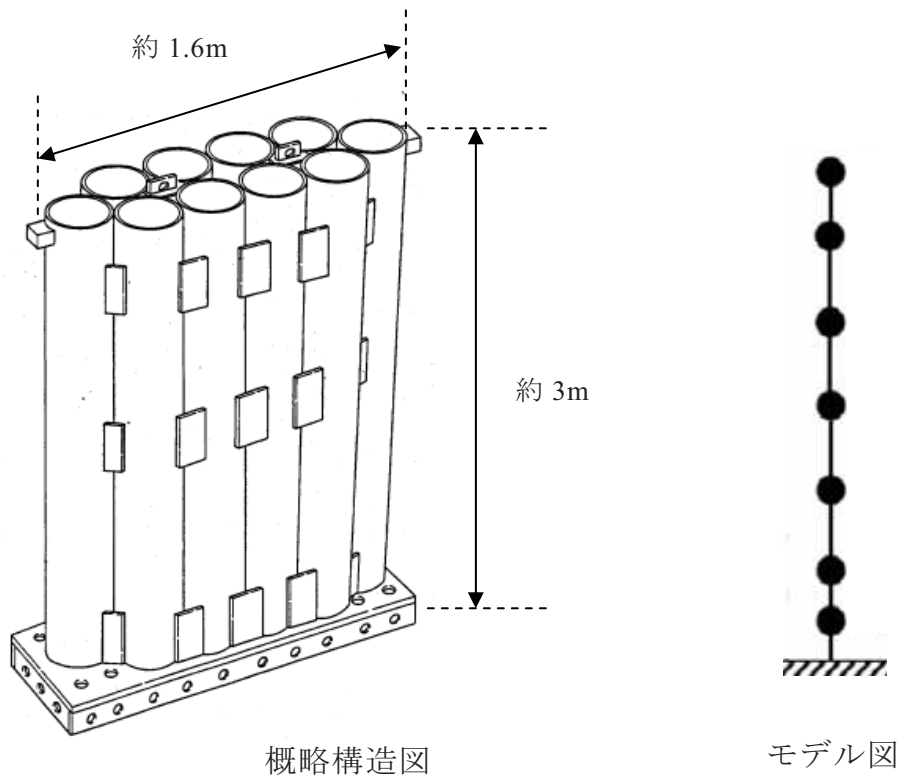


図 3 制御棒・破損燃料貯蔵ラック

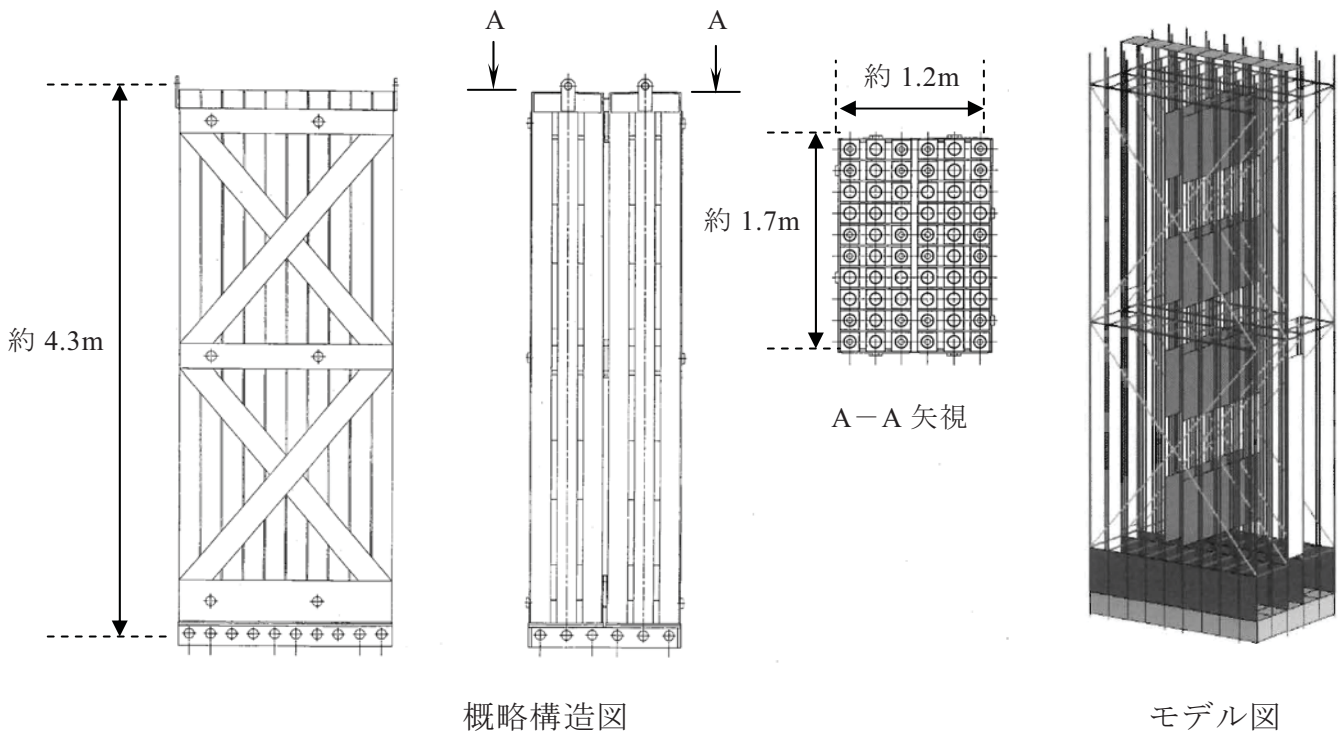


図 4 使用済燃料貯蔵ラック

2. 付加質量の算出方法

(1) 制御棒・破損燃料貯蔵ラック

図5のような円柱の場合，単位長さ当たりの付加質量 m_v は，水を完全流体として以下の式で求められる。

$$m_v = \pi \cdot \rho \cdot a^2 \quad (1)$$

ρ : 流体の密度 (1.0×10^{-6} [kg/mm³])

破損燃料はコンテナに収納した上で，ラックに収納することから，付加質量は，(1)式を用いて，

$$\begin{aligned} m_v &= \text{ラックの付加質量} + \text{コンテナの付加質量 (ラック高さを上回る部分)} \\ &= 2337\text{kg} \end{aligned}$$

で求められる。

ラックのモデル化の際には，この付加質量を解析モデルに含ませて固有値解析を実施している。

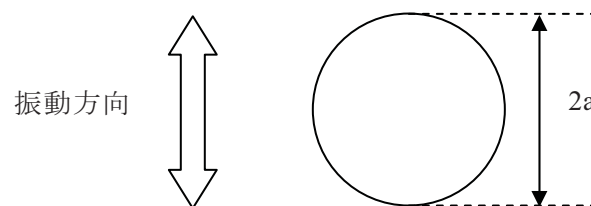


図5 円柱の付加質量

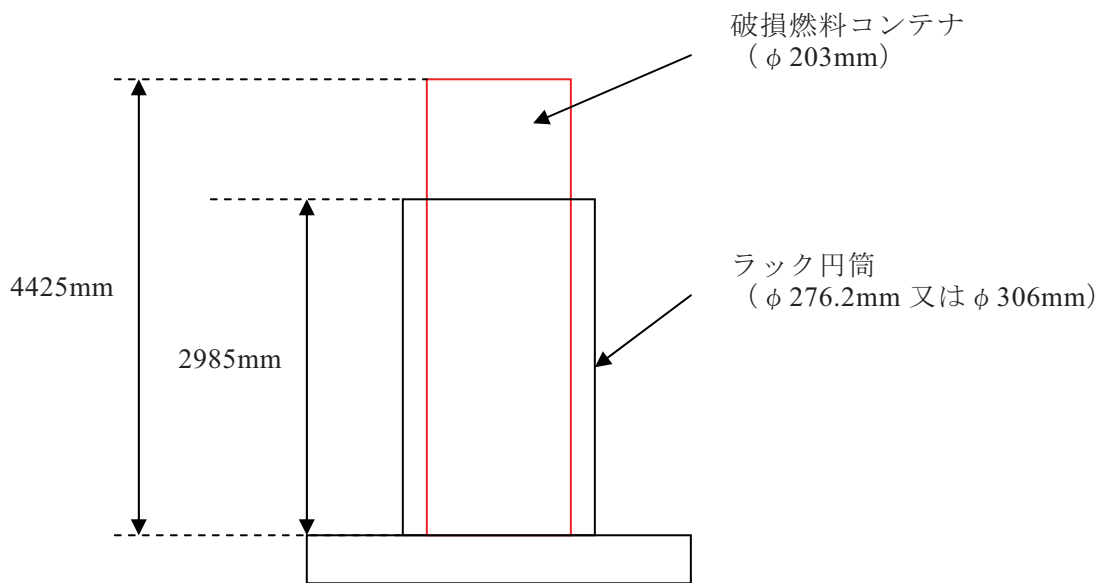


図 6 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの円筒の概略寸法

(2) 使用済燃料貯蔵ラック (60 体ラック)

図 7 のような直方体の柱の場合，単位長さ当たりの付加質量 m_v は，水を完全流体として以下の式で求められる。

$$m_v = \pi \cdot K_1 \cdot \rho \cdot a^2 \quad (2)$$

K_1 : 直方体の縦横比 (b/a) により決められる定数
(使用済燃料貯蔵ラックの角管の場合は 1.51)

ρ : 流体の密度 (1.0×10^{-6} [kg/mm³])

ラックの角管 1 本当たりの付加質量は，(2) 式を用いて，

$$m_v = 133\text{kg} \quad (\text{角管 1 本あたり})$$

と求められる。

ラック全体では，

$$\begin{aligned} m &= m_v \times 60 \text{ (本)} \\ &= 7980\text{kg} \quad (\text{ラック全体}) \end{aligned}$$

となる。

ラックのモデル化の際には，この付加質量を解析モデルに含ませて固有値解析を実施している。

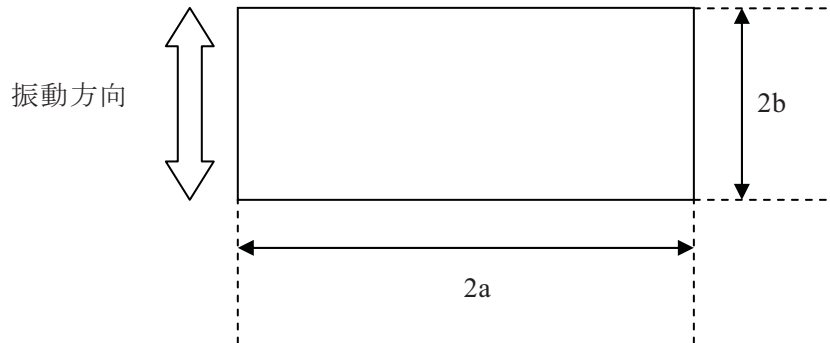


図7 直方体柱の付加質量

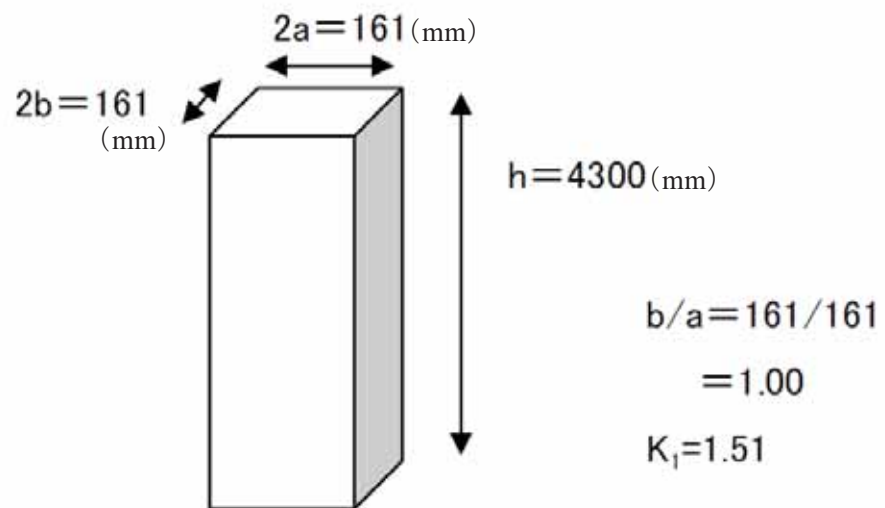


図8 使用済燃料貯蔵ラック角管の概略寸法

<参考>付加質量について

流体中で、ある物体が加速度 α を受けて運動する場合、構造物は流体を押し退けて進むことになり、流体を排除するのに必要な力 F_w が流体に作用する。 F_w は α に比例し、

$$F_w = m \cdot \alpha$$

m : 構造物の形状等によって決定される定数

で表される、

今、周囲に流体が存在しない場合、質量 M の物体に α の加速度を与えるために必要な力 F_s は、

$$F_s = M \cdot \alpha$$

で表されるので、流体中の場合、同一の加速度を与えるために必要な力は、


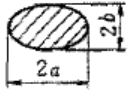
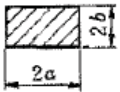
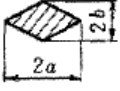

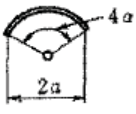
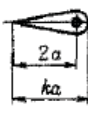
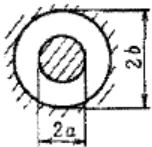
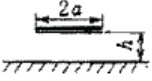
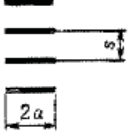
$$F = F_s + F_w = (M + m) \cdot \alpha$$

となる。

これは、流体中においてはあたかも質量が m だけ増加したような傾向を示すことを意味している。このような現象を付加質量効果と呼び、 m を付加質量または見掛質量 (Virtual Mass) と呼んでいる。

付加質量は物体の形状により異なり、柱状物体の単位長さ当たりの付加質量は機械工学便覧に示されている (次頁)。

表 13・2 柱状物体の単位長さ当たりの付加質量
(ρ は流体の密度)

断面形状		付加質量						
円		$\pi\rho a^2$						
だ円		$\pi\rho a^2$ $\pi\rho b^2$						
長方形		$\pi K_1\rho a^2$						
ひし形		$\pi K_2\rho a^2$						
平板		$\pi\rho a^2$						
円弧翼		$\frac{\pi\rho a^2}{2}\left(1+\frac{1}{\cos^2\alpha}\right)$ $\frac{\pi\rho a^2}{2}\tan^2\alpha$						
ジェーコフスキー対称翼		$\frac{\pi\rho a^2}{4}\left(4+\frac{k-2}{k+1}\right)$ $\frac{\pi\rho a^2}{4}(k-2)(k+1)$						
同心固定同筒内の円		$\pi\rho a^2\left(\frac{b^2+a^2}{b^2-a^2}\right)$						
固定壁近くの平板		$\pi\rho a^2 K_3$						
平板列		$\frac{2\rho s^2}{\pi}\log\left\{\cos\text{h}\left(\frac{\pi a}{s}\right)\right\}$						
備考								
b/a	0	0.1	0.2	0.5	1	2	5	10
K_1	1.00	1.14	1.21	1.36	1.51	1.70	1.98	2.23
b/a	0.5	1	2	5				
K_2	0.85	0.76	0.67	0.61				
$h/2a$	∞	2.5	0.5					
K_3	1.00	1.03	1.165					

付加質量に与える周波数の影響と壁などの影響について

1. 付加質量に与える周波数の影響について

一般的に、流体の粘度，したがって動粘度が増加すると運動量拡散の範囲が増加し，その分だけ付加質量も増加する。図 1 は二重同心円筒の外筒を固定し，内筒を軸に直角に正弦振動させたときの粘性非圧縮性流体の付加質量を示したものである。

このときの付加質量は以下の式で与えられる。

$$m_v = \pi \cdot \rho \cdot r^2 \cdot \text{Re}(H)$$

ρ : 流体密度

r : 内筒半径

図より， $\text{Re}(H)$ が取る値は，振動レイノルズ数 S ($S = \omega \cdot r^2 / \nu$ ， ω : 角振動数， r : 内筒外半径， ν : 動粘度) により変化することがわかる。すなわち，角振動数（周波数）が変化すると S が変化することにより $\text{Re}(H)$ も変化し，付加質量も変化することがわかる。

ここで，実際の構造物を想定して，振動レイノルズ数 S の試算をおこなった結果を以下に示す。本試算によると，実際の構造物における S の値は 5000 ~ ∞ である。図より，この領域では， $\text{Re}(H)$ の取る値は S の値の影響をほとんど受けず，すなわち，周波数に対する依存性はほとんど無いことが分かる。

< 振動レイノルズ数 S の試算 >

$$\cdot \omega = \frac{2\pi}{0.05(s)}, \frac{2\pi}{0.10(s)}, \frac{2\pi}{0.15(s)}, \frac{2\pi}{1.0(s)}$$

• $r = 1.0$ m (例として, 仮に 1m とした)

• $\nu = 1.0 \times 10^{-6}$ m²/s (水の動粘度 at 20°C)

○ 試算結果

	T=0.05(s)	T=0.10(s)	T=0.15(s)	T=1.00(s)
S	1.3×10^8	6.3×10^7	4.1×10^7	6.2×10^6

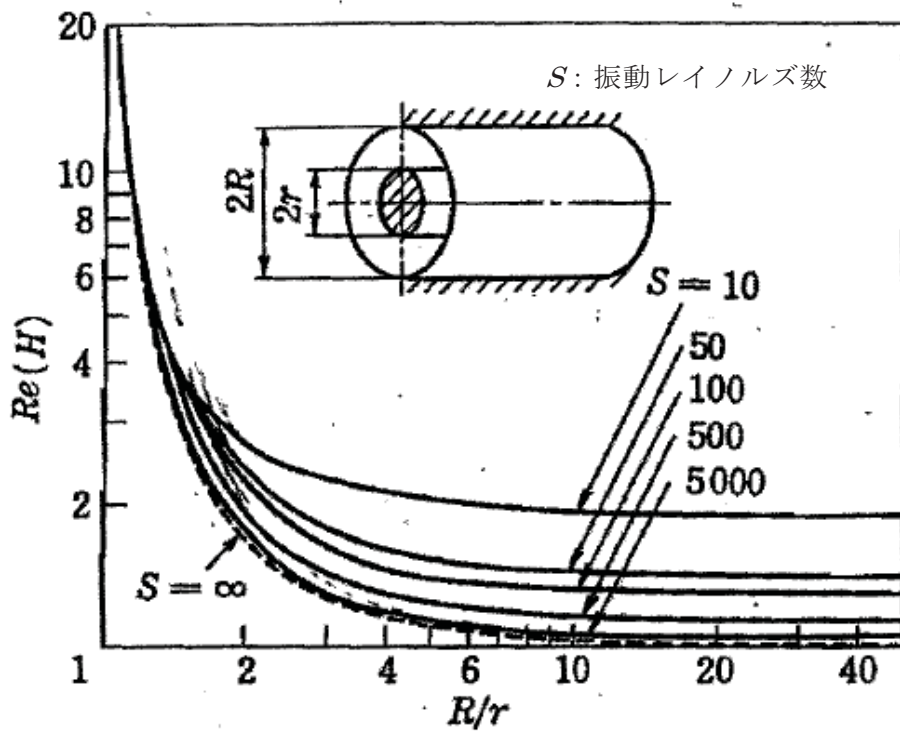


図 1 二重同心円筒の単位長さ当たり付加質量 (粘性流体の場合)

(機械工学便覧 基礎編 α 2 機械力学 P.110)

2. 付加質量に対する壁などの影響について

図2のような円柱の構造物が、無限に広がった水中にあると仮定した場合、単位長さ当たりの付加質量 m_v は、水を非粘性流体、非圧縮性流体として以下の式で求められる。

$$m_v = \pi \cdot \rho \cdot a^2 \quad (1)$$

ρ : 流体の密度

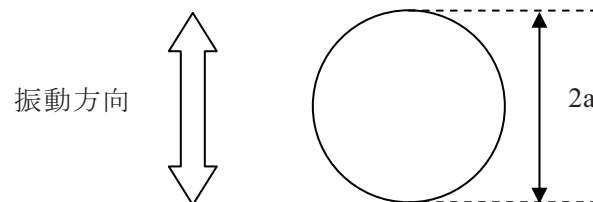


図2 円柱の付加質量

しかしながら、一般的に水中構造物に対する付加質量は、壁などのその周囲の影響を受ける。1号機の制御棒・破損燃料貯蔵ラックおよび使用済燃料貯蔵ラック（以下、「ラック」）の耐震安全性評価においては、ラックに対する付加質量は無限に広がった水中にあると仮定した場合の(1)式を用いて算出している。以下では、付加質量の算出に壁などの周囲の影響を考慮した場合の耐震安全性評価への影響について確認する。

1号機の使用済燃料貯蔵プール内のラックの配置図を図3に示す。ここでは検討のために、この配置を基に使用済燃料貯蔵プールとラック群をそれぞれ等価な面積を持つ円とみなして、図4のような、内部にギャップを有する二重円筒と仮定し、その場合の付加質量を算出した。

この場合の付加質量は、参考文献¹に基づき以下の式で求められる。

$$m_v = \frac{(1-\xi)(r_0^2 + r_1^2)}{(1+\xi)r_0^2 - (1-\xi)r_1^2} \cdot \pi \cdot \rho \cdot r_1^2 (1-\xi) \quad (2)$$

$$\xi = N \cdot \delta / 2r_1$$

N : ギャップの数

δ : ギャップ距離

r_0 : 外筒半径

r_1 : 内筒半径

ρ : 流体密度

(2)式を用いてラック群に対する付加質量を算出すると、約383tonと求められる。これは、耐震安全性評価に用いている(1)式による付加質量(合計約412ton)に対して、約1割変化している。この場合の、ラックの耐震安全性評価に与える影響を確認する。

ラックの固有振動数の変化率は、以下の式で与えられる。

$$\frac{f_2}{f_1} = \frac{\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{k}{M+M_2}}}{\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{k}{M+M_1}}} = \sqrt{\frac{M+M_1}{M+M_2}} \quad (3)$$

f_1 : 無限水中条件とした場合の固有振動数 (Hz)

f_2 : 壁の影響を考慮した場合の固有振動数 (Hz)

k : ラック剛性

M : ラック重量 (内部水, 燃料含む) (kg)

M_1 : 無限水中条件とした場合の付加質量 (kg)

M_2 : 壁の影響を考慮した場合の付加質量 (kg)

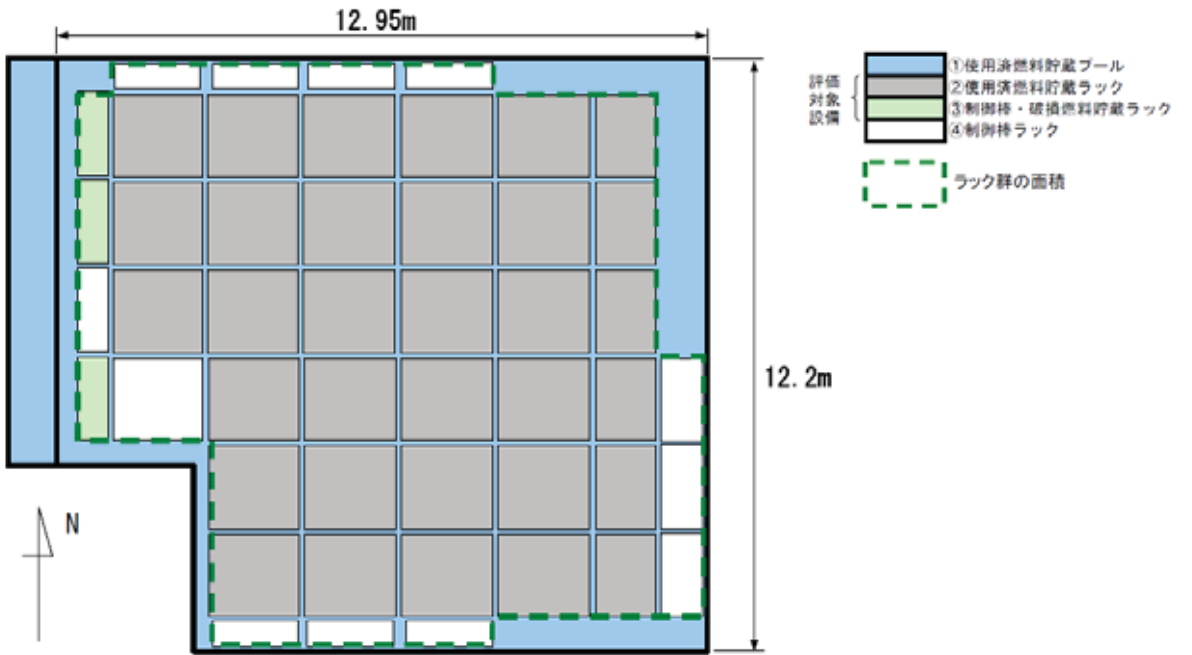
付加質量が約 1 割変化するとした場合, (3) 式を用いて, ラック (制御棒・破損燃料貯蔵ラック) の固有振動数の変化率を算出すると, $M = 6140$ (kg), $M_1 = 2337$ (kg), $M_2 = M_1 \times 0.9$ であることから,

$$\frac{f_2}{f_1} = \sqrt{\frac{M + M_1}{M + M_2}} = \sqrt{\frac{6140 + 2337}{6140 + 2337 \times 0.9}} = 1.014 \rightarrow \text{約 1\%}$$

となり, 固有振動数の変化率は約 1%と求められる。

図 5 にラック (制御棒・破損燃料貯蔵ラック) の耐震安全性評価に用いている床応答スペクトルを示す。耐震安全性評価に用いる床応答スペクトルは, 周期軸方向に±10%拡幅をおこなっていることから, 固有周期が数%変化したとしても評価に用いる震度にはほとんど変化はなく, 耐震安全性評価へ与える影響は小さいものと判断する。

平面図



断面図

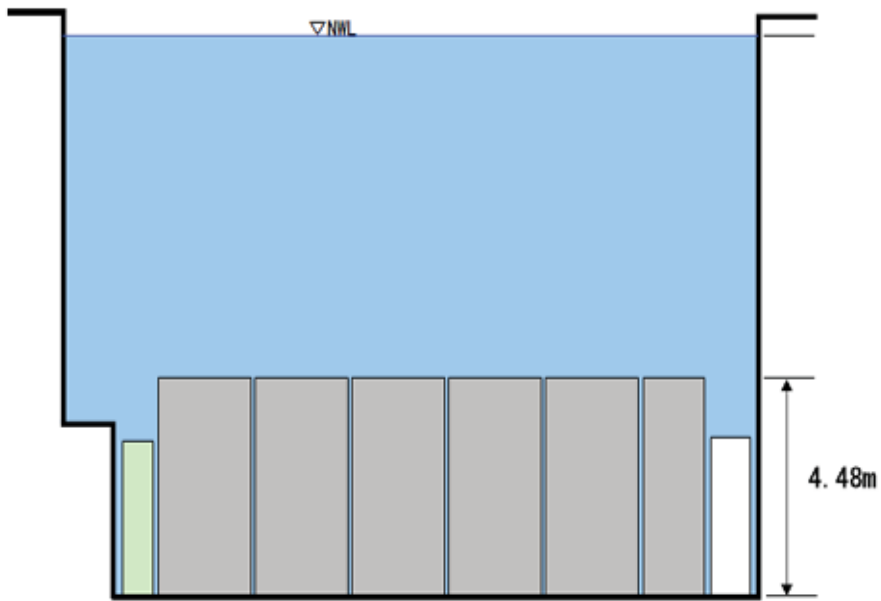


図3 使用済燃料貯蔵プール内ラック配置図

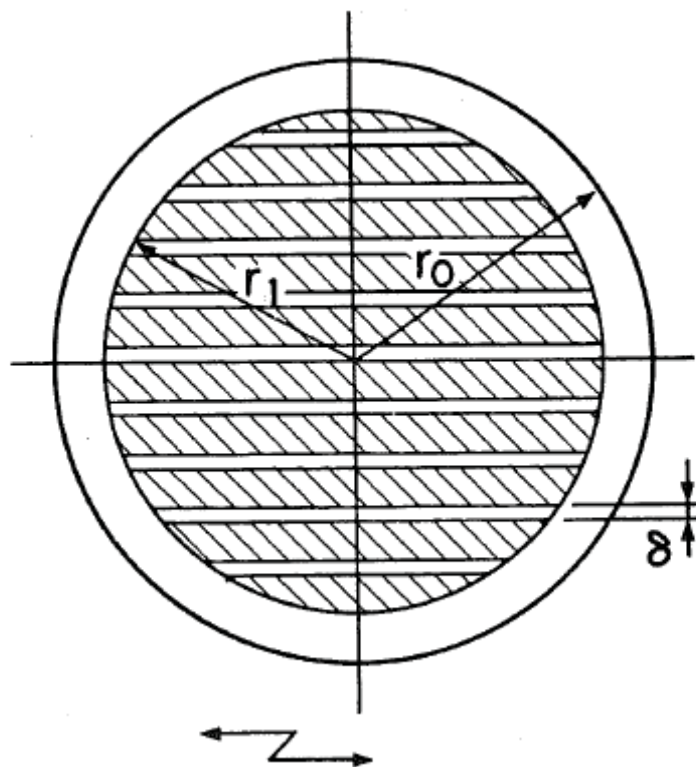


図4 ギャップを有する二重円筒モデル

KK-1 R/B T.P+12.8m(減衰1.0%)

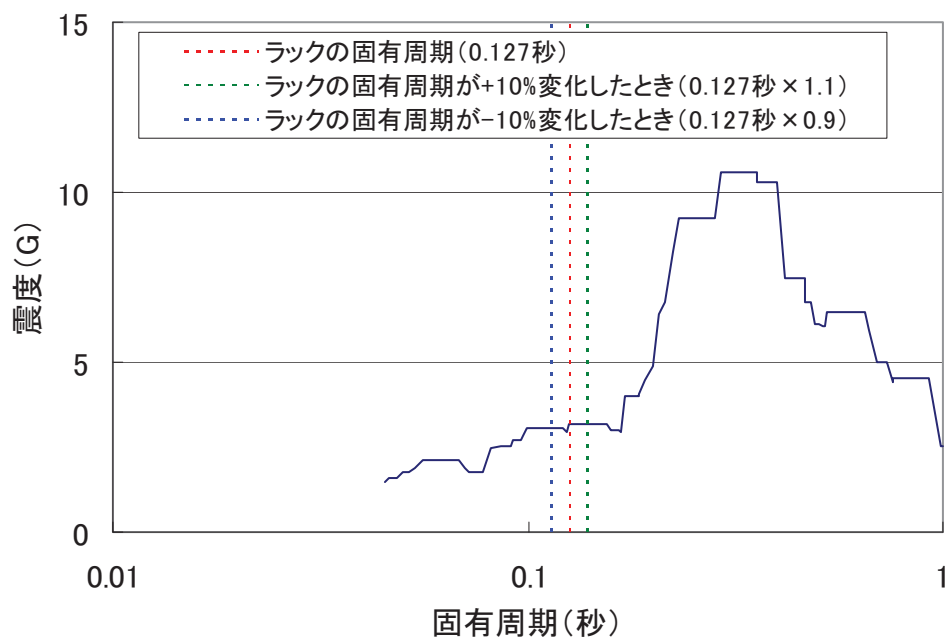


図5 原子炉建屋床応答スペクトル (T.P.12.8m, 水平方向)

[参考文献]

1. Y.Aida 他 : VIBRATION ANALYSIS OF BWR CORE FUEL ASSEMBLIES
(ASME PVP-Vol.182)

上部シヤラグの各部位の評価結果について

上部シヤラグは図1に示す各部位に対する構造強度評価を実施している。耐震安全性評価としては、今回、耐震強化工事を実施しているという観点から耐震強化前の裕度が最も小さい部位である「内側フィメールシヤラグ」の評価結果を報告しているが、各部位の評価結果を表1に示す。

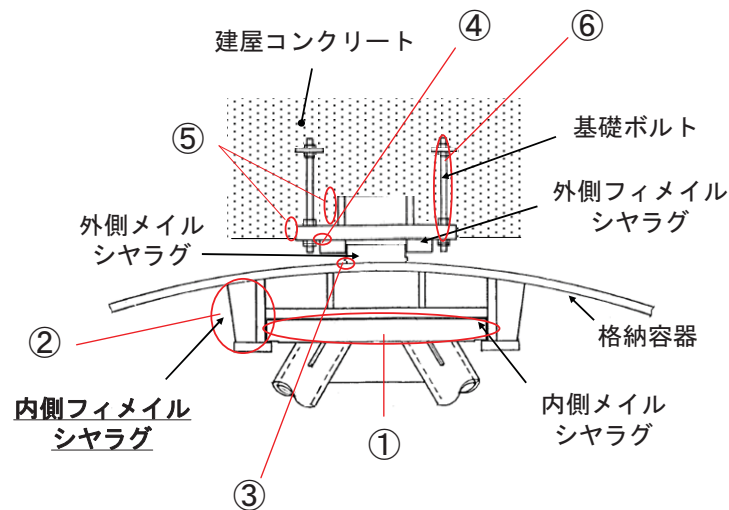


図1 上部シヤラグの評価部位

表 1 上部シヤラグ 構造評価結果

評価部位		応力 分類	発生値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	裕度
①内側メイルシヤラグ		組合せ	300	331	1.10
②内側フィメールシヤラグ		組合せ	246	306	1.24
③外側メイルシヤラグ		一次	162	278	1.71
外側フィメール シヤラグ	④鋼板部	組合せ	206	251	1.21
	⑤側面コンクリート	荷重	7725kN	8427.9kN	1.09
	⑥基礎ボルト	引張	153	296	1.93

※評価基準値に対する裕度（評価基準値/発生値）は外側フィメールシヤラグの側面コンクリートが最小であるが、今回内側フィメールシヤラグに対して耐震強化を実施しているという観点から、耐震安全性評価の評価部位として内側フィメールシヤラグを選定した。（耐震強化前の裕度は 0.81）

評価基準値に対して発生値に近い設備に対する評価上の余裕について

耐震安全性評価では、その設備の使用条件や環境など、発生値が安全側の値となるような条件を考慮した評価をおこない、規格・基準で定められる評価基準値（許容応力状態Ⅳ_{AS}）を下回ることを確認することにより、耐震安全性の確認をおこなっている。1号機の耐震安全性評価においても、各設備の発生値は、評価基準値を全て下回っているが、評価基準値に対して発生値に近い設備については、確認の観点から、評価上の余裕に関する検討をおこなった。

今回、検討をおこなった設備を以下に示す。

1. 燃料交換機
2. 制御棒・破損燃料貯蔵ラック
3. 中性子束モニタ案内管
4. 非常用ガス処理系前置ガス処理装置

1. 燃料交換機

(1) 耐震安全性評価結果

1) 各部位の評価結果

燃料交換機は地震時の落下防止の観点から評価部位を選定し、各部位に対する構造強度評価を実施している（図1）。

耐震安全性評価としては、最も裕度の小さい部位である「構造物フレーム」の評価結果を報告しており、各部位の評価結果を表1に示す。

また、燃料交換機の固有値解析結果と代表的な振動モード図をそれぞれ表2、図2に示す。

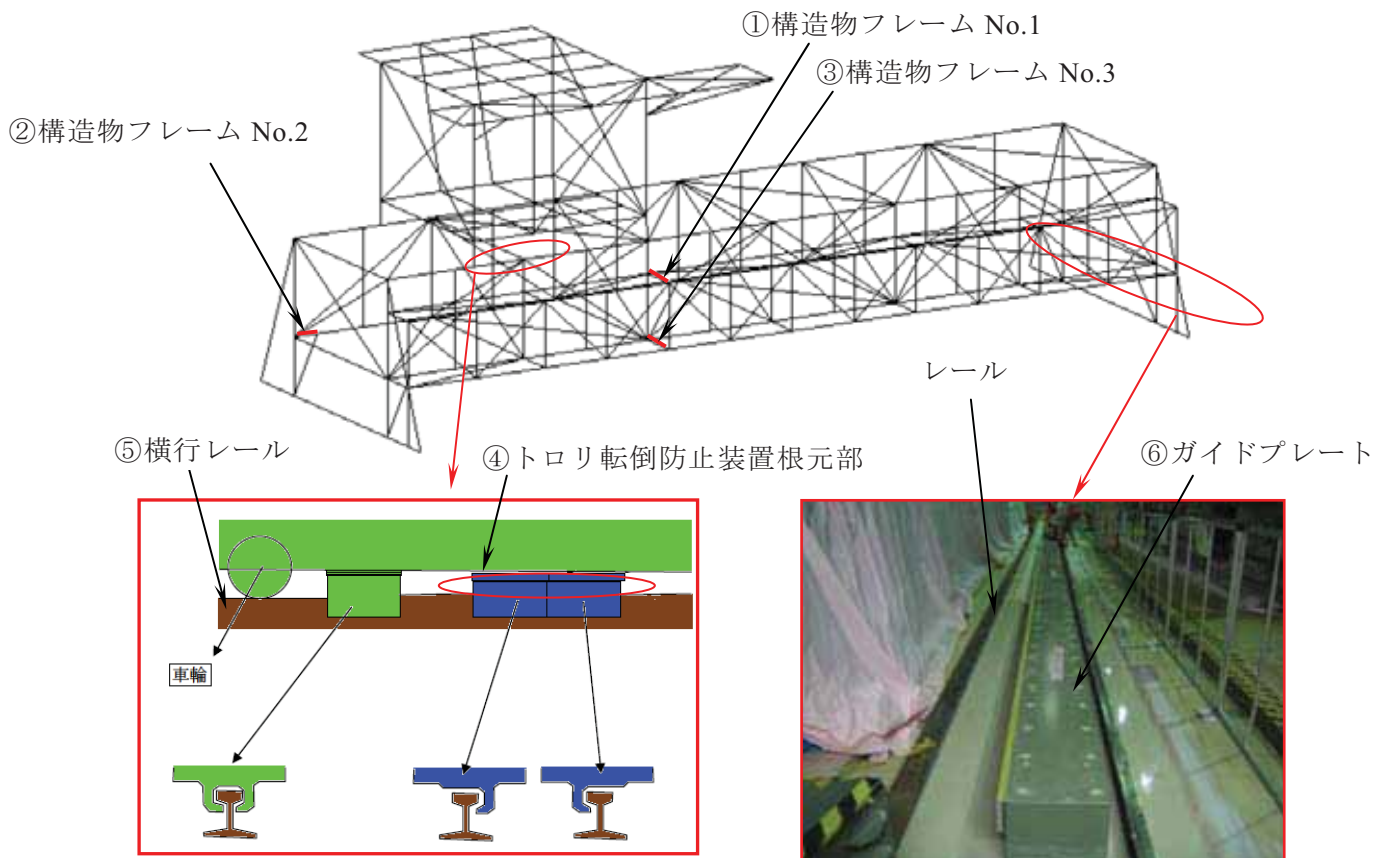


図1 燃料交換機の評価部位

表 1 燃料交換機 構造強度評価結果

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
①構造物フレーム No.1	組合せ応力	276 (275.6)	276 (276.2)
②構造物フレーム No.2	組合せ応力	239	276 (276.2)
③構造物フレーム No.3	組合せ応力	230	276 (276.2)
④トロリ脚部 (トロリ転倒防止装置根元部)	組合せ応力	155	253
⑤横行レール	曲げ応力	240	483
⑥ブリッジ脚部 (ガイドプレートアンカ部)	せん断応力	69	338

表 2 燃料交換機の固有周期及び刺激係数 (トロリ位置：端から 3m)

次数	固有周期 [s]	刺激係数		
		EW	UD	NS
1	0.117	-3.6	-0.2	-0.1
2	0.100	0.2	-3.2	-2.6
3	0.075	0.1	-3.3	2.7
4	0.061	-3.2	-0.1	0.2
5	0.057	0.3	-0.6	2.7
6	0.046	-0.1	0.8	2.1

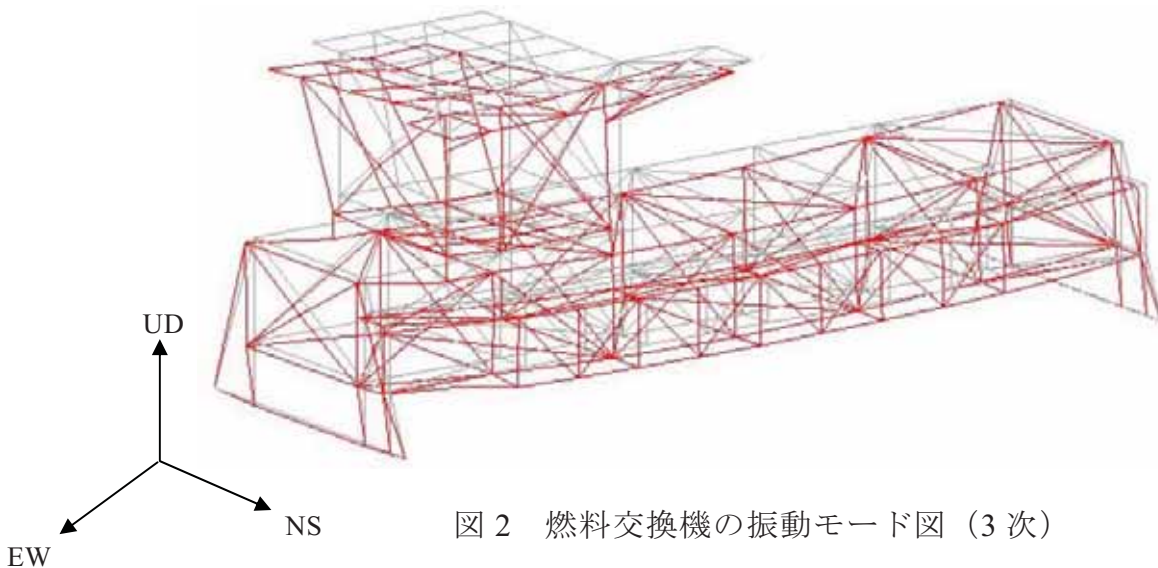


図 2 燃料交換機の振動モード図 (3 次)

2) 燃料交換機全体の評価結果

燃料交換機全体の評価結果（応力比）を図3に示す。

図に示すとおり、応力比（＝発生値／評価基準値）が比較的大きい部位は、全体の一部の部材のみである（応力比が0.7を超える部材を図3に示す）。また、燃料交換機全体としては、評価基準値を超える部材はないことから、地震により使用済燃料貯蔵プールに落下することはなく、耐震安全性は確保されている。

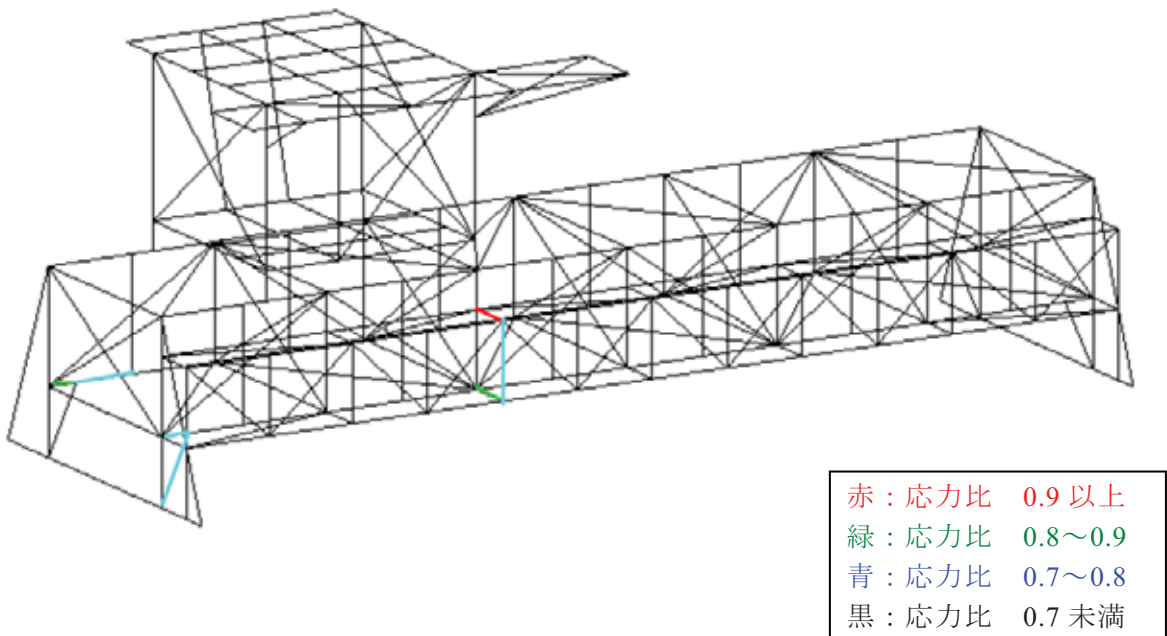


図3 燃料交換機全体の評価結果

3) トロリ位置を考慮した場合の評価結果

燃料交換機の固有周期はトロリの位置により変化することから、耐震安全性評価においては、トロリの位置を中央、端部及びスペクトルのピークとなる位置（端から 3m の位置）での評価を実施しており（図 4）、発生値が最も大きくなっているのは「ピーク位置」の場合である。

トロリ中央の位置およびトロリ端部の位置で評価すると、発生値はそれぞれ 255MPa, 244MPa となる（表 3）。

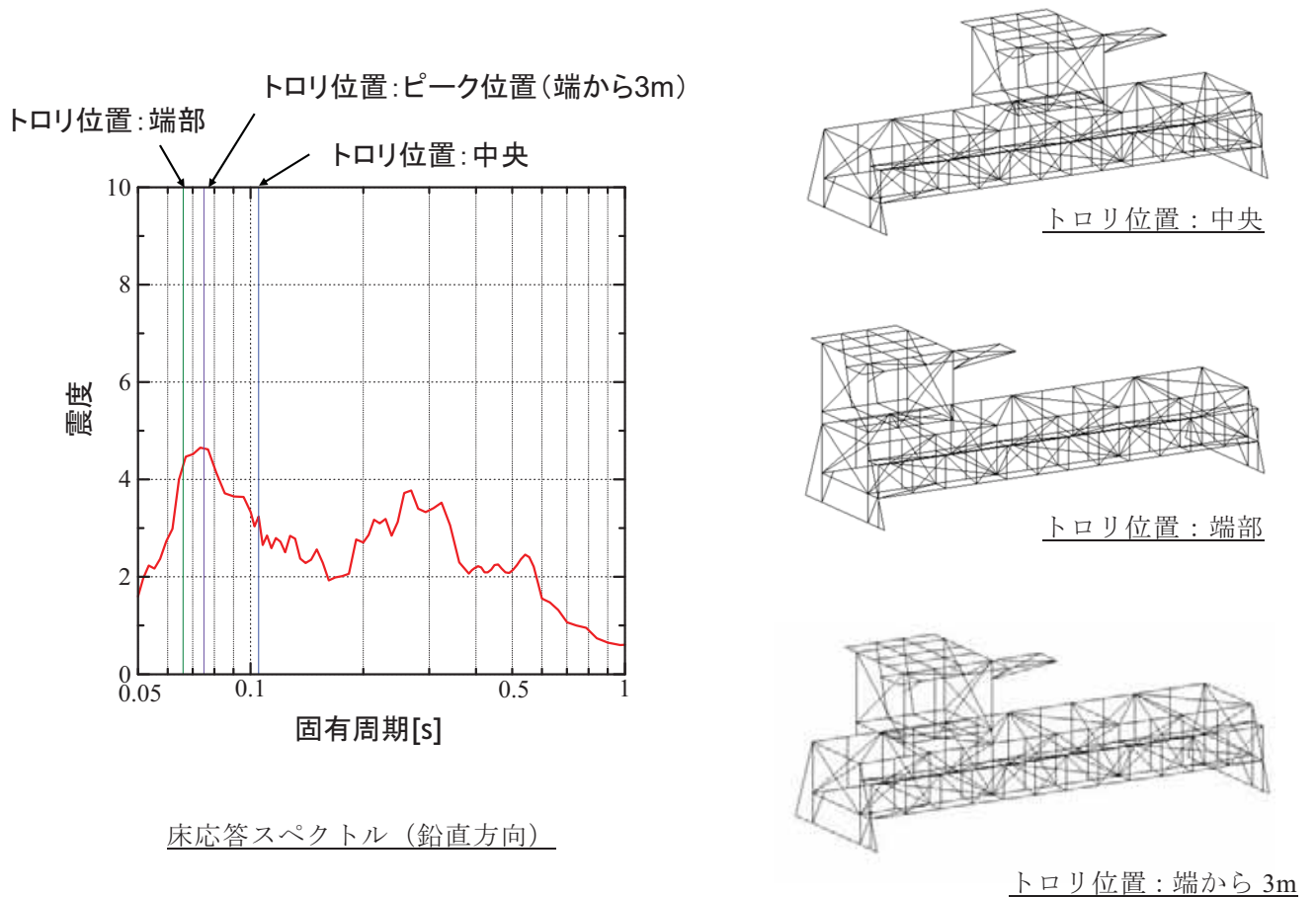


図 4 燃料交換機の固有周期と床応答スペクトルの関係

表3 トロリ位置における発生値比較

トロリ位置	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
中央	255	276 (276.2)
端部	244	
ピーク位置 (端から 3m)	276 (275.6)	

(2) 評価手法に関する検討

1) 水平地震力と鉛直地震力の荷重の組合せ法について

今回の評価においては、水平方向、鉛直方向それぞれについて時刻歴解析をおこない、各方向における最大発生値を SRSS (二乗和平方根) により組合せている。

参考として、3軸同時入力の時刻歴解析をおこなったケースでは、発生値は 266MPa となる (表 4)。

表4 水平地震力と鉛直地震力の荷重の組合せ法による発生値比較

荷重の組合せ法	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
2軸 SRSS	276 (275.6)	276 (276.2)
<参考解析> 3軸同時 ^{注)}	266	

注) 今回の評価においては、燃料交換機の固有周期帯で最も応答が大きい基準地震動 Ss-1 を用いている。この基準地震動 Ss-1 は応答スペクトル法に基づき作成された地震動であり、水平動の定義 (NS 方向, EW 方向) はない。今回の 3 軸同時解析では、NS 方向, EW 方向それぞれに水平動を入力しており、安全側の評価となっている。

2) 減衰定数について

今回の評価においては、ピーク位置における燃料交換機の減衰定数として、水平方向 2.0%、鉛直方向 1.5%を採用している。この値は、試験で得られた値をベースに安全側に設定している。水平方向では、試験により 3%を超える減衰定数が得られていることから、参考として、水平方向の減衰定数を 3%としたケースでは、発生値は 269MPa となる。

表 5 耐震安全性評価における燃料交換機の減衰定数と発生値比較

トロリ位置	減衰定数 (%)		発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
	水平方向	鉛直方向		
中央	2.0	2.0	255	276 (276.2)
端部	2.0	1.5	244	
ピーク位置 (端から 3m)	2.0	1.5	276 (275.6)	
<参考解析> ピーク位置 (端から 3m)	3.0	1.5	269	

【参考】燃料交換機の振動試験について（構造 W45-3-2 より抜粋）

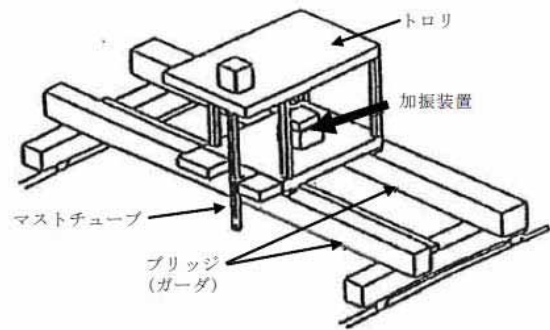
燃料交換機の振動試験について（1）

KK-6/7で説明済
（構造W25-1-1より再掲）

● 振動試験における加振方法概要

【加振方法（鉛直・水平方向）】

トロリ中央部に設置した加振装置による強制加振。
（正弦波5Hz～20Hz）



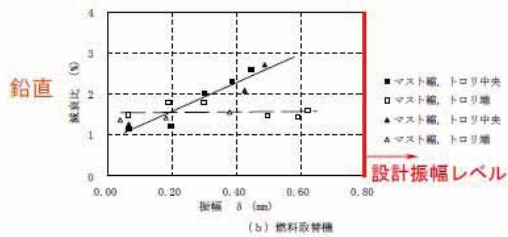
振動試験で得られた周波数応答曲線からハーフパワー法で減衰比を算定。

燃料交換機の振動試験について（2）

KK-6/7で説明済
（構造W25-1-1より再掲）

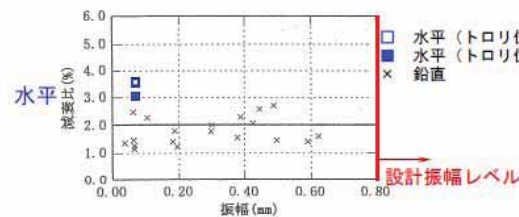
対象設備	水平	鉛直
燃料交換機	2.0%	トロリ位置中央：2.0% トロリ位置端部：1.5%

● 試験結果概要



鉛直方向（トロリ位置中央）：
振幅0.4mm以上で2.0%程度の減衰比が得られている。

鉛直方向（トロリ位置端部）：
応答振幅によらず1.5%程度の減衰比が得られている。



水平方向：
試験により3%を超える減衰比が得られ、ガタによる減衰は、入力増加に伴い増加すると考えられるが、鉛直方向と同じ2.0%とする。

(3) 評価基準値の余裕について

燃料交換機フレームの評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」におけるクラス 1 支持構造物の評価基準値を適用しており、降伏応力（以下，**Sy** という）の 1.2 倍と引張強さ（以下，**Su** という）の 0.7 倍の小さい方で決まる F 値に基づいて設定される。

燃料交換機フレームの評価基準値を表 6 に示す。

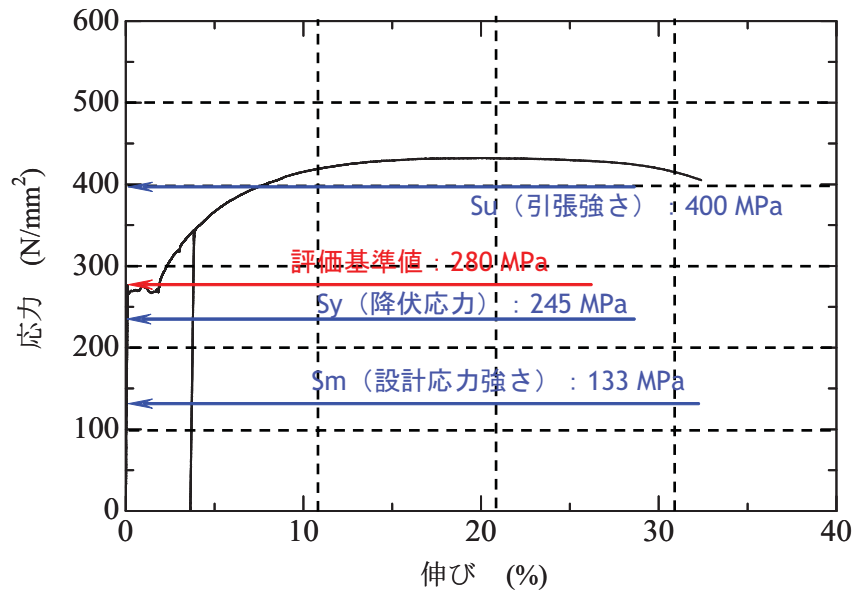
表 6 燃料交換機フレームの組合せ応力の評価基準値

材料	F 値	Sy	Su	評価基準値
SS400	276 (276.2)	241 (241.0)	394 (394.5)	276 (276.2)

$$(\text{評価基準値}) = 1.5 \times \frac{F}{1.5}$$

燃料交換機の評価基準値に用いられている F 値は、おおむね降伏応力に対応するレベル（**Sy**）として設定されており、部材が破断して落下するレベル（**Su**）に対しては、依然余裕がある。さらに、F 値の算出にあたっては規格に基づく **Sy** および **Su** を参照しており、実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している（次頁，SS400 の応力-ひずみ線図の例参照）。

※常温での値を示す



<参考> SS400 の応力-ひずみ線図の例と燃料交換機の評価基準値
(当社研究所所有データ)

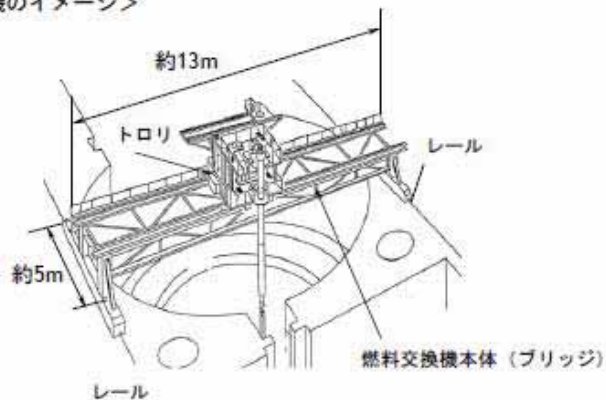
【参考】構造強度評価の詳細（構造 W45-3-2 より抜粋）

各設備の評価例－燃料交換機（1）

■ 燃料交換機の構造

- 燃料交換機は耐震Bクラス設備であるものの、耐震Sクラス設備である使用済燃料貯蔵プール上を走行するため、地震時に使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確認している。

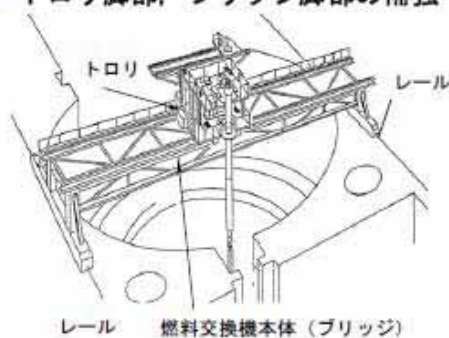
<燃料交換機のイメージ>



37

【参考】燃料交換機の耐震強化工事

- 燃料交換機本体の補強(フレーム材の追加)
- トロリ脚部, ブリッジ脚部の補強



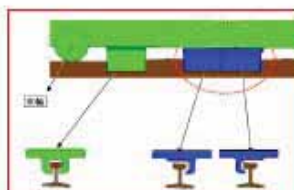
燃料交換機本体の補強



ブリッジ脚部の補強



トロリ脚部の補強
※青色の金具を追加
で設置した。

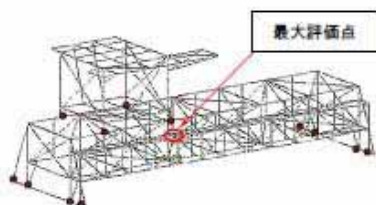


38

各設備の評価例－燃料交換機（2）

■ 燃料交換機の構造強度評価

- 構造物フレーム（燃料交換機本体）、トロリ脚部、横行レール、ブリッジ脚部（ガイドプレートアンカ部）の評価を実施
- 最も裕度が小さい部位は**構造物フレーム**



<モデル図のイメージ>

<解析方法>

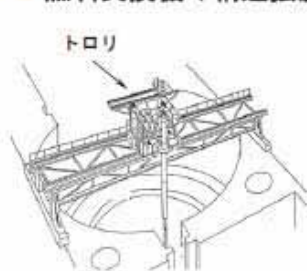
- ✓ FEM解析（時刻歴解析）により、各部材に発生する応力を算出。
- ✓ 応力の算出にあたっては、水平と鉛直の二乗和平方根（SRSS）により、NS+UD、EW+UDのうち大きい方の値を記載。
- ✓ トロリ及びブリッジの滑りを考慮した評価。

<解析条件>

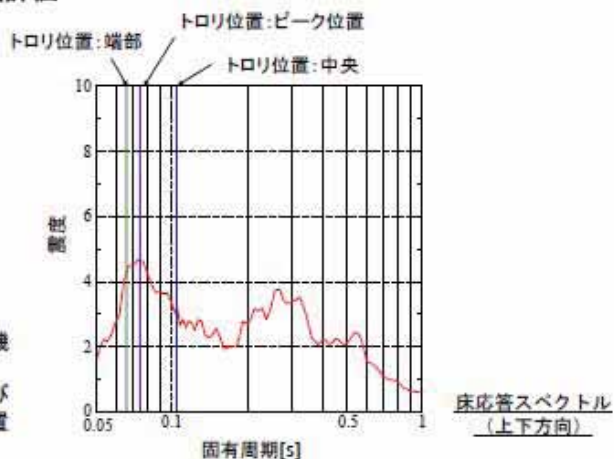
- ✓ 燃料交換機の固有周期帯で最も応答が大きい5s-1を用いた。
- ✓ トロリの位置も考慮した評価を実施。（次頁参照）

各設備の評価例－燃料交換機（3）

■ 燃料交換機の構造強度評価



- ✓ トロリの位置により燃料交換機の固有周期が変化。
- ✓ トロリの位置を中央、端部及びスペクトルのピークとなる位置での評価を実施。



評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
構造物フレーム	組合せ応力	275.6	276

2. 制御棒・破損燃料貯蔵ラック

(1) 設備概要

制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、定期検査中に制御棒（約 100kg）を入れたり、著しく破損した燃料（約 300kg）が発生した場合に収納したりする設備であり、制御棒と破損燃料を合わせて10体収納することができる。なお、破損燃料はコンテナ（約 80kg）に収納した上で、制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納する。

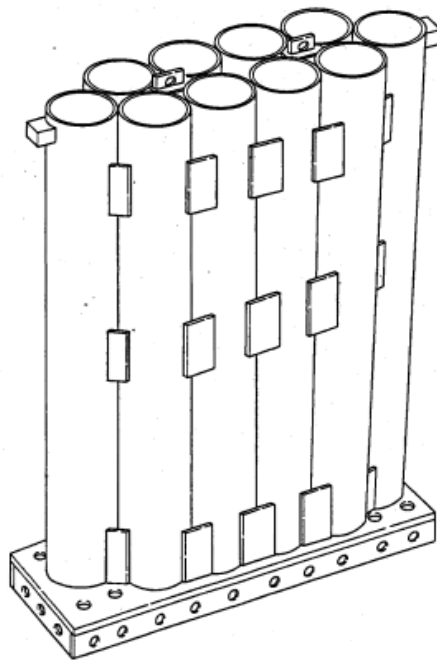


図5 制御棒・破損燃料貯蔵ラック構造図

(2) 設置位置の震度を考慮した評価

制御棒・破損燃料貯蔵ラック（以下、「ラック」）の評価用震度は、原子炉建屋の床応答スペクトルからラックの固有周期における震度を読み取っている。耐震安全性評価では安全側の条件として、階上（T.P 12.8m）の震度を用いているが、ラックの設置レベルはT.P 6.18mであることから、階下（T.P 5.3m）との間で線形補間した震度を用いると、発生値は83MPaとなる。

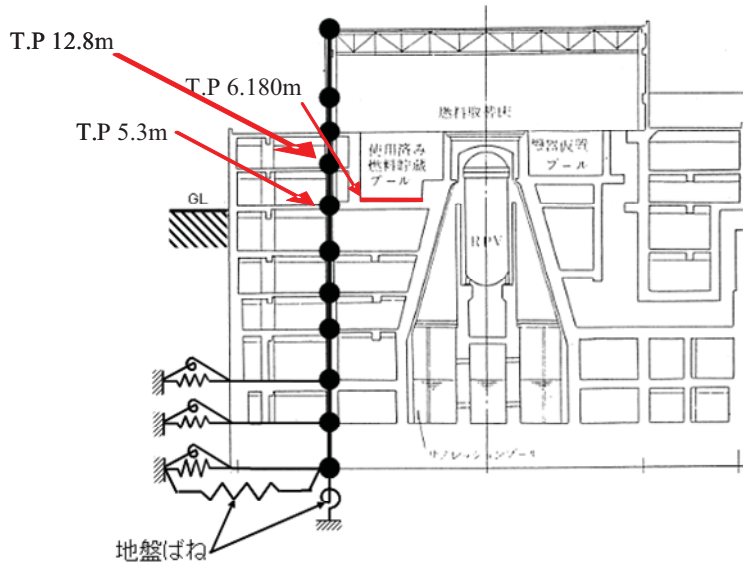


図6 原子炉建屋解析モデルとラック設置レベルの関係

表7 震度適用レベルによる発生値比較

震度適用レベル	水平震度	鉛直震度	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
T.P 12.8m	3.16	1.40	106	108
T.P 6.18m (線形補間)	2.49	1.27	83	
T.P 5.3m	2.40	1.25		

(3) 評価基準値の余裕について

制御棒・破損燃料貯蔵ラックの評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」におけるクラス 1 支持構造物の評価基準値を適用しており、 S_y の 1.2 倍と S_u の 0.7 倍の小さい方で決まる F 値に基づいて設定される。

制御棒・破損燃料貯蔵ラックの評価基準値を表 8 に示す。

表 8 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの組合せ応力の評価基準値

材料	F 値	S_y	S_u	評価基準値
A6063-T5	108	110	155	108

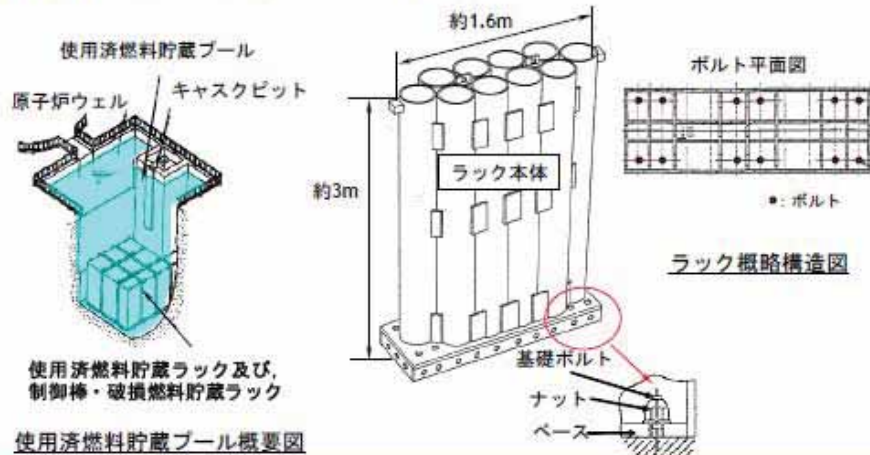
$$(\text{評価基準値}) = 1.5 \times \frac{F}{1.5}$$

制御棒・破損燃料貯蔵ラックの評価基準値に用いられている F 値は、おおむね降伏応力に対応するレベル (S_y) として設定されており、部材が破断するレベル (S_u) に対しては、依然余裕がある。さらに、F 値の算出にあたっては規格に基づく S_y および S_u を参照しており、実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している。ミルシートを参照すると評価基準値は約 164MPa となる。

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（1）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造

- 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは使用済燃料貯蔵プール底部に基礎ボルトにより固定されている。
- 制御棒と破損燃料を合わせて10体収納可能。

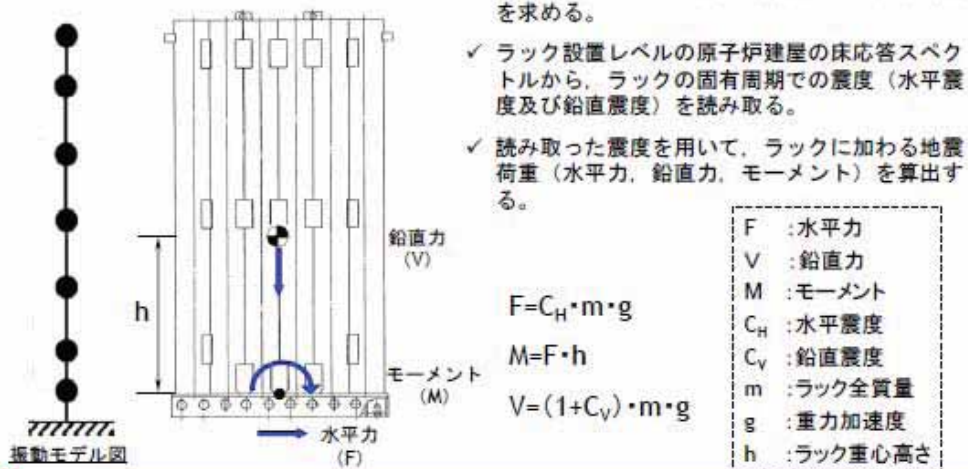


41

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（2）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造強度評価

- ラック本体及び基礎ボルトの評価を実施
- 裕度が小さい部位はラック本体
 - ✓ ラックをモデル化し、振動解析により固有周期を求める。
 - ✓ ラック設置レベルの原子炉建屋の床応答スペクトルから、ラックの固有周期での震度（水平震度及び鉛直震度）を読み取る。
 - ✓ 読み取った震度を用いて、ラックに加わる地震荷重（水平力、鉛直力、モーメント）を算出する。



$$F = C_H \cdot m \cdot g$$

$$M = F \cdot h$$

$$V = (1 + C_V) \cdot m \cdot g$$

F	: 水平力
V	: 鉛直力
M	: モーメント
C _H	: 水平震度
C _V	: 鉛直震度
m	: ラック全質量
g	: 重力加速度
h	: ラック重心高さ

42

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（3）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造強度評価

● ラック本体の評価

- ✓ 算出した地震荷重を用いて、応力評価式により、ラック本体に生じる応力（引張応力、せん断応力、組合せ応力）を算出する。

< 応力評価式 >

$$\sigma = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \text{ (引張応力)}$$

$$\tau = \frac{F}{A} \text{ (せん断応力)}$$

$$\text{組合せ応力} = \sqrt{\sigma^2 + 3\tau^2}$$

A : 断面積
Z : 断面係数

< 評価結果 >

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
ラック本体	組合せ応力	106	108

- ✓ 評価条件としては、制御棒よりも重量の大きい破損燃料を10体装荷することを考慮した。

3. 中性子束モニタ案内管

(1) 設備の概要

中性子束モニタ案内管（以下、「案内管」という。）は計 55 本あり、内部に小径の円筒状のチューブ（起動領域モニタドライチューブまたは LPRM 検出器集合体カバーチューブ）を設置し、チューブ内（上部炉心部）に中性子検出器が格納されている（図 7）。

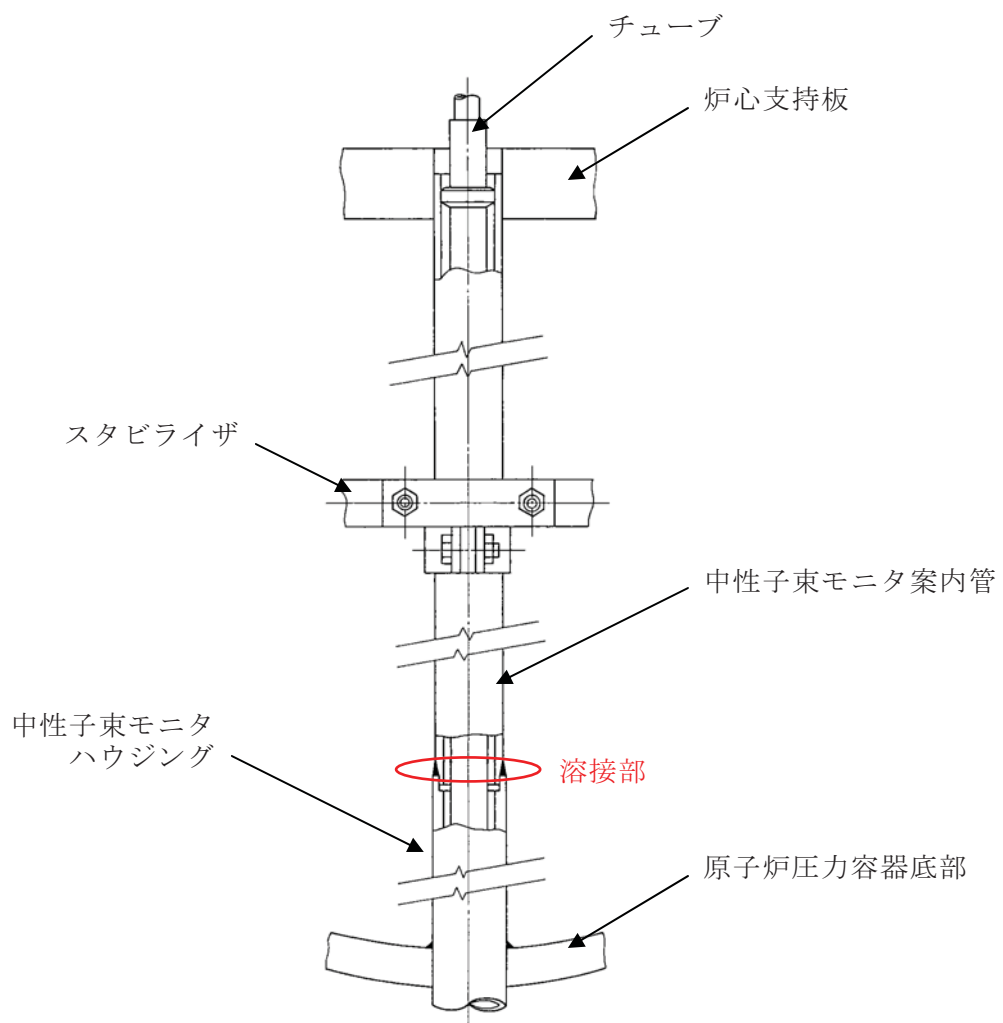


図 7 中性子束モニタ案内管構造図

(2) 案内管の種類（長さ）について

案内管は圧力容器中心からの距離により長さが異なり，地震荷重（せん断力・モーメント）の算出においては案内管の長さにより 6 つのグループに分類してモデル化をおこなっている（図 8）。発生値が大きいのは長さの短いグループ 6 のみであり，55 本のうちの 9 本が該当し，設計時のモーメントを比較すると，例えばグループ 1 はグループ 6 の約 1/4 である。

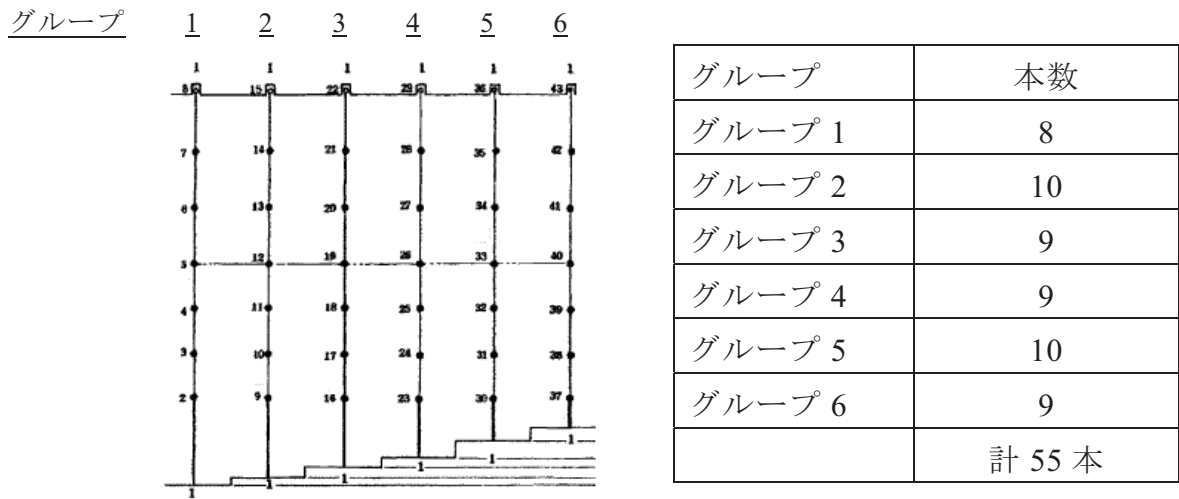


図 8 案内管の解析モデルとグループ分け

(3) 地震荷重を精緻に算出した場合の評価（詳細評価）

案内管の耐震安全性評価に用いる地震荷重のうち、せん断力及びモーメントの算出においては、案内管のみを個別にモデル化し、炉内構造物解析モデルにより得られる基準地震動 S_s による時刻歴応答波（炉心支持板位置および原子炉压力容器底部位置のうち大きい方）を用いて、時刻歴解析により算出している。

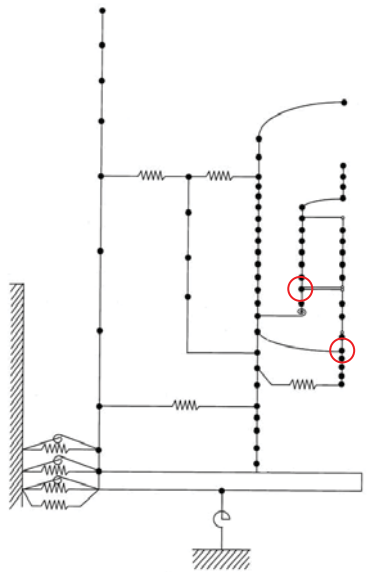
詳細評価では、案内管を炉内構造物と連成させることで、より精緻な地震応答荷重を求め、その地震応答荷重を用いて応力評価をおこなった（図 9）。また、耐震安全性評価では案内管内部の水の重量を安全側に見込んでいたことから、詳細評価では現実的な水の質量へ見直しをおこなっている（図 10）。

その結果、発生値は 101MPa となる（表 9）。

表 9 地震荷重の見直しによる発生値比較

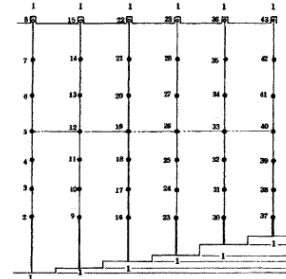
評価条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
耐震安全性評価	131	139
詳細評価	101	

【耐震安全性評価】



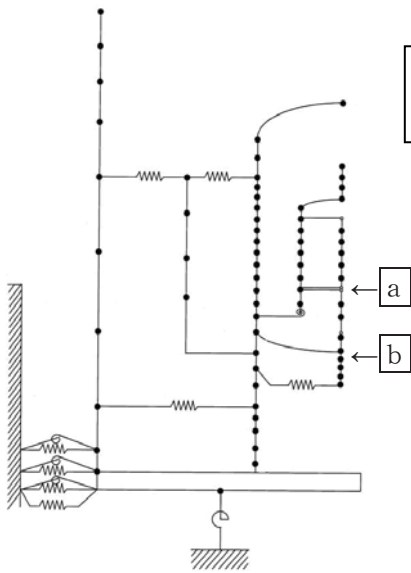
炉内構造物解析モデル

左のモデルの○の位置における時刻歴波のうち、大きい方を入力して案内管の地震荷重（せん断力・モーメント）を算出



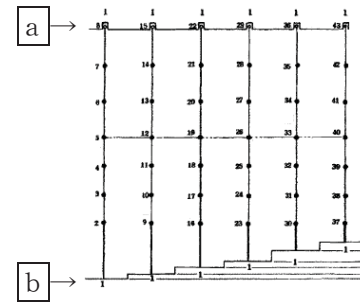
案内管解析モデル

【詳細評価】



炉内構造物解析モデル

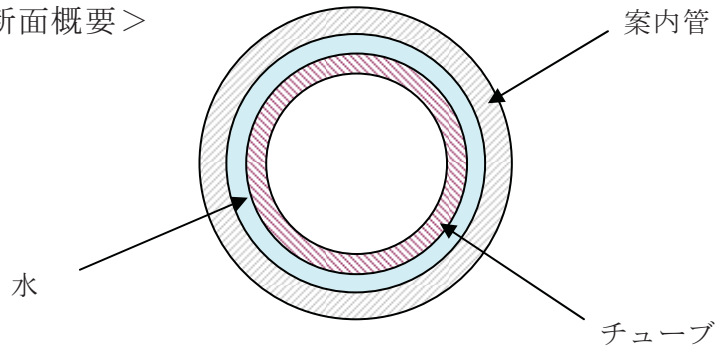
左のモデルのa及びbの位置に案内管モデルを連成させて地震荷重を算出



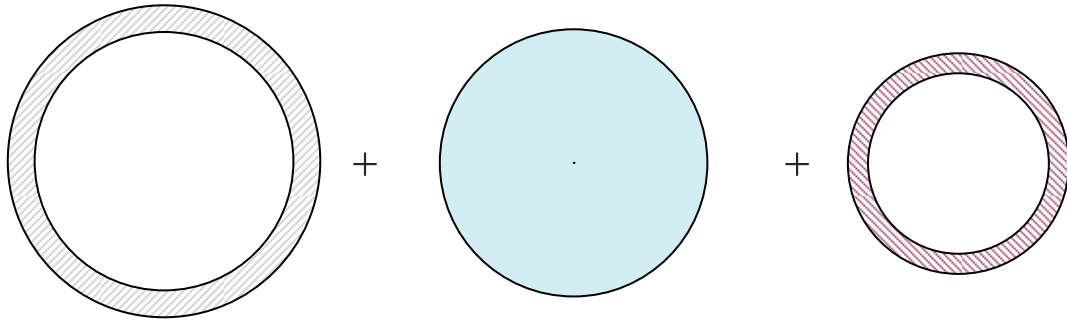
案内管解析モデル

図9 案内管の地震荷重算出のイメージ

<案内管断面概要>

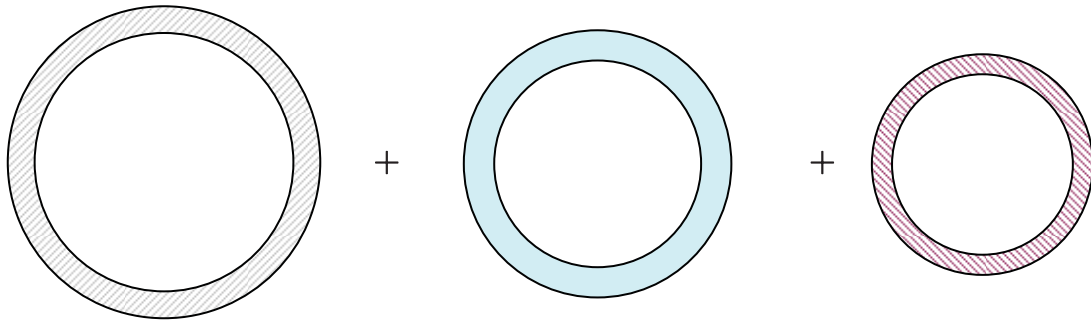


【耐震安全性評価】



内部のチューブが存在する面積の水質量についてもカウントしている。

【詳細評価】



内部のチューブが存在する面積については水が無いいため、耐震安全性評価のモデルからチューブ面積の水質量を減じた。

図 10 案内管モデル化（質量）の考え方

(4) 評価基準値の余裕について

中性子束モニタ案内管の評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」における炉心支持構造物の評価基準値を適用しており、Su の 2/3 倍と設計応力強さ（以下、Sm という）の 2.4 倍の小さい方に基づいている。さらに、今回の溶接部における評価基準値としては「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」に従い、継手効率 0.4 を乗じた値としている。この係数は、溶接の種類、非破壊検査の種類に応じた値となっている。

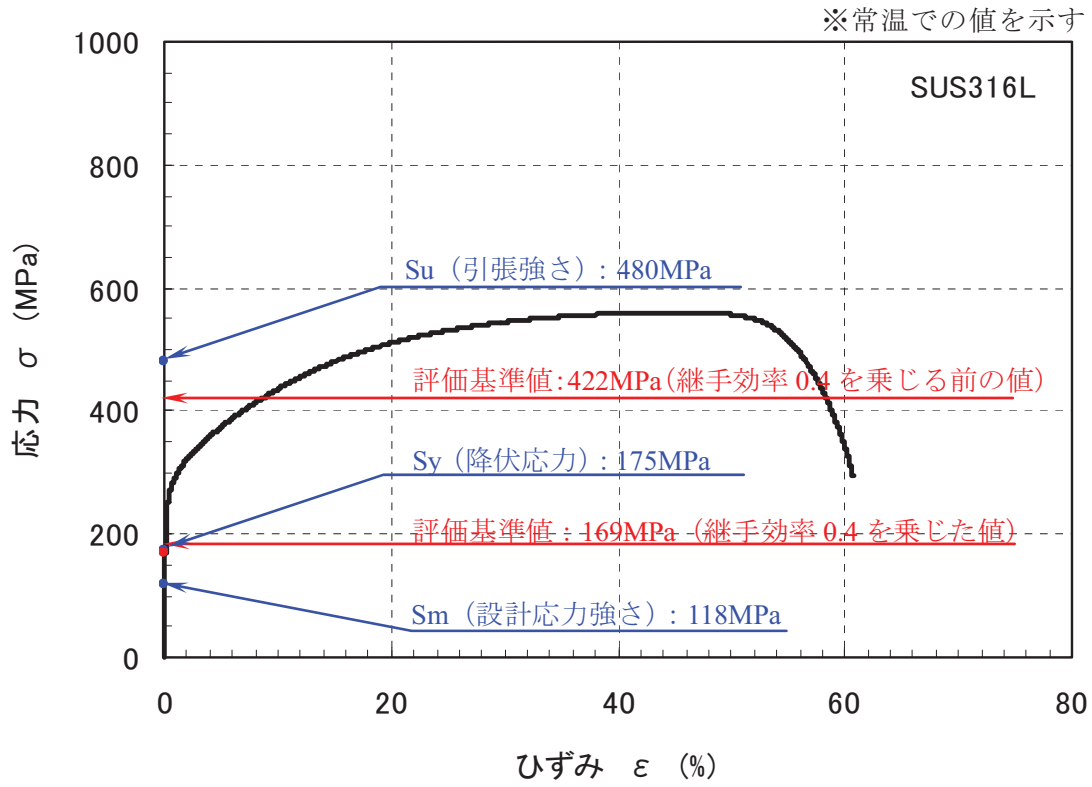
中性子束モニタ案内管の評価基準値を以下に示す。

表 10 中性子束モニタ案内管の一次一般膜＋一次曲げ応力の評価基準値

材料	Sm	Su	$1.5 \times \min\left(2.4S_m, \frac{2}{3}Su\right)$	継手効率	評価基準値
SUS316L	96	382	348	0.4	139

$$(\text{評価基準値}) = 0.4 \times 1.5 \times \min\left(2.4S_m, \frac{2}{3}Su\right)$$

中性子束モニタ案内管の評価基準値(継手効率 0.4 を乗じる前の 348MPa)は、部材が破断するレベル (Su) に対しては、依然余裕がある。さらに、評価基準値の算出にあたっては規格に基づく Sm, Sy および Su を参照しており、実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している（次頁、SUS316L の応力－ひずみ線図の例参照）。

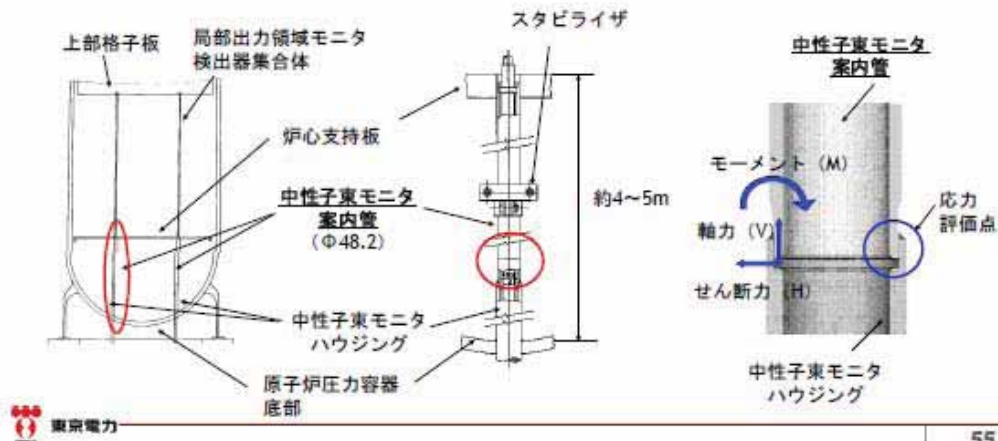


<参考> SUS316L の応力-ひずみ線図の例と中性子束モニタ案内管の評価基準値
(当社研究所所有データ)

各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（1）

■ 中性子束モニタ案内管の構造

- 案内管の上部は炉心支持板の穴に挿入され、下部は中性子束モニタハウジングの上部に挿入され、すみ肉溶接されている。
- 各案内管は中央部においてスタビライザにより互いに連結されている。
- 55本の案内管が存在し、圧力容器中心からの距離により長さが異なる。

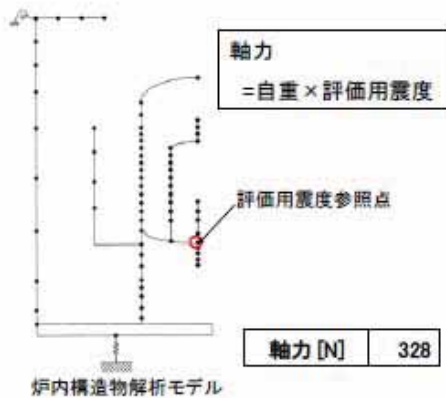


各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（2）

■ 地震荷重の算出

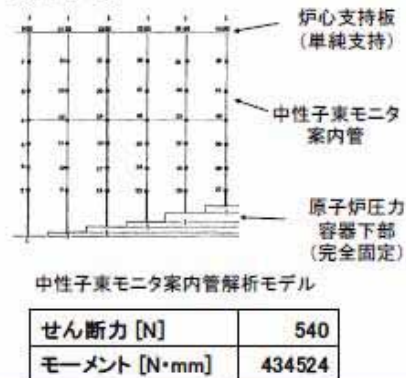
軸力算出

- ✓ 案内管にかかる軸力は、炉内構造物連成解析により求めた評価用震度から算出する。



せん断力・モーメント算出

- ✓ 案内管の長さにより6つのグループに分類し、モデル化をおこなう。
- ✓ 案内管にかかるせん断力及びモーメントは、下記モデルを用いた時刻歴解析により算出する。



各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（3）

■ 溶接部の構造強度評価

✓地震荷重による応力

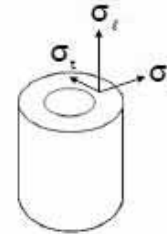
$$\sigma_t = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \quad \tau_u = \frac{H}{A}$$

✓地震荷重による応力と地震以外による荷重を組合せ、主応力・応力強さを算出する。

$$\sigma_1, \sigma_2 = \frac{(\sigma_t + \sigma_r) \pm \sqrt{(\sigma_t - \sigma_r)^2 + 4\tau_u^2}}{2} \quad (\text{主応力})$$

$$\sigma_3 = \sigma_r$$

$$\sigma = \text{MAX}(|\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1|) \quad (\text{応力強さ})$$



σ_t : 周方向応力

σ_r : 軸方向応力

τ_u : 径方向応力

V	: 地震時の軸力 [N]
H	: 地震時のせん断力 [N]
M	: 地震時の曲げモーメント [N・mm]
A	: 断面積 [mm ²]
Z	: 断面係数
σ_t	: 周方向応力 [MPa]
σ_r	: 軸方向応力 [MPa]
σ_r	: 径方向応力 [MPa]
τ_u	: せん断応力 [MPa]

<評価結果>

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
溶接部	一次膜応力 +一次曲げ応力	131	139

4. 非常用ガス処理系前置ガス処理装置

(1) 耐震安全性評価結果（各部位の評価結果）

非常用ガス処理系前置ガス処理装置（以下、「処理装置」という。）は、スライドボルトによりベース（架台）に固定され、ベースは基礎ボルト及び固定ボルトにて基礎に固定されている（図 11）。耐震安全性評価では、各ボルト（スライドボルト、固定ボルト、基礎ボルト）の評価を実施しており、引張応力の計算にあたっては、処理装置の転倒方向を考慮した評価をおこなっている。各ボルトの評価結果を表 11 に示す。

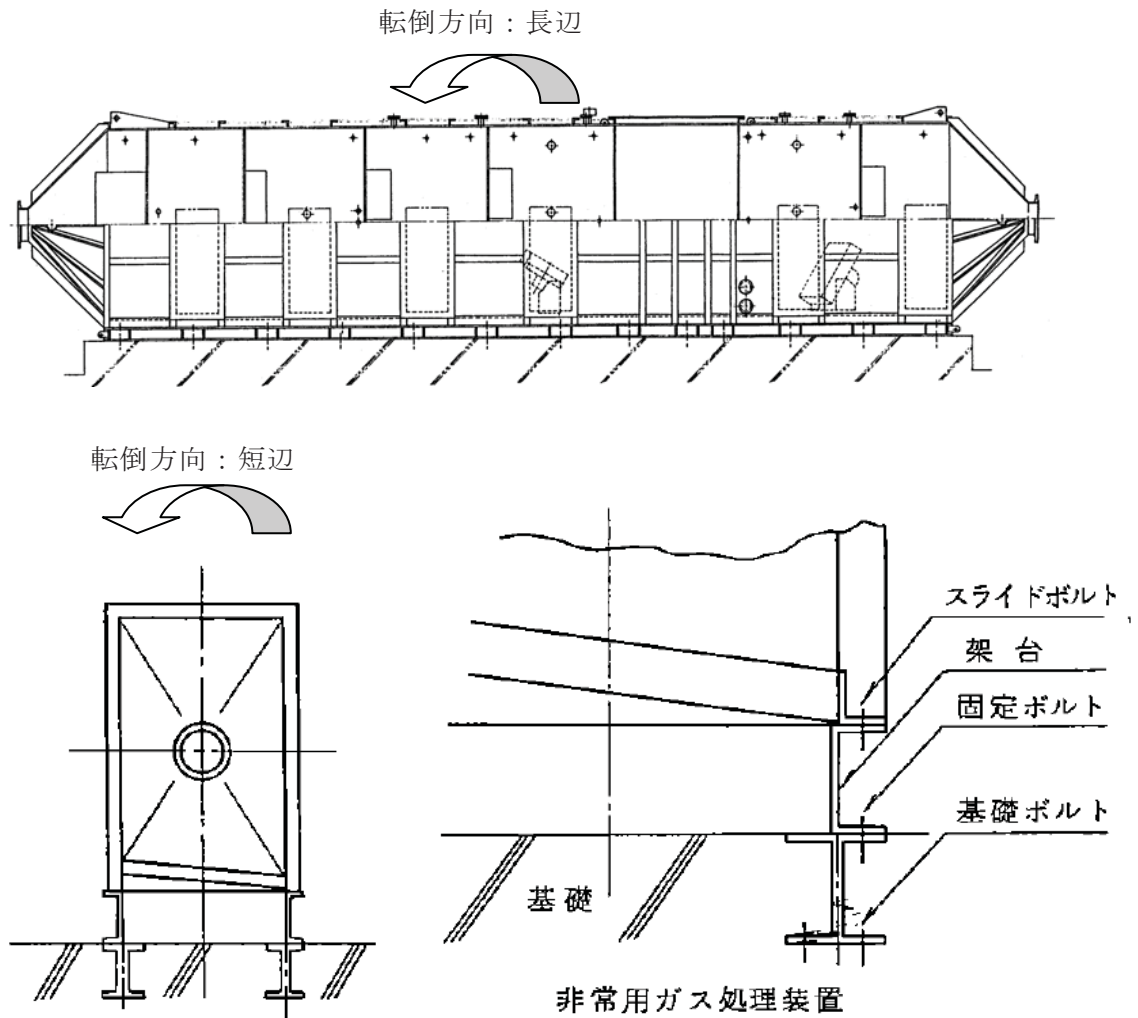


図 11 非常用ガス処理系前置ガス処理装置概略構造図

表 11 非常用ガス処理系前置ガス処理装置の耐震安全性評価

評価部位	転倒方向	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
スライドボルト	短辺	せん断	318	342
		引張	50	113
	長辺	せん断	318	342
		引張	91	113
固定ボルト	短辺	せん断	25	351
		引張	50	351
	長辺	せん断	25	457
		引張	91	457
基礎ボルト	短辺	せん断	13	156
		引張	25	202
	長辺	せん断	13	156
		引張	46	202

(2) 合理的な機器重量を用いた評価

スライドボルトは、処理装置本体とベースとを固定するためのもので、スライドボルト上部の処理装置本体から作用する地震荷重を支えている。耐震安全性評価では、スライドボルトに作用する地震荷重を、処理装置本体とベースの合計重量から保守的に求めている。そのため、処理装置本体のみの重量からスライドボルトに作用する地震荷重を合理的に評価すると、スライドボルトに生じるせん断応力は 302MPa となる (表 12)。

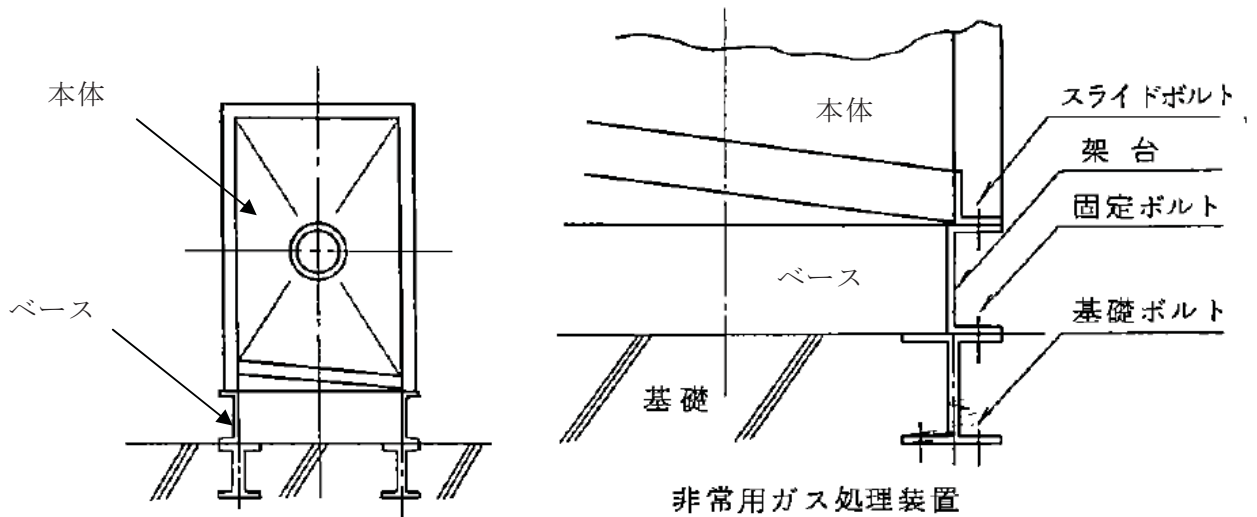


図 12 非常用ガス処理系前置ガス処理装置据付概略図

表 12 機器重量の見直しによる発生値比較

評価条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
耐震安全性評価 (本体重量+ベース重量)	318	342
機器重量見直し (本体重量のみ)	302	

(3) ボルトの本数について

処理装置のスライドボルトは計 26 本あるが、本体の熱膨張によるスライドを容易にするため、固定部分である端部の 2 本を除き、本体側のボルト穴を長穴としている。(なお、固定部分の 2 本も含めて「スライドボルト」と呼んでいる。)

耐震安全性評価では、水平方向の地震荷重に対し、固定点となる端部 2 本のスライドボルトに全てのせん断荷重がかかる評価としている。

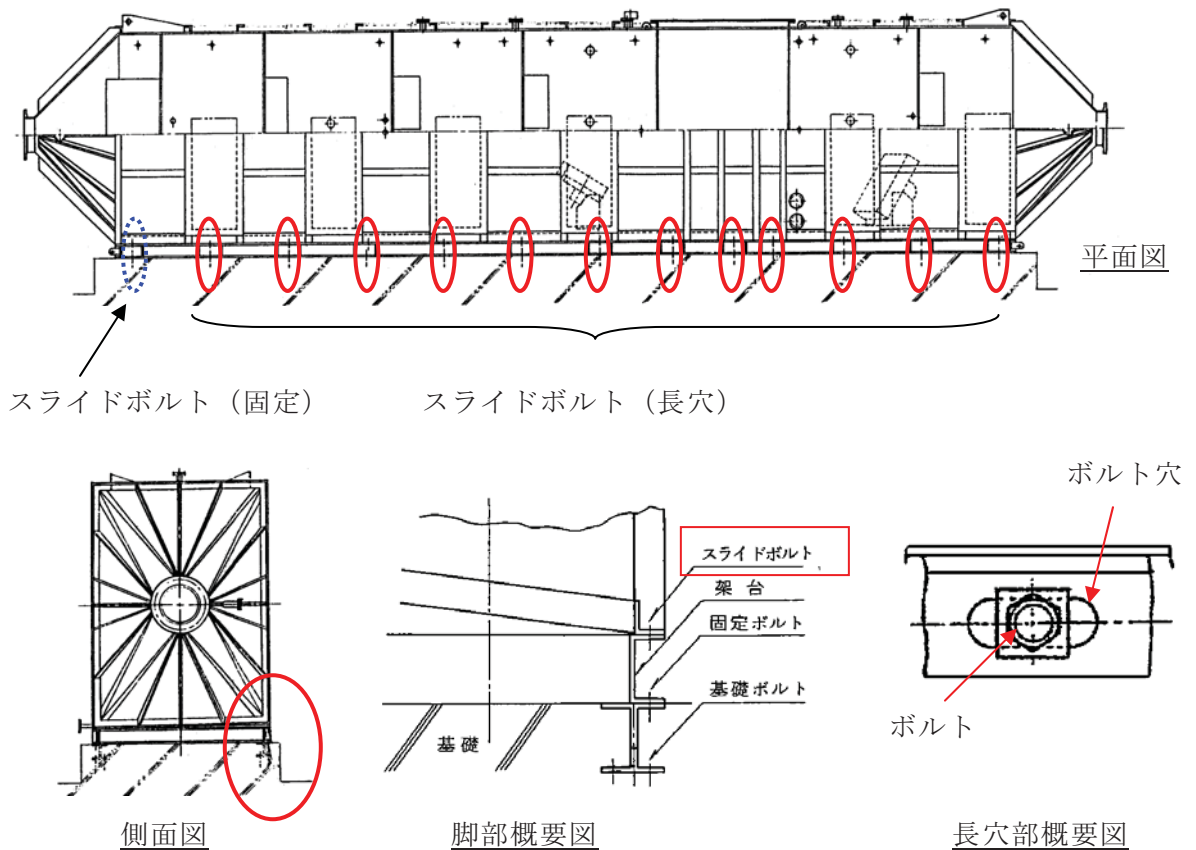


図 13 非常用ガス処理系前置ガス処理装置ボルト取付概略図

(4) 評価基準値の余裕について

非常用ガス処理系前置ガス処理装置（スライドボルト）の評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」におけるクラス 1 支持構造物の評価基準値を適用しており、 S_y の 1.2 倍と S_u の 0.7 倍の小さい方で決まる F 値に基づいて設定される。

スライドボルトの評価基準値を表 13 に示す。

表 13 スライドボルトのせん断応力の評価基準値

材料	F 値	S_y	S_u	評価基準値
SCM435	592	659	847	342

$$(\text{評価基準値}) = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

スライドボルトの評価基準値に用いられている F 値は、降伏応力に対応するレベルとして設定されており、部材が破断するレベル (S_u) に対しては、依然余裕がある。さらに、F 値の算出にあたっては規格に基づく S_y および S_u を参照しており、実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している。ミルシートを参照すると評価基準値は約 360MPa となる。

原子炉本体基礎の復元力特性について

1. 原子炉本体基礎の復元力特性について

柏崎刈羽原子力発電所各号機の原子炉本体基礎（以下、「RPV ペデスタル」という）は、いずれも鋼板円筒殻の内部にコンクリートを充填した構造となっている。現行の耐震設計では、RPV ペデスタルは線形仮定をおいて地震応答解析を実施している。

原子炉建屋に作用する地震慣性力は、剛性比に応じて建屋系と機器系に配分される。柏崎刈羽原子力発電所の耐震安全性評価において原子炉設備の地震応答解析をおこなう際に、原子炉建屋は弾塑性応答解析モデルを用いているが、これは原子力発電所において十分に実績のある手法であり一般化された手法である。一方、従来は、RPV ペデスタルは線形仮定をおいて地震応答解析をおこなっている。大きな地震力に対して弾塑性モデルの建屋系と弾性モデルの RPV ペデスタルを組み合わせた地震応答解析モデルを用いると、解析上、弾性モデルの RPV ペデスタルが大きな荷重を負担することになる。

そこで、「鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 建物・構築物編 JEAG4618-2005」（以下 SC 指針という）を参照し、RPV ペデスタルの地震時の挙動を実態に合わせる弾塑性モデルを適用した。

2. RPV ペDESTALの構造

RPV ペDESTALは内外にある2枚の円筒鋼板（内筒，外筒）から構成されている。これらの鋼板は縦リブ鋼板（隔壁）により一体化され，鋼板間にコンクリートを充填した構造物であり，隔壁方式の鋼板コンクリート構造物（以下，SC 構造という）である。（図1，図2 参照）。

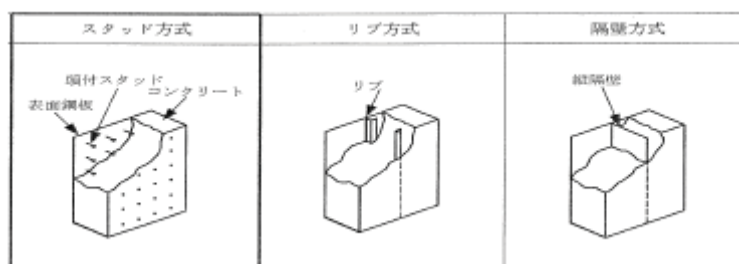


図1 SC 構造物の方式イメージ図

（出典：「鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 建物・構築物編 JEAG4618-2005」）

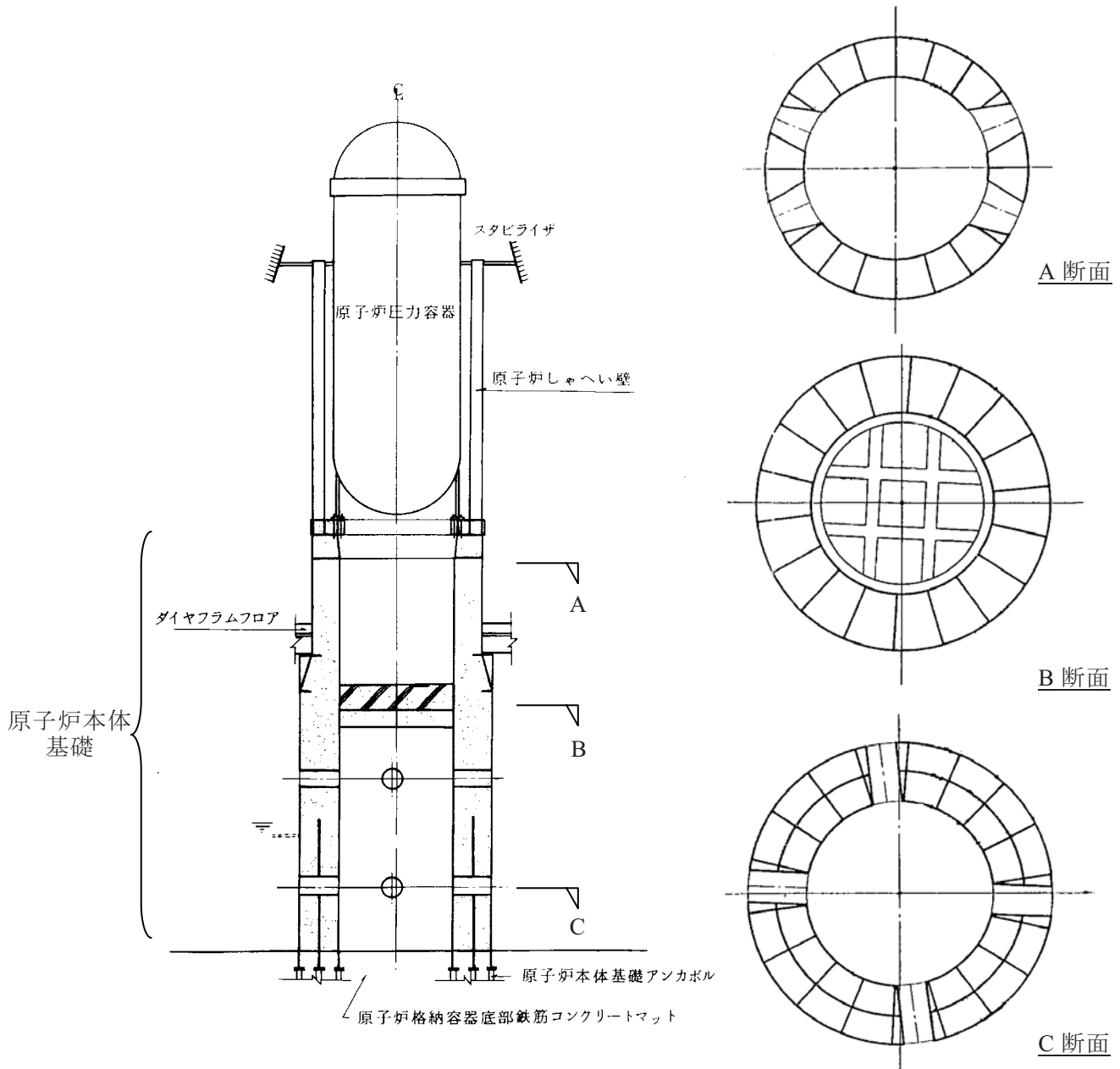


図2 1号機 RPV ペデスタル概要図

3. 地震応答解析モデル

RPV ペDESTALは、RPV と同様に、多質点でモデル化する。断面形状の違いを考慮して分割し、質点間を等価な曲げ、せん断剛性を有する無質量のはり又は無質量のばねで結合する（図3）。

2. で述べた構造を踏まえ、ダイヤフラムフロアの剛性と等価なばねにより原子炉格納容器と結合し、RPV と RPV ペDESTALは、RPV 設置位置で剛に結合して相互影響を考慮している。また、RPV ペDESTALは原子炉建屋基礎版と剛に結合されている。なお、RPV ペDESTALは、減衰定数を5%としている。

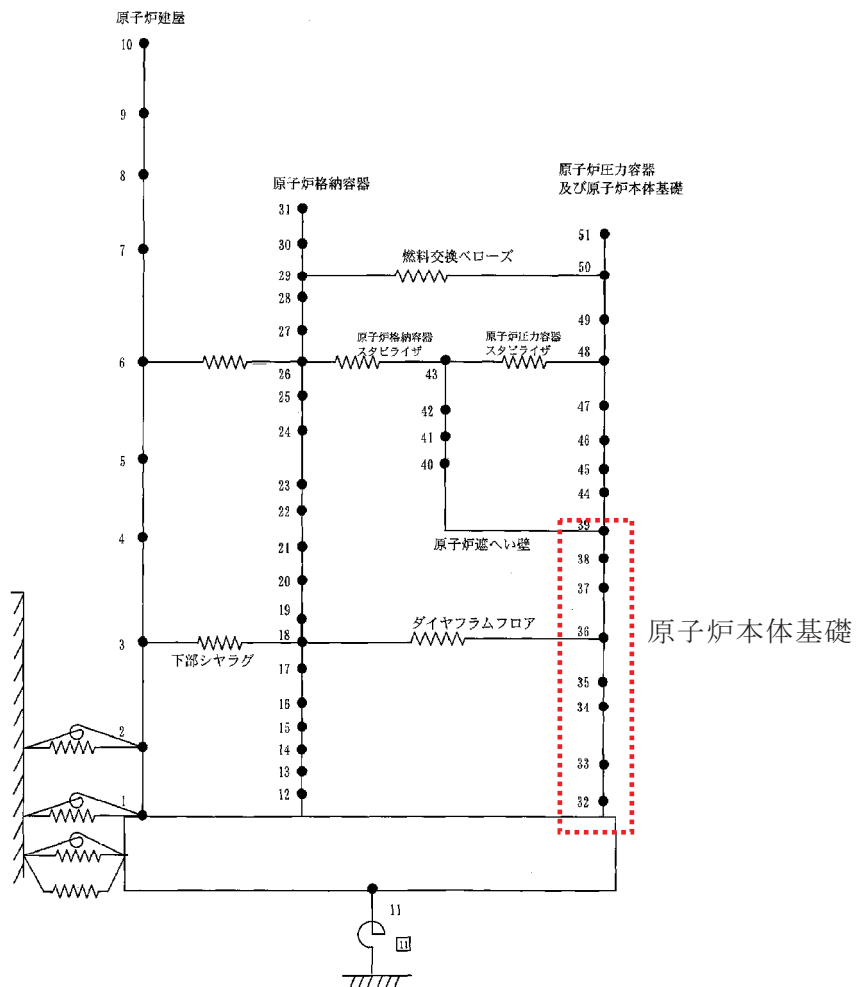
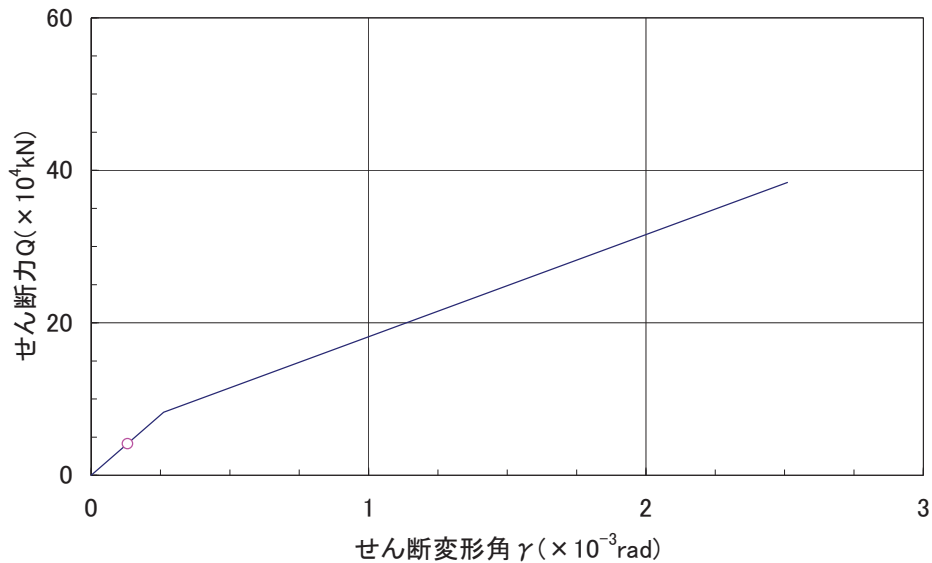


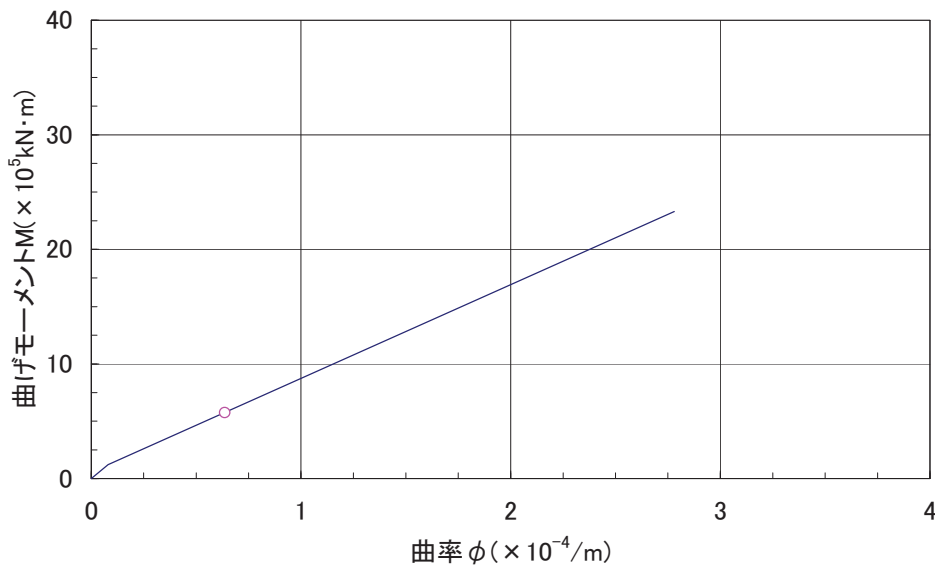
図3 RPV ペDESTAL部の地震応答解析モデル（水平方向の例）

4. RPV ペDESTALの地震応答解析結果

RPV ペDESTALの地震荷重は、3. で述べた地震応答解析を用いて、時刻歴地震応答解析を行うことで算出される。評価用の地震荷重は、地震応答解析によって得られる時刻歴荷重の最大値を用いる。地震応答解析により得られた荷重を図4に示す。



(a) せん断



(b) 曲げ

図4 RPV ペDESTAL基部の最大応答せん断力及び最大応答曲げモーメント
(基準地震動 S_s NS, EW 包絡値)

<参考> RPV ペデスタル復元力特性

<基本方針>

1. 鋼板が降伏する第2折点までを設定範囲とした。
2. SC 指針の復元力特性の評価を参考に，RPV ペデスタルの特徴を踏まえて，復元力特性を評価した。

(1) SC 指針の復元力特性の評価

SC 構造物に関する復元力特性の評価手法として，SC 指針を参考にした。SC 指針で述べられている復元力特性評価式はスタッド方式を対象としたものであるが，RPV ペデスタルは隔壁方式の構造物であるため，SC 指針の評価式に RPV ペデスタルの構造上の特徴を考慮して，RPV ペデスタルの復元力特性を評価した。

(2) せん断変形（せん断力 Q —せん断ひずみ度 γ ）

a. 第1折点

コンクリートのせん断ひび割れにより剛性が変化する点

$Q1$: (コンクリートの断面積 + 鋼板の等価断面積)

×コンクリートのせん断ひび割れ強度

$\gamma1$: コンクリートのせん断ひび割れ強度 / コンクリートのせん断弾性係数

b. 第2折点

鋼板の降伏により剛性が変化する点

$Q2$: 鋼板降伏時せん断力。鋼板負担分のせん断力とコンクリート負担分のせん断力の累加による。なお，コンクリート負担分のせん断力は，ひび割

れ後のコンクリートの有効せん断剛性を考慮

$\gamma_2 : Q_2 /$ (鋼板のせん断剛性+ひび割れ後のコンクリートの有効せん断剛性)

(違いを考慮したポイント)

RPV ペDESTALは、二重円筒の空隙を、たてリブで一定の間隔に区切った隔壁構造である。この構造を考慮してひび割れ後のコンクリートの有効せん断剛性を既往の文献*に基づき設定。

* : 松尾 他 : 鋼板コンクリート耐震壁に関する研究 その3. せん断荷重-変形関係の解析, 日本建築学会学術講演梗概集 (1992 年)

1号機のRPV ペDESTALに設定したせん断変形スケルトンカーブを図5に示す。

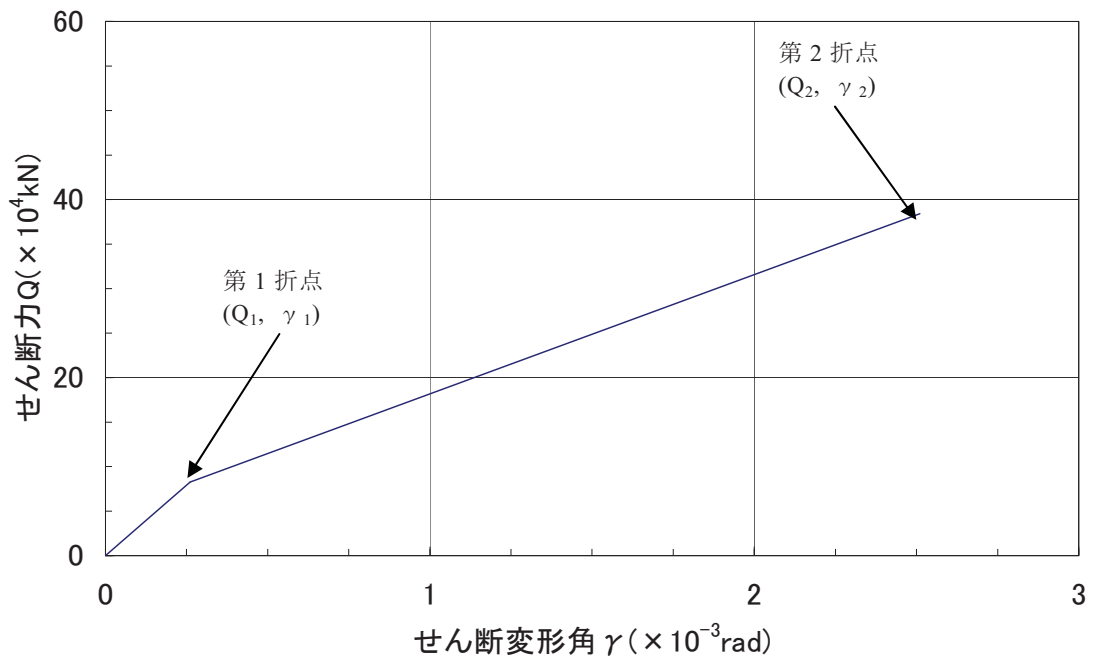


図5 1号機 RPV ペDESTAL脚部 せん断変形スケルトンカーブ

(3) 曲げ変形 (モーメント M - 曲率 φ)

a. 第 1 折点

コンクリートの曲げひび割れにより剛性が変化する点

$M1$: 鋼板を考慮した断面係数 \times コンクリートの曲げ引張強度

$\varphi1$: $M1 / (\text{コンクリートのヤング係数} \times \text{鋼板を考慮した断面 2 次モーメント})$

b. 第 2 折点

鋼板の降伏により剛性が変化する点

$M2$: 引張鋼板降伏時モーメント

$\varphi2$: 引張鋼板降伏時曲率

(違いを考慮したポイント ; 第 1, 第 2 折点共通)

ベースプレートによりコンクリートが分断されているため, RPV ペデスタル脚部ではコンクリートの曲げ引張強度を無視する (基本となる評価式は, 【参考】SC 指針における復元力特性評価式 参照)。

1 号機の RPV ペデスタルに設定した曲げ変形スケルトンカーブを, 図 6 に示す。

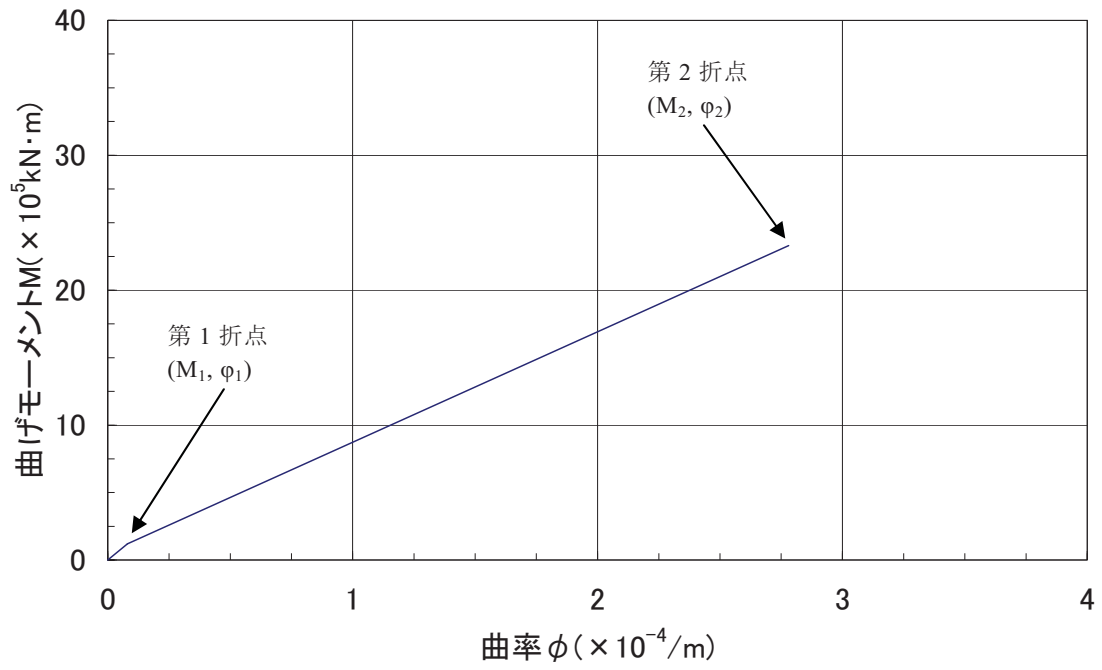


図6 1号機 RPV ペDESTAL脚部 曲げ変形スケルトンカーブ

【参考】SC 指針における復元力特性評価式

<せん断変形>

(第1折点) コンクリートのせん断ひびわれにより剛性が変化する点

$$Q_1 = (A_c + (G_s/G_c) \cdot A_s) \cdot \tau_\sigma \quad \dots\dots\dots (2.2.1)$$

$$\gamma_1 = \tau_\sigma / G_c \quad \dots\dots\dots (2.2.2)$$

$$\text{ただし, } \tau_\sigma = \sqrt{0.31 \sqrt{\sigma_B} \cdot (0.31 \sqrt{\sigma_B} + \sigma_v)}$$

(第2折点) 鋼板の降伏により剛性が変化する点

$$Q_2 = (K_\alpha + K_\beta) / \sqrt{(3K_\alpha^2 + K_\beta^2)} \cdot A_s \cdot \sigma_y \quad \dots\dots\dots (2.2.3)$$

$$\gamma_2 = Q_2 / (K_\alpha + K_\beta) \quad \dots\dots\dots (2.2.4)$$

ただし, $K_\alpha = A_s \cdot G_s$

$$K_\beta = 1 / \{4 / (A_c \cdot E_c') + 2 \cdot (1 - \nu_s) / (A_s \cdot E_s)\}$$

A_s : 鋼板のせん断断面積 (mm²)

A_c : コンクリートのせん断断面積 (mm²)

G_s : 鋼板のせん断弾性係数 (N/mm²)

G_c : コンクリートのせん断弾性係数 (N/mm²)

E_s : 鋼板のヤング係数 (N/mm²)

E_c' : コンクリートのひびわれを考慮したヤング係数で, コンクリートのヤング係数に 0.7 を乗じた値を用いてもよい (N/mm²)

ν_s : 鋼板のポアソン比

σ_v : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正, N/mm²)

K_α : 鋼板のせん断剛性

K_β : ひびわれ後の鋼板による拘束効果を考慮したコンクリートの有効

せん断剛性

σ_y : 鋼板の降伏点強度 (N/mm²)

σ_B : コンクリートの圧縮強度で設計基準強度 F_c を用いてよい (N/mm²)

ν_1 : コンクリート圧縮強度の有効係数で, $0.7 - \sigma_B / 200$ を用いてよい

< 曲げ変形 >

(第1折点) コンクリートの曲げひびわれにより剛性が変化する点

$$M_1 = Z_e \cdot (f_t + \sigma_v) \dots\dots\dots (2.2.7)$$

$$\phi_1 = M_1 / (E_c \cdot I_e) \dots\dots\dots (2.2.8)$$

ただし, $f_t = 0.38 \cdot \sqrt{\sigma_B}$

(第2折点) 鋼板の降伏により剛性が変化する点

$$M_2 = M_y \dots\dots\dots (2.2.9)$$

$$\phi_2 = \phi_y \dots\dots\dots (2.2.10)$$

I_e : 鋼板を考慮した断面2次モーメント (mm⁴)

Z_e : 鋼板を考慮した断面係数 (mm³)

f_t : コンクリートの曲げ引張強度 (N/mm²)

σ_v : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正, N/mm²)

E_c : コンクリートのヤング係数 (N/mm²)

σ_B : コンクリートの圧縮強度で, 設計基準強度 F_c を用いてよい (N/mm²)

M_y : 鋼板降伏時モーメント (N・mm)

ϕ_y : 鋼板降伏時曲率 (1/mm)

以上は, SC 指針より抜粋

原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎の地震応答分布図について

地震応答解析モデルでは、基礎マット上端を固定端とし、ダイヤフラムフロアおよびスタビライザ（原子炉格納容器スタビライザ、原子炉压力容器スタビライザ）で支持されたはりでモデル化している（図1）。

前回の資料の地震応答分布図は、基準地震動 Ss-1～5 ごとに算出した最大応答値を包絡したものである。そのため、応答分布の傾向を確認する観点から、Ss-1 を代表として、特定の時刻（原子炉遮へい壁基部のモーメントが最大となる時刻）での応答分布図を図2に示す。この時のせん断力分布、モーメント分布は、分布荷重を受ける一端ピン支持、他端固定のはりに類似している。

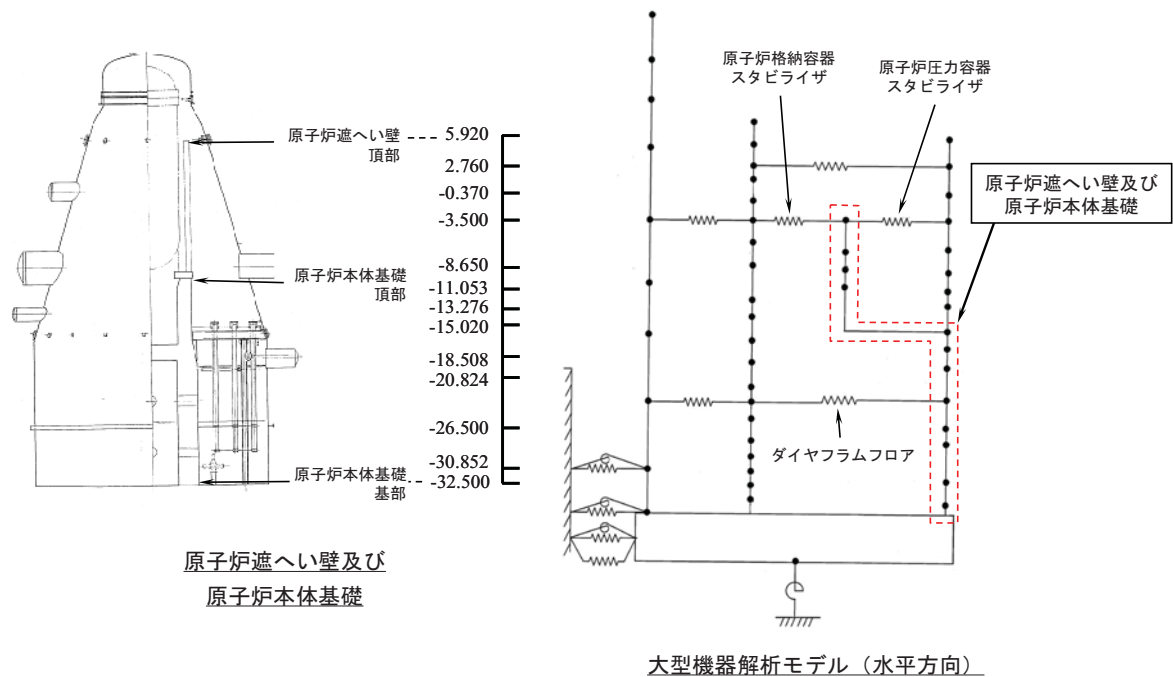
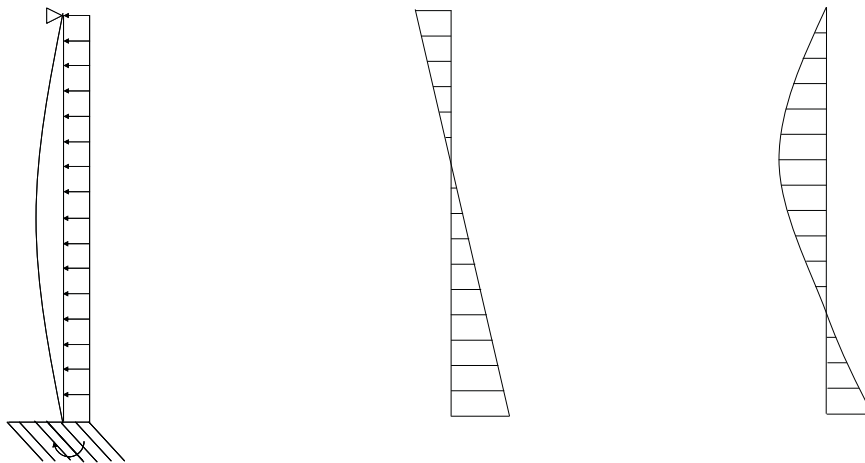
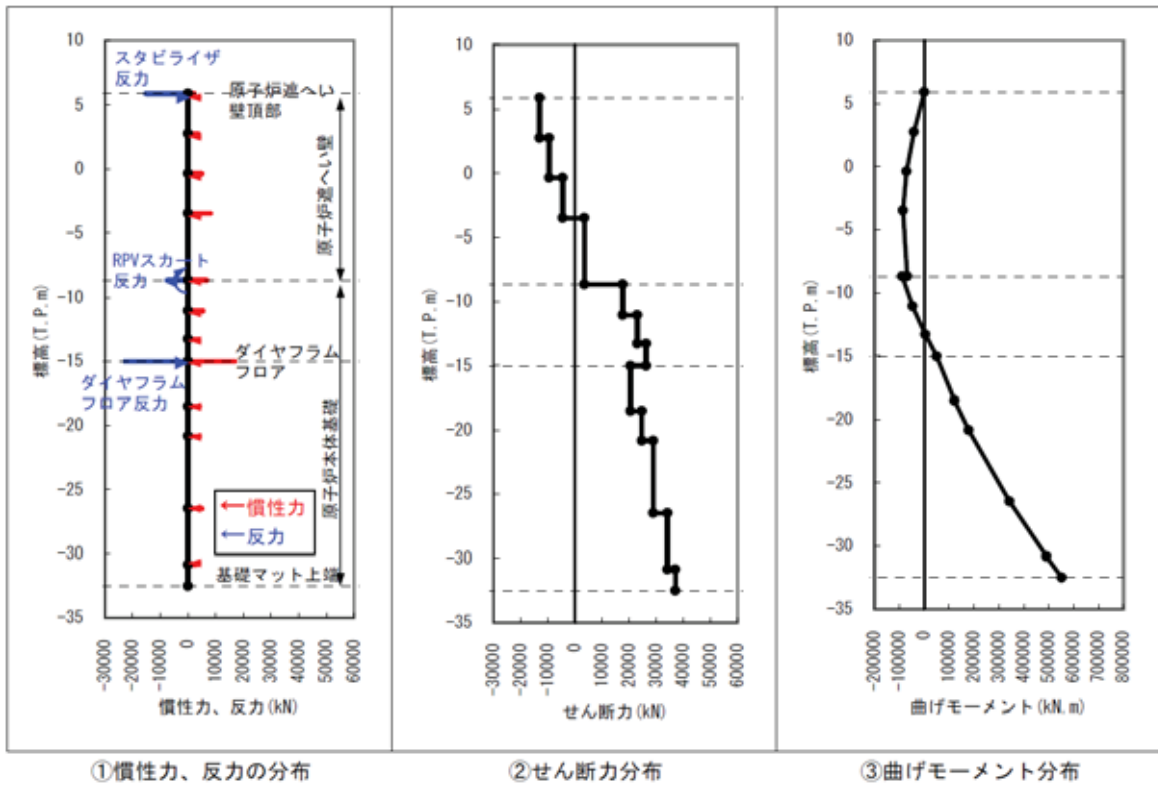


図1 大型機器地震応答解析モデル



分布荷重を受ける一端ピン支持、他端固定のはりのせん断力、曲げモーメント

図 2 原子炉本体基礎及び原子炉遮へい壁地震応答分布図 (Ss-1 EW 方向)

使用済燃料貯蔵ラックの加振試験における周波数依存性について

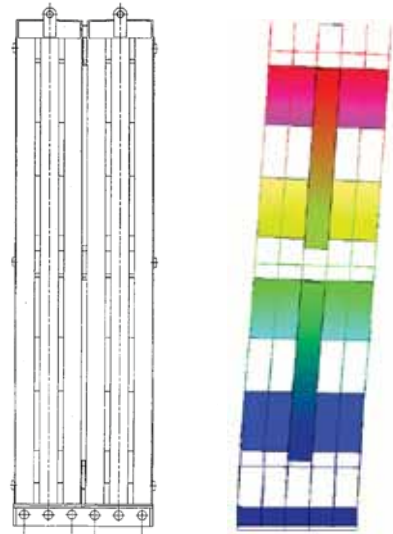
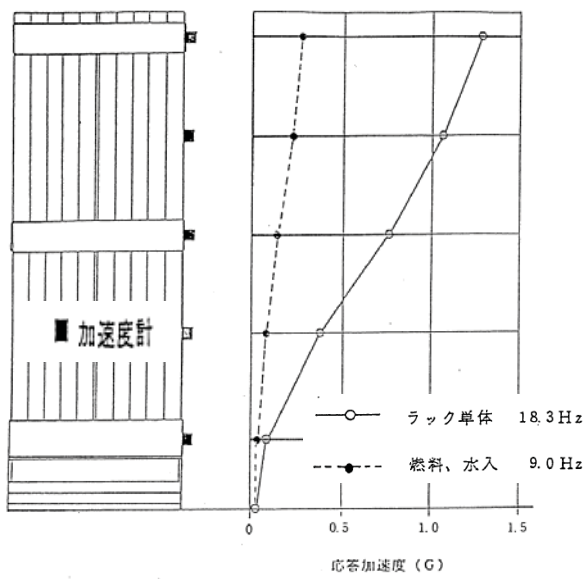
1号機の60体使用済燃料貯蔵ラックの固有値解析結果を表1に示す。表に示す値は3次元FEMに基づく結果であり、3次元FEMの1次モードが、ラックの短辺方向の1次モード、3次元FEMの2次モードが長辺方向の1次モードに相当する。

短辺方向、長辺方向ともに0.05秒を上回る固有周期の振動モードは1次モードしかないことから、試験体の1次固有周期の入力波にて加振して得られた減衰定数を用いることは妥当であると判断している。

また、振動試験の試験体と1号機の使用済燃料貯蔵ラックの振動モードは同じせん断モードであることを確認している(図1)。

表1 使用済燃料貯蔵ラックの固有周期及び刺激係数(60体ラック)

モード	固有周期 (秒)	刺激係数	
		短辺方向	長辺方向
1次 (短辺方向1次)	0.088	5.265	0.000
2次 (長辺方向1次)	0.059	0.000	-5.186



振動方向	10 列
振動モード	せん断

加振試験体 30 体ラック

振動方向	6 列
振動モード	せん断

1 号機 60 体ラック

図 1 使用済燃料貯蔵ラックの振動モード図

配管系のスペクトルモーダル解析法の信頼性について

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」によると、「耐震 As, A クラス機器・配管系の地震応答解析は、据付床の設計用床応答スペクトルに基づいたスペクトルモーダル解析法を採用することを基本とする。」とされており、スペクトルモーダル解析法は耐震設計手法として一般的に用いられている手法である。

配管系の耐震設計手法の妥当性は、既往の NUPEC (原子力発電技術機構) による実証試験で確認されている。試験は、実機 (PWR 主蒸気系配管系, BWR 給水系配管系) を模擬した試験体を対象に、大型振動台を用いて加振試験をおこなわれている。これによると、スペクトルモーダル解析手法で求めた発生応力は、試験結果を上回ることが確認されている。

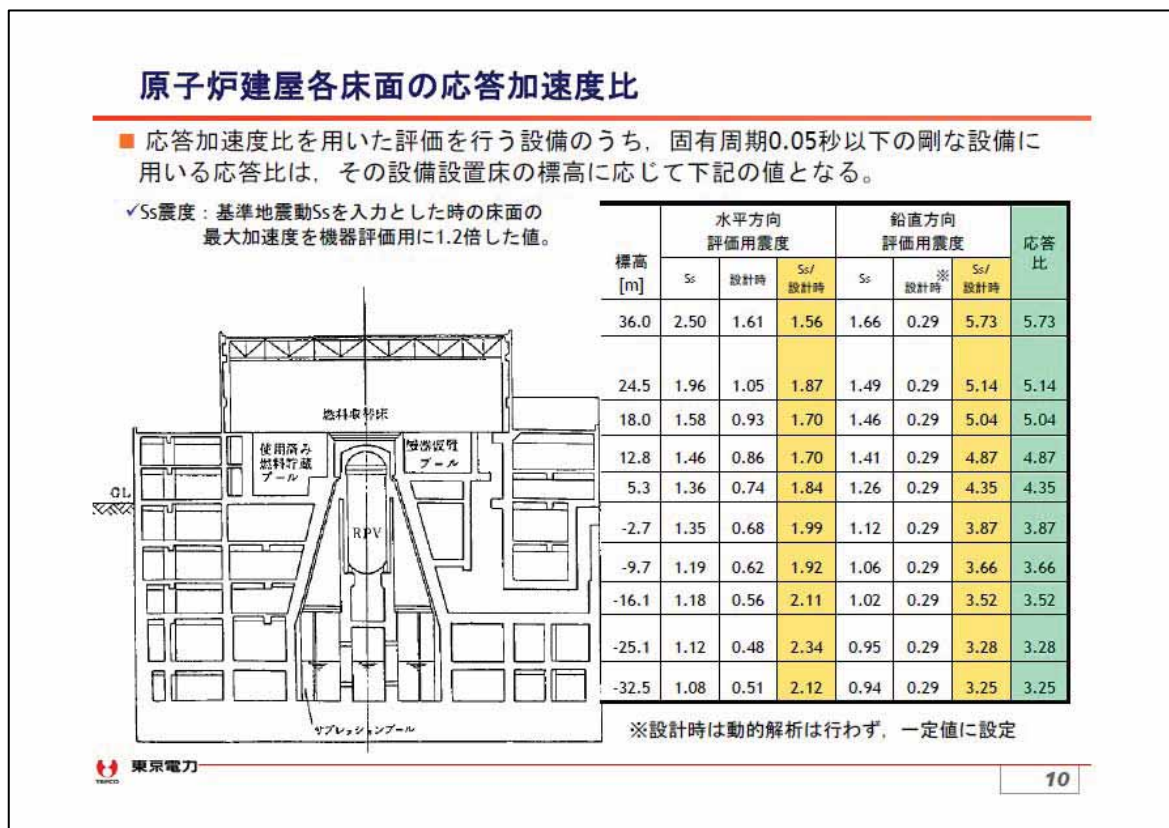
参考文献：原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書
主蒸気系等耐震実証試験 平成 4 年～8 年 原子力発電技術機構

原子炉建屋各床面の応答加速度比

応答加速度比を用いた応答倍率法（A2 手法）に用いる原子炉建屋各床面の応答加速度比を以下に示す。

（構造 WG*資料「構造 W45-3-2」より抜粋）

*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループ

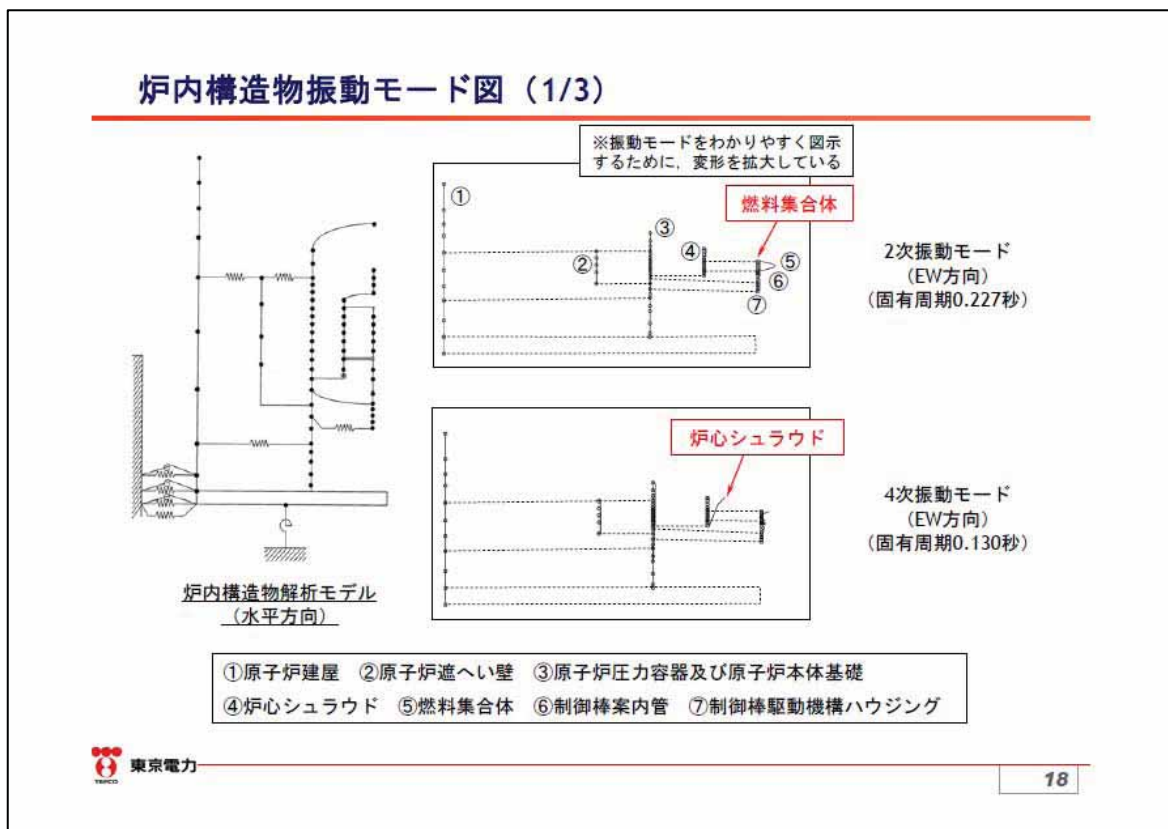


炉内構造物の振動モード図の例

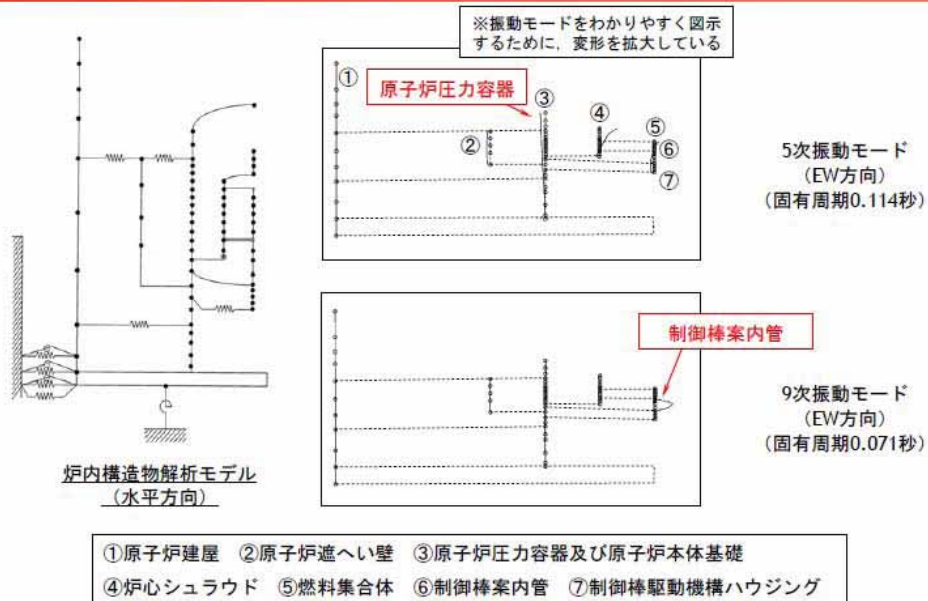
炉内構造物解析モデルによる固有値解析結果から得られるモード図の例を以下に示す。

(構造 WG*資料「構造 W45-3-2」より抜粋)

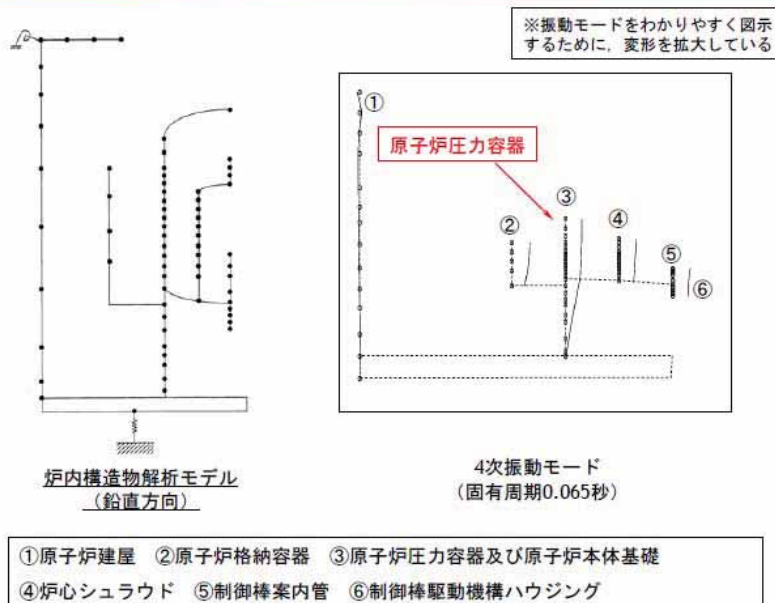
*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループ



炉内構造物振動モード図 (2/3)



炉内構造物振動モード図 (3/3)



構造強度の評価例

今回評価を実施した設備のうち、評価基準値に対して発生値が比較的近い設備を代表として、評価例を示す。

- ・ 燃料交換機
- ・ 制御棒・破損燃料貯蔵ラック
- ・ 上部シヤラグ
- ・ シュラウドヘッド
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 中性子束モニタ案内管

(構造 WG*資料「構造 W45-3-2」より抜粋)

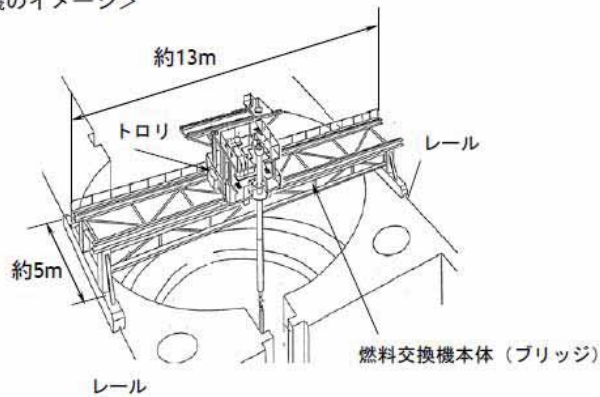
*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループ

各設備の評価例－燃料交換機（1）

■ 燃料交換機の構造

- 燃料交換機は耐震Bクラス設備であるものの、耐震Sクラス設備である使用済燃料貯蔵プール上を走行するため、地震時に使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確認している。

<燃料交換機のイメージ>



各設備の評価例－燃料交換機（2）

■ 燃料交換機の構造強度評価

- 構造物フレーム（燃料交換機本体）、トロリ脚部、横行レール、ブリッジ脚部（ガイドプレートアンカ部）の評価を実施
- 最も裕度が小さい部位は**構造物フレーム**



<モデル図のイメージ>

<解析方法>

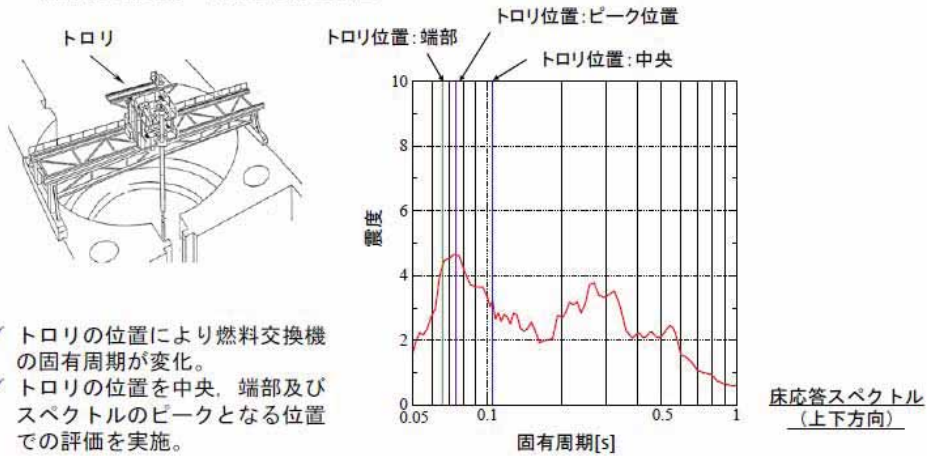
- ✓ FEM解析（時刻歴解析）により、各部材に発生する応力を算出。
- ✓ 応力の算出にあたっては、水平と鉛直の二乗和平方根（SRSS）により、NS+UD、EW+UDのうち大きい方の値を記載。
- ✓ トロリ及びブリッジの滑りを考慮した評価。

<解析条件>

- ✓ 燃料交換機の固有周期帯で最も応答が大きいSs-1を用いた。
- ✓ トロリの位置も考慮した評価を実施。（次頁参照）

各設備の評価例－燃料交換機（3）

■ 燃料交換機の構造強度評価



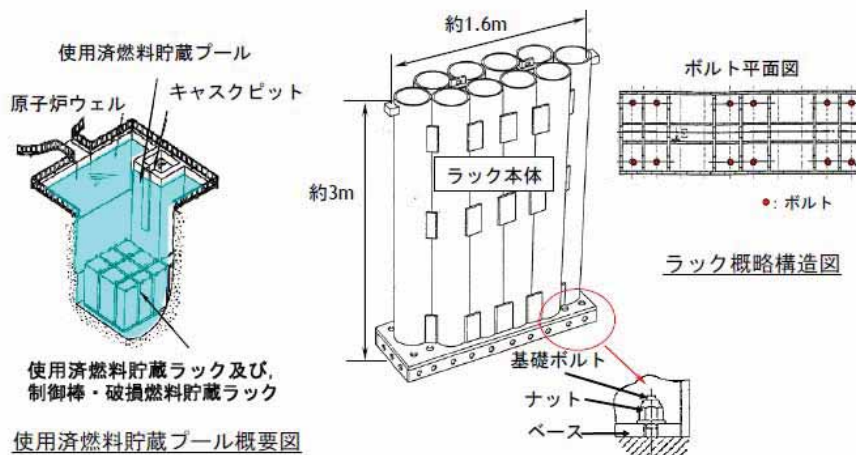
- ✓ トロリの位置により燃料交換機の固有周期が変化。
- ✓ トロリの位置を中央、端部及びスペクトルのピークとなる位置での評価を実施。

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
構造物フレーム	組合せ応力	275.6	276

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（1）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造

- 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは使用済燃料貯蔵プール底部に基礎ボルトにより固定されている。
- 制御棒と破損燃料を合わせて10体収納可能。

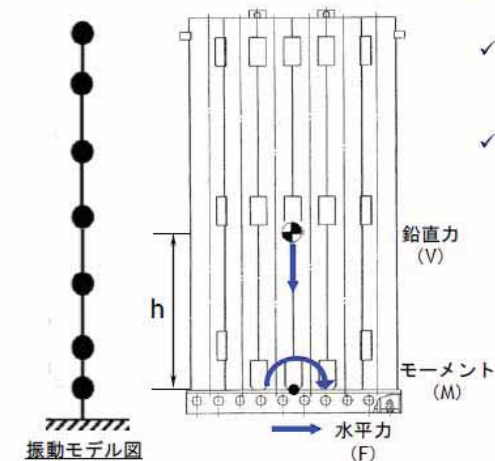


各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（2）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造強度評価

- ラック本体及び基礎ボルトの評価を実施
- 裕度が小さい部位は**ラック本体**

- ✓ ラックをモデル化し、振動解析により固有周期を求める。
- ✓ ラック設置レベルの原子炉建屋の床応答スペクトルから、ラックの固有周期での震度（水平震度及び鉛直震度）を読み取る。
- ✓ 読み取った震度を用いて、ラックに加わる地震荷重（水平力、鉛直力、モーメント）を算出する。



$$F = C_H \cdot m \cdot g$$

$$M = F \cdot h$$

$$V = (1 + C_V) \cdot m \cdot g$$

F : 水平力
V : 鉛直力
M : モーメント
C_H : 水平震度
C_V : 鉛直震度
m : ラック全質量
g : 重力加速度
h : ラック重心高さ

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（3）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造強度評価

- ラック本体の評価

- ✓ 算出した地震荷重を用いて、応力評価式により、ラック本体に生じる応力（引張応力、せん断応力、組合せ応力）を算出する。

<応力評価式>

$$\sigma = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \text{ (引張応力)}$$

$$\tau = \frac{F}{A} \text{ (せん断応力)}$$

$$\text{組合せ応力} = \sqrt{\sigma^2 + 3\tau^2}$$

A : 断面積
Z : 断面係数

<評価結果>

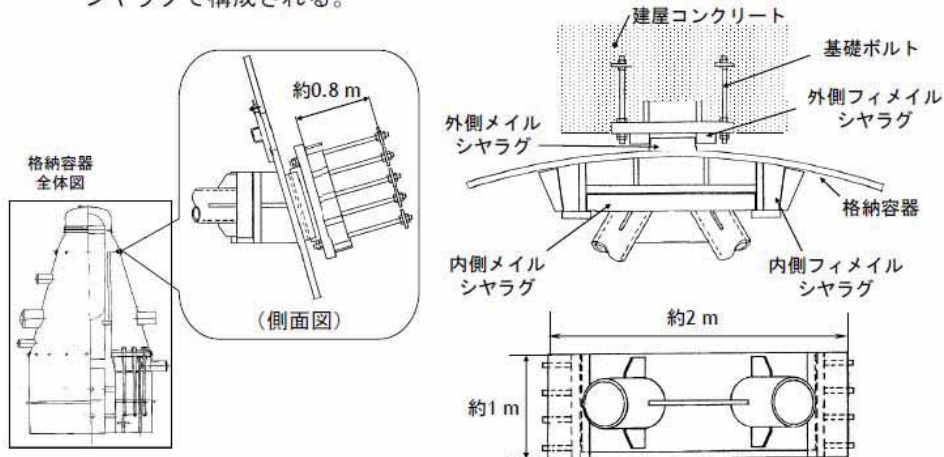
評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
ラック本体	組合せ応力	106	108

- ✓ 評価条件としては、制御棒よりも重量の大きい破損燃料を10体装荷することを考慮した。

各設備の評価例－上部シヤラグ（1）

■ 上部シヤラグの構造

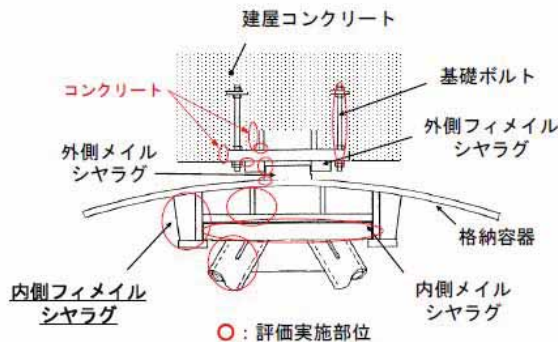
- 上部シヤラグは原子炉格納容器の水平振動を抑える機能を有しており、円周方向に45°毎に計8箇所設置されている。
- 原子炉格納容器内側及び外側で、それぞれメイルシヤラグ及びフィメールシヤラグで構成される。



各設備の評価例－上部シヤラグ（2）

■ 上部シヤラグの構造強度評価

- 内側メイルシヤラグ、内側フィメールシヤラグ、外側メイルシヤラグ、外側フィメールシヤラグ、基礎ボルト、コンクリート部の評価を実施（下図参照）。
- 最も裕度が小さい部位は内側フィメールシヤラグ



各設備の評価例－上部シヤラグ（3）

■ 評価のフロー

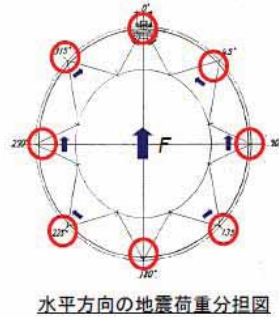
建屋 - 機器連成解析により、
上部シヤラグに発生する荷重
を算出

上部シヤラグ1箇所あたりに
作用する荷重を算出※1

1箇所あたりの荷重を用いて、
各部位の応力を評価する

※1

- 内側のシヤラグに関しては、連成モデルの原子炉格納容器スタビライザの荷重を用いて算出する。
- 外側のシヤラグに関しては、連成モデルの上部シヤラグの荷重を用いて算出する。



ばね反力

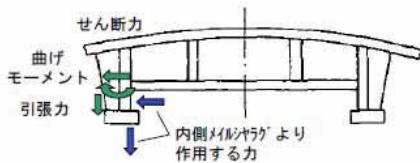
原子炉格納容器 スタビライザ	31900 kN
上部シヤラグ	30900 kN



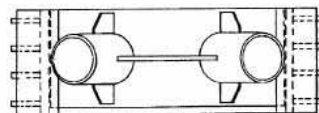
各設備の評価例－上部シヤラグ（4）

■ 内側フィメールシヤラグの応力評価

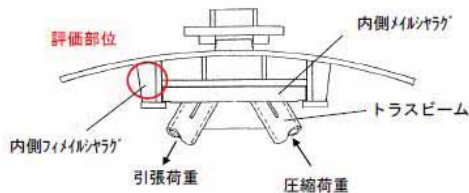
- ✓ 原子炉格納容器スタビライザ（トラスビーム）からの荷重が、内側メールシヤラグを介して、内側フィメールシヤラグに伝達される。
- ✓ 内側メールシヤラグより作用する力を用いて、内側フィメールシヤラグに生じる曲げモーメント、引張力、せん断力を算出。
- ✓ 曲げ応力、せん断応力、引張応力を算出し、組合せ応力を求める。



上方からの図



格納容器内側からの図

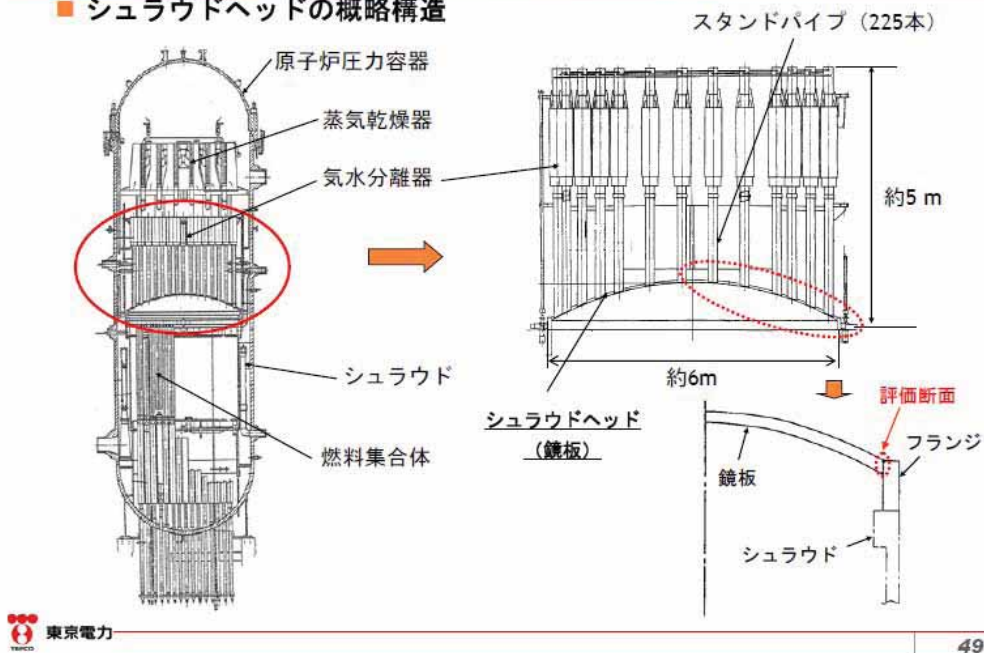


評価結果

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
内側フィメールシヤラグ	組合せ応力	246	306

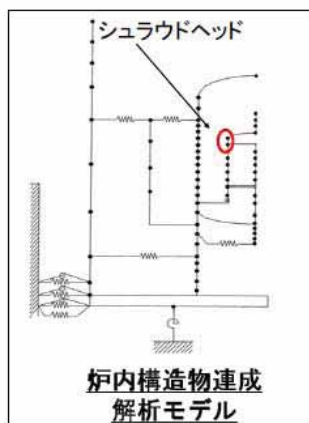
各設備の評価例－シュラウドヘッド（1）

■ シュラウドヘッドの概略構造

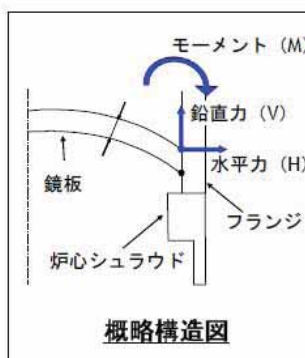


各設備の評価例－シュラウドヘッド（2）

■ 地震荷重の算出



- ✓ 炉内構造物連成解析からシュラウドヘッドに加わる地震荷重（水平力，鉛直力，モーメント）を求める。



水平力 [kN]	4180
鉛直力 [kN]	1020
モーメント [kN・m]	11700

各設備の評価例－シュラウドヘッド (3)

■ 応力評価

✓地震荷重による応力

$$\sigma_t = \frac{B \cdot b \cdot M}{a^2 \cdot ts^2} \quad \tau_{at} = \frac{V}{A} + \frac{H}{A}$$

✓地震荷重による応力と地震以外による応力を
組み合わせ、主応力・応力強さを算出する。

$$\sigma_1, \sigma_2 = \frac{(\sigma_t + \sigma_r) \pm \sqrt{(\sigma_t - \sigma_r)^2 + 4\tau_{at}^2}}{2} \quad (\text{主応力})$$

$$\sigma_3 = \sigma_r$$

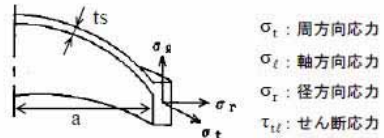
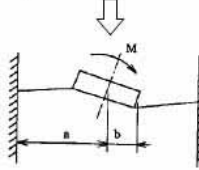
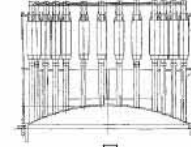
$$\sigma = \text{MAX}\{|\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1|\} \quad (\text{応力強さ})$$

V : 地震による垂直力	a : 鏡板の半径
H : 地震による水平力	b : モーメントの作用する半径
M : 地震によるモーメント	B : b/aにより定まる定数
A : 断面積	ts : 鏡板の厚さ

<評価結果>

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
シュラウドヘッド	一次一般膜応力 +一次曲げ応力	286	343

シュラウドヘッドを下図のようにモデル化し、Roarkの式により応力を算出する

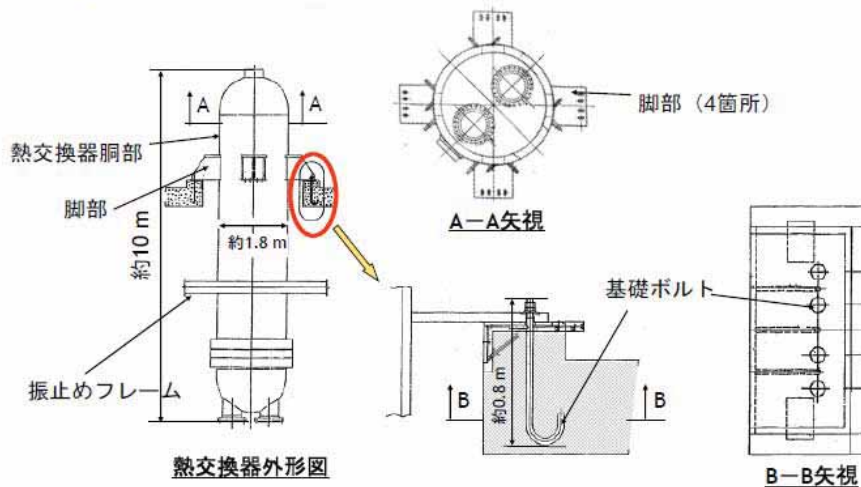


応力の記号と方向

各設備の評価例－残留熱除去系熱交換器 (1)

■ 残留熱除去系熱交換器の構造強度評価

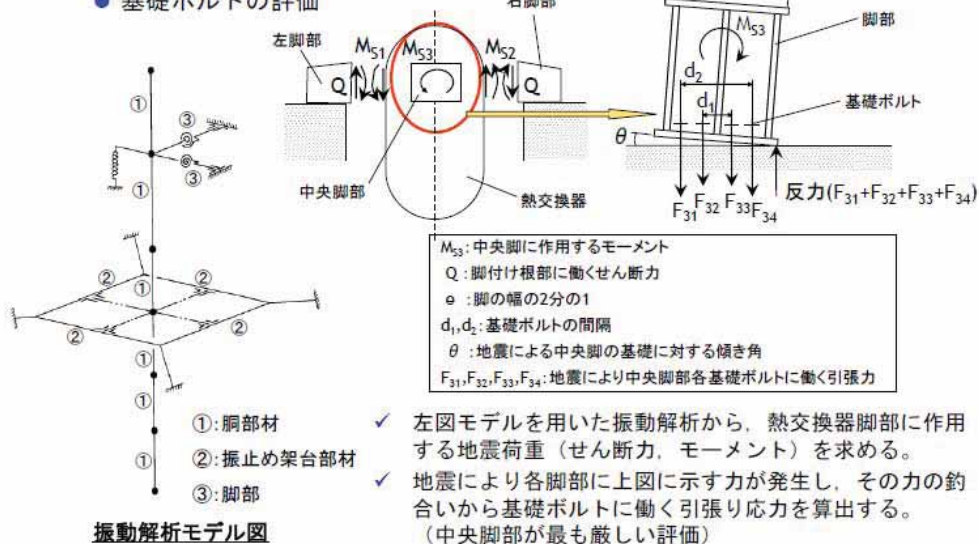
- 熱交換器胴部、振止めフレーム、脚部、基礎ボルトの評価を実施
- 裕度が最も小さい部位は**基礎ボルト**



各設備の評価例－残留熱除去系熱交換器（2）

■ 残留熱除去系熱交換機の構造強度評価

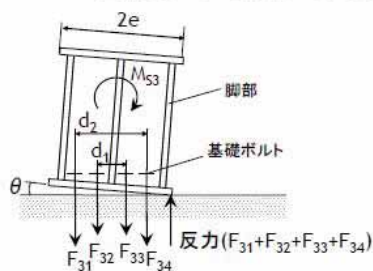
● 基礎ボルトの評価



各設備の評価例－残留熱除去系熱交換器（3）

■ 残留熱除去系熱交換機の構造強度評価

● 基礎ボルトの評価（中央脚部）



✓ 中央脚部に働くモーメントの釣合

$$-\frac{d_2}{2} \cdot F_{31} - \frac{d_1}{2} \cdot F_{32} + \frac{d_1}{2} \cdot F_{33} + \frac{d_2}{2} \cdot F_{34} - e \cdot (F_{31} + F_{32} + F_{33} + F_{34}) + M_{S3} = 0$$

$$\frac{F_{31}}{e + \frac{d_2}{2}} = \frac{F_{32}}{e + \frac{d_1}{2}} = \frac{F_{33}}{e - \frac{d_1}{2}} = \frac{F_{34}}{e - \frac{d_2}{2}}$$

✓ 上式より基礎ボルトに働く引張り応力を求める。

$$\sigma_{b3} = \frac{F_{31}}{A_b}$$

σ_{b3} : 基礎ボルトに働く引張り応力
 A_b : 基礎ボルトの呼び径による軸断面積

$$F_{31} = M_{S3} \cdot \frac{e + \frac{d_2}{2}}{\left[\frac{1}{2} \cdot (d_1^2 + d_2^2) + 4 \cdot e^2 \right]}$$

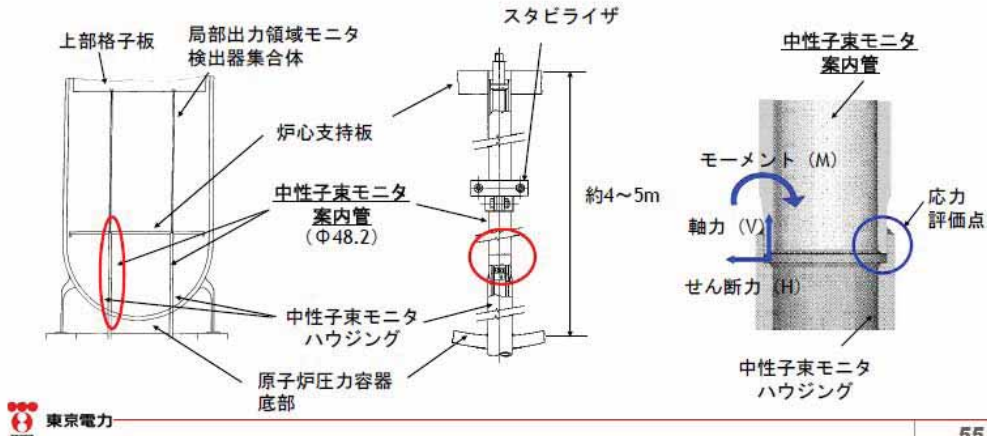
<評価結果>

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
基礎ボルト	引張応力	151	202

各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（1）

■ 中性子束モニタ案内管の構造

- 案内管の上部は炉心支持板の穴に挿入され、下部は中性子束モニタハウジングの上部に挿入され、すみ肉溶接されている。
- 各案内管は中央部においてスタビライザにより互いに連結されている。
- 55本の案内管が存在し、圧力容器中心からの距離により長さ異なる。

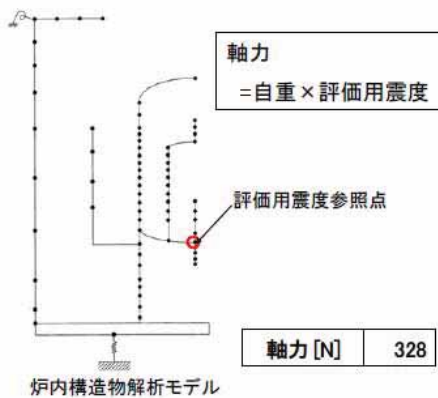


各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（2）

■ 地震荷重の算出

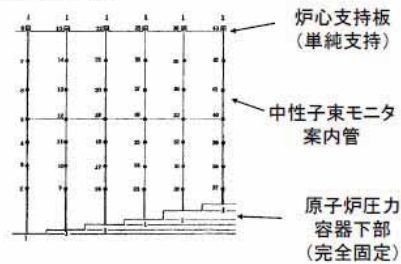
軸力算出

- ✓ 案内管にかかる軸力は、炉内構造物連成解析により求めた評価用震度から算出する。



せん断力・モーメント算出

- ✓ 案内管の長さにより6つのグループに分類し、モデル化をおこなう。
- ✓ 案内管にかかるせん断力及びモーメントは、下記モデルを用いた時刻歴解析により算出する。



中性子束モニタ案内管解析モデル

せん断力 [N]	540
モーメント [N・mm]	434524

各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（3）

■ 溶接部の構造強度評価

✓地震荷重による応力

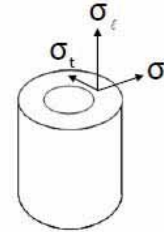
$$\sigma_1 = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \quad \tau_{\text{ax}} = \frac{H}{A}$$

✓地震荷重による応力と地震以外による荷重を組合わせ、主応力・応力強さを算出する。

$$\sigma_1, \sigma_2 = \frac{(\sigma_1 + \sigma_r) \pm \sqrt{(\sigma_1 - \sigma_r)^2 + 4\tau_{\text{ax}}^2}}{2} \quad (\text{主応力})$$

$$\sigma_3 = \sigma_r$$

$$\sigma = \text{MAX}\{|\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1|\} \quad (\text{応力強さ})$$



σ_t : 周方向応力

σ_r : 軸方向応力

σ_{ax} : 径方向応力

V	: 地震時の軸力 [N]
H	: 地震時のせん断力 [N]
M	: 地震時の曲げモーメント [N・mm]
A	: 断面積 [mm ²]
Z	: 断面係数
σ_t	: 周方向応力 [MPa]
σ_r	: 軸方向応力 [MPa]
σ_{ax}	: 径方向応力 [MPa]
τ_{ax}	: せん断応力 [MPa]

<評価結果>

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
溶接部	一次膜応力 +一次曲げ応力	131	139

原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの評価について

原子炉複合建屋原子炉棟クレーン（以下、「クレーン」）は、耐震 S クラス設備に対して波及的影響を及ぼす可能性のある耐震 B クラス設備である。そのように位置づけされている理由は、クレーンの設置場所が、耐震 S クラス設備である使用済燃料貯蔵設備の上部に配置されているためである。

ただし、クレーンは使用時のみ耐震 S クラス設備の上を走行する場合があるが、通常時は耐震 S クラス設備があるエリアの外に待機している。また、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 でも、クレーンは基準地震動 S1 に対して落下しないことを確認することと例示している。そのため、耐震安全性評価においては、弾性設計用地震動 Sd を用いた浮き上がり量の評価をおこなっている。

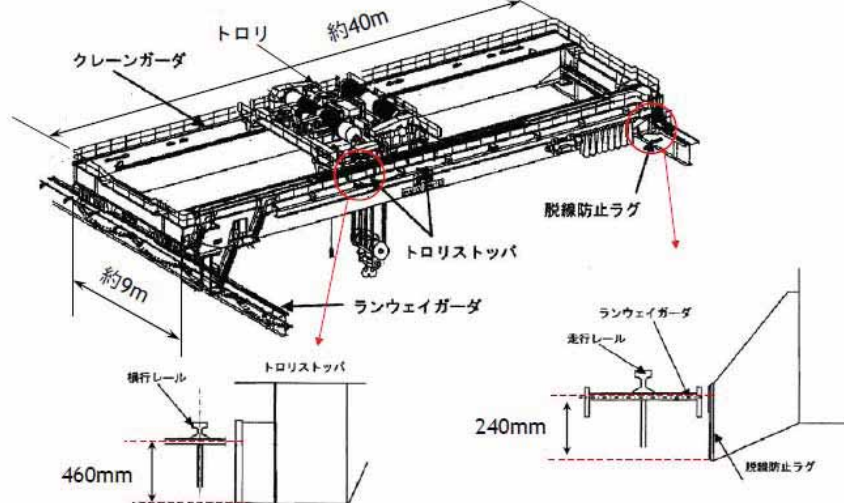
ここでは、参考として、基準地震動 Ss による浮き上がり量評価と脱線防止ラグおよびトロリストッパの構造強度評価を示す。浮き上がり量は、脱線防止ラグおよびトロリストッパの構造長さを下回ること、脱線防止ラグおよびトロリストッパの発生値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。

(構造 WG*資料「構造 W45-3-2」より抜粋)

*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループ

(参考) 原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの浮き上がり評価について (1)

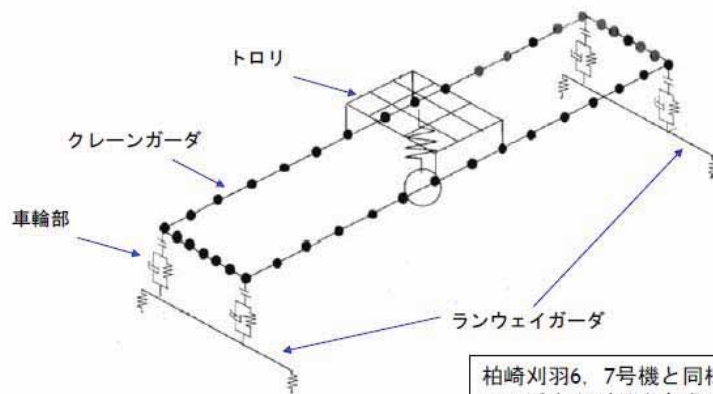
- クレーンが**基準地震動Ss**に対して**落下しないことを確認**するため、クレーンガーダおよびトロリの浮き上がり量を算出し、脱線防止ラグおよびトロリストッパの当たり面の長さとの比較を行った。



(参考) 原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの浮き上がり評価について (2)

■ 評価手法

- 解析モデルはクレーンの浮き上がりを考慮するため、クレーンガーダの各車輪にギャップ要素を持つ非線形FEM解析モデルとした。



柏崎刈羽6、7号機と同様に、クレーンの浮き上がりを考慮した解析モデルとした。

(参考) 原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの浮き上がり評価について (3)

■ 評価結果

- ガーダおよびトロリの浮き上がり量は評価基準値を下回ることから、基準地震動Ssに対して落下しないことが確認できた。

部材	浮き上がり量 (mm)	許容浮き上がり長さ (mm)
クレーンガーダ	132	240
トロリ	316	460

※ Ss-1からSs-5の最大値を示す。

※ トロリの浮き上がり量は、クレーンガーダのたわみ量を考慮した保守的な値。
(考慮しない場合の浮き上がり量は、137mm)

参表-7.14.1 基準地震動 Ss による脱線防止ラグ，トロリストッパの評価結果

評価部位		応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
脱線防止ラグ	当り面	圧縮応力	177	276
	取付部	圧縮応力	219	276
トロリストッパ	当り面	圧縮応力	3	276
	取付部	曲げ応力	83	276
		せん断応力	13	159
		組合せ応力	86	276