

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（スペクトルモーダル解析法等による評価）..	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.....	7-26
7.2.3.1 水平方向.....	7-26
7.2.3.2 鉛直方向.....	7-26
7.2.4 減衰定数.....	7-31
7.3. 荷重の組み合わせ.....	7-32
7.3.1 運転状態と地震動との組み合わせ.....	7-32
7.4. 評価基準.....	7-36
7.4.1 構造強度の評価基準.....	7-36
7.4.2 動的機能維持の評価基準.....	7-37

7.5. 評価結果.....	7-39
7.5.1 構造強度の評価結果.....	7-39
7.5.2 動的機能維持の評価結果.....	7-49
7.6. 参考文献.....	7-53

【添付】

添付 7.1 配管系の減衰定数について

添付 7.2 燃料取替機および原子炉建屋クレーンの減衰定数について

添付 7.3 機器・配管系の構造強度の評価基準値について

添付 7.4 動的機器の地震時機能確認済加速度について

【参考資料】

参考資料 7.1 使用済燃料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 配管の評価における「ねじり」のみを評価した値について

参考資料 7.4 原子炉格納容器ライナプレートの評価における
最大ひずみ発生点について

参考資料 7.5 原子炉建屋クレーンの減衰定数を測定した試験について

参考資料 7.6 原子炉建屋クレーンの評価について

参考資料 7.7 燃料取替機の減衰定数を測定した試験について

参考資料 7.8 燃料取替機の評価について

参考資料 7.9 動的機能維持評価における鉛直方向の評価基準値加速度に
1.0G を用いている根拠について

参考資料 7.10 非常用ガス処理系排風機およびほう酸水注入系貯蔵タンクにおける
設計と同等の手法による評価結果について

参考資料 7.11 荷重の組合せの評価において、参照すべきスペクトルの
超過発生確率の考え方について

参考資料 7.12 S_d を 0.5 倍の S_s にした理由について

参考資料 7.13 事故時の条件（温度等）の時間変化を考慮した
地震と事故との組合せの考え方について

- 参考資料 7.14 配管支持装置（メカニカルスナッパ）の評価基準値について
- 参考資料 7.15 応答倍率法に用いる応答比について
- 参考資料 7.16 設計時の制御棒挿入試験について
- 参考資料 7.17 主蒸気系配管，残留熱除去系配管の応力分布について
- 参考資料 7.18 配管の地震応答解析における 3 方向の地震動の取り扱いについて
- 参考資料 7.19 サプレッションプールのスロッシング評価について
- 参考資料 7.20 原子炉格納容器上鏡の評価について
- 参考資料 7.21 弾性設計用地震動 $S_d(0.5S_s)$ による地震荷重の取扱いについて
- 参考資料 7.22 建屋傾斜による機器への影響について
- 参考資料 7.23 原子炉冷却材再循環ポンプの水平方向減衰定数 3%を使用した
評価について
- 参考資料 7.24 代表設備以外の設備における基準地震動 S_s に対する評価について
- 参考資料 7.25 構造強度の評価例について

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動的機能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水系, 原子炉補機冷却海水系, 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, 燃料取替機, 原子炉建屋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 7 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 高圧炉心注水系 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"> 高圧炉心注水系 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，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，高圧炉心注水系

※ 2 主蒸気系，給水系，残留熱除去系，制御棒駆動系，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，高圧炉心注水系，不活性ガス系，原子炉補機冷却水系，可燃性ガス濃度制御系，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「RCCV」という。）、原子炉压力容器（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（スペクトルモーダル解析法等）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 RCCV, 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、設計時の応力に乗じることにより、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、設計時の応力に乗じることにより、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（スペクトルモーダル解析法等による評価）

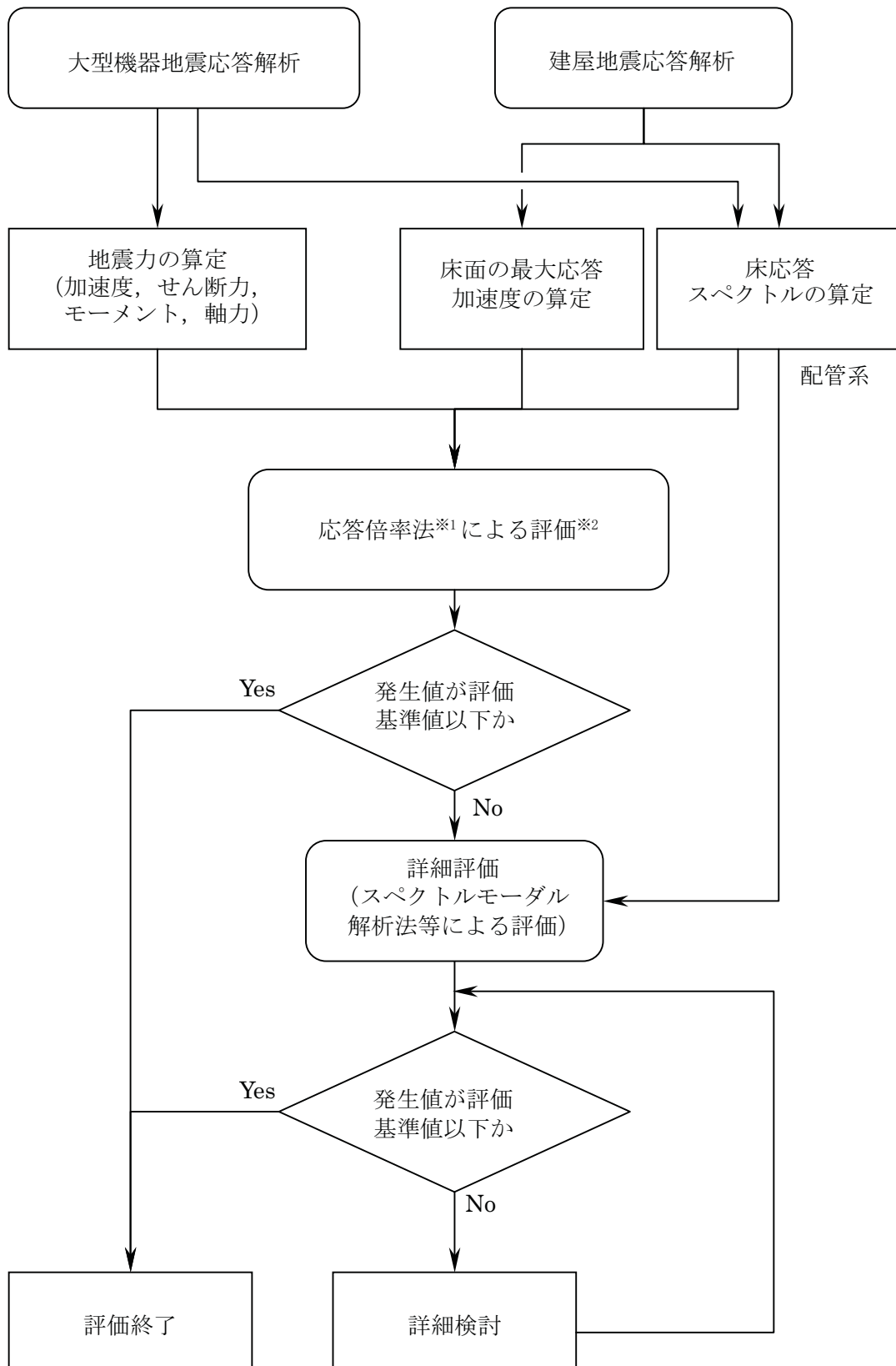
配管系は、スペクトルモーダル解析法等による詳細評価を行い、発生値を算定し評価基準値と比較する。

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。

- 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。

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

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。

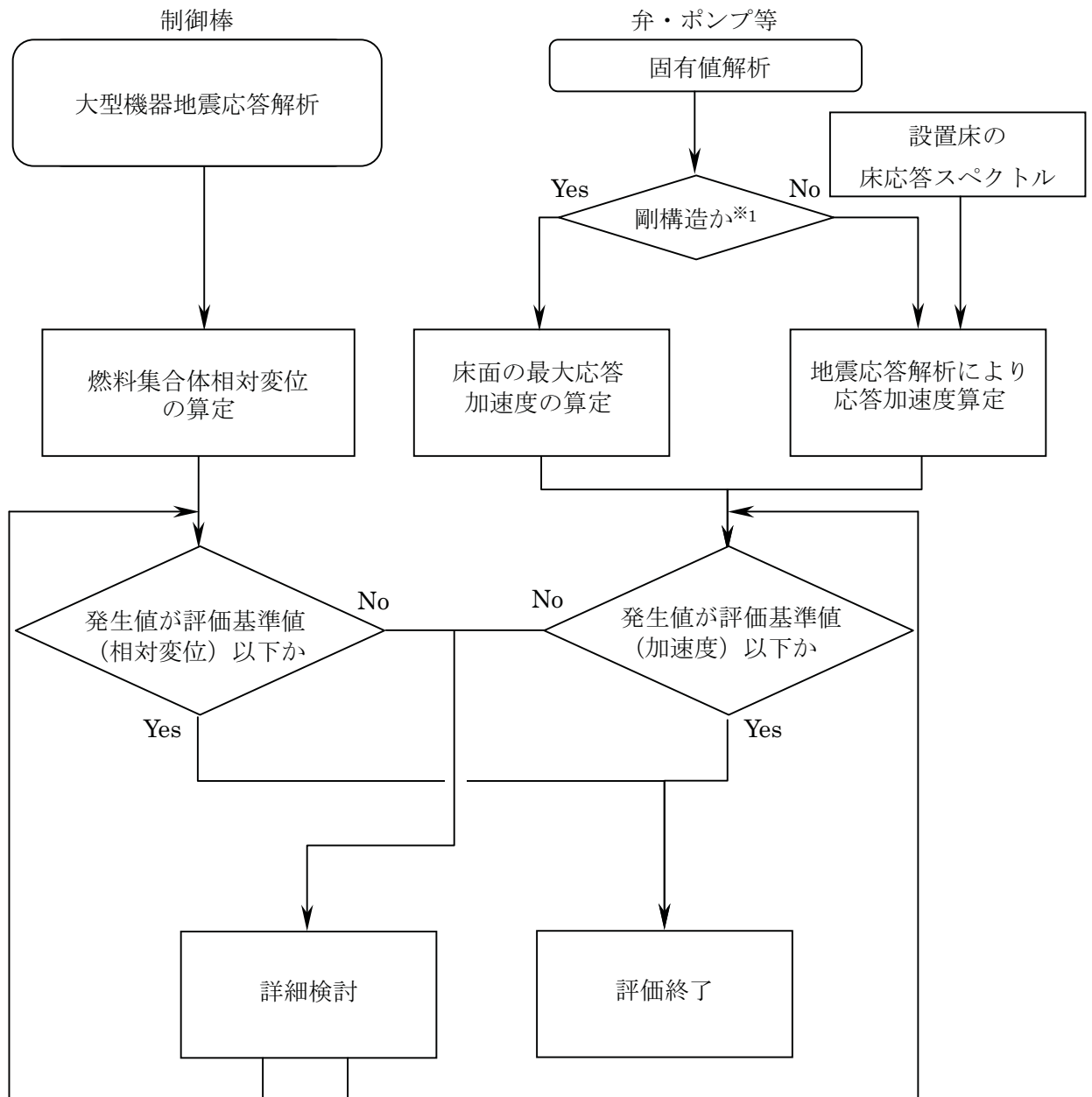
7.1.4.1 機能確認済加速度との比較

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（RCCV、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

RCCV, 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⁾

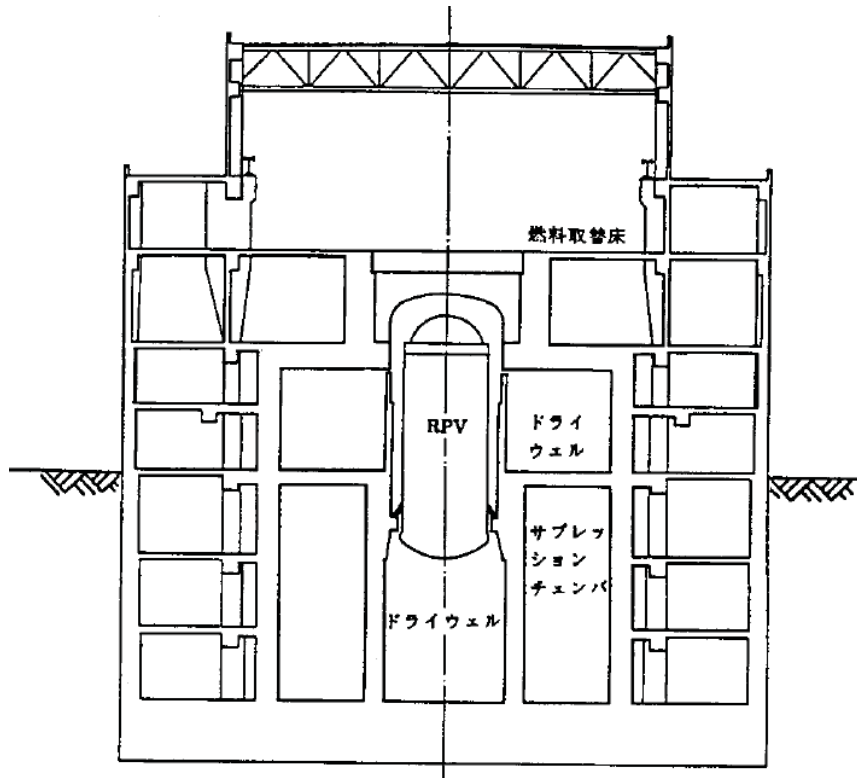
原子炉建屋模式図を第 7.2.2.1-1 図に, 水平方向の解析モデルを第 7.2.2.1-2 図および第 7.2.2.1-3 図に, 鉛直方向の解析モデルを第 7.2.2.1-4 図に示す。

7.2.2.2 炉内構造物解析モデル

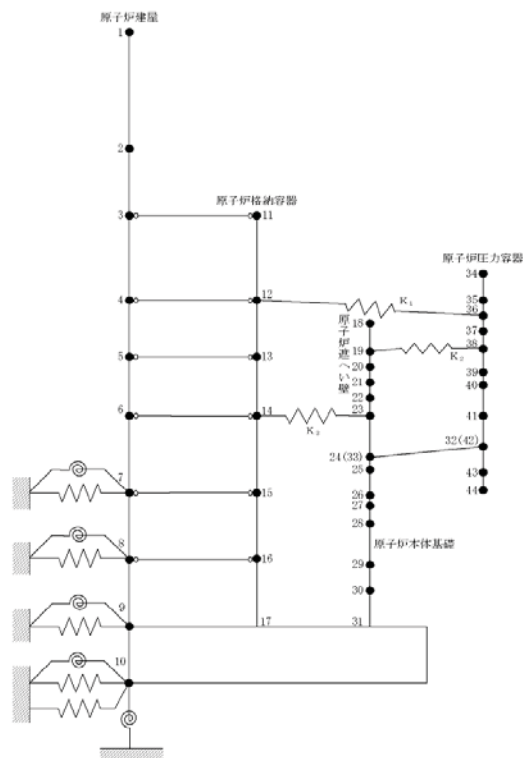
RPV 内の気水分離器, 燃料集合体, 炉心シュラウド, および制御棒案内管等の地震力を算定する解析モデルである。

モデル化の考え方は, 大型機器解析モデルと同じである。

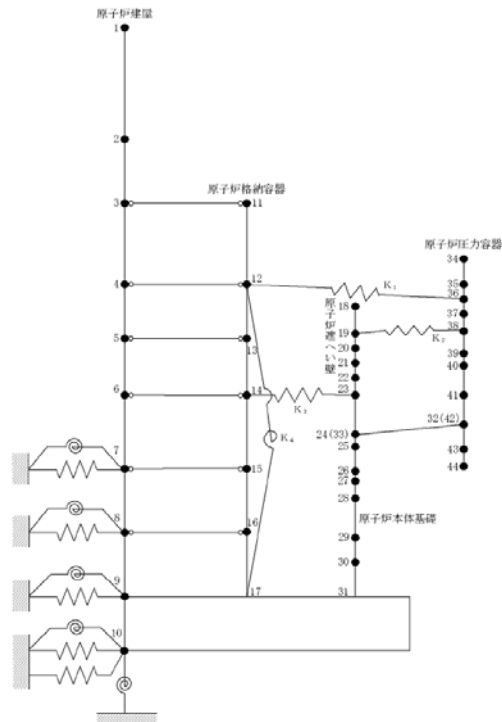
炉内構造物模式図を第 7.2.2.2-1 図に, 水平方向の解析モデルを第 7.2.2.2-2 図および第 7.2.2.2-3 図に, 鉛直方向の解析モデルを第 7.2.2.2-4 図に示す。



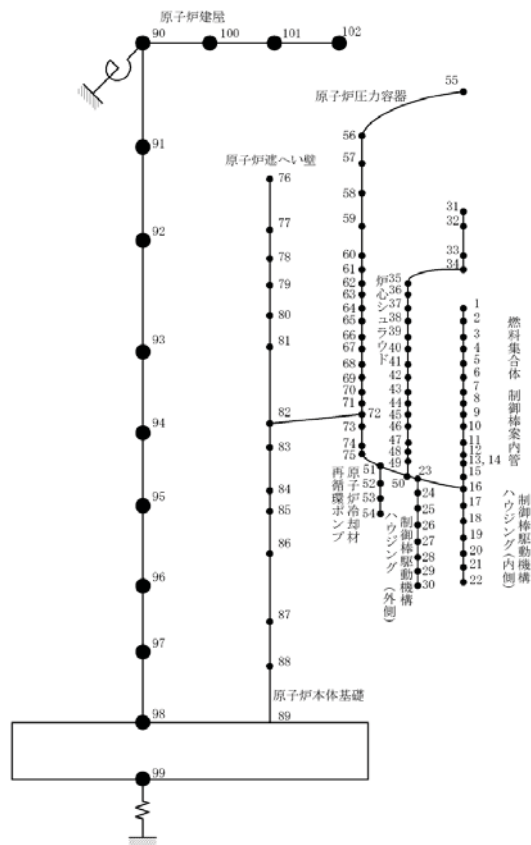
第 7.2.2.1-1 図 原子炉建屋模式図



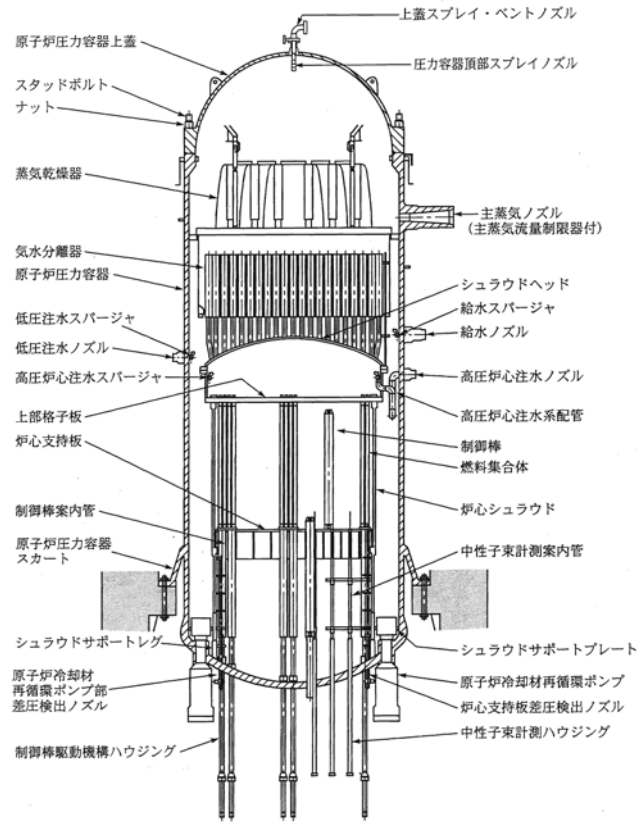
第 7.2.2.1-2 図 大型機器水平方向解析モデル (NS 方向)



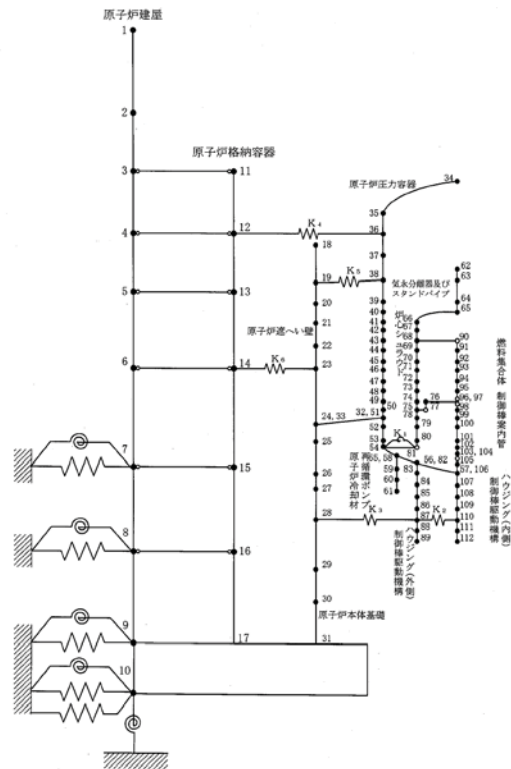
第 7.2.2.1-3 図 大型機器水平方向解析モデル (EW 方向)



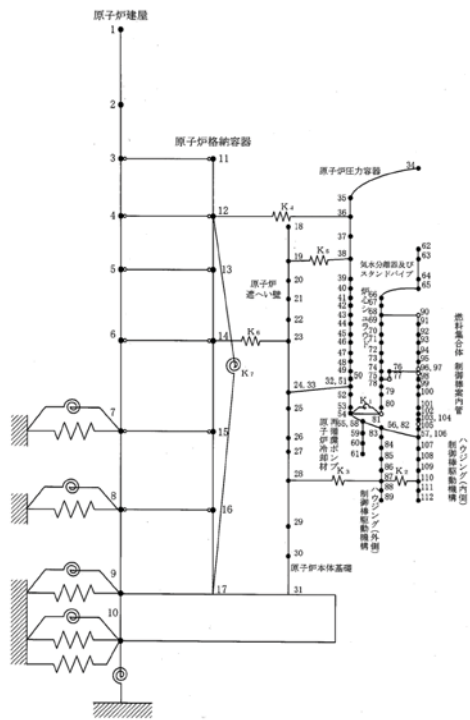
第 7.2.2.1-4 図 大型機器鉛直方向解析モデル



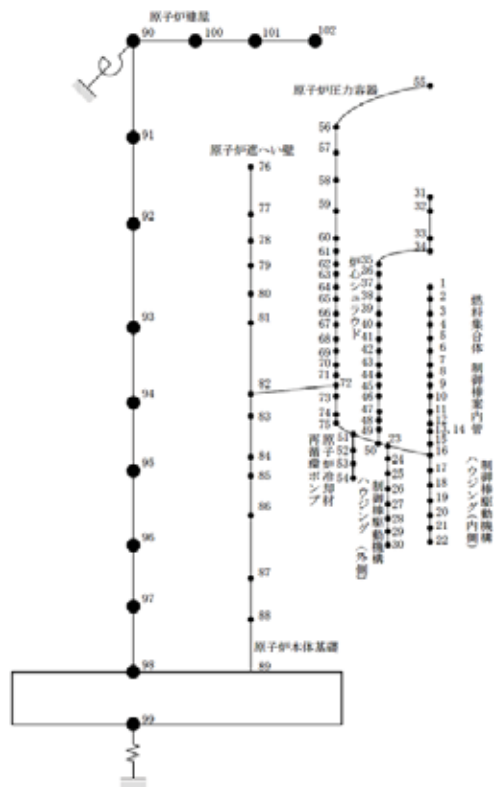
第 7.2.2.2-1 図 炉内構造物模式図



第 7.2.2.2-2 図 炉内構造物水平方向解析モデル (NS 方向)



第 7.2.2.2-3 図 炉内構造物水平方向解析モデル (EW 方向)



第 7.2.2.2-4 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	0.433	原子炉建屋 1 次
2	0.209	燃料集合体
3	0.190	原子炉建屋 2 次
4	0.141	炉心シュラウド
5	0.103	原子炉冷却材再循環ポンプ
7	0.089	制御棒駆動機構ハウジング
11	0.068	原子炉圧力容器
12	0.065	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	0.424	原子炉建屋 1 次
2	0.209	燃料集合体
3	0.189	原子炉建屋 2 次
4	0.141	炉心シュラウド
5	0.103	原子炉冷却材再循環ポンプ
7	0.088	制御棒駆動機構ハウジング
11	0.068	原子炉圧力容器
12	0.066	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	原子炉建屋 1 次
2	0.255	原子炉建屋 2 次
4	0.052	原子炉遮へい壁および 原子炉本体基礎

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

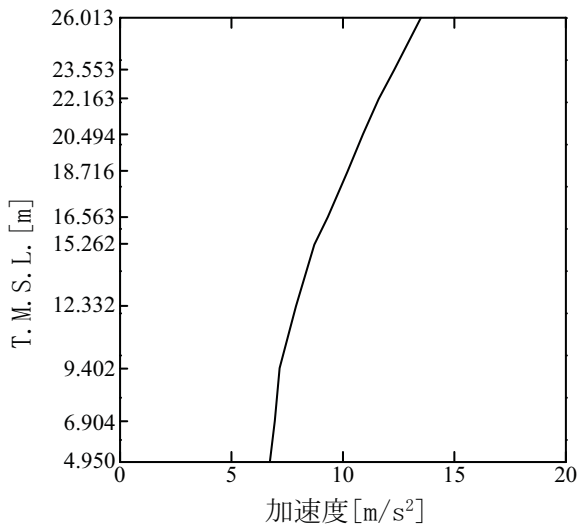
基準地震動 S_s による RPV および原子炉本体基礎の水平方向（NS 方向および EW 方向）の地震応答解析結果を第 7.2.2.4-1 図～第 7.2.2.4-12 図に示す。

また、鉛直方向の地震応答解析結果を第 7.2.2.4-13 図～第 7.2.2.4-16 図に示す。

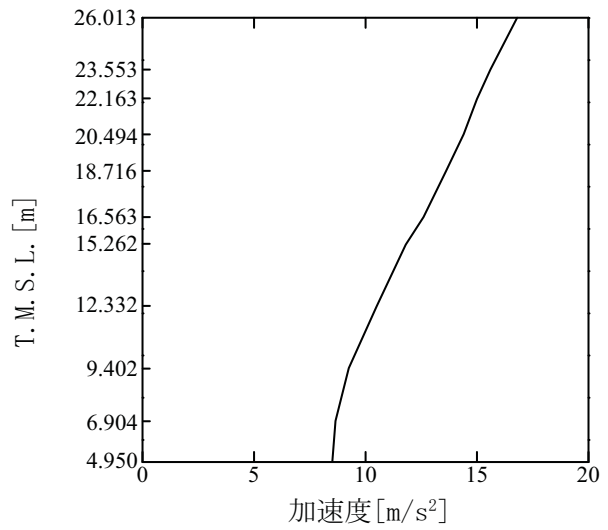
(2) 炉内構造物解析モデルによる解析結果

基準地震動 S_s による炉心シュラウドの水平方向（NS 方向および EW 方向）の地震応答解析結果を第 7.2.2.4-17 図～第 7.2.2.4-22 図に示す。

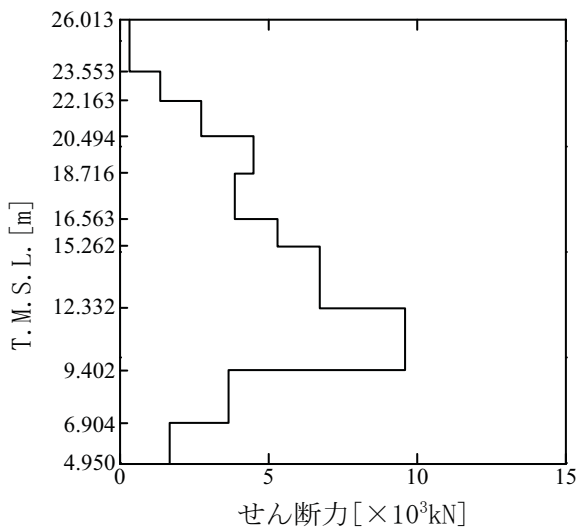
また、鉛直方向の地震応答解析結果を第 7.2.2.4-23 図および第 7.2.2.4-24 図に示す。



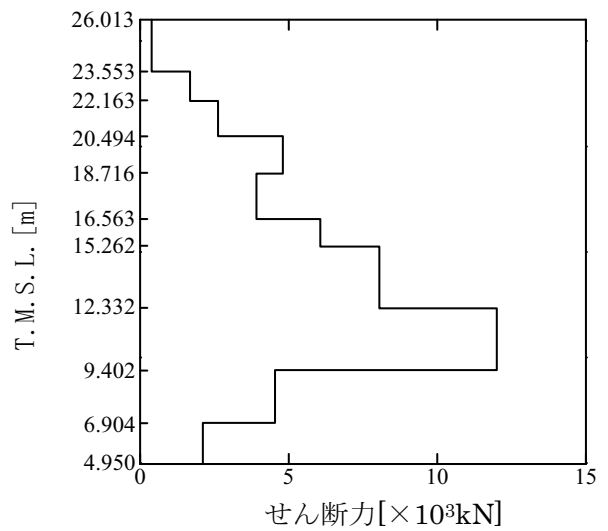
第 7.2.2.4-1 図 RPV 水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



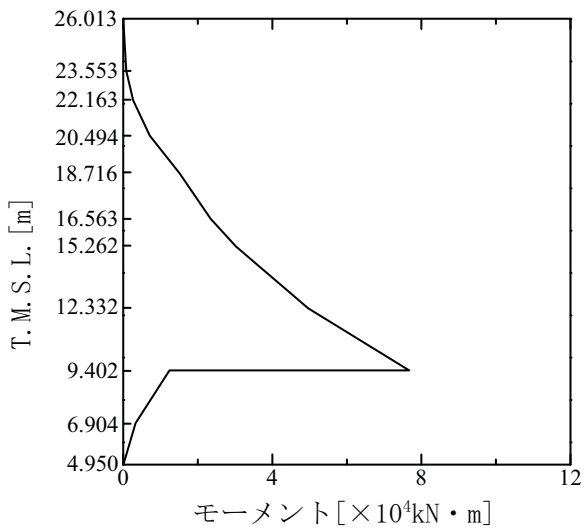
第 7.2.2.4-2 図 RPV 水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



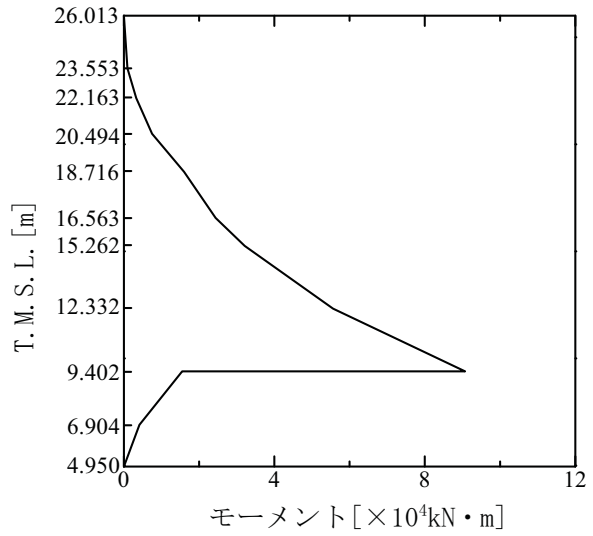
第 7.2.2.4-3 図 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



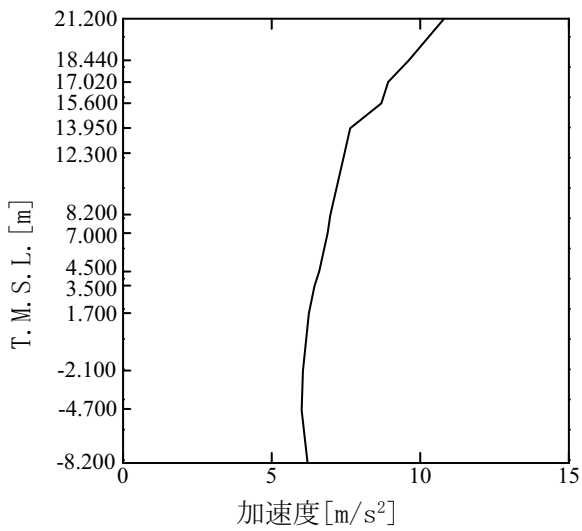
第 7.2.2.4-4 図 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



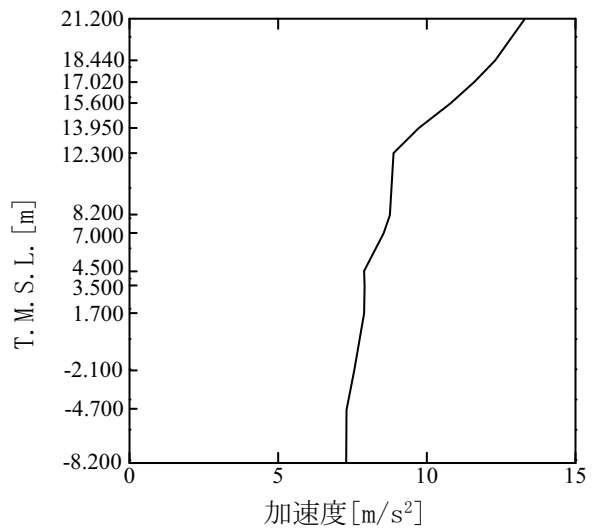
第 7.2.2.4-5 図 RPV 水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



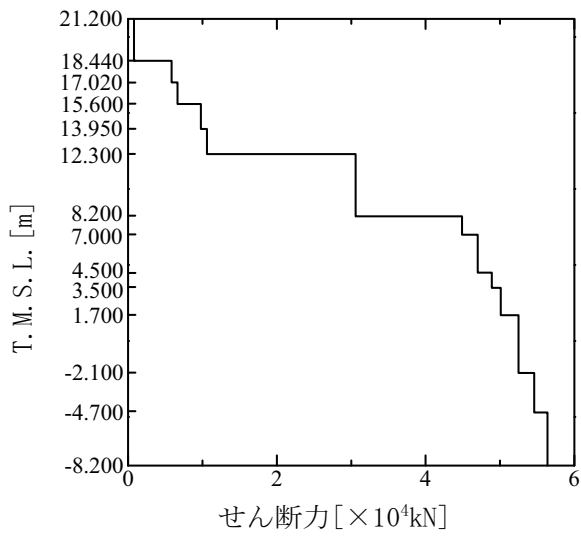
第 7.2.2.4-6 図 RPV 水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



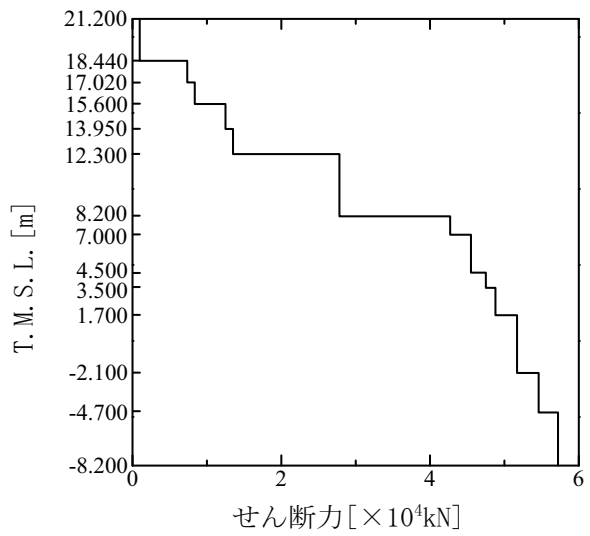
第 7.2.2.4-7 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (NS 方向)



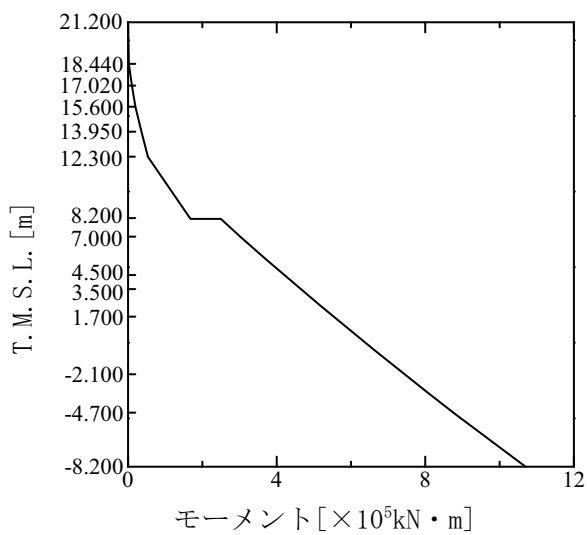
第 7.2.2.4-8 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (EW 方向)



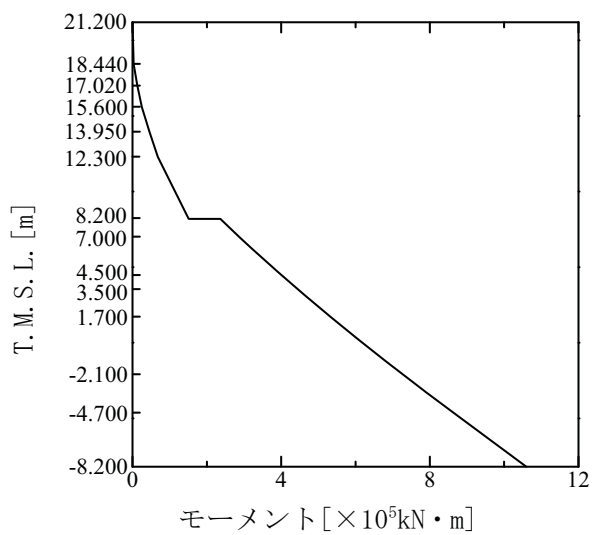
第 7.2.2.4-9 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (NS 方向)



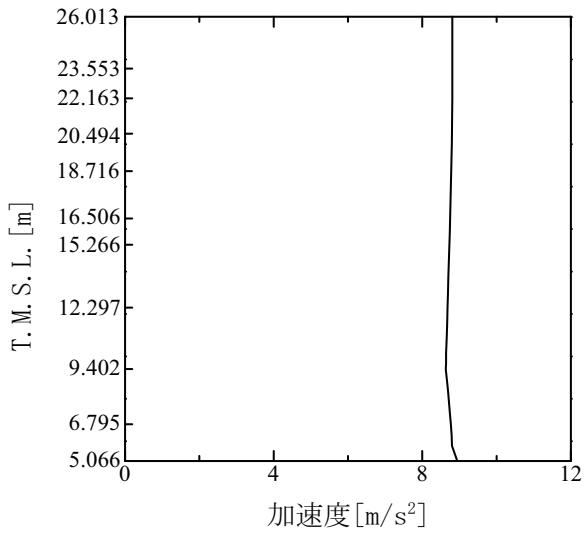
第 7.2.2.4-10 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (EW 方向)



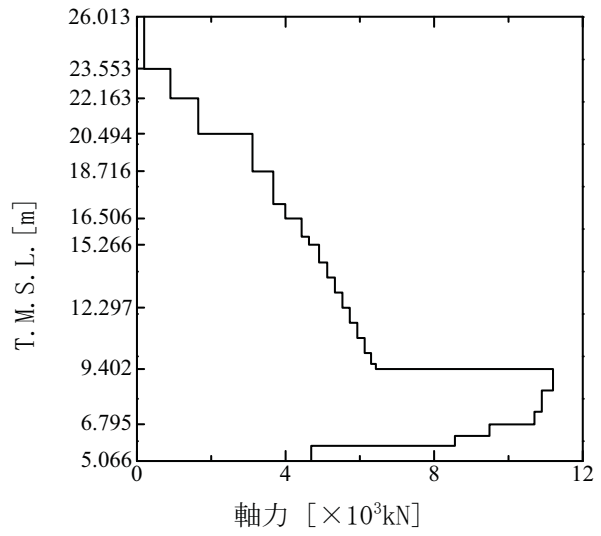
第 7.2.2.4-11 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (NS 方向)



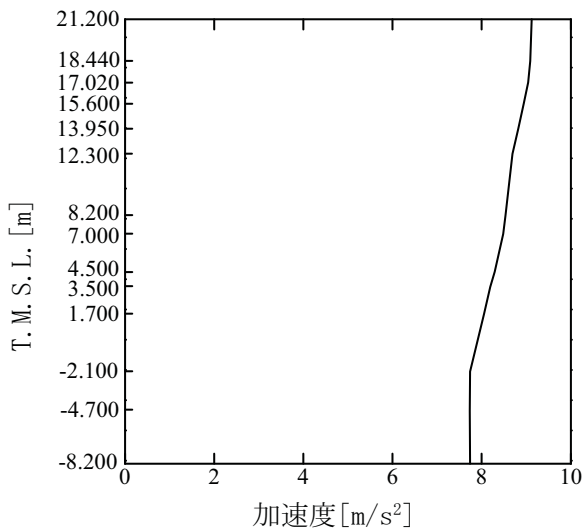
第 7.2.2.4-12 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (EW 方向)



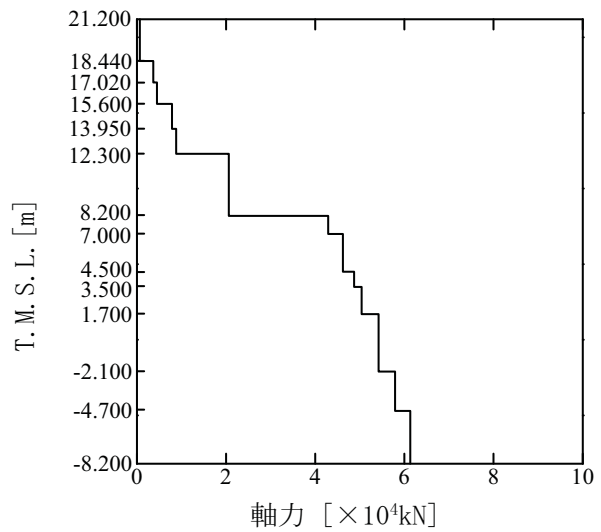
第 7.2.2.4-13 図 RPV 鉛直方向
最大応答加速度



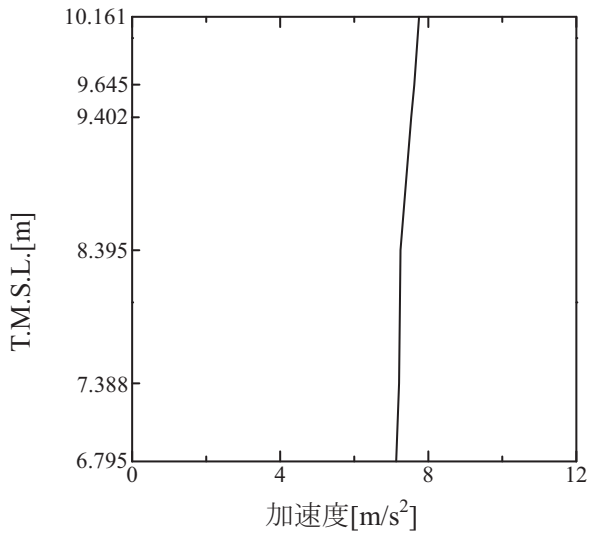
第 7.2.2.4-14 図 RPV 鉛直方向
最大応答軸力



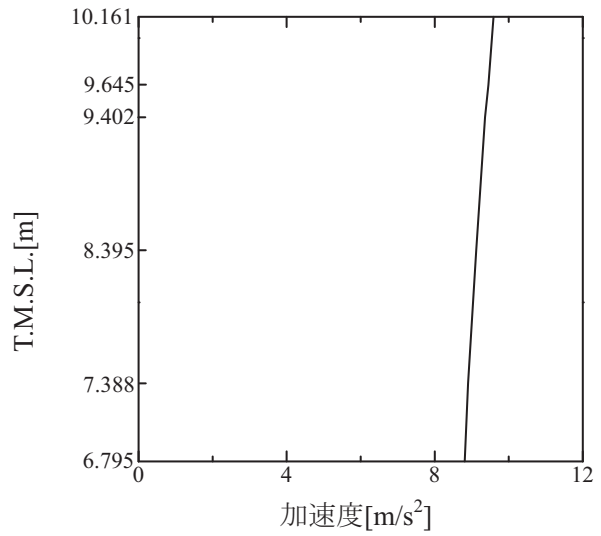
第 7.2.2.4-15 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答加速度



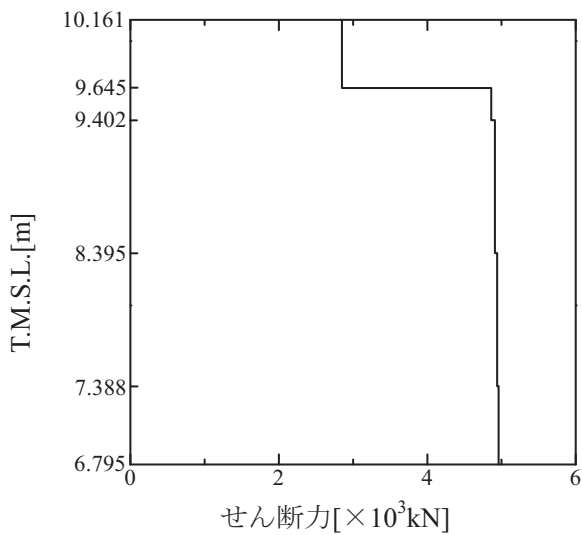
第 7.2.2.4-16 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答軸力



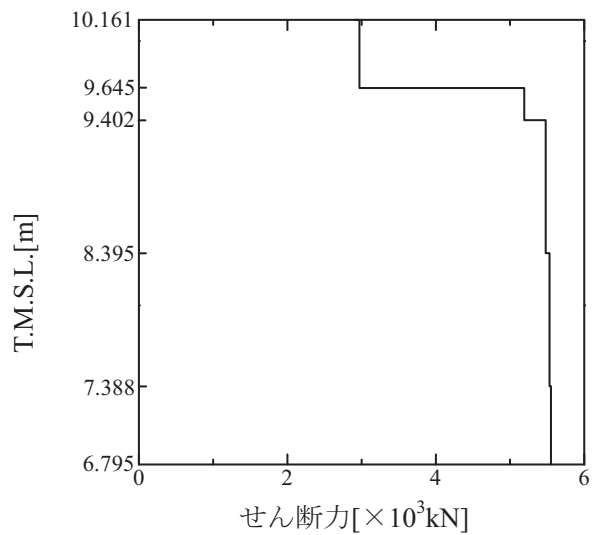
第 7.2.2.4-17 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



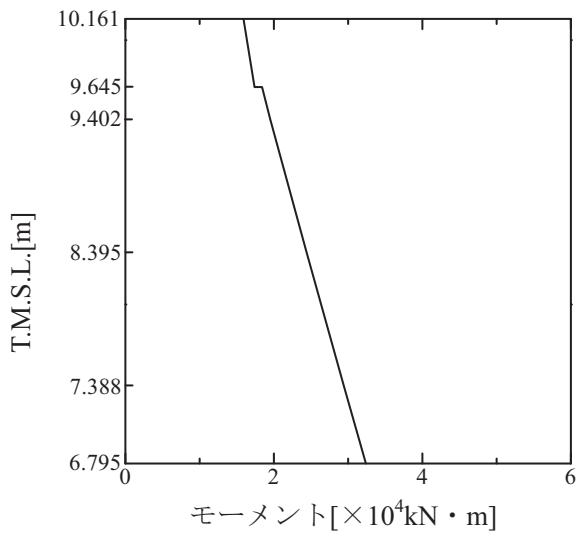
第 7.2.2.4-18 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



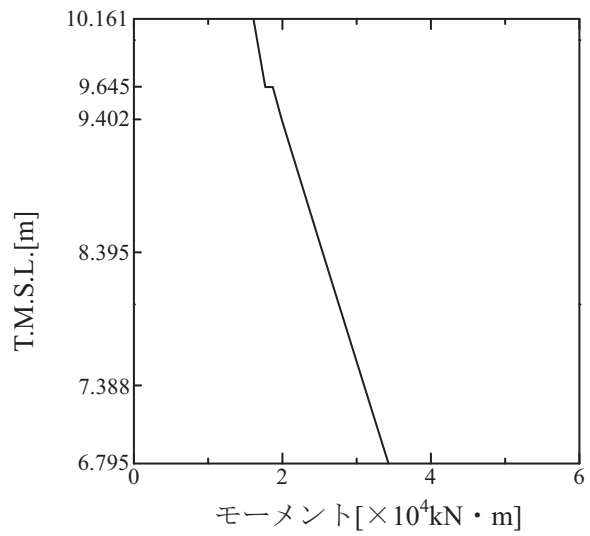
第 7.2.2.4-19 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



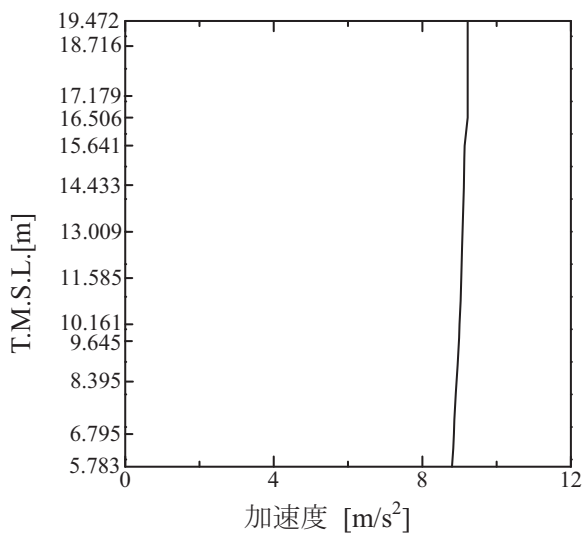
第 7.2.2.4-20 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



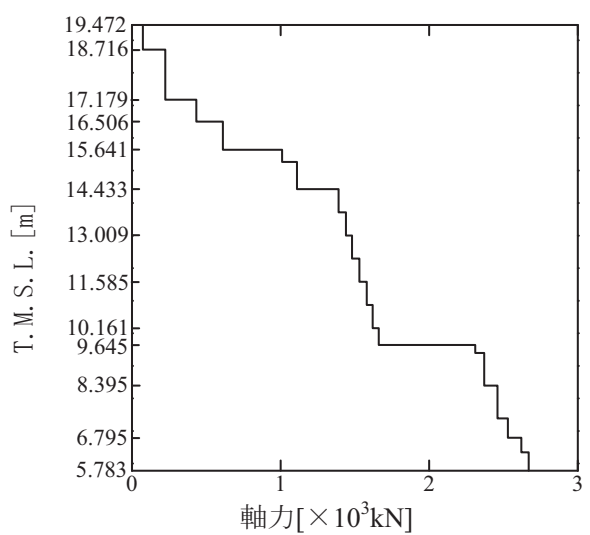
第 7.2.2.4-21 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



第 7.2.2.4-22 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



第 7.2.2.4-23 図 炉心シュラウド鉛直方向
最大応答加速度



第 7.2.2.4-24 図 炉心シュラウド鉛直方向
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⁾

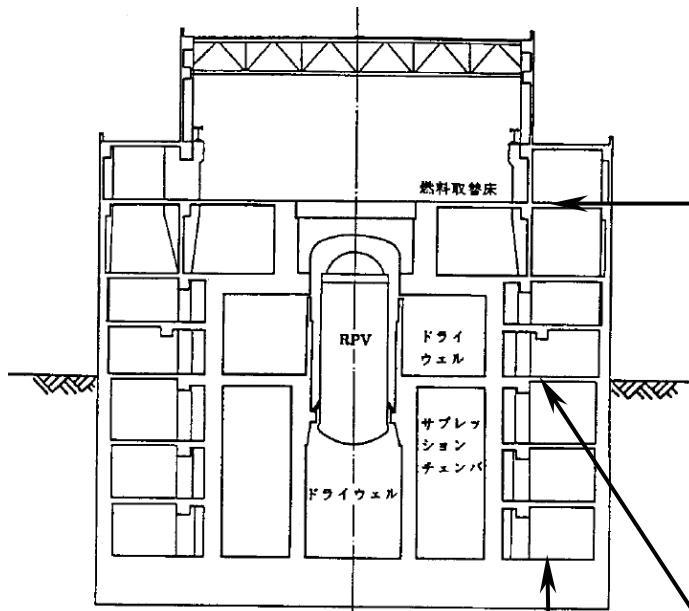
また、配管系等の評価に当たっては、基準地震動 S_s による全ての床応答スペクトルを重ね合わせた包絡スペクトルにより評価を行う。

7.2.3.1 水平方向

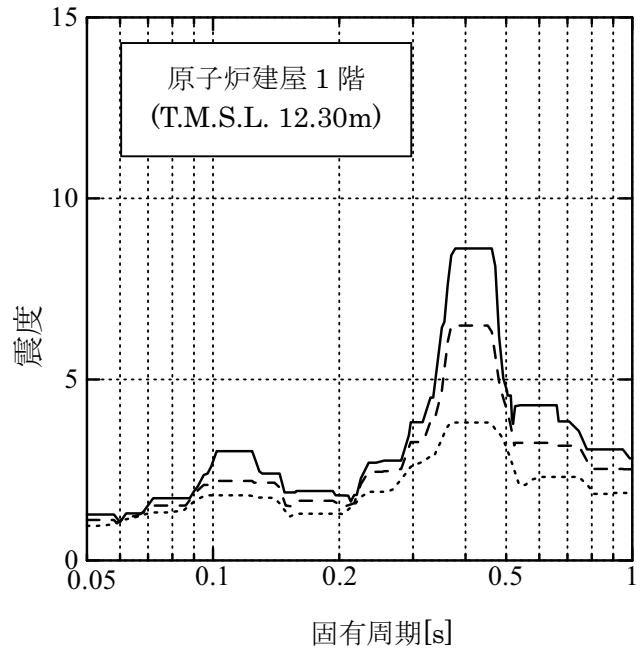
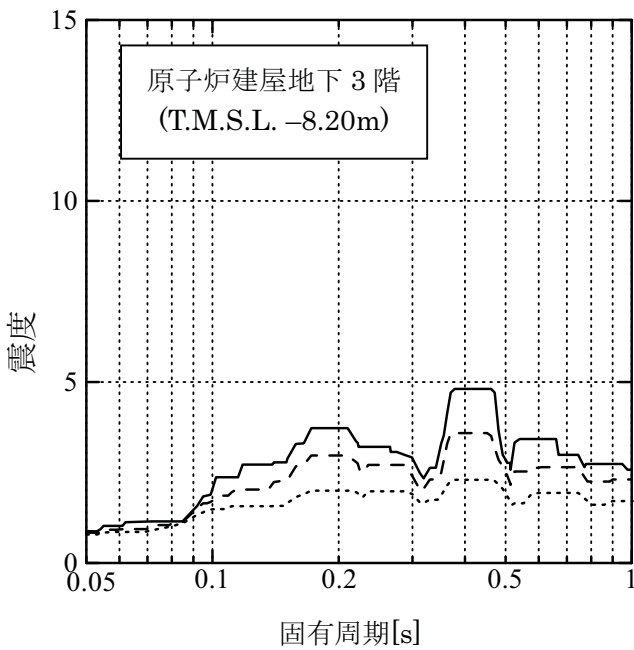
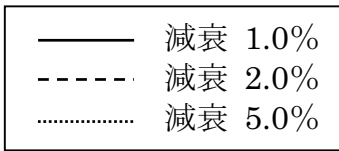
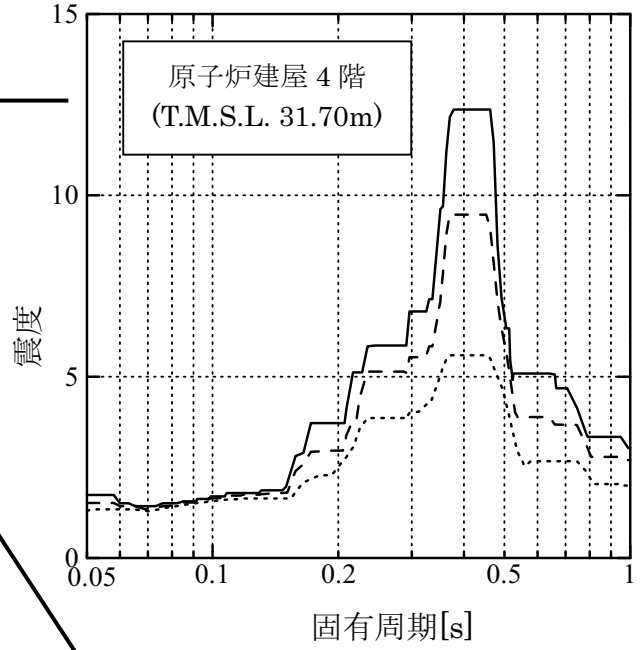
基準地震動 S_s による水平方向の床応答スペクトルの例を第 7.2.3.1-1 図～第 7.2.3.1-2 図に示す。

7.2.3.2 鉛直方向

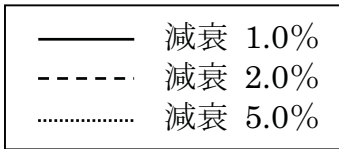
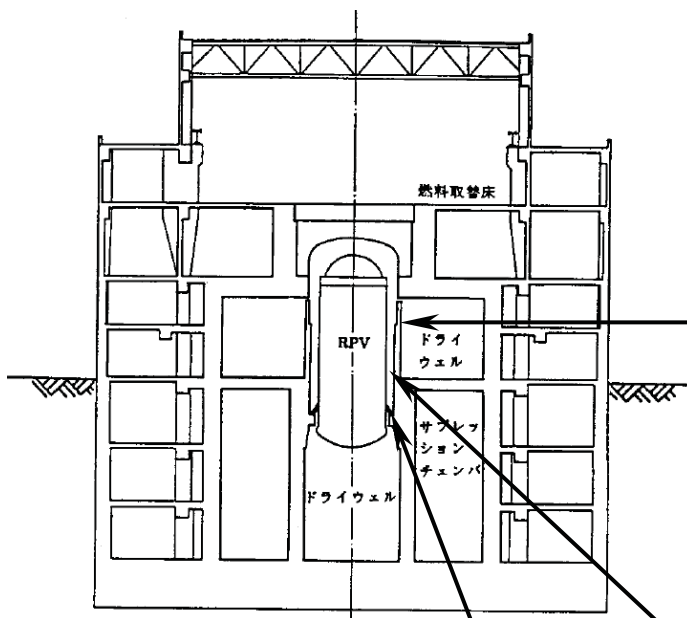
基準地震動 S_s による鉛直方向の床応答スペクトルの例を第 7.2.3.2-1 図～第 7.2.3.2-2 図に示す。



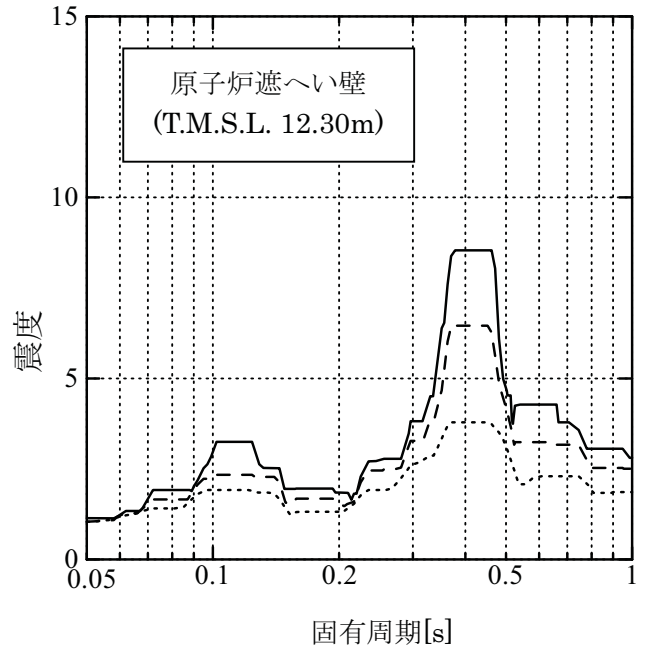
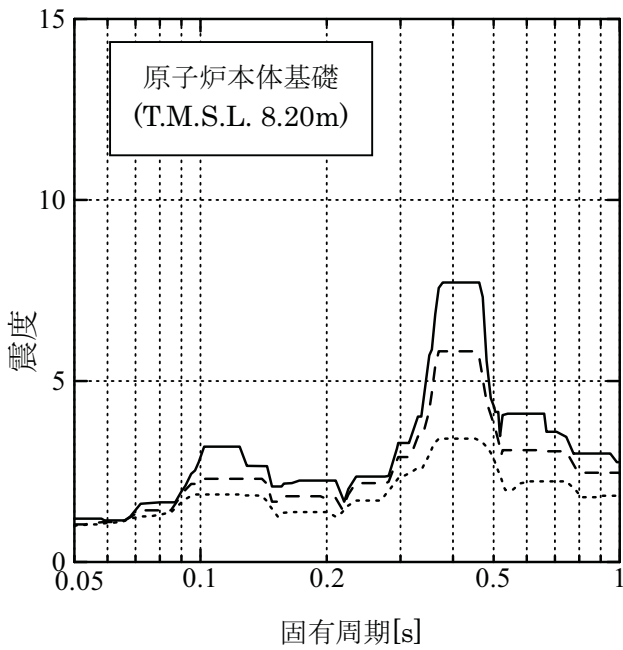
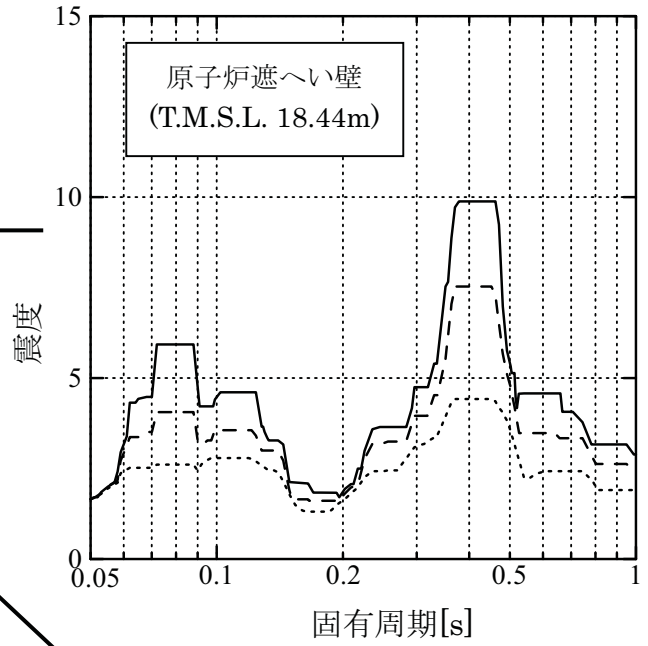
※T.M.S.L. : 東京湾平均海面



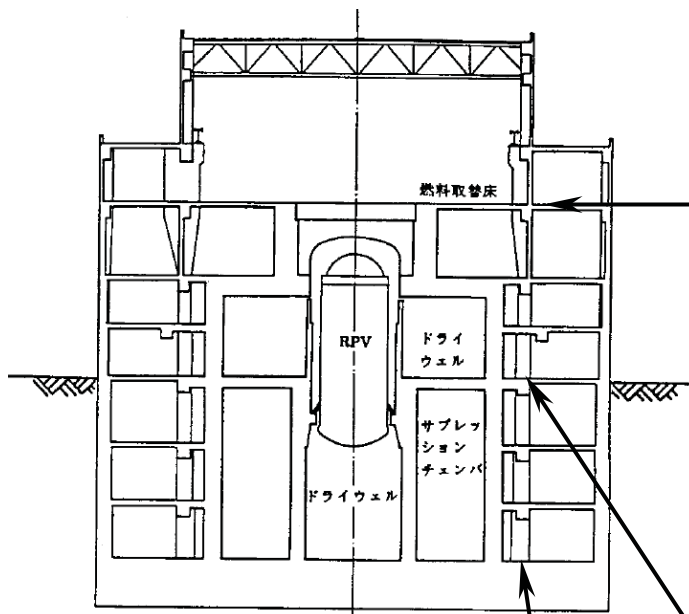
第 7.2.3.1-1 図 原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (NS/EW 包絡)



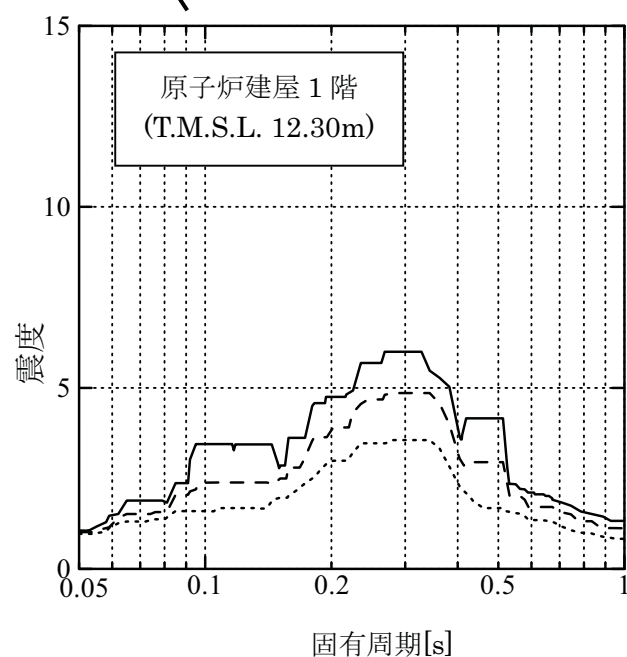
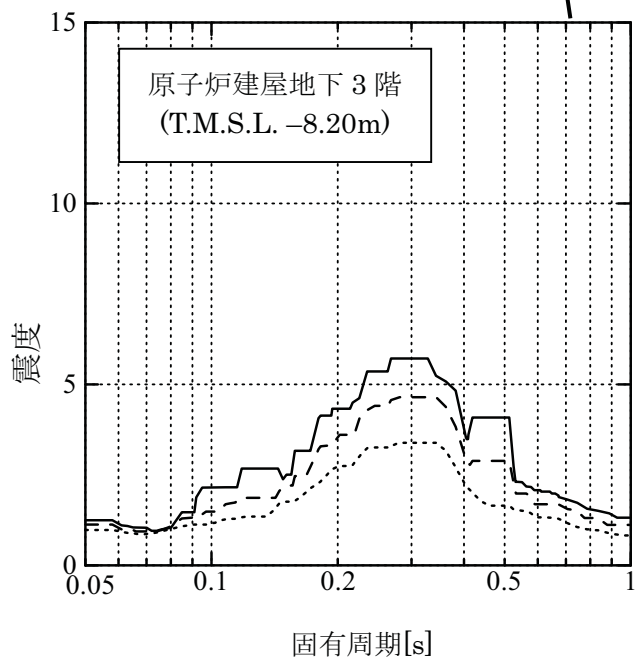
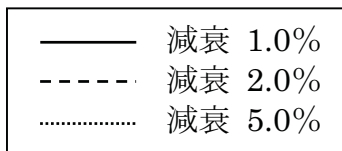
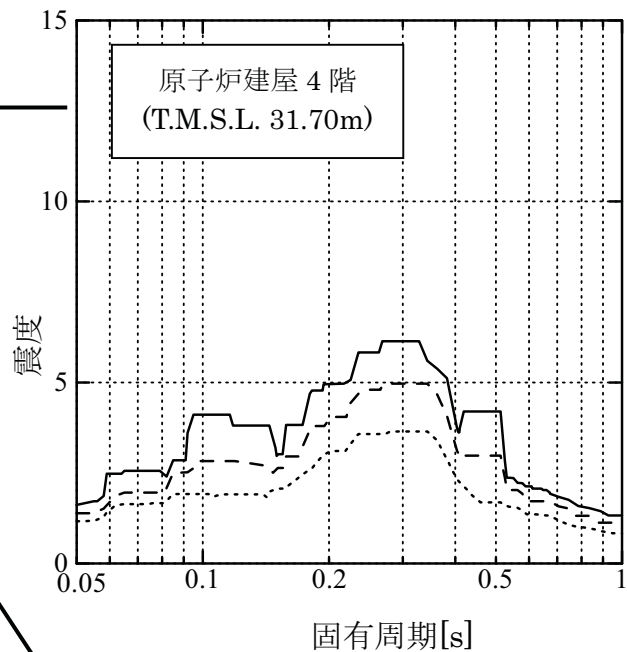
※T.M.S.L. : 東京湾平均海面



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)

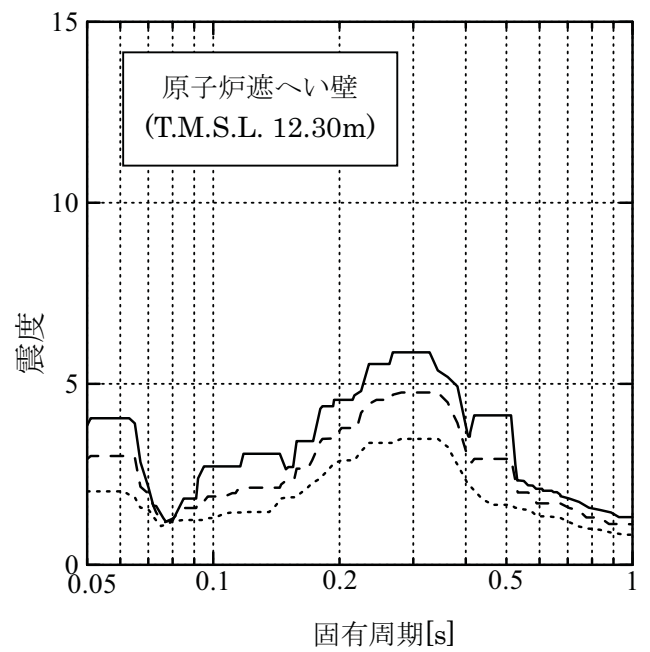
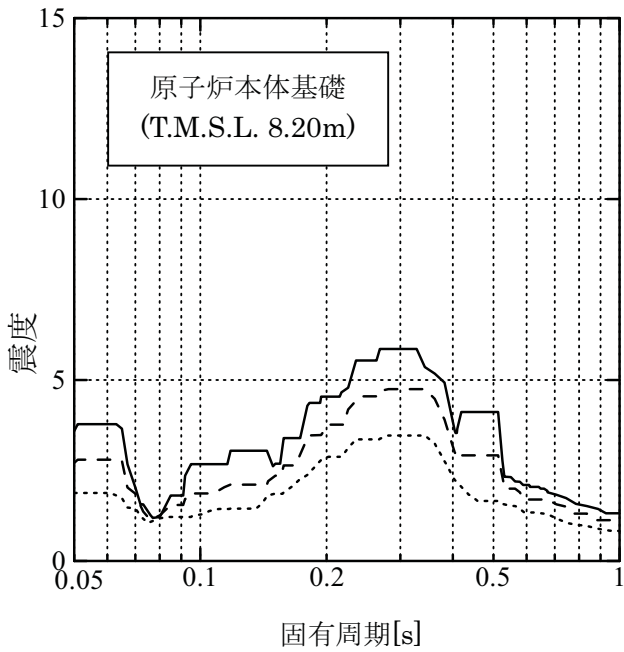
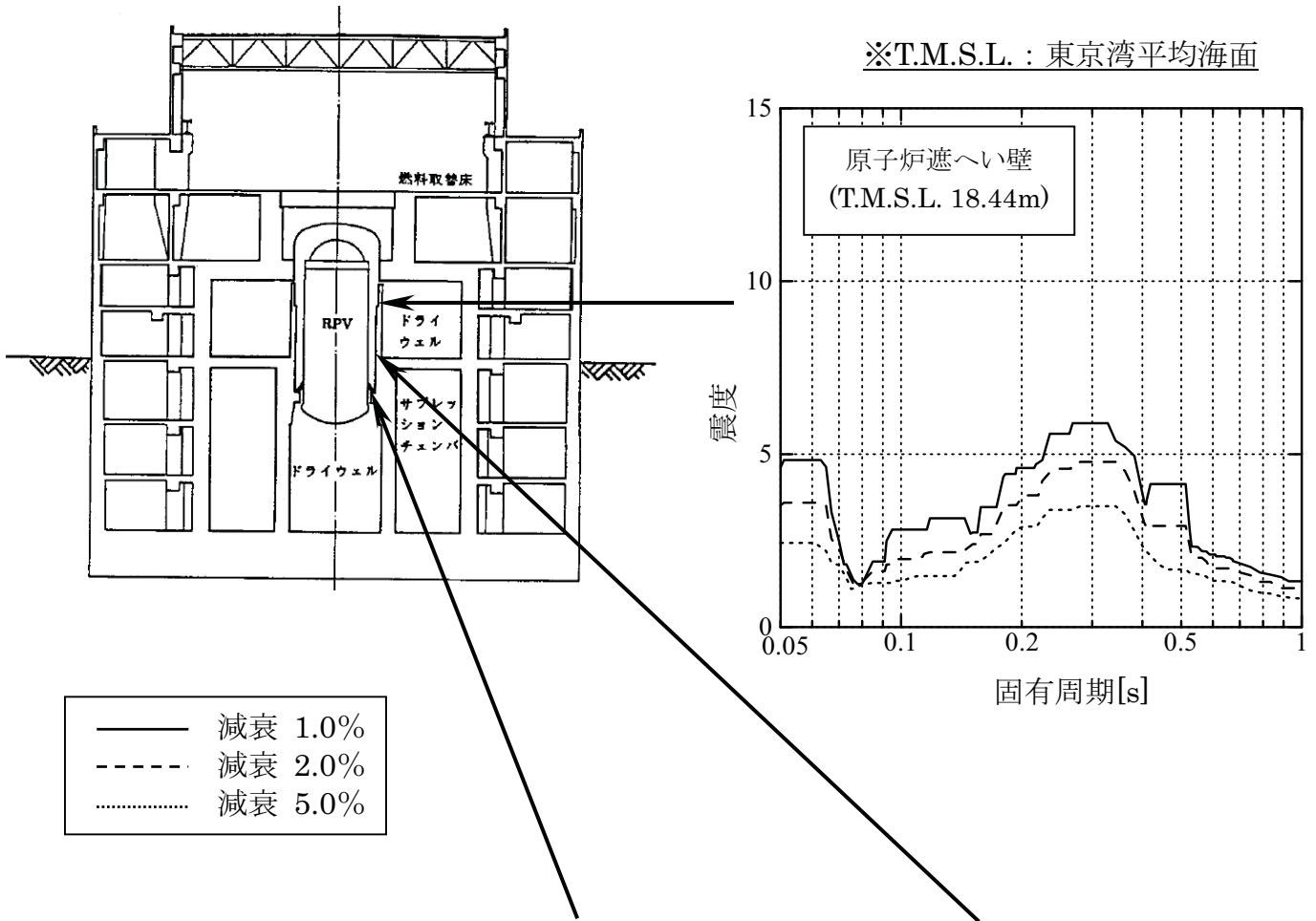


※T.M.S.L. : 東京湾平均海面



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.M.S.L. : 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、燃料取替機、および原子炉建屋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 7.1～7.2 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	0.5～3.0	0.5～3.0
使用済燃料貯蔵ラック	1.0	1.0
燃料取替機	2.0	1.5～2.0
原子炉建屋クレーン	2.0	2.0

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で評価する。

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(5~7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 JEAG4601-1984」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み合わせる地震動は、弾性設計用地震動 S_d とする。

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。

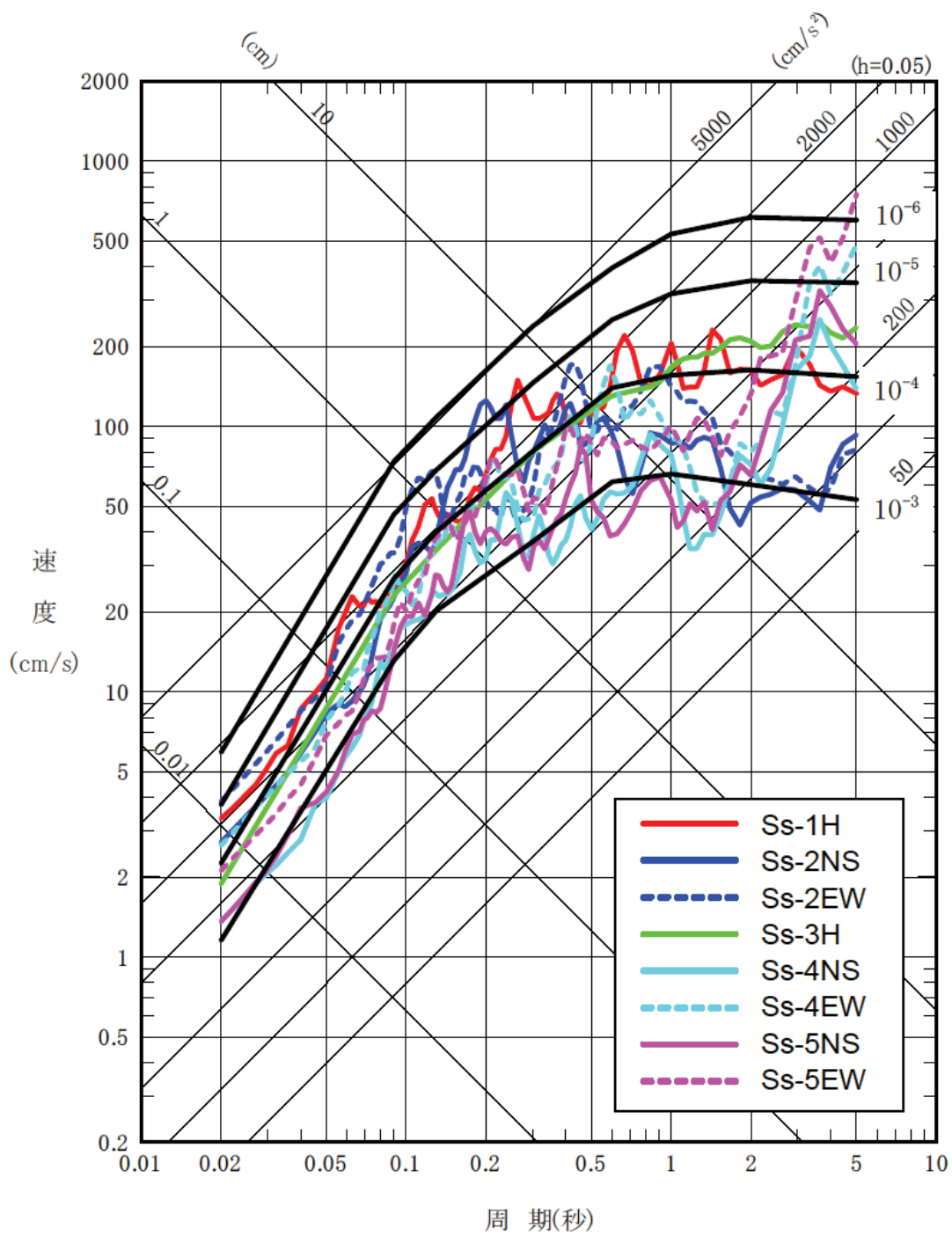
なお、弾性設計用地震動 S_d の年超過確率は、第 7.3.1-3 図に示すとおり試算値において概ね 10^{-3} /年から 10^{-4} /年である。

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			$S_2 + II$	$S_2 + III$	$S_2 + IV$					

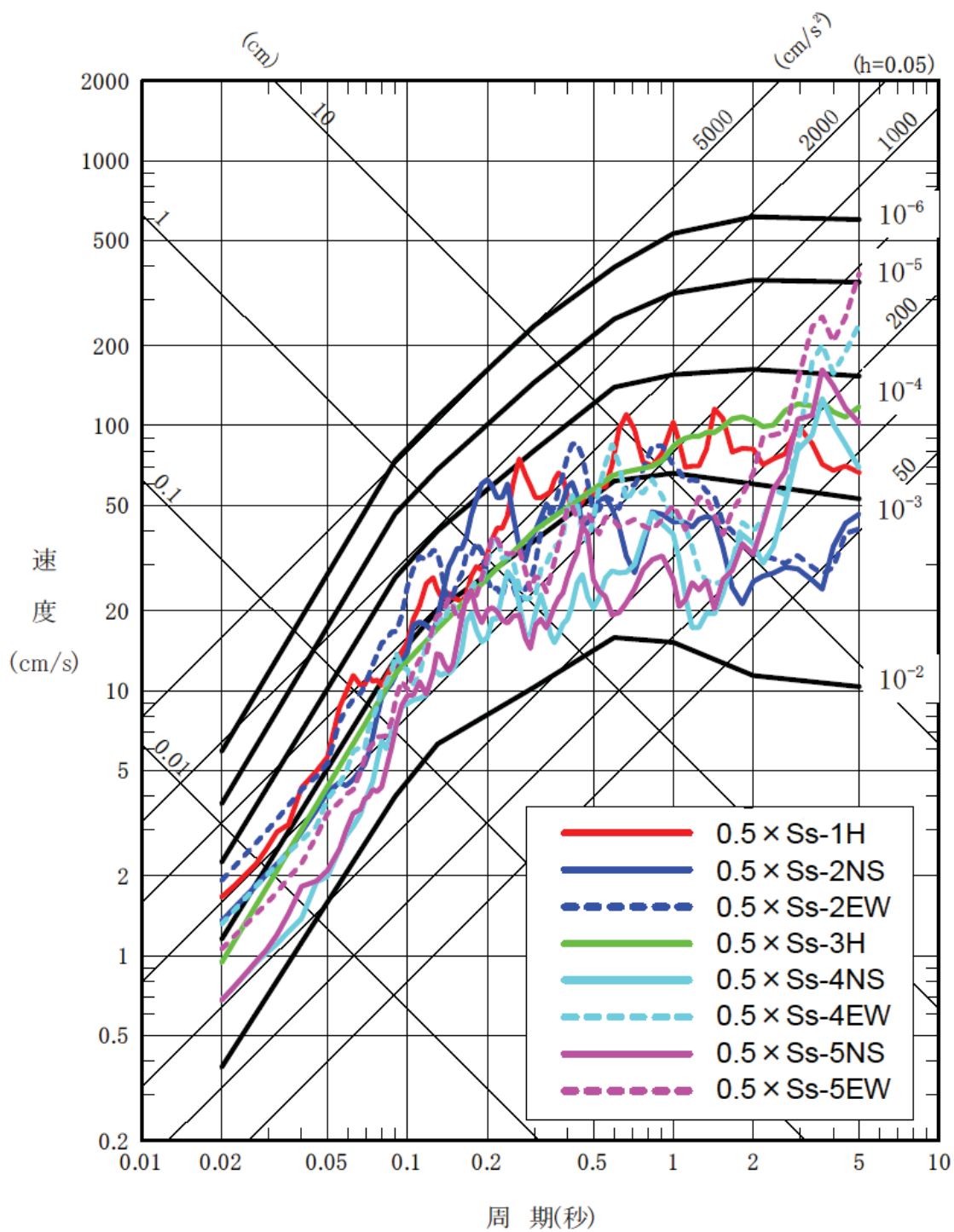
- 注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ←···· 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

※ 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 JEAG4601-1984 P.38 より引用)



第 7.3.1-2 図 基準地震動 Ss の年超過確率 (5~7 号機)



第 7.3.1-3 図 弾性設計用地震動 Sd の年超過確率 (5~7 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 7.3 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7.4)

機能確認済加速度を第7.4.2-1図に示す。

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)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)とする。

第 7.4.2-1 表 機能確認済加速度 (3/3)

種別	機能確認済相対変位 (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 (1/9)

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	RPV 円筒胴	胴板	一次一般膜 応力	177	320	B	
		制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	スタブチューブ	軸圧縮 応力	85	124	B	
		原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔 (N1)	ケーシング側 付け根	一次一般膜+一次 曲げ応力	296	442	B	
		主蒸気ノズル (N3)	ノズル セーフエンド	一次一般膜 応力	95	320	B	
		給水ノズル (N4)	ノズル セーフエンド	一次一般膜+一次 曲げ応力	157	391	B	
	原子炉圧力容器 支持構造物	原子炉圧力容器スタビライザブラケット	ブラケット 付け根	一次一般膜+一次 曲げ応力	127	490	B	
		支持スカート	スカート	座屈	0.2	1	B	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	215	499	B	
	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	ロッド	引張 応力	237	513	B	
		制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	プレート	曲げ 応力	111	211	B	
		原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング	ケーシング	軸圧縮 応力	195	207	B	
	炉内構造物	蒸気乾燥器	耐震用 ブロック せん断断面 A	平均せん断 応力	60	242	A1	
		シュラウドヘッド	鏡板	一次一般膜+一次 曲げ応力	95	222	B	
		気水分離器	スタンド パイプ	一次一般膜+一次 曲げ応力	74	205	B	
		給水スパージャ	ヘッド	一次一般膜+一次 曲げ応力	76	342	A2	
		高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	一次一般膜+一次 曲げ応力	126	342	A2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (2/9)

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	低圧注水スパージャ	ヘッド	一次一般膜＋一次曲げ応力	62	342	A2	
		高圧炉心注水系配管 (原子炉压力容器内部)	パイプ	一次一般膜＋一次曲げ応力	61	342	A2	
		中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	一次一般膜＋一次曲げ応力	19	222	A2	
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	一次一般膜応力	97	205	A1	
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮応力	51	260	B	
		上部格子板	グリッドプレート	一次一般膜＋一次曲げ応力	109	342	A1	
		炉心支持板	補強ビーム	一次一般膜＋一次曲げ応力	245	342	A1	
		制御棒案内管	下部溶接部	一次一般膜応力	17	148	A1	
	原子炉本体の基礎	外筒	外筒	組合せ応力度	283	427	B	
		アンカボルト	アンカボルト	引抜力	4345	6401	B	単位：kN/4.5°

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (3/9)

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	駆動系 制御棒	水圧制御ユニット	フレーム	組合せ 応力	107	253	A2	
	ほう酸水 注入系	ほう酸水注入系 ポンプ	ポンプ取付 ボルト	せん断 応力	47	146	A2	
		ほう酸水注入系 貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断 応力	126	159	A2	
	核計測 装置	起動領域モニタ ドライチューブ	パイプ	一次一般 膜＋一次 曲げ応力	182	391	B	
		局部出力領域モニタ 検出器集合体	LPRM 検出 器集合体 カバーチューブ	一次一般 膜＋一次 曲げ応力	162	226	B	
	放射線 計測装置 管理用	燃料取替エリア 排気放射線モニタ	検出器 取付ボルト	せん断 応力	4	159	A2	
	盤	ベンチ形制御盤 (運転監視補助盤 1)	取付ボルト	せん断 応力	12	159	A2	
		垂直自立形制御盤 (安全保護系盤区分 I)	取付ボルト	引張 応力	23	207	A2	
		原子炉系 (I 系) 計装ラック	取付ボルト	せん断 応力	4	159	A2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (4/9)

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逃がし弁機能用アキュムレータ	胴板	一次一般膜応力	83	248	A2	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	胴板	一次一般膜応力	105	248	A2	
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	胴板	一次応力	288	408	A2	
		残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	せん断応力	14	350	A2	
	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	引張応力	87	455	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	57	444	A2	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	基礎ボルト	せん断応力	20	350	A2	
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系熱交換器	ボルト アンカボルト	せん断応力	77	159	B	※4
		原子炉補機冷却水系ポンプ	原動機取付ボルト	せん断応力	13	146	A2	
	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系ポンプ	原動機取付ボルト	せん断応力	70	118	A2	
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	基礎ボルト	せん断応力	7	366	A2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (5/9)

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	原子炉格納容器 ライナ部	ライナ プレート	圧縮 ひずみ	0.00039	0.005	B	ひずみ量を評価
		上部ドライウエル 所員用エアロック	ガセット プレート	せん断 応力	57	158	B	事故時荷重との組合せ※2
		下部ドライウエル 所員用エアロック	所員用エアロ ック円筒胴と 鏡板との取 付部	一次一般 膜+一次 曲げ応力	46	380	B	
		下部ドライウエルアクセス スリーブおよび鏡板 (所員用エアロック付)	ガセット プレート	せん断 応力	79	158	B	
		原子炉格納容器 スプレイ管	スプレイ管 案内管	一次 応力	54	363	B	
		原子炉格納容器 配管貫通部	スリーブ	一次 一般膜 応力	187	269	B	荷重条件見直しに より発生値変更 245MPa→187MPa
		原子炉格納容器 電気配線貫通部	フランジ プレート	曲げ 応力	256	317	B	
		サプレッションチェン バ出入口	ガセット プレート	せん断 応力	30	164	B	事故時荷重との組合せ※2
		ベント管	リターンラインの 垂直管との 結合部	一次一般 膜+一次 曲げ応力	54	254	B	
		ダイヤフラムフロア	面外 せん断力 (放射方向)	面外 せん断力	1187	2092	B	単位：N/mm

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (6/9)

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	組合せ応力度	104	235	B		
	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	引張応力	169	177	A2		
		非常用ガス処理系乾燥装置	取付ボルト	せん断応力	108	341	A2		
		非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	せん断応力	141	341	B		
	換気設備	中央制御室送風機	送風機取付ボルト	引張応力	48	189	A2		
		中央制御室排風機	原動機取付ボルト	引張応力	11	206	A2		
		中央制御室再循環送風機	基礎ボルト	引張応力	29	206	A2		
		中央制御室再循環フィルタ装置	基礎ボルト	せん断応力	47	159	A2		
	燃料設備	燃料取扱装置	燃料取替機	ブリッジ脱線防止ラグ取付ボルト	せん断応力	142	158	B	※4
			原子炉建屋クレーン	ガーダ中央部	曲げ応力	280	319	B	弾性設計用地震動Sdによる評価 ※4
使用済燃料貯蔵設備		使用済燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張応力	165	184	B		
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張応力	150	184	B		

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (7/9)

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	せん断応力	58	225	A2	
		空気だめ	胴板	一次応力	92	262	B	
		燃料ディタンク	スカート	座屈	0.23	1.0	A2	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。
		発電機	機関側軸受台下部ベース 取付ボルト	引張応力	86	205	A2	
	蓄電池および充電器	蓄電池	取付ボルト	せん断応力	18	159	A2	
		充電器	取付ボルト	せん断応力	11	159	A2	
	バイタル交流電源設備	バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断応力	15	159	A2	

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (8/9)

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	217	374	B	※4
		主蒸気系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	167	260	B	※4
	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	87	363	B	※4
		原子炉冷却材浄化系配管サポート	サポート部材	スナッパ耐荷重	30	90	B	単位：kN ※4
	残留熱除去系	残留熱除去系配管本体	配管本体	一次応力	206	364	B	※4
		残留熱除去系配管サポート	サポート部材	スナッパ耐荷重	5	27	B	単位：kN ※4
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系配管本体	配管本体	一次応力	131	363	B	※4
		原子炉隔離時冷却系配管サポート	サポート部材	スナッパ耐荷重	17	45	B	単位：kN ※4
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系配管本体	配管本体	一次応力	126	431	B	※4
		高圧炉心注水系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	129	280	B	※4
	給水系	給水系配管本体	配管本体	一次応力	201	380	B	※4
		給水系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	247	280	B	※4
	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	92	366	B	
		放射性ドレン移送系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	178	280	B	
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系配管本体	配管本体	一次応力	161	344	B	※4
		原子炉補機冷却水系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	0.91	1.0	B	※3 ※4

第 7.5.1-1 表 構造強度評価結果 (9/9)

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	冷却海水系 原子炉補機	原子炉補機冷却海水系配管本体	配管本体	一次応力	66	354	B	※4
		原子炉補機冷却海水系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	190	280	B	※4
	制御棒駆動系	制御棒駆動系配管本体	配管本体	一次応力	120	318	B	
		制御棒駆動系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	228	246	B	
	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	76	208	B	
		ほう酸水注入系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	0.48	1.0	A1	※3
	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系配管本体	配管本体	一次応力	63	363	B	
		非常用ガス処理系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	0.63	1.0	B	※3
	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系配管本体	配管本体	一次応力	117	309	B	
		可燃性ガス濃度制御系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	112	160	B	
	不活性ガス系	不活性ガス系配管本体	配管本体	一次応力	128	300	B	※4
		不活性ガス系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	171	280	B	※4

※1 「評価方法」の欄に記載されている[A1], [A2], [B]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

B：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 圧縮力と曲げ応力を受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない

$$(\text{圧縮応力/許容圧縮応力}) + (\text{曲げ応力/許容曲げ応力}) \leq 1$$

※4 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。

各機器の応答加速度が評価基準値以下であることを確認した。

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 (1/3)

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	
残留熱除去系ポンプ	コラム 先端部	0.76	10.0	0.79	1.0	—
原子炉隔離時冷却系ポンプ	軸位置	0.76	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	0.76	2.4	0.79	1.0	—
高压炉心注水系ポンプ	コラム 先端部	0.76	10.0	0.79	1.0	—
原子炉補機冷却水系ポンプ	軸位置	0.87	1.4	0.74	1.0	—
原子炉補機冷却海水系ポンプ	コラム 先端部	3.57	10.0	0.74	1.0	—
ほう酸水注入系ポンプ	重心位置	0.97	1.6	0.88	1.0	—
非常用ガス処理系排風機	軸受部および メカニカルシグ	0.97	2.3	0.88	1.0	—
中央制御室送風機	軸受部および メカニカルシグ	1.26	2.3	0.90	1.0	—
中央制御室排風機	軸受部	1.26	2.6	0.90	1.0	—
中央制御室再循環送風機	軸受部	1.21	2.6	0.87	1.0	—
非常用ディーゼル機関	機関 重心位置	0.89	1.1	0.85	1.0	—
	ガバナ 取付位置	0.89	1.8	0.85	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。

第 7.5.2-1 表 動的機能維持評価結果 (2/3)

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 (主蒸気内側隔離弁 (C))	弁駆動部	2.96	10.0	1.12	6.2	—
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁 (K))	弁駆動部	6.32	9.6	1.53	6.1	—
	原子炉冷却材浄化系 (CUW 吸込ライン内側隔離弁)	弁駆動部	3.06	6.0	1.22	6.0	—
	残留熱除去系 (RHR 注入弁 (A))	弁駆動部	5.2	6.0	1.0	6.0	—
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC 蒸気ライン外側隔離弁)	弁駆動部	2.35	6.0	0.99	6.0	—
	高圧炉心注水系 (HPCF CSP 側吸込弁 (C))	弁駆動部	1.43	6.0	0.97	6.0	—
	給水系 (FDW 原子炉給水ライン 外側隔離弁 (A))	弁駆動部	1.5	6.0	1.0	6.0	—
	原子炉補機冷却水系 (RCW ポンプ (A) 吐出逆止弁)	弁駆動部	1.2	6.0	1.0	6.0	—
	原子炉補機冷却海水系 (RSW 海水ストレーナ (C) ブロー弁)	弁駆動部	1.1	6.0	0.9	6.0	—
	非常用ガス処理系 (SGTS フィルタ装置出口弁 (A))	弁駆動部	1.31	6.0	1.08	6.0	—
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS 出口逆止弁 (A))	弁駆動部	2.66	6.0	1.02	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。

第 7.5.2-1 表 動的機能維持評価結果 (3/3)

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)	15.9	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
- (2) (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
- (3) (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
- (4) (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

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⁽²⁾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	<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。

燃料取替機および原子炉建屋クレーンの減衰定数について

燃料取替機および原子炉建屋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。

原子炉建屋クレーンおよび燃料取替機の減衰定数に関する検討結果⁽³⁾を以下に示す。

現行の燃料取替機および原子炉建屋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。

そこで燃料取替機および原子炉建屋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、燃料取替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。燃料取替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にくい傾向を示し、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、燃料取替機および原子炉建屋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取替機および
原子炉建屋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
燃料取替機	2.0	トリ位置中央 2.0 トリ位置端部 1.5
原子炉建屋クレーン	2.0	2.0

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。

D (IVAS) : 「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)

C (IIIAS) : 「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	D(IVAS)	<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	D(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	D(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	D(IV _A S)	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	D(IV _A S)	・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	D(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 C(III_AS)および D(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 D(IV_AS) に対する評価基準値を算出する際に 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。

なお、座屈に対する評価が必要な場合、クラス MC 容器の座屈に対する評価式を準用することができる。

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
D(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
D(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	D(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)

(6) 原子炉格納容器ライナ部の評価基準値

ライナプレートに生じる強制ひずみは、表 6-4 の左欄に掲げるひずみの種類に応じ、それぞれ右欄に掲げる許容ひずみの値を超えてはならない（「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 JSME S NE1-2003」（社団法人 日本機械学会）に準拠）。

表 6-4 ライナプレートの許容ひずみ

ひずみの種類		許容ひずみ	
荷重状態	ひずみの種別	膜	膜と曲げの和
ⅢおよびⅣ	圧縮ひずみ	0.005	0.014
	引張ひずみ	0.003	0.010

(7) 原子炉格納容器ダイヤフラムフロアの評価基準値

各荷重状態においてトップスラブ部および底部に生じる面外せん断力は以下に示す計算式により計算した値を超えてはならない（「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 JSME S NE1-2003」（社団法人 日本機械学会）に準拠）。

$$Q_A = b \cdot j \{ \alpha \cdot f_s + 0.5 \cdot w_{ft} (p_w - 0.002) \}$$

Q_A : 許容面外せん断力 (N)

b : 断面の幅(mm)

j : 断面の応力中心間距離で、断面の有効せいの 7/8 倍の値(mm)

f_s : コンクリートの許容せん断応力度 (N/mm²)

p_w : 面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比

w_{ft} : 面外せん断力に対する補強筋の許容引張応力度(N/mm²)

α : 割増し係数

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⁽⁴⁾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二重下線で示す。

※2 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※3 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)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	高速形 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二重下線で示す。

※2 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※3 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)とする。

使用済燃料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 による使用済燃料プールのスロッシング評価を行い、使用済燃料プールからの溢水量を推定し、使用済燃料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 による使用済燃料プールからの溢水量の推定
- ・ 溢水による使用済燃料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

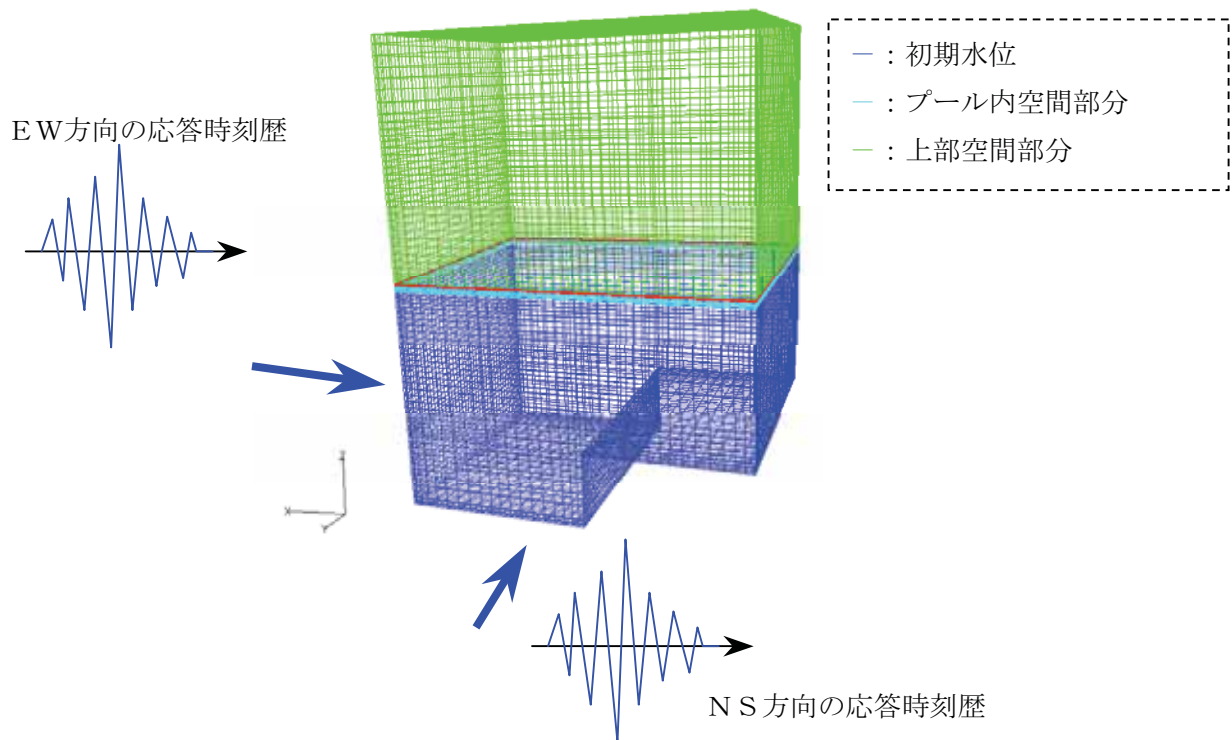
2.1 基準地震動 S_s による溢水量の推定

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ことから、基準地震動 S_s のうち S_s-5 を検討に用いる。

2.1.2 溢水量の推定方法

使用済燃料プールのスロッシング評価による溢水量は、NS、EWの各方向について、非圧縮性二相流解析コード（解析モデルは参図-7.1.1 参照）にて S_s-5 を入力とした時刻歴解析により算定する。



参図-7.1.1 使用済燃料プールの解析モデル概要

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機原子炉建屋 4 階の機器配置および断面、並びに使用済燃料プールの概要をそれぞれ参図-7.1.2～参図-7.1.4 に示す。

2.1.3 溢水量の推定結果

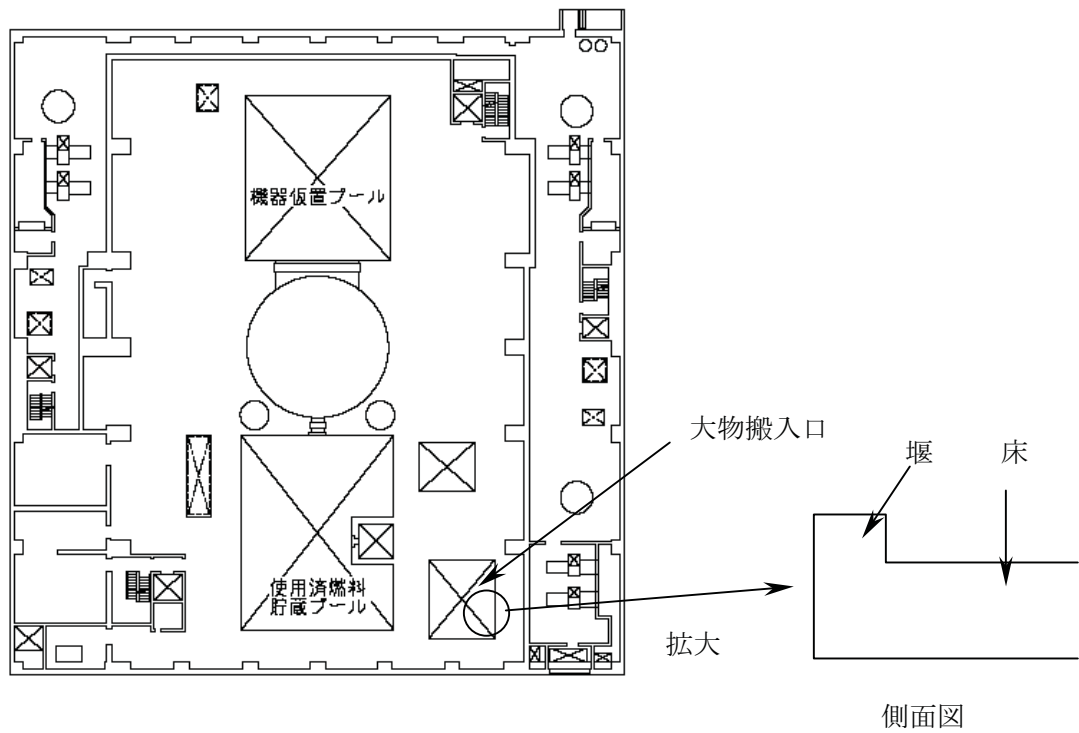
上記方法にて推定した基準地震動 S_s における使用済燃料プールスロッシングによる溢水量を参表-7.1.1 に示す。

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

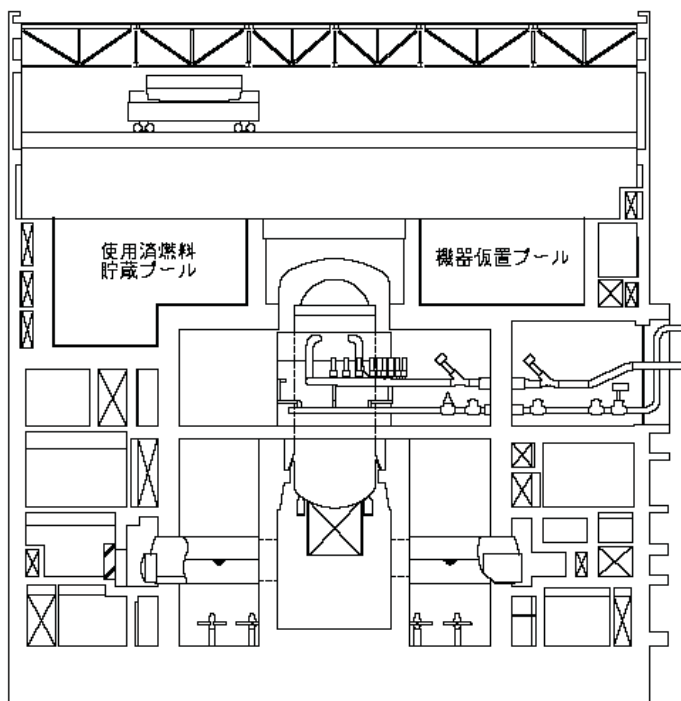
NS 方向	EW 方向
739m ³	237m ³

〈参考〉

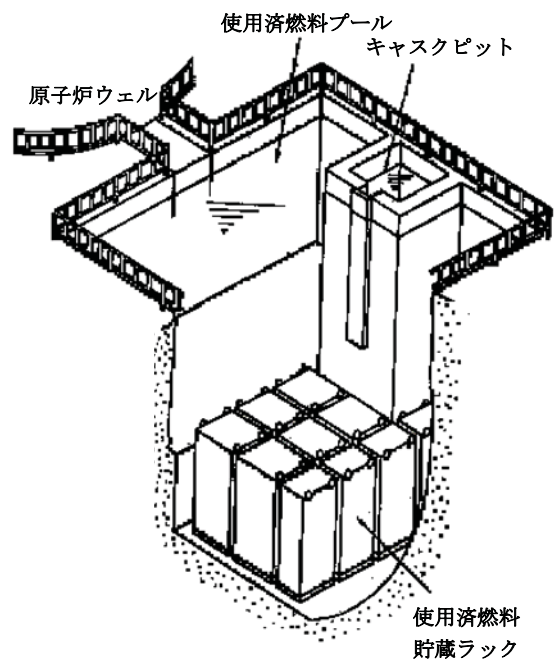
新潟県中越沖地震における溢水量は、簡易的な手法により 178m³ と評価されている。



参図-7.1.2 原子炉建屋4階機器配置図



参図-7.1.3 原子炉建屋断面図 (EW 断面)



参図-7.1.4 使用済燃料プール概要図

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

	NS 方向	EW 方向
推定溢水量	739m ³	237m ³
使用済燃料プール面積	約 250.6m ²	約 250.6m ²
通常時使用済燃料プール水位	11.5m	11.5m
水位低下量	約 3.0m	約 1.0m
溢水後使用済燃料プール水位	約 8.5m	約 10.5m
使用済燃料貯蔵ラック高さ	4.49m	4.49m

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、安全上重要な設備は水密扉にて隔離されていることから、溢水により安全機能を喪失することはない。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プールからの溢水に対する安全系機器への影響はない。

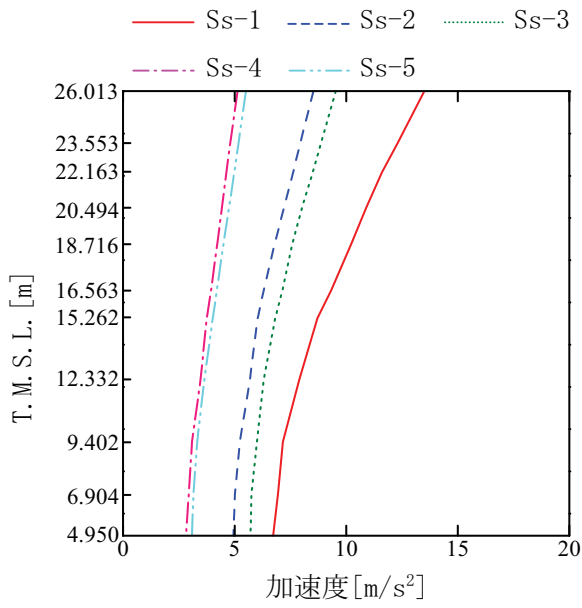
なお、溢水した水が原子炉建屋 4 階大物搬入口から下階に流出し、全て原子炉建屋最地下階に溜まると仮定して水位を試算すると、1.7m 程度となる。(ただし、原子炉建屋 4 階大物搬入口には堰があることから(参図-7.1.2 参照)、溢水した水の一部は原子炉建屋 4 階に溜まると仮定した。)

2.4 溢水による系外放出への影響確認

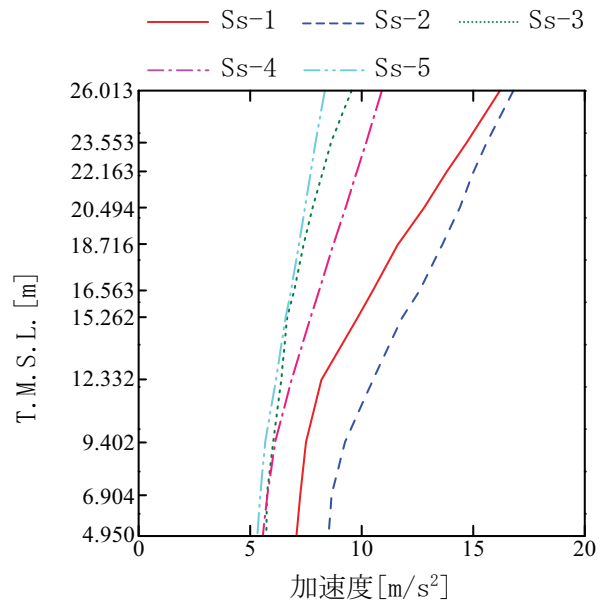
使用済燃料プール水が地震による溢水により漏えいし、非管理区域に至ったことにより系外放出したことに対する対策として、原子炉建屋 4 階に存在する貫通部のうち、高さ 20cm 以下に存在する貫通部について、必要に応じて止水処理を実施している。また、使用済燃料貯蔵プール周囲に柵を設置し、溢水量の低減を図っている。

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）

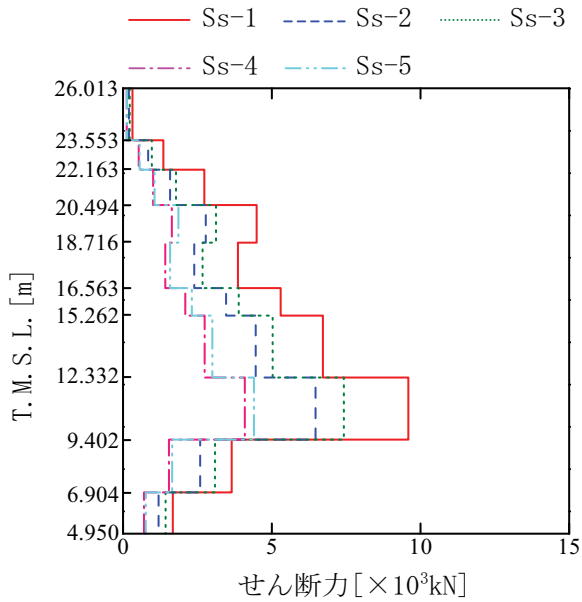
7.2.2.4 項に示した大型機器解析モデルおよび炉内構造物解析モデルによる地震
応答解析結果（第 7.2.2.4-1 図～第 7.2.2.4-24 図）の詳細について，参図-7.2.1～
参図-7.2.24 に示す。



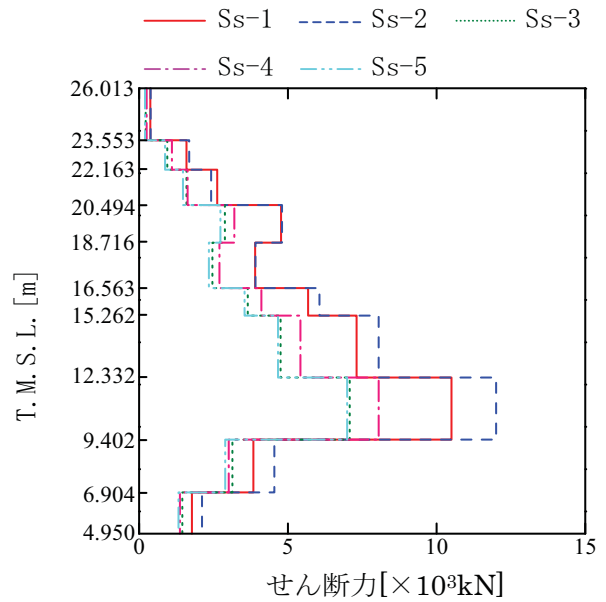
参图-7.2.1 RPV 水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



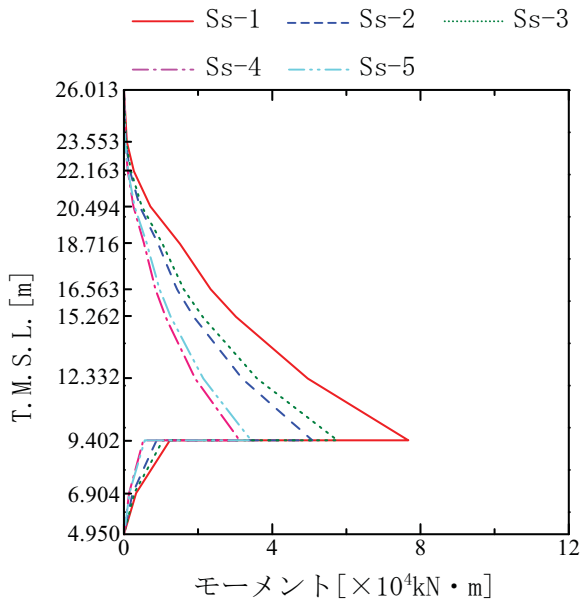
参图-7.2.2 RPV 水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



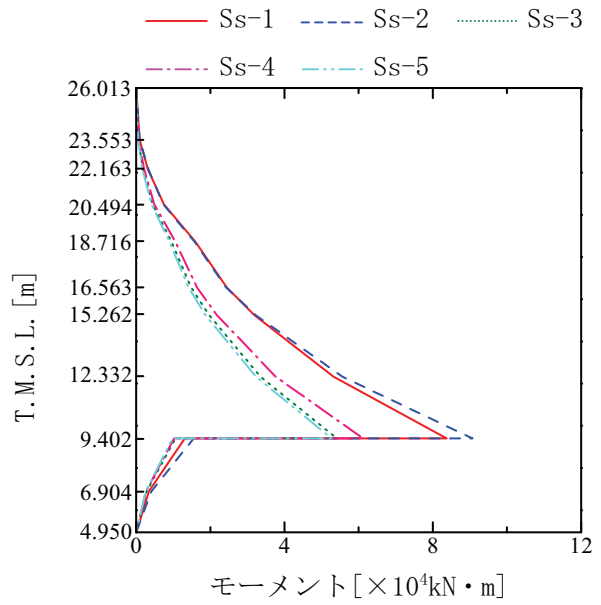
参图-7.2.3 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



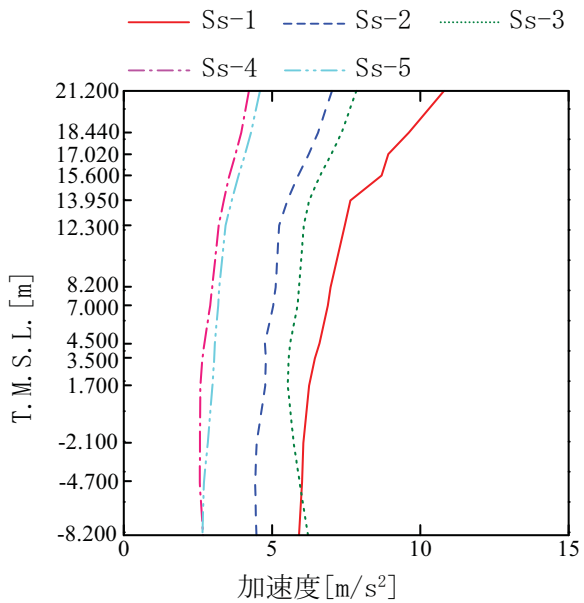
参图-7.2.4 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



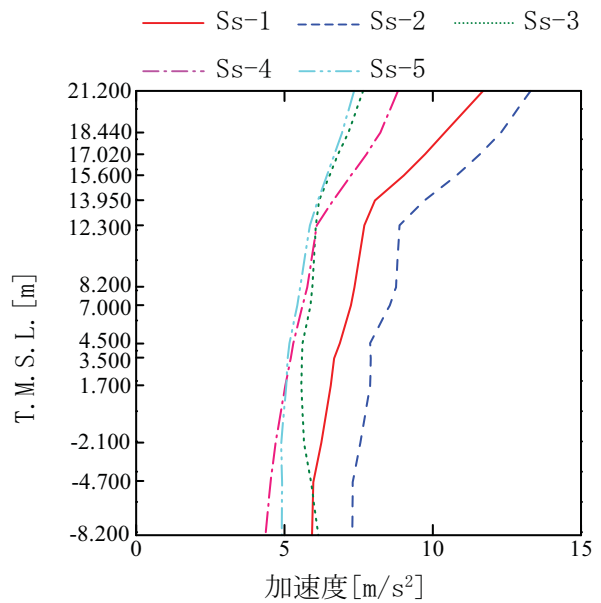
参図-7.2.5 RPV 水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



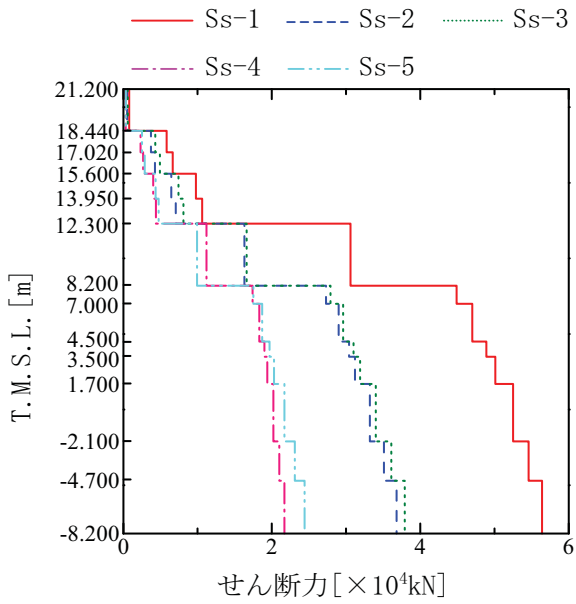
参図-7.2.6 RPV 水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



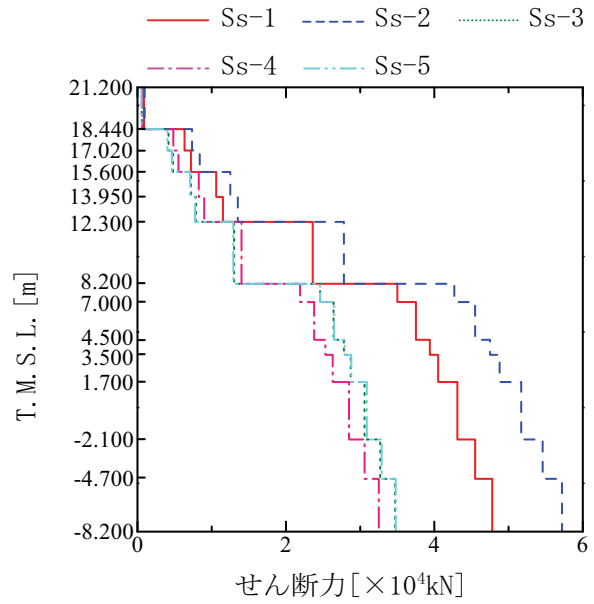
参図-7.2.7 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (NS 方向)



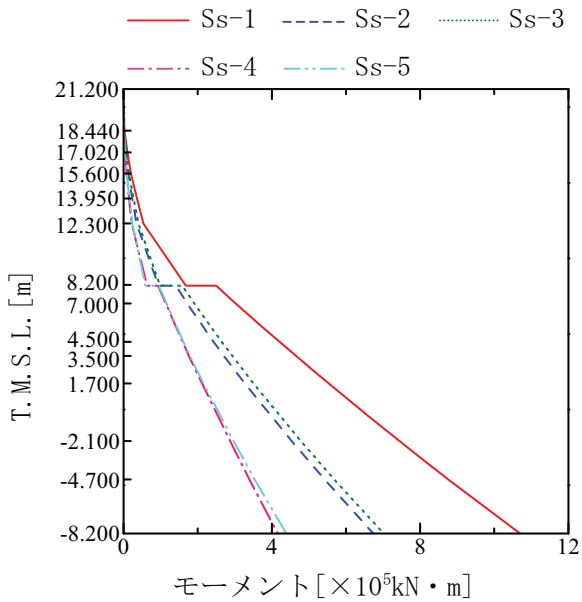
参図-7.2.8 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (EW 方向)



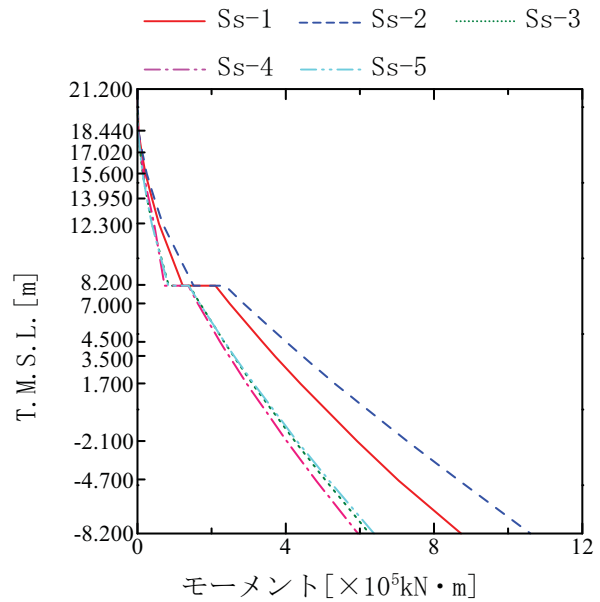
参図-7.2.9 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (NS 方向)



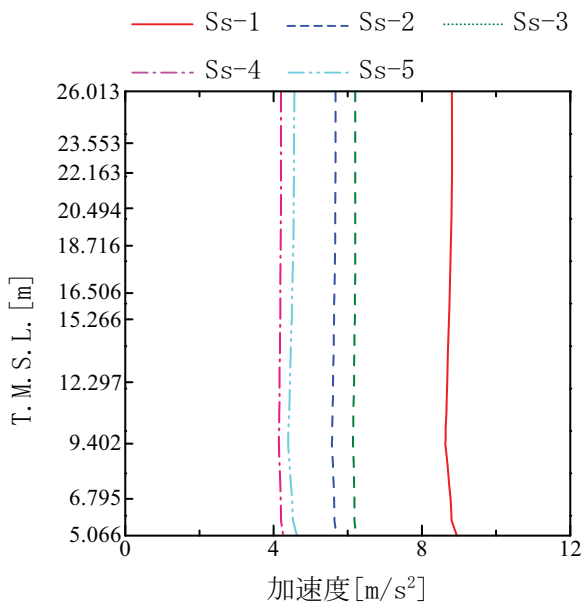
参図-7.2.10 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (EW 方向)



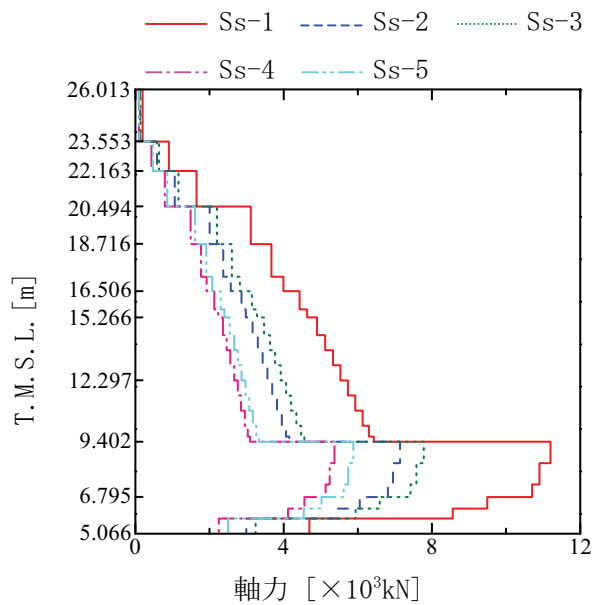
参図-7.2.11 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (NS 方向)



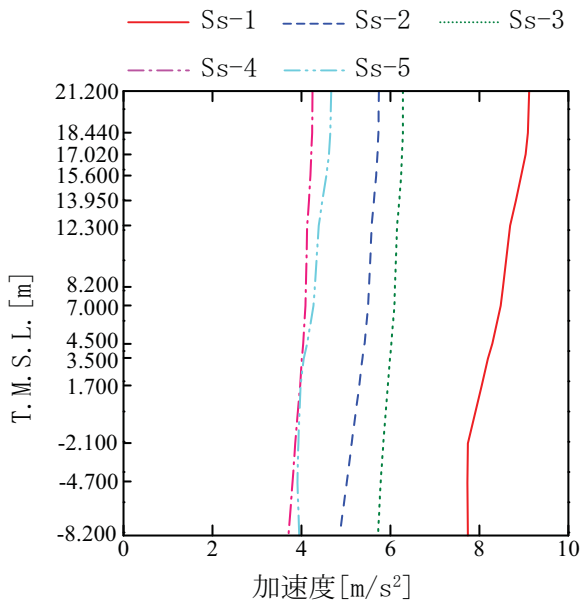
参図-7.2.12 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (EW 方向)



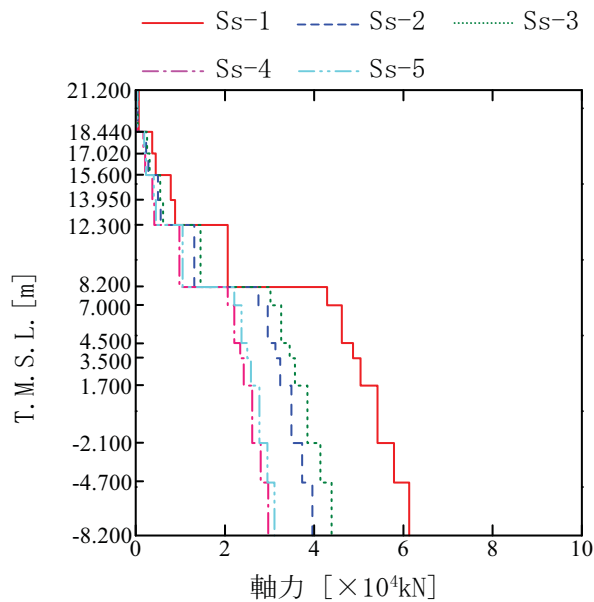
参図-7.2.13 RPV 鉛直方向
最大応答加速度



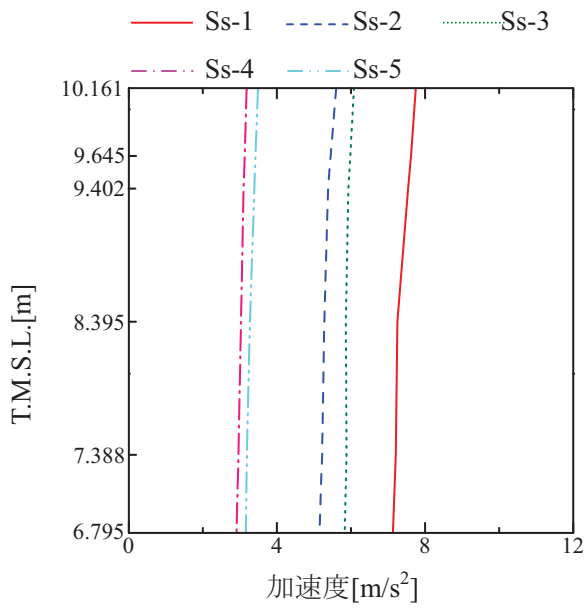
参図-7.2.14 RPV 鉛直方向
最大応答軸力



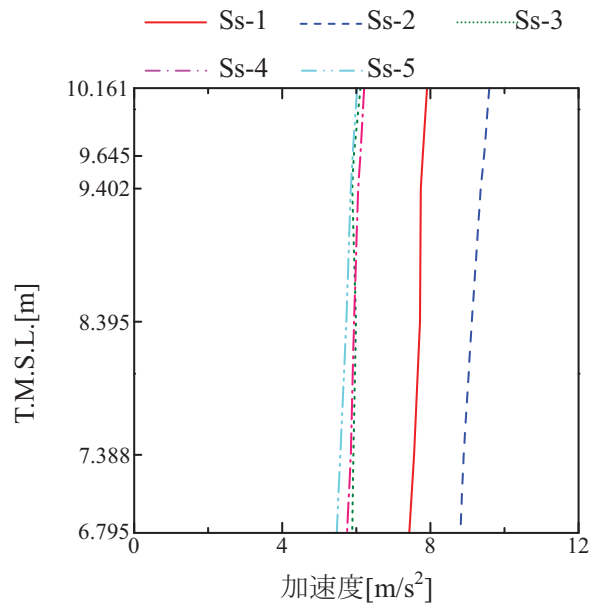
参図-7.2.15 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答加速度



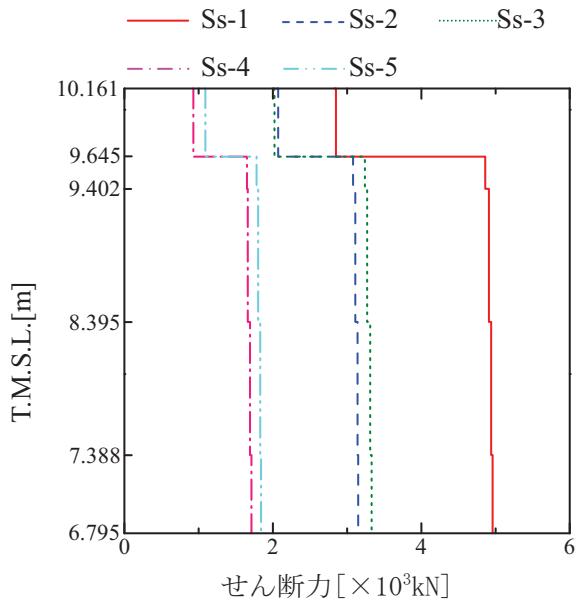
参図-7.2.16 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答軸力



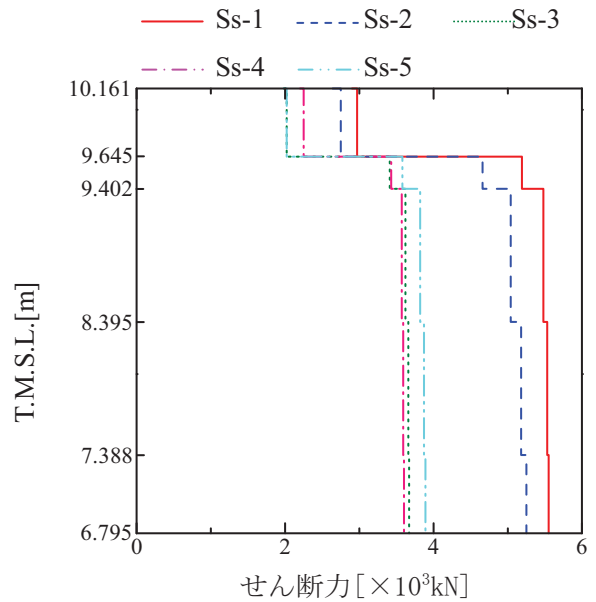
参図-7.2.17 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



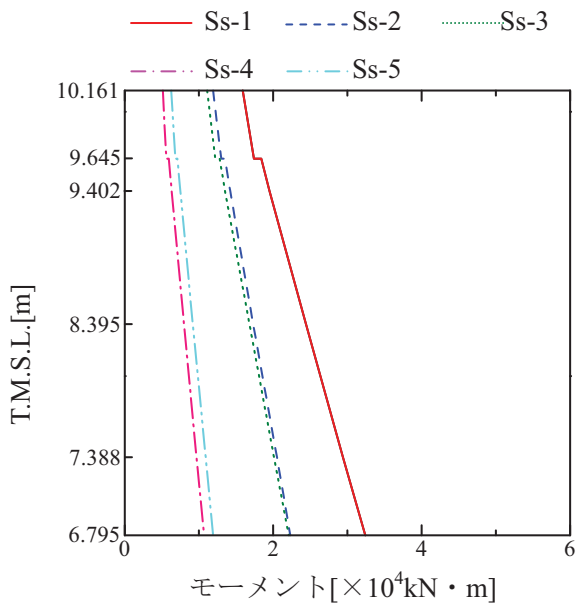
参図-7.2.18 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



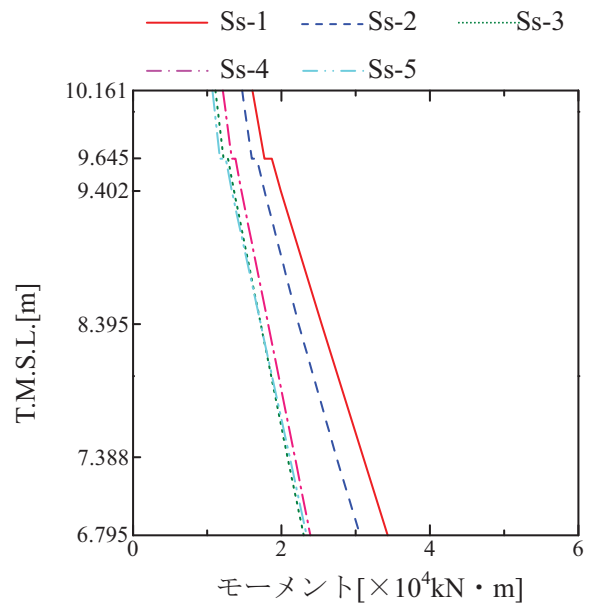
参図-7.2.19 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



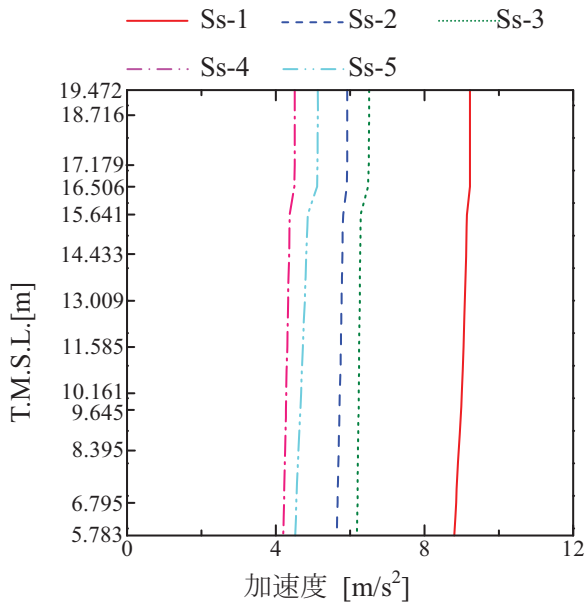
参図-7.2.20 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



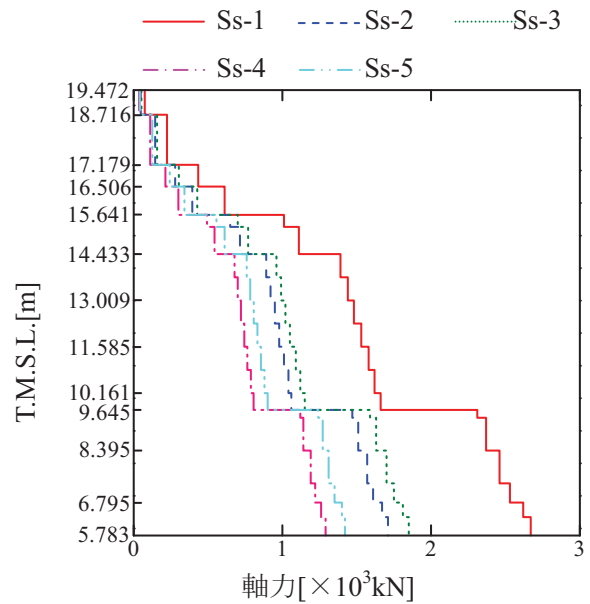
参图-7.2.21 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



参图-7.2.22 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



参图-7.2.23 炉心シュラウド鉛直方向
最大応答加速度

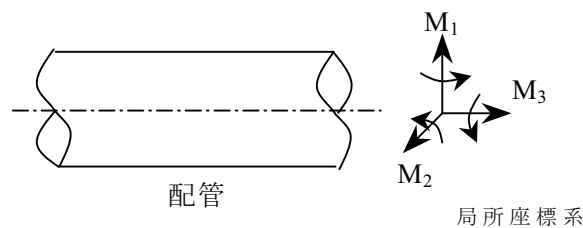


参图-7.2.24 炉心シュラウド鉛直方向
最大応答軸力

配管の評価における「ねじり」のみを評価した値について

1. ねじり応力値

ねじり応力は、計算機コードによるスペクトルモーダル解析法により算出される各方向のモーメント (M_1 , M_2 , M_3) のうち、配管の軸方向に対するモーメント (M_3) を用いて算出される。



参図-7.3.1 配管に作用する各方向のモーメント

参考として、今回の耐震安全性評価で報告した主蒸気系配管および残留熱除去系配管における、ねじりモーメントのみによる応力値を以下に示す。

参表-7.3.1 主蒸気系配管および残留熱除去系配管のねじり応力値

評価対象設備	評価部位	発生値 (MPa)
主蒸気系配管 (参図-7.3.2 参照)	分岐管	55
	主管	8
残留熱除去系配管 (参図-7.3.3 図参照)	主管	83

2. 配管の応力評価におけるねじり応力の扱い

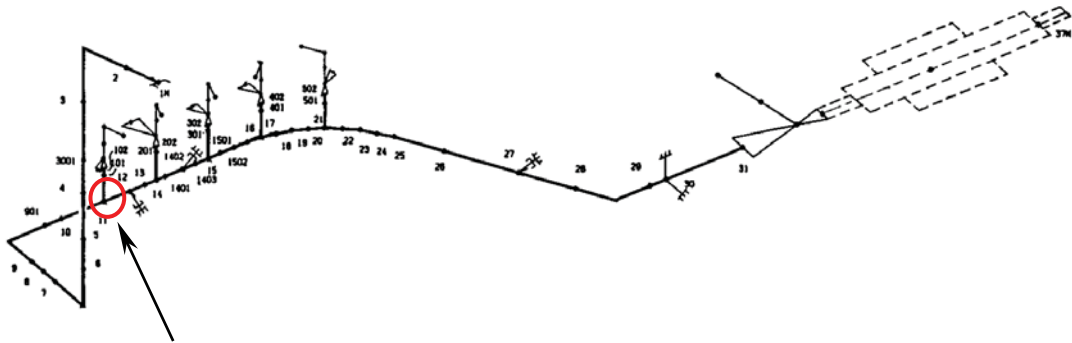
JEAG4601では、第1種管（クラス1配管）の一次応力を算定する際に、ねじり応力のみによる制限を設け、それを超える場合には、参表-7.3.2に示すとおり全体の許容応力を見直すこととしている。（制限値の詳細は3項参照）

次頁以降に、主蒸気系配管および残留熱除去系配管における、ねじり応力の評価結果を示す。いずれも、ねじり応力は制限値以下であるため、今回は全体の許容値の見直しは行っていない。

参表-7.3.2 第1種管（クラス1配管）の許容応力

許容応力状態	一次一般膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)
III _{AS}	1.5Sm	2.25Sm ただし、ねじりによる応力が0.55Smを超える場合には、曲げとねじりによる応力について1.8Smとする。
IV _{AS}	2Sm	3Sm ただし、ねじりによる応力が0.73Smを超える場合には、曲げとねじりによる応力について2.4Smとする。

評価対象設備	発生値 (MPa)	制限値 (MPa)
主蒸気系配管	63	91



ねじり応力最大評価点

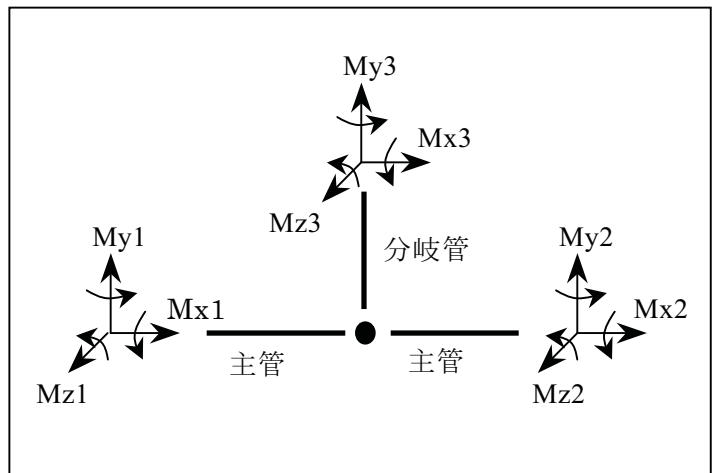
(全体の最大応力発生点と同じ)

参図-7.3.2 配管評価モデル (主蒸気系)

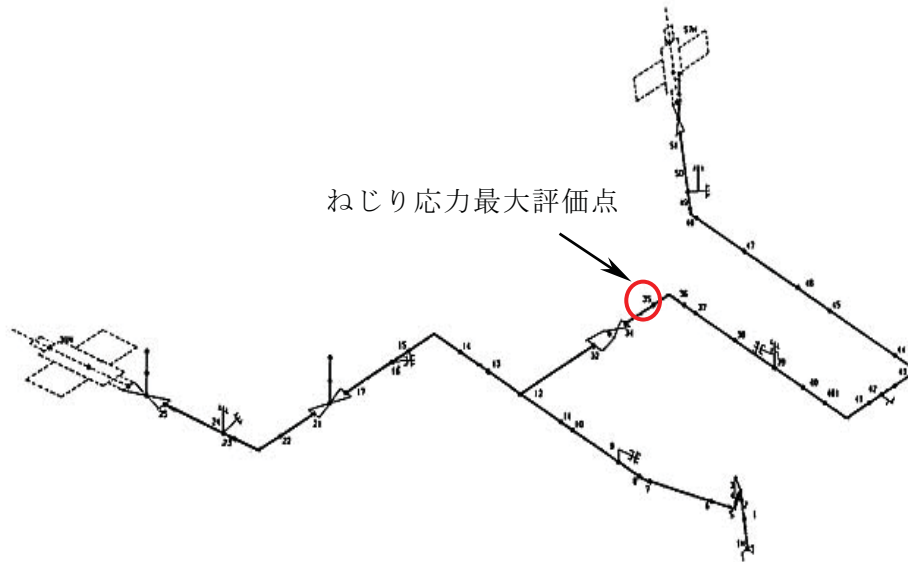
<参考 1>

上記ティ一部におけるねじり応力の算出方法は以下のとおりである。主管と分岐管では、後者の方が配管径は小さいことから、評価は分岐管で代表して行っている。

右図に示す分岐管のねじり応力は My_3 を用いて算出されるが、保守的に主管側の Mx_1 または Mx_2 (分岐管側とのモーメントの釣り合いを考慮し決定する) を用いたねじり応力を算出し、これらのねじり応力を組み合わせて分岐部の評価用ねじり応力としている。

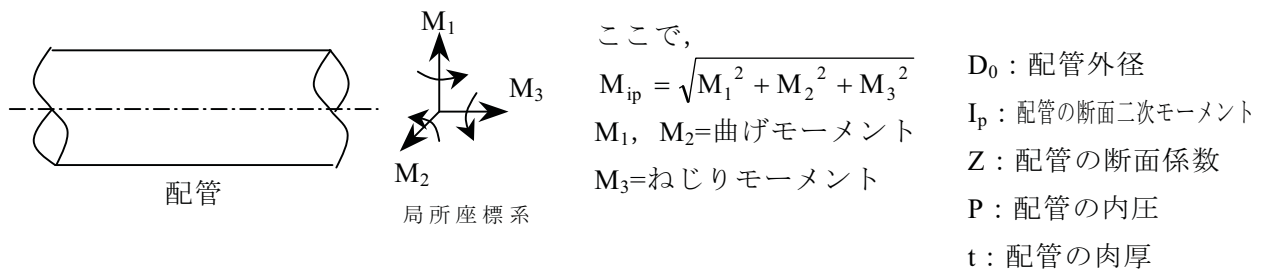


評価対象設備	発生値 (MPa)	制限値 (MPa)
残留熱除去系配管	83	89



参図-7.3.3 配管評価モデル (残留熱除去系)

<参考 2> 配管応力評価とねじりについて



配管の評価部位の座標系を上図のとおり定義し、上記の通りに記号を定義した場合、モーメントによって生じる応力は下記の通りとなる。

(1) 軸方向の応力 $S_1 = \frac{1}{2} \frac{PD_0}{2t} + \frac{M_b}{Z}$ ここで、 $M_b^2 = M_1^2 + M_2^2$

(2) 円周方向の応力 $S_c = \frac{PD_0}{2t}$

(3) ねじり応力
$$S_t = \frac{D_0}{2I_p} M_3 = \frac{M_3}{2Z}$$

これより、応力強さ S を次の通り求めることができる。

$$S = \sigma_1 - \sigma_3 = \frac{1}{2}(S_1 + S_C) + \frac{1}{2}\sqrt{(S_1 - S_C)^2 + 4S_t^2} \leq \frac{1}{2} \frac{PD_0}{2t} + \frac{M_{ip}}{Z} \dots \dots (a)$$

$$S = \sigma_1 - \sigma_2 = \sqrt{(S_1 - S_C)^2 + 4S_t^2} \leq \frac{1}{2} \frac{PD_0}{2t} + \frac{M_{ip}}{Z} \dots \dots \dots (b)$$

ここで、 $\sigma_1 \sim \sigma_3$ は、主応力を示す。

この式 (a) および式 (b) は、配管の一次応力を算出する式（設計・建設規格 PPB-3520 で規定されている）である下記式に対応している。

$S_{prm} = \frac{B_1 PD_0}{2t} + \frac{B_2 M_{ip}}{Z_i}$	S_{prm} : 一次応力	D_0 : 配管外径
	B_1, B_2 : 応力係数	Z_i : 配管の断面係数
	B_1 : 0.5	P : 配管の内圧
	B_2 : 1.0	t : 配管の肉厚

3. 制限値について

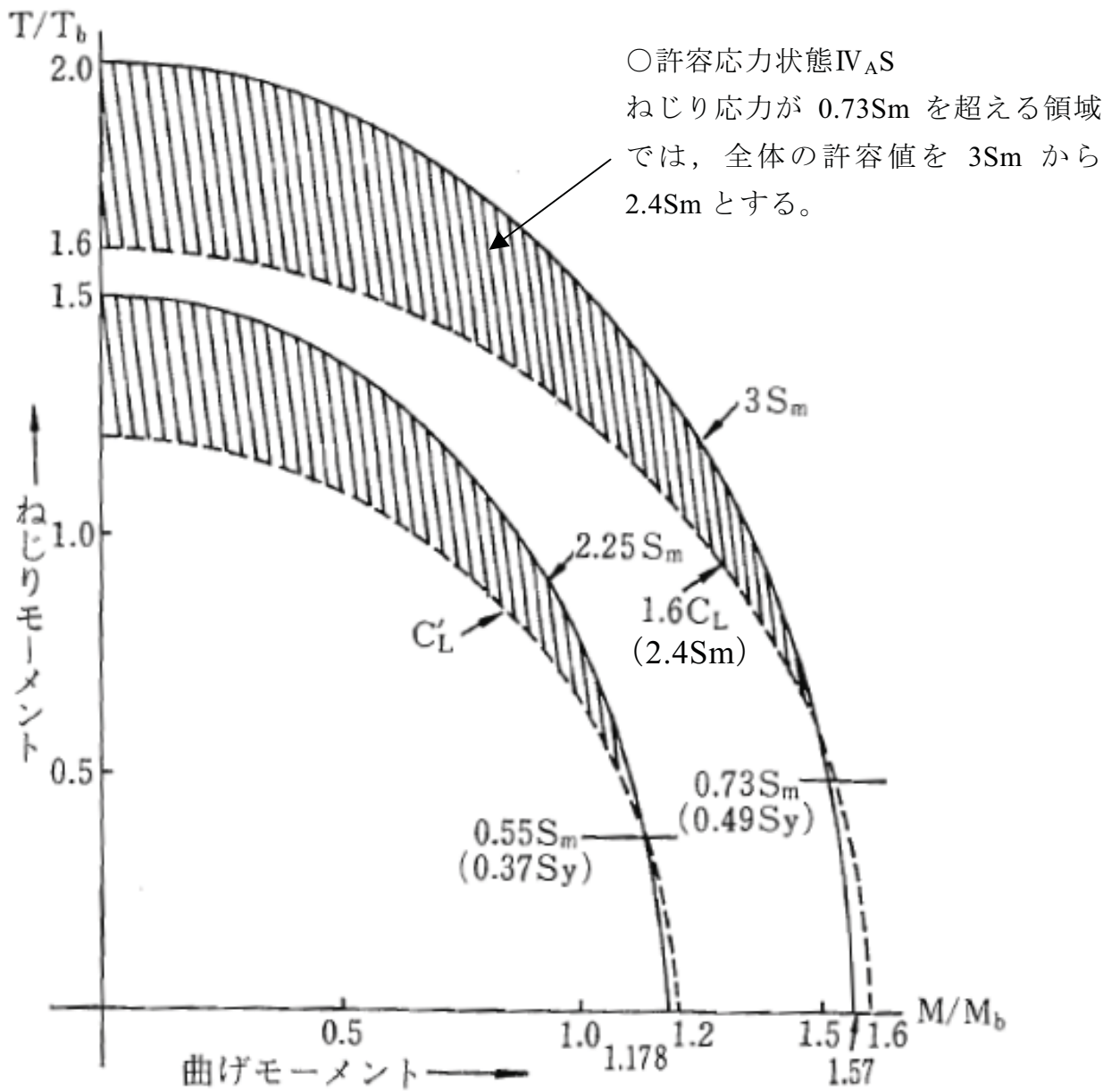
ねじり応力はせん断応力に分類され、全体の応力に対してせん断応力の寄与が大きくなると、引張応力に対しての剛性が低下する現象が見られる。そのため、JEAG4601では、第1種管（クラス1配管）の一次応力を算定する際に、ねじり応力のみによる制限を設け、それを超える場合には全体の許容応力を見直すこととしている。

具体的には、許容応力状態IV_{AS}の許容応力は3Smであるが、ねじりによる応力が0.73Smを超える場合は、曲げとねじりによる応力について許容応力を2.4Smとしている。その根拠はJEAG4601には下記の通り記載されている。

材料の延性に期待した崩壊限界（IV_{AS}に対しては設計降伏点Syの1.6倍）を定め、これと一次応力に対する許容限界との関係を参図-7.3.4に示す。許容応力状態IV_{AS}では、材料の延性に期待した崩壊限界1.6Syと、地震時の一次応力に対する許容値3Smとの交点は、0.73Smとなる。したがって、ねじり応力が0.73Smを超える場合、曲げモーメントとねじりモーメントによる応力は2.4Sm（1.6SyをSm表示）を限界とする。（Sy：設計降伏点，Sm：設計応力強さ）

参表-7.3.3 第1種管（クラス1配管）の許容応力（再掲）

許容応力状態	一次一般膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)
III _{AS}	1.5Sm	2.25Sm ただし、ねじりによる応力が0.55Smを超える場合には、曲げとねじりによる応力について1.8Smとする。
IV _{AS}	2Sm	3Sm ただし、ねじりによる応力が0.73Smを超える場合には、曲げとねじりによる応力について2.4Smとする。



内圧 $P=0$ の場合 $C_L=1.2C_L$ $C_L=S_y$

$M_b=4tr^2 S_y$ =単純曲げの場合の限界曲げモーメント

$T_b=\pi tr^2 S_y$ =単純ねじりの場合の限界ねじりモーメント

参図-7.3.4 直管の崩壊限界荷重と地震時の許容限界との関係

(JEAG4601-1984 P.101 より引用)

原子炉格納容器ライナプレートの評価における 最大ひずみ発生点について

1. 原子炉格納容器ライナプレートの地震荷重について

原子炉冷却材喪失事故などにより原子炉本体から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するために原子炉格納容器のコンクリート部に内張されている鋼板をライナプレートという(参図-7.4.1 参照)。

原子炉格納容器ライナプレートの荷重算定にあたっては、参図-7.4.2 に示す大型機器水平方向解析モデルを用いて、 S_s 地震荷重に対する解析を行う。その地震応答解析から得られる荷重を用いて、原子炉格納容器の駆体構造解析を行う。その地震荷重の主なものは、以下の通りである。

- (1)原子炉格納容器本体の地震応答荷重(せん断，モーメント等)
- (2)ダイヤフラムフロア^{※1}からの地震応答反力^{※2}

2. 最大ひずみ発生点について

1.で述べた地震荷重に加えて、圧力荷重などの地震以外の荷重も入力した結果、得られたひずみの最大値は原子炉格納容器シェル部のダイヤフラムフロア直下の部分(参図-7.4.3 参照)であった。

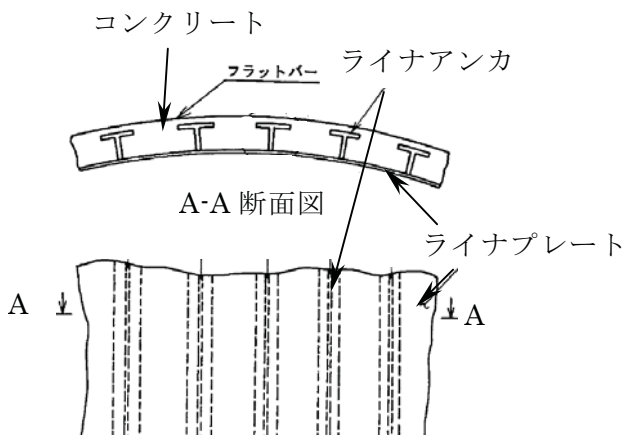
※1 ダイヤフラムフロアについて

ダイヤフラムフロアとは鉄筋コンクリート製原子炉格納容器をドライウェルとサブプレッションチェンバに仕切る構造物である(参図-7.4.2，参図-7.4.3 参照)。この構造物は、鉄筋コンクリートと鉄板から成る厚さ 1.2m のスラブであり、原子炉格納容器及び原子炉本体基礎で支持されている。

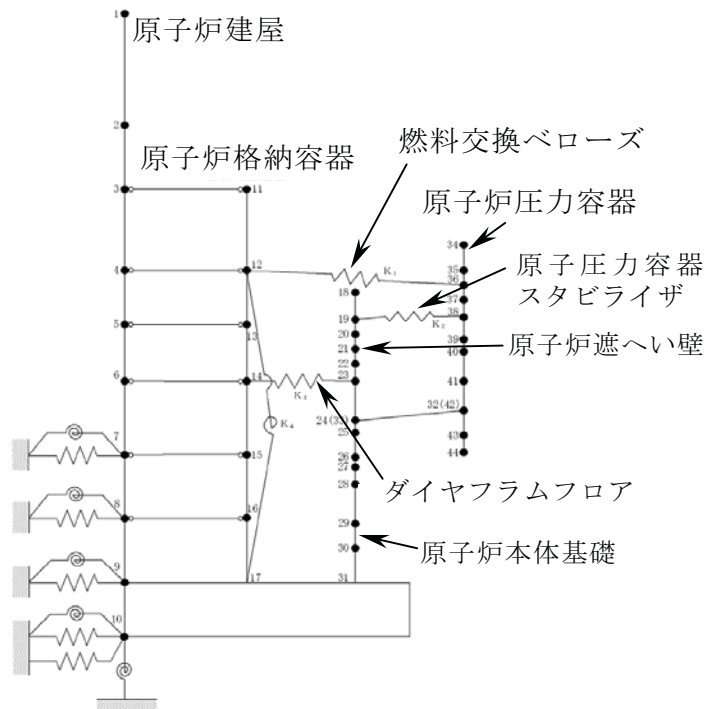
※2 ダイヤフラムフロアからの地震応答反力について

参図-7.4.2 の大型機器水平方向解析モデルは建屋－原子炉格納容器－原子炉遮へい壁－原子炉压力容器の相互作用を考慮したモデルになっている。すなわち、原子炉格納容器は原子炉建屋と一体となって揺れ、ダイヤフラムフロアを介して原子炉遮へい壁に荷重が伝達される。また、原子炉遮へい壁からは原子炉压力容器スタビライザを介して原子炉压力容器にも荷重が伝達される。さらに、原子炉压力容器と原子炉格納容器は、燃料交換ベローズを介して荷重が伝達される。なお、原子炉压力容器はスカート部で基礎ボルトにより原子炉本体基礎に取り付けられており、ここから原子炉本体基礎へも荷重が伝達される。

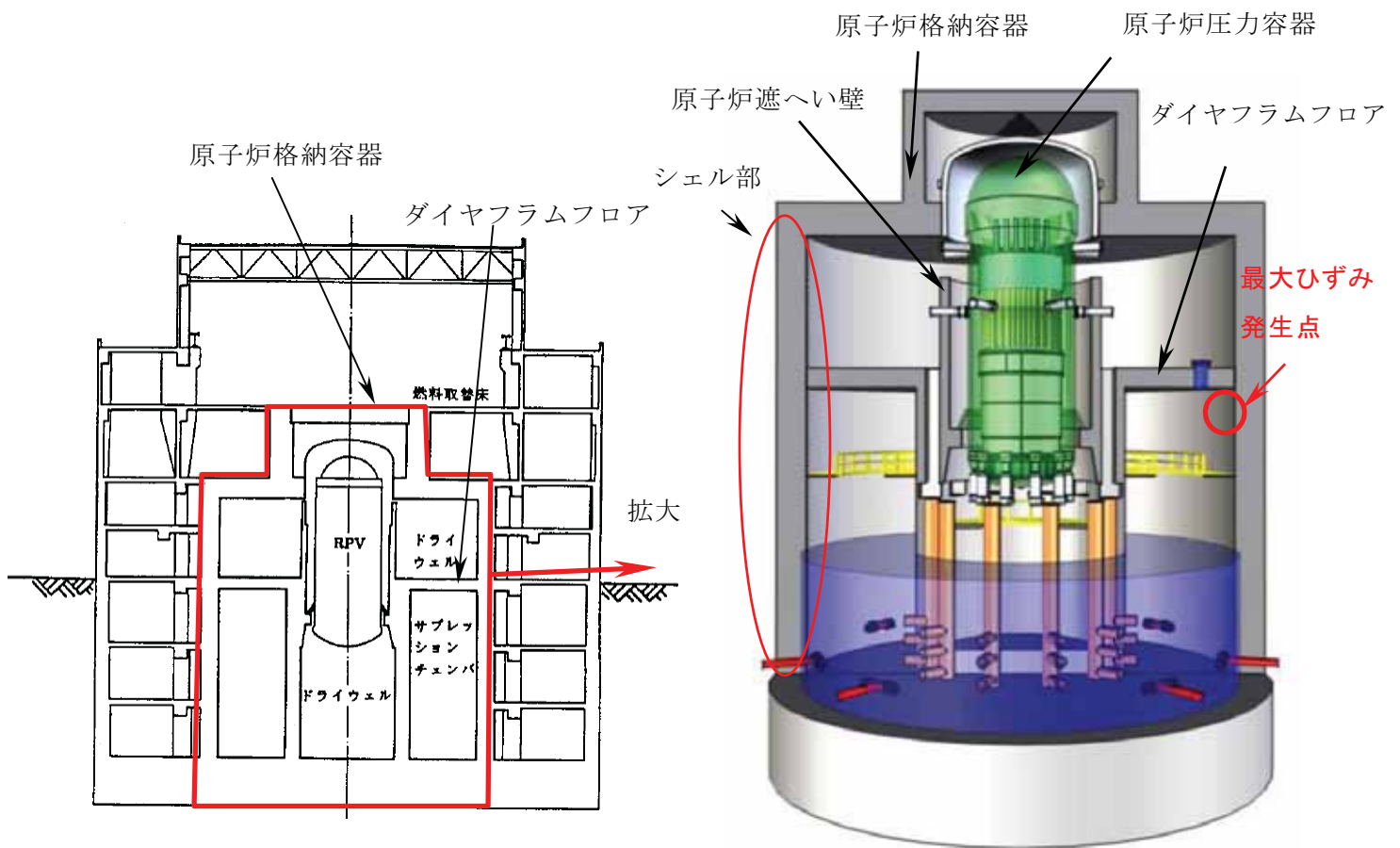
原子炉格納容器の解析にあたっては、原子炉遮へい壁から原子炉格納容器に作用する力として、ダイヤフラムフロアを模擬したばね要素の反力を原子炉格納容器駆体解析に用いている。



参図-7.4.1 シェル部のライナ形状



参図-7.4.2 大型機器水平方向解析モデル(EW 方向)



参図-7.4.3 原子炉建屋，原子炉格納容器模式図

原子炉建屋クレーンの減衰定数を測定した試験について

1. 概要

JEAG4601 におけるクレーン類の水平方向の設計用減衰定数は、溶接構造物として 1%と規定されている。

クレーン類の減衰に寄与する要素には、材料減衰とクレーンを構成する部材間に生じる構造減衰に加え、車輪とレール間のガタや摩擦による減衰があり、溶接構造物としての 1%より大きな減衰定数を有すると考えられる。

そこで、電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究(H7～H10)」では、実機を試験体とした振動試験が実施され、水平方向及び鉛直方向の設計用減衰定数を見直すための検討を行った。以下に試験方法、試験体、試験結果について示す。

2. 天井クレーンの試験方法

2.1 試験条件

天井クレーンにおいては、参表-7.5.1 に示した方法で試験が行われている。天井クレーンは、ガーダ 2 本上にトロリが設置されている構造であるが、試験時の試験体の状態は、トロリの位置を試験体 No.1, 2 ではクレーンガーダの中央部及び 1/4 位置、試験体 No.3 ではトロリの位置をガーダの中央部、1/4 位置及び端部としている。計測項目は、クレーンガーダ、トロリ、建屋レールの加速度及び応答変位である。

2.2 加振方法

鉛直方向の試験では、天井クレーンに定格荷重相当の吊荷を吊り下げ、吊荷を床から 50mm 程度まで持ち上げた後、最大速度で下降させて床に着地させ、この時の自由振動を計測している。水平方向の試験では、クレーンを 1m 程度走行させ、急停止することにより、この時の自由振動を計測している。

2.3 加振レベル

鉛直方向の試験では、天井クレーンの定格荷重相当の吊荷で加振しており、試験体 No.1, 2 では 150ton, 試験体 No.3 では 200ton で実施している。

参表-7.5.1 天井クレーンの振動試験方法

試験条件	(1) トロリ位置	試験体 No.1, 2 : 中央, 1/4 試験体 No.3 : 中央, 1/4, 及び端部
試験方法	(1) 加振方向	鉛直方向 水平方向 : ガーダ走行方向
	(2) 加振方法	吊荷着地による自由振動(鉛直) 急制動による自由振動(水平)
	(3) 加振波の種類	吊荷の開放(パルス波) 急制動(パルス波)
	(4) 加振レベル	定格荷重(鉛直) 試験体 No.1, 2 : 150ton 試験体 No.3 : 200ton
計測項目		① 試験体の加速度 ② 試験体の応答変位

3. 天井クレーンの試験結果及び評価

3.1 鉛直方向の減衰定数

(1)試験結果

試験結果を参図-7.5.1 に示す。設計応答振幅レベル^{*1}(トロリ中央部：12.2mm，トロリ端部：6.0mm)に対し，試験はほぼ同じレベル(トロリ中央部：12.1mm，トロリ端部：10.1mm)まで実施している。

応答振幅に対する減衰比の傾向は，応答振幅が比較的小さい場合には減衰比のばらつきが大きい，応答振幅が大きくなると，減衰比の発生源となる構造減衰^{*2}が増加し，減衰比が徐々に増加するとともに，そのばらつきが小さくなる。天井クレーンでは応答振幅 5.0mm で減衰比 2.0% 以上を得ている。

(2)評価

応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり，設計応答振幅レベルで減衰比 2.0%以上となっていることから，設計用減衰定数を 2.0%とした。

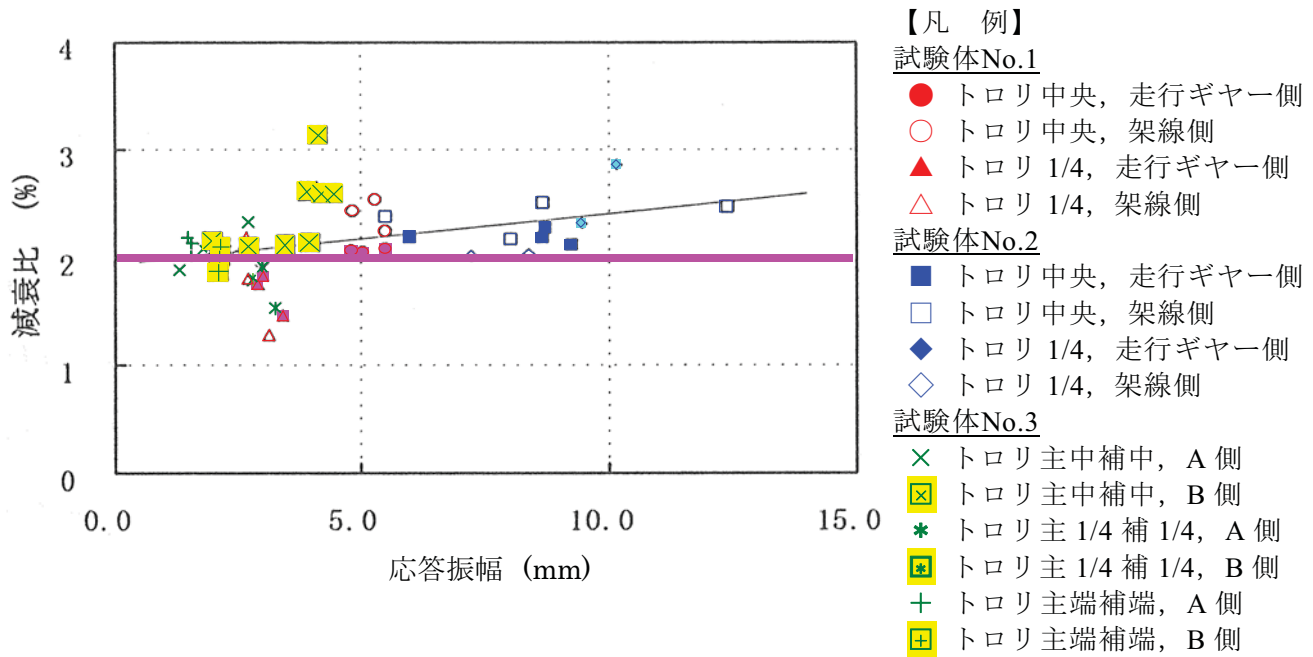
*1：ここで記載した設計応答振幅レベルは，天井クレーンに適用する設計用地震動における応答振幅レベルを示す。

*2：クレーンの減衰に影響する因子は材料減衰・構造減衰があり，減衰影響因子は以下のとおりである。

材料減衰：ガーダ等の骨組構造を構成する鋼材での内部減衰

構造減衰：ガーダ車輪とレールの摩擦・ガタ，及びトロリ車輪とレールの摩擦・

ガタ



参図-7.5.1 鉛直方向の減衰比と応答振幅の関係

3.2 水平方向の減衰定数

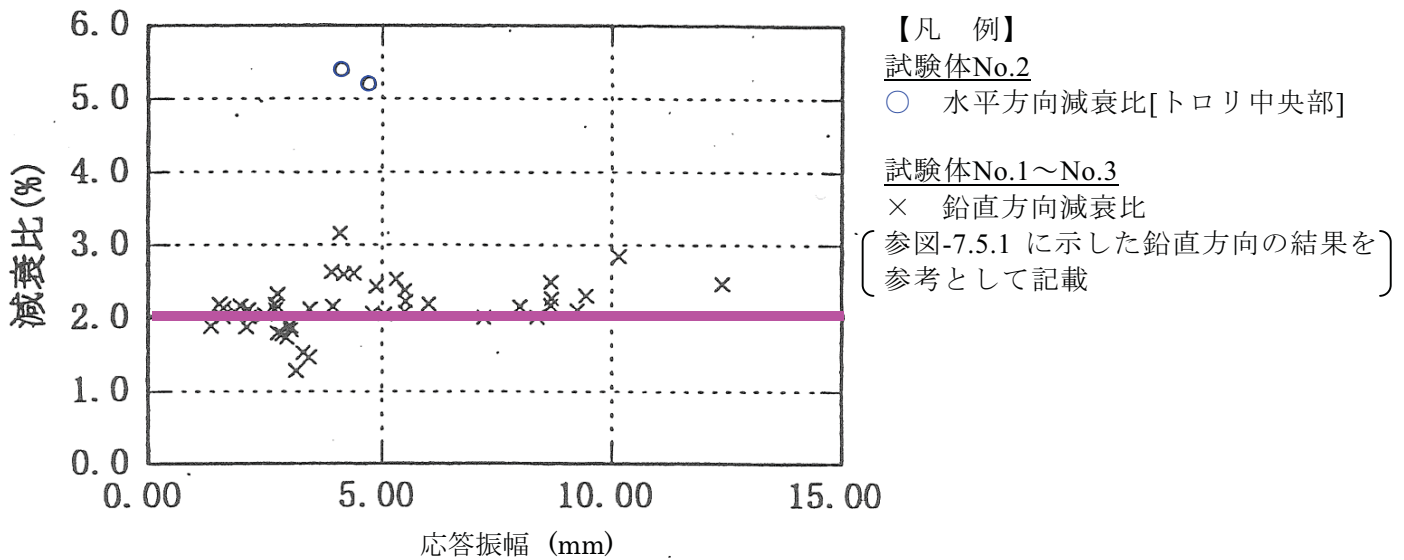
(1) 試験結果

水平方向の試験結果を鉛直方向の結果と合わせて参図-7.5.2 に示す。設計応答振幅レベル(トロリ中央部：8.9mm)に対し、試験は応答振幅レベル(トロリ中央部：4.7mm)まで実施している。

天井クレーンの水平方向の減衰比は、応答振幅 4.7mm において 5.2% という結果を得ている。

(2) 評価

水平方向の減衰比は、参図-7.5.2 のとおり応答振幅レベル 5.0mm でも鉛直方向の減衰比を上回ることが確認されており、参図-7.5.1 の鉛直方向の試験結果から、減衰比は応答振幅の増加とともに大きくなる傾向にあるが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0% を水平方向の設計用減衰定数としている。



参図-7.5.2 水平方向の減衰比と応答振幅の関係

3.3 天井クレーン試験における建屋振動について

建屋の振動が、天井クレーンの振動に及ぼす影響としては、以下のことが考えられる。

- (1) 建屋の変形に伴う減衰によりクレーン振動エネルギーが逸散される。
- (2) 建屋ークレーンが連成することによりクレーンの振動が抑制される。

天井クレーンの試験においては、クレーンのガーダの変位と共に、クレーン走行レールにおける振動変位（建屋の変位）を計測している。試験で得られている振幅（片振幅）は、各々以下のとおりである。

天井クレーンガーダの振幅（片振幅）	: 約 9.5 mm
走行レールでの振幅（建屋の振幅）	: 約 0.5 mm

建屋の振動が天井クレーンと連成し減衰効果をもたらす場合には、建屋よ

り天井クレーンの振動を相殺するような荷重，減衰力の伝達が必要となる。減衰力の発生要因としては，建屋側のランウェイガーダ，鋼製柱等の建屋の構造減衰及び建屋と天井クレーンの相対運動における慣性力が挙げられる。しかし，上記のように建屋の振幅は天井クレーンの振幅と比較して小さく，構造減衰及び相対運動は共に小さいと考えられる。

また，本試験での建屋では，試験を実施したクレーンの他に定格荷重425tonの天井クレーン2機（原子炉圧力容器の運搬用）を有しており，建屋の剛性としては極端な柔構造とはなっていない。なお，建屋構造物の内，ランウェイガーダについては，実機天井クレーンにおいても連成による減衰効果が含まれると考えられる。

以上のことから，本試験結果では建屋の振動は生じているものの，その振幅は微小であり，天井クレーンの減衰への影響は小さいものと考えている。

原子炉建屋クレーンの評価について

1. 原子炉建屋クレーンの位置づけ

原子炉建屋クレーンは、耐震 S クラス設備に対して波及的破損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られている理由は、本設備の設置場所が、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。なお、同様な位置づけの設備として燃料取替機がある。

2. 原子炉建屋クレーンと組み合わせる地震動

原子炉建屋クレーンは、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外に待機している。このことから、7号機の原子炉設置許可申請書や工事計画認可申請書においては、原子炉建屋クレーンの耐震重要度分類を、「耐震 B クラス・基準地震動 S1 に対する落下防止」としていた。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、原子炉建屋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。

一方、燃料取替機は、常時、使用済燃料貯蔵設備の上に待機している。このことから、7号機の原子炉設置許可申請書や工事計画認可申請書においては、燃料取替機の耐震重要度分類を、「耐震 B クラス・基準地震動 S2 に対する落下防止」としていた。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、燃料取替機は基準地震動 S2 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。

7号機の耐震安全性評価においては、この考え方を踏襲した。すなわち、

常時、耐震 S クラス設備の上部に設置される燃料取替機の落下防止評価は、基準地震動 S_s を用い、使用時にのみ、一時的に耐震 S クラス設備の上を通過するものについては、弾性設計用地震動 S_d を用いた評価とした。

3. 原子炉建屋クレーンの評価について

原子炉建屋クレーンは、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するため、以下に示すクレーンガード、脱線防止ラグ、トロリストoppaに着目して評価を実施している。

3.1 計算条件

(1) 走行方向荷重

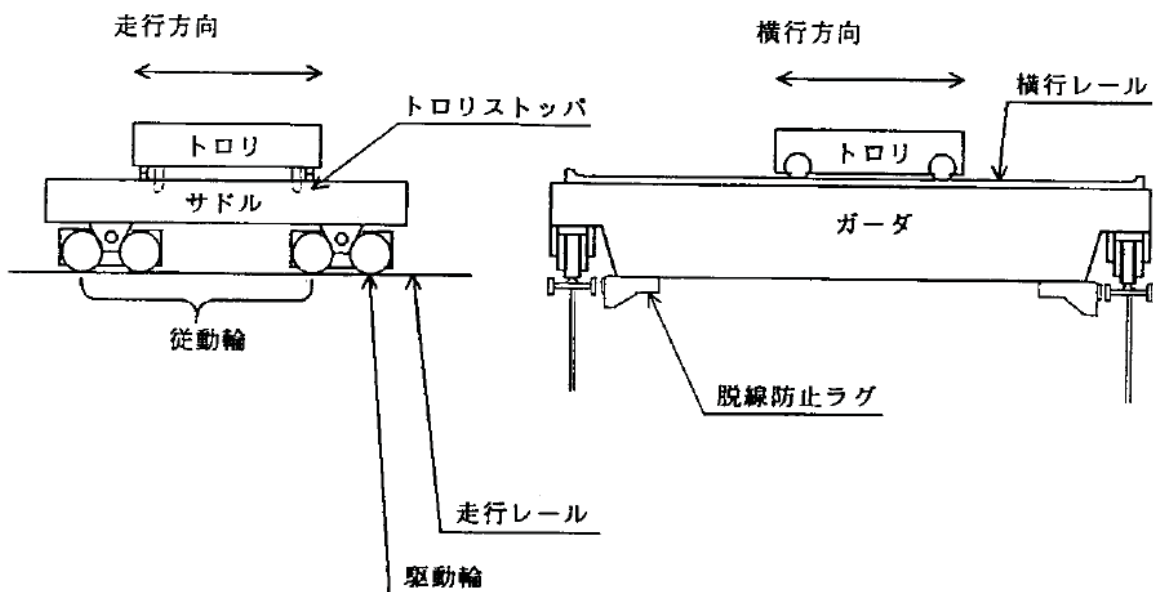
- a. クレーンは走行レールに乗っているだけで、建屋とは固定されていないので、走行方向の荷重がクレーンに加わっても、クレーンはレール上をすべるだけで、クレーン自身にはレールと走行車輪間の最大静止摩擦力以上の水平力は加わらない。
- b. クレーンの走行車輪は 8 個であり、そのうちの 2 個は駆動輪、他の 6 個が従動輪である。
- c. 駆動輪は電動機および減速機等の回転部分と連結されているため、地震の加速度を車輪部に入れると回転部分が追従できず、最大静止摩擦力以上の荷重が加わればレール上をすべる。
- d. 従動輪は回転部分が連結されていないので、駆動輪のみで荷重を受ける。

(2)横行方向荷重

- a. 横行方向は、走行レールに対して直角方向であるため、クレーンは建屋と固定されているものとし、荷重がそのままクレーンに作用する。
- b. トロリは横行レールに乗っているだけでガーダとは固定されていないので、荷重がトロリに加わってもトロリはレール上をすべるだけで、トロリ自身にはレールと横行車輪間の最大静止摩擦力以上の荷重は加わらない。
- c. トロリの横行車輪は4個であり、そのうち2個は駆動輪、他の2個は従動輪である。
- d. トロリ部分は走行方向と同様に駆動輪で荷重を受ける。

(3)評価部材

評価部材は、走行方向荷重に対してはクレーンガーダおよびトロリストップパとし、横行方向荷重に対しては脱線防止ラグとする。

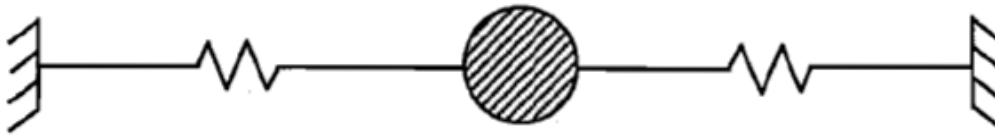


参図-7.6.1 クレーン概要図

3.2 固有周期算出

(1)水平方向

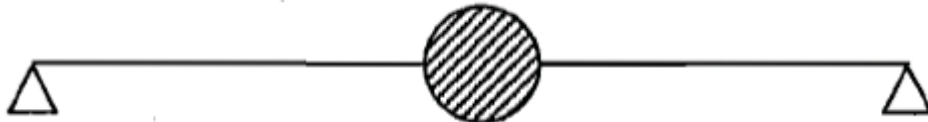
走行方向は3.1節より評価不要である。横行方向は1本のガーダ中央にトロリ質量の半分が2つのばねで支持されていると仮定して算出する。モデル図を参図-7.6.2に示す。



参図-7.6.2 横行方向固有周期計算モデル

(2)鉛直方向

トロリの位置をガーダ中央や端部などに移動させた各条件にて算出する。参図-7.6.3に、1本のガーダ中央にトロリ質量の半分が集中する場合のモデル例を示す。



参図-7.6.3 鉛直方向固有周期計算モデル

(1本のガーダ中央にトロリ質量の半分が集中する場合)

3.3 クレーンガーダの評価

(1) 曲げ応力

クレーンガーダの曲げ応力の評価は、ガーダに加わる鉛直方向のモーメント (M_V) および水平方向のモーメント (M_H) を用いて、以下の式で表される。

$$M_V/Z_X + M_H/Z_Y$$

ここで、

$$M_V = (M_1 + M_2 + M_3) \cdot (1 + C_V)$$

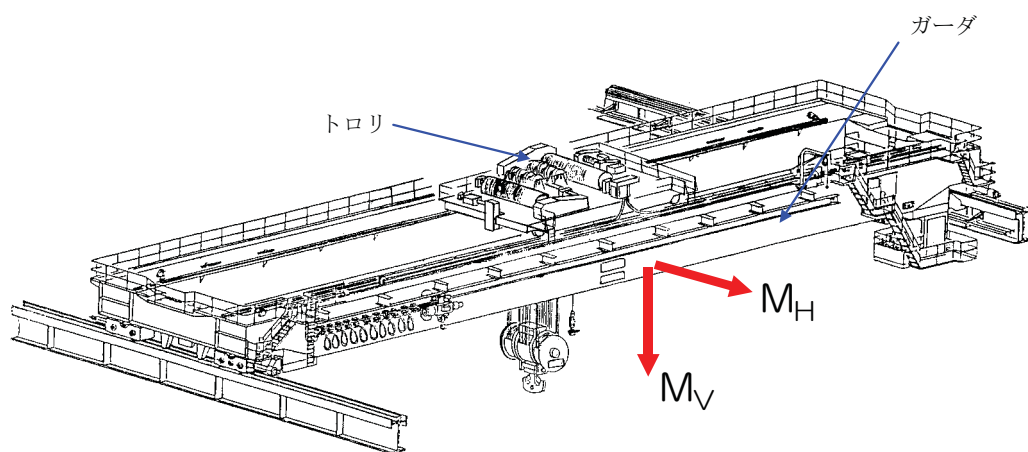
$$M_H = (M_1 + M_2) \cdot C_H$$

M_1, M_2, M_3 : ガーダ重量, トロリ重量, 定格荷重による曲げモーメント

Z_X, Z_Y : ガーダの断面係数

C_V : 鉛直方向震度 (クレーン設置階の床応答スペクトルより読み取り)

C_H : 水平方向震度 (駆動輪における最大静止摩擦係数より算出)



参図-7.6.4 クレーンガーダ概略図 (曲げ応力)

(2) せん断応力

クレーンガーダのせん断応力の評価は、ガーダに加わるせん断力（ Q ）を用いて、以下の式で表される。

$$\tau = Q/A_v$$

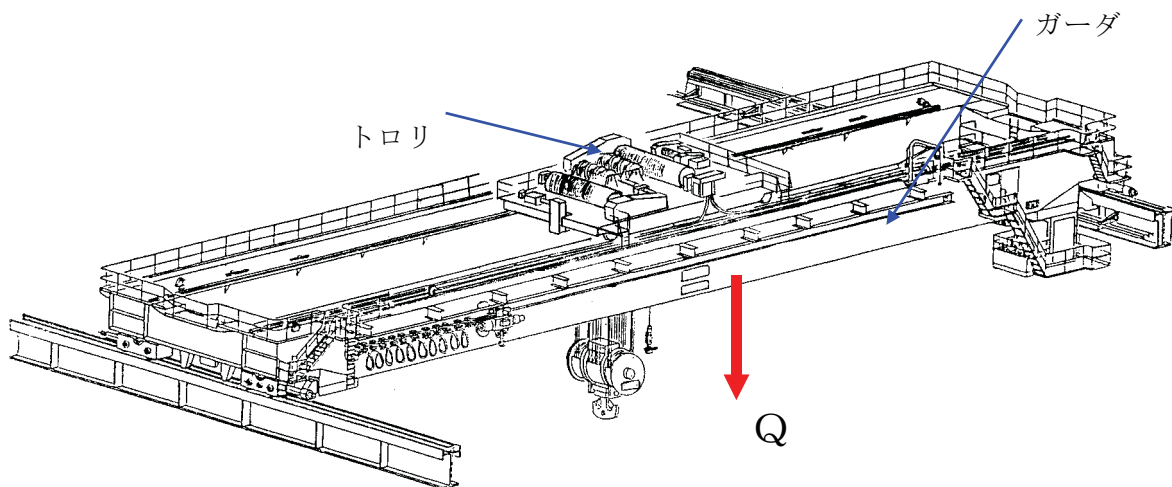
ここで、

$$Q = (Q_1 + Q_2 + Q_3) \cdot (1 + C_v)$$

Q_1 、 Q_2 、 Q_3 ：ガーダ重量，トロリ重量，定格荷重によるせん断力

A_v ：せん断力を受けるガーダの断面積

C_v ：鉛直方向震度（クレーン設置階の床応答スペクトルより読み取り）



参図-7.6.5 クレーンガーダ概略図（せん断応力）

3.4 脱線防止ラグの評価

脱線防止ラグの評価は、クレーンが水平方向に振動することにより、ランウェイガーダ（クレーンおよびレールを支える鉄骨）から受ける反力（ F_1 ）を用いて、以下の式で表される。

$$\text{圧縮応力 } \sigma = F_1 / A_1$$

ここで、

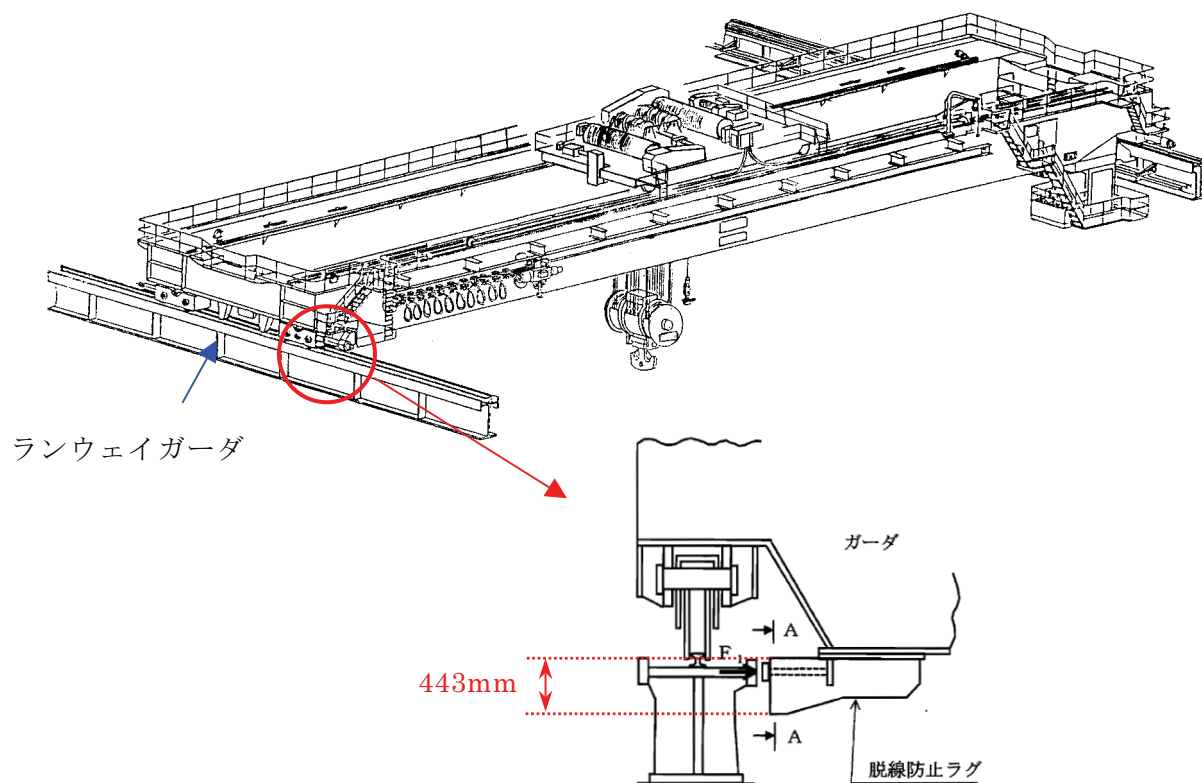
$$F_1 = 1/2 \cdot (m_1 + m_2 + m_3) \cdot g \cdot C_{H1} \text{ (脱線防止ラグ 1 個あたり)}$$

m_1 , m_2 , m_3 : ガーダ重量, トロリ重量, 定格荷重

A_1 : 脱線防止ラグの断面積

C_{H1} : 水平方向設計震度(クレーン設置階の床応答スペクトルより読み取り)

g : 重力加速度



参図-7.6.6 脱線防止ラグ概略図

3.5 トロリストッパの評価

トロリストッパの評価は、トロリが水平方向に振動することにより、クレーンガーダから受ける反力 (F_2) を用いて、以下の式で表される。

$$\text{曲げ応力} \quad \sigma_1 = M_4 / Z$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau = F_2 / A_2$$

$$\text{組合せ応力} \quad \sigma_2 = \sqrt{(\sigma_1^2 + 3 \cdot \tau^2)}$$

ここで、

$$F_2 = 1/2 \cdot m_2 \cdot g \cdot C_H \quad (\text{トロリストッパ 1 個あたり})$$

M_4 : トロリ重量による曲げモーメント

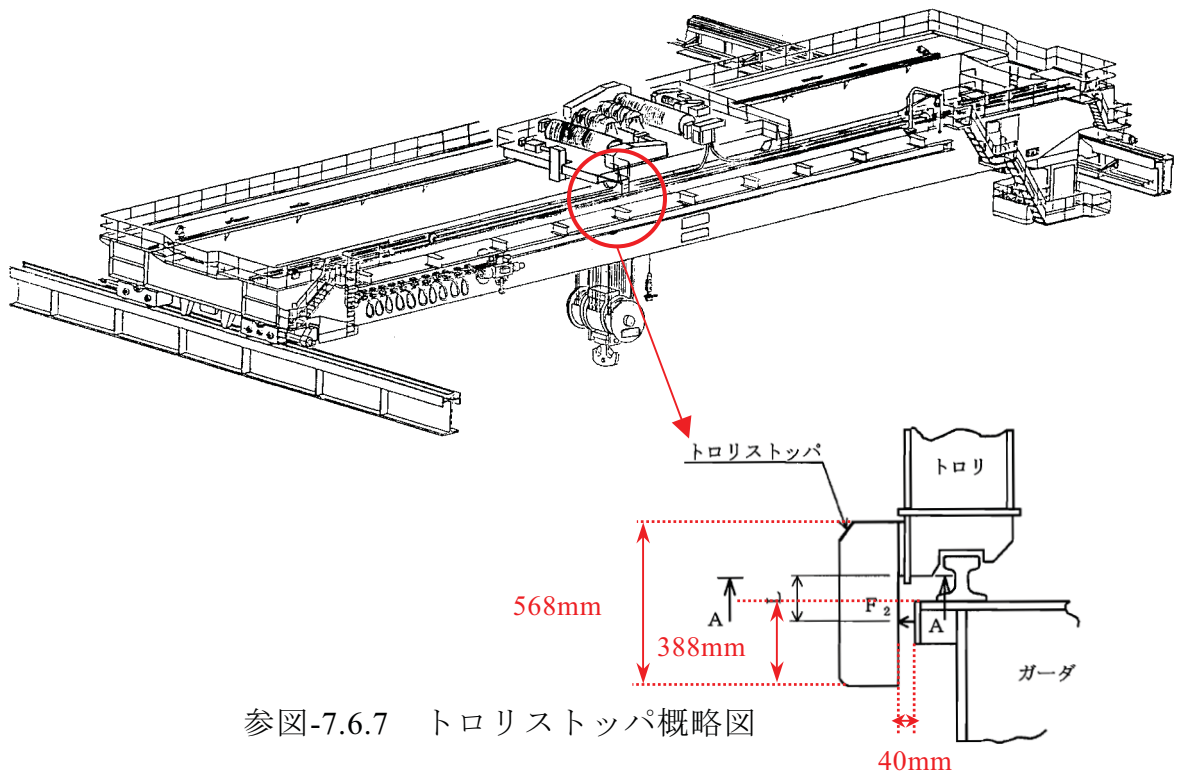
m_2 : トロリ重量

Z : トロリストッパの断面係数

A_2 : トロリストッパの断面積

C_H : 水平方向震度 (駆動輪における最大静止摩擦係数より算出)

g : 重力加速度



参図-7.6.7 トロリストッパ概略図

3.6 評価結果

クレーンガーダ，脱線防止ラグ，トロリストッパの評価結果を参表-7.6.1 に示す。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。

参表-7.6.1 クレーンガーダ，脱線防止ラグ，トロリストッパの評価結果

部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
クレーンガーダ	曲げ応力	280	319
	せん断応力	70	139
脱線防止ラグ	圧縮応力	69	231
トロリストッパ	曲げ応力	22	231
	せん断応力	7	133
	組合せ応力	26	231

: 最大評価点（報告書本文記載値）

＜参考＞クレーンの浮き上がりを考慮した評価について

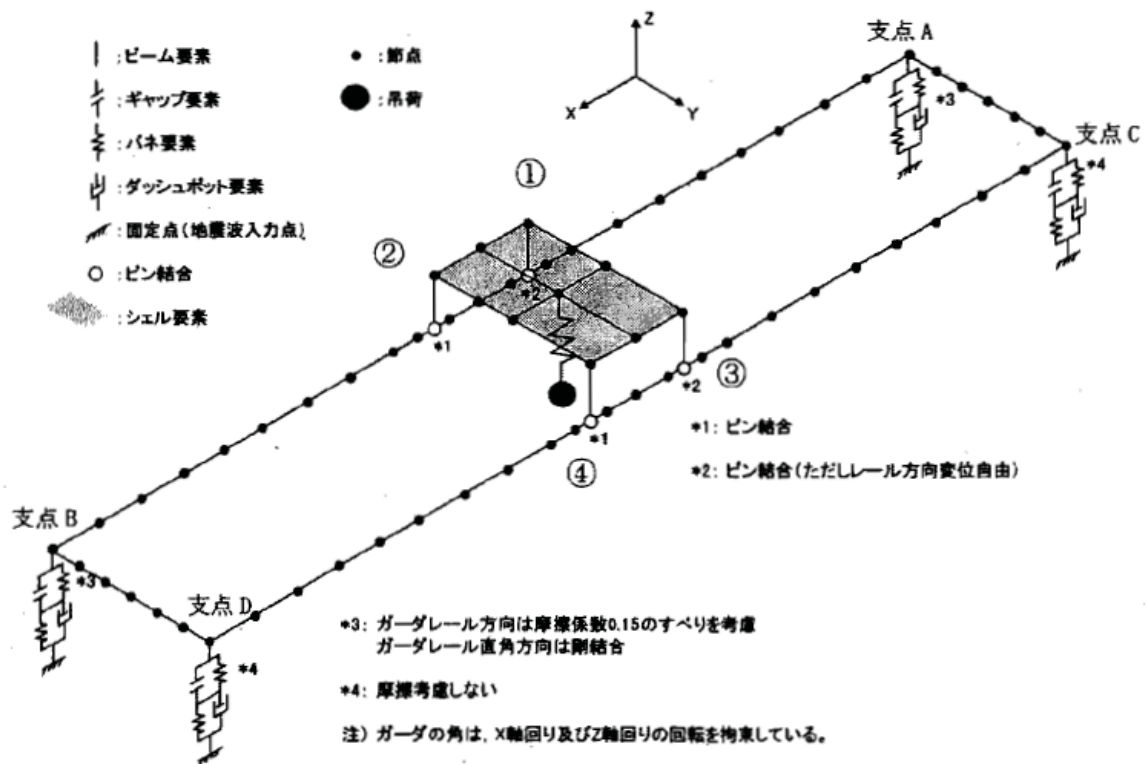
(1) はじめに

クレーン設置レベルにおいて、鉛直方向の設計用震度が 1.0G を超えていることから、地震時にクレーンが浮き上がることが想定される。そのため、クレーンの浮き上がりを考慮した場合の評価について以下に示す。

(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、参図-7.6.8 に示すような、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。

なお、計算にあたっては、汎用非線形有限要素解析プログラム ABAQUS を用いた。



参図-7.6.8 クレーンの浮き上がりを考慮した解析モデル

(3) 浮き上がりを考慮した解析モデルによる評価結果

クレーンの浮き上がりを考慮した解析モデルによる評価結果を参表-7.6.2に示す。浮き上がりを考慮した評価の発生値は、浮き上がりを考慮しない評価の発生値と比較して大きな差は見られない。

参表-7.6.2 クレーンの浮き上がりの考慮による評価結果の比較

部材	応力	発生値 (MPa)		評価基準値 (MPa)
		浮き上がり 考慮せず	浮き上がり 考慮	
クレーンガード	曲げ応力	280	260	319
	せん断応力	70	69	139
脱線防止ラグ	圧縮応力	69	69	231
トロリストッパ	曲げ応力	22	22	231
	せん断応力	7	7	133
	組合せ応力	26	25	231

<参考> 基準地震動 Ss による原子炉建屋クレーン落下評価

原子炉建屋クレーンは従前の考え方に基づき、弾性設計用地震動 Sd による評価としているが、参考として、基準地震動 Ss による評価を実施した。

1. 浮上がり量評価

1.1 評価手法

弾性設計用地震動 Sd による評価と同様の手法を用いて評価を行った。

1.2 評価結果

ガーダおよびトロリの浮き上がり量の評価結果を参表-7.6.3 に示す。

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を確認した。

参表-7.6.3 基準地震動 Ss による評価結果

部材	評価項目	発生値 (mm)	構造長さ (mm)
ガーダ	浮き上がり量	98	443
トロリ	浮き上がり量	132	388

2. 脱線防止ラグおよびトロリストッパの構造強度評価法について

2.1 脱線防止ラグの評価

脱線防止ラグの評価は、クレーンが水平方向に振動することにより、ランウェイガーダ（クレーンおよびレールを支える鉄骨）から受ける反力（ F_1 ）を用いて、以下の式で表される。

$$\text{圧縮応力 } \sigma_1 = F_1 / A_1$$

$$\text{曲げ応力 } \sigma_2 = M_1 / Z_1$$

ここで、

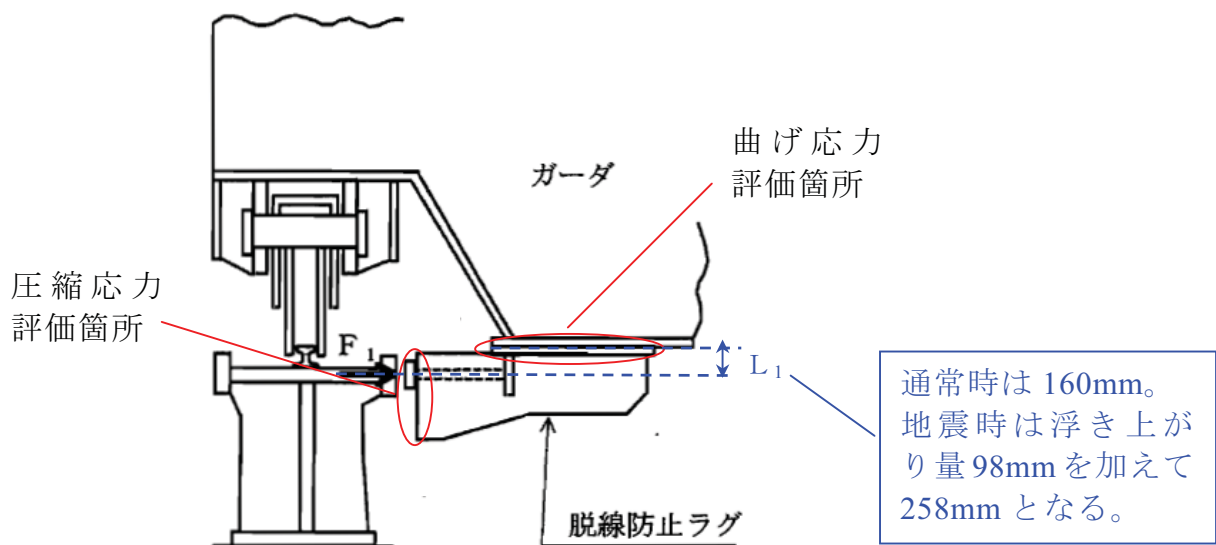
$$M_1 = F_1 \cdot L_1 = F_1 \cdot (160\text{mm} + 98\text{mm})$$

M_1 ：脱線防止ラグ取付部の曲げモーメント

Z_1 ：脱線防止ラグ取付部の断面係数

A_1 ：脱線防止ラグの断面積

L_1 ：参図-7.6.9 参照（通常時は 160mm，浮き上がり時は 258mm）



参図-7.6.9 脱線防止ラグ概略図

2.2 トロリストッパの評価

トロリストッパの評価は、トロリが水平方向に振動することにより、クレーンガーダから受ける反力（ F_2 ）を用いて、以下の式で表される。

$$\text{曲げ応力} \quad \sigma_3 = M_2 / Z_2$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau = F_2 / A_2$$

$$\text{組合せ応力} \quad \sigma_4 = \sqrt{\sigma_3^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

ここで、

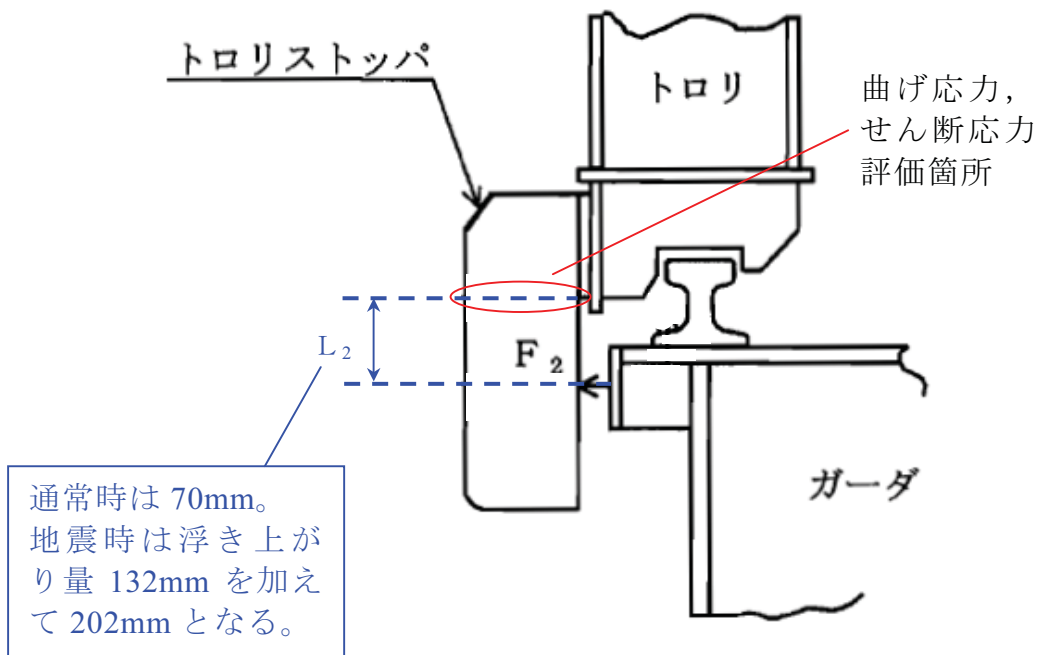
$$M_2 = F_2 \cdot L_2 = F_2 \cdot (70\text{mm} + 132\text{mm})$$

M_2 ：トロリストッパの曲げモーメント

Z_2 ：トロリストッパの断面係数

A_2 ：トロリストッパの断面積

L_2 ：参図-7.6.10 参照（通常時は 70mm，浮き上がり時は 202mm）



参図-7.6.10 トロリストッパ概略図

2.3 評価結果

評価結果を参表-7.6.4 に示す。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。

参表-7.6.4 基準地震動 Ss による脱線防止ラグ，トロリストッパの構造強度評価

部材	評価項目	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
脱線防止ラグ	圧縮応力	130	275
	曲げ応力	51	275
トロリストッパ	曲げ応力	64	275
	せん断応力	7	158
	組合せ応力	66	275

燃料取替機の減衰定数を測定した試験について

1. 概要

JEAG4601 における燃料取替機の水平方向の設計用減衰定数は、溶接構造物として 1%と規定されている。

燃料取替機の減衰に寄与する要素には、材料減衰と燃料取替機を構成する部材間に生じる構造減衰に加え、車輪とレール間のガタや摩擦による減衰があり、溶接構造物としての 1%より大きな減衰定数を有すると考えられる。

そこで、電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究(H7～H10)」では、実機を試験体とした振動試験が実施され、水平方向及び鉛直方向の設計用減衰定数を見直すための検討を行った。以下に試験方法、試験体、試験結果について示す。

2. 燃料取替機の試験方法

2.1 試験条件

燃料取替機においては、参表-7.7.1 に示した方法で試験が行われている。燃料取替機はブリッジ(ガーダ 2 本)上にトロリが設置されている構造である。

振動試験時の試験体の状態は、トロリの停止位置をブリッジ(ガーダ)の中央部及び端部としている。計測項目は、加振加速度、トロリ、ブリッジ(ガーダ)の加速度、及び応答変位を計測している。

2.2 加振方法

加振方法は、トロリに加振装置を設置して強制加振で実施しており、加

振振動数は 5.0～20Hz としている。

2.3 加振レベル

加振加速度レベルは，製品保護の観点から燃料取替機に発生する応力を許容応力の 1/10 以下，及びレールとガイドローラが接触しないように，燃料取替機の最大応答加速度レベルを上下方向で 200Gal，水平方向で 100Gal 程度を目安に実施している。

参表-7.7.1 燃料取替機の振動試験方法

試験条件	(1) トロリ位置	中央部と端部
	(2) 付加質量の有無	加振装置 : 有
試験方法	(1) 加振方向	鉛直方向 水平方向：ブリッジ走行方向 (ガーダ)
	(2) 加振方法	加振装置による強制加振
	(3) 加振波の種類	強制加振；正弦波 5.0～20Hz
	(4) 加振レベル	許容応力の 1/10 以下(鉛直・水平)
計測項目		① 加振加速度 ② 試験体の加速度 ③ 試験体の応答変位

3. 燃料取替機の試験結果及び評価

3.1 鉛直方向減衰定数

(1)試験結果

試験結果を参図-7.7.1 に示す。設計応答振幅レベル^{*1}(トロリ中央部：3.4mm，トロリ端部：0.8mm) に対し，試験は応答振幅レベル(トロリ中央部：0.49mm，トロリ端部：0.62mm)まで実施されている。

応答振幅に対する減衰比の傾向は，トロリ位置が中央部の場合では，応答振幅の増加にしたがって減衰比は増加する傾向を示している。応答振幅 0.40mm で減衰比 2.0%以上が得られている。トロリ位置が端部の場合では，応答振幅に係らず 1.5%程度の減衰比が得られている。

(2)評価

トロリ位置が中央部の場合では，応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり，低振幅レベルでも減衰比 2.0%以上となっていること，応答振幅が増加すると取付器具の振動等で構造減衰^{*2}が増加し，設計応答振幅レベルでも減少することはないと考えられることから，設計用減衰定数 2.0%としている。

トロリ位置が端部の場合では，応答振幅に係らず 1.5%程度の減衰比が得られていることから，設計用減衰定数 1.5%としている。

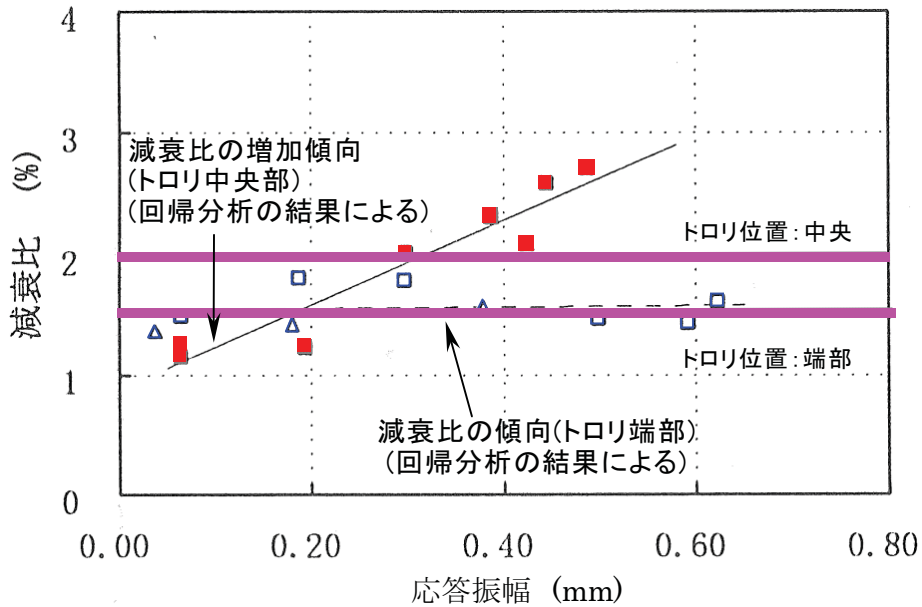
*1：ここで記載した設計応答振幅レベルは，燃料取替機に適用する設計用地震動における応答振幅レベルを示す。

*2：クレーン類の減衰に影響する因子は材料減衰・構造減衰があり，減衰影響因子は以下のとおりである。

材料減衰：ガーダ，トロリフレーム等の骨組構造を構成する鋼材での内部減衰
構造減衰：ガーダ車輪とレールの摩擦・ガタ，及びトロリ車輪とレールの摩擦・ガタ，取付器具(手摺・主ホイスト等)・電気盤パネル(機上補助盤等)の振動，マストチューブの相互作用

【凡 例】

- マスト縮, トロリ中央
- マスト縮, トロリ端
- ▲ マスト縮, トロリ中央
- △ マスト縮, トロリ端



参図-7.7.1 鉛直方向の減衰比と応答振幅の関係

3.2 水平方向減衰定数

(1) 試験結果

水平方向の試験結果を鉛直方向の結果と合わせて参図-7.7.2 に示す。設計応答振幅レベル(トロリ中央部 2.5mm)に対し、試験は応答振幅レベル(トロリ中央部 : 0.07mm, トロリ端部 : 0.07mm)まで実施されている。

燃料取替機の水平方向の減衰比は、トロリ位置が中央部では応答振幅 0.07mm において 3.6%、トロリ位置が端部では応答振幅 0.07mm において 3.1%という結果が得られている。

(2) 評価

水平方向の減衰比は、参図-7.7.2 のとおり応答振幅レベル 0.07mm でも

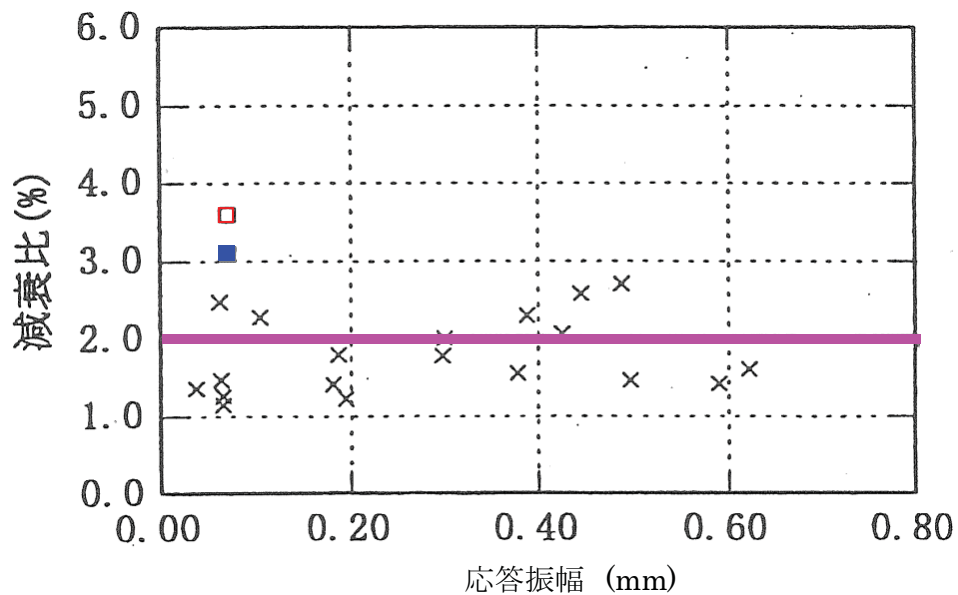
鉛直方向の減衰比を上回ることが確認されており、参図-7.7.1 の鉛直方向の試験結果から、減衰比は応答振幅の増加とともに大きくなる傾向にあるが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0% を水平方向の設計用減衰定数としている。

【凡 例】

- 水平方向減衰比[トロリ中央部]
- 水平方向減衰比[トロリ端部]

× 鉛直方向減衰比

(参図-7.7.1 に示した鉛直方向の結果を参考として記載)



参図-7.7.2 水平方向の減衰比と応答振幅の関係

燃料取替機の評価について

1. 燃料取替機の耐震安全性評価

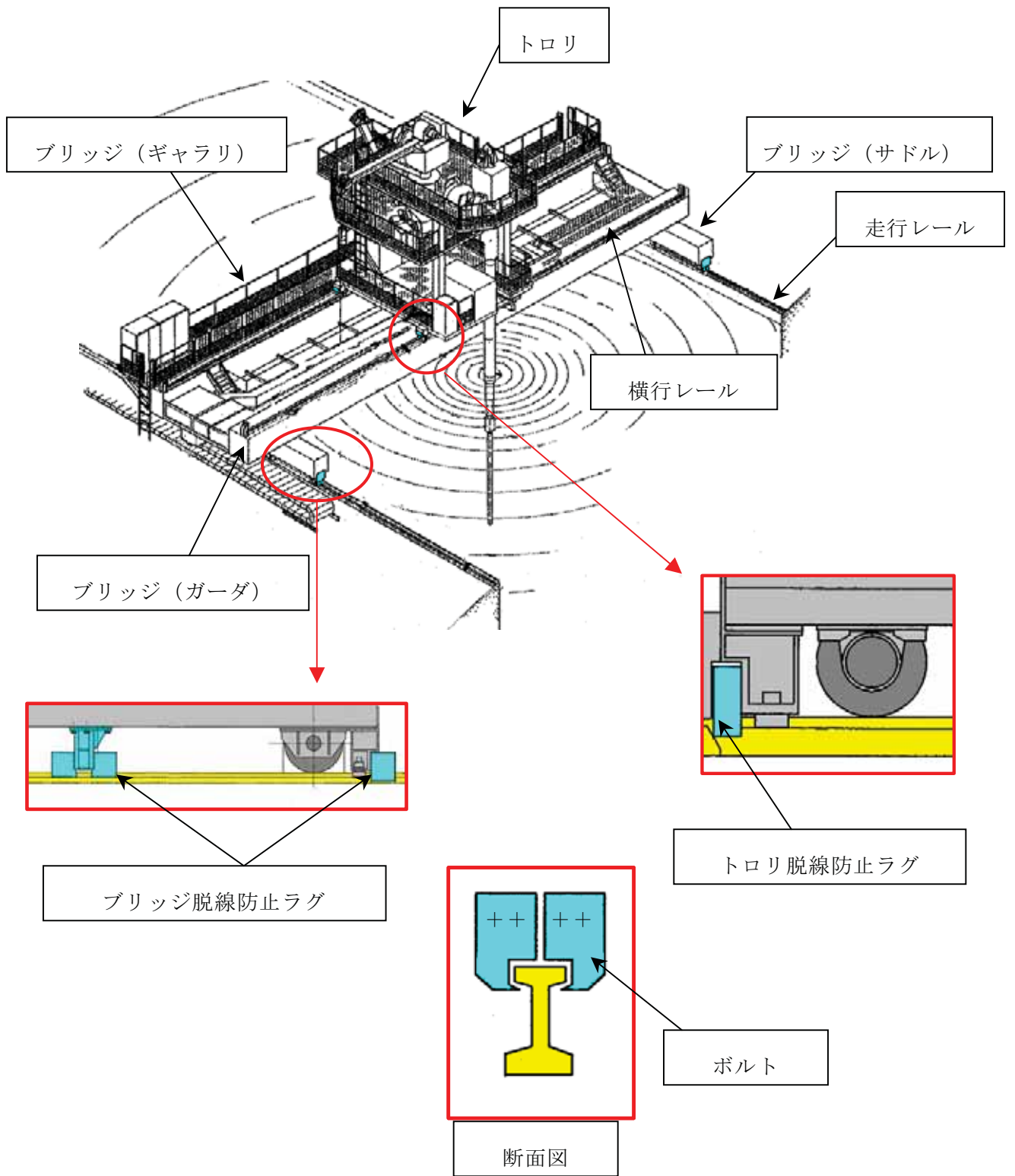
燃料取替機は、地震時に使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確認する必要がある。その観点から、構造物フレーム（ガーダ、サドル、ギャラリ、トロリ）、脱線防止ラグおよびレールに着目して評価を実施している。（参図-7.8.1 参照）以下、個別の部位毎に評価の概要を述べる。

2. 構造物フレームの評価

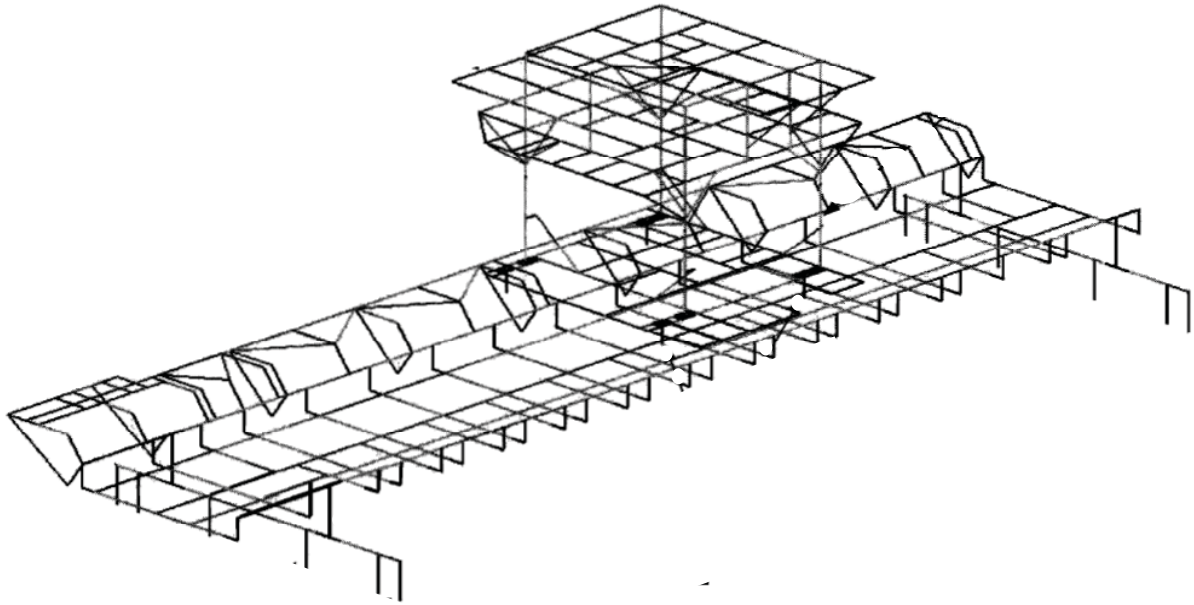
構造物フレームの応力は、燃料取替機をはり要素でモデル化し（参図-7.8.2 参照）、計算機を使用して曲げ応力（ σ_1 ）およびせん断応力（ τ_1 ）を算出する。

なお、組合せ応力は、フレームに加わる曲げ応力（ σ_1 ）およびせん断応力（ τ_1 ）を用いて、下記式で表される。

$$\sigma_{c1} = \sqrt{(\sigma_1)^2 + 3 \cdot (\tau_1)^2}$$



参図-7.8.1 燃料取替機概略図



参図-7.8.2 燃料取替機解析モデル

3. 脱線防止ラグの評価

(1) 脱線防止ラグ（本体）

脱線防止ラグ本体の曲げ応力，せん断応力および組合せ応力は，計算機による計算により得られたラグに加わる曲げモーメント（ M_1 ）およびせん断力（ P_1 ）を用いて，下記式で表される。

$$\text{曲げ応力} \quad \sigma_2 = M_1 / Z_1$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_2 = P_1 / A_1$$

$$\text{組合せ応力} \quad \sigma_{c2} = \sqrt{(\sigma_2^2 + 3 \cdot \tau_2^2)}$$

M_1 ：曲げモーメント

Z_1 ：脱線防止ラグの断面係数

P_1 ：せん断力

A_1 ：脱線防止ラグの断面積

(2) 取付ボルト

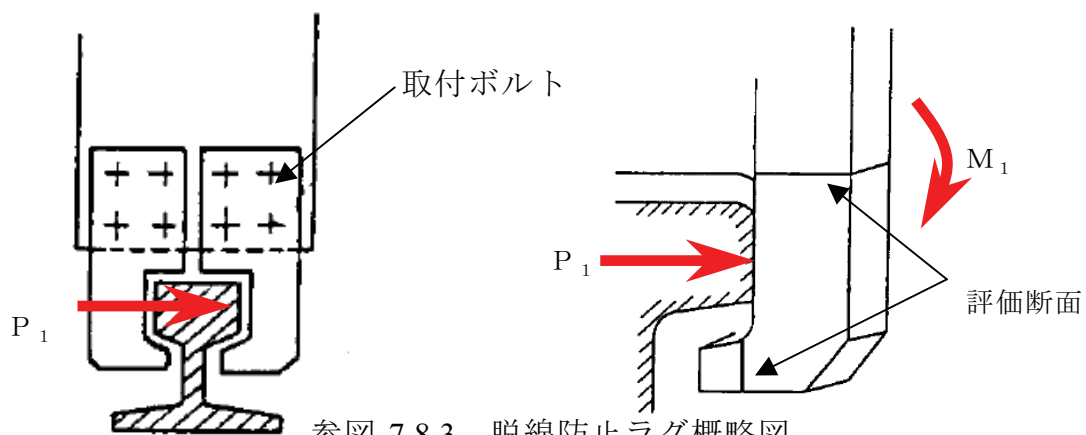
取付ボルトのせん断応力は，計算機による計算により得られたせん断力（ P_1 ）を用いて，下記式で表される。

$$\tau_3 = P_1 / n \cdot A_2$$

P_1 ：せん断力

n ：ボルト本数

A_2 ：ボルト1本の断面積



参図-7.8.3 脱線防止ラグ概略図

4. レールの評価

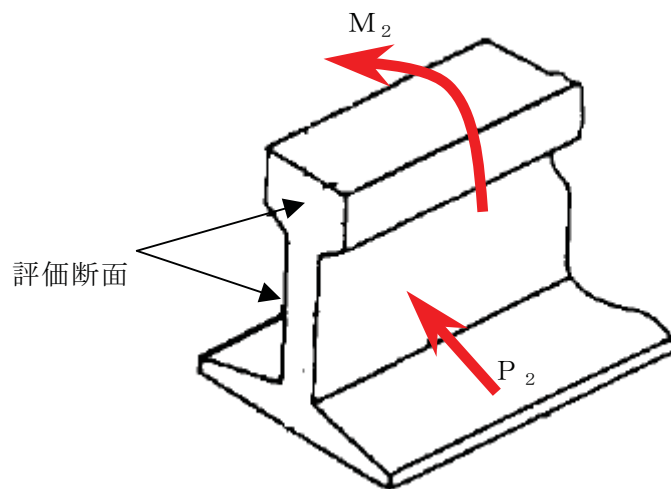
レールの曲げ応力，せん断応力および組合せ応力は，計算機による計算により得られたレールに加わる曲げモーメント (M_2) およびせん断力 (P_2) を用いて，下記式で表される。

$$\text{曲げ応力} \quad \sigma_3 = M_2 / Z_2$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_4 = P_2 / A_3$$

$$\text{組合せ応力} \quad \sigma_{c3} = \sqrt{(\sigma_3^2 + 3 \cdot \tau_4^2)}$$

M_2 : 曲げモーメント
 Z_1 : レールの断面係数
 P_2 : せん断力
 A_3 : レールの断面積



参図-7.8.4 レール概略図

5. 評価結果

各部材の評価結果を参表-7.8.1 に示す。

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。

参表-7.8.1 各部材の評価結果 (1/2)

部材		応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	
構造物フレーム	ブリッジ	ガーダ	引張応力	122	275
			せん断応力	11	158
			組合せ応力	124	275
		サドル	引張応力	154	275
			せん断応力	106	158
			組合せ応力	239	275
		ギャラリ	引張応力	149	275
			せん断応力	2	158
			組合せ応力	149	275
	トロリ	引張応力	185	275	
		せん断応力	19	158	
		組合せ応力	188	275	
脱線防止ラグ	ブリッジ脱線防止ラグ	引張応力	36	253	
		せん断応力	19	146	
		組合せ応力	48	253	
	取付ボルト	せん断応力	142	158	
	トロリ脱線防止ラグ	引張応力	88	253	
		せん断応力	34	146	
		組合せ応力	106	253	
取付ボルト	せん断応力	113	158		

: 最大評価点 (報告書本文記載値)

参表-7.8.1 各部材の評価結果 (2/2)

部材		応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
レール	走行レール	引張/圧縮応力	239	546
		せん断応力	22	315
		組合せ応力	242	546
	横行レール	引張/圧縮応力	372	483
		せん断応力	15	278
		組合せ応力	373	483

動的機能維持評価における鉛直方向の評価基準値加速度に

1.0G を用いている根拠について

1. 概要

平成 18 年 9 月に改訂された耐震設計審査指針において、動的機器に対する地震時機能維持を確認することが明記されるとともに、これまで静的な取扱いのみであった鉛直方向の地震力についても、動的な地震力を考慮することとなった。

耐震設計審査指針改訂以前においても動的機器の地震時機能維持評価^{*1}は行われており、原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版（以下、「JEAG4601-1991」という。）に基づき、動的地震力を考慮する水平方向に対しての評価が行われていた。

一方、耐震設計審査指針改訂に伴い、鉛直方向についても動的な地震力の考慮が必要となったことから、鉛直方向の地震力に対する地震時機能維持評価を行うにあたり、評価で用いる機能確認済加速度^{*2}について、これまでの水平方向に加え、鉛直方向についても設定が必要となった。

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機では、電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究（H10～H13）」（以下、「本研究」という。）の成果に基づき、地震時機能維持評価で必要となる、鉛直方向の機能確認済加速度を採用した。

*1：地震時又は地震後に動作の要求される安全上重要な設備について、ポンプの回転機能や弁の開閉動作機能等の動的機能が維持されることを確認する。なお、JEAG4601-1991 には、以下の 12 機種に対する機能維持評価法が規定されている。

- | | | |
|--------------|-----------|-------------|
| ①立形ポンプ | ②横形ポンプ | ③ポンプ駆動用タービン |
| ④電動機 | ⑤ファン | ⑥冷凍機 |
| ⑦非常用ディーゼル発電機 | ⑧制御用空気圧縮機 | ⑨往復動式ポンプ |
| ⑩弁 | ⑪ダンパ | ⑫制御棒 |

*2：振動試験や解析により、地震時機能維持が確認された加速度

2. 柏崎刈羽原子力発電所7号機で用いる機器の鉛直方向における機能確認済加速度
 機器の内部部品等の浮き上がりを考慮する必要のない限界値（1.0G）に対する
 解析的な検討を行い，許容値に対する余裕が確認されたことから，鉛直方向の機
 能確認済加速度に1.0Gを採用した。次項に残留熱除去系ポンプの機能確認済加速
 度を例として示す。

参表-7.9.1 機能確認済加速度（鉛直方向加速度1.0Gを用いる機器）

種 別*1			機能確認済加速度		主な安全上重要な設備
			鉛直方向(G*3)		
			現行	柏崎刈羽 7号機	
立形ポンプ	ピットバレル形ポンプ	—	<u>1.0</u>	残留熱除去系ポンプ	
	立形斜流ポンプ			原子炉補機冷却海水系ポンプ	
横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	—	<u>1.0</u>	原子炉補機冷却水系ポンプ	
	横形多段遠心式ポンプ			原子炉隔離時冷却系ポンプ	
ポンプ駆動用タービン			—	<u>1.0</u>	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用蒸気タービン
電動機	横形ころがり軸受電動機	—	<u>1.0</u>	原子炉補機冷却水系ポンプ用 電動機	
	立形すべり軸受電動機			残留熱除去系ポンプ用電動機	
ファン	遠心直結型ファン	—	<u>1.0</u>	中央制御室送風機	
	遠心直動型ファン			中央制御室排風機	
非常用 ディーゼル 発電機	高速形 ディーゼル 機関	機関本体	—	<u>1.0</u>	非常用ディーゼル発電機
		ガバナ			
往復動式ポ ンプ	横形3連往復 動式ポンプ	重心位置	—	<u>1.0</u>	ほう酸水注入系ポンプ

注記 *1：JEAG4601-1991に記載された12機種のうち柏崎刈羽7号機で評価を行う機種を記載

*2：JEAG4601-1991に追加及び変更した箇所を下線で示す。

*3：G=9.80665(m/s²)

3. 残留熱除去系ポンプの機能確認済加速度

残留熱除去系ポンプ（柏崎刈羽原子力発電所7号機では「立形ポンプ（ピットバレル形ポンプ）」を使用）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。

したがって、鉛直方向の機能確認済加速度については、既往の試験研究⁽¹⁾をもとに定めた。

具体的には、立形ポンプは、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して設定した。（参表-7.9.2）

参表-7.9.2 機能確認済加速度

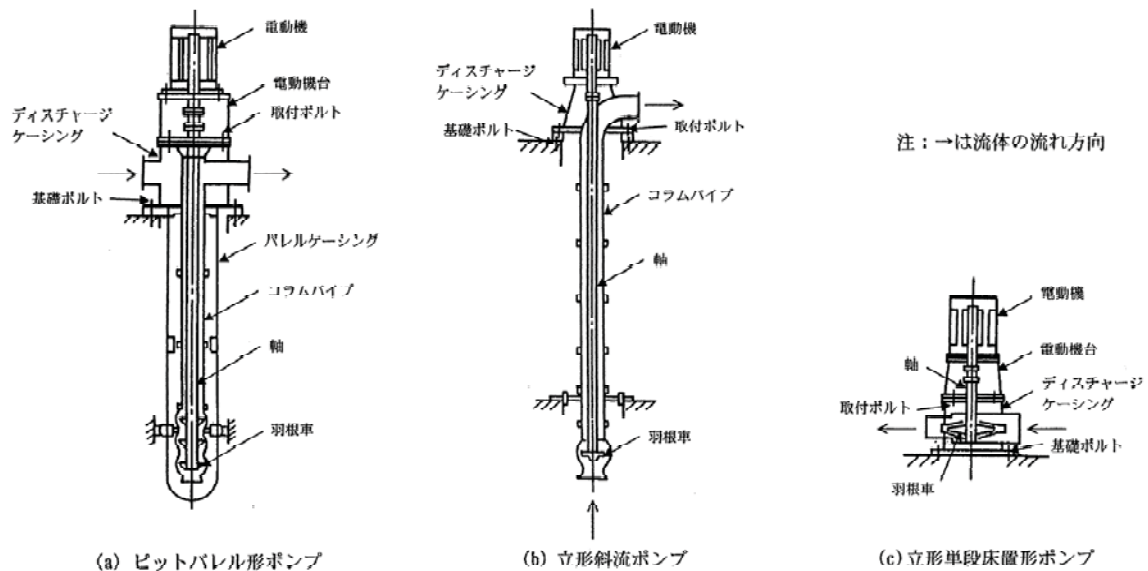
種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度	
			水平方向(G* ¹)	鉛直方向(G* ¹)
立形ポンプ	ピットバレル形 ポンプ	コラム 先端部	10.0	<u>1.0</u>

*1 : G=9.80665(m/s²)

この設定にあたり、既往の試験研究⁽¹⁾⁽²⁾においては、当該のピットバレル形ポンプについて解析的な検討を実施した。解析的な検討においては、地震時に水力性能を確保するための水平・鉛直地震動に対する異常要因分析を行い、損傷若しくは異常が生じれば機能喪失に至ると評価される項目を抽出した上で、水平方向の機能確認済加速度（10.0G）及び鉛直方向の機能確認済加速度（1.0G）が加わった場合の健全性評価を実施している。

具体的には、強度確保に係る項目として、長手方向の曲げで影響を受けるポンプケーシング、コラムパイプ、各部取付ボルトと全体の支持部である基礎ボルト

等の強度評価, 及び, 回転機能確保に係る項目として, 水平地震力によるポンプ軸受のラジアル荷重評価, 鉛直地震力による電動機軸受のスラスト荷重評価を実施している。



参図-7.9.1 立形ポンプの構造例

ピットバレル形ポンプの代表ポンプについての評価結果を参表-7.9.3 及び参表-7.9.4 に示す。

ポンプは, 水平方向 10.0G に加えて鉛直方向に 1.0G が作用しても, 各評価部位の発生応力, 軸受の面圧は許容値に対して余裕があり, 水平・鉛直地震動に対して動的機能が維持されることを確認している。

電動機軸受のスラスト荷重についても, 鉛直地震力が上向きである場合, 下向きである場合ともに, 発生荷重はいずれも許容値以下となり問題ないことを確認している。

参表-7.9.3 立形ポンプの機能維持評価結果（水平・鉛直地震動に対する評価）

評価項目	基礎ボルト 取付ボルト	ディスチ ャージケ ーシング	バレルケ ーシング	コラム パイプ	ポンプ 軸受	軸	水力性能
評価方法	解析により 応力を評価	解析により 応力を 評価	解析により バレル の応力を 評価	解析に より応 力を評 価	解析に より面 圧を評 価	解析に より応 力を評 価	ACT 研究* ³ での成果を もとに左記 評価項目に より水力性 能を代替評 価
確認 余裕 度* ¹ * ²	実機 ピット バレル ポンプ形 基礎ボルト 70 ポンプ取付 ボルト 53 電動機取付 ボルト 6.3	42	4.7	10	1.6	13	—
評価結果	許容応力を 下回っている	許容応力を 下回って いる	許容応力を 下回って いる	許容 応 力を下 回って いる	許容 面 圧を下 回って いる	許容 応 力を下 回って いる	左記評価結 果により水 力性能が維 持されると 判断

*1：余裕度の算定は、水平方向加速度 10.0G と鉛直方向加速度 1.0G を使用。

*2：余裕度 = (許容値 - 通常発生値) / 地震による発生値

*3：ACT 研究とは、動的機器の地震時機能維持に関する試験研究であり、JEAG4601-1991 追補版にその成果が反映された。

参表-7.9.4 ピットバレル形ポンプの電動機軸受におけるスラスト荷重

	停止時	起動時	定常運転時
自重 (×10 ³ N)	+46.1	+46.1	+46.1
地震力 (×10 ³ N)	±46.1	±46.1	±46.1
軸推力 (×10 ³ N)	—	+122.5	+39.2
合計 (×10 ³ N)	0 ~ +92.2	+122.5 ~ +214.7	+39.2 ~ +131.4
許容値 (×10 ³ N)	+841.8	+841.8	+841.8

注記 *1：鉛直方向加速度±1.0G を考慮。

*2：+は下方向，-は上方向の荷重を示す。

【参考文献】

- (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
- (2)共同研究報告書 鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究（ステップ 3） 平成 13 年度上半期最終報告書 平成 13 年 9 月

非常用ガス処理系排風機およびほう酸水注入系貯蔵タンクにおける
設計と同等の手法による評価結果について

応答倍率法による発生値が、評価基準値に比較的近い値となっている非常用ガス処理系排風機およびほう酸水注入系貯蔵タンクについて、設計と同等の手法により評価を実施した結果を以下に示す。

1. 非常用ガス処理系排風機の評価

非常用ガス処理系排風機について、設計と同等の手法により耐震安全性評価を実施した結果を参表-7.10.1 に示す。発生値は、評価基準値を下回ることを確認した。

参表-7.10.1 耐震安全性評価結果の比較

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値 [MPa]		評価基準値 [MPa]
			応答倍率法	設計と同等の手法	
非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	引張応力	169	67	177

なお、応答倍率法による評価手法、設計と同等の手法による評価手法を以下に示す。

(1) 評価条件

非常用ガス処理系排風機における評価条件を参表-7.10.2 に示す。

参表-7.10.2 評価条件

機器名称	据付場所及び床面高さ [m]	固有周期	水平方向評価震度	鉛直方向評価震度	排風機振動による震度
非常用ガス処理系排風機	原子炉建屋 T.M.S.L.23.5*1	—*2	C _{H0} =0.78 (設計時)	C _{V0} =0.29 (設計時)	C _p =0.21
			C _H =1.18 (耐震安全性評価)	C _V =1.06 (耐震安全性評価)	

*1：基準床レベルを示す

*2：0.05 秒以下であり剛である

(2)機器要目

排風機取付ボルトの評価に必要な機器要目を参表-7.10.3 に示す。

参表-7.10.3 機器要目

部材	運転時重量 W _i [kg]	取付ボルト基準面から重心までの距離 h _i [mm]	重心とボルト間の水平方向距離 l _{1i} [mm]	重心とボルト間の水平方向距離 l _{2i} [mm]
	420	600	40	90
排風機取付ボルト	ボルトの軸断面積 A _{bi} [mm ²]	ボルトの本数 n _i	評価上引張力を受けるとして期待するボルト本数 n _{fi}	転倒方向
	201.0	4	2	軸

1.1 応答倍率法による評価手法

(1) 応答比の算定

設備の発生値を算定するにあたり、非常用ガス処理系排風機においては水平加速度、鉛直加速度を用いる機器に分類されるため、基準地震動 S_s による評価震度と、既往評価で用いた評価震度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した。

$$\begin{aligned} \text{応答比} &= \text{MAX} \left(\frac{C_H}{C_{H0}}, \frac{C_V}{C_{V0}} \right) = \text{MAX} \left(\frac{1.18}{0.78}, \frac{1.06}{0.29} \right) = \text{MAX} (1.52, 3.66) \\ &= 3.66 \end{aligned}$$

(2) 応答倍率法による評価結果

設計時における排風機取付ボルトの引張応力は、 $4.7 \text{ [kg/mm}^2\text{]}$ であることから、(1)で求めた応答比 3.66 を乗じた結果、以下のとおりとなる。

$$\text{算定値} = 4.7[\text{kg/mm}^2] \times 3.66 = 17.20[\text{kg/mm}^2] \div 169[\text{MPa}]$$

1.2 設計と同等な手法

ボルトの応力は地震による震度、ポンプによる震度およびポンプ回転により作用するモーメントによる引張応力について計算する。

ボルトに対する引張力は最も厳しい条件として参図-7.10.1 で最外列のボルトを支点とする転倒を考え、これを他方の最外列のボルトで受けるものとして計算する。

引張力 (F_{bi})

$$F_{bi} = \frac{W_i \cdot (C_H + C_P) \cdot h_i + M_P - W_i \cdot (1 - C_P - C_V) \cdot \ell_{1i}}{n f_i \cdot (\ell_{1i} + \ell_{2i})}$$

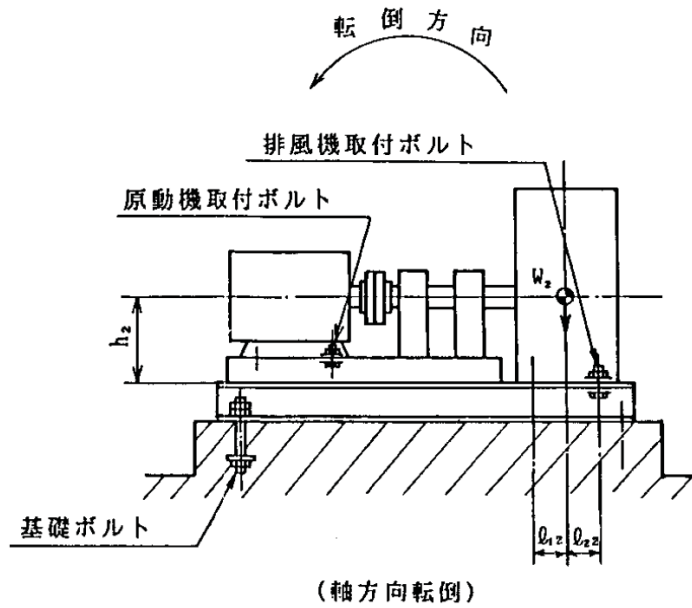
M_P : 排風機の回転により作用するモーメント

$$= \frac{420 \times (1.18 + 0.21) \times 600 + 0 - 420 \times (1 - 0.21 - 1.06) \times 40}{2 \cdot (40 + 90)}$$

$$= 1364.68[\text{kg}] = 13383[\text{N}]$$

引張応力 (σ_{bi})

$$\sigma_{bi} = \frac{F_{bi}}{A_{bi}} = \frac{13383}{201.0} \div 67[\text{N/mm}^2]$$



参図-7.10.1 計算モデル（軸方向転倒）

2. ほう酸水注入系貯蔵タンクの評価

ほう酸水注入系貯蔵タンクについて、設計と同等の手法により耐震安全性評価を実施した結果を参表-7.10.4 に示す。発生値は、評価基準値を下回ることを確認した。

参表-7.10.4 耐震安全性評価結果の比較

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値 [MPa]		評価基準値 [MPa]
			応答倍率法	設計と同等の手法	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断応力	126	52	159

なお、応答倍率法による評価手法、設計と同等な手法による評価手法を以下に示す。

(1) 評価条件

ほう酸水注入系貯蔵タンクにおける評価条件を参表-7.10.5 に示す。

参表-7.10.5 評価条件

機器名称	据付場所及び 床面高さ [m]	固有周期	水平方向 評価震度	鉛直方向 評価震度	排風機振動 による震度
ほう酸水注入系貯蔵タンク	原子炉建屋 T.M.S.L.23.5 ^{*1}	0.032	$C_{H0}=0.78$ (設計時)	$C_{V0}=0.29$ (設計時)	$C_P=0.21$
			$C_H=1.18$ (耐震安全性評価)	$C_V=1.06$ (耐震安全性評価)	

*1：基準床レベルを示す

(2)機器要目

ほう酸水注入系貯蔵タンク（基礎ボルト）の評価に必要な機器要目を参表-7.10.6 に示す。

参表-7.10.6 機器要目

機器名称	運転時重量 W_0 [kg]	ボルトの 軸断面積 A_b [mm ²]	ボルトの本数 n
ほう酸水注入系貯蔵タンク	40200	452.3	20

2.1 応答倍率法による評価手法

(1) 応答比の算定

設備の発生値を算定するにあたり、ほう酸水注入系貯蔵タンクにおいては水平加速度、鉛直加速度を用いる機器に分類されるため、基準地震動 S_s による評価震度と、既往評価で用いた評価震度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した。

$$\begin{aligned} \text{応答比} &= \text{MAX} \left(\frac{C_H}{C_{H0}}, \frac{C_V}{C_{V0}} \right) = \text{MAX} \left(\frac{1.18}{0.78}, \frac{1.06}{0.29} \right) = \text{MAX} (1.52, 3.66) \\ &= 3.66 \end{aligned}$$

(2) 応答倍率法による評価結果

設計時における基礎ボルトのせん断応力は、 $3.5 \text{ [kg/mm}^2\text{]}$ であることから、(1)で求めた応答比 3.66 を乗じた結果、以下のとおりとなる。

$$\text{算定値} = 3.5[\text{kg/mm}^2] \times 3.66 = 12.81[\text{kg/mm}^2] \div 126[\text{MPa}]$$

2.2 設計と同等な手法

ボルトのせん断応力は地震による震度により作用するせん断力について計算する。

せん断応力 (τ_{bi})

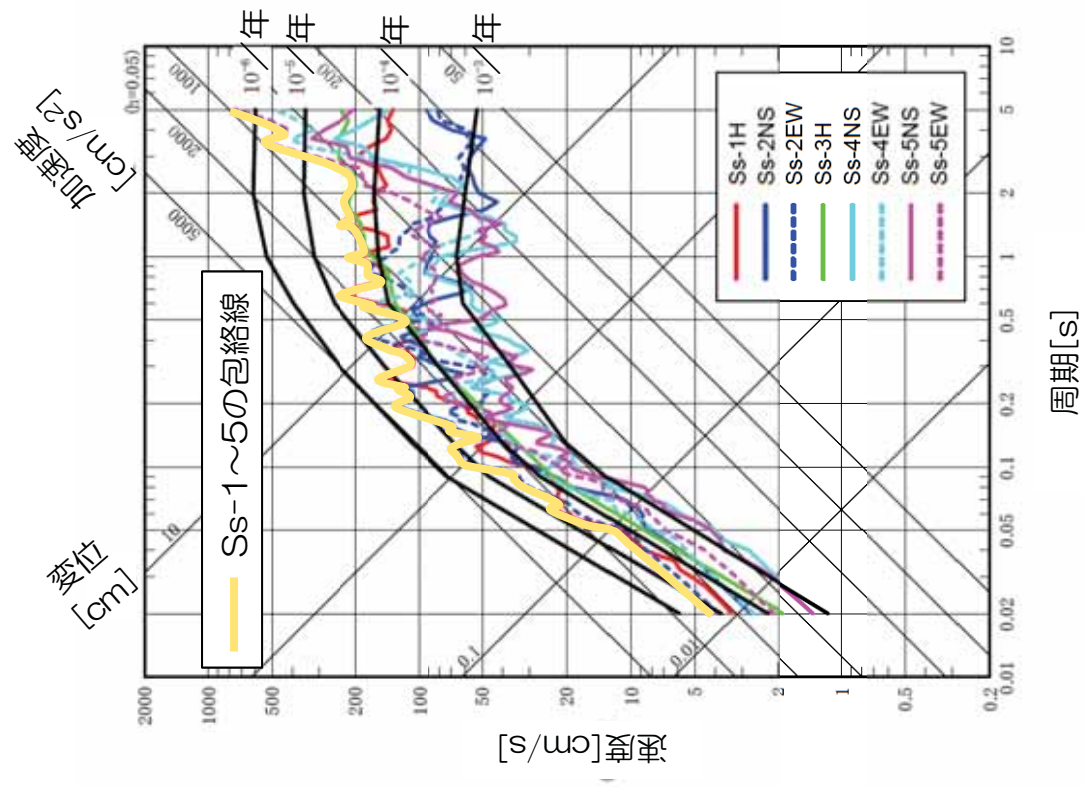
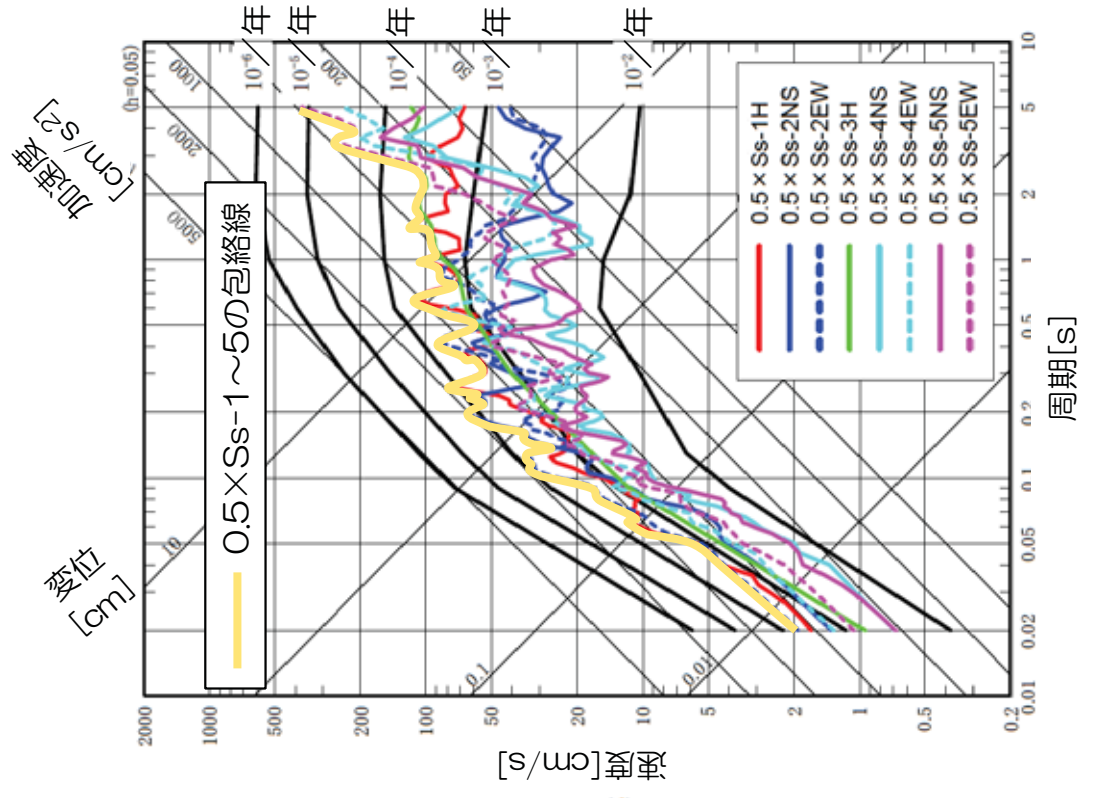
$$\begin{aligned} \tau_{bi} &= \frac{C_H \cdot W_O}{n \cdot A_b} \\ &= \frac{1.18 \times 40200}{20 \times 452.3} = 5.243 \text{ [kg/mm}^2\text{]} \div 52 \text{ [MPa]} \end{aligned}$$

荷重の組合せの評価において、参照すべきスペクトルの
超過発生確率の考え方について

機器・配管系の耐震安全性評価に用いる地震力を求めるのにあたり、複数ある基準地震動 S_s のすべて (S_s -1~5) に対して地震応答解析を実施し、せん断力、モーメント、軸力などの地震応答荷重や地震応答加速度を算定した。構造強度評価に地震応答荷重を用いる場合、せん断力やモーメント、軸力のそれぞれの最大応答荷重を用いて応力解析を行った。一方、構造強度評価に床応答スペクトルを用いる設備については、 S_s -1~5 のすべての床応答スペクトルを全固有周期帯にわたって包絡し、応力解析に用いた。これらにより、基準地震動 S_s に対して発生しうる最大の応力を算定している。

このように、今回の評価については、基準地震動 S_s に対して想定しうる最大荷重に対する評価を行っている。これは、設計で一般的に行われている地震荷重の想定を踏襲したものである。このことを踏まえ、地震との荷重の組合せを考慮する場合は、この最大の地震荷重に組み合わせるべきものは何か、という観点で検討し、すべての基準地震動 S_s の包絡レベルの年超過確率を参照した。

なお、それぞれの個別地震動の発生確率と運転状態の確率との重畳を考慮して、個別地震動ごとに荷重の組合せの可否を判断することも考えられるが、複数の地震動ごとに評価を実施することは、設計ないし評価が煩雑となり合理的ではなく、また、支配的である包絡波について評価を実施しても工学的妥当性は損なわれないと判断されたものと推定する。



参图-7.11.1 Ss, 0.5xSsの年超過確率

Sd を 0.5 倍の Ss にした理由について

1. 弾性設計用地震動 Sd に関する整理

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」で述べられている Sd の設定に関する記述を次の通り整理した。(6. 耐震設計方針 (解説) III(2)より抜粋)

1.1 Sd の設定方法

当該係数の設定に当たっては、基準地震動 Ss の策定の際に参照した超過確率を参考とすることができる。・・・・・・(中略)・・・・・・弾性設計用地震動 Sd と基準地震動 Ss の応答スペクトルの比率 (Sd/Ss) の値は、弾性設計用地震動 Sd に求められる性格上、ある程度以上の大きさであるべきであり、めやすとして、0.5 を下回らないような値で求められることが望ましい。

2. 弾性設計用地震動 Sd の設定

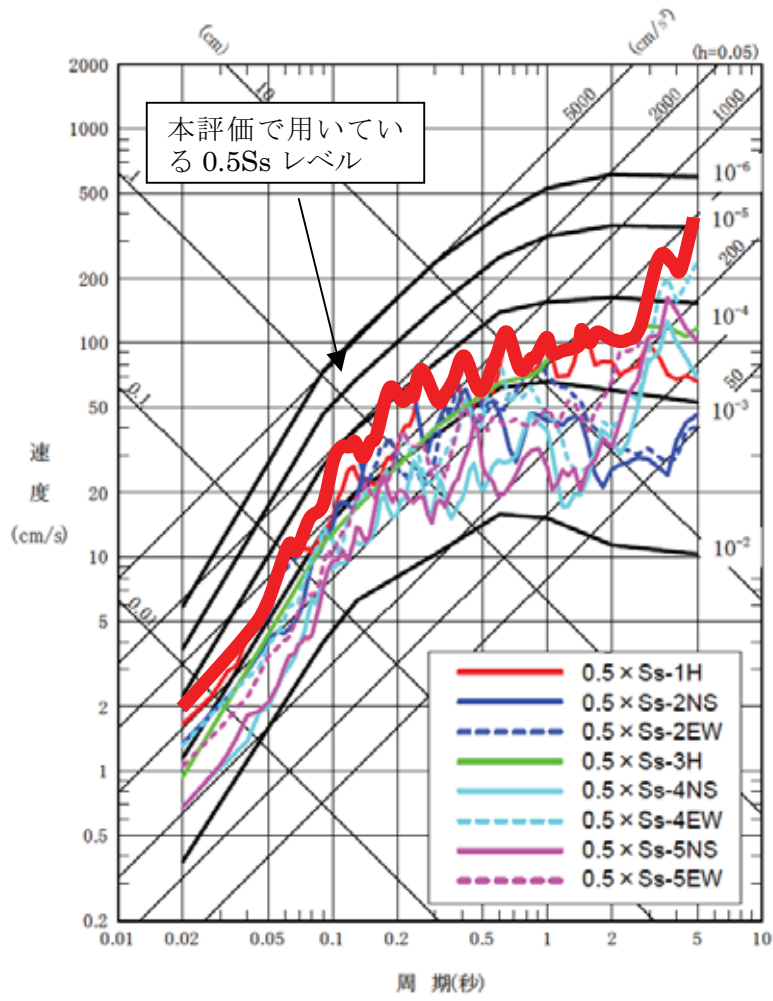
2.1 設定方針

弾性設計用地震動 Sd の設定に際しては、事故時荷重と地震荷重を組み合わせる観点から、原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1984 に記載のある基準地震動 S₁ と事故時荷重の組合せの考え方を参考に設定することとした。

2.2 Sd の設定

Sd/Ss の比率は、0.5 を下回らないこととされている。その 0.5 を採用して年超過確率を参照したところ、全ての 0.5Ss の包絡レベルにおいて、年超過確率が概ね $10^{-3} \sim 10^{-4}$ であった。JEAG4601-1984 で想定している事故発生確率が 10^{-4} /年であることを考慮すると、Sd/Ss の比率を 0.5 を超えて設定すると、地震と事故が同時に発生する確率が 10^{-7} /年を下回り、耐震安全性評価において考慮すべき事象とはいえなくなる。このことから、本評価においては、Sd/Ss の比率を 0.5 と

した。



参図-7.12.1 0.5Ss の年超過確率

事故時の条件（温度等）の時間変化を考慮した

地震と事故との組合せの考え方について

地震と組合せる事故として、冷却材喪失事故を弾性設計用地震動 **Sd** と組合せている。冷却材喪失事故における荷重の組合せを考慮する条件として、長時間作用する圧力、温度を弾性設計用地震動 **Sd** と組合せて評価している。

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編においては、長時間（ 10^{-1} 年以上）継続するものとしており、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の設計においては、事故発生後 30 日（720 時間）後の圧力、温度を長時間継続するものとして組合せている。今回の耐震安全性評価においても、設計と同様に考えて荷重を組合せている。

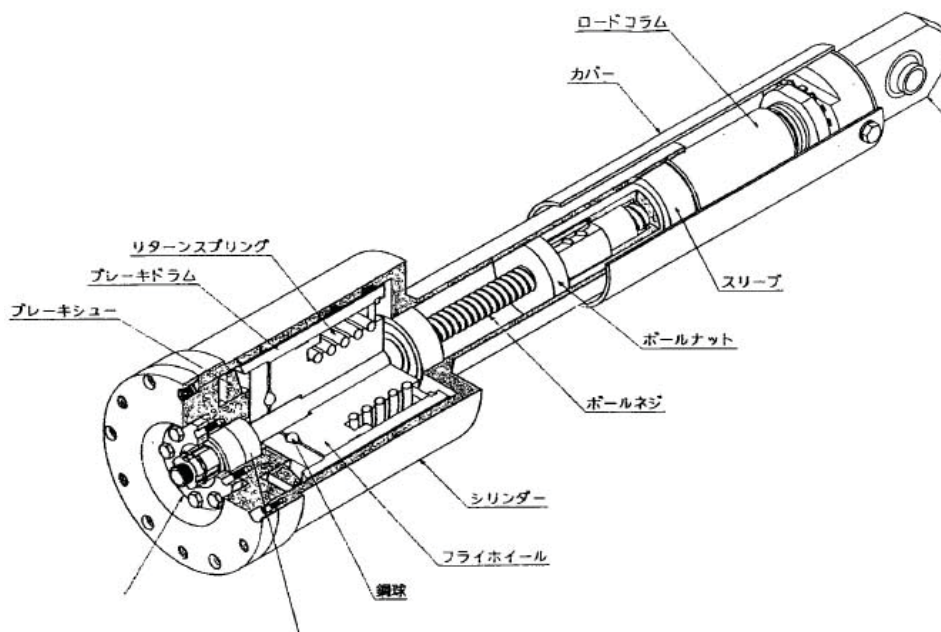
配管支持装置（メカニカルスナップ）の評価基準値について

1. はじめに

原子力発電施設が建設されはじめた当初は、配管系の防振装置として油圧防振器（オイルスナップ）が多用されてきた。その後、機械式防振器（メカニカルスナップ）が開発された。メカニカルスナップは、オイルスナップに比べてメンテナンス性が高く、防火対策上の利点があることなどから、現在では、配管の防振器として主流をなしているものである。

1.1 メカニカルスナップの機能

メカニカルスナップは、地震によって生じる振動等に対して拘束するとともに、熱膨張などによって生じる低速度移動に対しては拘束せず自由に伸縮する機能を有する支持装置である。参図-7.14.1 にメカニカルスナップ構造図を示す。



参図-7.14.1 メカニカルスナップ構造図

1.2 既往の研究

a. メカニカルスナッパの実用化の検討

メカニカルスナッパが開発されたころ、原子力発電施設への実用化の可否を判断するために、各電力会社と各プラントメーカーの共同研究で、メカニカルスナッパの試験が行われた（「メカニカルスナッパの実証に関する研究 昭和 55～56 年度」）。そのなかの一環として、メカニカルスナッパの負荷振動試験が行われた。

メカニカルスナッパには、その製造メーカーが定める定格容量（荷重値）が存在する。スナッパ製造メーカーは、定格容量の 1.5 倍までの配管反力であれば、メカニカルスナッパの性能を保証している。この当時の共同研究における負荷振動試験では、この 1.5×定格容量の負荷による振動試験を行い、スナッパ製造メーカーの性能保証の妥当性を確認した。

b. 耐震設計の高度化に伴う検討

前述したメカニカルスナッパの実用化の研究では、スナッパ製造メーカーの性能保証値の確認にとどまっていた。その後においても、各電力会社と各プラントメーカーは、メカニカルスナッパの知見拡充を図っていた（「耐震設計に関する新知見に対する機器耐震評価法の研究 (Phase2) 平成 12 年」）。その知見拡充の研究では、スナッパ製造メーカーの保証値である 1.5×定格容量を超える範囲の負荷による負荷振動試験を行い、配管反力に対するメカニカルスナッパの設計上の適用範囲の明確化を図った。本評価では、この知見拡充の研究による成果を許容基準値とした。

知見拡充の研究では、メカニカルスナッパの適用範囲について、1) 試験によりその機能が維持される負荷荷重の確認、2) 各部材の構造強度評価に基づく許容荷重の確認、の 2 つの手法を用いて確認を実施して

いる。

前者の試験による確認は、定格容量を超える荷重を段階的に負荷し、その機能が維持される荷重を確認するものであり、後者は規格等に準拠した構造評価を行い許容される荷重を算出するものである。

1.3 耐震安全性評価における許容基準値

7号機の残留熱除去系配管の支持装置については、前述の知見拡充の研究のうち、試験により機能維持が確認された負荷荷重が得られていたため、その値を評価基準値として適用した。参表-7.14.1 に、関連する評価基準値を示す。

参表-7.14.1 メカニカルスナッパの評価基準値と Ss による評価荷重

基準地震動 Ss による評価荷重 [kN] ※	スナッパメーカー保証値[kN]	知見拡充による許容基準値[kN]	
		試験による許容基準値	構造強度評価に基づく許容基準値
5 発生値 4.6 を切り上げ	4 1.5×定格容量である 4.5 を切り捨て	27.09	18.82

* 評価荷重は、残留熱除去系配管の支持装置の耐震安全性評価における発生値（配管反力）を記載

耐震安全性評価のうち、配管支持装置としてのメカニカルスナッパの構造強度評価基準値については、ここまでで述べてきたとおり、下記の 3 種類が存在する。

- 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

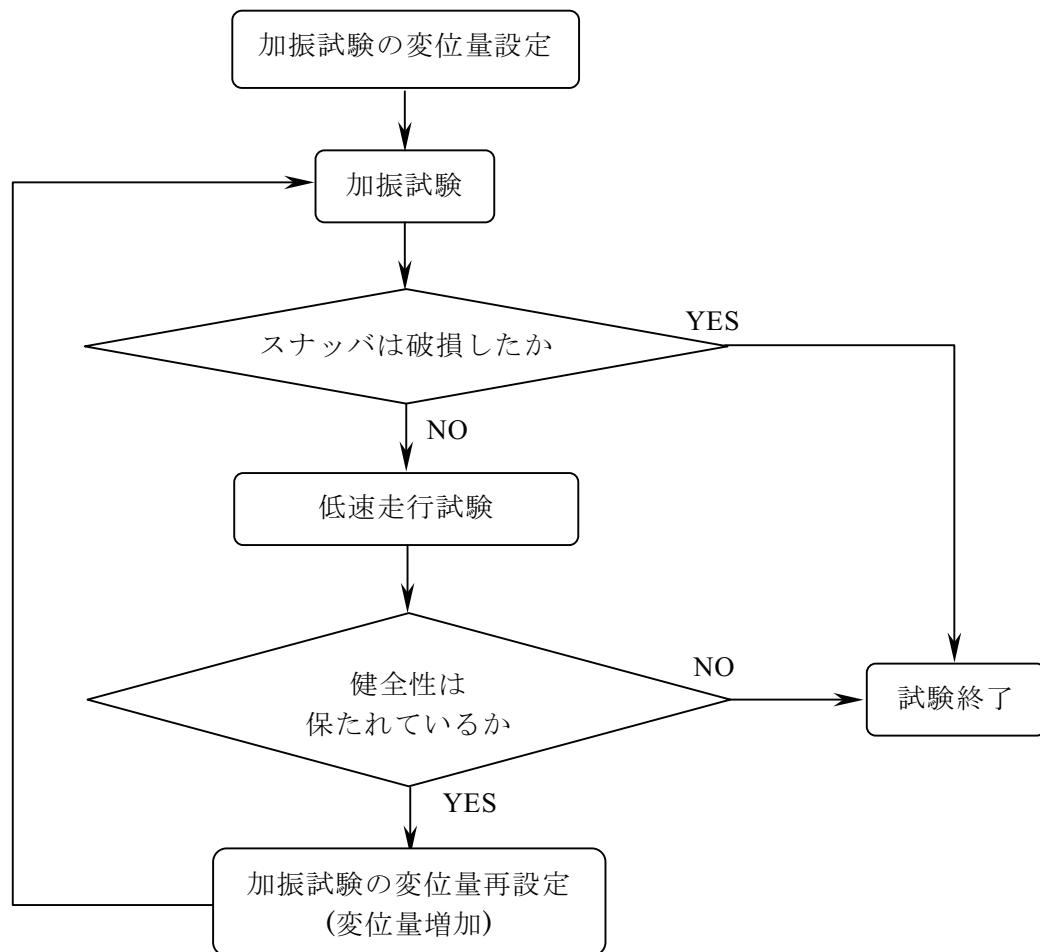
①および②は、ともに試験に基づく許容基準値である。メカニカルスナップの実用化の研究では、①の妥当性を確認した。メカニカルスナップの知見拡充の研究では、①の妥当性を確認した試験方法と同様の試験方法を用いて、①を超える条件でも、スナップ製造メーカーが保証する範囲と同等の性能でメカニカルスナップを使用できることが確認された。また、③については、規格等に基づく構造強度評価から、メカニカルスナップの許容基準値を設定した。

耐震安全性評価においては、これらのどの評価基準値を用いることもできると考えている。

2. メカニカルスナップバの機能確認試験と構造強度評価について

2.1 機能確認試験

試験のフローを参図-7.14.2 に示す。試験は、加振試験と低速走行試験を一連として実施し、設定した変位量（負荷容量）での加振試験を実施したのち、低速走行試験を実施し、健全性が確認されていることを確認する。加振試験での負荷容量を段階的に増加させることにより、機能維持が保たれている負荷容量を確認している。

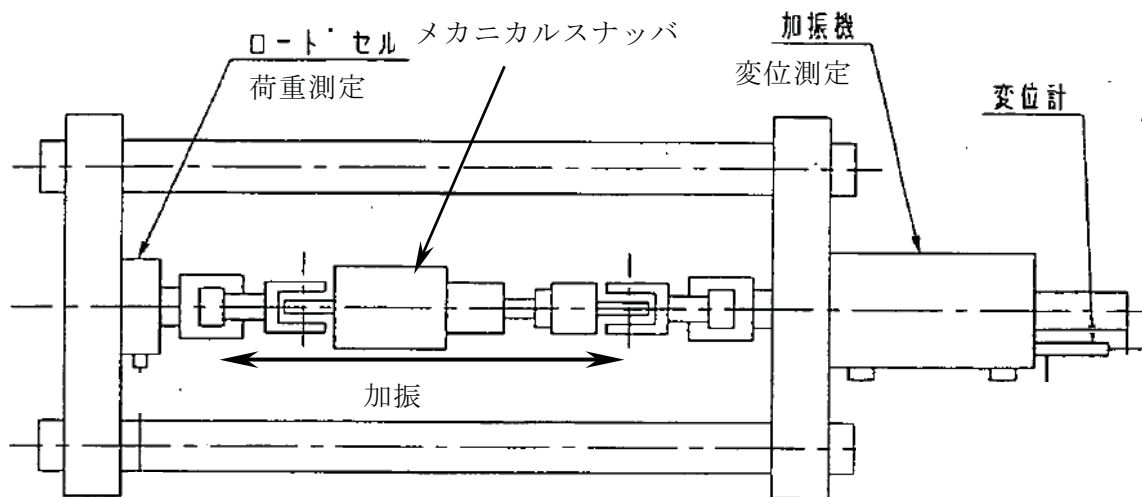


参図-7.14.2 試験フロー

なお、メカニカルスナップのこれらの機能は、通常以下の試験により確認を行っている。

〈加振試験〉

メカニカルスナップに繰り返し荷重（振動荷重）を負荷し、振動に対して拘束していることを確認。



参図-7.14.3 加振試験装置概要

〈低速速走行試験〉

低速での引張り・圧縮試験により抵抗力を測定し、健全性が保たれていることを確認。

2.2 各部材の構造強度評価

メカニカルスナップが機能維持されるためには、各 부품の構造健全性が維持されることが必要である。この観点から、負荷される荷重に対して各 부품の荷重伝達及び損傷形態を想定したうえで規格等に準拠した構造強度評価に基づく許容荷重を評価する。各部品毎の許容荷重のうち、最も小さい荷重を、メカニカルスナップの許容荷重として採用する。

メカニカルスナップ部品の評価法について、ベアリング押え板を例として以下に示す。ベアリング押え板及びボルト部拡大図を参図-7.14.4 に示す。当該部品の耐力算出式は下記のように与えられる。

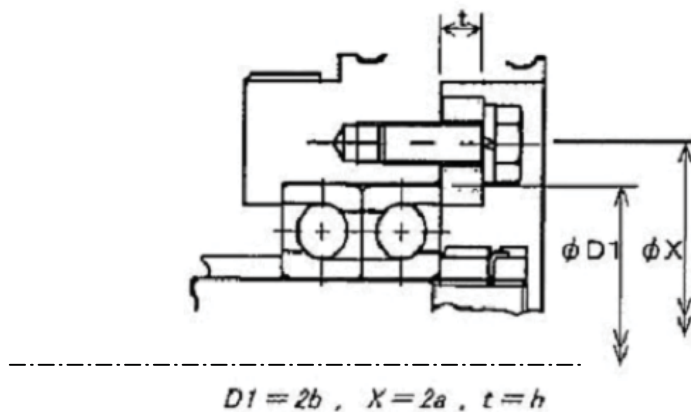
$$F = \frac{0.7Su}{\beta} \times h^2 \times 0.9$$

F : 評価荷重

h : ベアリング押え板の厚さ

β : 応力係数 (機械工学便覧に基づく)

Su : 引張強さ (SMS-3A-100 : 774.2MPa, SMS-6A-100 : 779.1MPa)



参図-7.14.4 ベアリング押え板及びボルト部拡大図

同様の評価を各部品に対してそれぞれ実施し、全部品のうち最小値を許容荷重とするものである。メカニカルスナップ型式「SMS-03A-100」の評価例を参表-7.14.2 に示す。

参表-7.14.2 メカニカルスナップ各部品の構造強度評価

部品	評価	構造強度評価に基づく 許容荷重 [kN]		
		・・・	SMS-03A-100	・・・
イーヤ	引張		○○○	
ロードコラム	引張		×××	
ベアリングケース	せん断		△△△	
六角ボルト	引張		※※※(最小値)	
ベアリングナット	せん断		□□□	
球面軸受	—		☆☆☆	
座屈			◎◎◎	
最小値 (許容荷重)		・・・	※※※	・・・

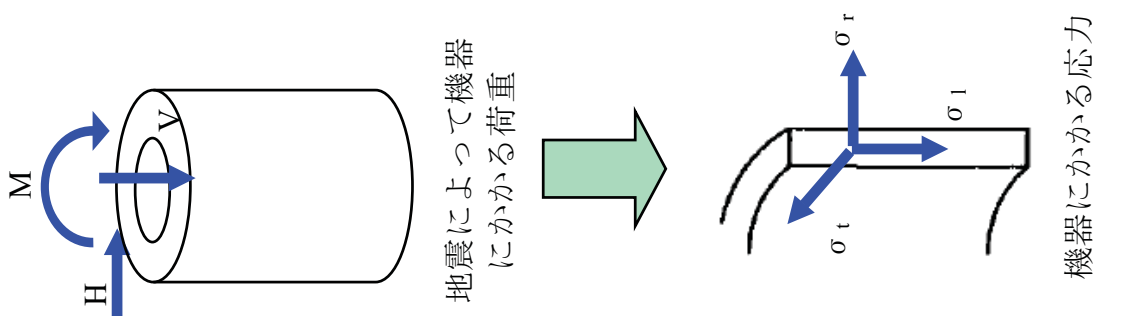
応答倍率法に用いる応答比について

1. 応答倍率法について

設備の構造強度評価については、設計と同等の評価である詳細評価や、応答倍率法による評価を行っている。応答倍率法の評価としては、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応答値が、評価基準値を上回らないことを確認している。応答倍率法による評価に用いた応答比としては、「応答荷重比」と「応答加速度比」の2種類があり、それぞれについて詳細を以下に示す。

2. 応答荷重比を用いた評価例

設備の発生応力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(応答荷重比)とする。荷重を用いた設計の例を参図-7.15.1 に、応答荷重比を用いた評価の例を参図-7.15.2 に示す。



各成分をそれぞれ足し合わせる
主応力の算出
応力強さの算出

$$\begin{bmatrix} \sigma_{t0} \\ \sigma_{l0} \\ \sigma_{r0} \\ \tau_{lr0} \end{bmatrix} \rightarrow \begin{bmatrix} \sigma_{10} \\ \sigma_{20} \\ \sigma_{30} \end{bmatrix} \rightarrow \sigma_0$$

下式の解が主応力 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ となる。

$$\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_l + \sigma_r) \cdot \sigma^2 + (\sigma_t \cdot \sigma_l + \sigma_l \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \sigma_r - \tau_{lr}^2) \cdot \sigma - \sigma_t \cdot \sigma_l \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \tau_{lr}^2 + 2 \tau_{lr} = 0$$

下式により応力強さを算出する。

$$\sigma = \text{MAX} \{ |\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1| \}$$

- M : 設計時のモーメント
- H : 設計時の水平力
- V : 設計時の鉛直力
- P : 設計時の地震以外による荷重
- σ_t : 周方向応力
- σ_l : 軸方向応力
- σ_r : 径方向応力
- τ_{lr} : せん断応力
- $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$: 主応力
- σ : 応力強さ

- ・添字0は設計時の値であることを示す。
- ・添字Mはモーメントによる値, Hは水平力による値, Vは鉛直力による値, Pは地震力以外による値を示す。

- M₀ : $\begin{bmatrix} \sigma_{tM0} \\ \sigma_{lM0} \\ \sigma_{rM0} \\ \tau_{lrM0} \end{bmatrix}$
- H₀ : $\begin{bmatrix} \sigma_{tH0} \\ \sigma_{lH0} \\ \sigma_{rH0} \\ \tau_{lrH0} \end{bmatrix}$
- V₀ : $\begin{bmatrix} \sigma_{tV0} \\ \sigma_{lV0} \\ \sigma_{rV0} \\ \tau_{lrV0} \end{bmatrix}$
- P₀ : $\begin{bmatrix} \sigma_{tP0} \\ \sigma_{lP0} \\ \sigma_{rP0} \\ \tau_{lrP0} \end{bmatrix}$

参図-7.15.1 荷重を用いた設計の例

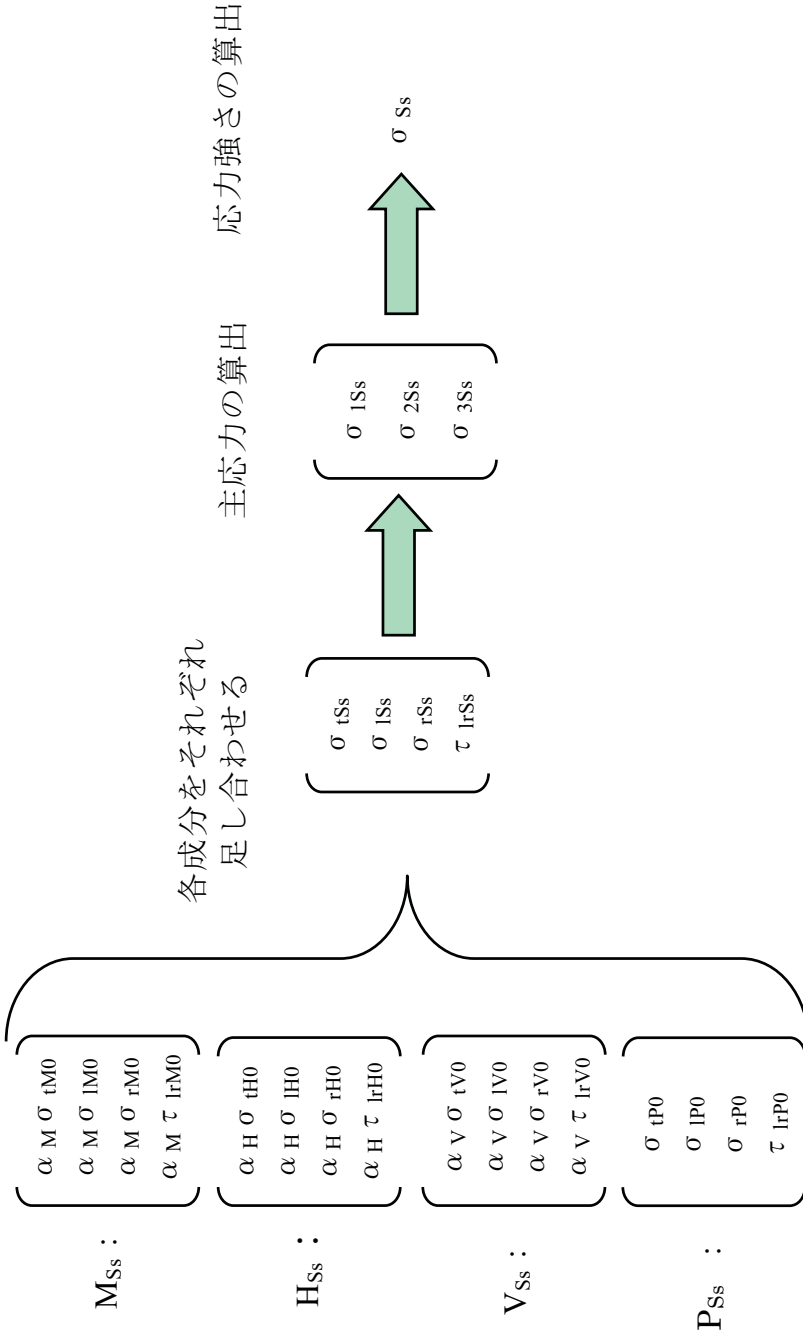
- ケース1：設計と同等な評価の例

応答荷重比を算出

$$\alpha_M = \frac{M_{Ss}}{M_0}$$

$$\alpha_H = \frac{H_{Ss}}{H_0}$$

$$\alpha_V = \frac{V_{Ss}}{V_0}$$



- ケース2：応答荷重比のうち最大倍率(α_{max})を設計時応力強さに乗じる簡便な方法の例

応答荷重比を算出

$$\alpha_{MAX} = \text{MAX}(\alpha_M, \alpha_H, \alpha_V)$$

応力強さの算出

$$\sigma_{Ss} = \alpha_{MAX} \sigma_0$$

α ：応答荷重比
添字SsはSs評価時の値を示す。

参図-7.15.2 応答荷重比を用いた評価例

3. 応答加速度比の例

設備の発生応力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(応答加速度比)とする。応答加速度比の算出方法を以下に示す。

$$\text{応答加速度比}=\text{MAX}(C_H/C_{H0} , C_V/C_{V0})$$

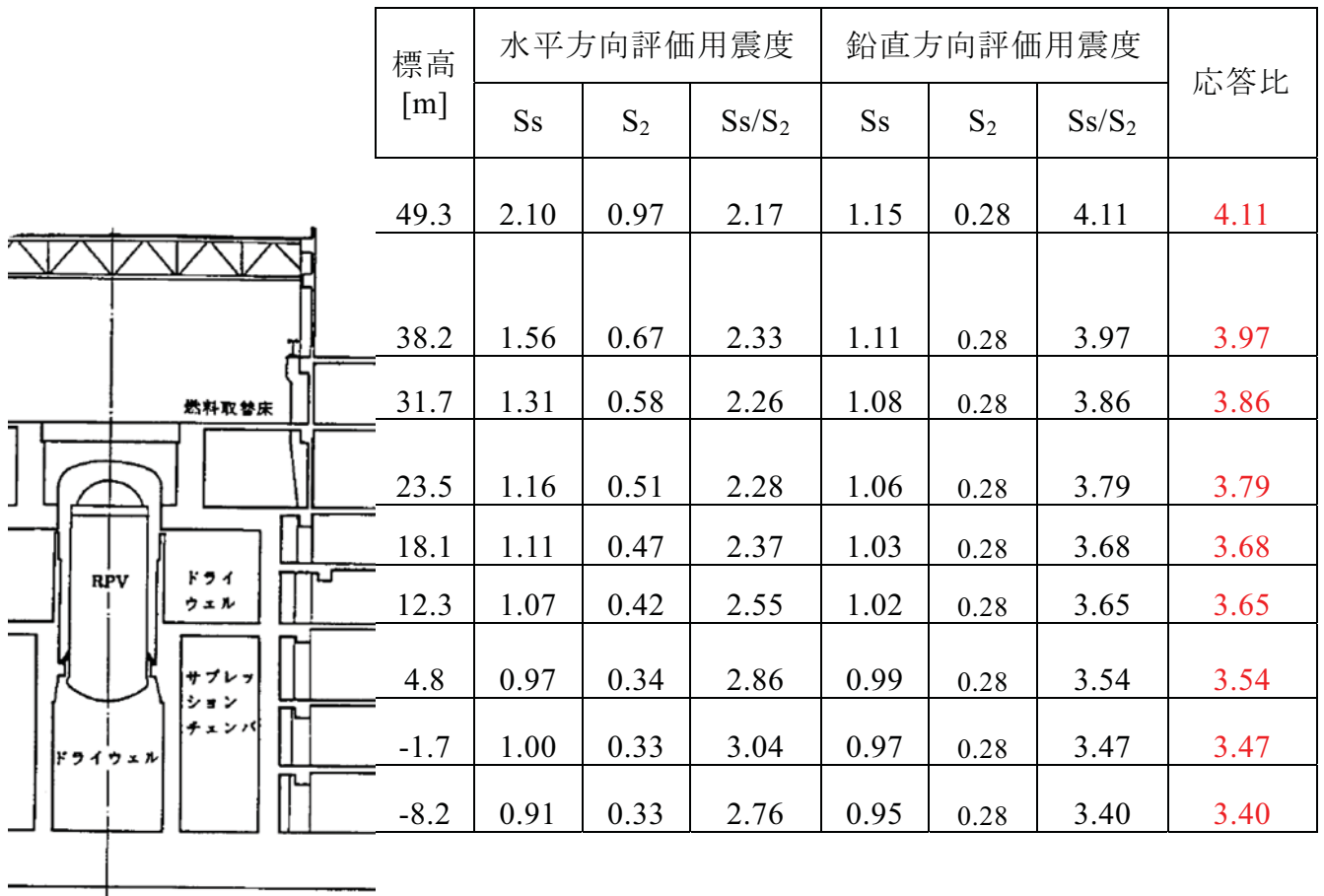
C_{H0} : 既往評価による水平加速度

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

上式により求めた原子炉建屋床面の応答加速度比例を参図-7.15.3 に示す。



参図-7.15.3 原子炉建屋床面の応答加速度比例

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以下の2種類の制御棒について行った。


- ・ ボロンカーバイド型
- ・ ハフニウムフラットチューブ型

試験条件を参図-7.16.1 に、試験装置例を参図-7.16.2 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	加振方向 : 水平方向  加振振幅 : 燃料集合体の最大振幅が 0～40mmの範囲 加振振動数 : 約 5 Hz (燃料集合体の 水中固有振動数相当) 加振波形 : 正弦波
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 (7.24MPa[gage])
時のスクラムを模擬

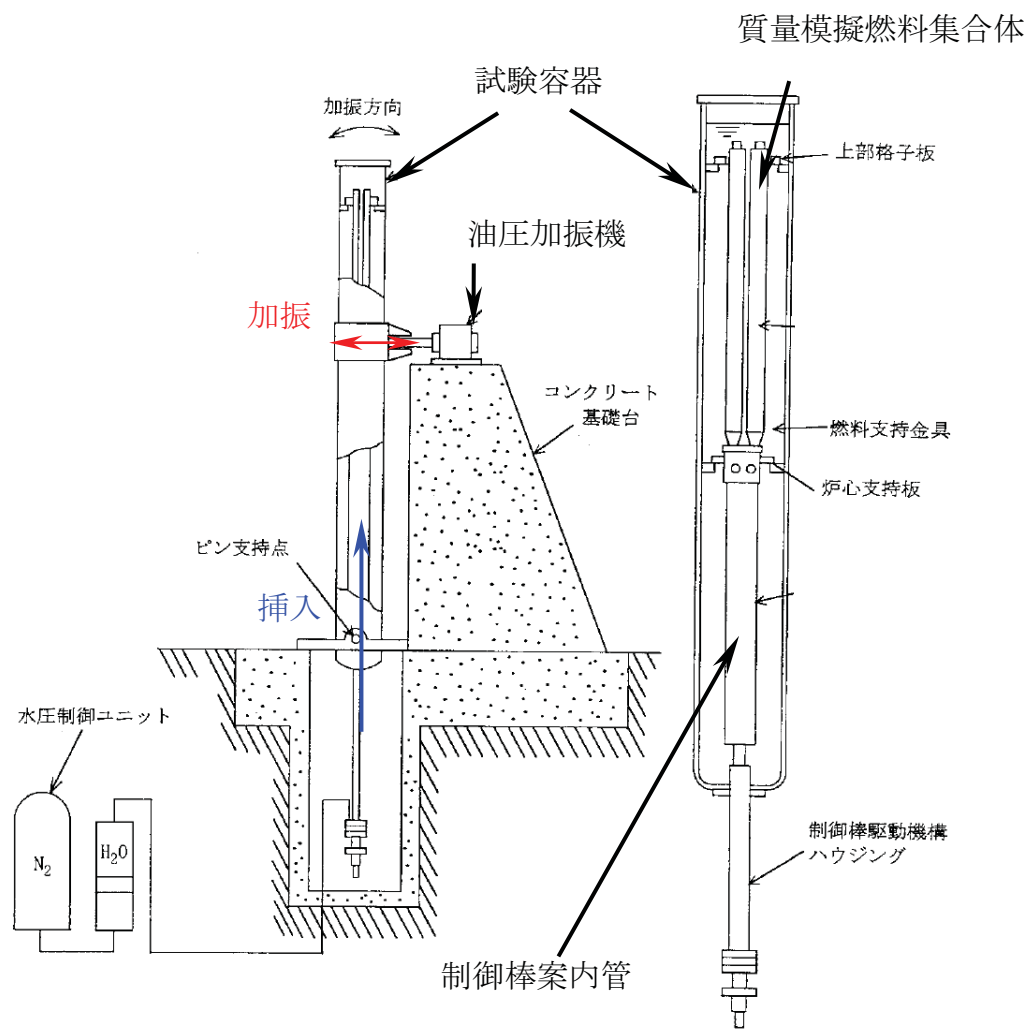
ボロンカーバイド型

項 目	条 件
温 度	室 温
圧 力	常 圧*
加 振 条 件	加振方向 : 水平方向  加振振幅 : 燃料集合体の最大振幅が 0～40mmの範囲 加振振動数 : 約 4～5 Hz (燃料集合体の 水中固有振動数相当) 加振波形 : 正弦波
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 (7.24MPa[gage])
時のスクラムを模擬

ハフニウムフラットチューブ型

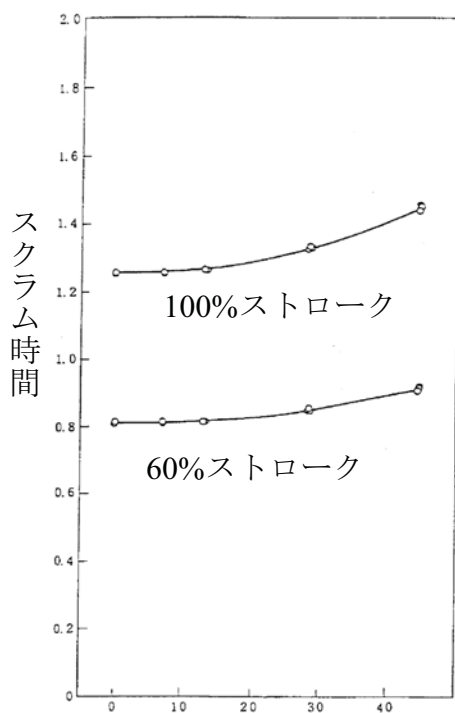
参図-7.16.1 試験条件



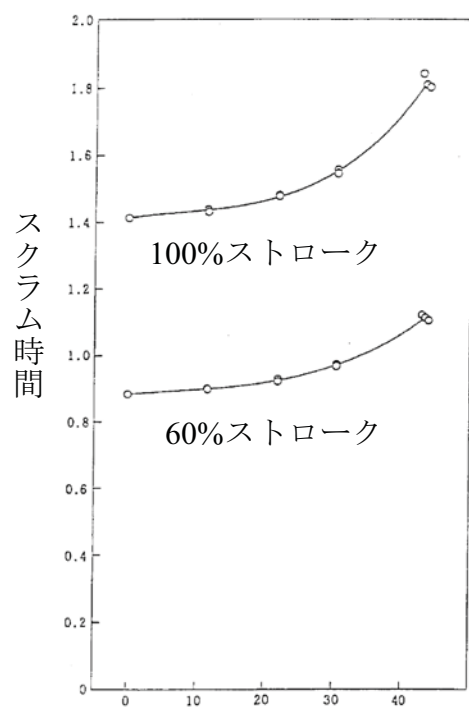
参図-7.16.2 試験装置例

2. 試験結果

試験結果を参図-7.16.3 に示す。燃料集合体の相対変位が約 40mm において、通常のスクラム仕様である 60%ストローク 1.44 秒以内、100%ストローク 2.80 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。



燃料集合体相対変位 (mm)
(ボロンカーバイド型)

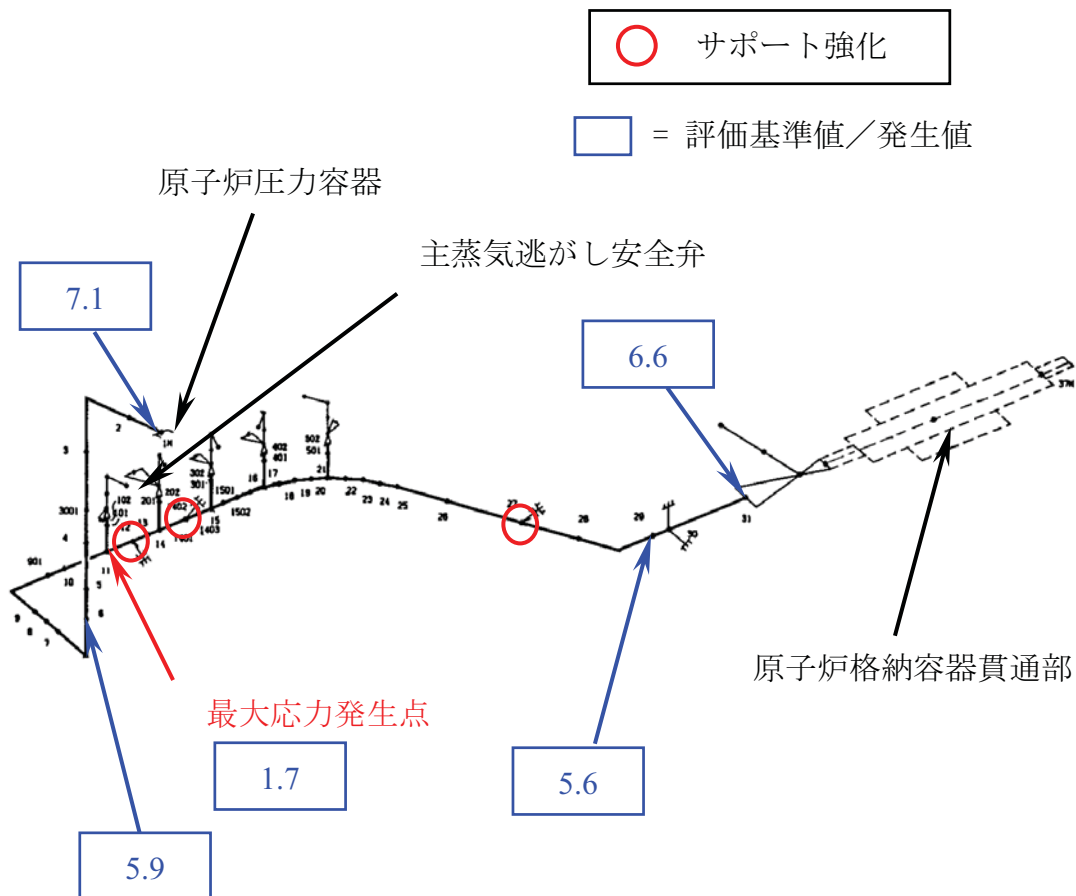


燃料集合体相対変位 (mm)
(ハフニウムフラットチューブ型)

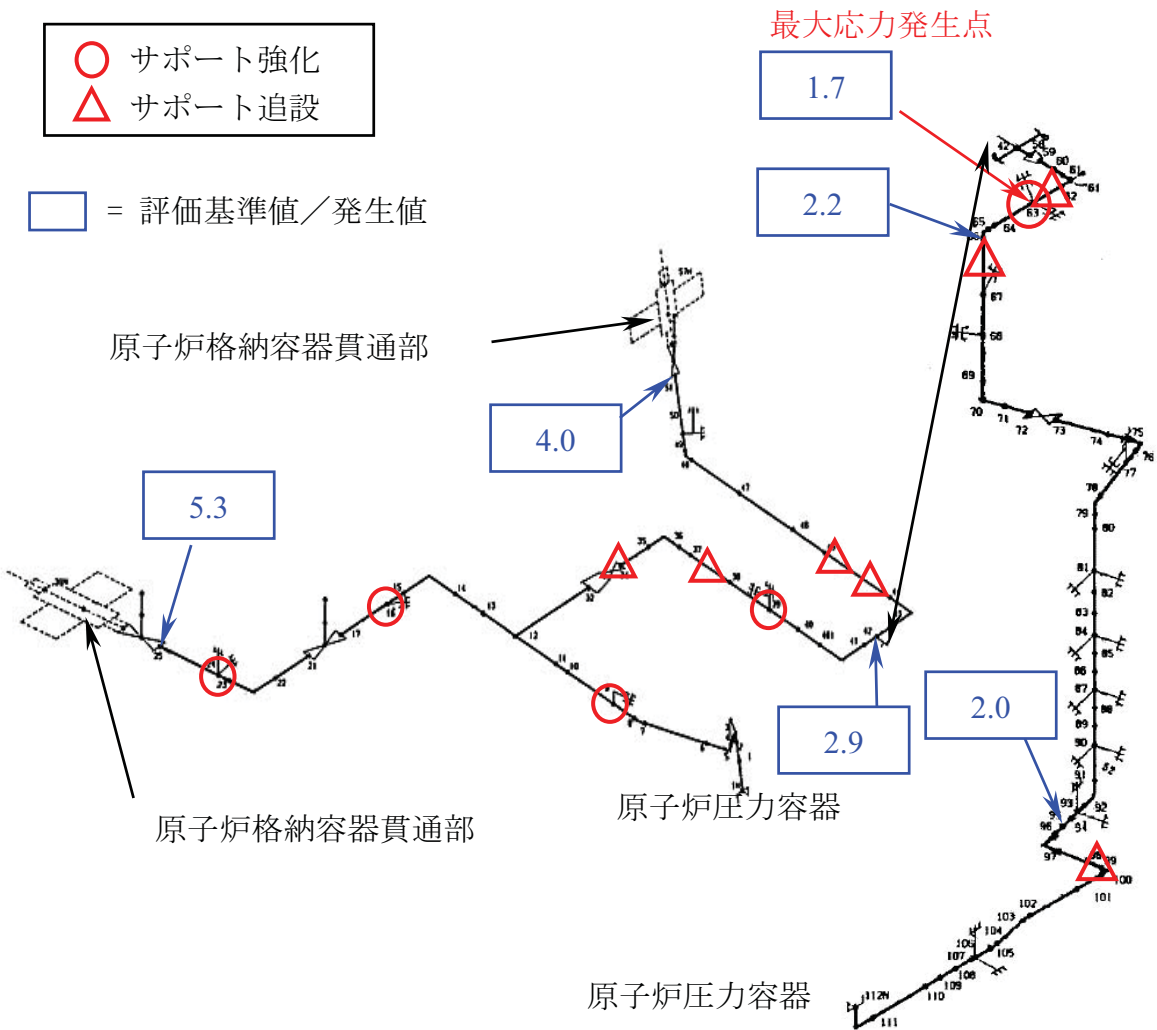
参図-7.16.3 燃料集合体相対変位のスクラム時間に与える影響

主蒸気系配管，残留熱除去系配管の応力分布について

本報告書では，基準地震動 S_s に対する配管の評価値として，最大応力発生点における値を記載している。ここでは，同一モデル内の応力分布を示すため，代表的な配管である主蒸気系配管，残留熱除去系配管について，「評価基準値／発生値」を参図-7.17.1，7.17.2 にそれぞれ示す（耐震強化工事後の値）。



参図-7.17.1 主蒸気系配管モデル(耐震強化工事実施)



参図-7.17.2 残留熱除去系配管モデル(耐震強化工事実施)

配管の地震応答解析における3方向の地震動の取り扱いについて

1. 本報告書における配管の地震応答解析における水平方向，上下方向の組合せ

(1) 解析に用いる水平方向の床応答スペクトル

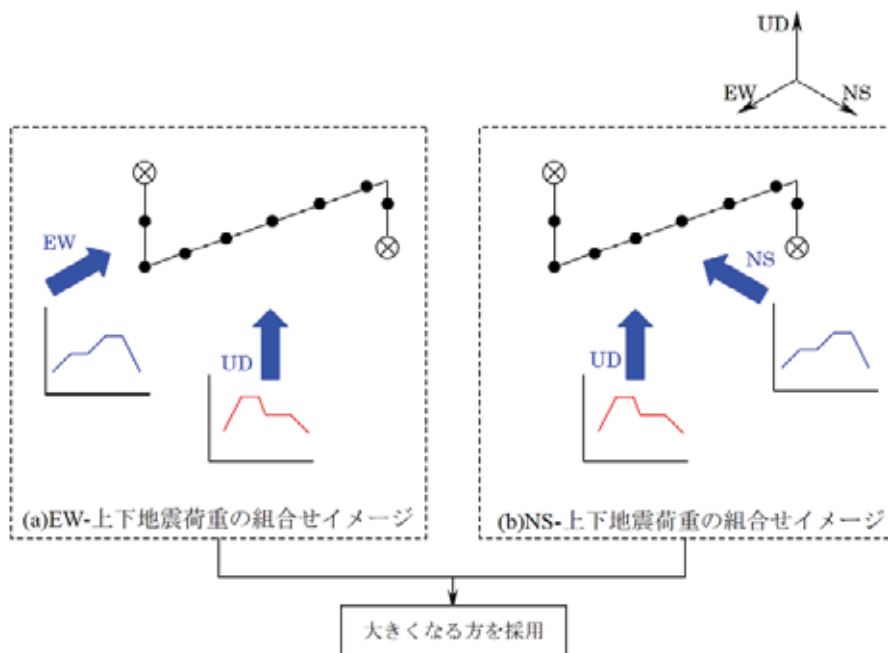
解析に用いる水平方向の床応答スペクトルは， Ss-1～5 全ての地震動の NS, EW 方向を包絡したものである。

(2) 水平方向の地震荷重と上下方向の地震荷重の組合せ

配管の地震応答解析における算出値は， スペクトルモード解析により， 水平方向， 上下方向を動的に扱った上で地震荷重を算出し， 下記(a)， (b)の組合せのうち， 大きい方を採用している（参図-7.18.1）。

(a) 水平方向スペクトルを EW 方向に入力した解析結果と上下方向スペクトルを UD 方向に入力した解析結果の組合せ

(b) 水平方向スペクトルを NS 方向に入力した解析結果と上下方向スペクトルを UD 方向に入力した解析結果の組合せ

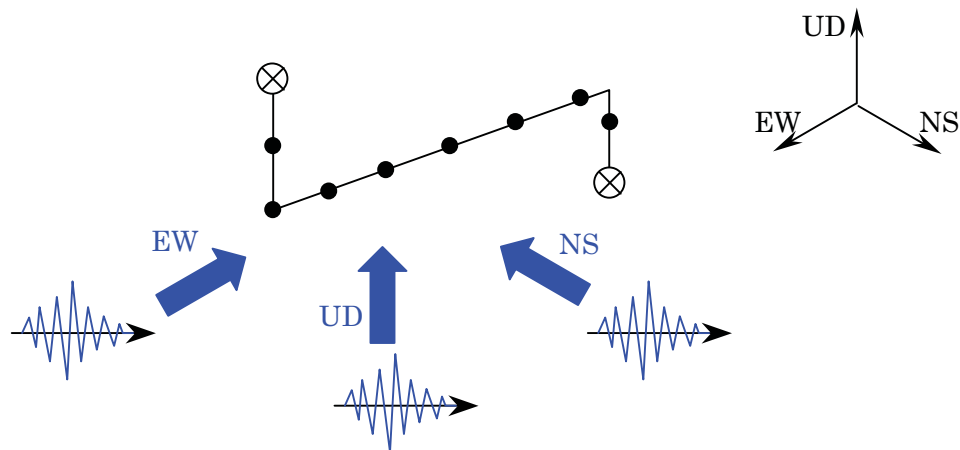


参図-7.18.1 配管の地震応答解析における地震荷重の組合せイメージ（本報告）

2. 3方向（NS, EW, UD）の地震動を考慮した地震応答解析について

改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に基づき策定した基準地震動 S_s の中には、断層モデルを用いて策定した地震動（ S_s -2, 4, 5）がある。断層モデルを用いた地震動に対して、より現実的に近い地震応答解析結果を算定することを目的にした場合には、1.で述べた方法ではなく、3方向（NS, EW, UD）の地震動を同時に組合せる方法もあり得る（参図-7.18.2）。

ここでは、本報告書における配管の耐震安全性評価結果のうち、算出値と評価基準値が比較的近い結果となった制御棒駆動系配管およびその支持構造物について、より現実に近い地震応答解析結果を算定するために3方向の同時時刻歴解析を実施した。なお、入力する地震動には、機器・配管系に影響が大きいと考えられる S_s -2 を用いた。



参図-7.18.2 配管の地震応答解析における地震荷重の組合せイメージ
(時刻歴解析)

3. 評価結果

1.にて述べた従来から設計に用いている手法による解析結果、2.にて述べたより現実に近い結果が期待できる手法による解析結果を比較した結果（参表-7.18.1, 7.18.2）、ほぼ同等であることを確認した。

参表-7.18.1 制御棒駆動系における配管本体の評価結果の比較

	算出値	評価基準値
スペクトルモーダル解析	120MPa	318MPa
時刻歴解析	110MPa	318MPa

参表-7.18.2 制御棒駆動系における配管支持構造物の評価結果の比較

	算出値	評価基準値
スペクトルモーダル解析	228MPa	246MPa
時刻歴解析	223MPa	246MPa

サプレッションプールのスロッシング評価について

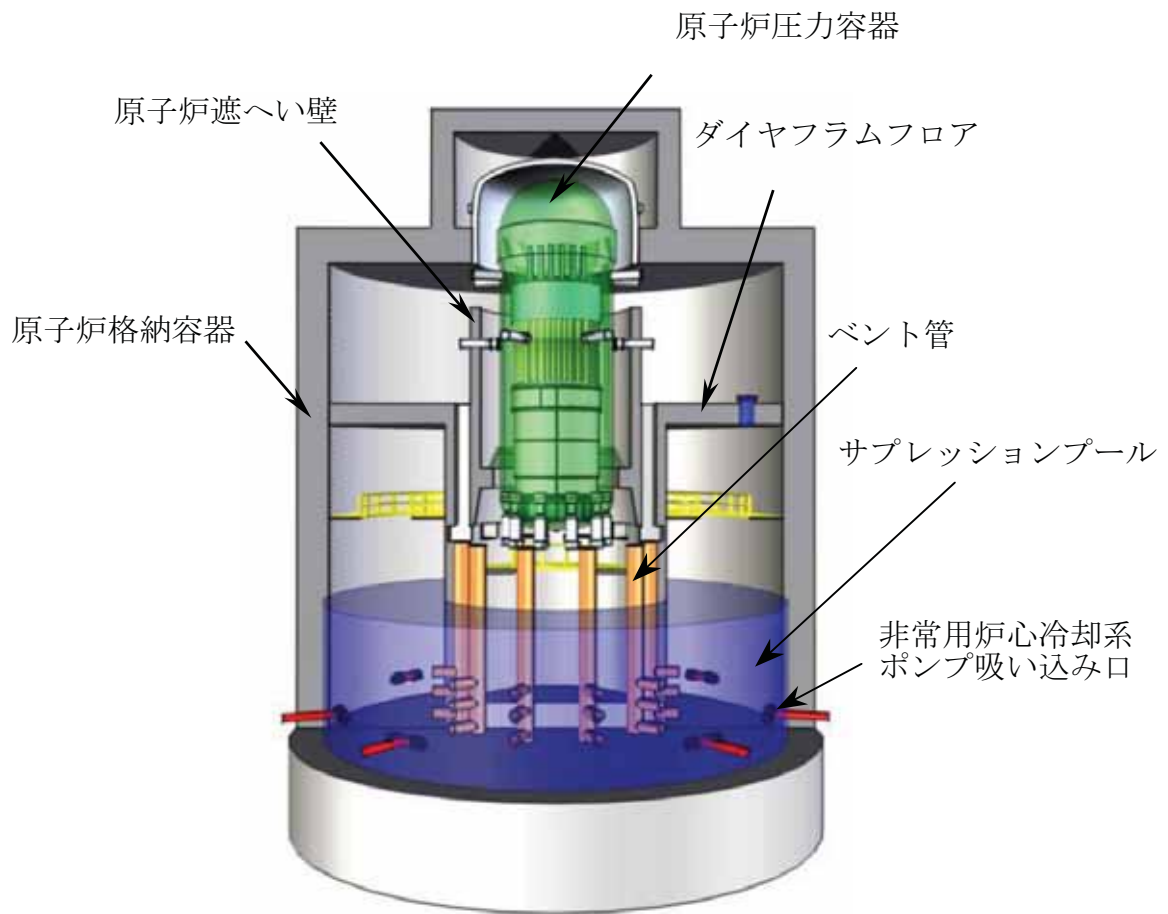
1. 安全機能への影響について

サプレッションプールの保有水が地震によって揺動した場合、サプレッションプールの保有水を水源とする原子炉施設の安全機能に影響を与える懸念がある。この影響について、下記の通り考察する。

サプレッションプールは、冷却材喪失事故時に放出される炉水や蒸気を、ベント管により導いて冷却し、格納容器内の圧力を低下させることが要求される(参図-7.19.1 参照)。また、下部に非常用炉心冷却系ポンプの吸い込み口を有し、非常用炉心冷却系設備の水源となっている。

サプレッションプールは、通常時及び事故時に想定される荷重に、地震荷重を組み合わせた状態で健全性を損なわない構造強度を有することが求められる。また、非常用炉心冷却系設備の注水機能を発揮するための水源としての機能維持が求められる。

原子炉施設の安全機能を維持する観点から、地震に対して要求される原子炉施設の動的機能の一つに、使用済燃料貯蔵プール水の補給がある。参表-7.19.1 に示すように、基準地震動 S_s に対する使用済燃料貯蔵プールのスロッシングの評価結果では、溢水により燃料が露出することはないため、地震時には使用済燃料貯蔵プール水の補給を必要としない。そのため、サプレッションプールの保有水のスロッシングは、サプレッションプールの保有水を水源とする使用済燃料貯蔵プール水を補給するために必要な動的設備の安全機能に影響を与えないと考えられる。



参図-7.19.1 原子炉格納容器模式図

参表-7.19.1 溢水時の使用済燃料貯蔵プール水位確認結果

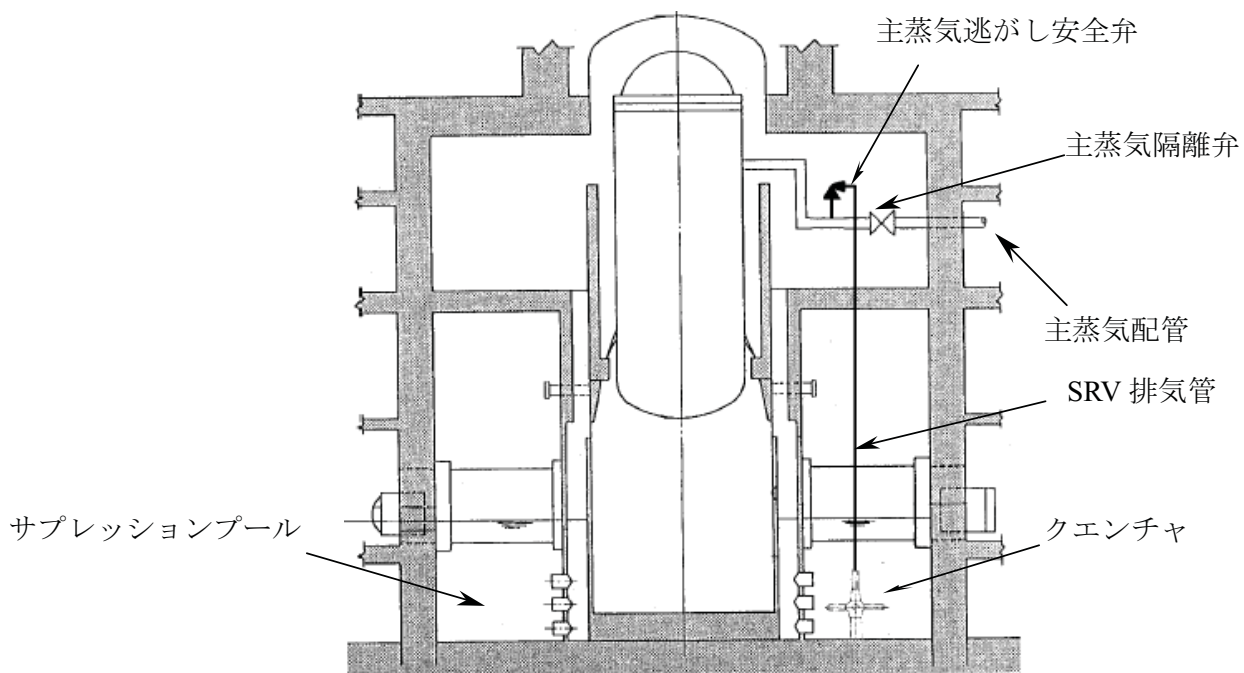
	NS 方向	EW 方向
溢水後使用済燃料貯蔵プール水位	約 8.5m	約 10.5m
使用済燃料貯蔵ラック高さ	4.49m	4.49m

2. 水位変動の影響について

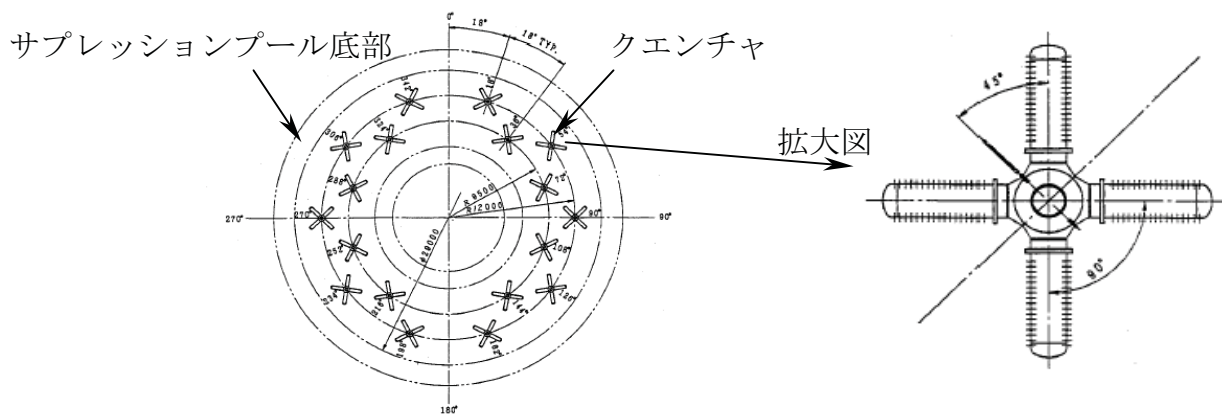
サプレッションプール下部には、プール水を水源とする非常用炉心冷却系（以下 ECCS 系）ポンプの吸込口が設置されている。

また、主蒸気逃がし安全弁（以下 SRV）排気管終端部にクエンチャが配置されており（参図-7.19.2 参照）、SRV 作動時に、内部空気の排気時に生じる荷重を減少させ、また排気される水蒸気と空気の混合気体がサプレッションプール水に熱伝達を効率的にできるように設計されている。

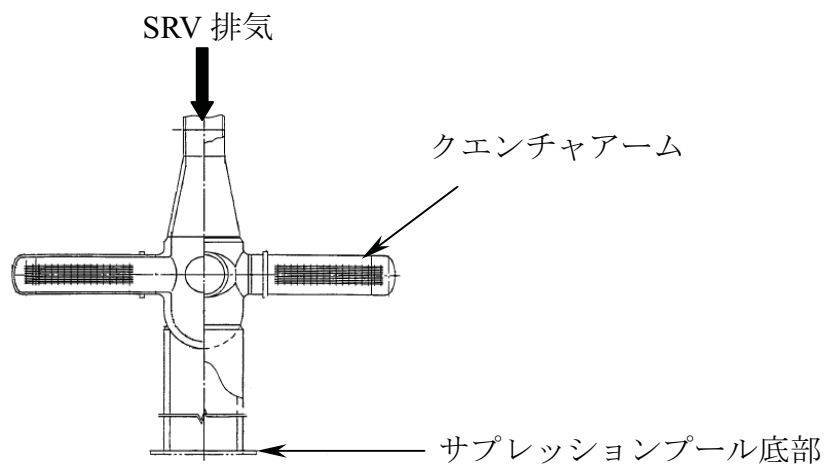
これらの設備の機能維持のためには、プールの水位が、設備の設置高さを上回る必要がある。ここでは、基準地震動 S_s によるサプレッションプール保有水のスロッシングによる水位変動を評価し、上記設備の設置高さとの比較を行った。



参図-7.19.2 クエンチャ取付け箇所



配置図



クエンチャ側面図

参図-7.19.3 クエンチャ詳細図

2.1 速度ポテンシャル理論⁽¹⁾によるスロッシング波高の算出

速度ポテンシャル理論は、自由表面をもつ液体の振動解析法の一つであり、その方法は、タンク等の設備を剛体と仮定し、内容液の動的応答を計算し、当該設備の側面や底面の圧力分布および液面変位形状を求めるものである。

参図-7.19.4 に示す多重円筒タンクを形成するアニュラス部の外槽半径 a 、内槽半径 b 、液高 H とし、 x 軸方向に変位加振を受ける場合を考える。液体は非圧縮性完全流体の渦無し流れであり側板は剛体と仮定した上で、側板における液体の r 方向速度は、側板の速度と一致すること、底版における液体の z 方向速度は 0 であること、自由液面の境界条件を考慮することにより、連続の式から速度ポテンシャル ϕ を導くことができる。その過程において求められる 1 次固有円振動数 ω_1 、波高 η は下式のように表され、サブレーションプールのスロッシング評価に用いている。

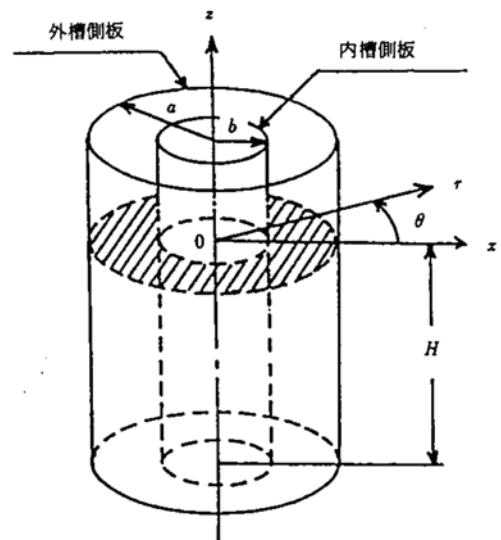
$$\omega_1 = \sqrt{\frac{g}{a} \xi_1 \tanh\left(\xi_1 \frac{H}{a}\right)} \quad \dots \dots \text{式①}$$

$$\eta_{\max}(r) = \frac{a}{g} \cdot \omega_1 \cdot Q_1 \cdot G_1(r) \cdot S_V \quad \dots \dots \text{式②}$$

$\xi, Q, G(r)$: 参表-7.19.2 により決定
 S_V : 速度応答スペクトル

参表-7.19.2 ξ_1, Q_1, G_1 の値

b/a	ξ_1	Q_1	$G_1(b)$	$G_1(a)$
0.1	1.80347	2.33761	0.11073	0.35300
0.2	1.70512	2.13973	0.21859	0.37336
0.3	1.58206	1.93853	0.31177	0.40240
0.4	1.46178	1.79035	0.38637	0.43551
0.5	1.35467	1.69426	0.44545	0.46995
0.6	1.26207	1.63530	0.49355	0.50443
0.7	1.18236	1.60073	0.53441	0.53843
0.8	1.11337	1.58187	0.57074	0.57180
0.9	1.05312	1.57312	0.60439	0.60451



参図-7.19.4 多重円筒型分割タンク
アニュラス部

(1) 固有周期の算出

式①より、

$$\begin{aligned}\omega_1 &= \sqrt{\frac{g}{a} \xi_1 \tanh\left(\xi_1 \frac{H}{a}\right)} \\ &= \sqrt{\frac{9.80665}{14.5} \times 1.37314 \times \tanh\left(1.37314 \times \frac{7.1}{14.5}\right)} \\ &= 0.738 \text{ [rad/sec]}\end{aligned}$$

よって 1 次固有周期は

$$T_1 = \frac{2\pi}{\omega_1} = \frac{2\pi}{0.738} = 8.51 \text{ [sec]}$$

$$\begin{aligned}a &= 14.5 \text{ [m]} \\ b &= 7.0 \text{ [m]} \\ H &= 7.1 \text{ [m]} \text{ (H.W.L)} \\ \xi_1 &= 1.37314 \\ &\text{(} b/a=0.483 \text{ により定まる値 (参表-7.19.2))} \\ g &= 9.80665 \text{ [m/s}^2\text{]}\end{aligned}$$

(2) スロッシング波高の算出

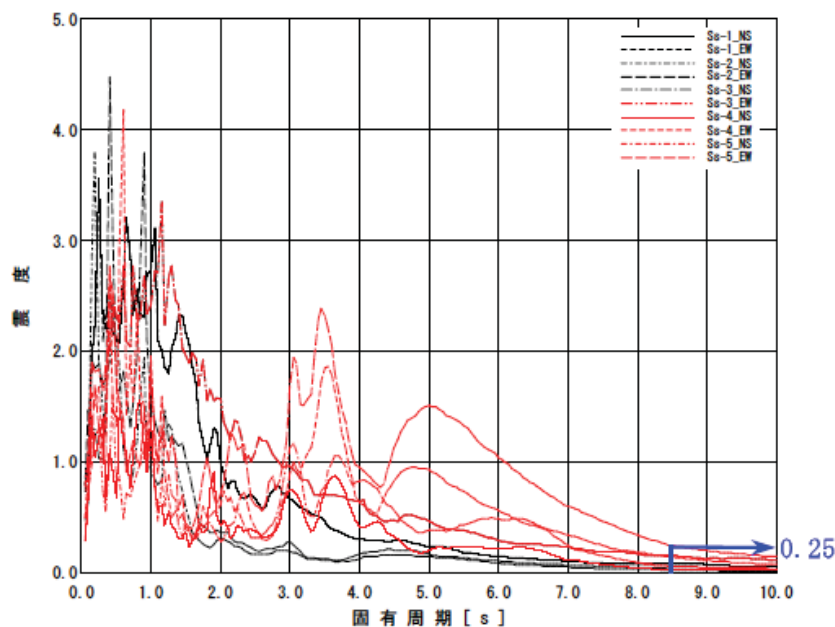
今回評価した中で波高が大きかった外筒側について、その波高の算出方法を以下に示す。サプレッションチェンバ内の床応答スペクトル (参図-7.19.5) からプール水の固有周期 ((1) にて求めた 8.51 [sec]) に応じた加速度を読み取った上で、式②を用いて算出した。

$$\begin{aligned}\eta_{\max}(a) &= \frac{a}{g} \cdot \omega_1 \cdot Q_1 \cdot G_1(a) \cdot S_V \\ &= \frac{a}{g} \cdot \omega_1 \cdot Q_1 \cdot G_1(a) \cdot \frac{S_A}{\omega_1} \\ &= \frac{14.5}{9.80665} \times 1.71083 \times 0.46402 \times 0.25 \times 9.80665 \\ &= 2.88 \text{ [m]}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}S_A &= 0.25 \times 9.80665 \text{ [m/s}^2\text{]} \\ &\text{(加速度応答スペクトル (参図-7.19.5) より)} \\ G_1(a) &= 0.46402 \\ &\text{(} b/a=0.483 \text{ により定まる値 (参表-7.19.2))} \\ Q_1 &= 1.71083 \\ &\text{(} b/a=0.483 \text{ により定まる値 (参表-7.19.2))}\end{aligned}$$

以上より、スロッシングの最大波高は、2.88m と算出された。

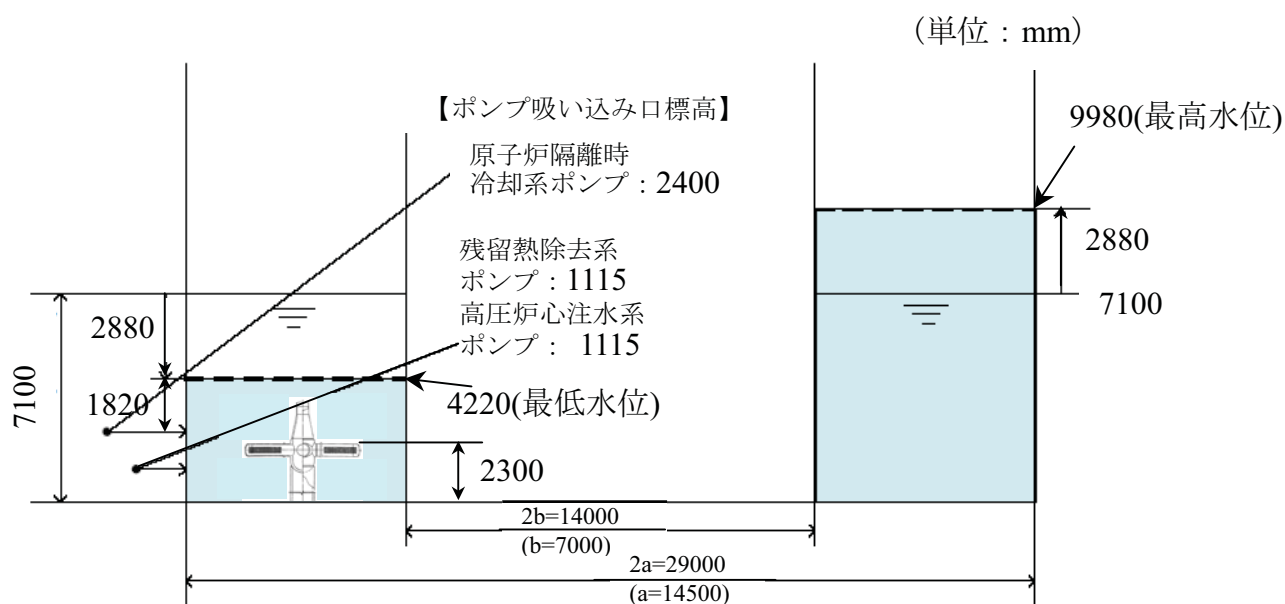
プラント名 : 柏崎刈羽原子力発電所第7号機
 構造物名 : 原子炉建屋
 方向 : NS方向及びEW方向
 波形名 : Ss-1、Ss-2、Ss-3、Ss-4及びSs-5
 標高 : T.M.S.L.-8.200m
 減衰 : 0.5 (%)



参図-7.19.5 サプレッションプールの保有水のスロッシング評価用スペクトル

2.2 評価結果

評価の結果、サプレッションプール液面水位（7100mm）に対し最大波高は約2880mmであるため、スロッシング時の最低水位は4220mmとなる（参図-7.19.6）。サプレッションプールの保有水を水源とする非常用炉心冷却系ポンプの吸い込み高さおよびクエンチャーム高さは、1115mm～2400mm（参表-7.19.3）であることから、スロッシングによる最低水位は非常用炉心冷却系ポンプの吸い込み高さおよびクエンチャーム高さを下回らない結果となった。



参図-7.19.6 サプレッションプール保有水の水位変化

参表-7.19.3 非常用炉心冷却系ポンプ吸い込み及びクエンチャアームの高さ

設備	高さ(mm)
残留熱除去系ポンプ吸込	1115
高圧炉心注水系ポンプ吸込	1115
原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込	2400
クエンチャアーム	2300

3. クエンチャの構造強度評価

サプレッションプール保有水にスロッシングが発生すると、サプレッションプール内の機器及び壁面には動液圧が作用する。ここでは、クエンチャを代表として構造強度評価を行った。なお、評価においては、2.1において速度ポテンシャル法で算出されたサプレッションプール保有水のスロッシングによる最大波高時の動液圧を用いた。

3.1 動液圧の算出

スロッシング時の波高 η_{\max} を生じるときの動液圧 p は、液体の密度を ρ とすると、次式で定義される。

$$p(r, z) = \rho \cdot g \cdot \eta_{\max}(r) \cdot C_1(z)$$

ここで、

$$C_1(z) = \frac{\cosh\left\{\xi_1\left(\frac{z}{a} + \frac{H}{a}\right)\right\}}{\cosh\left(\xi_1 \frac{H}{a}\right)}$$

以上より、 $r=a$ 、 $z=\eta_{\max}$ のとき動液圧は以下のように算出される。

$$\begin{aligned} p(a, \eta_{\max}) &= \rho \cdot g \cdot \eta_{\max}(a) \cdot C_1(\eta_{\max}) \\ &= 1000 \times 9.80665 \times 2.87774 \times 1.19920 \\ &= 34\text{kPa} \end{aligned}$$

以上より、動液圧は
34kPa と算出された。

$$\begin{aligned} \rho &= 1000 \text{ [kg/m}^3\text{]} \\ g &= 9.80665 \text{ [m/s}^2\text{]} \\ \eta_{\max} &= 2.87774 \text{ [m]} \text{ (1.1.2より)} \\ \xi_1 &= 1.37314 \text{ (} b/a=0.483 \text{ により定まる値 (参表-7.19.2))} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} C_1(\eta_{\max}) &= \frac{\cosh\left\{\xi_1\left(\frac{\eta_{\max}}{a} + \frac{H}{a}\right)\right\}}{\cosh\left(\xi_1 \frac{H}{a}\right)} \\ &= \frac{\cosh\left\{1.37314 \times \left(\frac{2.87774}{14.5} + \frac{7.1}{14.5}\right)\right\}}{\cosh\left(1.37314 \times \frac{7.1}{14.5}\right)} = 1.1990 \end{aligned}$$

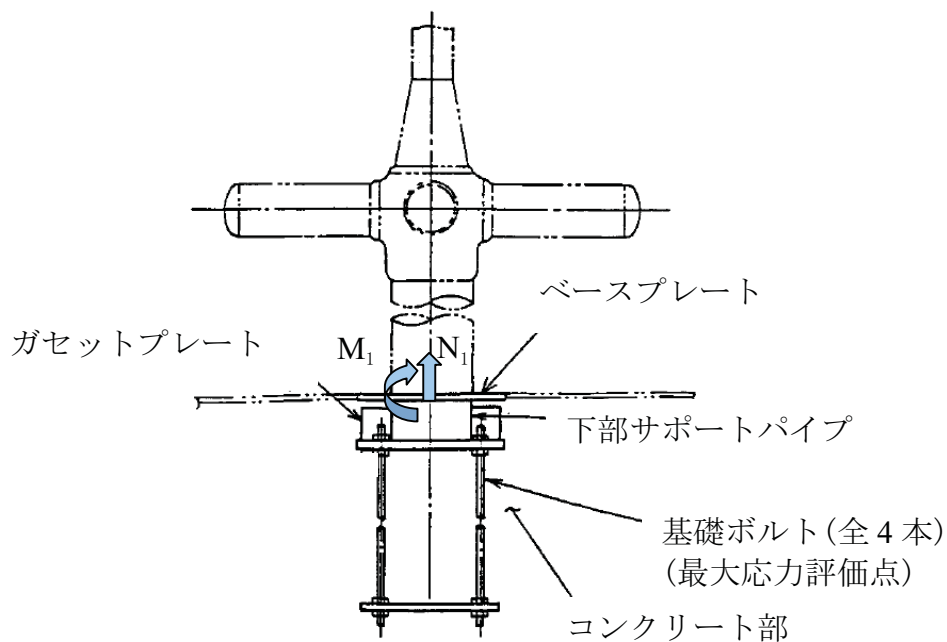
3.2 クエンチャサポート基礎部に作用する地震等による荷重

クエンチャの最大応力評価点であるクエンチャサポート基礎ボルトにおいて、前項で算出された動液圧と地震力等を考慮して構造強度評価を行う。

クエンチャサポート基礎部に作用する地震等による荷重は、SRV 排気管の解析によって算出される配管反力によって得られる。クエンチャサポート基礎部に作用する荷重を参表-7.19.4 に示す。

参表-7.19.4 クエンチャサポート基礎部に作用する地震等による荷重

荷重種別	記号 (参図-7.19.7 参照)	荷重
軸力(kN)	N_1	325
モーメント(kN・m)	M_1	1070



参図-7.19.7 クエンチャサポート基礎部

3.3 クエンチャサポート基礎ボルトに作用する地震等による応力

基礎ボルトに作用する引張荷重として、軸力 N_1 及びモーメント M_1 を考える。軸力 N_1 による引張応力 σ_1 は下式により算出される。

$$\begin{aligned}\sigma_1 &= \frac{N_1}{4 \cdot A_1} \\ &= \frac{325 \times 10^3}{4 \times 5.03 \times 10^3} \\ &= 17 \text{MPa}\end{aligned}$$

A_1 : 基礎ボルト 1 本当たりの断面積 [$5.03 \times 10^3 \text{mm}^2$]

モーメント M_1 による引張応力 σ_2 は下式により算出される。

$$\begin{aligned}\sigma_2 &= \frac{M_1}{Z} \\ &= \frac{1070 \times 10^6}{4.19 \times 10^6} \\ &= 256 \text{MPa}\end{aligned}$$

Z : 基礎ボルトの断面係数 [$4.19 \times 10^6 \text{mm}^3$]

基礎ボルトに生じる引張応力 σ_3 は上記の結果より下式により算出される。

$$\begin{aligned}\sigma_3 &= \sigma_1 + \sigma_2 \\ &= 17 + 256 \\ &= 273 \text{MPa}\end{aligned}$$

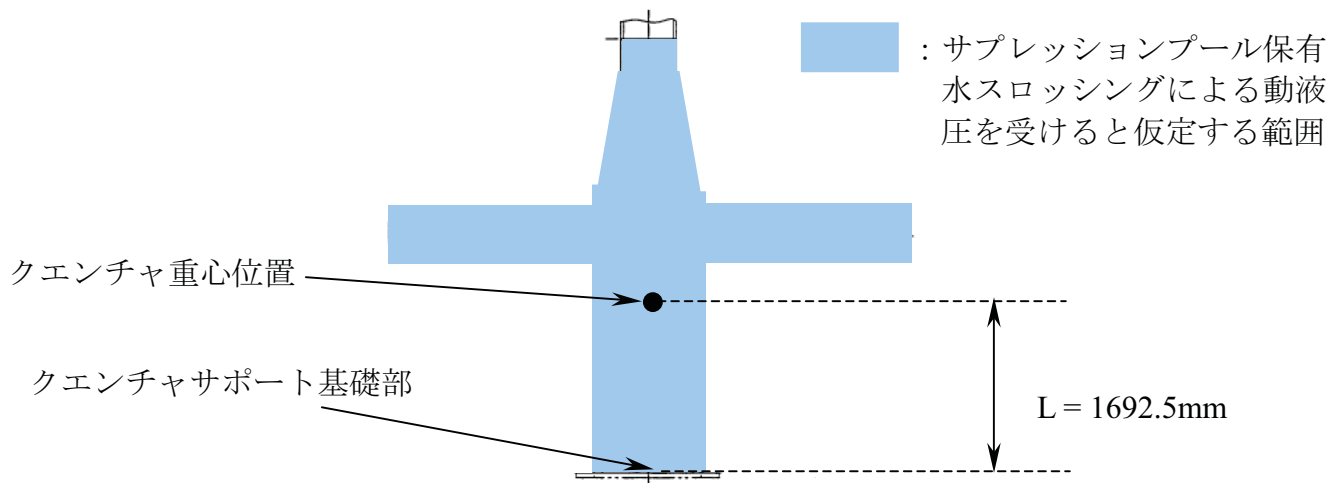
3.4 サプレッションプール保有水スロッシング時の動液圧によるクエンチャに作用する応力

3.1 で算出された動液圧 34kPa がクエンチャ全体(参図-7.19.8 に示す範囲)に作用すると仮定すると、クエンチャに作用する荷重 F は次式により算出される。

$$\begin{aligned} F &= p \times A_2 \\ &= 34 \times 10^{-6} \times 2.57 \times 10^6 \\ &= 87.38 \text{ kN} \end{aligned}$$

p : 動液圧[3.1 より 34kPa]

A_2 : クエンチャの投影面積[$2.57 \times 10^6 \text{ mm}^2$]



参図-7.19.8 クエンチャが動液圧を受ける範囲

クエンチャに作用する動液圧による荷重 F とクエンチャサポート基礎部からクエンチャの重心までの距離 L により、クエンチャサポート基礎部のモーメント M_2 は下式により算出される。

$$M_2 = F \times L$$

$$= 87.38 \times 1692.5 \times 10^{-3}$$

$$= 147.89 \text{ kN} \cdot \text{m}$$

L : 重心位置からクエンチャサポート基礎部までの距離(参図-7.19.8)
[1692.5mm]

モーメント M_2 によりクエンチャサポート基礎ボルトに作用する引張応力 σ_4 は、
下式により算出される。

$$\sigma_4 = \frac{M_2}{Z}$$

Z : 基礎ボルトの断面係数[$4.19 \times 10^6 \text{mm}^3$]

$$= \frac{147.89 \times 10^6}{4.19 \times 10^6}$$

$$= 36 \text{MPa}$$

3.5 評価結果

評価結果を参表-7.19.5 に示す。サプレッションプール保有水のスロッシングによる動液圧を考慮しても、発生値は評価基準値以下であることを確認した。

参表-7.19.5 評価結果

発生値(MPa)			評価基準値(MPa)
地震等による応力	動液圧による応力	合計	
273	36	309	473

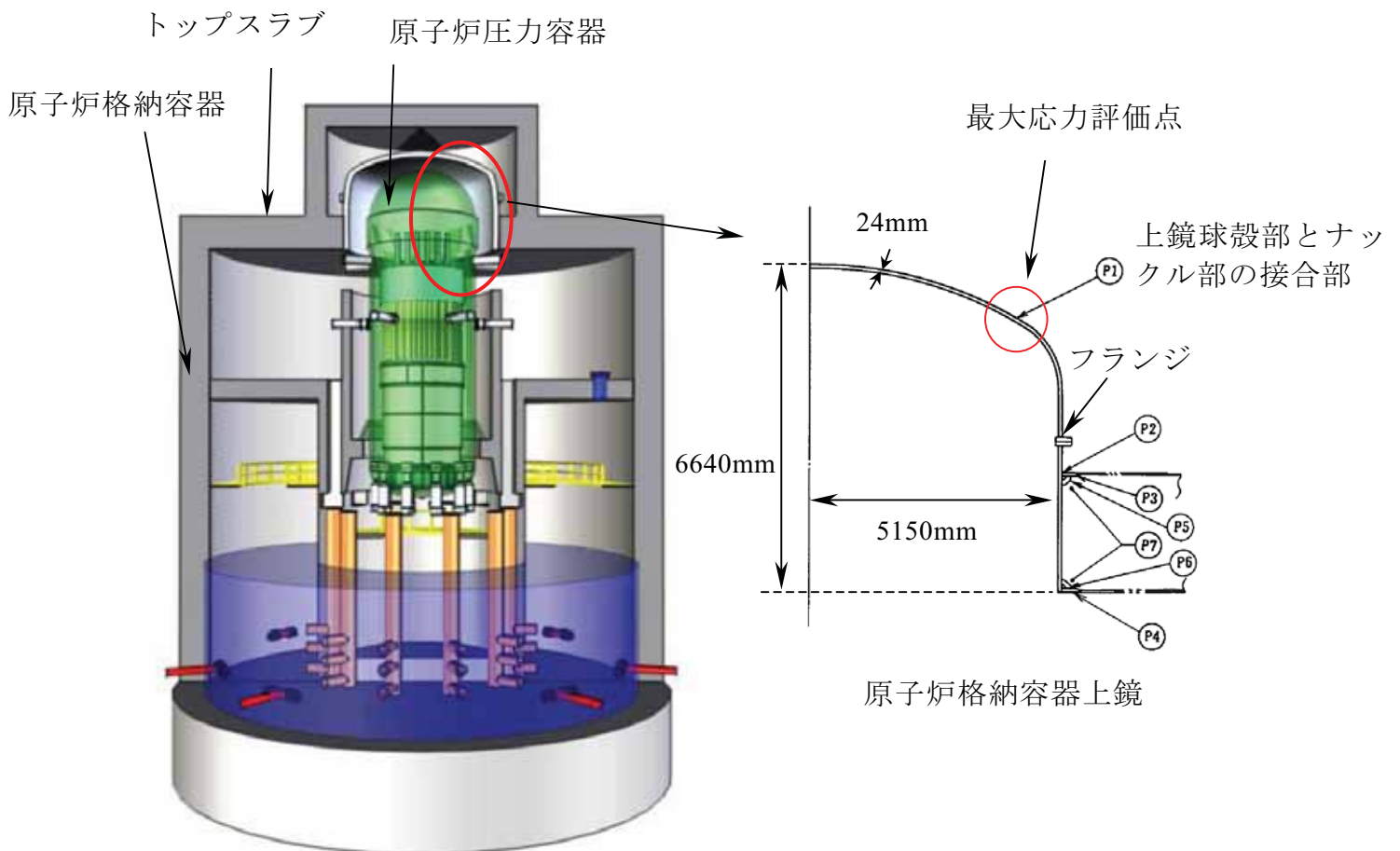
参考文献

- (1)吉田、石川：多重円筒型分割タンクの耐震設計、配管技術 '88.2、P.92-99

原子炉格納容器上鏡の評価について

原子炉格納容器上鏡は鋼製構造物であり，下部はトップスラブ部と接合されている。上部(上蓋)はフランジを介して下部とボルト接合されており，定期検査時には上蓋を取り外すことができる構造となっている。

ここでは，代表として最大応力評価点である P1 における評価手法を次頁以降に示す。原子炉格納容器上鏡の構造及び応力評価点を参図-7.20.1 に示す。



参図-7.20.1 原子炉格納容器上鏡の構造及び応力評価点

1. 設計時の応力

大型機器解析モデルによって算出される地震荷重および、圧力荷重、自重による荷重を、参図-7.20.3 に示す解析モデルを用いて、計算機によりそれぞれの荷重に対する応力(円周方向応力、軸方向応力、せん断応力)が算出される(参表-7.20.1)。

参表-7.20.1 設計時の応力

荷重		応力		
		円周方向	軸方向	せん断
1	通常運転時圧力荷重	σ_{tP}	σ_{lP}	τ_P
2	事故時圧力荷重	σ_{tL}	σ_{lL}	τ_L
3	自重による荷重	σ_{tm}	σ_{lm}	τ_m
4	S ₁ 地震荷重(水平)	σ_{tHS1}	σ_{lHS1}	τ_{HS1}
5	S ₁ 地震荷重(鉛直)	σ_{tVS1}	σ_{lVS1}	τ_{VS1}
6	S ₂ 地震荷重(水平)	σ_{tHS2}	σ_{lHS2}	τ_{HS2}
7	S ₂ 地震荷重(鉛直)	σ_{tVS2}	σ_{lVS2}	τ_{VS2}

σ_t : 円周方向応力

σ_l : 軸方向応力

τ : せん断応力

添字 P : 通常運転時圧力荷重による成分を示す。

添字 L : 事故時圧力荷重による成分を示す。

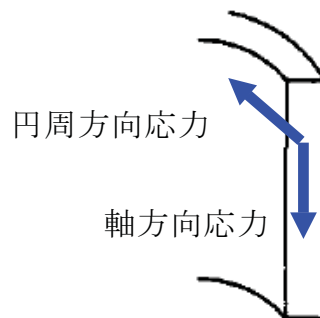
添字 m : 自重による成分を示す。

添字 HS1 : S₁地震動による水平方向成分を示す。

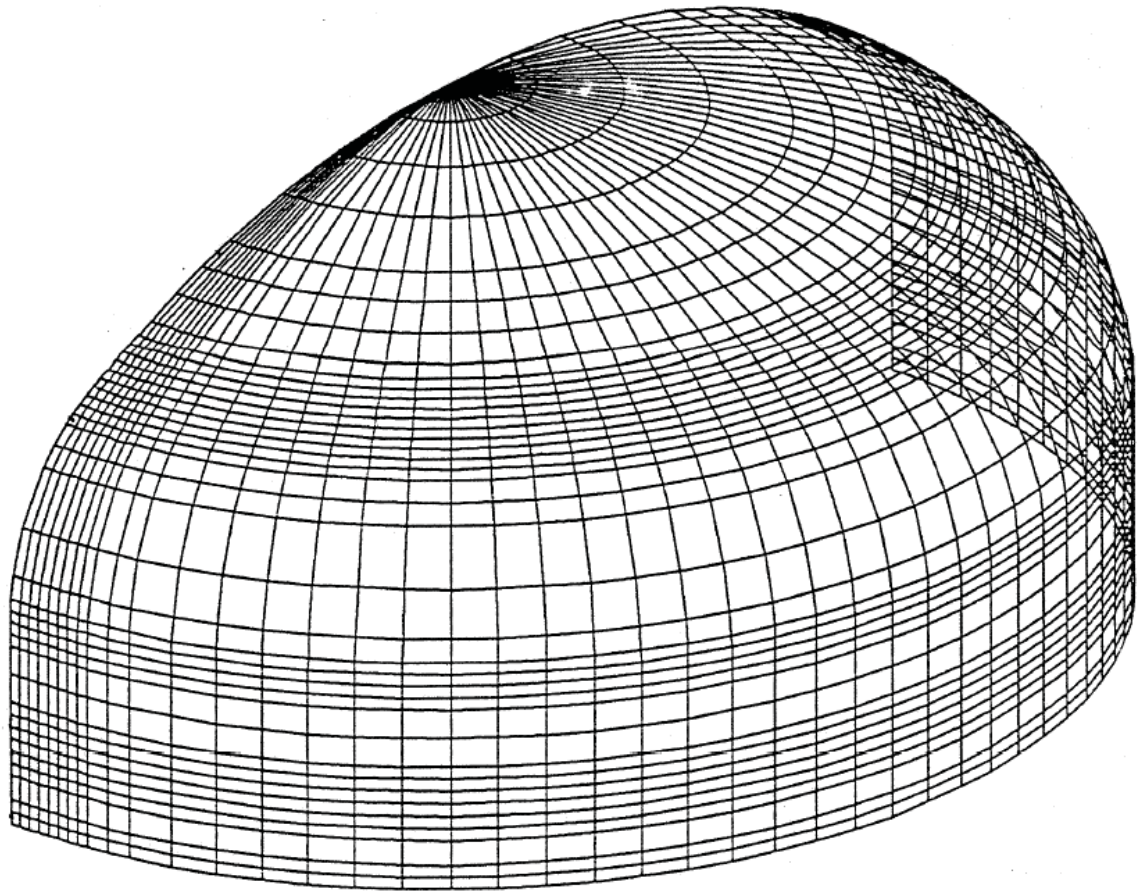
添字 VS1 : S₁地震動による鉛直方向成分を示す。

添字 HS2 : S₂地震動による水平方向成分を示す。

添字 VS2 : S₂地震動による鉛直方向成分を示す。



参図-7.20.2 機器にかかる応力



参図-7.20.3 原子炉格納容器上鏡解析モデル

2. 耐震安全性評価時の応力

設計時の S_1 および S_2 の水平・鉛直それぞれの震度と、 S_d および S_s の水平・鉛直それぞれの震度により、以下に示す震度比を求める。

$$\alpha_H = \frac{C_{HSd}}{C_{HS1}} \quad , \quad \alpha_V = \frac{C_{VSd}}{C_{VS1}}$$

$$\beta_H = \frac{C_{HSs}}{C_{HS2}} \quad , \quad \beta_V = \frac{C_{VSs}}{C_{VS2}}$$

α : S_1 地震動と S_d 地震動による震度比

β : S_2 地震動と S_s 地震動による震度比

C : 震度

添字 H : 水平方向成分を示す。

添字 V : 鉛直方向成分を示す。

添字 S_1 : S_1 地震動による成分を示す。

添字 S_2 : S_2 地震動による成分を示す。

添字 S_d : S_d 地震動による成分を示す。

添字 S_s : S_s 地震動による成分を示す。

上記震度比を、設計時の地震力による各応力(参表-7.20.1 の 4~7)に乗じることによって、それぞれの荷重に対する応力(円周方向応力，軸方向応力，せん断応力)が算出される(参表-7.20.2)。

参表-7.20.2 耐震安全性評価時応力

荷重		応力		
		円周方向	軸方向	せん断
1	通常運転時圧力荷重	σ_{tP}	σ_{lP}	τ_P
2	事故時圧力荷重	σ_{tL}	σ_{lL}	τ_L
3	自重による荷重	σ_{tm}	σ_{lm}	τ_m
4	Sd 地震荷重(水平)	$\alpha_H \cdot \sigma_{tHS1}$	$\alpha_H \cdot \sigma_{lHS1}$	$\alpha_H \cdot \tau_{HS1}$
5	Sd 地震荷重(鉛直)	$\alpha_V \cdot \sigma_{tVS1}$	$\alpha_V \cdot \sigma_{lVS1}$	$\alpha_V \cdot \tau_{VS1}$
6	Ss 地震荷重(水平)	$\beta_H \cdot \sigma_{tHS2}$	$\beta_H \cdot \sigma_{lHS2}$	$\beta_H \cdot \tau_{HS2}$
7	Ss 地震荷重(鉛直)	$\beta_V \cdot \sigma_{tVS2}$	$\beta_V \cdot \sigma_{lVS2}$	$\beta_V \cdot \tau_{VS2}$

3. 応力強さの算出

Sd 地震動による評価は参表-7.20.2 における 2, 3, 4, 5 の応力を組み合わせて行う。また, Ss 地震動による評価は参表-7.20.2 における 1, 3, 6, 7 の応力を組み合わせて行う。

Sd 地震動評価：

事故時圧力荷重による応力+自重による応力+Sd 地震動による応力

Ss 地震動評価：

通常運転時圧力荷重による応力+自重による応力+Ss 地震動による応力

円周方向応力, 軸方向応力, せん断応力をそれぞれ足し合わせ, それらを下式に代入し, 主応力 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ を算出する。

$$\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_l + \sigma_r) \sigma^2 + (\sigma_t \sigma_l + \sigma_l \sigma_r + \sigma_r \sigma_t + \tau_{tl}^2 - \tau_{lr}^2 - \tau_{rt}^2) \sigma - (\sigma_t \sigma_l \sigma_r - \sigma_t \tau_{lr}^2 - \sigma_l \tau_{rt}^2 - \sigma_r \tau_{tl}^2 + 2 \tau_{tl} \tau_{lr} \tau_{rt}) = 0$$

算出された主応力を下式に代入し, 応力強さ σ を算出する。

$$\sigma = \text{MAX} \{ |\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1| \}$$

算出された応力強さを用いて原子炉格納容器上鏡の構造強度評価を行う。

4. 評価結果

評価点 P1～P7 における Sd と事故時荷重との組合せの評価結果および Ss における評価結果を参表-7.20.3 に示す。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。

参表-7.20.3 原子炉格納容器上鏡評価結果

評価点	応力分類	発生値(Sd)	発生値(Ss)	評価基準値
P1	一次一般膜+ 一次曲げ応力	111(MPa)	24(MPa)	379(MPa)
P2	一次一般膜+ 一次曲げ応力	29(MPa)	13(MPa)	379(MPa)
P3	曲げ応力	12(MPa)	32(MPa)	317(MPa)
P4	曲げ応力	90(MPa)	17(MPa)	317(MPa)
P5	せん断応力	6(MPa)	14(MPa)	158(MPa)
P6	せん断応力	39(MPa)	8(MPa)	158(MPa)
P7	コンクリート 圧縮応力度	73(kg/cm ²)	25(kg/cm ²)	280(kg/cm ²)

弾性設計用地震動 $S_d(0.5S_s)$ による地震荷重の取扱いについて

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の耐震安全性評価においては、 $0.5S_s$ を大型機器解析モデルおよび炉内構造物解析モデルに入力して得られた床応答スペクトル、震度、地震荷重を用いる方法がある。

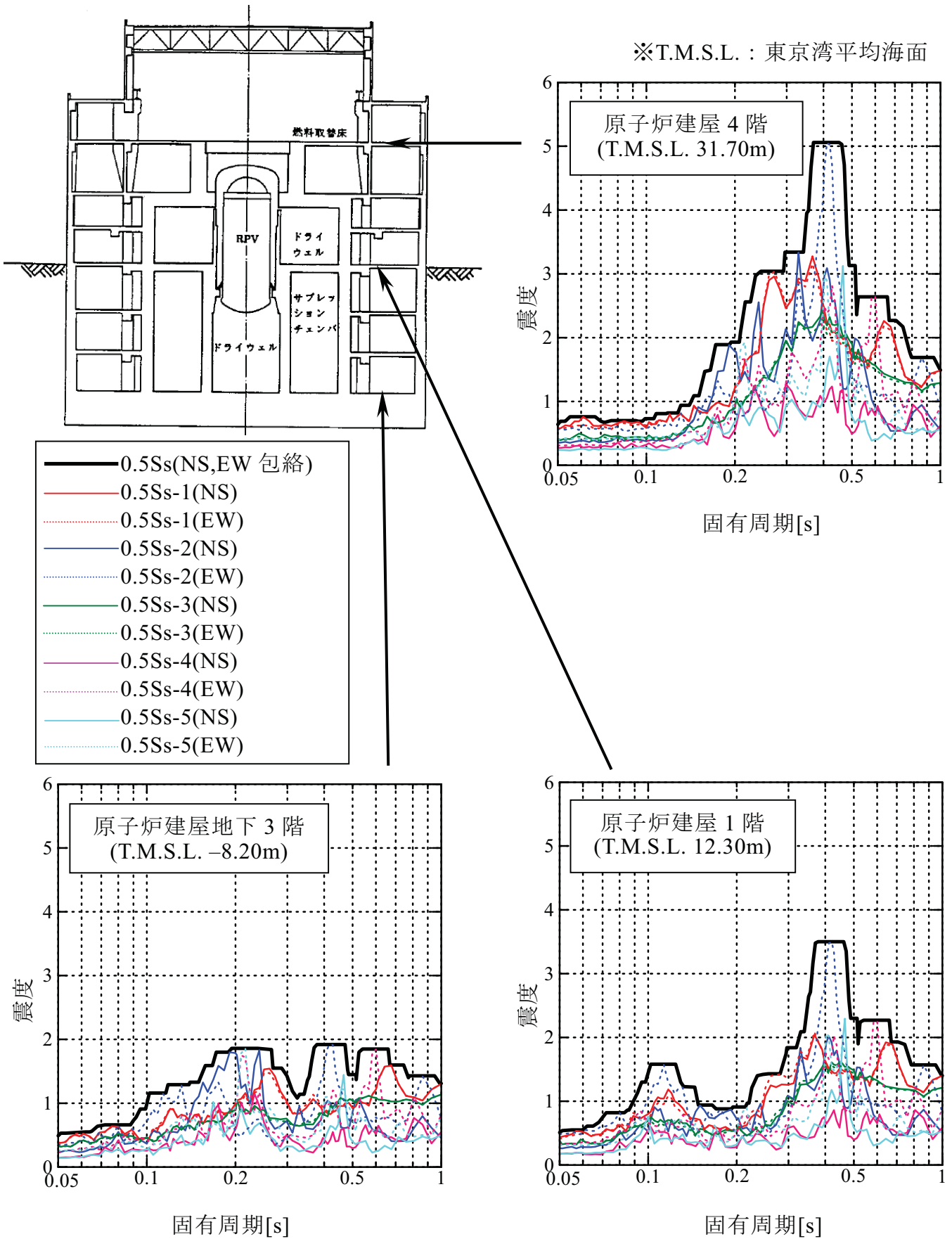
床応答スペクトル、震度、地震荷重の例を、それぞれ参図-7.21.1、参表 7-21.1、参表 7.21.2 に示す。

床応答スペクトルは、参図-7.21.1 に示すように、 $0.5S_s-1\sim 0.5S_s-5$ それぞれの NS/EW 方向のスペクトルについて全て包絡して、周期方向に $\pm 10\%$ 拡幅したものをを用いている。

震度については、 $0.5S_s-1\sim 0.5S_s-5$ のそれぞれの NS/EW 方向の震度について、参表 7-21.1 に示すように最大のものを用いている。

地震荷重については、 $0.5S_s-1\sim 0.5S_s-5$ のそれぞれの NS/EW 方向の地震荷重について、参表 7.21.2 に示すように最大のものを用いている。

従って、 S_d の荷重の考え方としては、床応答スペクトル、震度、荷重のいずれも、 $0.5S_s-1\sim 0.5S_s-5$ により得られた結果を包絡した値を用いていることから、年超過確率の参照にあたっては、 $0.5S_s-1\sim 0.5S_s-5$ の包絡レベルにおいて参照している。



参図-7.21.1 原子炉建屋床応答スペクトル(水平, 減衰 1%)

参表 7.2.1.1 原子炉建屋における各標高の水平震度の例

標高 T.S.M.L. [m]	0.5Ss-1			0.5Ss-2			0.5Ss-3			0.5Ss-4			0.5Ss-5			評価用 震度 最大値
	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW		
49.70	1.18	1.09	0.65	0.83	0.66	0.62	0.46	0.58	0.41	0.66	1.18					
38.20	0.81	0.79	0.47	0.70	0.54	0.51	0.37	0.43	0.30	0.54	0.81					
31.70	0.64	0.64	0.42	0.65	0.48	0.46	0.32	0.37	0.28	0.48	0.65					
23.50	0.56	0.54	0.36	0.59	0.42	0.40	0.26	0.37	0.25	0.42	0.59					
18.10	0.50	0.49	0.32	0.55	0.39	0.39	0.23	0.38	0.22	0.39	0.55					
12.30	0.46	0.46	0.31	0.54	0.38	0.38	0.20	0.37	0.21	0.36	0.54					
4.80	0.41	0.40	0.30	0.50	0.36	0.36	0.18	0.34	0.20	0.33	0.50					
-1.70	0.37	0.36	0.28	0.45	0.35	0.35	0.16	0.31	0.18	0.31	0.45					
-8.20	0.37	0.36	0.26	0.38	0.38	0.37	0.17	0.27	0.17	0.31	0.38					

参表 7.2.1.2 各部の水平荷重の例

水平方向地震荷重	0.5Ss-1			0.5Ss-2			0.5Ss-3			0.5Ss-4			0.5Ss-5			評価用 地震荷重 最大値
	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW		
原子炉 压力容器 スカート	モーメント (kN・m)	46300	43000	27900	52800	32200	31800	34500	18100	29900	52800					
	せん断力 (kN)	7620	7310	5510	10100	6430	6490	6560	3340	5870	10100					
原子炉 遮へい壁	モーメント (kN・m)	28400	27400	19000	36000	21700	21900	23300	11400	19700	36000					
	せん断力 (kN)	5590	5400	3780	7160	4360	4410	4650	2290	3980	7160					
原子炉 本体基礎	モーメント (kN・m)	450000	406000	310000	463000	341000	308000	287000	209000	322000	463000					
	せん断力 (kN)	23700	21800	16500	25600	18800	17400	15700	11600	17400	25600					

建屋傾斜による機器への影響について

活断層の変位に伴う基礎地盤の変形による原子炉建屋等の傾斜について評価した建屋の基礎底面の傾斜は 1/1000 ～ 1/2000 程度である。建屋が傾斜することにより、建屋内に設置されている機器について、どのような影響が生じる可能性があるかについて、評価を行った。

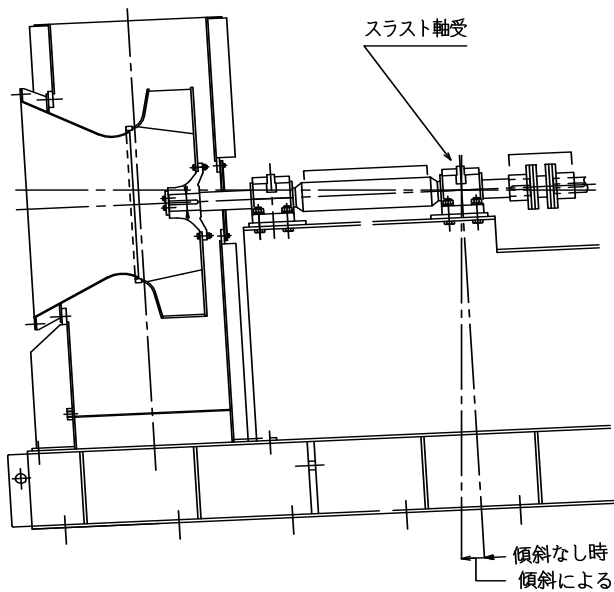
建屋傾斜による回転機器（中央制御室送風機）のスラスト軸受の荷重の変化量を評価した結果、参図-7.22.1 に示すようにスラスト軸受の荷重が増加した場合においても、その影響は無視できる程度である。

なお、参表-7.22.1 に示すように、スラスト軸受の基本静定格荷重に比べ、水平地震力による荷重は小さく余裕があるため、水平地震力による荷重に対してスラスト軸受の強度は保たれており、送風機の回転に支障を与えない。

制御盤内には、制御基板、電源装置、補助リレー、操作スイッチ等の電気計装器具類が、各器具毎に操作性や保守性等を考慮して設置されている。これらの電気計装器具類は、以下のとおり建屋傾斜によって電氣的機能（演算機能、変換機能等）に影響を及ぼすことはない。

- 制御基板や電源装置等の静的機器における演算機能や変換機能等は、傾斜の影響を受けない。
- 補助リレーや操作スイッチ類の可動接点部を有する器具は、従来から様々な方向に設置されており、傾斜の影響を受けない。

建屋傾斜 1/1000 ～ 1/2000 の範囲では、荷重の変化等は 0.1%程度あり、機器・配管系の健全性は確保できる。



《建屋傾斜1/1000と仮定》

	傾斜無し	傾斜有り	許容値
スラスト軸受荷重	3920N	3928N	6580N

参図-7.22.1 中央制御室送風機の評価例

参表-7.22.1 水平地震力に対するスラスト軸受荷重

機器名	回転体質量 [kg]	Ss 水平方向震度 [G]	地震力による荷重 [N]	スラスト軸受の基本静定格荷重 [N]
中央制御室送風機	765	1.26	14000	168000

原子炉冷却材再循環ポンプの水平方向減衰定数 3%を使用した評価について

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の原子炉冷却材再循環ポンプ（以下 RIP）は、建設時には 3%の減衰定数を使用して評価を行っていた。しかし、基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価実施時は、柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動 Ss が審議中であったことから、基準地震動 Ss の変動の可能性を考慮し、余裕を含んだ評価を行うために RIP 以外のポンプと同様の減衰定数 1%を使用して地震応答解析を実施した。

ここでは参考として、RIP の減衰定数を建設時と同様に 3%とした場合の RIP モータケーシングの評価結果を参表-7.23.1 に示す。発生値は、評価基準値以下であることを確認した。

参表-7.23.1 RIP モータケーシング構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 ^{※1}
RIP モータケーシング	ケーシング	軸圧縮応力	183	207	B

※1 「評価方法」の欄に記載されている [B]の凡例は、以下のとおり。

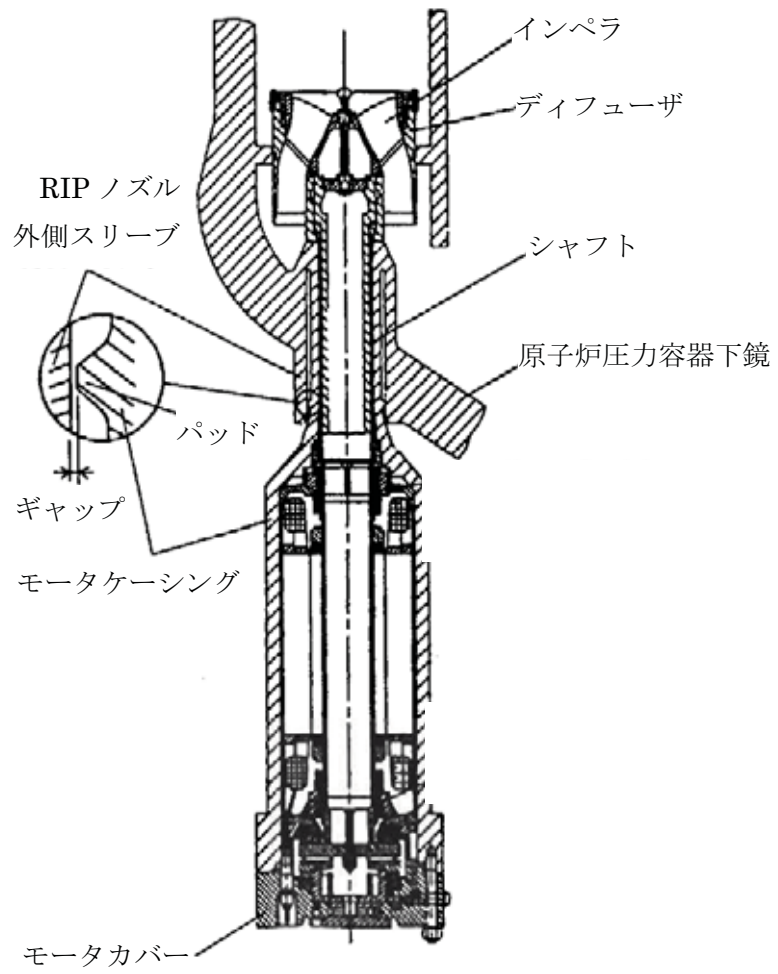
B : 詳細評価（スペクトルモーダル解析法等による評価）

＜参考＞RIP の水平方向の減衰定数について

RIP の減衰定数 3% は「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に示されていないことから、既往試験の概要と検討結果⁽⁵⁾を以下に示す。

1. RIP の構造

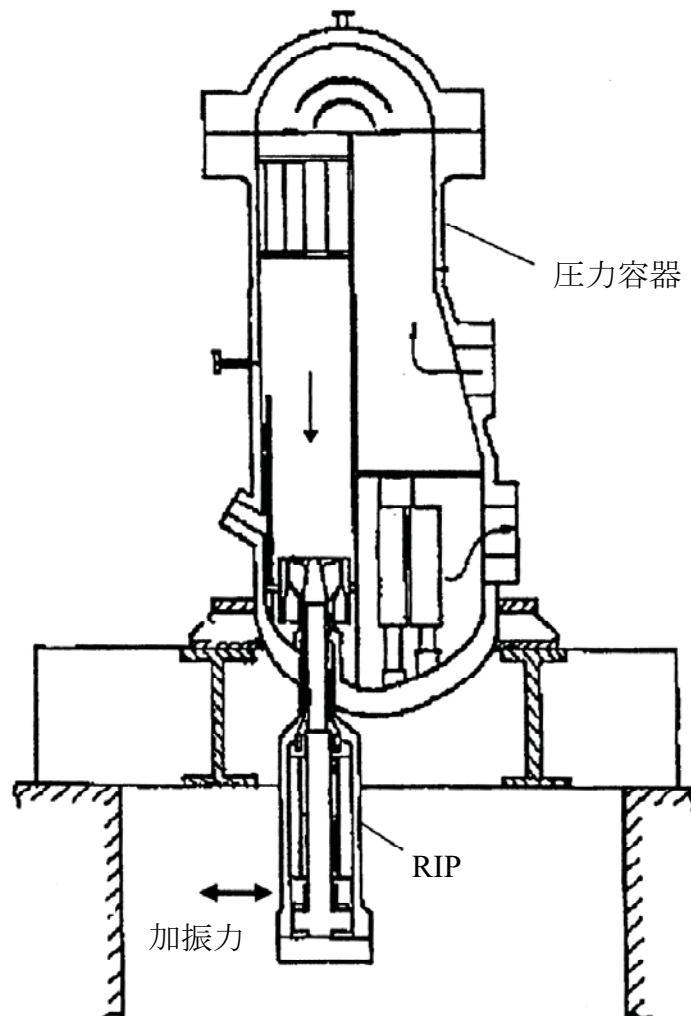
RIP の概略図を参図-7.23.1 に示す。RIP のモータケーシングは、上部が原子炉圧力容器に固定された片持ち構造となっている。モータケーシングの付根にはパッドが設けられており、モータケーシングが大きく振動する際には、このパッドが RIP ノズル外側スリーブに接触する。ただし、RIP の地震応答解析モデルでは、保守的にパッドの接触を考慮しないモデルとしている。



参図-7.23.1 RIP 概略図

2. 試験装置・方法

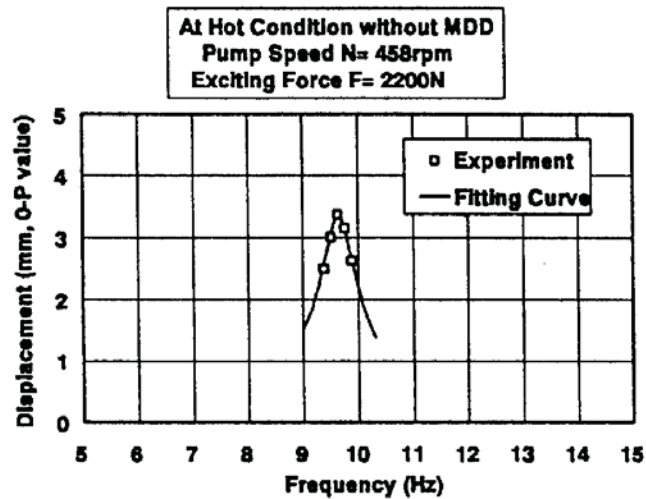
試験装置の概要を参図-7.23.2 に示す。原子炉压力容器および RIP1 台を実規模大でモデル化し、実機運転状態と同様の高温・高圧状態とした。試験では、モータケーシング下端に加振力を与えて加振周波数を変化させ、ケーシング下端における応答変位を測定した。ケーシング下端応答変位が約 6mm 相当になるまで加振力を増加させた。また、ポンプ回転数の影響を確認するため、3 種類の回転数にて試験を行った。



参図-7.23.2 試験装置概要図

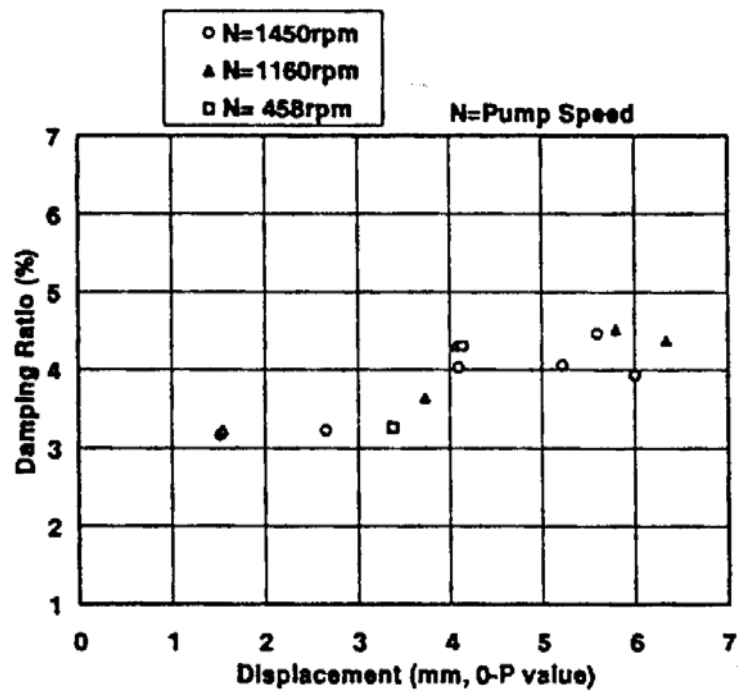
3. 試験結果

試験により得られた、加振周波数とモータケーシング下端応答変位の関係の例を参図-7.23.3 に示す。減衰比および固有周波数の算出は、モータケーシング下端加速度および加振荷重から、サークルフィット法で計算処理して求めた。



参図-7.23.3 加振周波数とモータケーシング下端応答変位の関係の例⁽⁵⁾

上記方法にて求めた、モータケーシング下端応答変位に対する減衰比の関係を参図-7.23.4 に示す。



参図-7.23.4 ケーシング下端応答変位と減衰比との関係⁽⁵⁾

4. 結論

実機運転状態における RIP 加振試験の結果, RIP の水平方向の減衰比は約 3~5%であったことより, RIP の耐震安全性評価における水平方向の減衰定数は 3%を使用する。

代表設備以外の設備における基準地震動 S_s に対する評価について

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書（以下、耐震安全性評価報告書）には、原子炉圧力容器のノズル等、類似の設備が複数ある場合や、地震荷重以外の影響が大きい設備については、代表設備についての評価結果を示した。ここでは参考として、代表設備以外の設備のうち、新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書において評価をおこなった設備について、基準地震動 S_s に対する評価結果について示す。

また、可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置およびブロワは、6、7 号機の共用設備であり、工事計画認可申請は 6 号機にて実施した設備であるので 6 号機の耐震安全性評価報告書にて示す予定であるが、ここでは参考として 7 号機に設置した場合の評価結果を示す。

構造強度評価結果を参表-7.24.1 に、動的機能維持評価結果を参表-7.24.2 に示す。各機器の発生値、応答加速度が評価基準値以下であることを確認した。

参表-7.24.1 構造強度評価結果

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	下部鏡板	球殻部	一次一般膜応力	194	320	B	
		低圧注水ノズル(N6)	ノズルセフェント	一次一般膜+一次曲げ応力	276	391	B	
		原子炉停止時冷却材出口ノズル(N10)	ノズルセフェント	一次一般膜+一次曲げ応力	236	391	B	
		計装ノズル(N12)	ノズルセフェント	一次一般膜+一次曲げ応力	122	403	B	
		計装ノズル(N13)	ノズルセフェント	一次一般膜+一次曲げ応力	122	403	B	
		計装ノズル(N14)	ノズルセフェント	一次一般膜+一次曲げ応力	81	388	B	
	炉心支持構造物	燃料支持金具	周辺燃料支持金具	一次一般膜応力	8	91	B	
原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	残留熱除去系 ストレーナ	フランジ	曲げ応力	201	395	A2	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系 ストレーナ	フランジ	曲げ応力	167	395	A2	
	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	平均引張応力	176	400	B	
原子炉格納施設	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 可搬式再結合装置	取付ボルト	せん断応力	43	350	B	
		可燃性ガス濃度制御系 可搬式再結合装置ボルト	ブレース	圧縮応力	6	209	B	

※1 「評価方法」の欄に記載されている[A1], [A2], [B]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 S_s 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 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、大きい方の値を用いた評価方法

B：詳細評価（スペクトルモーダル解析法等による評価）

参表-7.24.2 動的機能維持評価結果

評価対象設備		機能確認済加速度との比較				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
可燃性ガス濃度制御系 可搬式再結合装置ブロワ		ファン	0.89	2.6	0.85	1.0	—
弁	放射線ドレン移送系 (RD トライウエル LCW サンプ 外側隔離弁)	弁駆動部	1.7	6.0	1.0	6.0	—
	ほう酸水注入系 (SLC PCV 外側逆止弁)	弁駆動部	1.4	6.0	1.1	6.0	—
	不活性ガス系 (AC PCV パージ用空気供給 隔離弁)	弁駆動部	1.2	6.0	1.1	6.0	—

※1 G=9.80665 (m/s²)

※2 応答加速度が機能確認済加速度を上回る場合に実施する。

構造強度の評価例について

1. 対象設備

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の構造強度の評価例について、下記設備を代表として評価手法を示す。

- ・原子炉圧力容器基礎ボルト

大型機器連成解析により算出される荷重（水平荷重，鉛直荷重，曲げモーメント）を入力条件とし，定式化された式を用いて評価を行う。

- ・シュラウドサポート

炉内構造物連成解析結果を用いて評価を行う。

- ・原子炉格納容器配管貫通部

配管の反力から入力荷重を作成し，評価を行う。

- ・使用済燃料貯蔵ラック

FEM 解析を用いて評価を行う。

- ・残留熱除去系ポンプ

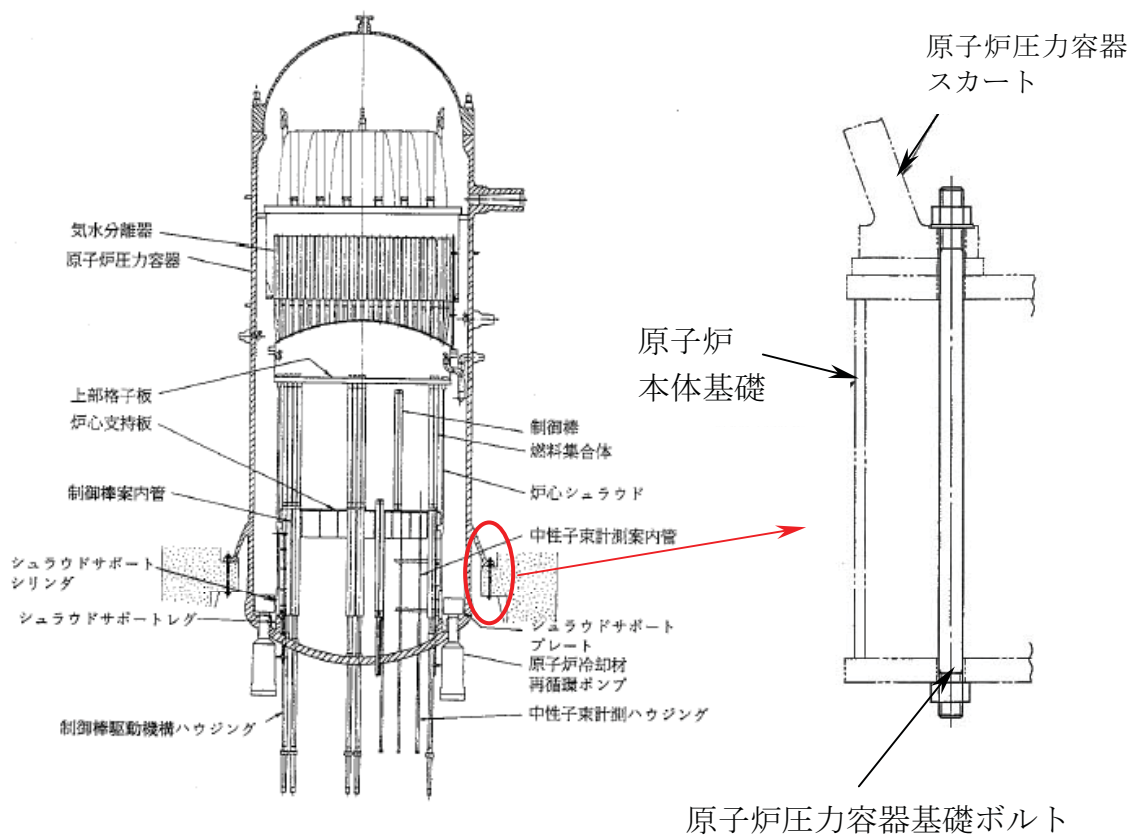
応答倍率法にて評価を行う。

- ・主蒸気系配管，残留熱除去系配管

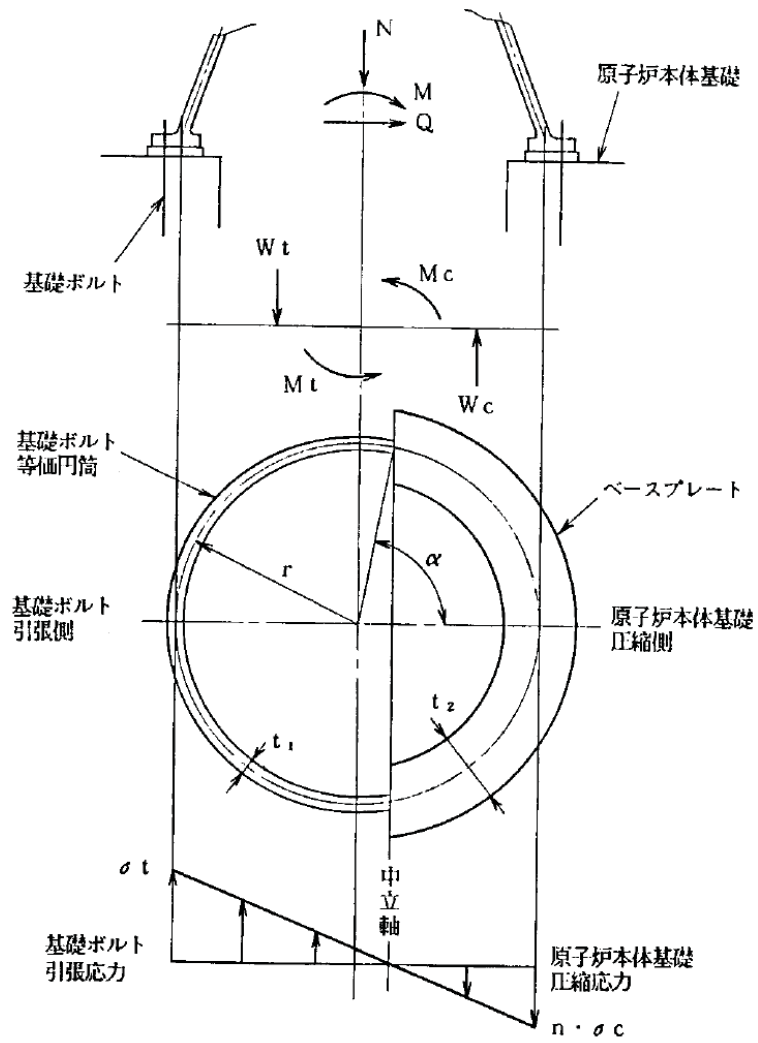
スペクトルモーダル法にて評価を行う。

2. 原子炉压力容器基礎ボルト

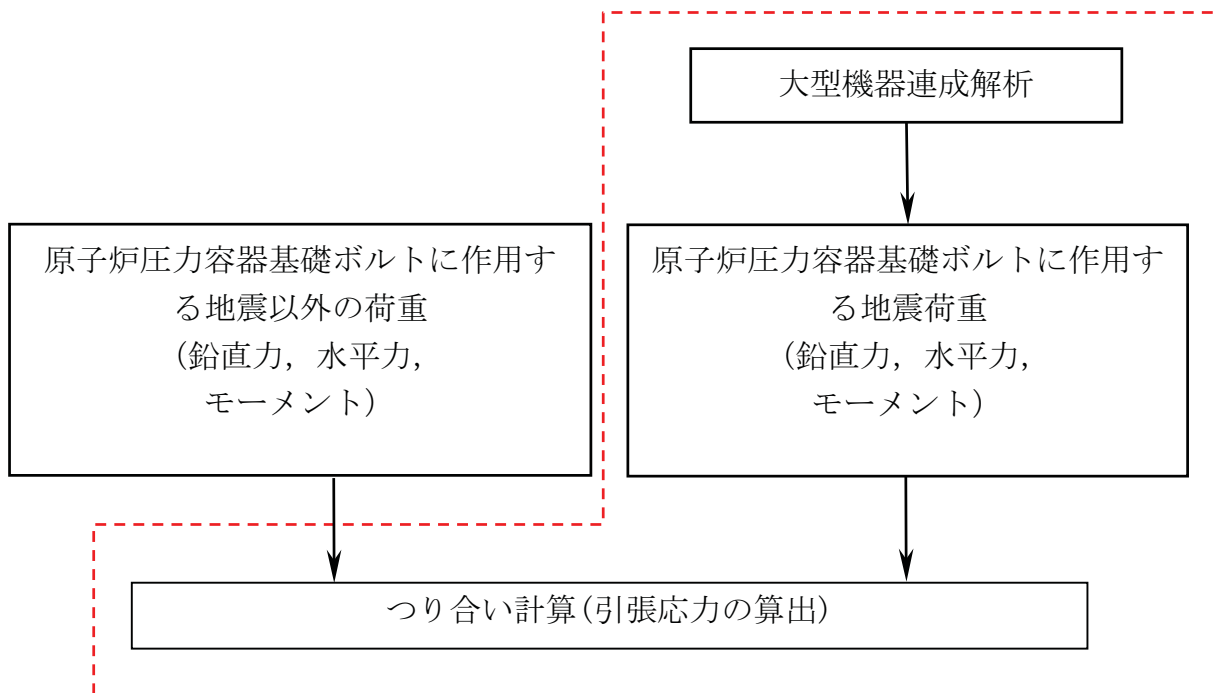
原子炉压力容器基礎ボルトは、原子炉压力容器のスカート部を原子炉本体基礎に固定している(参図-7.25.1)。原子炉压力容器基礎ボルトは設計時と同様に応力分布を考え評価を行う(参図-7.25.2)。基礎ボルトの評価フローを参図-7.25.3 に示す。



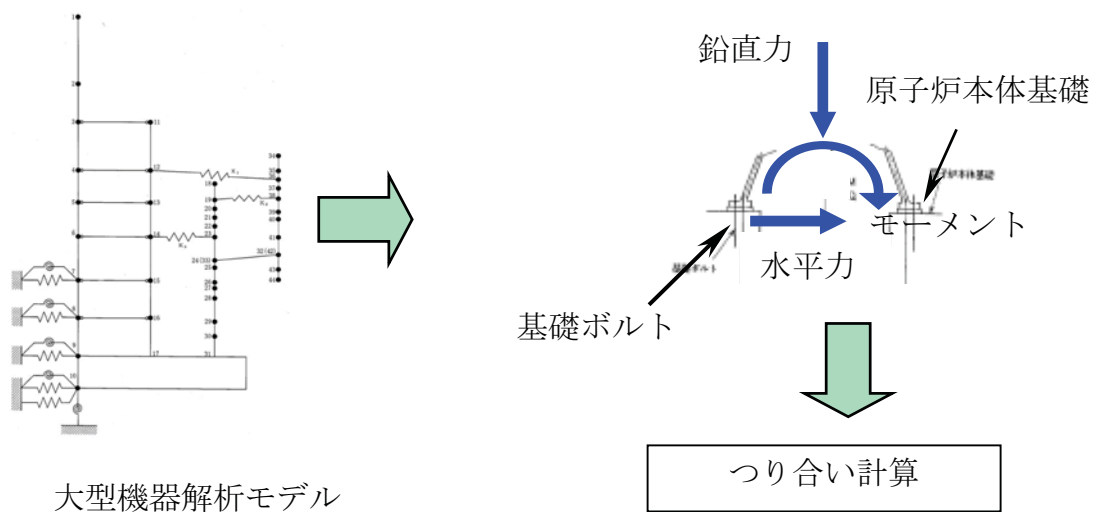
参図 7.25.1 原子炉压力容器基礎ボルト外形図



参図-7.25.2 基礎ボルトの等価円筒及び応力分布



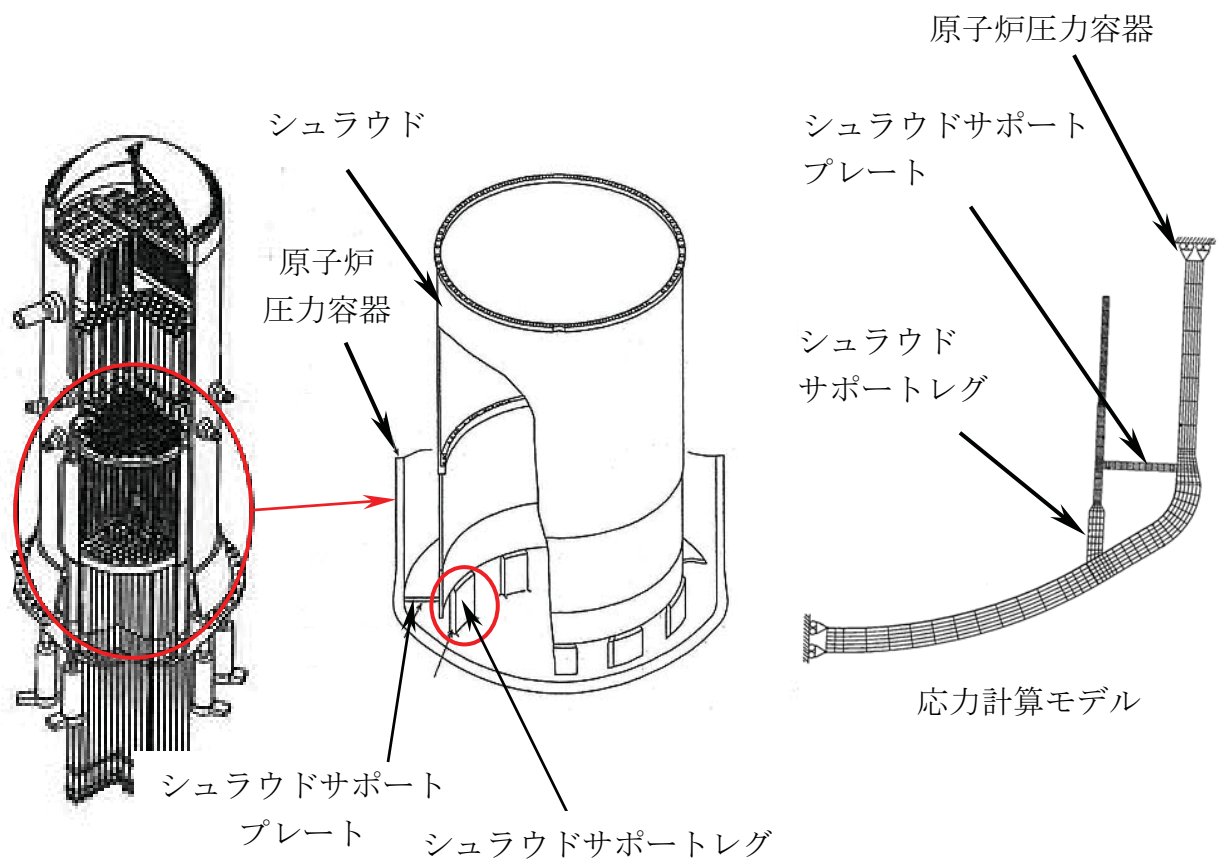
今回実施した範囲



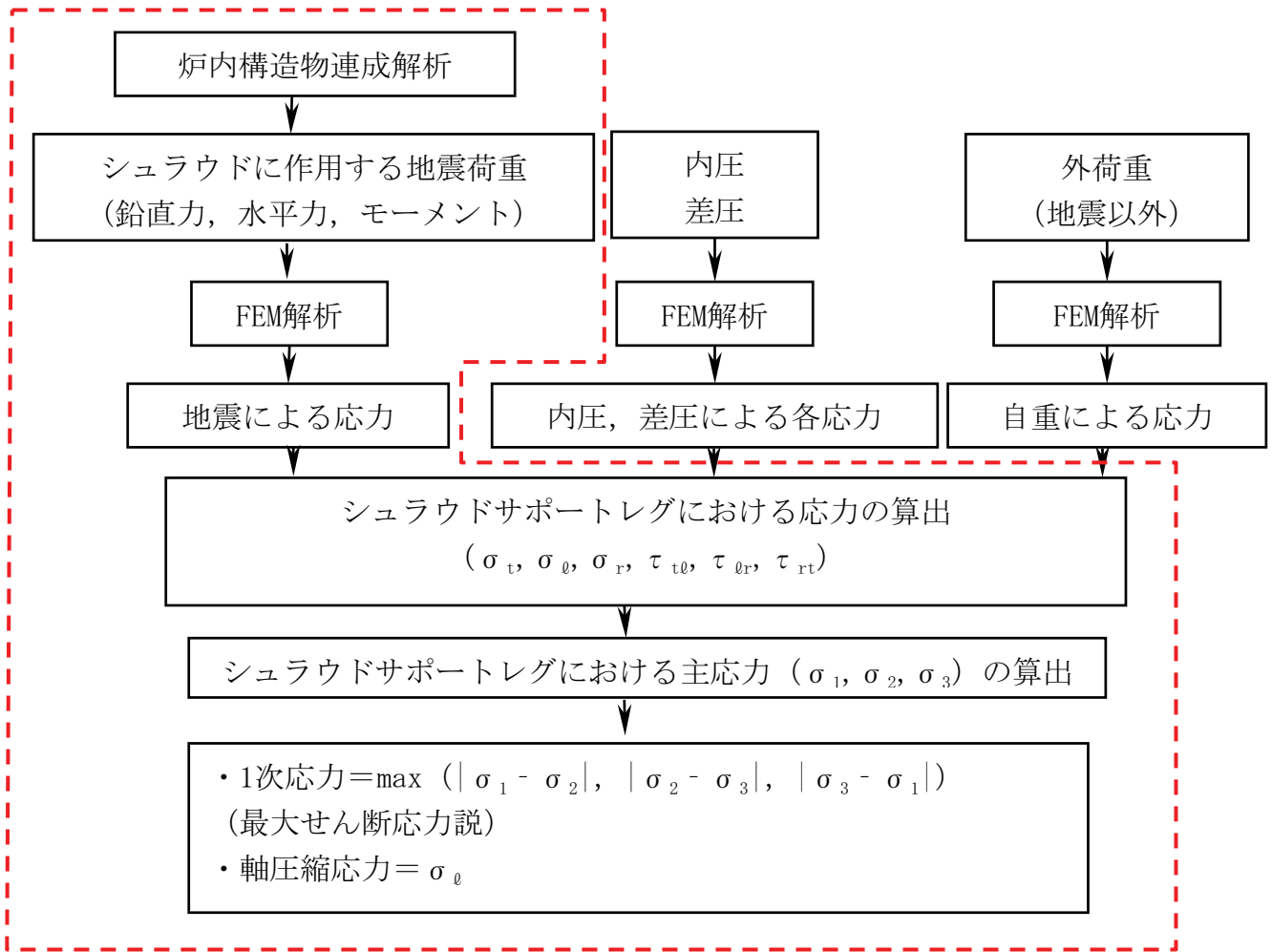
参図-7.25.3 基礎ボルトの評価手法 (設計時と同等の評価)

3. シュラウドサポート

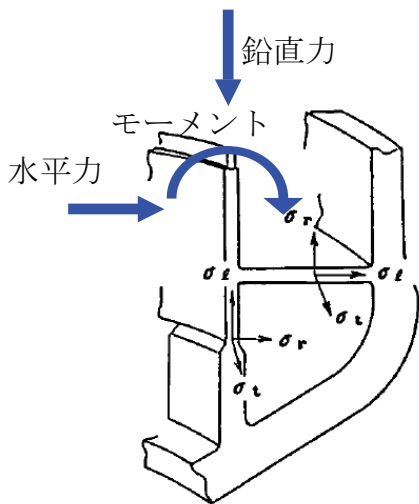
シュラウドは燃料集合体を取り囲むように原子炉圧力容器内に設置され、シュラウドサポートはシュラウド下部でシュラウドを支えている（参図-7.25.4）。シュラウドサポートの評価フローを参図-7.25.5 に示す。



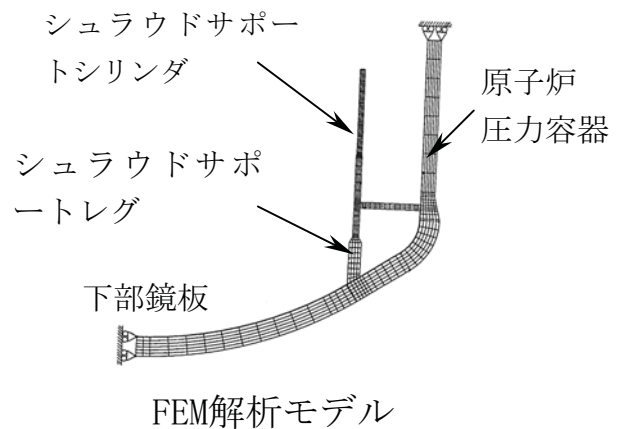
参図-7.25.4 シュラウドサポート外形図



今回実施した範囲



上記機械的荷重と圧力, 外荷重を
FEM解析モデルに入力

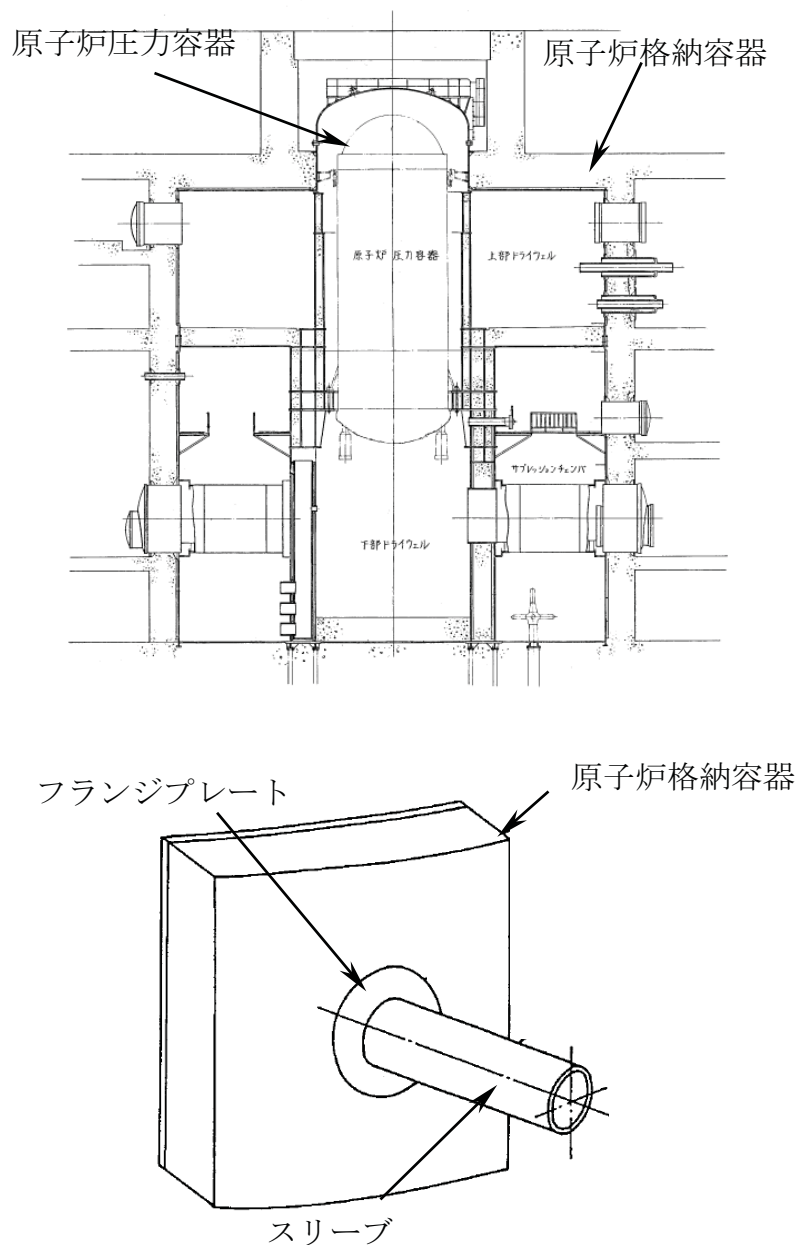


参図-7.25.5 シュラウドサポートの評価手法 (設計時と同等の評価)

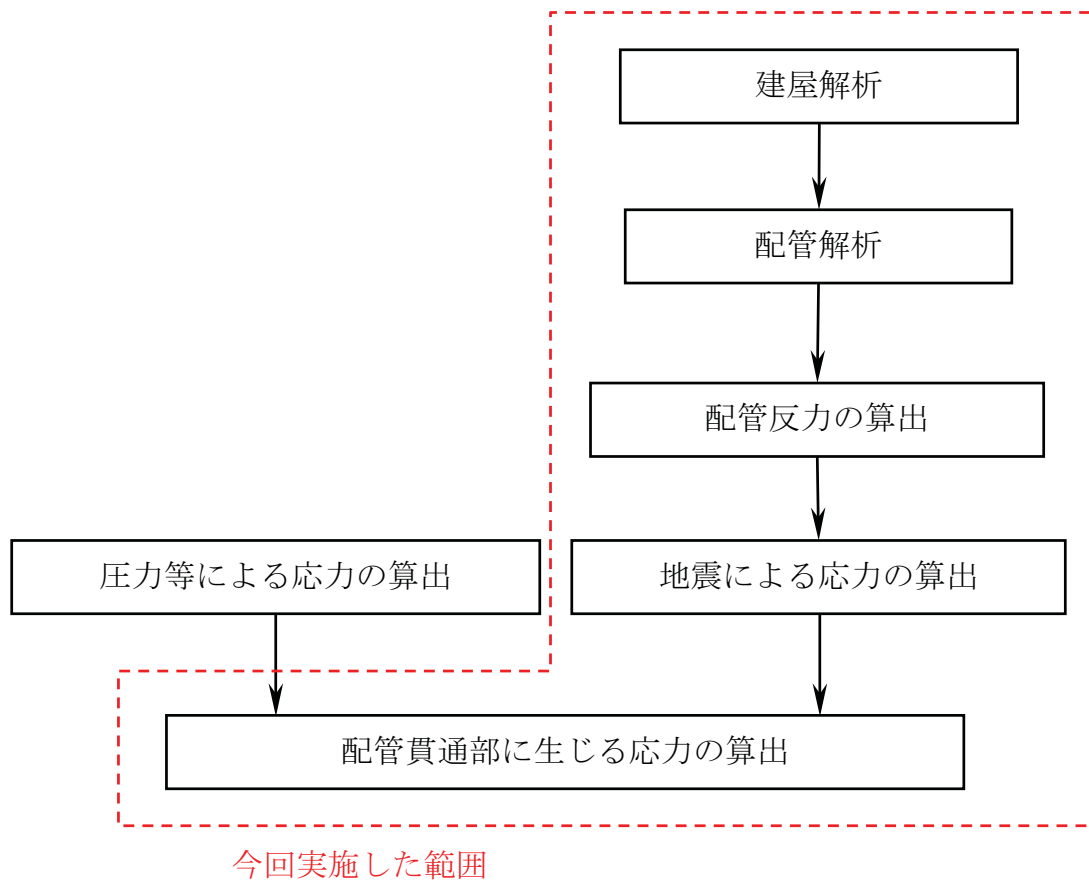
4. 原子炉格納容器配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は、それに接続する配管の反力を荷重条件として与え、評価を行う。

原子炉格納容器配管貫通部の形状を参図-7.25.6 に示す。原子炉格納容器配管貫通部の評価フローを参図-7.25.7 に示す。



参図-7.25.6 原子炉格納容器配管貫通部の形状

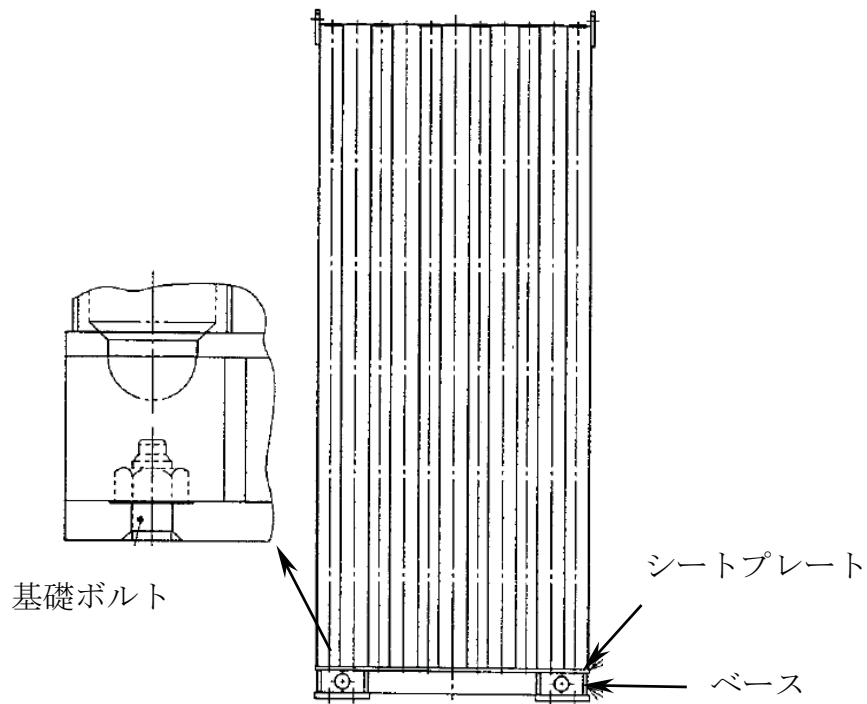


参図-7.25.7 原子炉格納容器配管貫通部の評価手法（設計時と同等の評価）

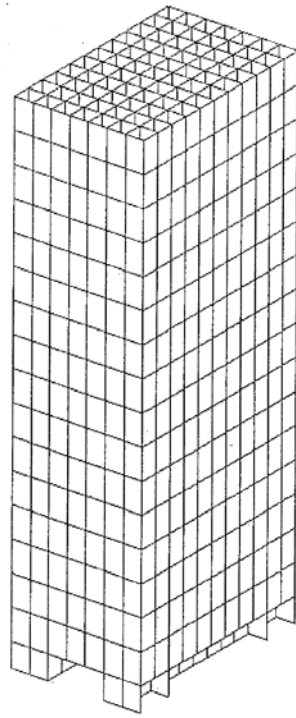
5. 使用済燃料貯蔵ラック

使用済燃料貯蔵ラックは、原子炉建屋の使用済燃料貯蔵プールの底部に基礎ボルトにより固定されている。使用済燃料貯蔵ラックの概要図を参図-7.25.8 に示す。

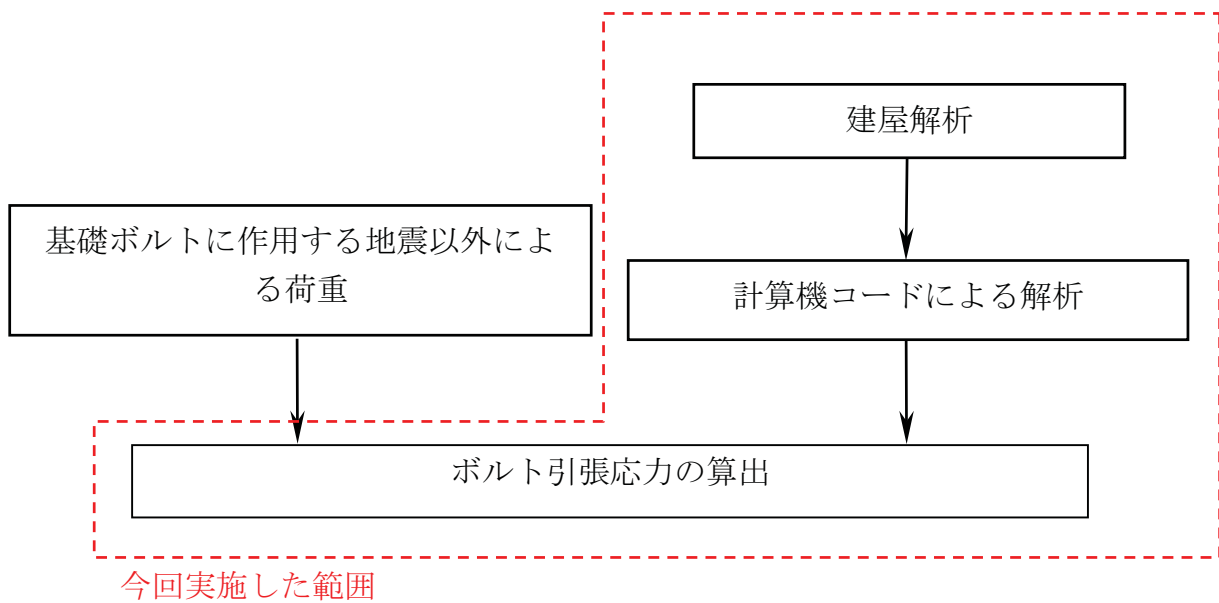
使用済燃料貯蔵ラックの評価は、設計時と同じ手法である FEM 解析を用いて行った。解析モデルを参図-7.25.9 に示す。使用済燃料貯蔵ラックの評価フローを参図-7.25.10 に示す。



参図-7.25.8 使用済燃料貯蔵ラック概要図 (77 ラックタイプ I)



参図-7.25.9 計算モデル

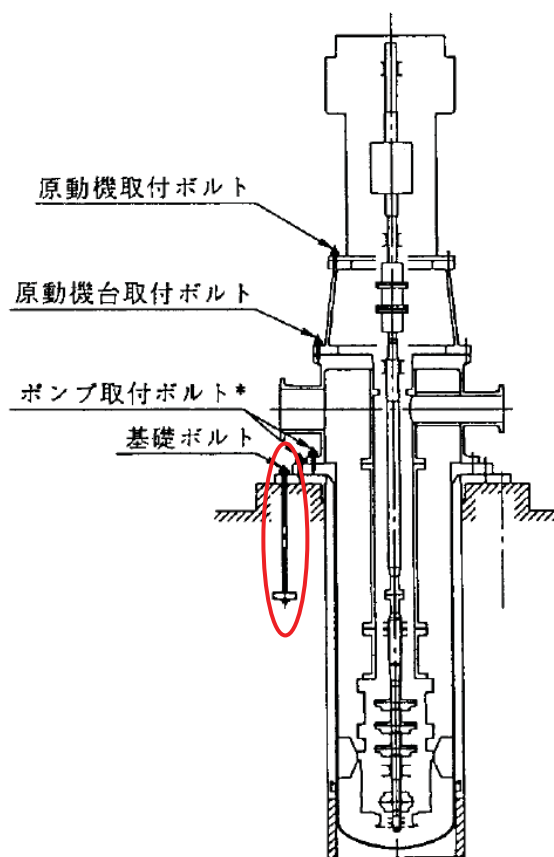


参図-7.25.10 使用済燃料貯蔵ラックの評価手法（設計時と同等の評価）

6. 残留熱除去系ポンプ

残留熱除去系ポンプは、縦置きポンプで、基礎ボルトにて固定されている。残留熱除去系ポンプの外形図を参図-7.25.11 に示す。

設計時の地震に対する余裕が比較的大きな設備であるため、応答倍率法にて評価を行った。



参図-7.25.11 残留熱除去系ポンプ

6.1 応答比を用いた評価

残留熱除去系ポンプは、剛と見なし、設置床の評価用震度を用いて、応答比を算出した。応答比を用いた評価結果を、参表-7.25.1 に示す。

なお、評価に用いた震度は、残留熱除去系ポンプ設置レベルである（T.M.S.L.-8.2m（T.M.S.L.：東京湾平均海面））の評価用震度を用いた。

参表-7.25.1 応答比を用いた評価結果

	水平震度	C_{HS}/C_{H0}	鉛直震度	C_{VS}/C_{V0}	応答比	設計時 応力 [MPa]	発生値 [MPa]
設計時	0.33	2.76	0.28	3.40	3.40	4	14
Ss 評価時	0.91		0.95				

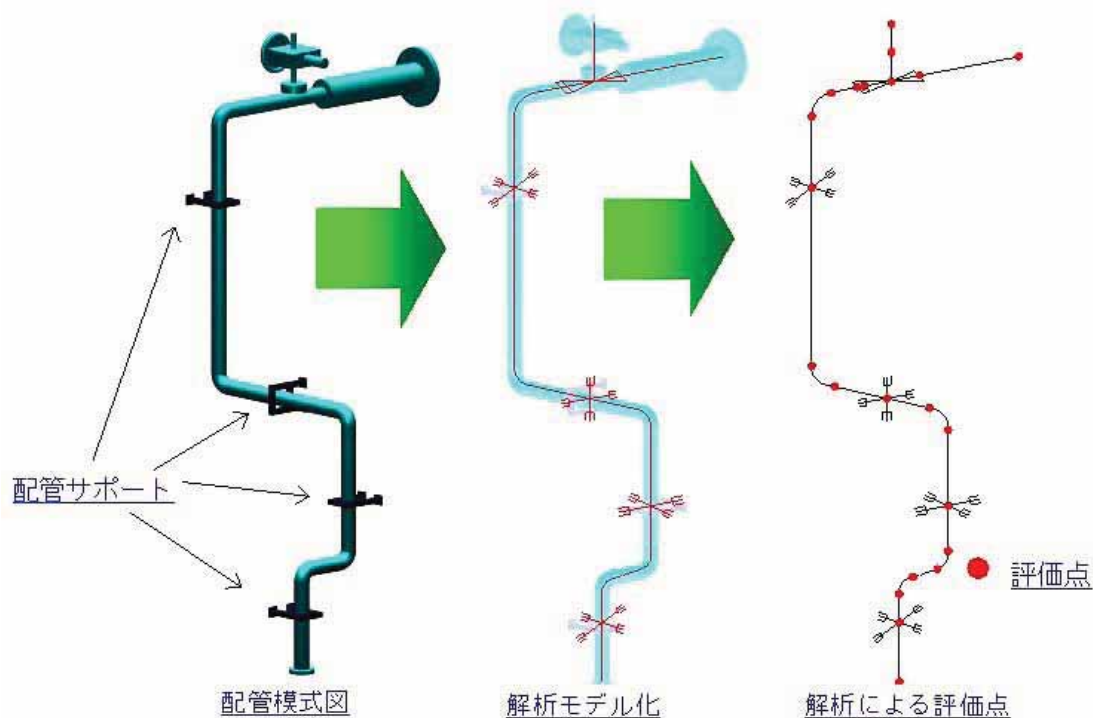
7. 主蒸気系配管，残留熱除去系配管

配管系の評価に関しては，以下のように設計時と同様の手法を用いて行う。

7.1 配管系の評価法

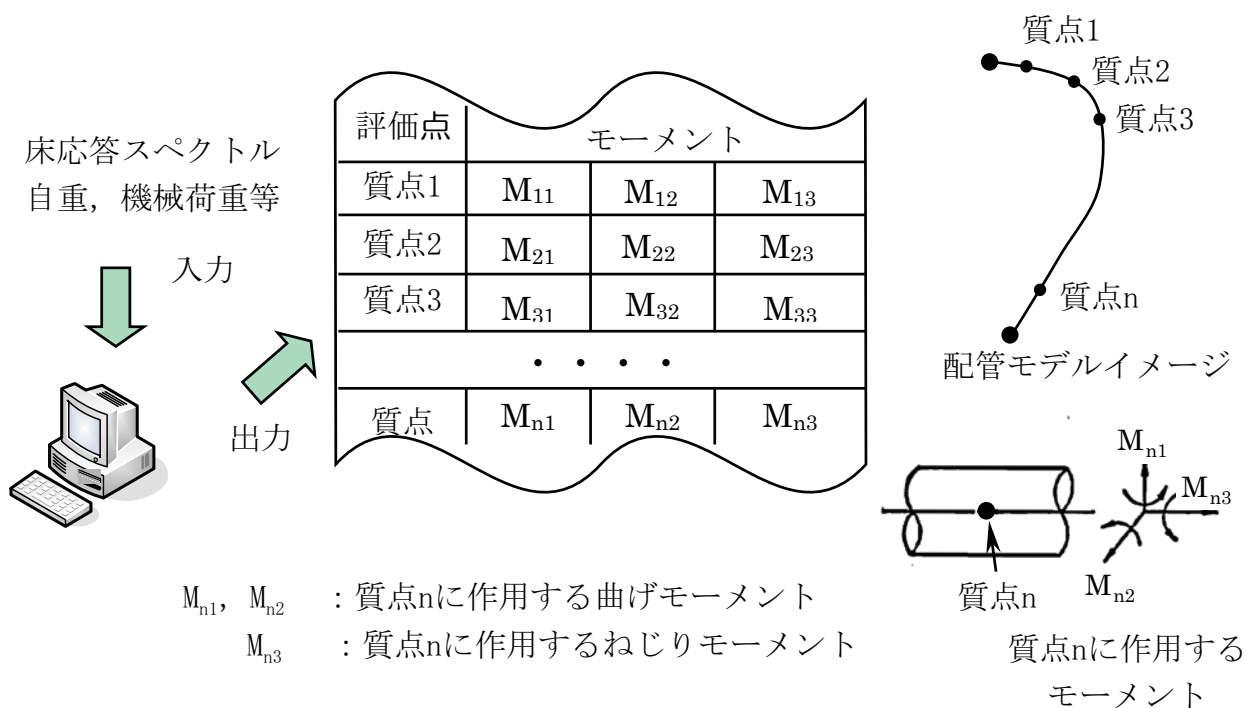
配管系は，アンカーサポートが設置されている箇所にてモデルを分割して 3 次元多質点系はりにてモデル化する。評価にはスペクトルモーダル法を用いる。

配管系のモデル化の例を参図-7.25.12 に，配管系の評価方法を参図-7.25.13 に，主蒸気系配管のモデルを参図-7.25.14 に，残留熱除去系配管のモデルを参図-7.25.15 に示す。主蒸気系配管の解析に用いた床応答スペクトルを参図-7.25.16 に，残留熱除去系配管の解析に用いた床応答スペクトルを参図-7.25.17 に示す。



参図-7.25.12 配管のモデル化の例

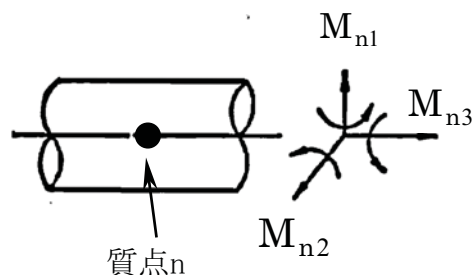
① 計算機コードによるスペクトルモーダル解析法により各質点に作用するモーメントが算定される



② 直管部におけるモーメント(Ma)の算定

$$Ma = \sqrt{M_{n1}^2 + M_{n2}^2 + M_{n3}^2}$$

M_{n1}, M_{n2} : 質点nに作用する曲げモーメント
 M_{n3} : 質点nに作用するねじりモーメント



分岐管がある場合は、主管と分岐管それぞれにおいて上式によりモーメントを算定

参図-7.25.13(1) 配管系の評価方法

③ 応力の計算

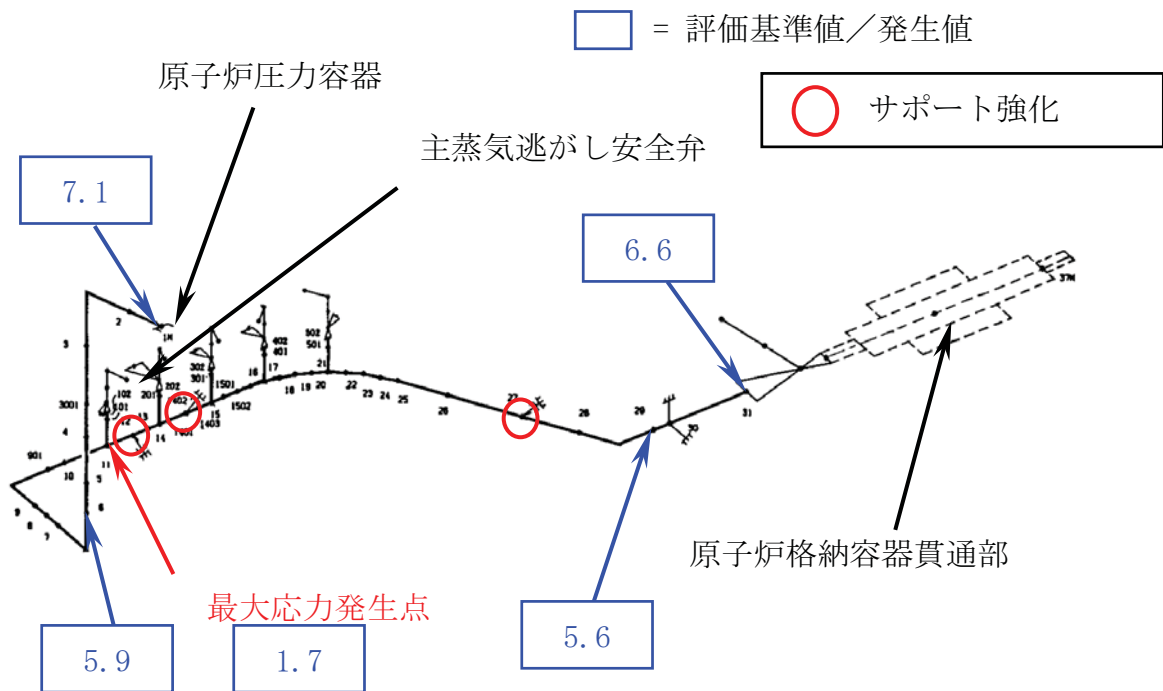
地震による荷重，内圧，自重等を考慮し，下式により 1 次応力を算定
(クラス 1 配管の例：JSME 設計・建設規格)

$$\text{直管} \quad : S = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 M_a}{Z}$$

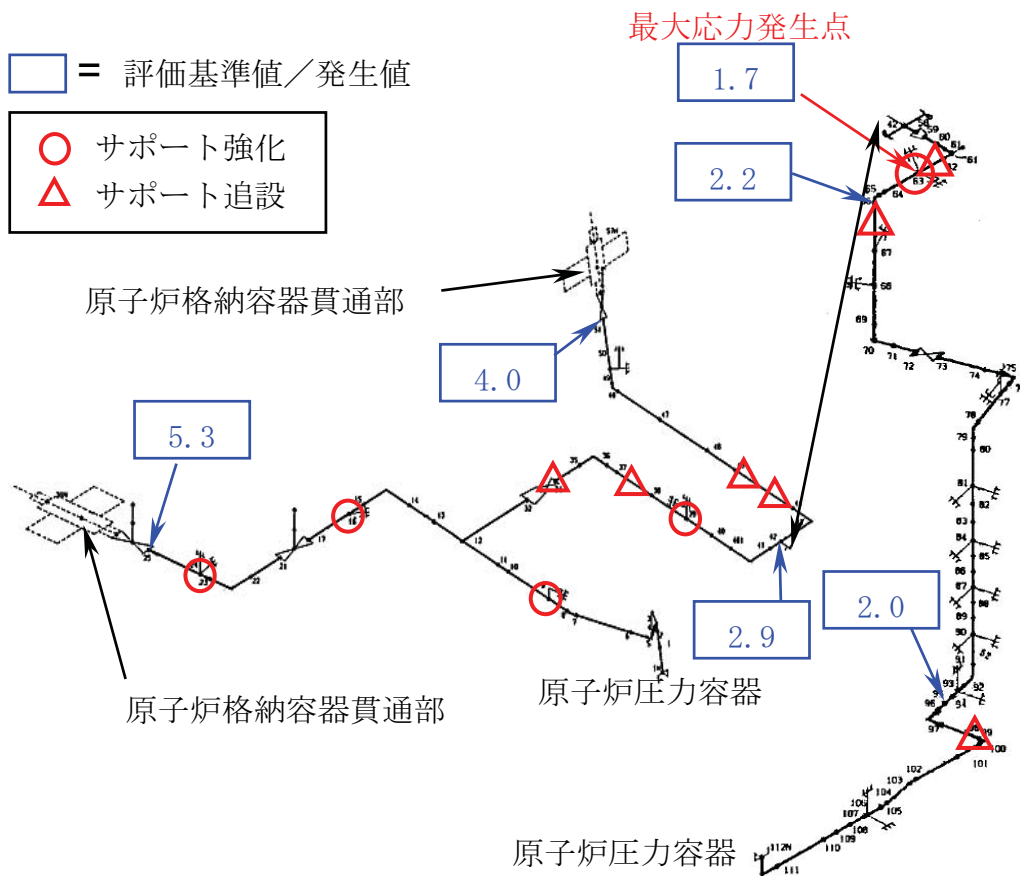
$$\text{管台及び} \\ \text{突合せティー} \quad : S = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 b M_{ab}}{Z_b} + \frac{B_2 r M_{ar}}{Z_r}$$

Z	: 管の断面係数
Z _b , Z _r	: 分岐管，主管の断面係数
B ₁ , B ₂ , B _{2b} , B _{2r}	: 応力係数
D ₀ , t	: 管の外径，厚さ
P	: 圧力
M _a	: 機械的荷重（自重，地震） によるモーメント
M _{ab} , M _{ar}	: 分岐管，主管の機械的荷重によるモーメント

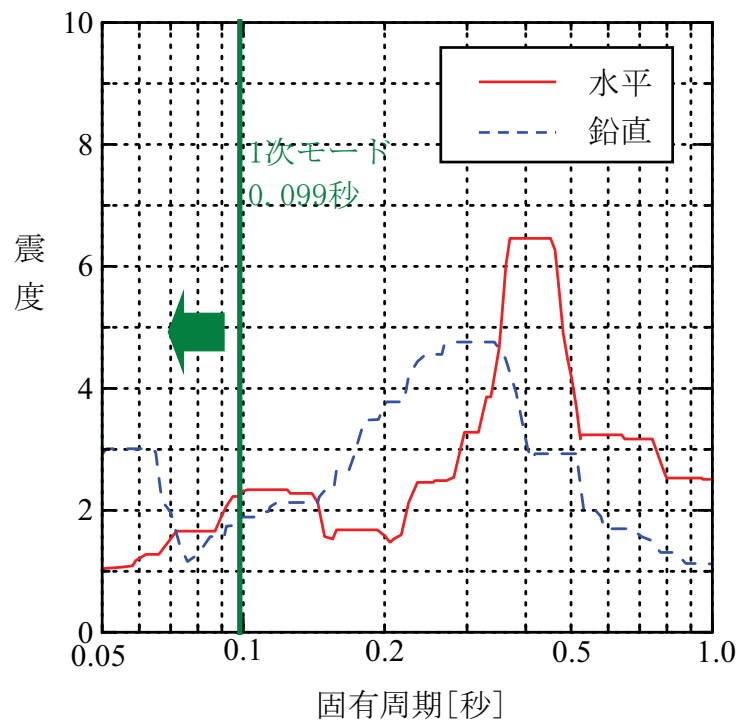
参図-7.25.13(2) 配管系の評価方法



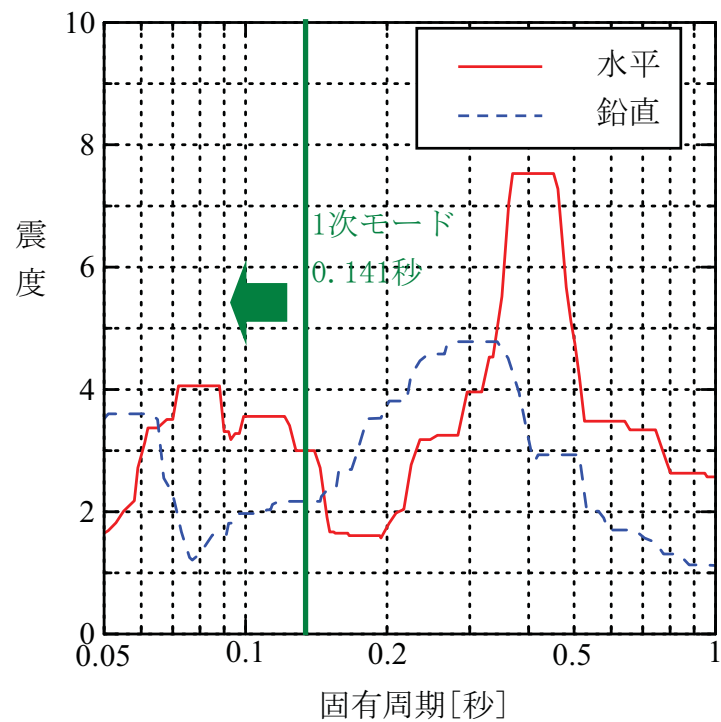
参図-7.25.14 主蒸気系配管解析モデル（耐震強化工事実施）



参図-7.25.15 残留熱除去系配管解析モデル（耐震強化工事実施）



参図-7.25.16 主蒸気系配管に用いた床応答スペクトル



参図-7.25.17 残留熱除去系配管に用いた床応答スペクトル