

7. 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価

【目 次】

7.1. 評価方針.....	7-1
7.1.1 評価対象.....	7-1
7.1.2 耐震安全性評価の概要.....	7-3
7.1.3 構造強度の評価方法.....	7-5
7.1.3.1 応答倍率法による評価.....	7-5
7.1.3.2 詳細評価.....	7-6
7.1.4 動的機能維持の評価方法.....	7-9
7.1.4.1 機能確認済加速度との比較.....	7-9
7.1.4.2 詳細評価.....	7-9
7.2. 地震応答解析.....	7-11
7.2.1 地震応答解析モデル.....	7-11
7.2.2 大型機器の地震応答解析.....	7-11
7.2.2.1 大型機器解析モデル.....	7-12
7.2.2.2 炉内構造物解析モデル.....	7-12
7.2.2.3 固有値解析結果.....	7-17
7.2.2.4 地震応答解析結果.....	7-19
7.2.3 床応答スペクトル.....	7-26
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 使用済燃料貯蔵ラックの水平方向の減衰定数について
- 添付 7.4 原子炉冷却材再循環ポンプの水平方向の減衰定数について
- 添付 7.5 機器・配管系の構造強度の評価基準値について
- 添付 7.6 動的機器の地震時機能確認済加速度について
- 添付 7.7 設計時の制御棒挿入試験について

【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 構造強度の評価例について
- 参考資料 7.4 主蒸気逃がし安全弁のアクュームレータの評価について
- 参考資料 7.5 原子炉本体基礎の復元力特性について
- 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 サプレッションプールのスロッシングの評価について
- 参考資料 7.8 炉内構造物の水平方向解析モデルの制御棒駆動機構ハウジングから原子炉本体基礎に接続されているバネについて
- 参考資料 7.9 原子炉格納容器上鏡の評価について
- 参考資料 7.10 建屋間の相対変位に対する配管への影響について
- 参考資料 7.11 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 7.12 耐震安全性評価における 7 号機との比較について

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 6 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

応答倍率法以外の評価手法は全て詳細評価に分類される。

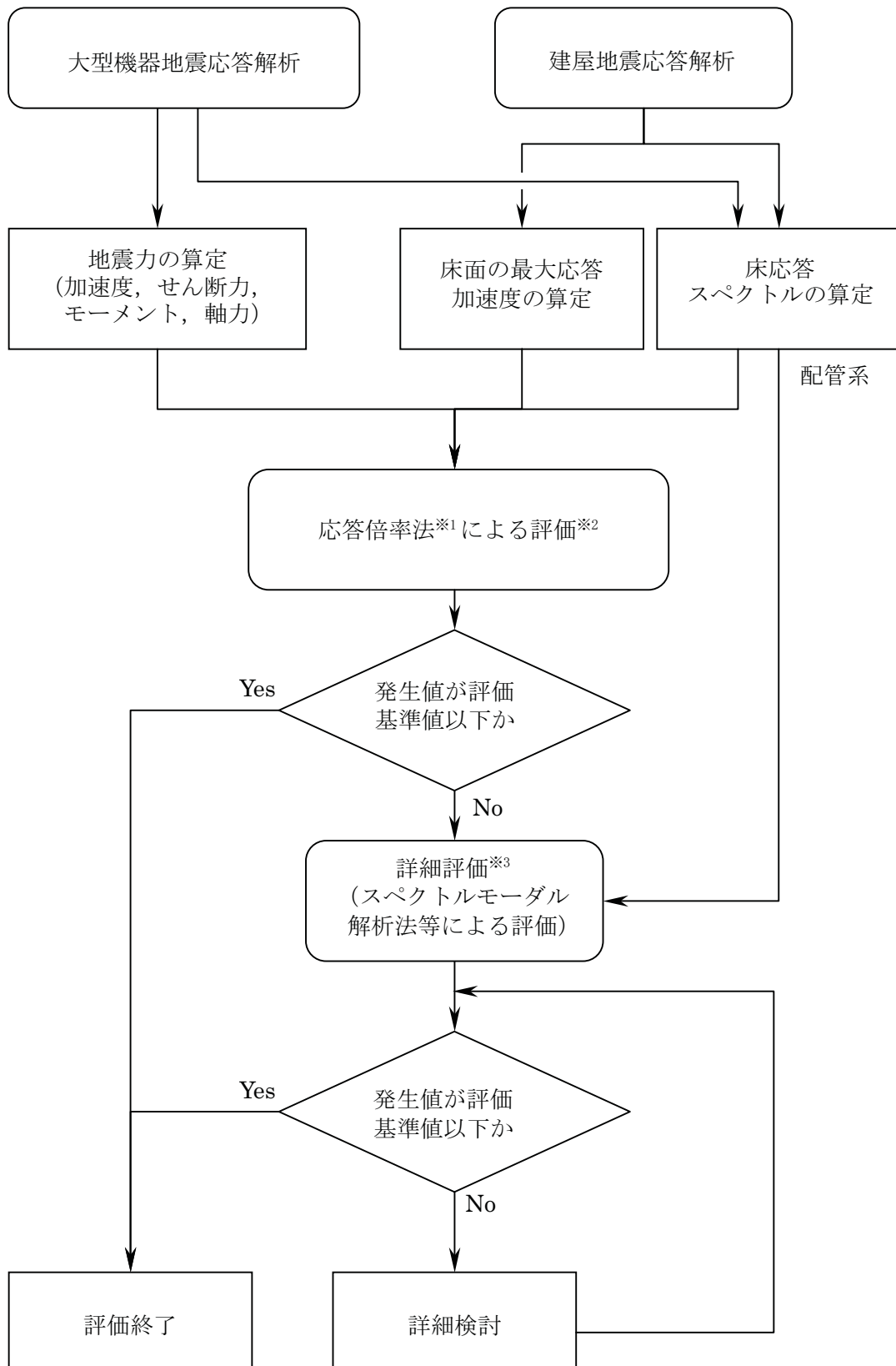
配管系は、スペクトルモーダル解析法等による詳細評価を行い、発生値を算定し評価基準値と比較する。

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

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

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

なお、上記の詳細評価は、工事計画認可申請時と同等の評価手法である。



※1 次ページに詳細説明を記載。

※2 応答倍率法による評価によらず，詳細評価する場合がある。

※3 次ページに詳細説明を記載。

第 7.1.3-1 図 構造強度の評価手順

※1 応答倍率法による評価

設計時の耐震計算書等の既往評価条件と基準地震動 Ss の評価条件の比率（応答比）を算定して、その応答比を既往評価値（地震荷重による応力と地震以外の荷重による応力の合計値）に乗じることにより、基準地震動 Ss 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 Ss 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 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Ss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Ssによる鉛直加速度

※2 詳細評価

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

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

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

B2：スペクトルモーダル解析法等による評価

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

7.1.4 動的機能維持の評価方法

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

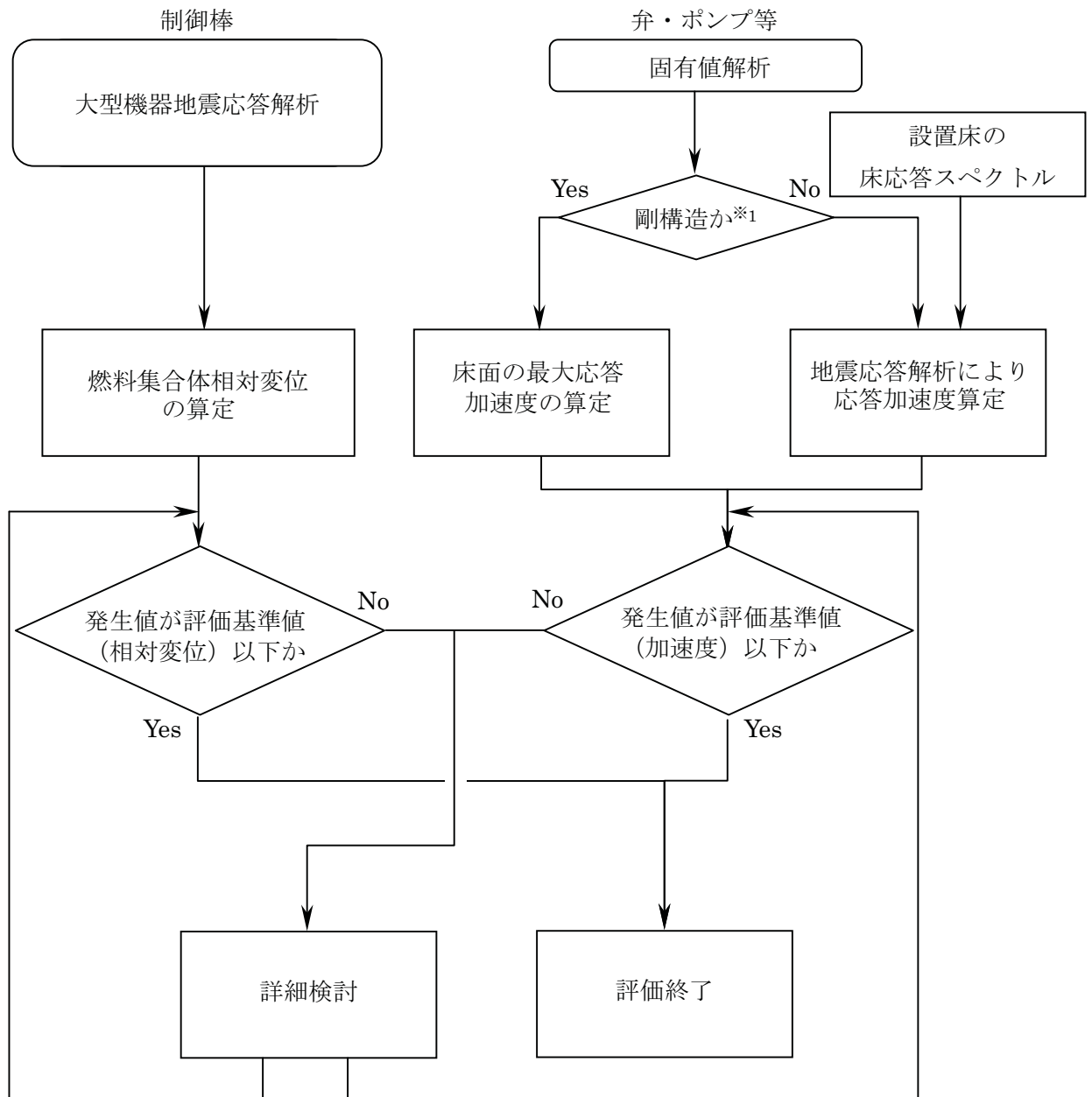
7.1.4.1 機能確認済加速度との比較

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

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

7.1.4.2 詳細評価

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



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

第 7.1.4-1 図 動的機能維持の評価手順

7.2 地震応答解析

7.2.1 地震応答解析モデル

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

7.2.2 大型機器の地震応答解析

原子炉建屋内の大型機器（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⁾

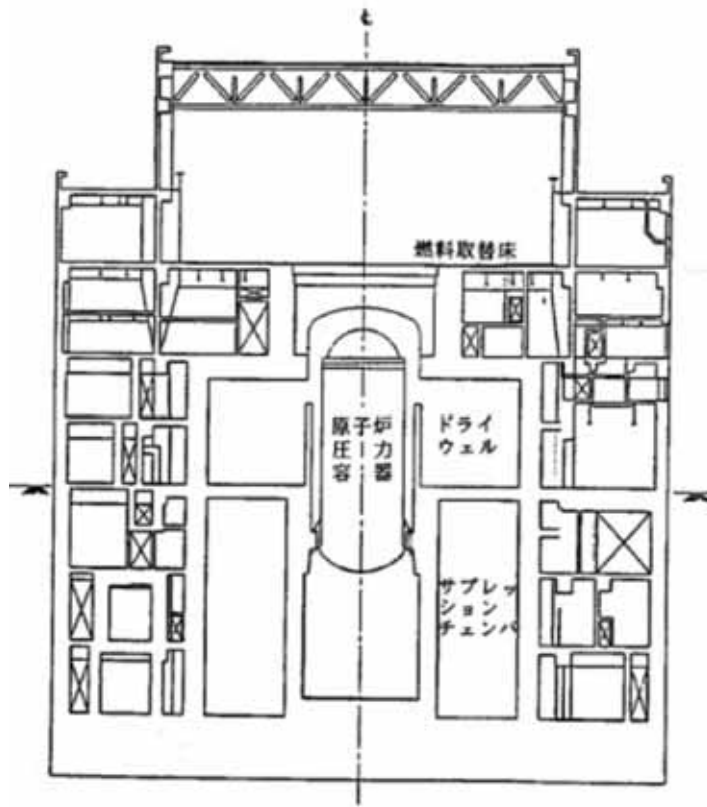
原子炉建屋模式図を第 7.2.2.1-1 図に, 水平方向の解析モデルを第 7.2.2.1-2 図および第 7.2.2.1-3 図に, 鉛直方向の解析モデルを第 7.2.2.1-4 図に示す。

7.2.2.2 炉内構造物解析モデル

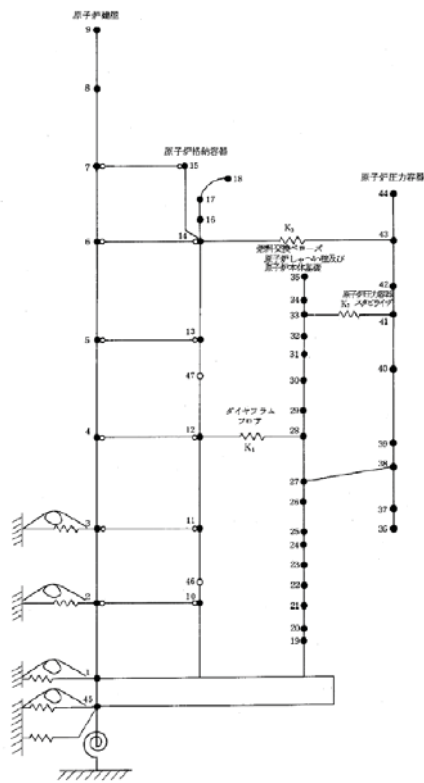
RPV 内の気水分離器, 燃料集合体, 炉心シュラウド, および制御棒案内管等の地震力を算定する解析モデルである。

モデル化の考え方は, 大型機器解析モデルと同じである。

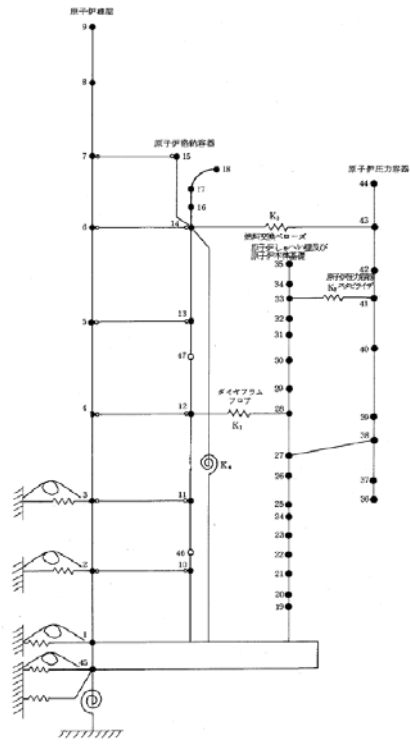
炉内構造物模式図を第 7.2.2.2-1 図に, 水平方向の解析モデルを第 7.2.2.2-2 図および第 7.2.2.2-3 図に, 鉛直方向の解析モデルを第 7.2.2.2-4 図に示す。



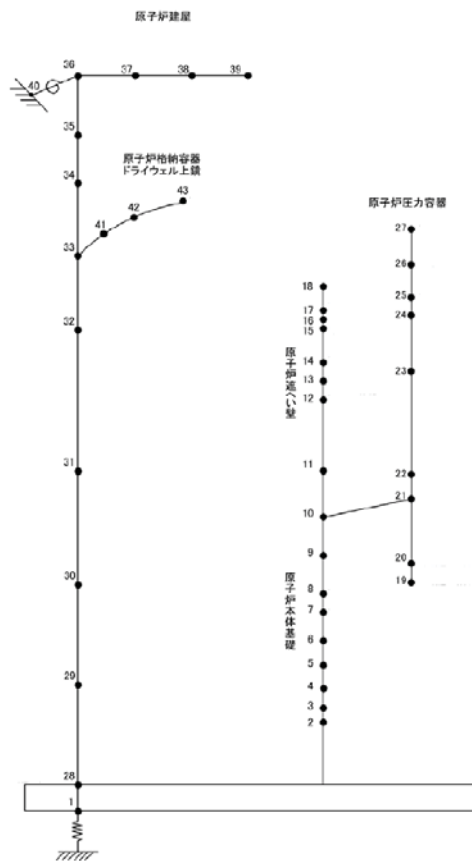
第 7.2.2.1-1 図 原子炉建屋模式図



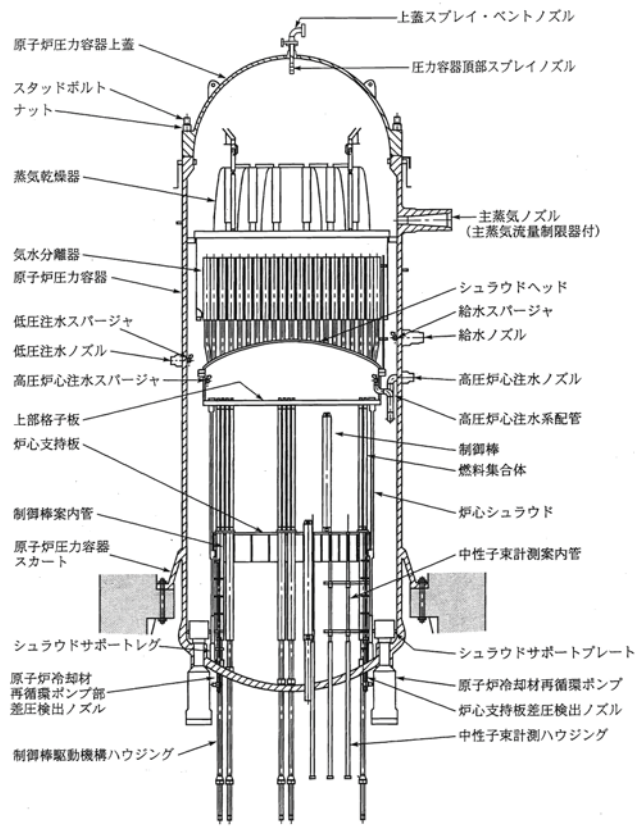
第 7.2.2.1-2 図 大型機器水平方向解析モデル (NS 方向)



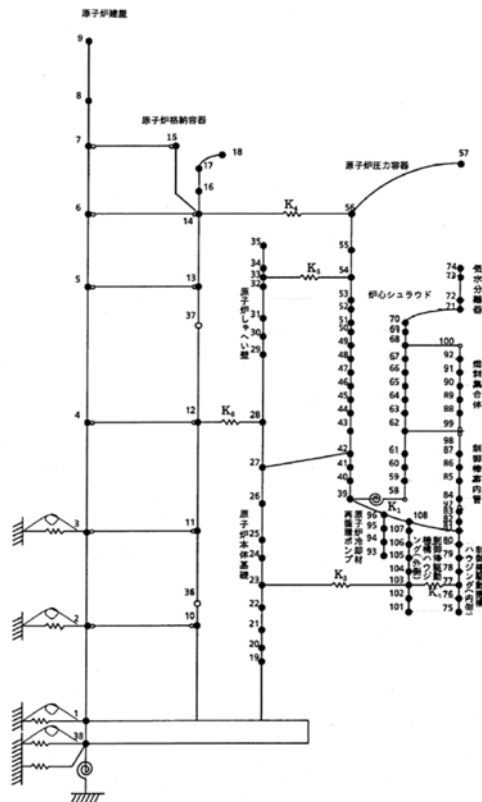
第 7.2.2.1-3 図 大型機器水平方向解析モデル (EW 方向)



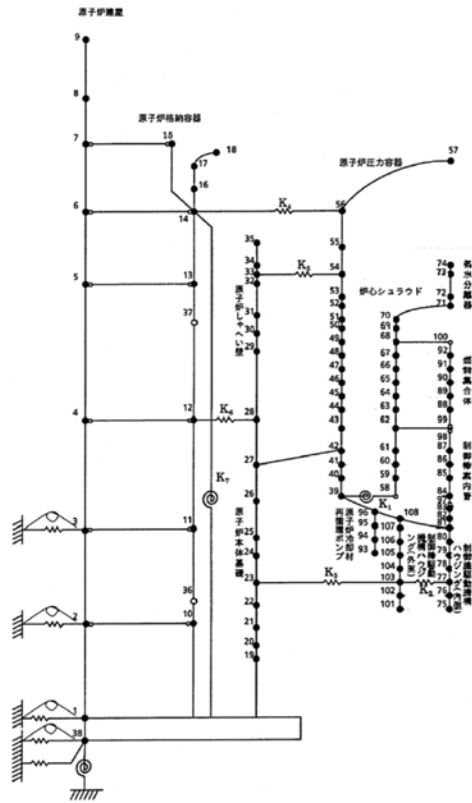
第 7.2.2.1-4 図 大型機器鉛直方向解析モデル



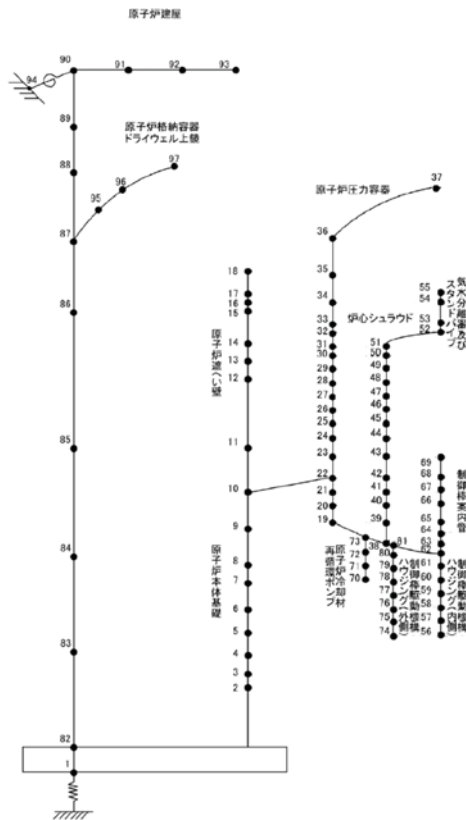
第 7.2.2.2-1 図 炉内構造物模式図



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	0.434	原子炉建屋 1 次
2	0.223	燃料集合体
3	0.190	原子炉建屋 2 次
4	0.131	炉心シュラウド
5	0.097	原子炉冷却材再循環ポンプ
8	0.084	制御棒駆動機構ハウジング
11	0.066	原子炉圧力容器
12	0.059	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	0.425	原子炉建屋 1 次
2	0.223	燃料集合体
3	0.189	原子炉建屋 2 次
4	0.131	炉心シュラウド
5	0.097	原子炉冷却材再循環ポンプ
7	0.084	制御棒駆動機構ハウジング
11	0.067	原子炉圧力容器
12	0.059	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	屋根トラス
2	0.256	原子炉建屋
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

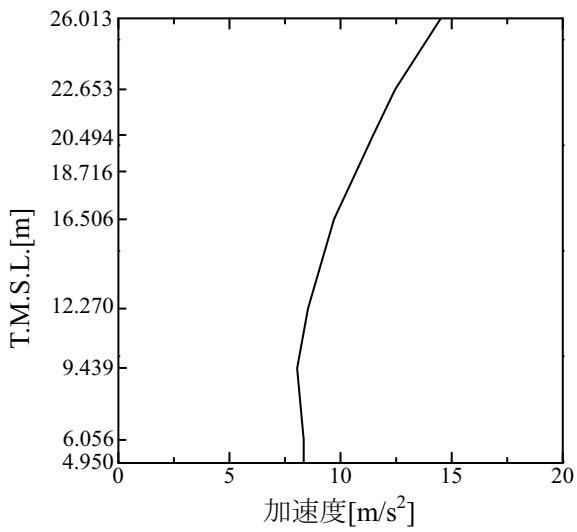
基準地震動 S_s による RPV および原子炉本体基礎の水平方向（NS 方向および EW 方向）の地震応答解析結果を第 7.2.2.4-1 図～第 7.2.2.4-12 図に示す。

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。

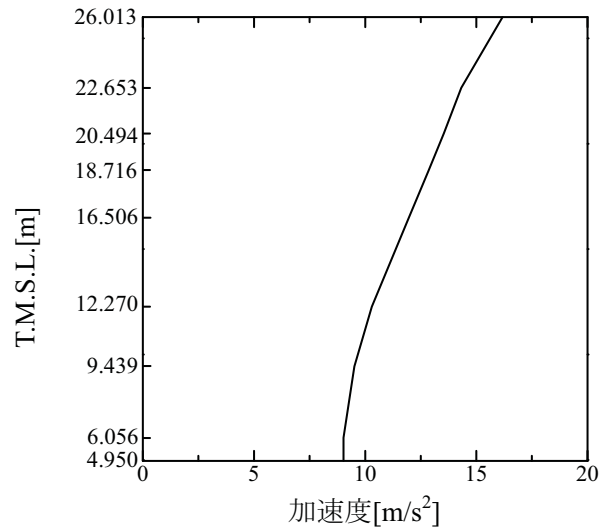
(2) 炉内構造物解析モデルによる解析結果

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。

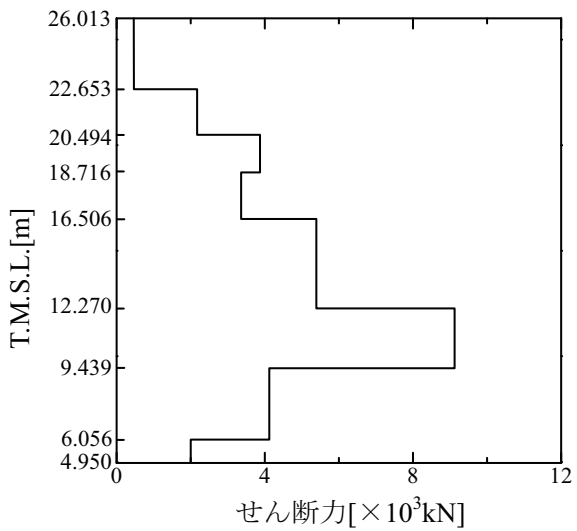
また、鉛直方向の地震応答解析結果を第 7.2.2.4-23 図および第 7.2.2.4-24 図に示す。



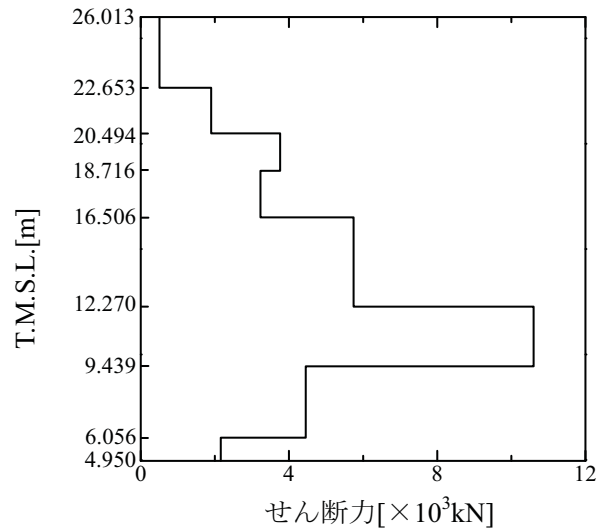
第 7.2.2.4-1 図 RPV 水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



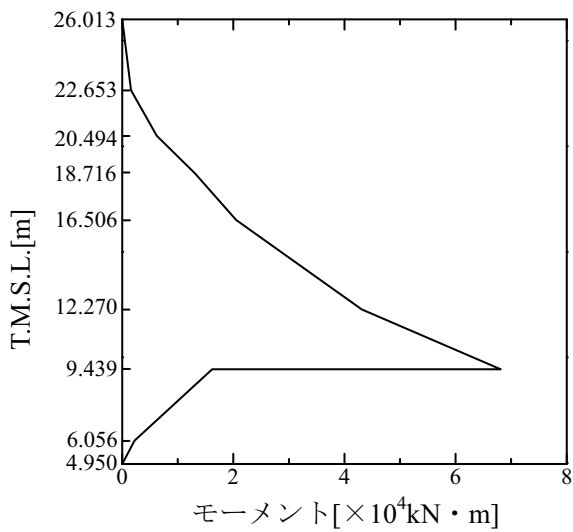
第 7.2.2.4-2 図 RPV 水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



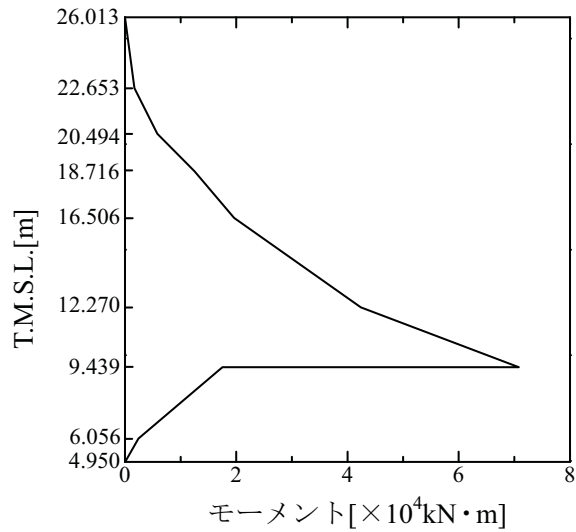
第 7.2.2.4-3 図 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



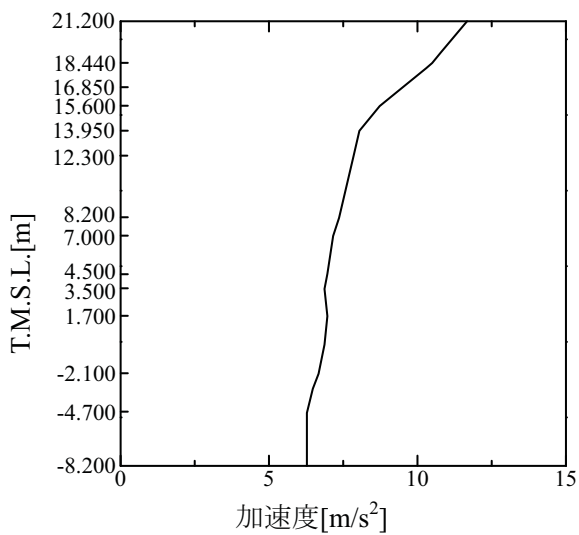
第 7.2.2.4-4 図 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



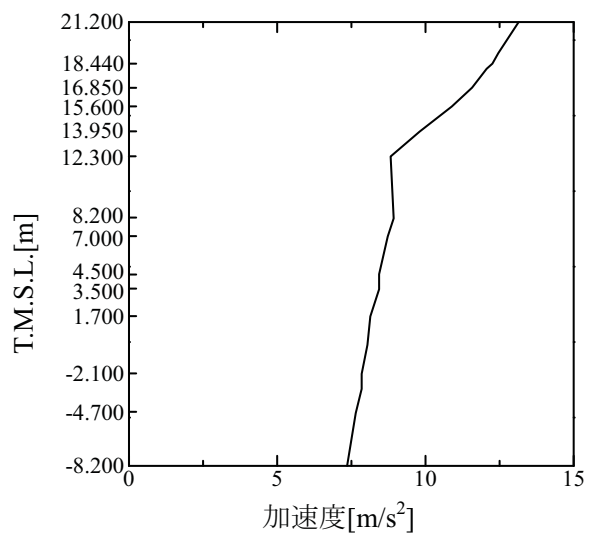
第 7.2.2.4-5 図 RPV 水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



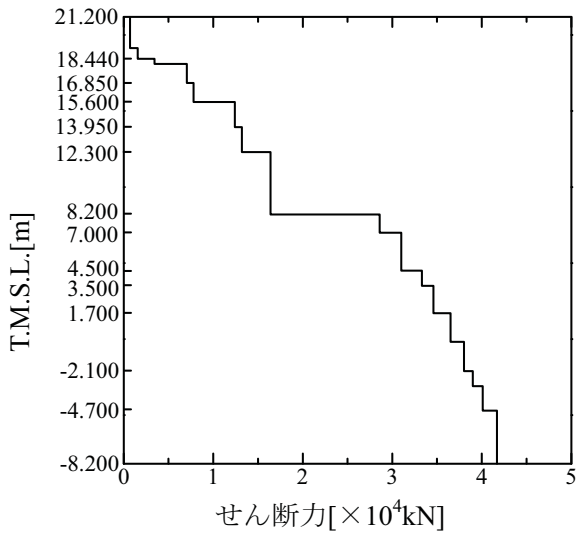
第 7.2.2.4-6 図 RPV 水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



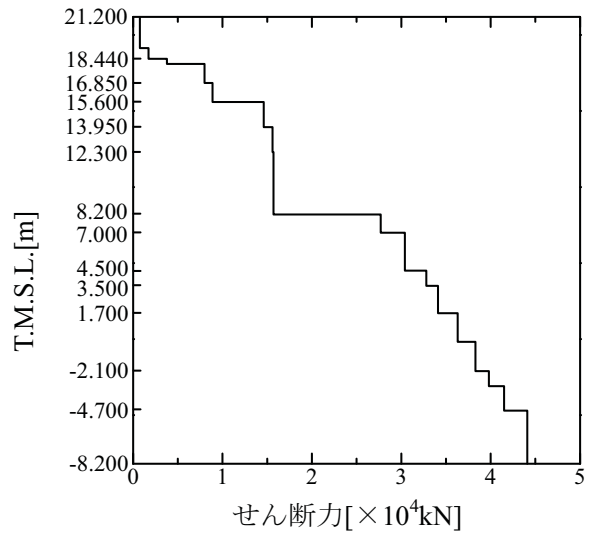
第 7.2.2.4-7 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (NS 方向)



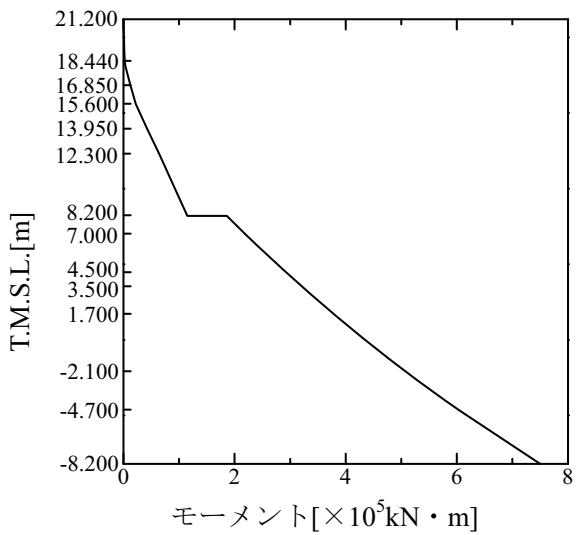
第 7.2.2.4-8 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (EW 方向)



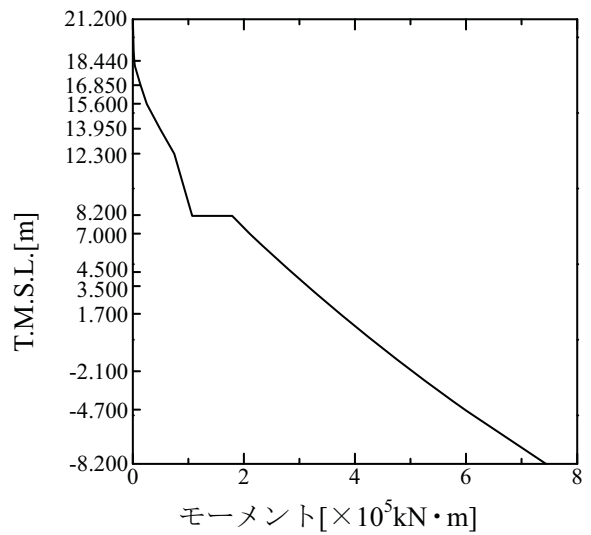
第 7.2.2.4-9 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (NS 方向)



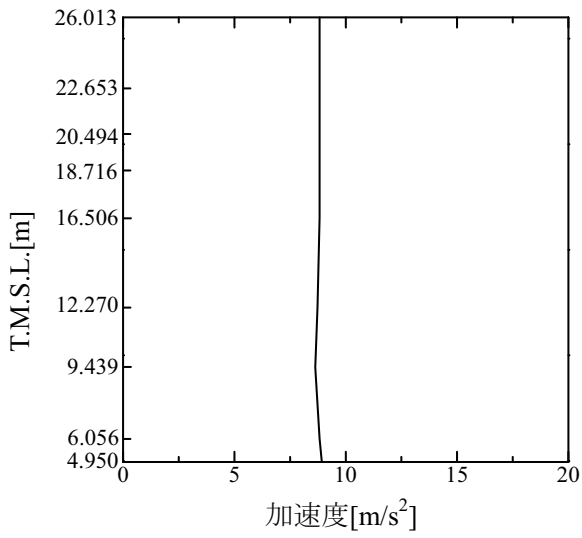
第 7.2.2.4-10 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (EW 方向)



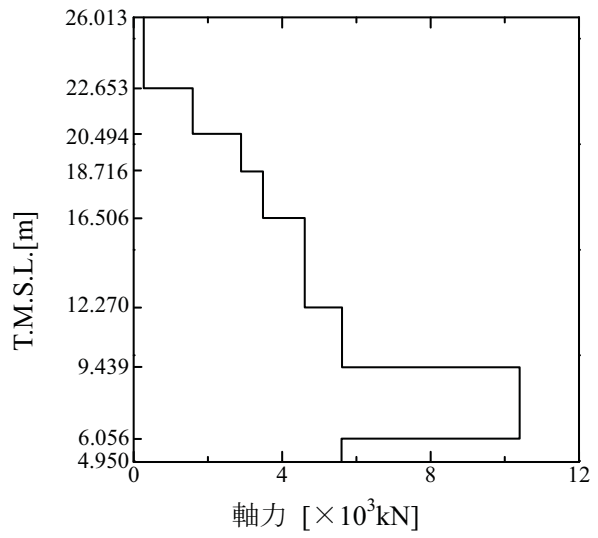
第 7.2.2.4-11 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (NS 方向)



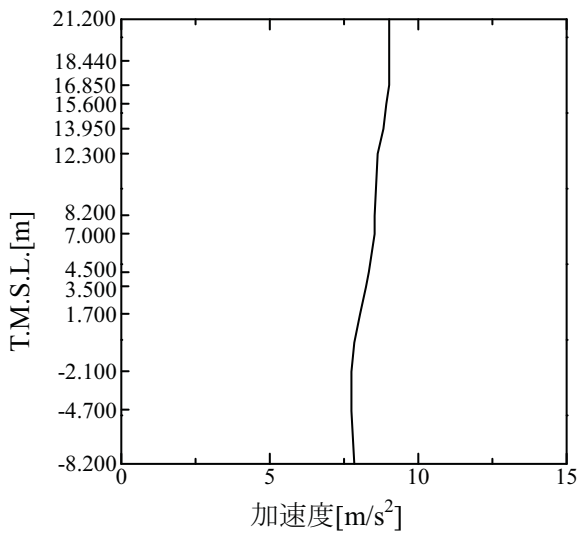
第 7.2.2.4-12 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (EW 方向)



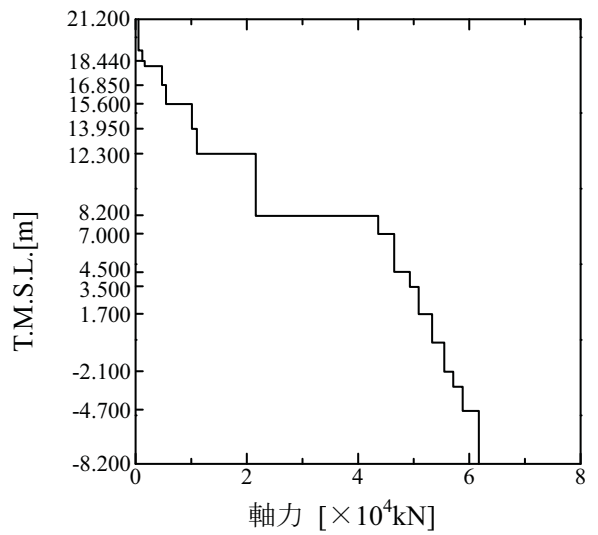
第 7.2.2.4-13 図 RPV 鉛直方向
最大応答加速度



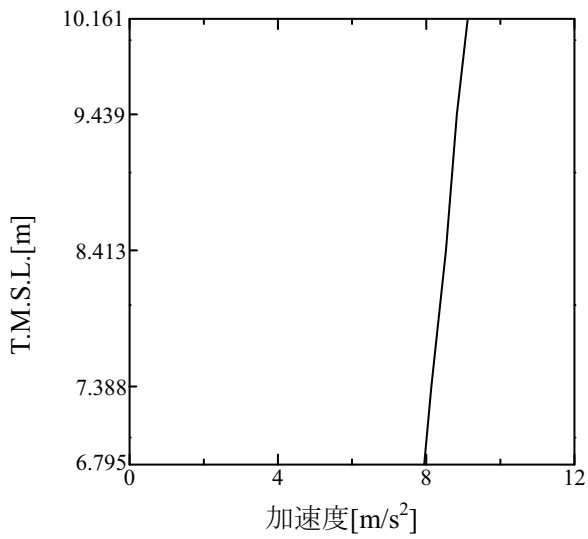
第 7.2.2.4-14 図 RPV 鉛直方向
最大応答軸力



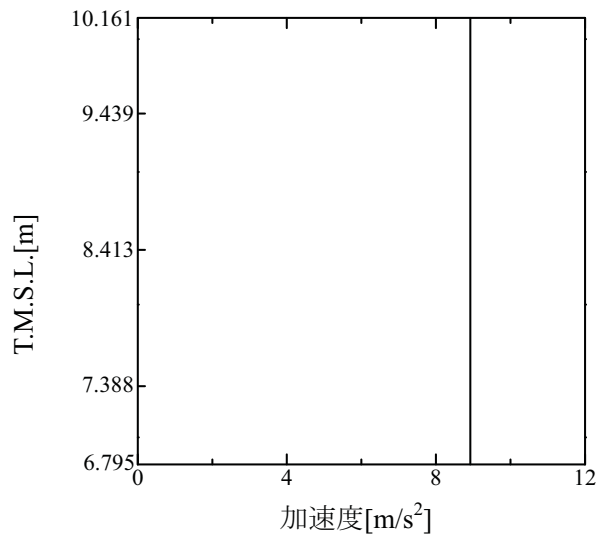
第 7.2.2.4-15 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答加速度



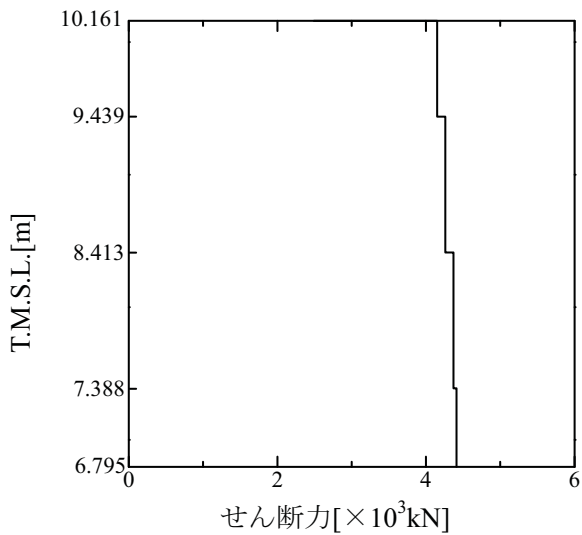
第 7.2.2.4-16 図 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答軸力



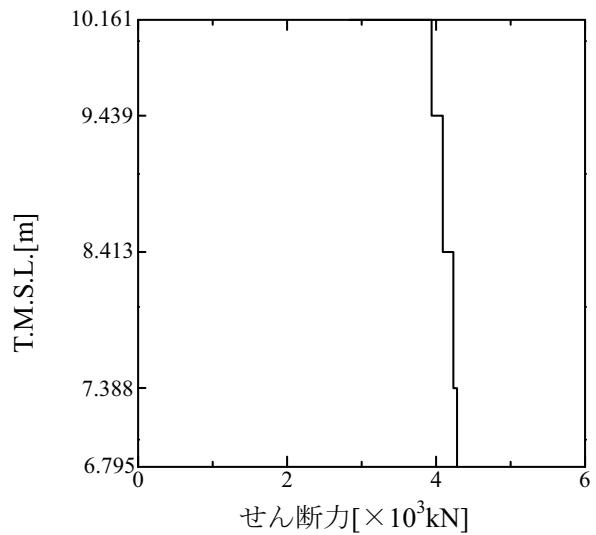
第 7.2.2.4-17 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



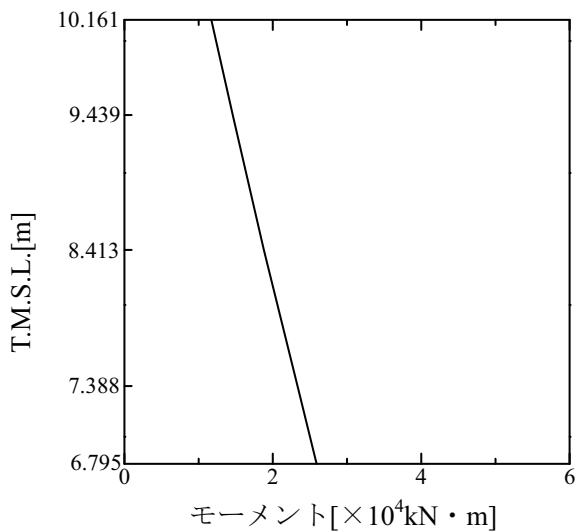
第 7.2.2.4-18 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



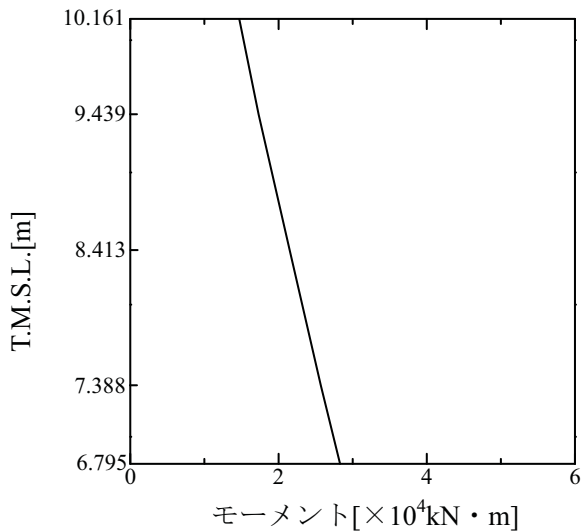
第 7.2.2.4-19 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



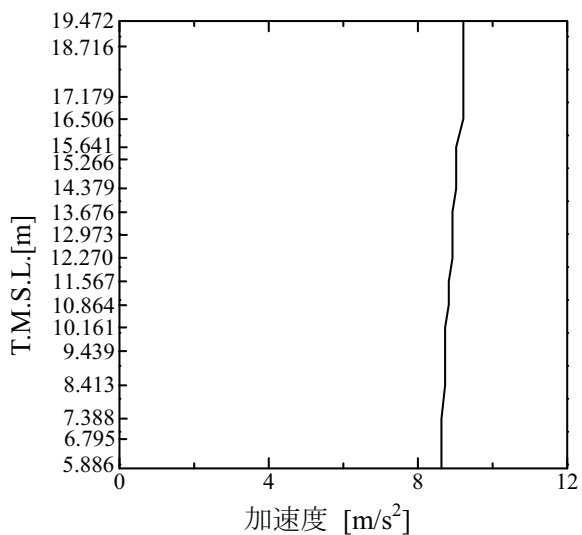
第 7.2.2.4-20 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



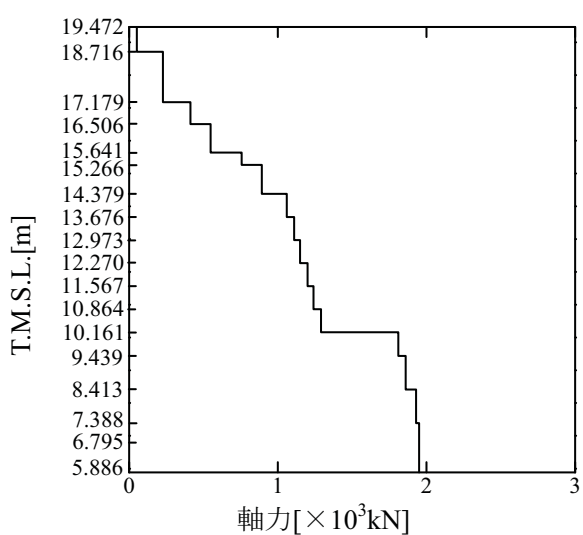
第 7.2.2.4-21 図 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



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。

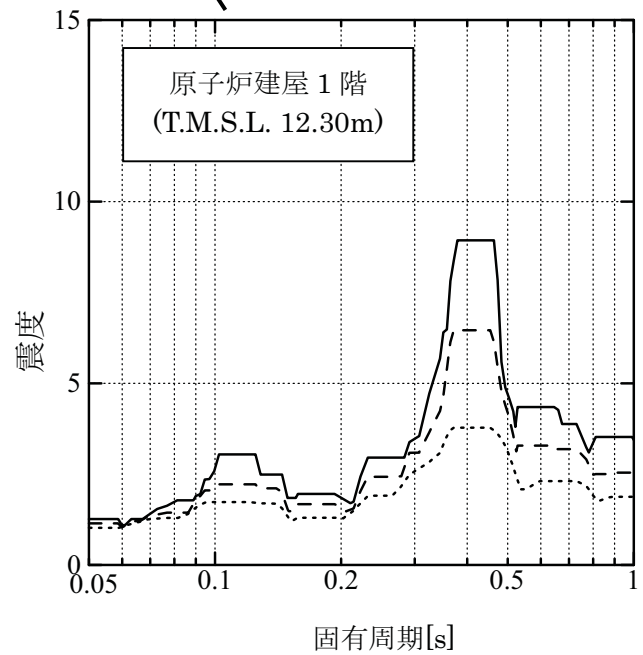
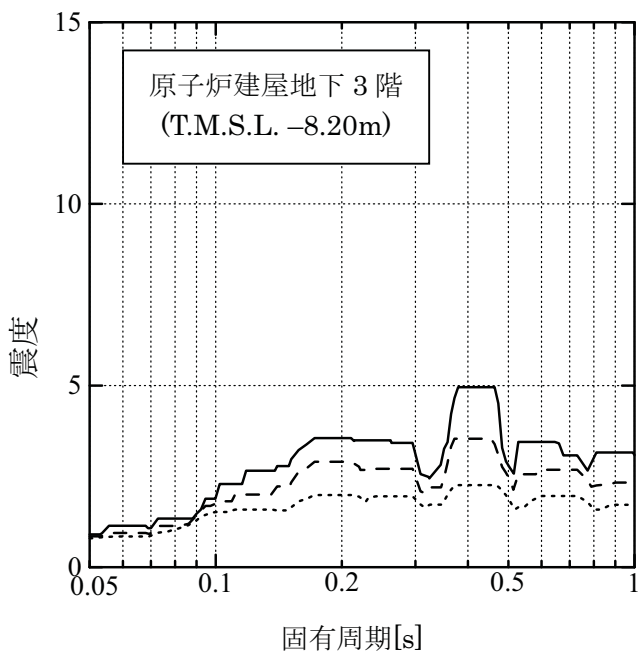
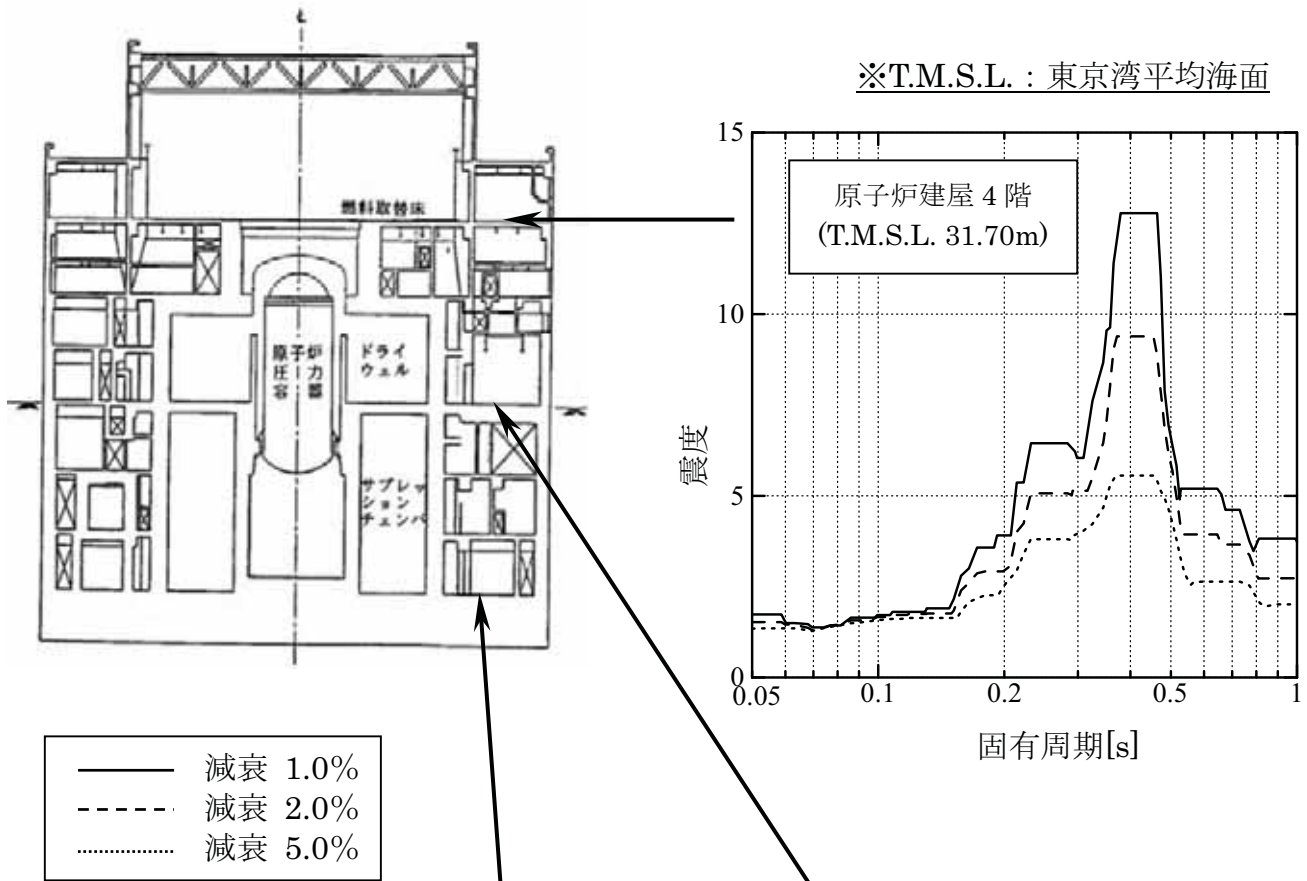
7.2.3.1 水平方向

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。

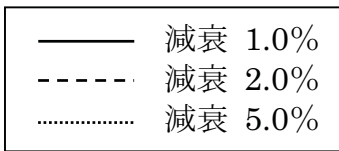
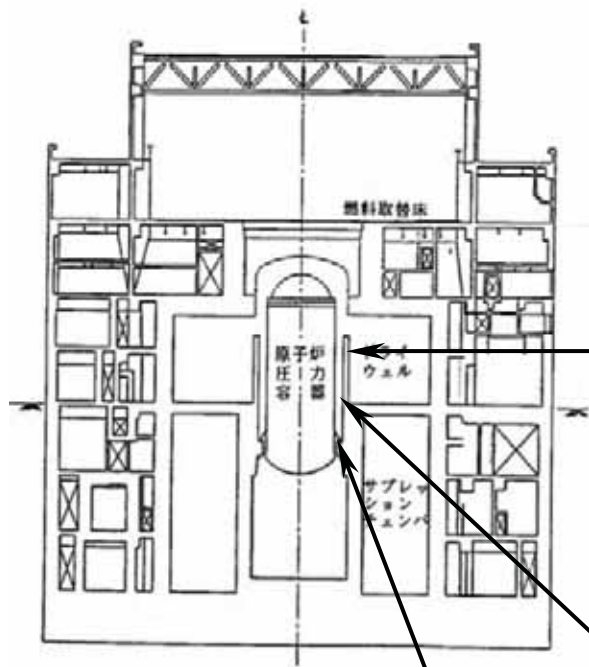
7.2.3.2 鉛直方向

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。

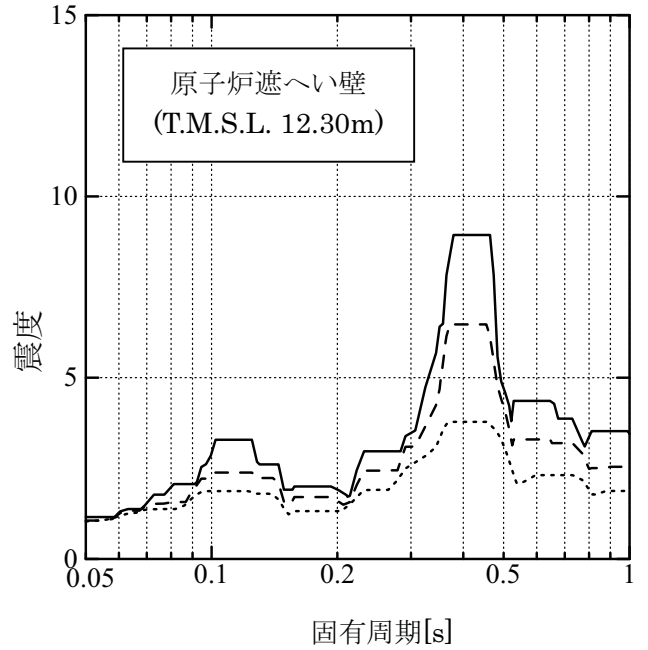
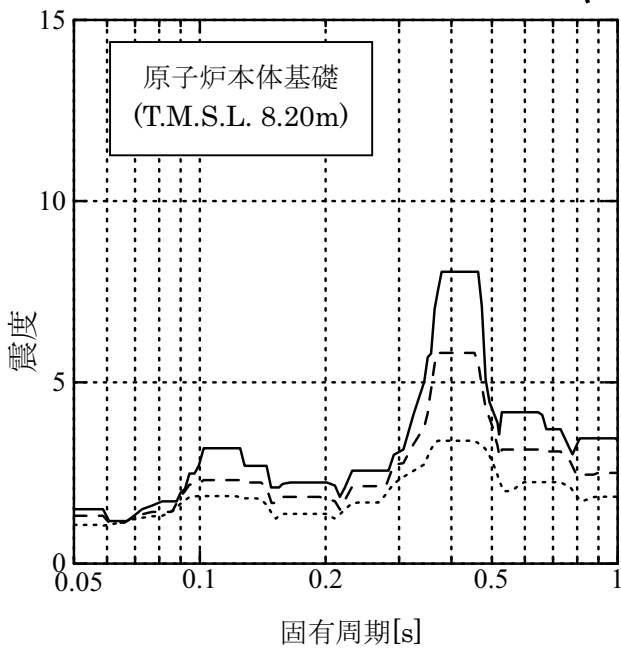
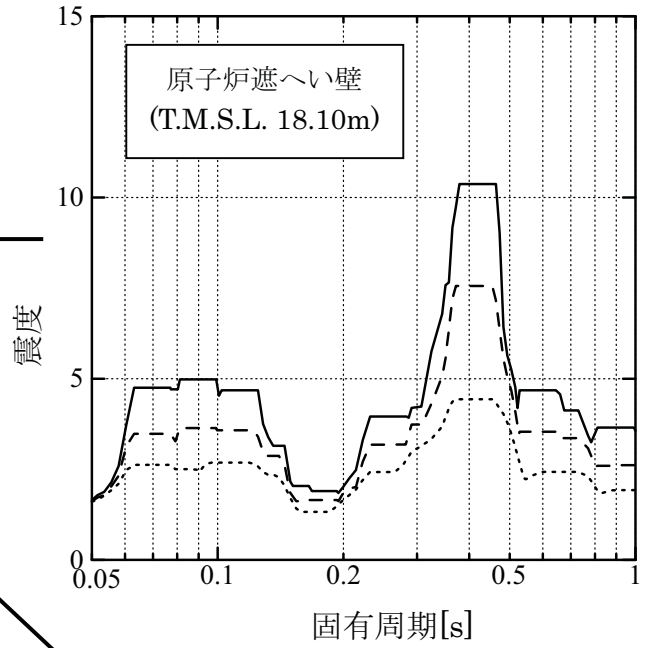
※T.M.S.L. : 東京湾平均海面



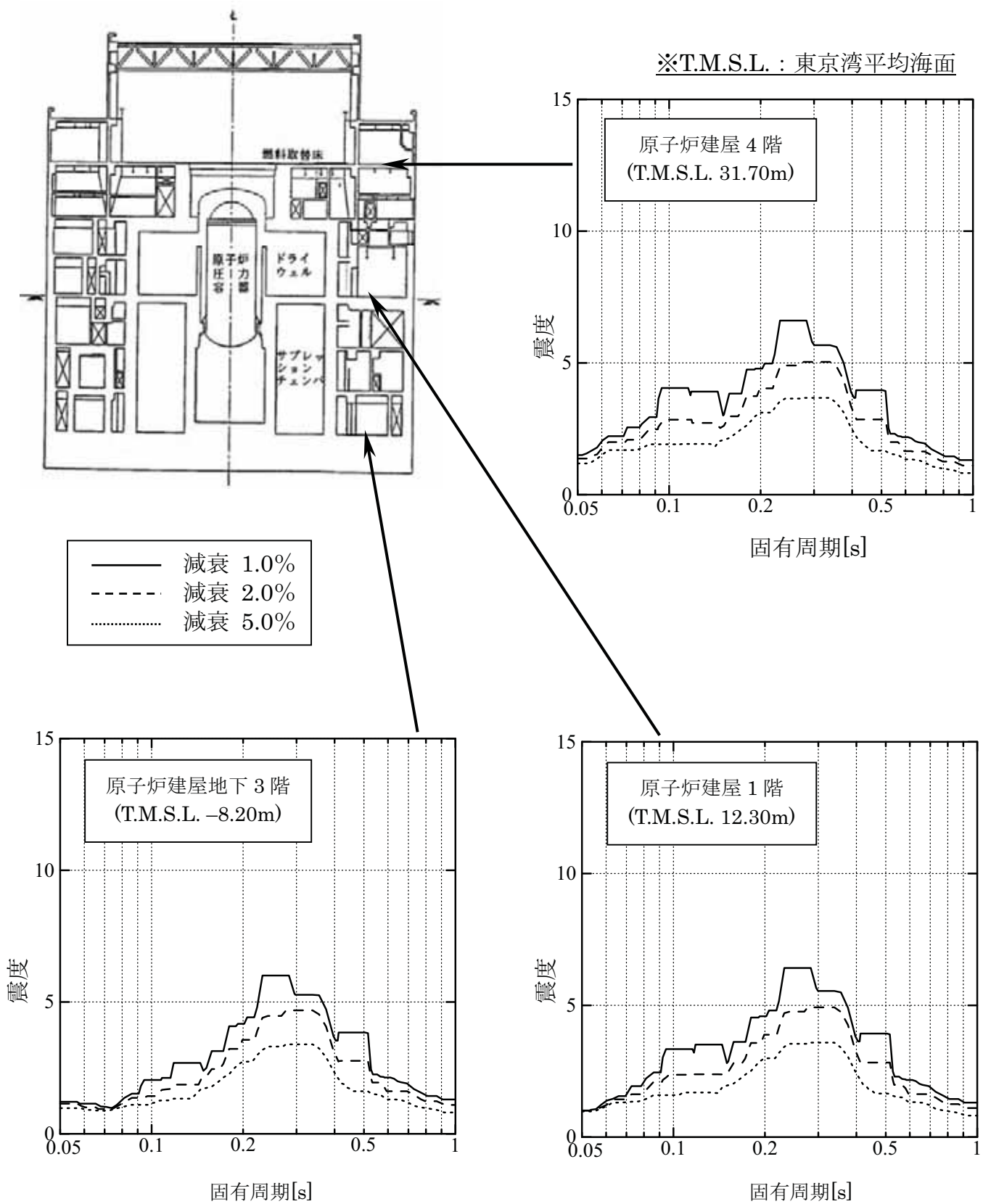
第 7.2.3.1-1 図 原子炉建屋水平方向床応答スペクトル (NS/EW 包絡)



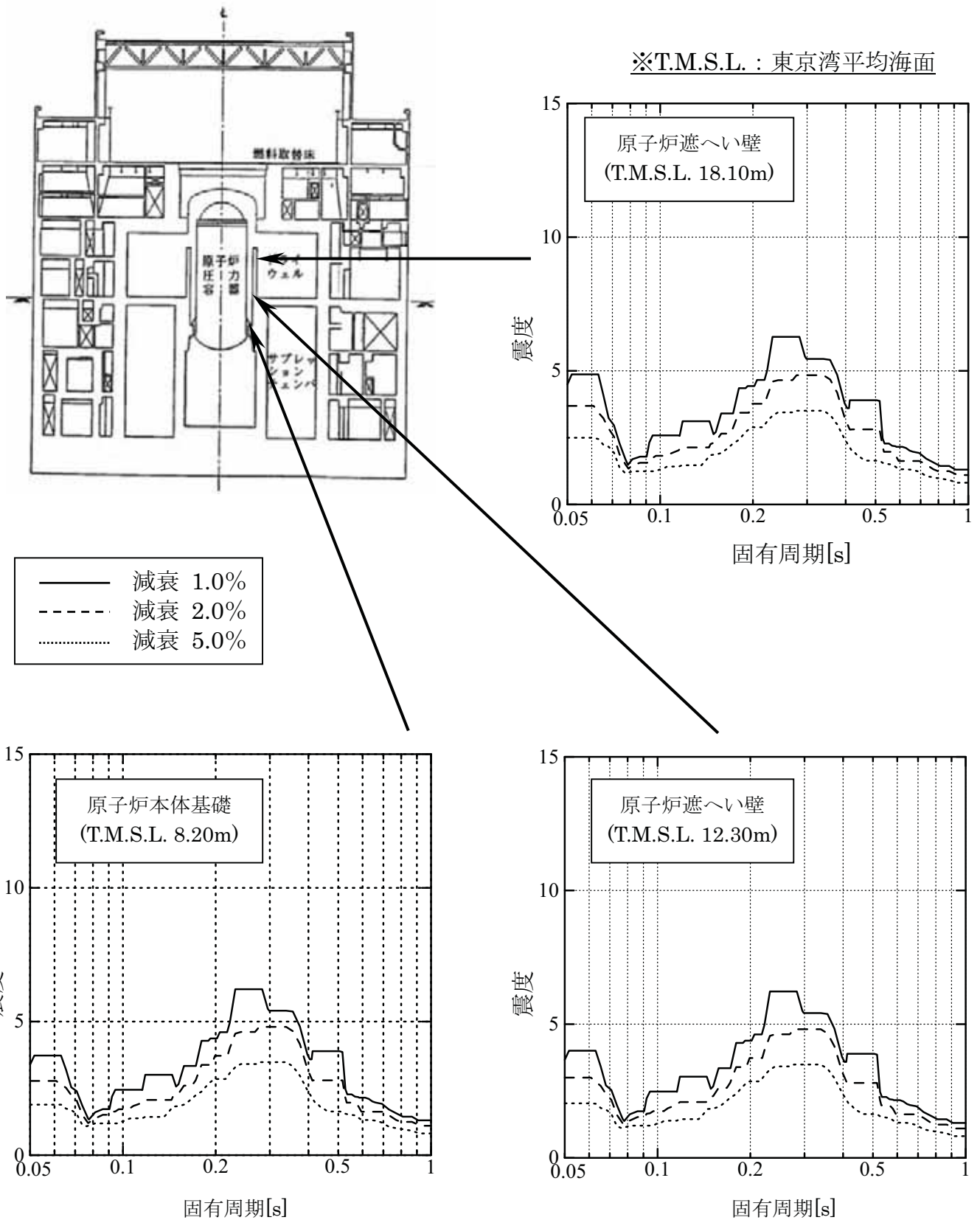
※T.M.S.L. : 東京湾平均海面



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)



第 7.2.3.2-1 図 原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル



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、原子炉冷却材再循環ポンプ、配管系、使用済燃料貯蔵ラック、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 7.1～7.4 参照)

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

第 7.2.4-1 表 機器・配管系の減衰定数

対象設備	減衰定数(%)	
	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	1.0
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0
原子炉冷却材再循環ポンプ	3.0	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	7.0	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て評価する。

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

柏崎刈羽原子力発電所(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合せる地震動は弾性設計用地震動 S_d とする。

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

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

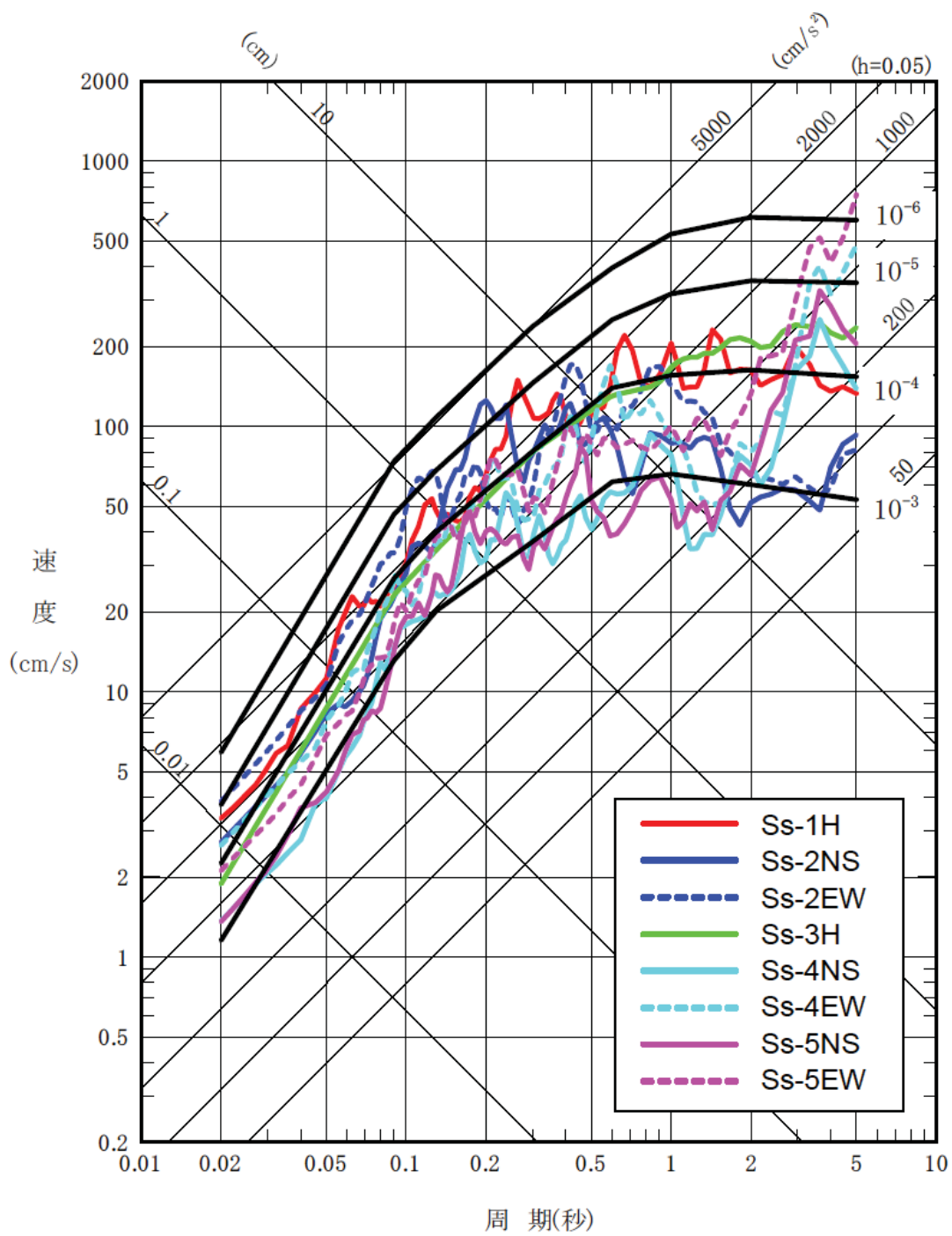
なお、弾性設計用地震動 S_d の年超過確率は、第 7.3.1-3 図に示すとおり試算値において概ね 10^{-3} /年から 10^{-4} /年である。

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

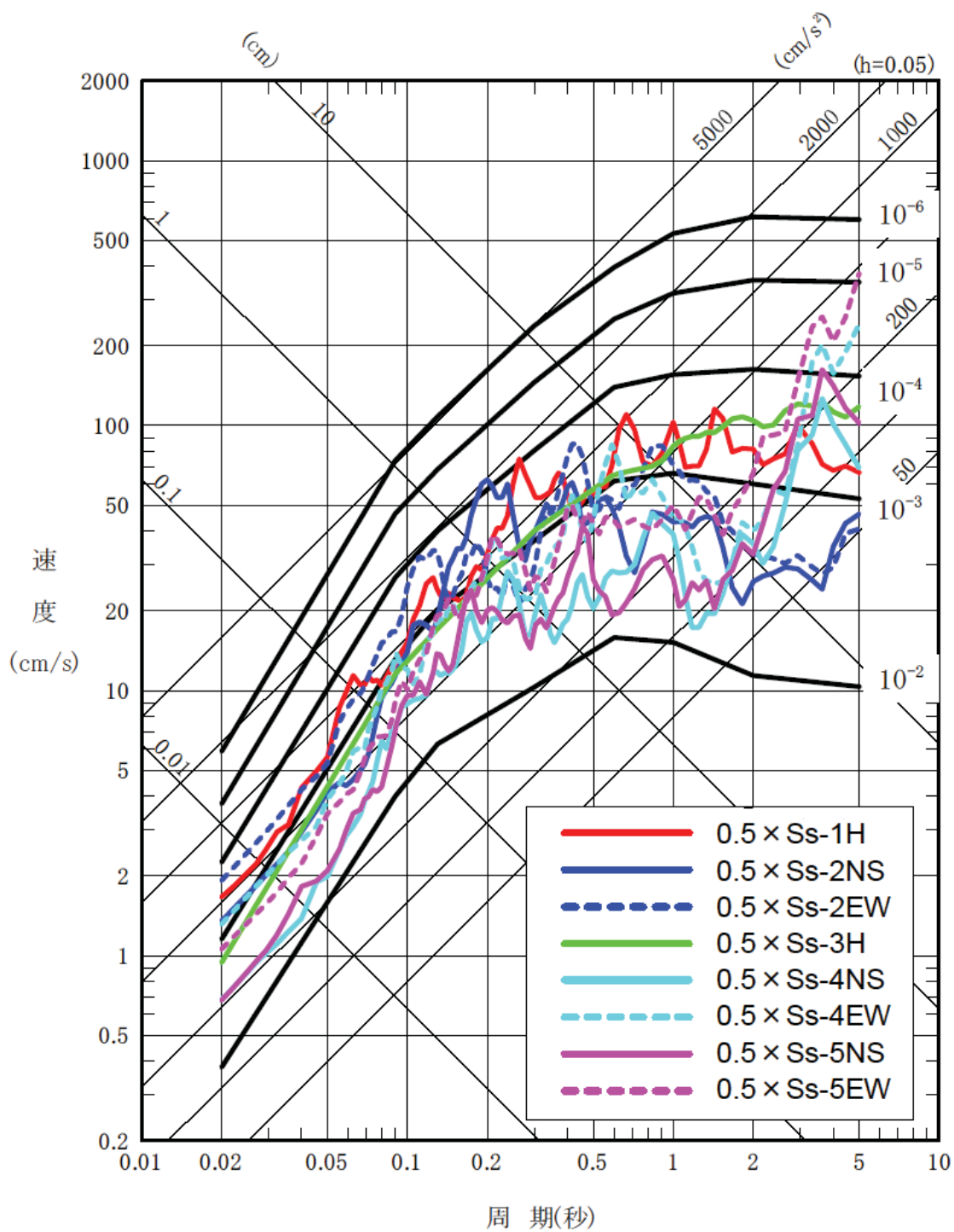
- 注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ←···· 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

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

第 7.3.1-1 図 運転状態と地震動との組合せの確率的評価
 (原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1984 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 7.5 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7.6)

機能確認済加速度を第7.4.2-1表に示す。

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

第7.4.2-1表 機能確認済加速度 (1/3)

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

※1 $G=9.80665(m/s^2)$

※2 内部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	原子炉圧力容器	胴板	一次一般膜 応力	179	320	B1	
		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	69	124	B1	
		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	249	442	B1	
		主蒸気ノズル (N3)	ノズル セーフエンド	一次一般膜 応力	94	320	B1	
		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	143	391	B1	
	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	262	490	B1	
		支持スカート	スカート	一次一般膜+一次 曲げ応力	71	418	B1	
		原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	引張 応力	148	499	B2	
	原子炉圧力容器 付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	ロッド	引張 応力	236	513	B1	
		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	86	211	B1	
		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	148	207	B2	
	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	26	242	B1	
		シュラウドヘッド	鏡板	一次一般膜+一次 曲げ応力	103	222	B1	
		気水分離器	スタンドパイプ	一次一般膜+一次 曲げ応力	111	205	B1	
		給水スパージャ	ヘッド	一次一般膜+一次 曲げ応力	27	342	B1	
		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	40	342	B1	

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	23	342	B1	
		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	26	342	B1	
		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	17	222	B1	
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	一次一般膜応力	24	205	B1	
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮応力	170	260	B1	
		上部格子板	グリッドプレート	一次一般膜+一次曲げ応力	37	342	B1	
		炉心支持板	支持板	一次一般膜+一次曲げ応力	69	342	B1	
		制御棒案内管	下部溶接部	一次一般膜応力	8	148	B1	
	原子炉本体の基礎	円筒部	隔壁(縦リブ)	組合せ応力度	384	427	B1	
		アンカボルト	アンカボルト	引抜力	3331	5947	B2	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	40	276	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	48	146	A2	
		ほう酸水注入系 貯蔵タンク	基礎ボルト	引張 応力	72	207	B2	
	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	148	427	B2	
		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	123	254	B2	
	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	引張 応力	8	207	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	引張 応力	7	207	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	U-バンド及びリブ	組合せ応力	23	203	A2	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	U-バンド及びリブ	組合せ応力	187	203	B2	
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	胴板	一次応力	161	408	B2	
		残留熱除去系ポンプ	原動機台取付ボルト	引張応力	38	444	B2	
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	引張応力	78	202	A2	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	基礎ボルト	引張応力	61	202	A2	
	注水系	高圧炉心注水系ポンプ	原動機取付ボルト	引張応力	36	455	B2	
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系熱交換器	基礎ボルト	引張応力	108	190	B2	※3
		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	引張応力	47	475	B2	
		原子炉補機冷却海水系ストレナ	基礎ボルト	せん断応力	10	159	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	引張 ひずみ	0.00175	0.003	B2	ひずみ量を評価 事故時荷重との組 合せ※2
		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	77	158	B1	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	円筒胴	一次一般 膜応力	50	253	A2	
		下部ドライウエルアクセス スリットおよび鏡板 (所員用エアロック付)	ガセット プレート	せん断 応力	91	158	B2	
		原子炉格納容器 スプレイ管	スプレイ管	一次 応力	86	363	B2	
		原子炉格納容器 配管貫通部	フランジブ レート	曲げ応力	70	317	B2	
		原子炉格納容器 電気配線貫通部	ガセットブ レート	せん断 応力	102	158	B2	
		サブ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	35	164	B1	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	一次応力	80	254	B1	
		ダイヤフラムフロア	放射方向筋	面外 せん断力	1482	2092	B2	単位：N/mm
	原子炉格納容器上鏡	フランジブ レート	せん断 応力	66	158	A1		
	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	94	350	A2	
		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	14	209	A2	

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	71	235	A1		
	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	引張応力	36	202	B2		
		非常用ガス処理系乾燥装置	基礎ボルト	引張応力	52	202	B2		
		非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	せん断応力	146	342	B2		
	換気設備	中央制御室送風機	基礎ボルト	引張応力	84	207	B2		
		中央制御室排風機	基礎ボルト	引張応力	10	207	B2		
		中央制御室再循環送風機	基礎ボルト	引張応力	19	207	B2		
		中央制御室再循環フィルタ装置	基礎ボルト	せん断応力	42	159	B2		
	燃料設備	燃料取扱装置	燃料取替機	構造物フレーム	組合せ応力	195	276	B2	※3
			原子炉建屋クレーン	トロリ浮き上がり量	-	182	460	B2	弾性設計用地震動Sdによる浮き上がり量評価 単位：mm ※3
使用済燃料貯蔵設備		使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ応力	80	205	B2		
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ応力	26	205	B2		

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	62	225	A2	
		空気だめ	胴板	一次一般膜応力	91	262	B1	
		燃料ディタンク	スカート	座屈	0.24	1.00	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	101	205	A2	
	蓄電池および充電器	蓄電池	取付ボルト	せん断応力	29	159	A2	
		充電器	取付ボルト	せん断応力	15	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	11	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	201	375	B2	※3
		主蒸気系配管サポート	サポート部材	スナッパ反力	69	224	B2	単位：kN ※3
	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	141	366	B2	※3
		原子炉冷却材浄化系配管サポート	サポート部材	スナッパ反力	56	170	B2	単位：kN ※3
	残留熱除去系	残留熱除去系配管本体	配管本体	一次応力	192	363	B2	※3
		残留熱除去系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	150	245	B2	※3
	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	185	324	B2	※3
		原子炉隔離時冷却系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	137	245	B2	※3
	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	146	366	B2	※3
		高圧炉心注水系配管サポート	サポート部材	ロッドレスト反力	12	24	B2	単位：kN ※3
	給水系	給水系配管本体	配管本体	一次応力	149	375	B2	※3
		給水系配管サポート	サポート部材	スナッパ反力	99	224	B2	単位：kN ※3
	放射性ドレン移送系	放射性ドレン移送系配管本体	配管本体	一次応力	106	315	B2	
		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	100	217	B2	
	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	150	344	B2	※3
		原子炉補機冷却水系配管サポート	サポート部材	ロッドレスト反力	97	235	B2	単位：kN ※3

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	153	354	B2	※3
		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	98	245	B2	※3
	制御棒駆動系	制御棒駆動系配管本体	配管本体	一次応力	87	318	B2	※3
		制御棒駆動系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	124	205	B2	※3
	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	94	325	B2	
		ほう酸水注入系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	164	245	B2	
	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	88	363	B2	※3
		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	143	245	B2	※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	109	363	B2	※3
		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	26	245	B2	※3
	不活性ガス系	不活性ガス系配管本体	配管本体	一次応力	113	363	B2	※3
		不活性ガス系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	85	245	B2	※3

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

A1：応答倍率法において、基準地震動 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

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

B2：詳細評価（スペクトルモーダル解析法等による評価）

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

※3 耐震強化工事実施

7.5.2. 動的機能維持の評価結果

動的機能維持の評価結果を第 7.5.2-1 表に示す。

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	0.75	10.0	0.80	1.0	—
原子炉隔離時冷却系ポンプ	軸位置	0.77	1.4	0.81	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	0.77	2.4	0.81	1.0	—
高圧炉心注水系ポンプ	コラム 先端部	0.75	10.0	0.80	1.0	—
原子炉補機冷却水系ポンプ	軸位置	0.83	1.4	0.75	1.0	—
原子炉補機冷却海水系ポンプ	コラム 先端部	3.67	10.0	0.75	1.0	—
ほう酸水注入系ポンプ	重心位置	0.97	1.6	0.90	1.0	—
可燃性ガス濃度制御系 可搬式再結合装置ブロワ	ファン	0.88	2.6	0.85	1.0	—
非常用ガス処理系排風機	軸受部	0.99	2.3	0.91	1.0	—
中央制御室送風機	軸受部	1.26	2.6	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	0.86	1.0	—
	ガバナ 取付位置	0.89	1.8	0.86	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 (D))	弁駆動部	3.59	10.0	3.08	6.2	—
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁 (S))	弁駆動部	4.71	9.6	2.89	6.1	—
	原子炉冷却材浄化系 (CUW 系ヘッドスプレイ逆止弁)	弁駆動部	2.94	6.0	2.33	6.0	—
	残留熱除去系 (RHR 系最小流量バイパス弁 (B))	弁駆動部	1.95	6.0	1.08	6.0	—
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC 系注入弁)	弁駆動部	3.15	6.0	1.05	6.0	—
	高压炉心注水系 (HPCF 系試験可能逆止弁 (C))	弁駆動部	2.18	6.0	4.66	6.0	—
	給水系 (原子炉給水ライン 内側隔離弁 (A))	弁駆動部	1.77	6.0	3.15	6.0	—
	放射性ドレン移送系 (D/W LCW サンプ内側隔離弁)	弁駆動部	1.98	6.0	1.09	6.0	—
	原子炉補機冷却水系 (RCW 冷却水供給温度調節弁 (B))	弁駆動部	3.95	6.0	1.44	6.0	—
	原子炉補機冷却海水系 (RSW 海水ストレーナ (B) ブロー弁)	弁駆動部	2.07	6.0	2.71	6.0	—
	ほう酸水注入系 (SLC 系注入ライン試験タップ 第二弁)	弁駆動部	2.25	6.0	0.87	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	3.03	6.0	2.64	6.0	—
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS 出口第二隔離弁 (A))	弁駆動部	2.88	6.0	1.39	6.0	—
	不活性ガス系 (D/W パージ用入口隔離弁)	弁駆動部	2.03	6.0	1.56	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)	13.3	40.0

7.6. 参考文献

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

配管系の減衰定数について

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

保温材とUボルト支持配管系の減衰定数に関する検討結果⁽¹⁾を以下に示す。

(1) 保温材の付加減衰定数

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

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

(2) Uボルトを用いた支持具を有する配管系の減衰定数

現行のスナップ及び架構レストレイント支持主体の配管系の減衰定数は、消散エネルギー評価式を用いた減衰推算法により設定されているが、Uボルト支持配管系についてはこのような検討がされていない。そこで、Uボルト支持配管系の消散エネルギー評価式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。

参考文献

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

燃料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⁽¹⁾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

参考文献

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

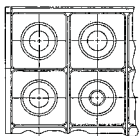
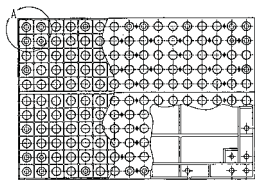
使用済燃料貯蔵ラックの水平方向の減衰定数について

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

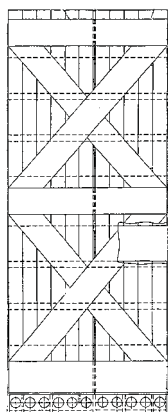
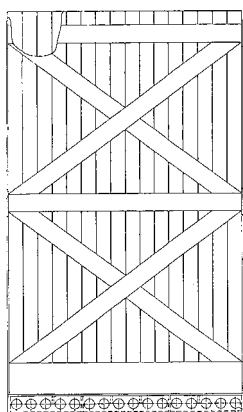
柏崎刈羽原子力発電所 6 号機には、図 1 に示す構造の異なる 2 種類の使用済燃料貯蔵ラック（角管並列型、格子型）が設置されており、それぞれの使用済燃料貯蔵ラックの減衰定数に関する検討結果を添 7.3-3 頁以降に示す。

なお、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機に設置されている使用済燃料貯蔵ラックは、6 号機の格子型と基本的な構造が同等な角管市松型（添 7.3-6 頁参照）であり、本型式の使用済燃料貯蔵ラックに関する減衰定数の検討結果は平成 21 年 3 月に取りまとめられた。7 号機の耐震安全性評価では、使用済燃料貯蔵ラックの水平方向の減衰定数は、従来の溶接構造物の設計用減衰定数 1%を用いているが、今後は、本検討から得られた減衰定数を用いることが可能と考えられる。

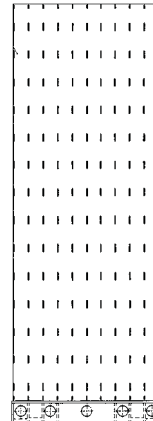
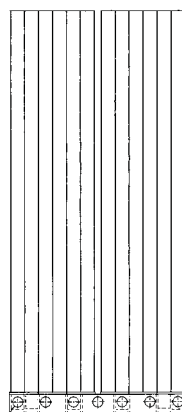
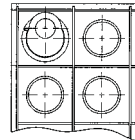
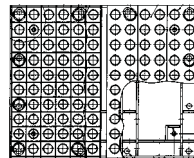
< 角管並列型 (B-SUS*) >



A詳細



< 格子型 (B-SUS*) >



* : ボロン添加ステンレス鋼

図1 柏崎刈羽原子力発電所6号機の使用済燃料貯蔵ラック構造概略

1. 角管並列型

既往試験において、角管並列型ボロン添加ステンレス鋼（B-SUS）製 30 体燃料ラックの振動試験が実施されている。試験内容の抜粋を次ページ以降に示す。

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

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

角管並列型ボロン添加ステンレス鋼製燃料ラックの既往試験の概要 (1/2)

1. 試験概要

実機で用いられる角管並列型ボロン添加ステンレス鋼製燃料ラック (B-SUS ラック) の構造概念を図-1 に示す。B-SUS ラックは、短辺方向が 11 列、長辺方向は 16 又は 17 列である。

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

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

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

加振方向は、実機 B-SUS ラックの列数が短辺及び長辺方向とも 10 列以上であることから、10 列方向の水平加振とする。

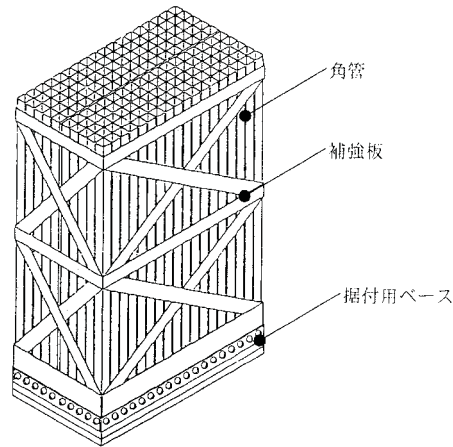


図-1 角管並列型 B-SUS ラックの概念構造

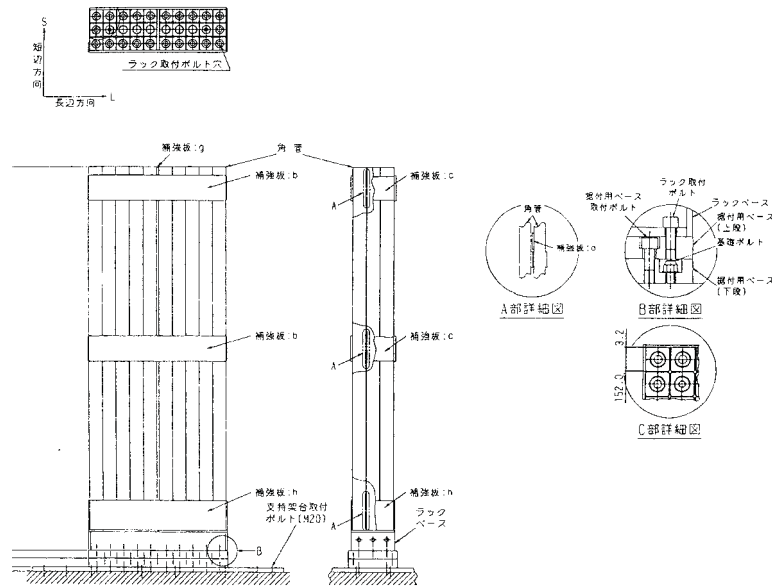


図-2 供試体概念図

角管並列型ボロン添加ステンレス鋼製燃料ラックの既往試験の概要 (2/2)

2. 試験結果

掃引試験

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

- 加振加速度：0.03G
- 加振周波数：1～20Hz

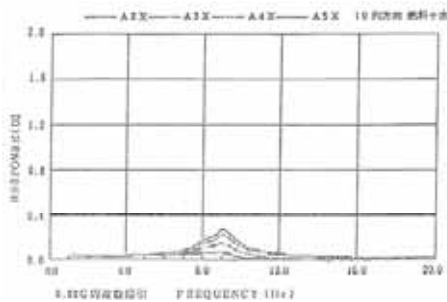


図-3(1) 燃料装荷+水注入の周波数特性

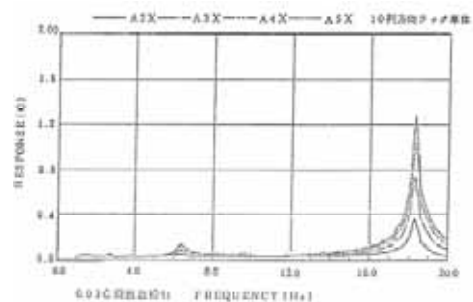


図-3(2) ラック単体の周波数特性

一波突印試験

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

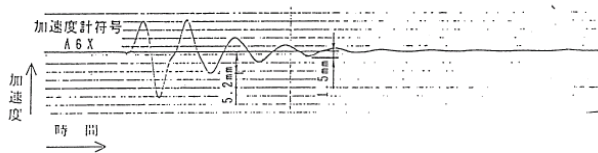


図-4(1) 燃料装荷+水注入の減衰振動波形



図-4(2) ラック単体の減衰振動波形

表-1 試験結果（共振周波数，減衰比）

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

2. 格子型（角管市松型）

2.1 試験装置

試験体の概略を図 2 に示す。長辺方向は実機での標準列数の 10 列とし、短辺方向は自立型での最小幅として 5 列とした。なお、試験体は角管を市松模様に配列した構造（角管市松型）であるが、図 5 に示すように格子型と基本的な構造が同一であることから、格子型と同等として扱った。

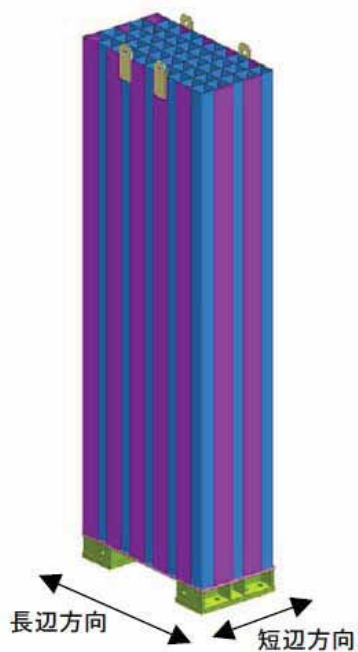


図 2 試験体概略



図 3 試験体設置状況



図 4 試験水槽

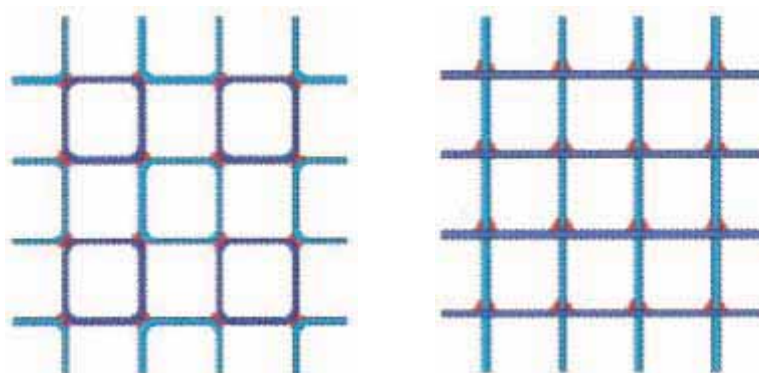


図 5 角管市松型ラック（左図）と格子型ラック（右図）

2.2 加振方法

試験体に模擬燃料を装荷し、試験水槽に水を注入した状態にて以下の加振条件に基づく加振試験を実施した。試験は、試験体の長辺方向及び短辺方向それぞれについておこなった。

加振レベルの小さい範囲では正弦波による掃引試験とし、試験装置の損傷を防止する観点から、加振レベルの大きい範囲では半波の加振試験とした。

表 2 加振条件

	加振条件	加振周波数
正弦波掃引試験	短辺方向：50gal～100gal 長辺方向：75gal～125gal	5Hz～70Hz
半波加振試験	振動台変位：3mm～5mm	10Hz

2.3 試験結果

正弦波掃引試験の減衰比は、加振レベル 3 ケースで求めた伝達関数よりハーフパワー法で評価した。半波加振試験の減衰比は、振動台変位レベルを 3 ケースとした自由振動波形より減衰比を評価した。試験の結果のまとめを図 5 に示す。

図 5 に示すように、長辺方向における正弦波掃引試験では、加速度レベルの低い範囲では一部 7%を下回るデータが存在するものの、加速度レベルの増大に伴い大きな減衰比が得られる傾向が見られている。短辺方向における正弦波掃引試験では、加速度レベルの低い範囲では若干の減衰比の低下傾向が見られるが、その傾向は加速度レベルの増大に伴いゆるやかとなっており、半波加振試験の結果では加速度レベルの高い範囲では 7%を十分上回っている。

以上の結果から、実機の加速度レベルに相当する高い範囲に対しては、減

衰定数 7%の適用性を確認した。

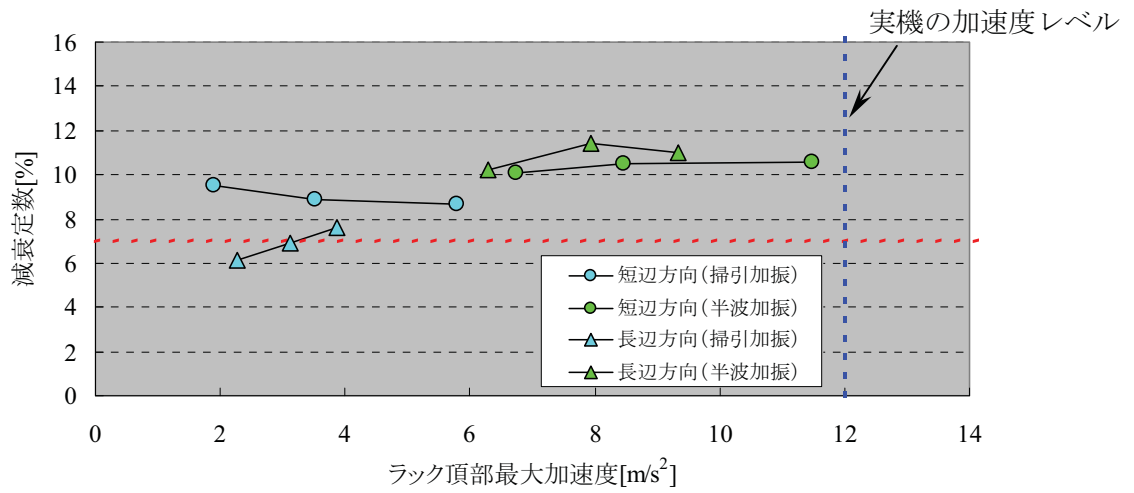


図 6 燃料ラック頂部の応答加速度と減衰定数の関係
(試験条件：水中，燃料体 100%挿荷)

原子炉冷却材再循環ポンプの水平方向の減衰定数について

原子炉冷却材再循環ポンプ（以下、「RIP」という。）の水平方向の減衰定数については、建設時には3%を適用している。RIPの耐震安全性評価における設計用減衰定数は、建設時と同様に3%を用いている。当該減衰定数は「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に示されていないことから、既往試験の概要と検討結果を以下に示す。

1. RIPの構造

RIPの概略図を図1-1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。

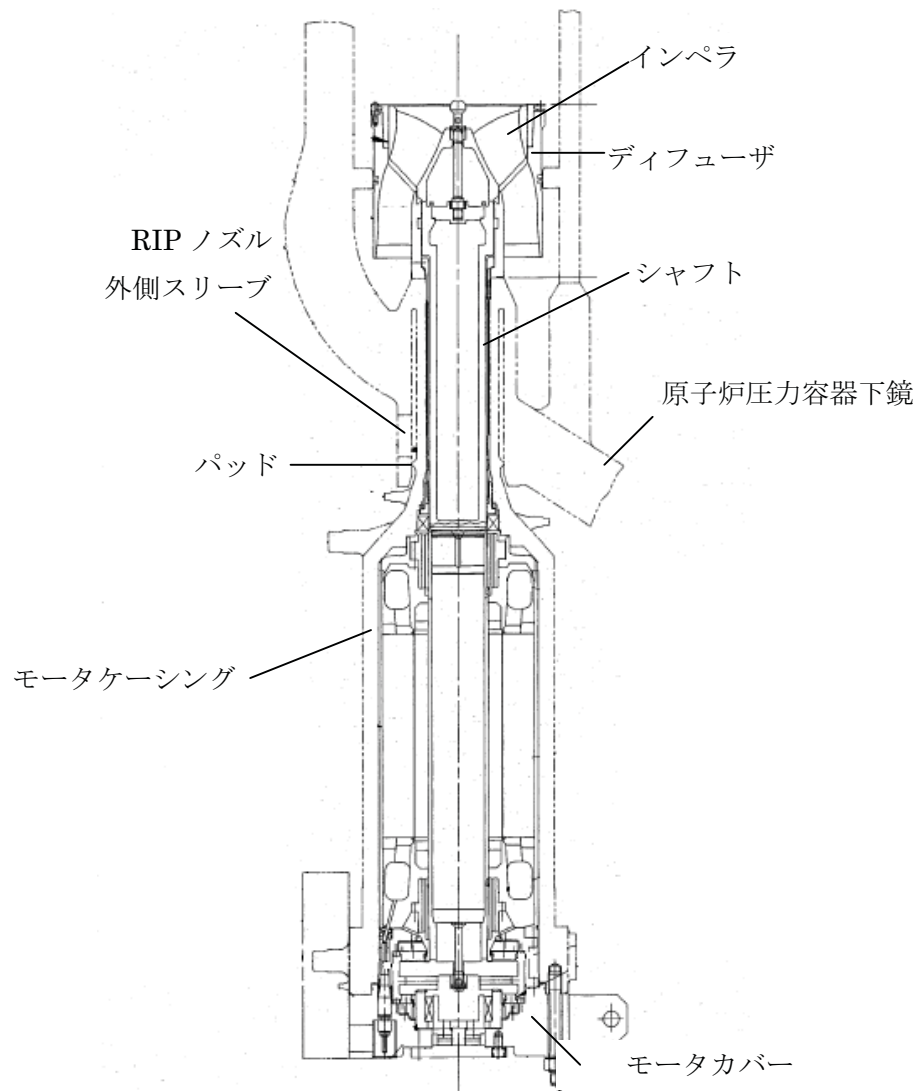


図 1-1 RIP 概略図

2. 試験装置・方法

試験装置の概要を図 2-1 に示す。原子炉圧力容器および RIP 1 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。

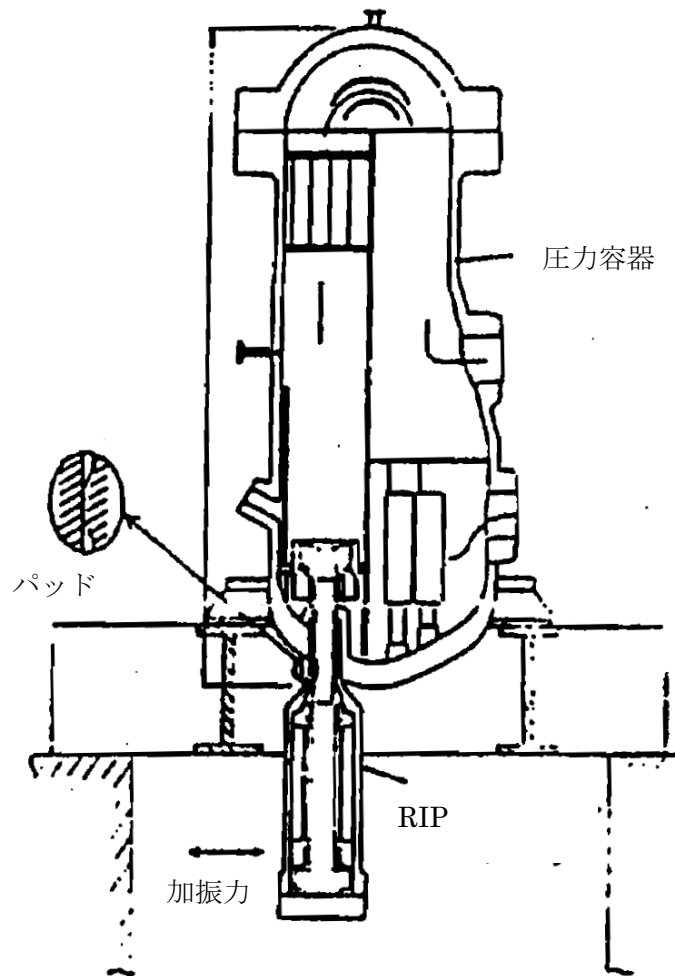


図 2-1 試験装置概要図

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図 3-1 に示す。減衰比は、応答曲線のカーブフィットにより求めた。

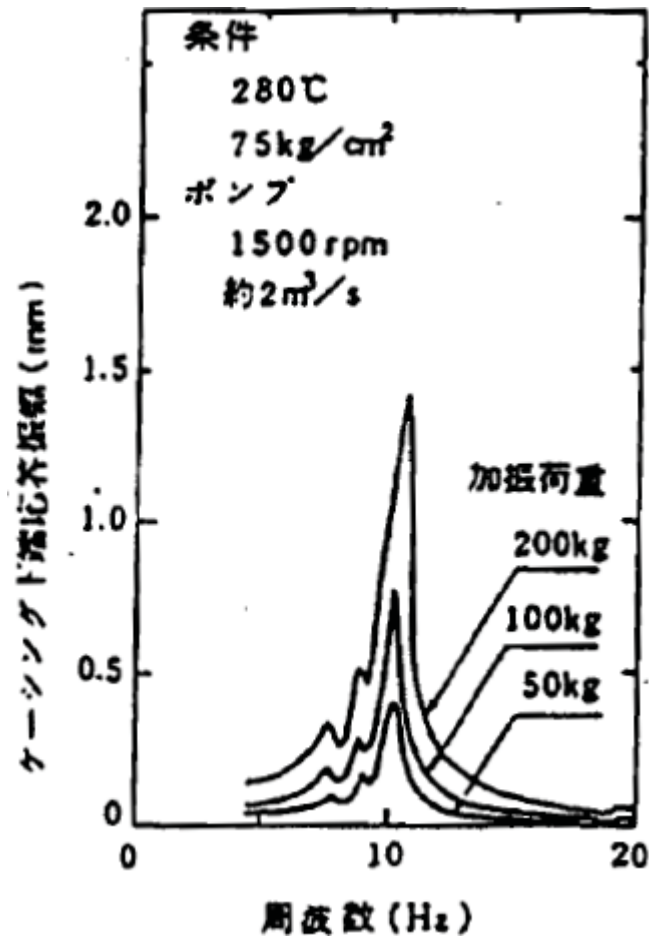


図 3-1 加振周波数とモータケーシング下端応答変位の関係の例⁽¹⁾

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図 3-2 に示す。

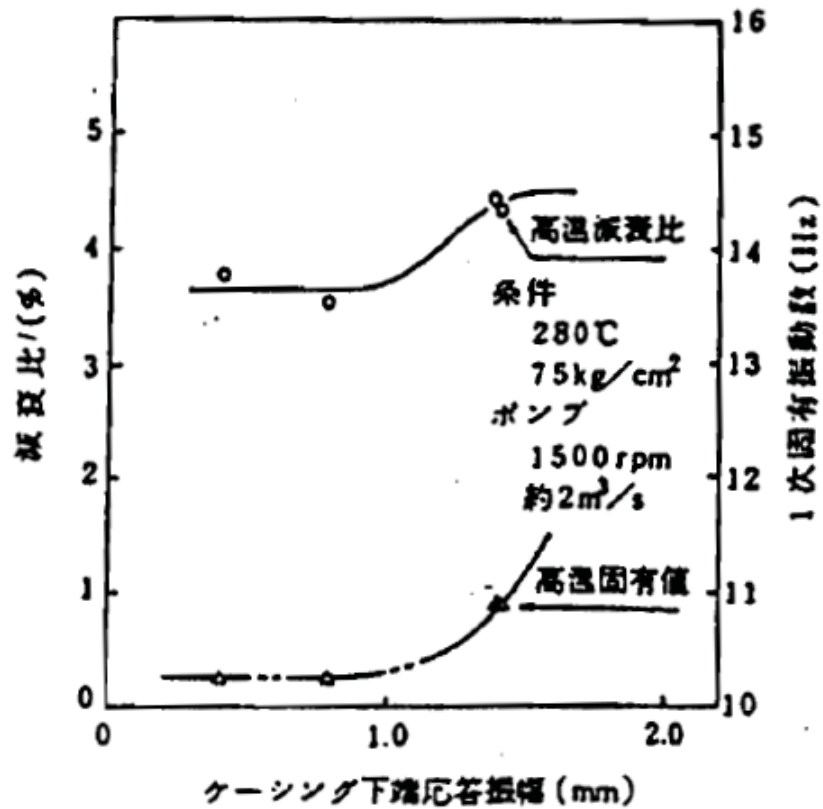


図 3-2 ケーシング下端応答変位と減衰比との関係⁽¹⁾

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% 以上であったことより, 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。

参考文献

- (1) (社)日本原子力学会「昭 60 年会」(1985 年 3 月 28~30 日、武工大): インターナルポンプの振動特性評価 (1) - 高温加振試験

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。

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/mm^2)

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/mm^2)

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⁽¹⁾を以下に示す。

(1) 鉛直方向の機能確認済加速度の設定

a) 弁を除く機器

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

b) 一般弁(グローブ弁, ゲート弁, バタフライ弁, 逆止弁)

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

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

c) 特殊弁（主蒸気隔離弁，主蒸気逃し安全弁，制御棒駆動系スクラム弁）

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

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

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

(2) 水平方向の機能確認済加速度の見直し

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

a) 非常用ディーゼル発電機（ガバナ部）

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

b) 主蒸気隔離弁

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

c) 制御棒駆動スクラム弁

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

(3) 機能確認済加速度

各機器の機能確認済加速度を表-1 に示す。

表-1 機能確認済加速度 (1/2)

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

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

※2 $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※3 内部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。

参考資料

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

設計時の制御棒挿入試験について

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


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

以下に、制御棒挿入性の試験方法について示す。

1. 試験条件

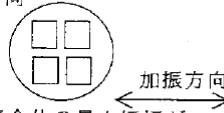
試験は実際に用いられているボロンカーバイド型および、今後用いる可能性のあるハフニウムフラットチューブ型の制御棒について行った。

試験条件を図 1-1 に、試験装置例を図 1-2, 図 1-3 に示す。加振機により装置を加振し、制御棒を挿入することで燃料集合体の相対変位とスクラム時間の関係を確認した。

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
加振条件	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5～6Hz (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4～5Hz (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

図 1-1 試験条件

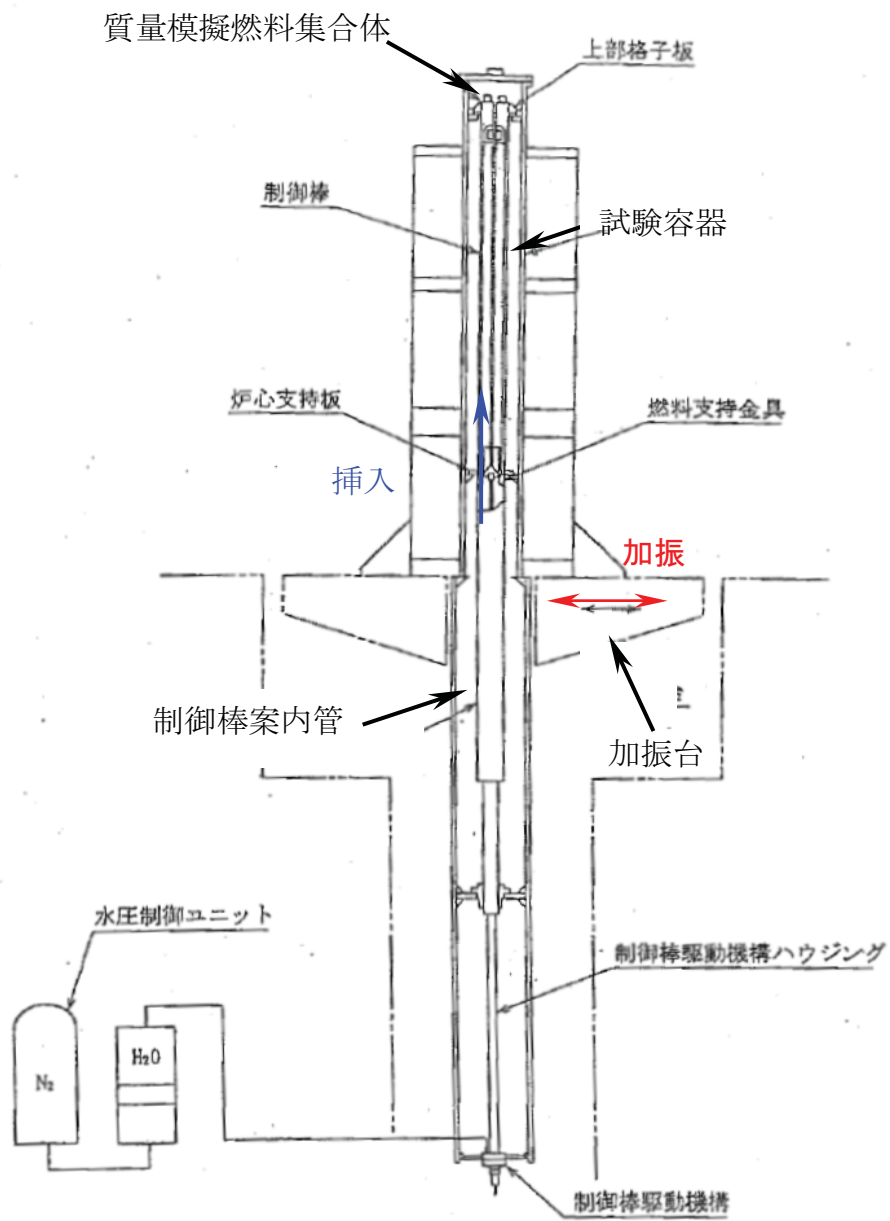


図 1-2 試験装置例 (ボロンカーバイド型)

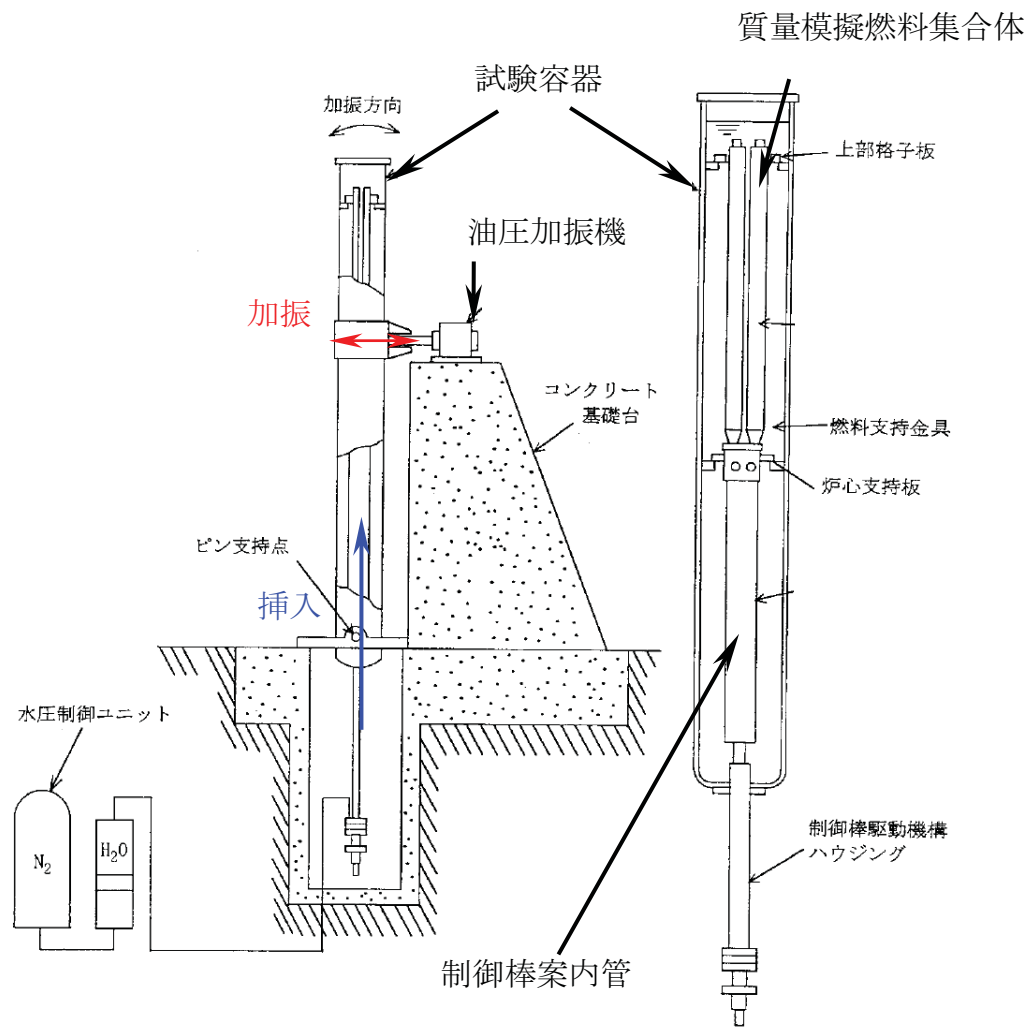


図 1-3 試験装置例 (ハフニウムフラットチューブ型)

2. 試験結果

試験結果を図 2-1 に示す。燃料集合体の相対変位が約 40mm において、通常のスクラム仕様である 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。

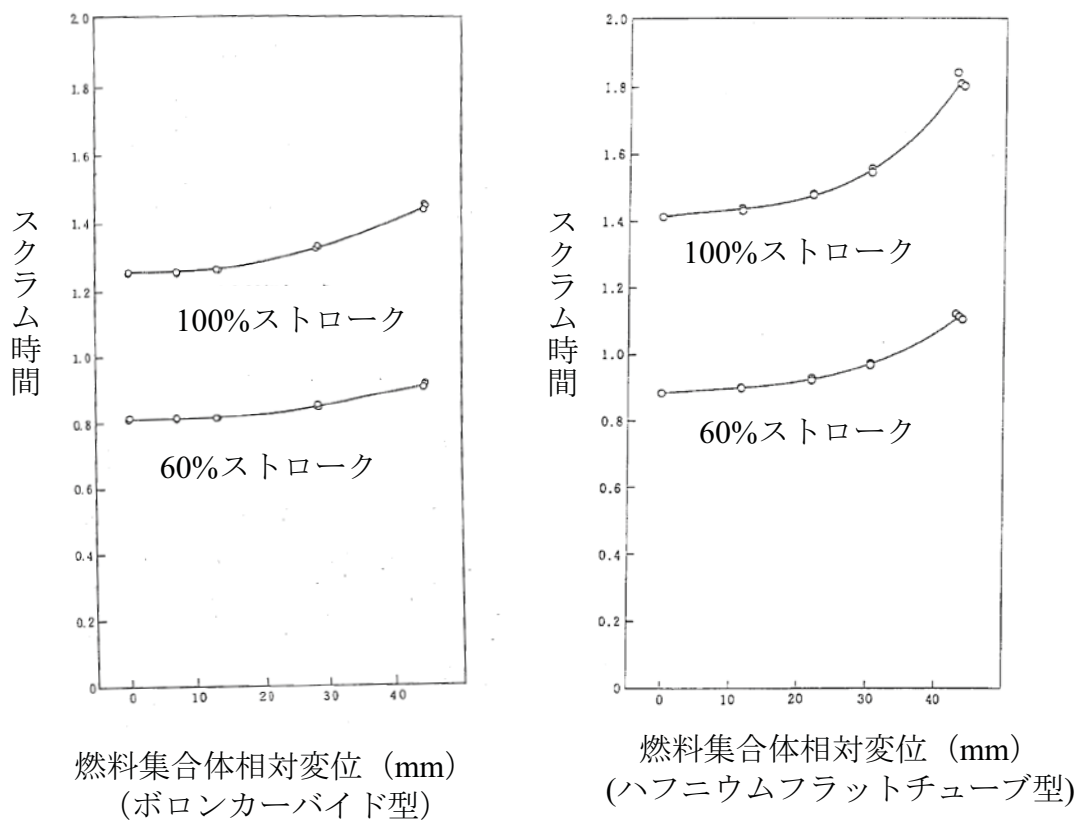


図 2-1 燃料集合体相対変位のスクラム時間に与える影響

使用済燃料貯蔵プールスロッシングに対する影響検討について

1. 検討方針

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

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

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

2. 検討結果

2.1 基準地震動 S_s による溢水量の推定

2.1.1 検討に用いる地震動

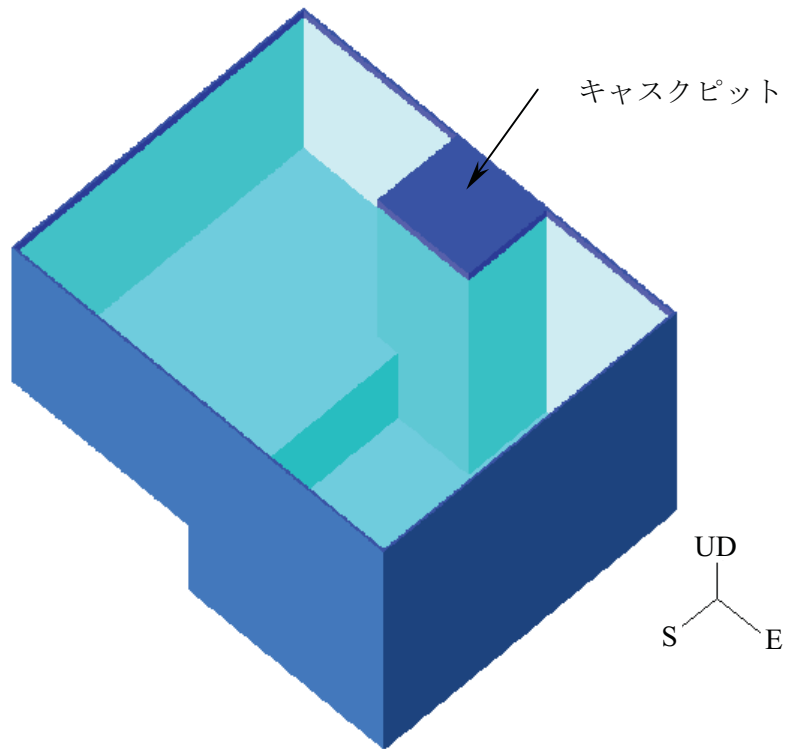
使用済燃料貯蔵プールのスロッシング周期は 3 秒から 5 秒の長周期領域である。本検討では、基準地震動 S_s の中から、スロッシング周期における応答スペクトル値が最大となる S_s-5 を用いる。

2.1.2 溢水量の推定方法

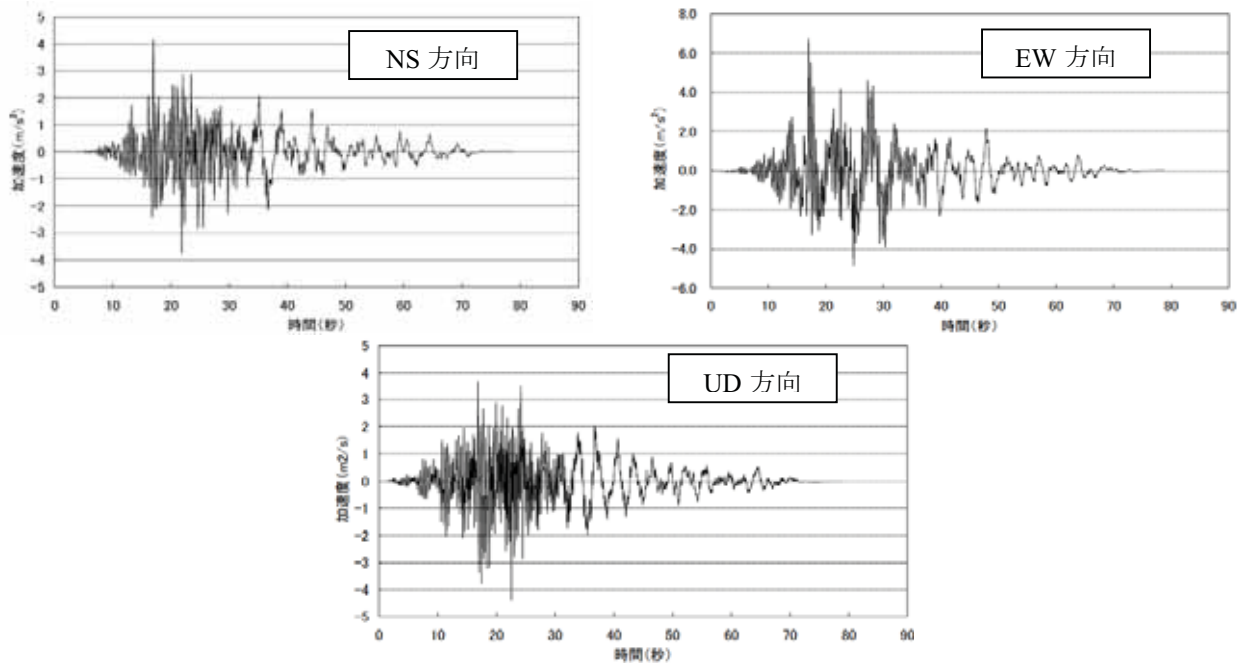
使用済燃料貯蔵プールのスロッシング評価は、参図-7.1.1 の解析モデルを用いて、参図-7.1.2 に示す NS 方向、EW 方向、UD 方向の加速度により時刻歴解析を行い、溢水量を算定する。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機原子炉建屋 4 階の機器配置および断面、並び

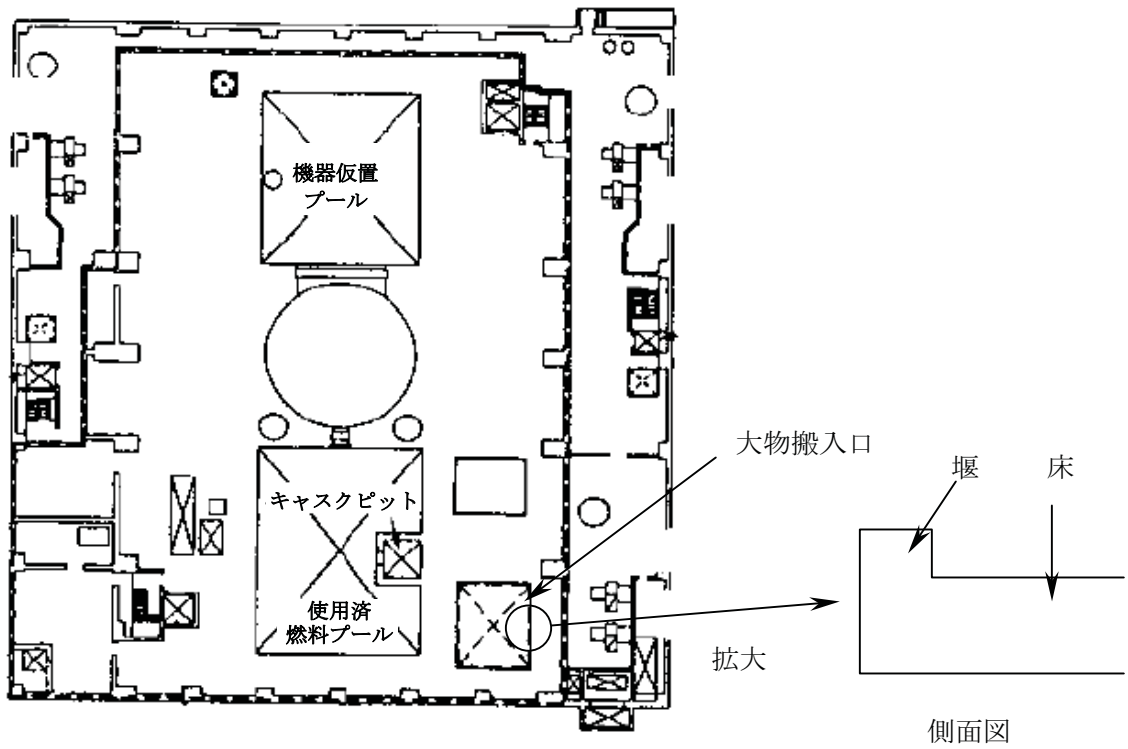
に使用済燃料貯蔵プールの概要をそれぞれ参図-7.1.3～参図-7.1.5 に示す。



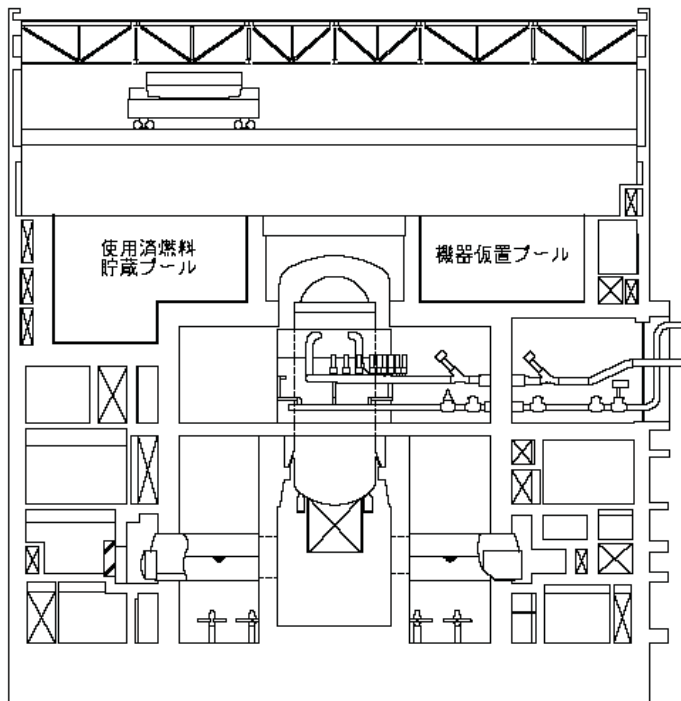
参図-7.1.1 使用済燃料貯蔵プールの解析モデル概要



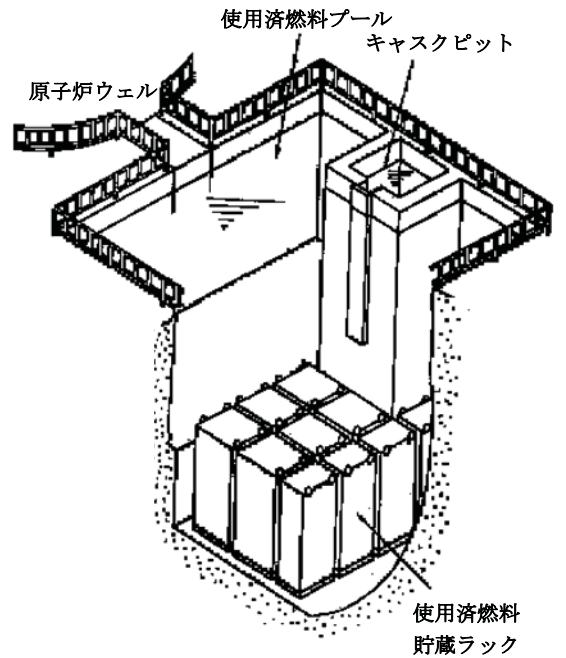
参図-7.1.2 加速度時刻歴



参図-7.1.3 原子炉建屋4階機器配置図



参図-7.1.4 原子炉建屋断面図 (EW 断面)



参図-7.1.5 使用済燃料プール概要図

2.1.3 溢水量の推定結果

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

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

溢水量
590m 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 141m³ と評価されている。

2.2 溢水による使用済燃料の冷却能力への影響確認

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

参表-7.1.2 溢水時の燃料プール水位確認結果

推定溢水量	590m ³
使用済燃料貯蔵プール面積	約 250.6m ²
通常時使用済燃料貯蔵プール水位	11.5m
水位低下量	約 2.6m
溢水後使用済燃料貯蔵プール水位	約 8.9m
使用済燃料貯蔵ラック高さ	4.54m

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貯蔵プールからの溢水に対する安全系機器への影響はない。

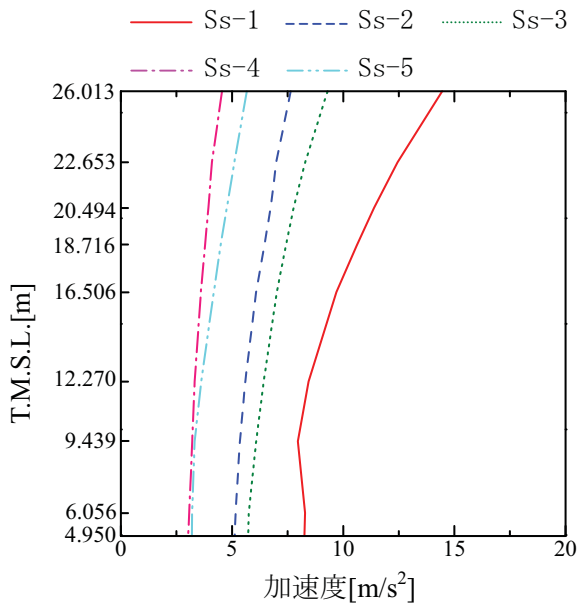
なお、溢水した水が原子炉建屋 4 階大物搬入口から下階に流出し、全て原子炉建屋最地下階に溜まると仮定して水位を試算すると、0.8m 程度となる。(ただし、原子炉建屋 4 階大物搬入口には堰があることから(参図-7.1.3 参照)、溢水した水の一部は原子炉建屋 4 階に溜まると仮定した。)

2.4 溢水の低減措置

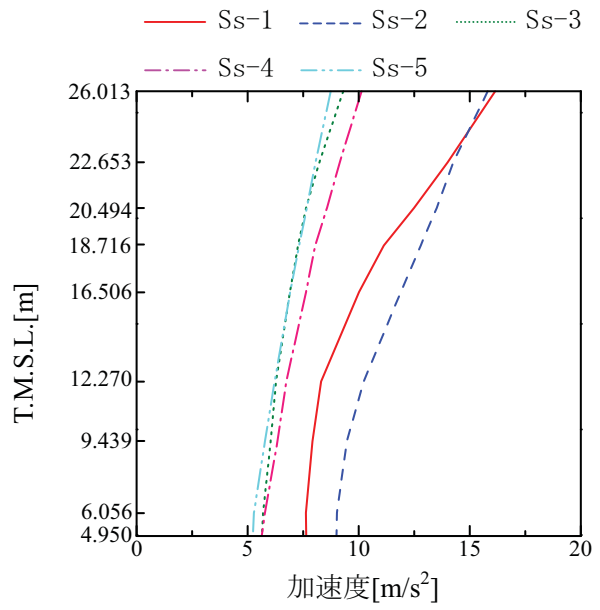
使用済燃料貯蔵プール水の地震による溢水を低減する措置として、使用済燃料貯蔵プール周囲に柵を設置した。ただし、今回の溢水量評価は、柵を考慮していないので保守的な評価になっている。

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

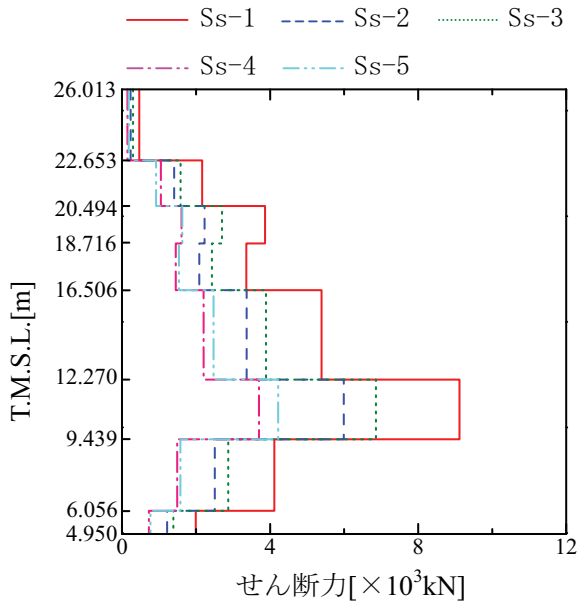
7.2.2.4 項に示した大型機器解析モデルおよび炉内構造物解析モデルによる地震
応答解析結果（第 7.2.2.4-1 図～第 7.2.2.4-24 図）の詳細について，参図-7.2.1～
参図-7.2.24 に示す。



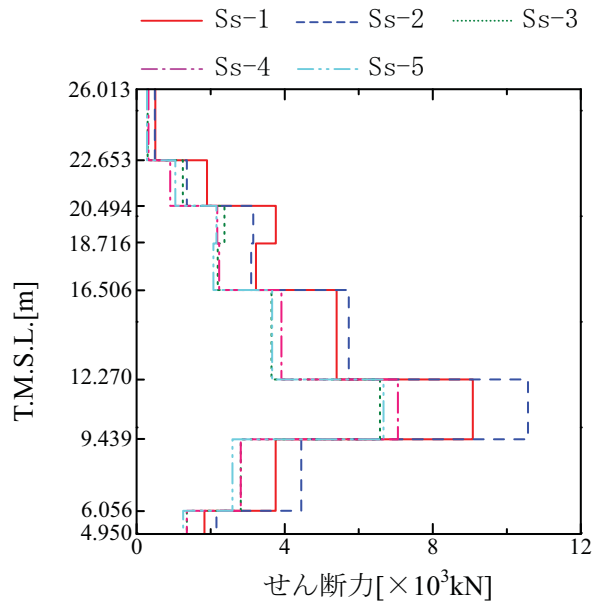
参图-7.2.1 RPV 水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



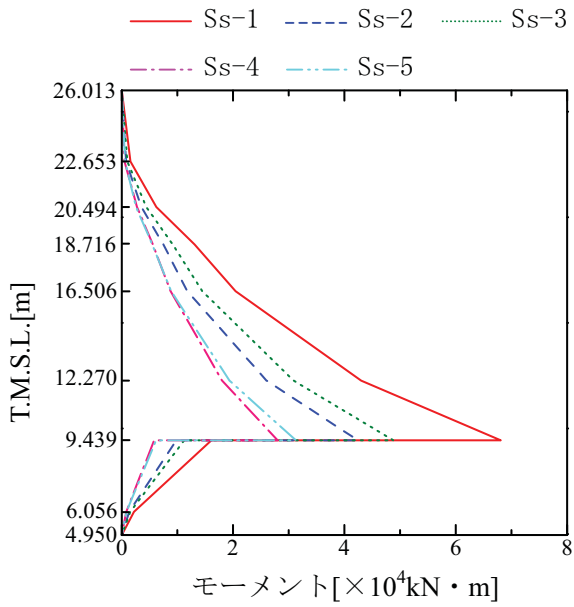
参图-7.2.2 RPV 水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



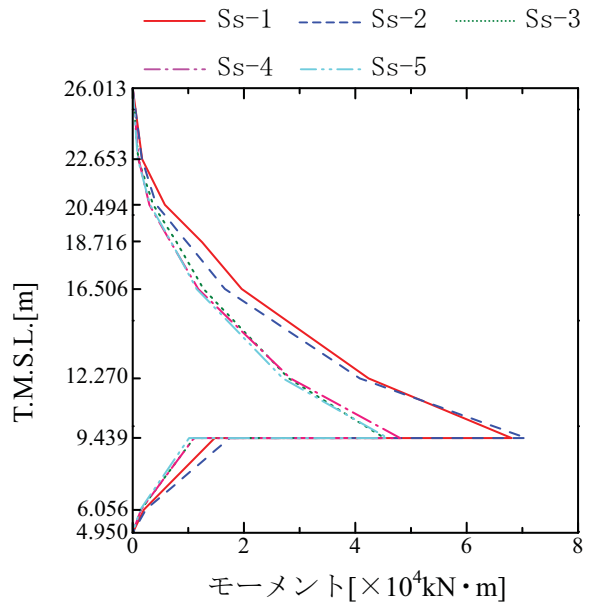
参图-7.2.3 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



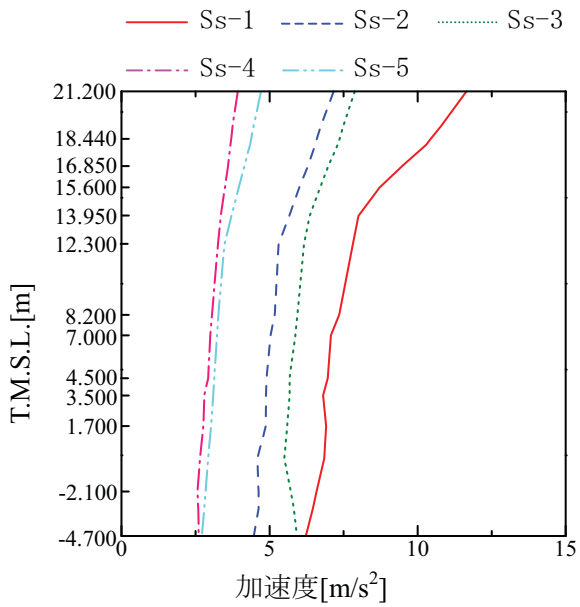
参图-7.2.4 RPV 水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



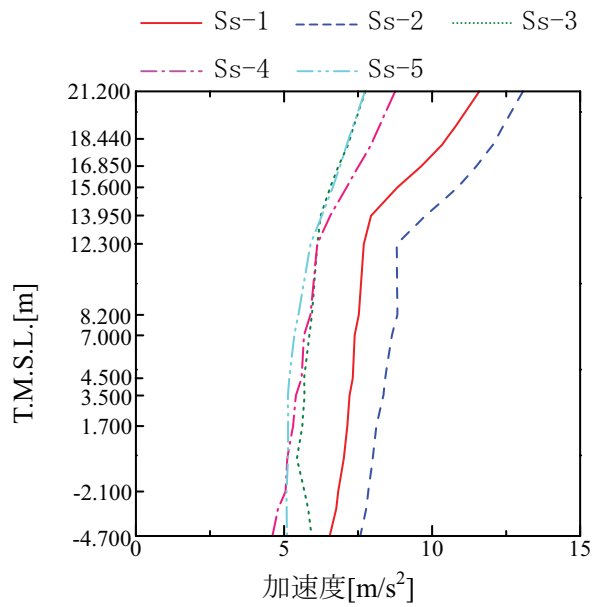
参図-7.2.5 RPV 水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



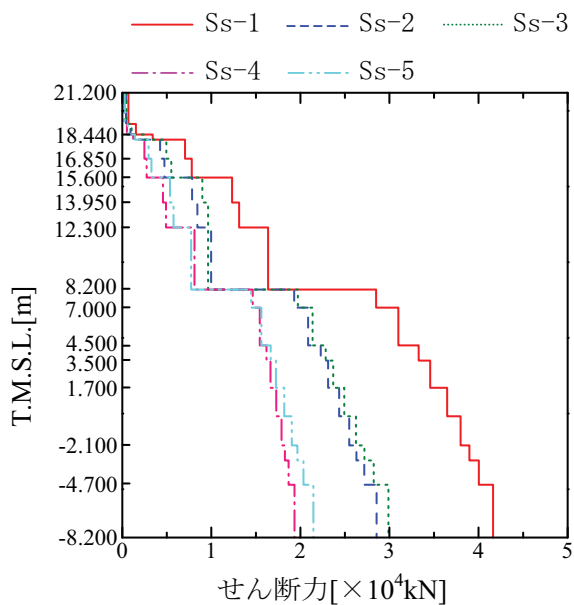
参図-7.2.6 RPV 水平方向
最大応答モーメント (EW 方向)



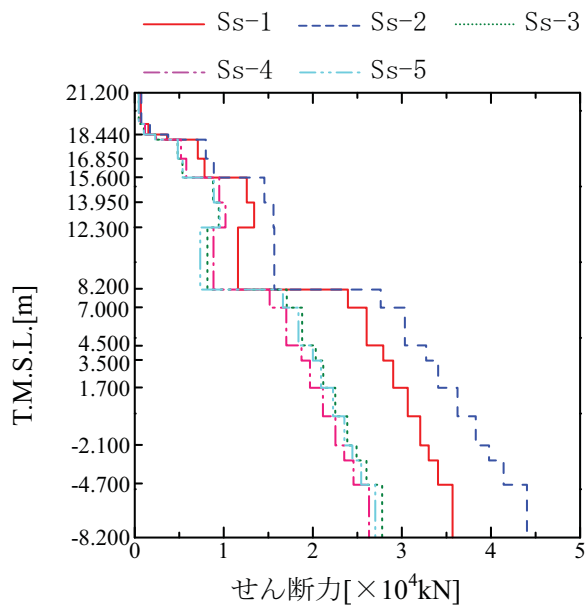
参図-7.2.7 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (NS 方向)



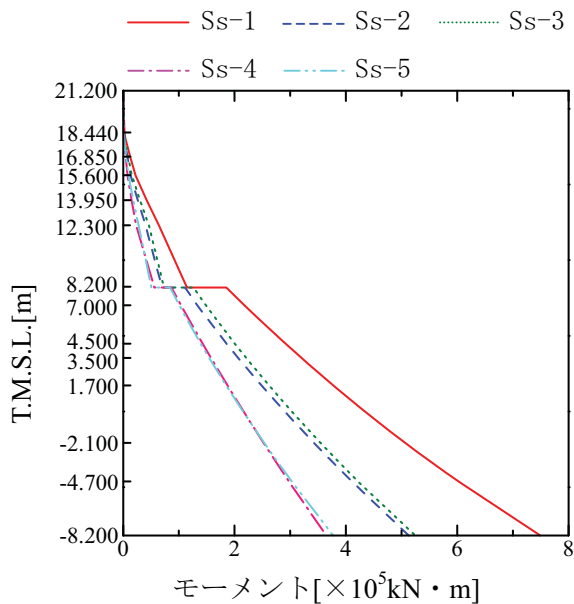
参図-7.2.8 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答加速度 (EW 方向)



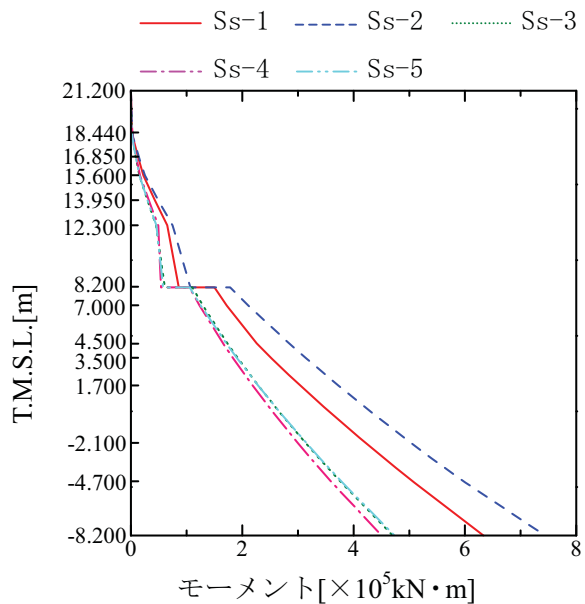
参図-7.2.9 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (NS 方向)



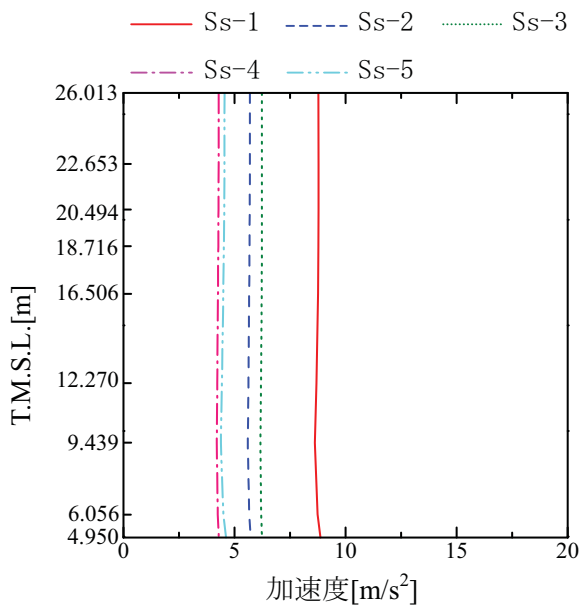
参図-7.2.10 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答せん断力 (EW 方向)



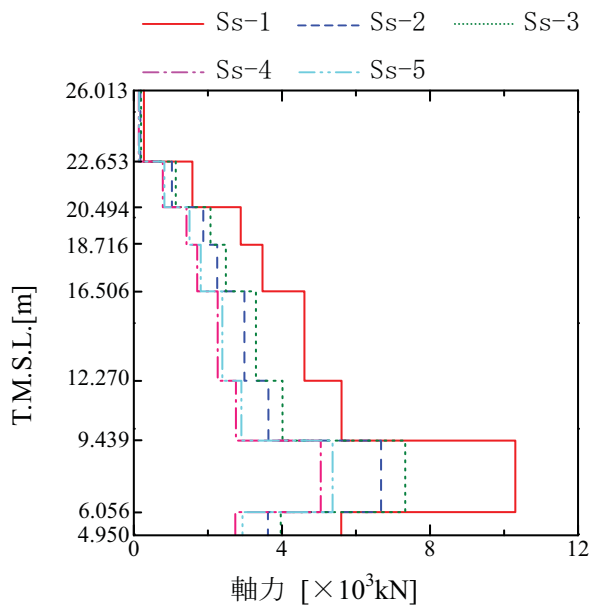
参図-7.2.11 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (NS 方向)



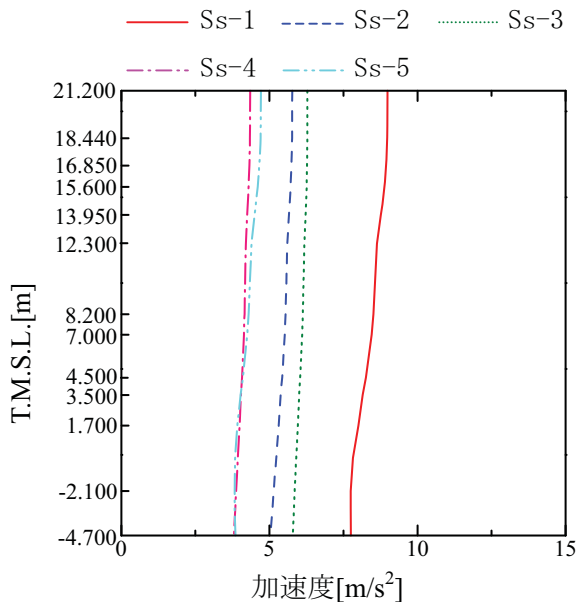
参図-7.2.12 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
水平方向最大応答モーメント (EW 方向)



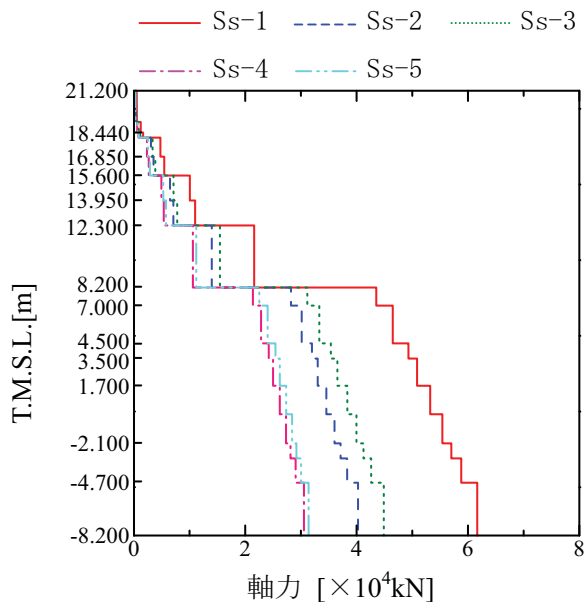
参図-7.2.13 RPV 鉛直方向
最大応答加速度



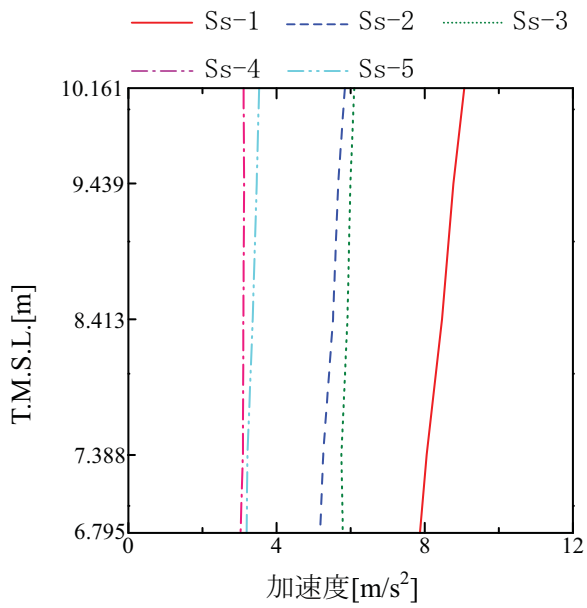
参図-7.2.14 RPV 鉛直方向
最大応答軸力



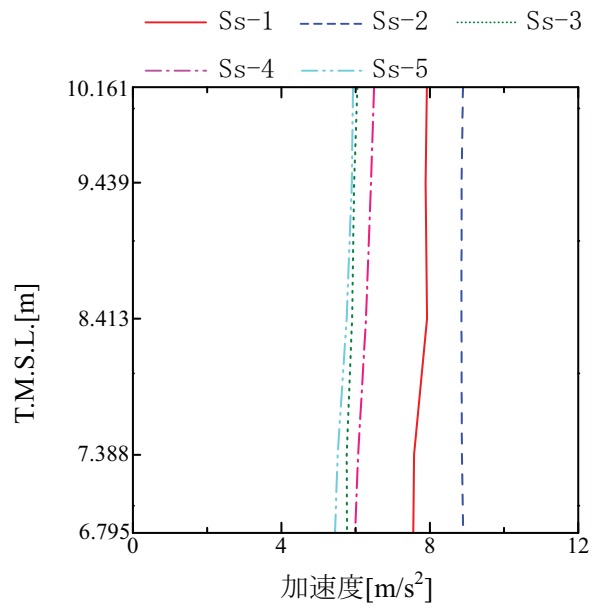
参図-7.2.15 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答加速度



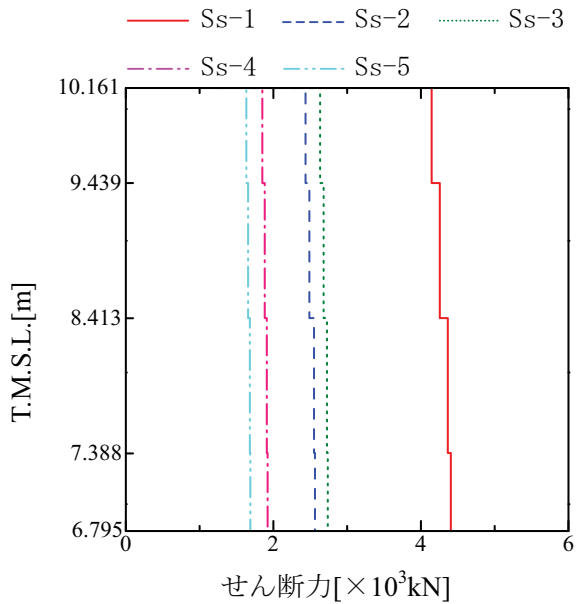
参図-7.2.16 原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎
鉛直方向最大応答軸力



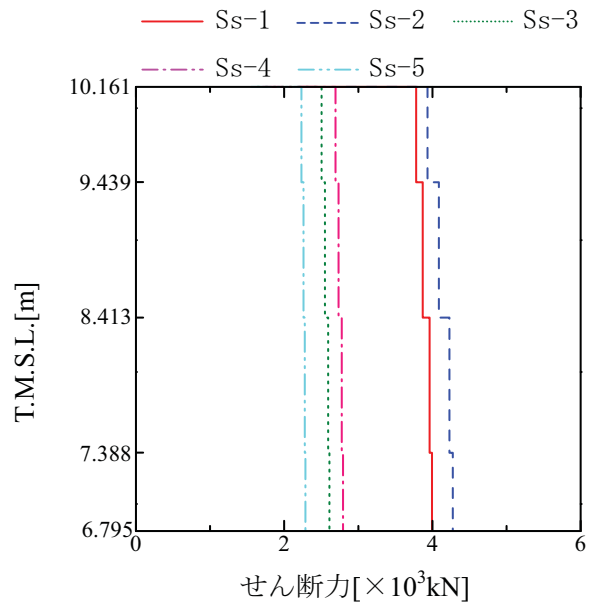
参図-7.2.17 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答加速度 (NS 方向)



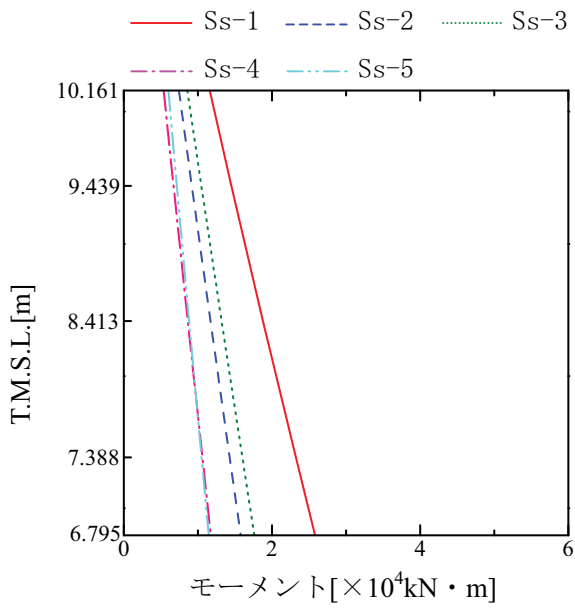
参図-7.2.18 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答加速度 (EW 方向)



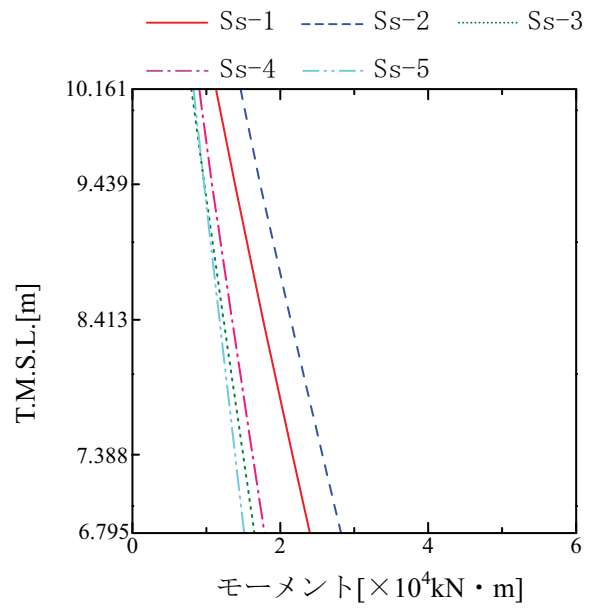
参図-7.2.19 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答せん断力 (NS 方向)



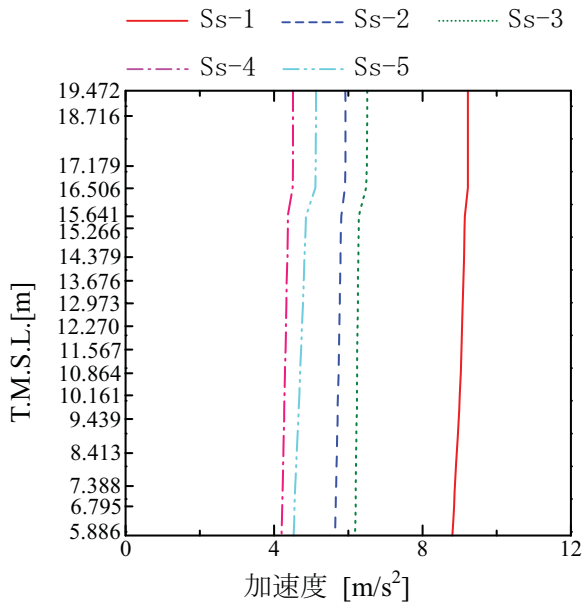
参図-7.2.20 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答せん断力 (EW 方向)



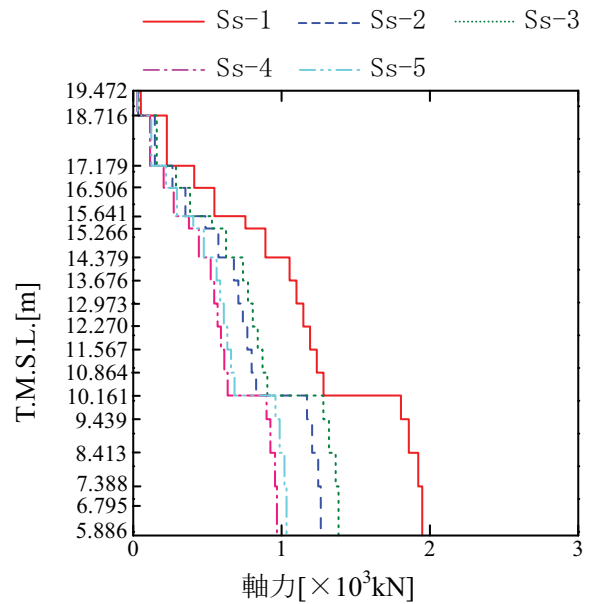
参图-7.2.21 炉心シュラウド下部胴水平方向
最大応答モーメント (NS 方向)



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

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 6 号機の構造強度の評価例について、下記設備を代表設備とし評価手法を示す。

- ・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。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ

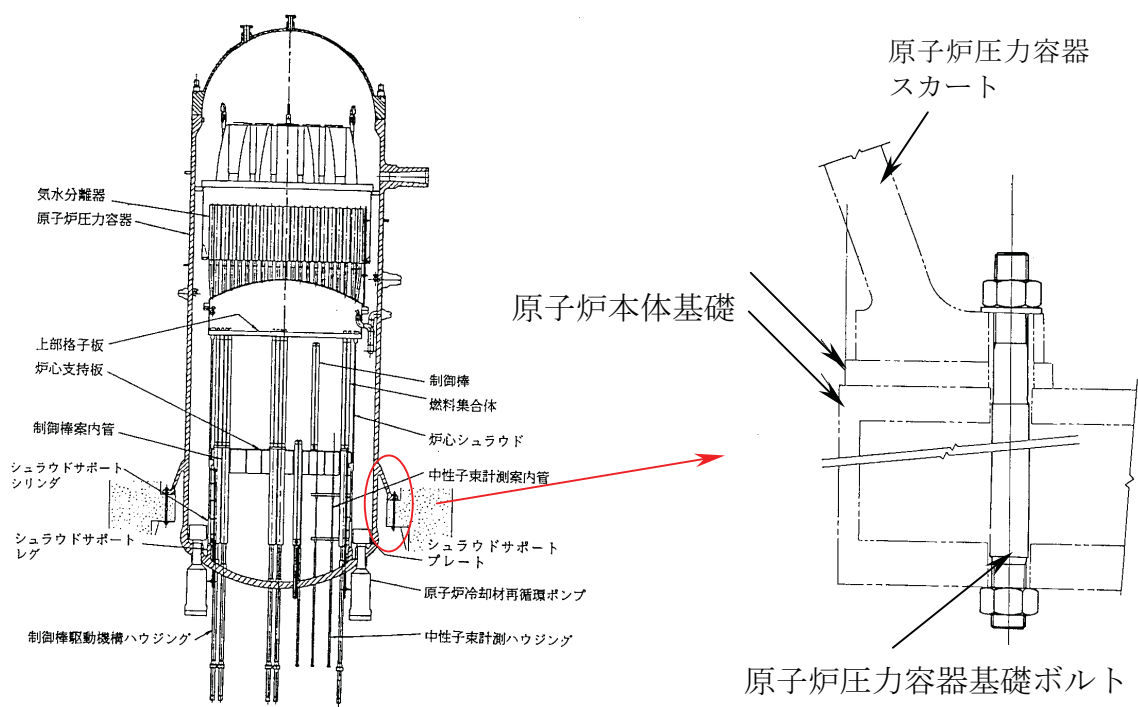
応答倍率法にて評価を行う。

- ・主蒸気系配管，残留熱除去系配管

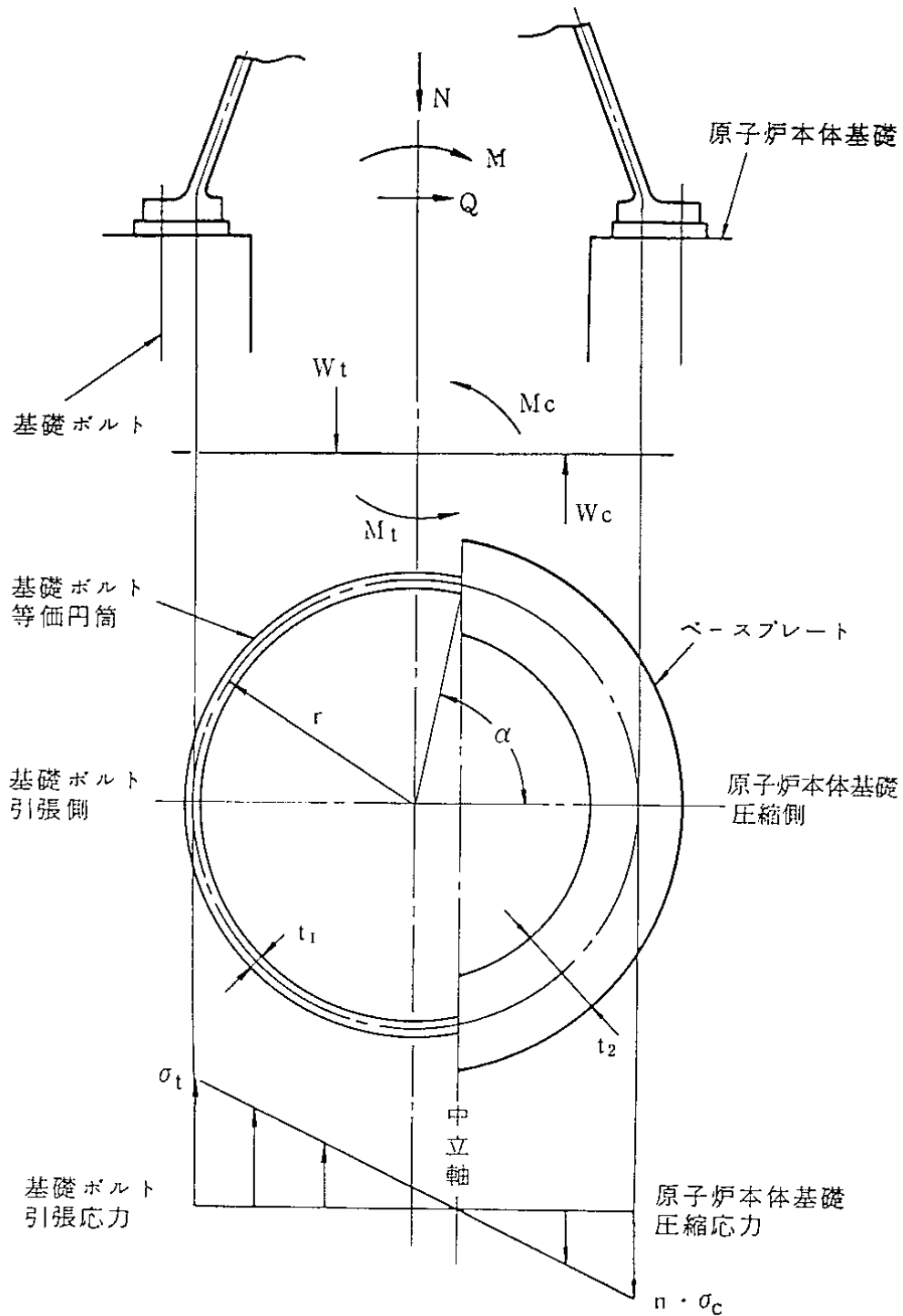
スペクトルモーダル法にて評価を行う。

2. 原子炉圧力容器基礎ボルト

原子炉圧力容器基礎ボルトは、参図-7.3.1のように原子炉圧力容器のスカート部を原子炉本体基礎に固定している。原子炉圧力容器基礎ボルトは設計時と同様に参図-7.3.2のような応力分布を考え評価を行う。



参図 7.3.1 原子炉圧力容器基礎ボルト外形図



参図-7.3.2 基礎ボルトの等価円筒及び応力分布

2.1 荷重条件

評価に用いる荷重条件を参表-7.3.1 に示す。大型機器連成解析により算出される地震荷重と、地震以外の荷重を組み合わせている。

参表-7.3.1 荷重条件

荷重		Ss 地震荷重+地震以外の荷重
垂直方向荷重 [kN]	最大	49960
	最小	-30141
水平方向荷重 [kN]		17600
曲げモーメント [kN・m]		76200

2.2 応力算出

2.2.1 引張応力, 圧縮応力

基礎ボルトに生じる引張応力 σ_t は、原子炉本体基礎に生じる圧縮応力 σ_c と共に以下の方法により求める。以下において、基礎ボルトは、断面積の等しい等価な円筒として考える。この場合、等価円筒の板厚中心半径は原子炉压力容器スカート下端の中心半径とする。

参図-7.3.2 において、中立軸の位置 α と応力の関係は、次式で表される。

$$\frac{\sigma_t}{n \cdot \sigma_c} = \frac{1 + \cos \alpha}{1 - \cos \alpha}$$

σ_t	: 引張応力
n	: 基礎ボルトと原子炉本体基礎の縦弾性係数の比
σ_c	: 圧縮応力
α	: 中立軸の位置を示す角度

また、軸力 N 及び曲げモーメント M のつり合いから、次式が得られる。

$$N + W_t - W_c = 0$$

$$M - N \cdot r \cos \alpha - M_t - M_c = 0$$

N	: N 軸力
M	: 曲げモーメント
W _t	: 基礎ボルトに生じる力の合計
W _c	: 原子炉本体基礎に生じる反力の合計
M _t	: W _t によるモーメント
M _c	: W _c によるモーメント
r	: 基礎ボルトの等価円筒の中心半径

上記の関係を満足するように α を仮定すると、実際のつり合い状態が求められる。

ここで、

$$W_t = 2r \cdot t_1 \cdot \frac{(\pi - \alpha) \cos \alpha + \sin \alpha}{1 + \cos \alpha} \cdot \sigma_t$$

$$W_c = 2r \cdot t_2 \cdot \frac{\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha}{1 - \cos \alpha} \cdot \sigma_c$$

$$M_t = r^2 \cdot t_1 \cdot \frac{2(\pi - \alpha) \cos^2 \alpha + \pi - \alpha + 3 \sin \alpha \cdot \cos \alpha}{1 + \cos \alpha} \cdot \sigma_t$$

$$M_c = r^2 \cdot t_2 \cdot \frac{\alpha - 3 \sin \alpha \cdot \cos \alpha + 2\alpha \cdot \cos^2 \alpha}{1 - \cos \alpha} \cdot \sigma_c$$

t ₁	: 基礎ボルトの等価円筒板厚
t ₂	: ベースプレートの等価幅

以上の関係より σ_t 及び σ_c は、次式で表される。

$$\sigma_t = \frac{n(1 + \cos \alpha)N}{2r \left\{ (t_2 - n \cdot t_1)(\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha) - n \cdot \pi \cdot t_1 \cdot \cos \alpha \right\}}$$

$$\sigma_c = \frac{(1 - \cos \alpha)N}{2r \left\{ (t_2 - n \cdot t_1)(\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha) - n \cdot \pi \cdot t_1 \cdot \cos \alpha \right\}}$$

2.2.2 せん断応力

基礎ボルトに生じるせん断応力 τ は、安全側の仮定としてベースプレートと原子炉本体基礎の摩擦抵抗を無視し、次式で算出する。

$$\tau = \frac{Q}{Nb \cdot A}$$

τ	: 基礎ボルトのせん断応力
Q	: せん断力
Nb	: 基礎ボルトの全本数
A	: 基礎ボルト 1 本あたりの断面積

2.3 評価結果

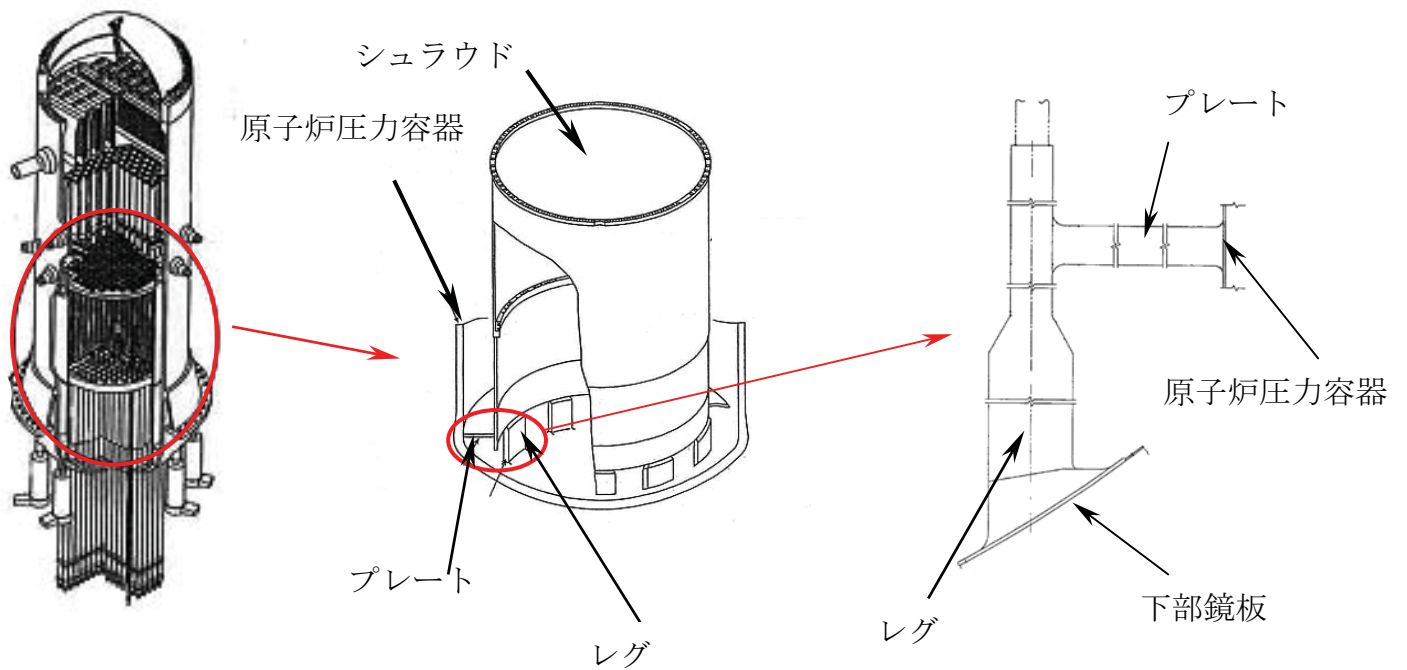
評価結果を参表-7.3.2 に示す。発生値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。

参表-7.3.2 評価結果

応力分類	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
引張応力	148	499
せん断応力	41	384

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-7.3.3）。シュラウドサポートの評価は、設計時の地震による応力に応答比を乗じたものに、地震以外による応力を組み合わせている。



参図-7.3.3 シュラウドサポート外形図

3.1 応答比

設計時の震度と基準地震動 Ss による震度を用いて、応答比（震度比）は次式で算出される。

$$\alpha = \text{MAX} \left(\frac{C_{HS}}{C_{H0}}, \frac{C_{VS}}{C_{V0}} \right)$$

- α : 応答比
- C_{H0} : 設計時の水平震度
- C_{V0} : 設計時の鉛直震度
- C_{HS} : Ss 評価時の水平震度
- C_{VS} : Ss 評価時の鉛直震度

応答比を参表-7.3.3 に示す。応答比は鉛直震度比を用いた。

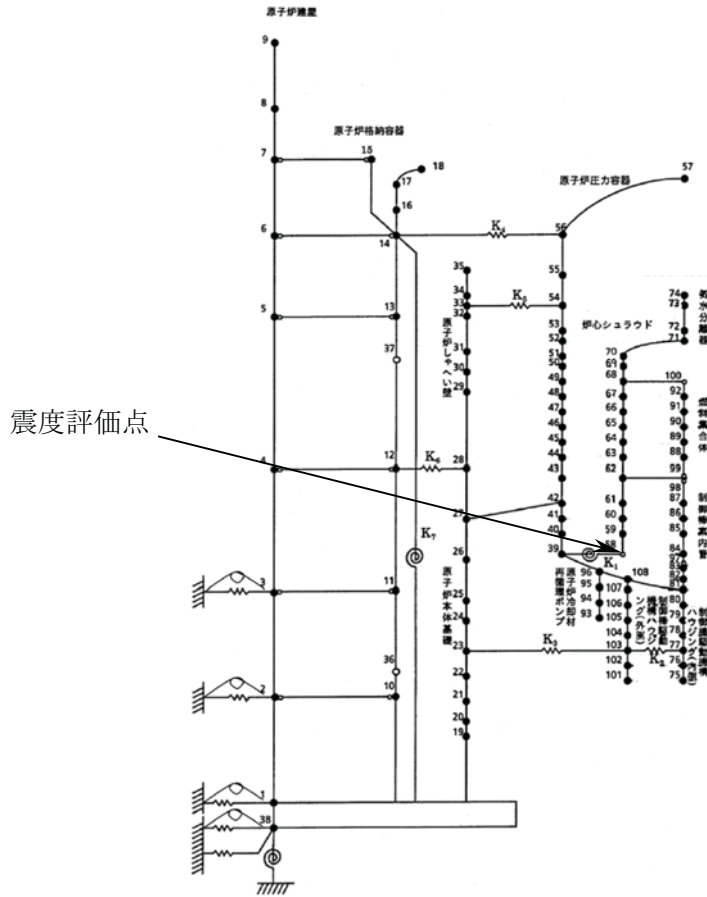
参表-7.3.3 応答比

	水平震度	C_{HS}/C_{H0}	鉛直震度	C_{VS}/C_{V0}	応答比
設計時	0.44	2.48	0.28	3.79	3.79
Ss 評価時	1.09		1.06		

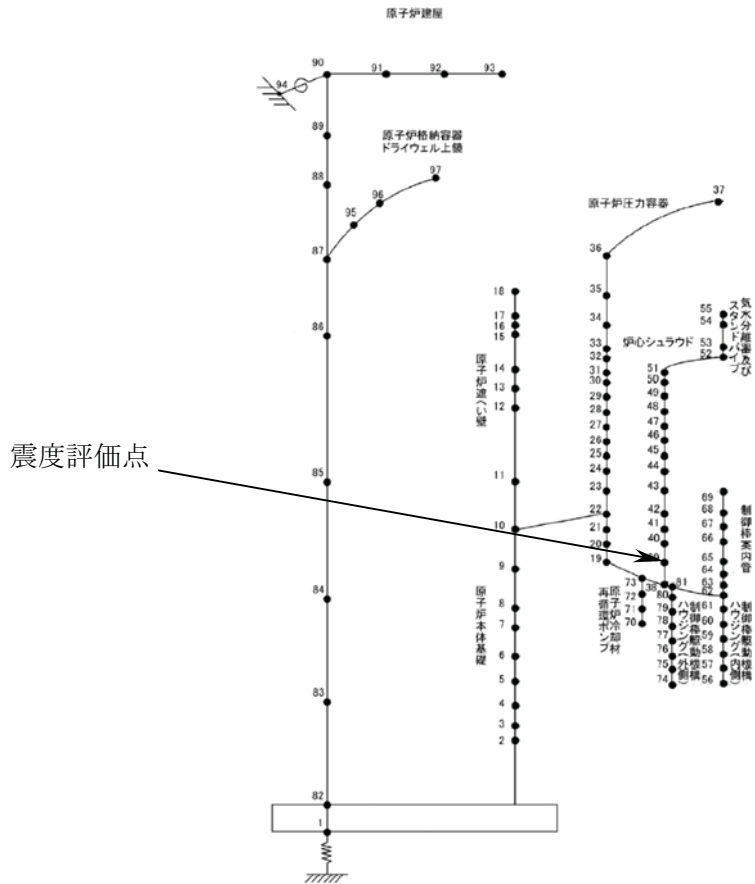
上記の震度は、炉内構造物連成解析結果より得られた震度を用いた。参図-7.3.4, 参図-7.3.5 に震度評価点を示す。

3.2 応力算出

上記で算出された応答比を設計時の地震による応力に乘じ、主応力を算出する。参表-7.3.4 に評価法を示す。



参図-7.3.4 震度評価点 (炉内構造物水平方向解析モデル(EW 方向))



参図-7.3.5 震度評価点 (炉内構造物鉛直方向解析モデル)

参表-7.3.4 基準地震動 Ss によるシュラウドサポートレグに発生する応力評価

			設計時の応力 [MPa]	応答比	Ss 評価時の応 力[MPa]		
地震動による応力		σ_t	ノウハウ関連 の機密情報を 含むので、記 載しない。	$\times 3.79 =$	ノウハウ関連 の機密情報を 含むので、記 載しない。		
		σ_l					
		σ_r					
		τ_{tl}					
		τ_{lr}					
地震以外に よる応力	差圧による応 力	σ_t		$\times 1 =$ (変化なし)		$\times 1 =$ (変化なし)	
		σ_l					
		σ_r					
	外荷重による 応力	σ_t					$\times 1 =$ (変化なし)
		σ_l					
		σ_r					
地震による 応力 + 地震以外に よる応力	組合せ応力	$\Sigma \sigma_t$	0.0		0.0		
		$\Sigma \sigma_l$	57.9		181.0		
		$\Sigma \sigma_r$	9.8		29.0		
		$\Sigma \tau_{tl}$	0.0		0.0		
		$\Sigma \tau_{lr}$	1.0		1.0		
主応力*1		σ_1	57.9		181.0		
		σ_2	0.0		0.0		
		σ_3	9.8		29.0		
応力強さ*2		σ	57.9		181.0		
軸圧縮応力*3		σ_1	46.1		170		

*1 主応力は、組合せ応力を下式に代入し、 σ について解くことで算出される。

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

*2 応力強さは、主応力を下式に代入し、解くことで算出される。

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

*3 軸圧縮応力 = σ_1 (地震による応力) + σ_1 (外荷重による応力)

σ_t	: 設計時の周方向応力
σ_l	: 設計時の軸方向応力
σ_r	: 設計時の半径方向応力
$\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$: 設計時の主応力
σ	: 設計時の応力強さ
$\tau_{tl}, \tau_{lr}, \tau_{rt}$: 設計時のせん断応力

3.3 評価結果

シュラウドサポートレグの評価結果を参表-7.3.5 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。

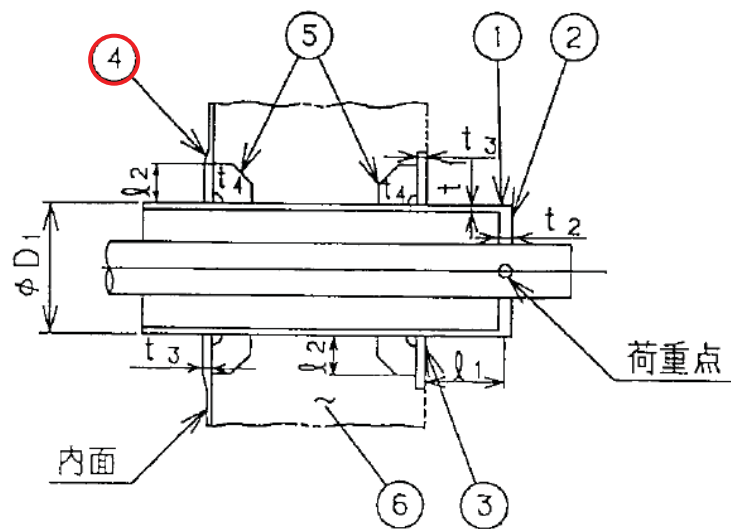
参表-7.3.5 評価結果

応力分類	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
一次一般膜応力	181	334
軸圧縮応力	170	260

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点として与え、評価を行う。

原子炉格納容器配管貫通部の形状を参図-7.3.6 に示す。配管貫通部の構造強度評価は、参図-7.3.6 に示す評価点で行っており、耐震安全性評価では裕度の低いフランジプレート（内側）を評価部位としている。

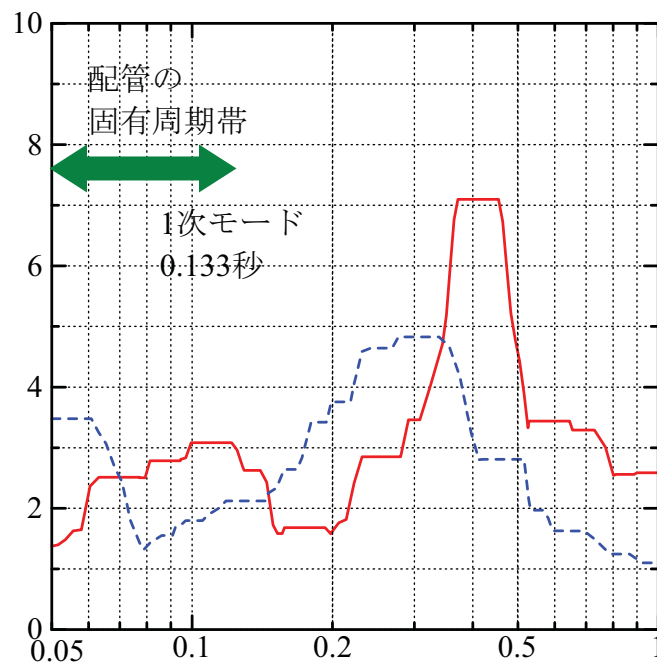


- | | |
|----------------|----------------|
| ① スリーブ | ② 端板 |
| ③ フランジプレート（外側） | ④ フランジプレート（内側） |
| ⑤ ガセットプレート | ⑥ コンクリート部 |

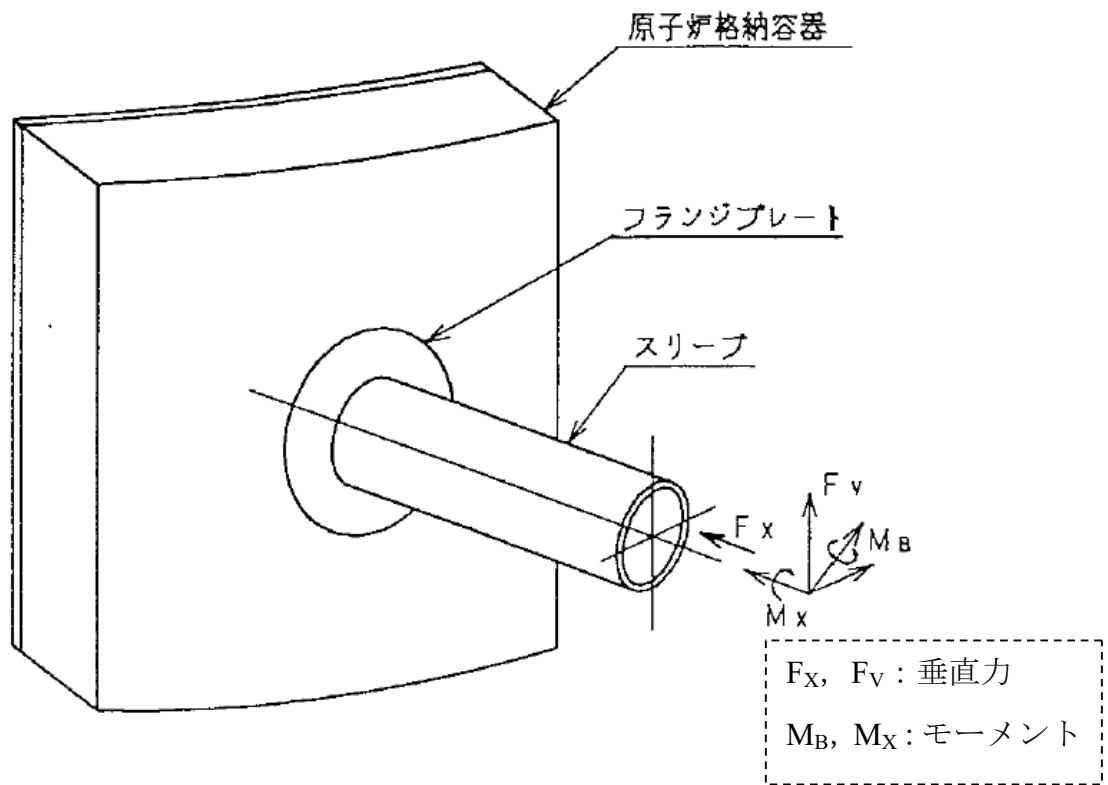
参図-7.3.6 原子炉格納容器配管貫通部の形状

4.1 垂直力, モーメント

原子炉格納容器配管貫通部の評価に用いる配管反力は, 接続する配管に対してスペクトルモーダル解析を行うことによって算出される。解析に用いる床応答スペクトルを参図-7.3.7 に示す。配管解析結果を用いて, 参図-7.3.8 に示す垂直力, モーメントが算出される。



参図-7.3.7 配管反力解析に用いた床応答スペクトル



参図-7.3.8 貫通部の荷重作用方向

4.2 応力算出

配管解析の結果算出された垂直力，モーメントを用いて，フランジプレート（内側）の曲げ応力を算出する。評価モデルを参図-7.3.9 に示す。フランジプレート（内側）を等分布荷重を受ける3辺固定1辺自由の矩形板にモデル化し，以下の構造力学の公式を用いて算出される。

$$\sigma_b = \frac{\beta \cdot q \cdot b^2}{t_3^2}$$

$$q = \frac{F_X}{\pi(l_a^2 - l_b^2)} + \frac{4M_B' l_a}{\pi(l_a^4 - l_b^4)}$$

- β : 形状係数（参図-7.3.9 の a と b の比により求まる係数）
 l_a : スリーブ中心よりガセットプレート外端までの距離
 l_b : スリーブ外半径
 t_3 : フランジプレート（内側）厚さ
 M_B' : 曲げモーメント（ M_B , F_V から求まる曲げモーメント）

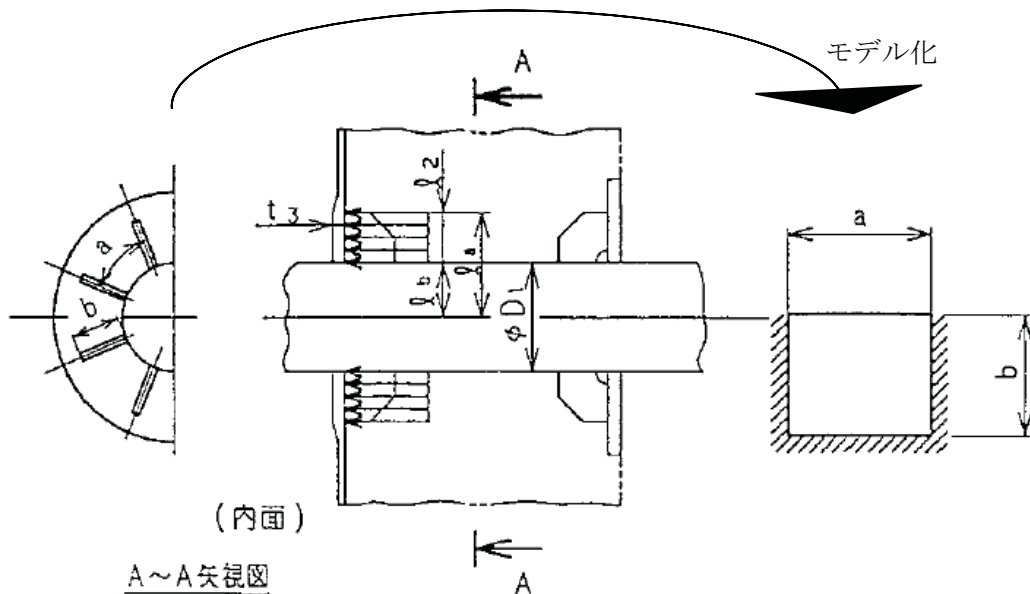


図-7.3.9 フランジプレート（内側）評価モデル

4.3 評価結果

原子炉格納容器配管貫通部の評価結果を参表-7.3.6に示す。発生値が評価基準値以下であることを確認した。

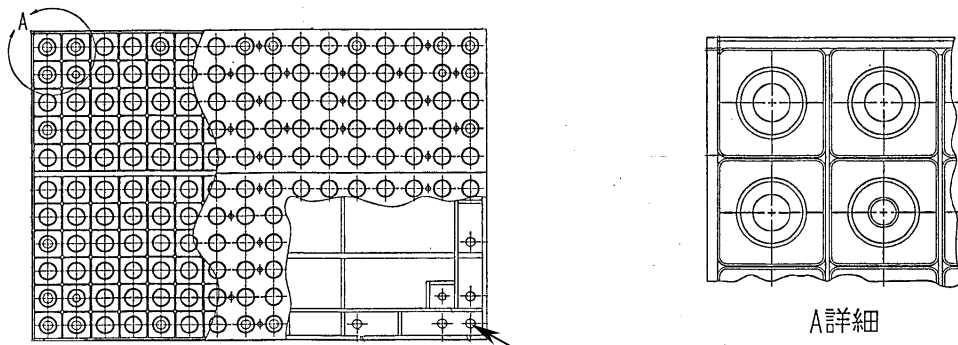
参表-7.3.6 評価結果

評価部位	応力分類	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
フランジプレート (内側)	曲げ応力	70	317

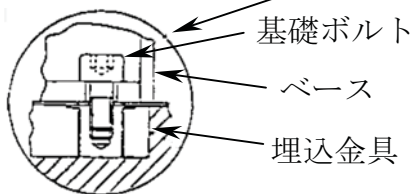
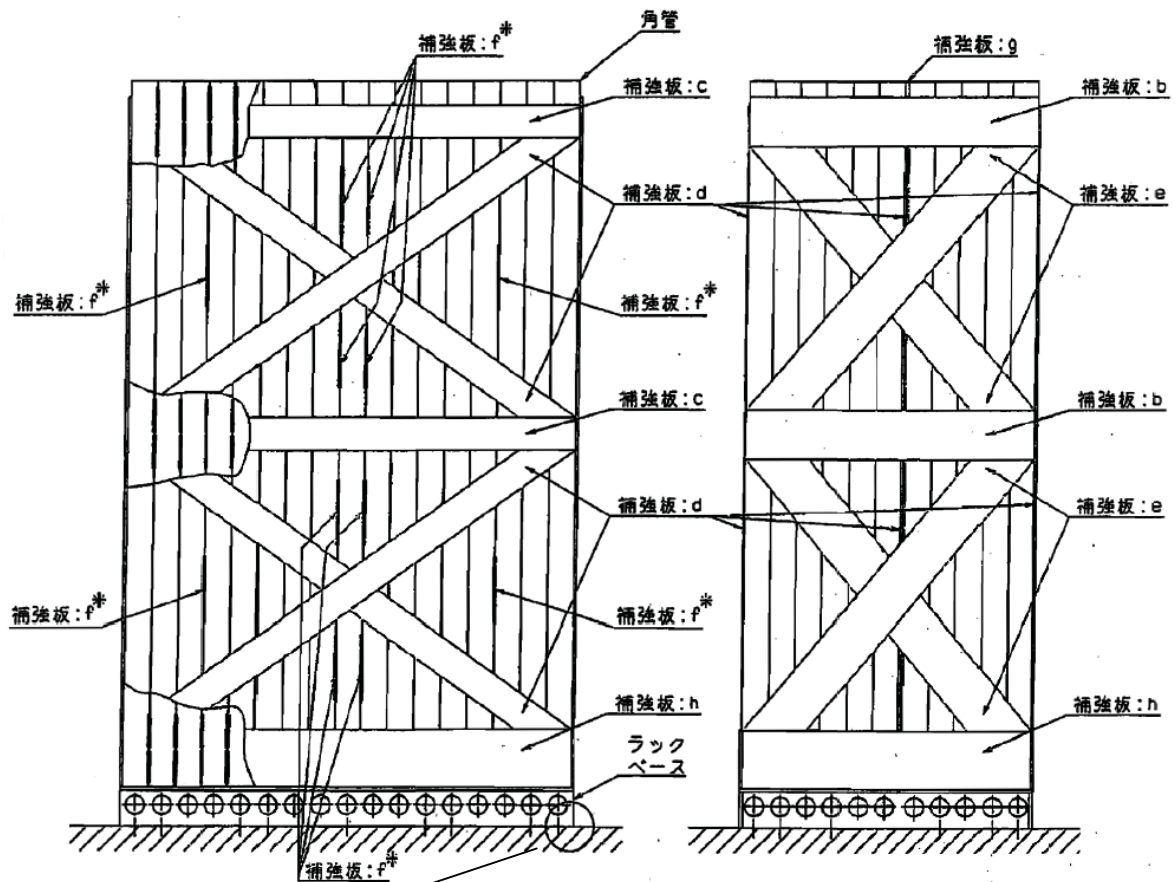
5. 使用済燃料貯蔵ラック

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。6号機のラックは、角管（ボロン添加ステンレス鋼管）を直列に配列した構造の角管型と、鋼板（ボロン添加ステンレス鋼）を格子状に組合わせた格子型があり、ここでは角管型のラックを評価例として示す。角管型使用済燃料貯蔵ラックの外形図を参図-7.3.10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。



基礎ボルト穴

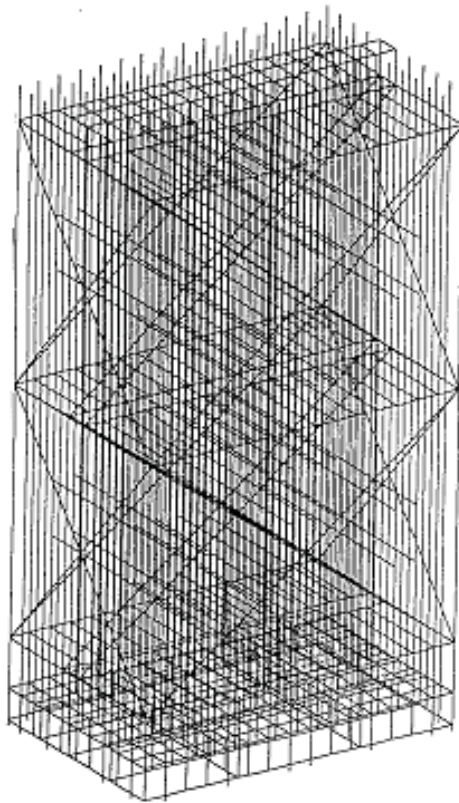


注記*: 矢印の位置は補強板: fの幅方向の中心を示す。

参図-7.3.10 使用済燃料貯蔵ラック外形図 (角管型 176 体ラック)

5.1 FEM 解析

角管型 176 体ラックの解析モデルについては、はり要素及びシェル要素を用いた三次元 FEM モデルを用いた。角管はそれぞれ等価な断面特性を持つ 1 本のはり要素とし、補強板 a～e についてもそれぞれ同様にはり要素とした。補強板 f～h はシェル要素とした。計算モデル図を参図-7.3.11 に示す。このモデルを用いてスペクトルモーダル解析を行った。



参図 7.3.11 計算モデル（角管型 176 体ラック）

5.2 評価用震度

評価用震度を参表-7.3.7 に示す。

参表-7.3.7 評価用震度

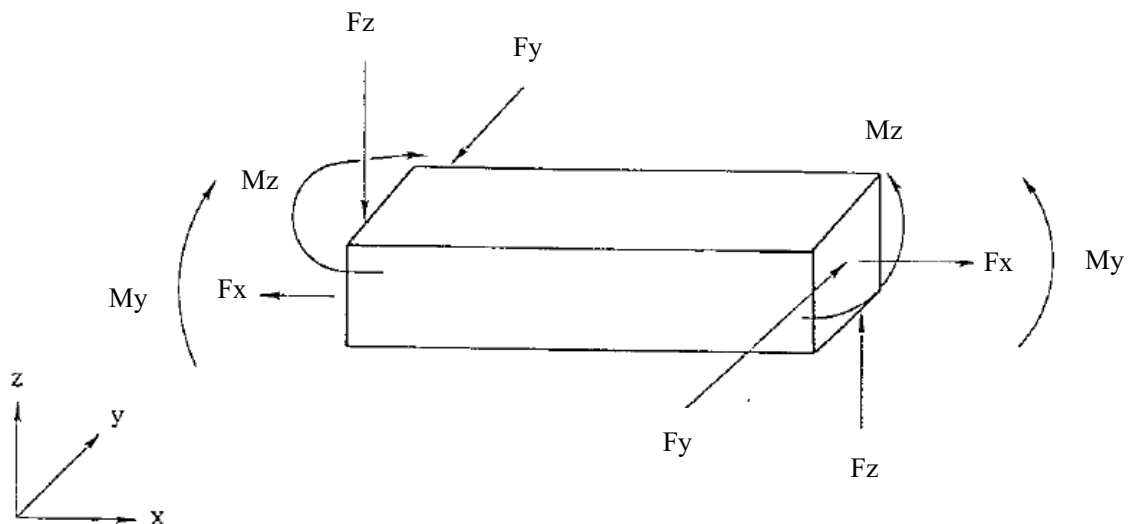
設置場所及び 床面高さ	次数	固有周期 [s]	評価用震度		
			水平方向震度		鉛直方向震度
			床応答 スペクトル	動的震度	
原子炉建屋*1 T.M.S.L. 23.5m/18.1m	1次	0.089	1.44	1.17	1.08
	2次	0.077	1.23		

*1 T.M.S.L.23.5m と T.M.S.L.18.1m の大きい方の震度を用いる。
(T.M.S.L.：東京湾平均海面)

5.3 応力算出方法

5.3.1 はり部材の応力

FEM 解析によって、はり部材に働く引張力 F_x 、せん断力 F_y 、 F_z 及び曲げモーメント M_y 、 M_z が参図-7.3.12 のように算出される。



参図-7.3.12 はり部材に働く荷重

引張力 F_x 及び曲げモーメント M_y, M_z により引張応力 σ_{ft} が、せん断力 F_y, F_z によりせん断応力 τ_f が算出される。

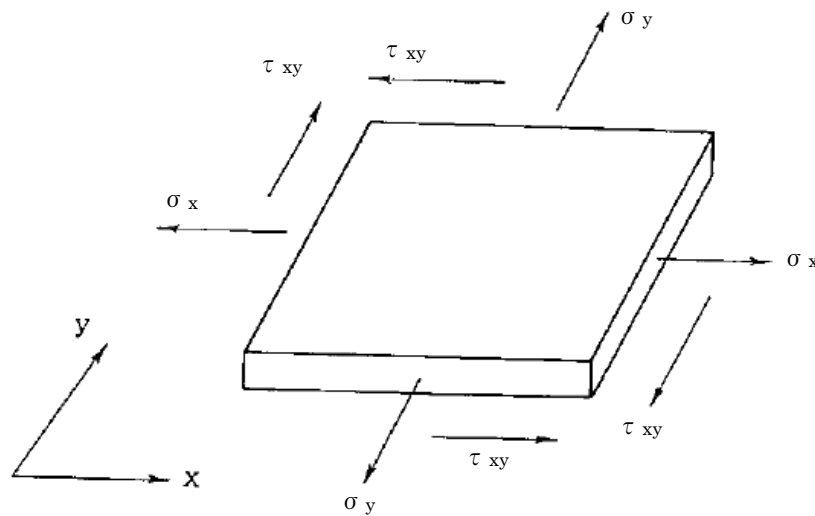
σ_{ft} と τ_f により組合せ応力 σ_{fa} は、次式により算出される。

$$\sigma_{fa} = \sqrt{\sigma_{ft}^3 + 3\tau_f^2}$$

F_x	: 部材に働く引張力
F_y, F_z	: 部材に働くせん断力
M_y, M_z	: 部材に働く曲げモーメント
σ_{ft}	: はり部材に生じる引張り応力
σ_{fa}	: 部材に生じる組合せ応力
τ_f	: はり部材に生じるせん断応力

5.3.2 シェル部材の応力

FEM 解析によって、シェル部材に働くせん断応力 τ_{xy} 、引張応力 σ_x, σ_y が参図-7.3.13 のように算出される。



参図-7.3.13 シェル部材に働く応力

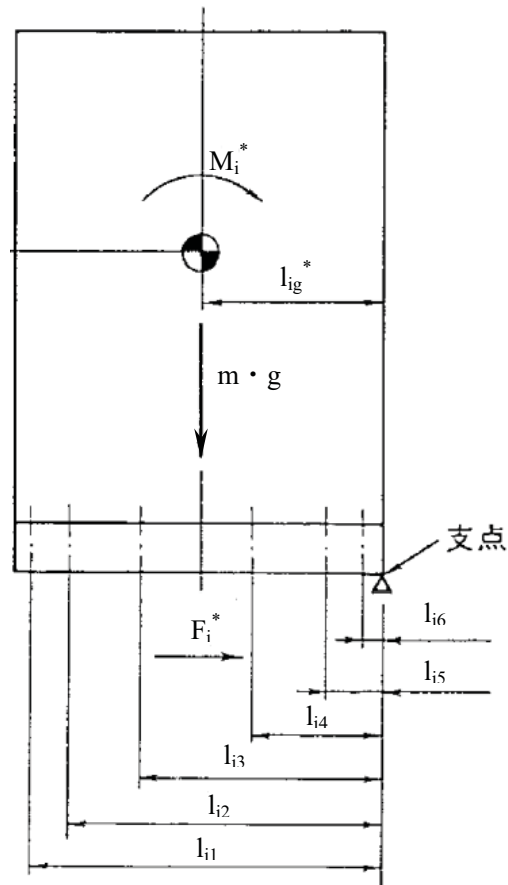
シェル部材の組合せ応力 σ_{fa} は、上記で算出したせん断応力 τ_{xy} 、引張応力 σ_x, σ_y を用いて次式により算出される。

$$\sigma_{fa} = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \cdot \sigma_y + 3\tau_{xy}^2}$$

σ_x, σ_y	: シェル部材に生じる引張応力
τ_{xy}	: シェル部材に生じるせん断応力

5.3.3 基礎ボルトの応力

基礎ボルトの荷重状態を参図-7.3.14 に示す。

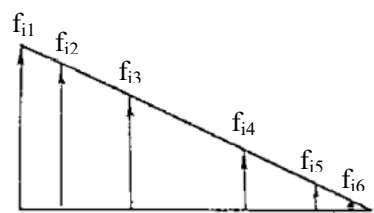


注記*：

F_i, M_i, l_{ig}

$\left\{ \begin{array}{l} i=N \text{ (NS 方向)} \\ i=E \text{ (EW 方向)} \end{array} \right.$

- F_i : ベース底部に働くせん断力
- M_i : ベース底部の転倒モーメント
- l_{ig} : ベース端から重心までの距離
- l_{ij} : ベース端から基礎ボルトまでの距離
- f_{ij} : 基礎ボルトに働く引張力 (1 本辺り)



参図-7.3.14 基礎ボルトの荷重状態

(1) 引張応力

参図-7.3.14 の支点まわりのモーメントの平衡により、基礎ボルト 1 本当たりの引張力 f_{Nj} を算出する。

$f_{N1} > f_{N2} > \dots > f_{N6}$ の関係にあるので、 f_{N1} のみを算出する。

$$f_{N1} = \frac{l_{N1} \{ M_N - (1 - C_v) \cdot m \cdot g \cdot l_{Ng} \}}{n_{n1} \cdot l_{N1}^2 + n_{n2} \cdot l_{N2}^2 + \dots + n_{n6} \cdot l_{N6}^2}$$

C_v : 鉛直方向評価用震度
 m : 使用済燃料貯蔵ラックの全質量
 g : 重力加速度
 n_{ij} : ベースの端から lij の位置にある基礎ボルトの本数

引張力 f_{N1} により、基礎ボルトに生じる引張応力 σ_b は、次式により算出される。

$$\sigma_b = \frac{f_{N1}}{A_b}$$

σ_b : 基礎ボルトに生じる引張応力
 A_b : 基礎ボルトの軸断面積

ただし、 f_{N1} の値が負のときは基礎ボルトに引張力が生じないので、引張応力の計算は行わない。

(2) せん断応力

基礎ボルトに生じるせん断応力は基礎ボルト全本数で受けるものとして算出する。せん断応力 F_i により基礎ボルトに生じるせん断応力 τ_b は、次式により算出される。

$$\tau_b = \frac{F_i}{n \cdot A_b}$$

τ_b : 基礎ボルトに生じるせん断応力
 A_b : 基礎ボルトの軸断面積

5.4 評価結果

評価結果を参表-7.3.8 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-7.3.8 評価結果

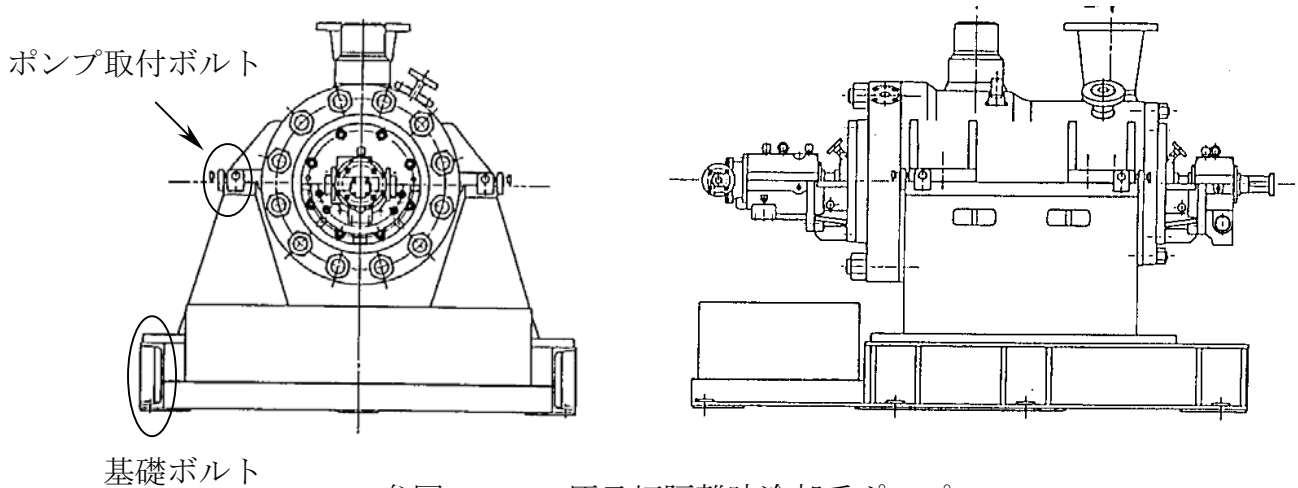
評価部位	応力分類	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
角管	引張応力	67	205
	せん断応力	19	118
	組合せ応力	73	205
補強板 d*	引張応力	77	205
	せん断応力	16	118
	組合せ応力	80	205
基礎ボルト	引張応力	92	455
	せん断応力	25	350

*補強板は最も余裕の小さい部位を記載した。

6. 原子炉隔離時冷却系ポンプ

原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービンにて駆動する横置きポンプで、基礎ボルトにて固定されている。原子炉隔離時冷却系ポンプの外形図を参図-7.3.15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（評価基準値／設計時の発生値 = 8.95）、応答倍率法にて評価を行った。



参図-7.3.15 原子炉隔離時冷却系ポンプ

6.1 応答比

評価に用いる応答比は下式により算出される。

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

C_{H0} : 設計時の水平震度
 C_{V0} : 設計時の鉛直震度
 C_{HS} : Ss 評価時の水平震度
 C_{VS} : Ss 評価時の鉛直震度

応答比を、参表-7.3.9 に示す。応答比は鉛直震度比を用いた。

なお、評価に用いた震度は、原子炉隔離時冷却系ポンプ設置レベルである原子炉建屋地下 3 階 (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-7.3.9 応答比

	水平震度	$C_{\text{HS}}/C_{\text{H0}}$	鉛直震度	$C_{\text{VS}}/C_{\text{V0}}$	応答比
設計時	0.34	2.71	0.28	3.43	3.43
Ss 評価時	0.92		0.96		

6.2 応力算出

上記で算出した応答比を、設計時の発生値(22.6MPa)に乗じることで、基準地震動 Ss による発生値が算出される。

6.3 評価結果

原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルトの引張応力の評価結果を参表-7.3.10 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-7.3.10 評価結果

評価部位	応力分類	応答比	設計時応力 [MPa]	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
基礎ボルト	引張応力	3.43	22.6	78	202

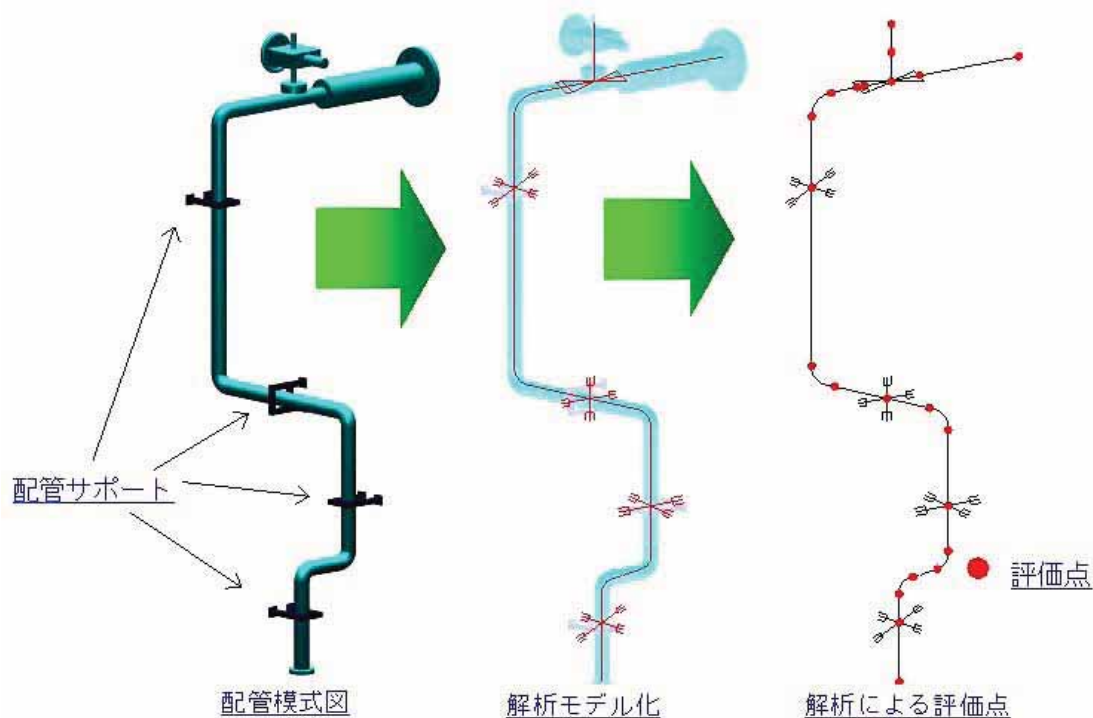
7. 主蒸気系配管，残留熱除去系配管

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。

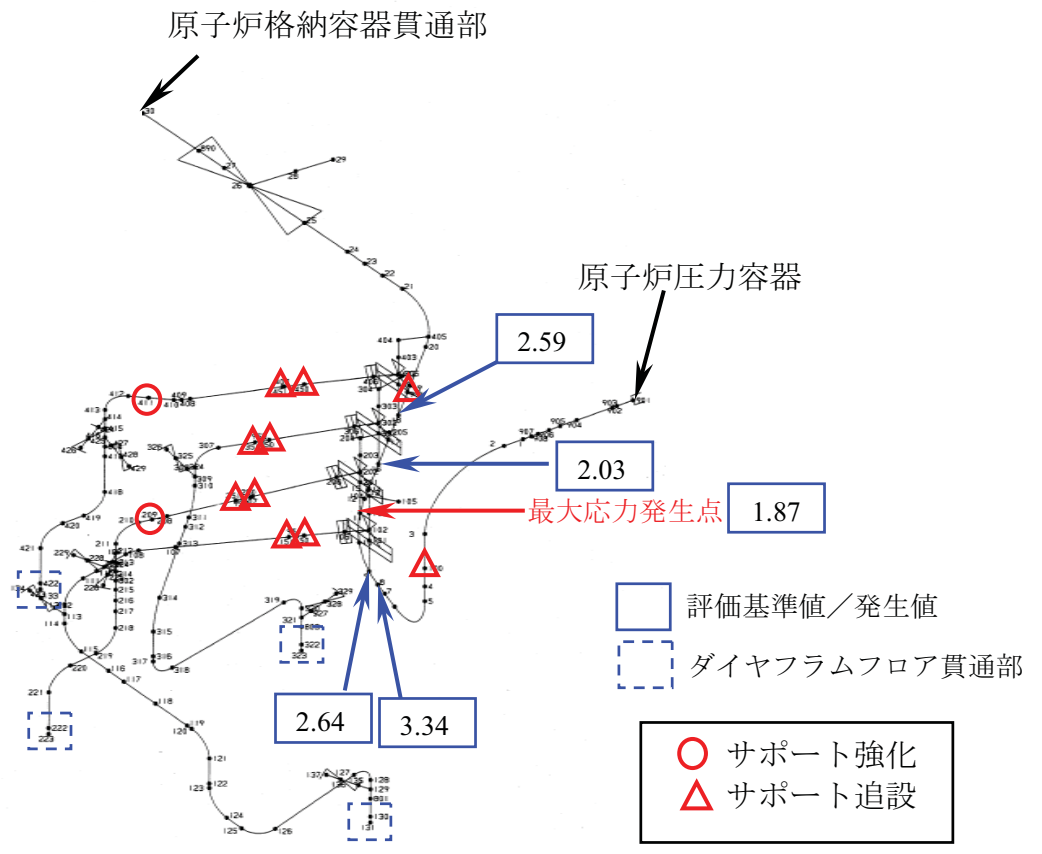
7.1 配管系の評価法

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。モデル化に際しては，曲げ，せん断，ねじり，軸力に対する剛性を考慮し，弁等の偏心重量がある場合には，その影響を評価できるよう考慮する。

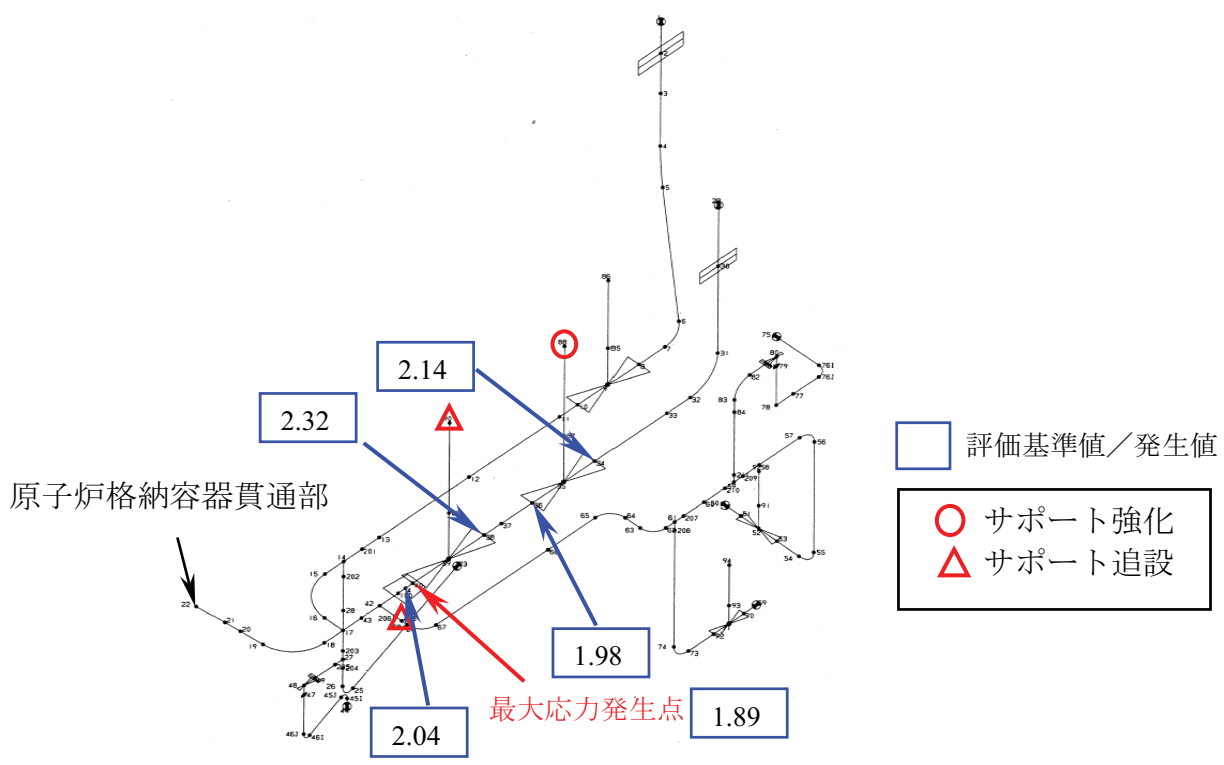
配管系のモデル化の例を参図-7.3.16 に，主蒸気系配管のモデルを参図-7.3.17 に，残留熱除去系配管のモデルを参図-7.3.18 に示す。



参図-7.3.16 配管のモデル化の例



参図-7.3.17 主蒸気系配管解析モデル（耐震強化工事実施）



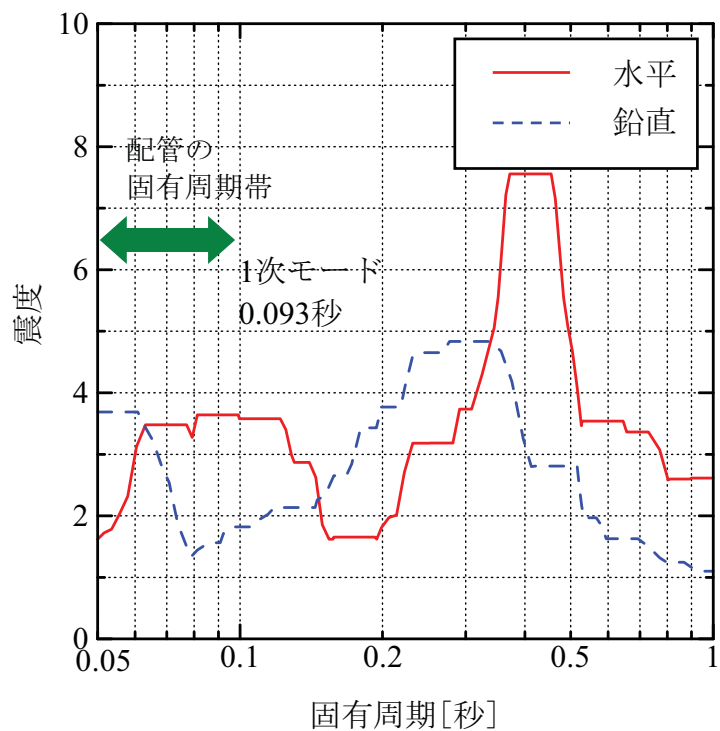
参図-7.3.18 残留熱除去系配管解析モデル（耐震強化工事実施）

7.2 評価結果

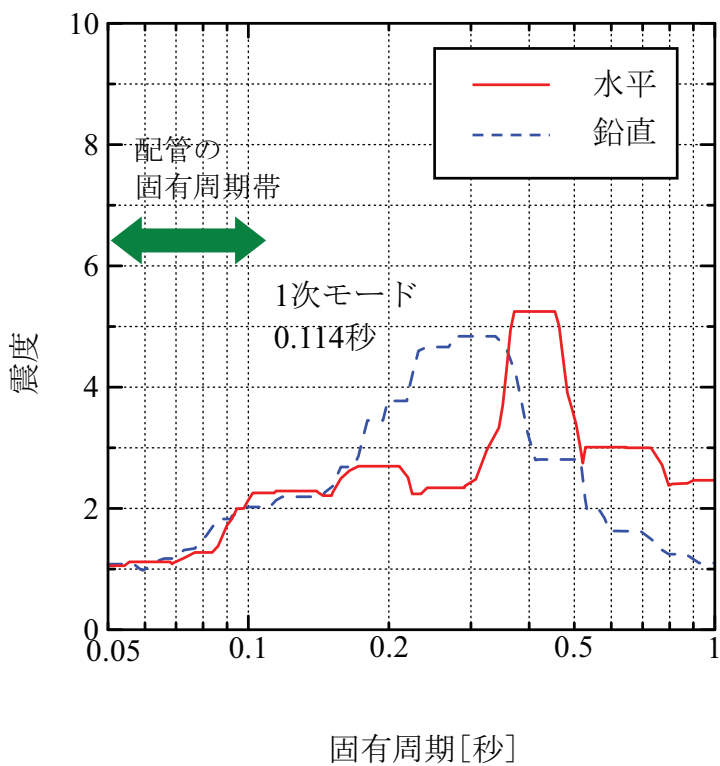
参図-7.3.17 および参図-7.3.18 の解析モデルを用いて、スペクトルモーダル解析法により、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の基準地震動 S_s に対する応答解析を行った。主蒸気系配管の解析に用いた床応答スペクトルを参図-7.3.19 に、残留熱除去系配管の解析に用いた床応答スペクトルを参図-7.3.20 に、評価結果を参表-7.3.11 に示す。なお、発生値は参図-7.3.17, 参図-7.3.18 に示す耐震強化工事（サポート強化, 追設）を行った後の値を記載した。発生値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。

参表-7.3.11 評価結果

評価設備	評価部位	応力分類	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
主蒸気系配管	配管本体	一次応力	201	375
残留熱除去系配管	配管本体	一次応力	192	363



参図-7.3.19 主蒸気系配管に用いた床応答スペクトル



参図-7.3.20 残留熱除去系配管に用いた床応答スペクトル

主蒸気系逃がし安全弁のアキュムレータの評価について

1. はじめに

主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑え、また冷却材喪失事故時には非常用炉心冷却系の一部として原子炉圧力を速やかに低下させることを目的としており（参図-7.4.1）、以下の機能を有している。

- ・ 逃がし弁機能

あらかじめ設定された圧力に達すると、窒素により強制開放され、原子炉圧力が過度に増大することを防ぐ。

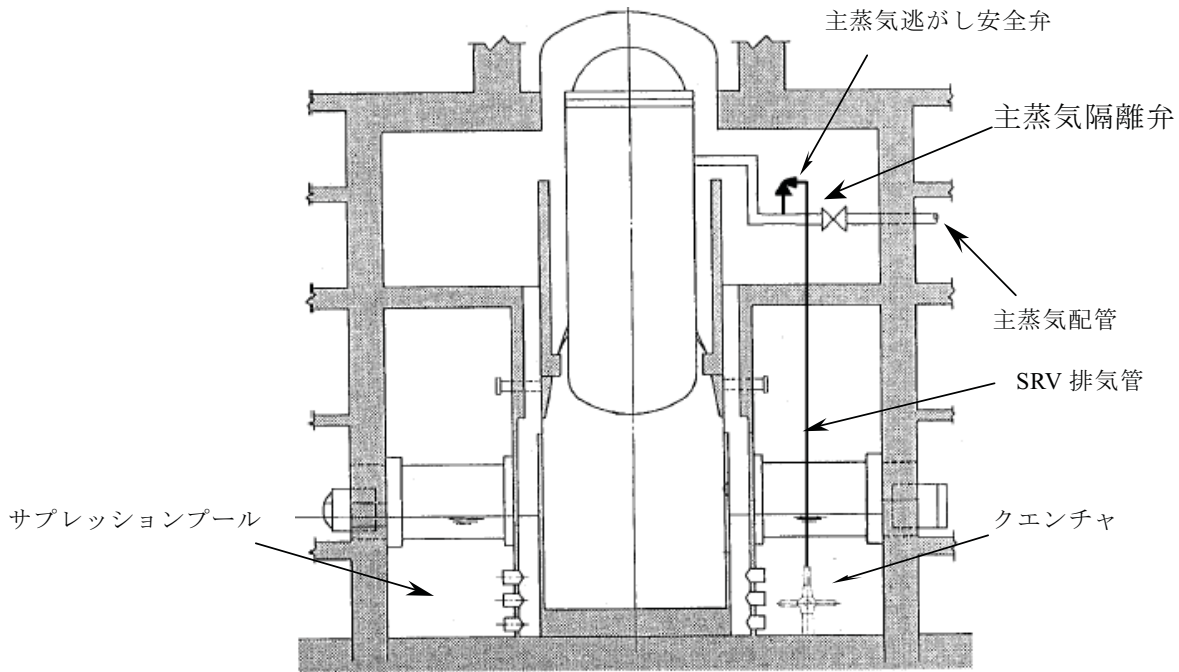
- ・ 安全弁機能

主蒸気管内蒸気圧力が吹き出し圧力に達すると自動開放し、原子炉圧力が過度に増大することを防ぐ。

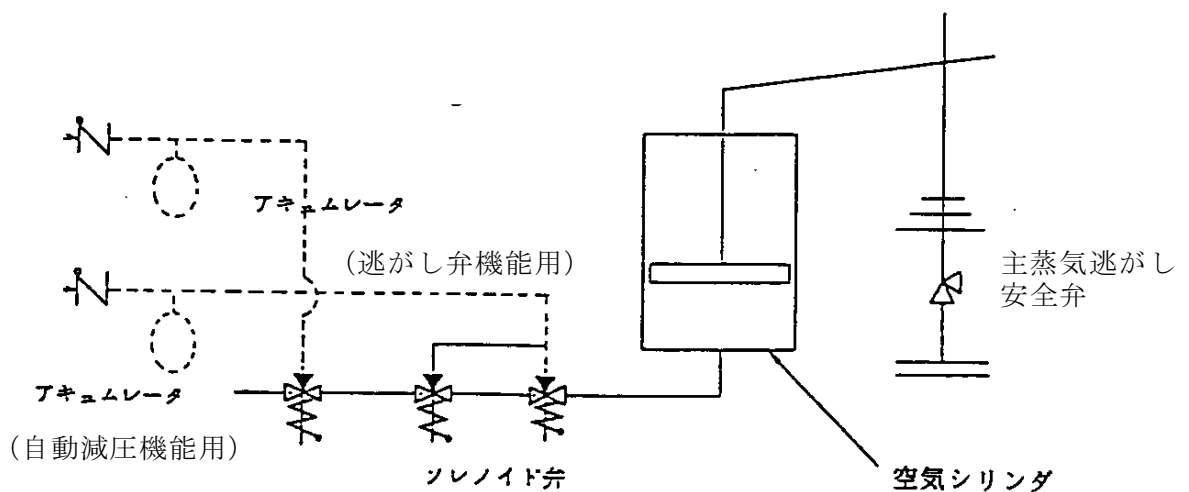
- ・ 自動減圧機能

6号機では主蒸気逃がし安全弁 18 個のうち 8 個の弁は冷却材喪失事故時の自動減圧装置として原子炉水位低などの信号によって開放される。

主蒸気逃がし安全弁は、逃がし弁機能のためのアキュムレータをそれぞれ有し、また自動減圧機能をもつ逃がし安全弁は、さらにもう 1 個のアキュムレータを有する（参図-7.4.2）。自動減圧機能用アキュムレータ(容量 200L/個)は逃がし弁機能用アキュムレータ(容量 15L/個)よりも大きい容量を有している。



参図-7.4.1 主蒸気逃がし安全弁系統概要図



参図-7.4.2 主蒸気逃がし安全弁弁作動装置系統概念図

2. 主蒸気逃がし安全弁のアキュムレータの評価について

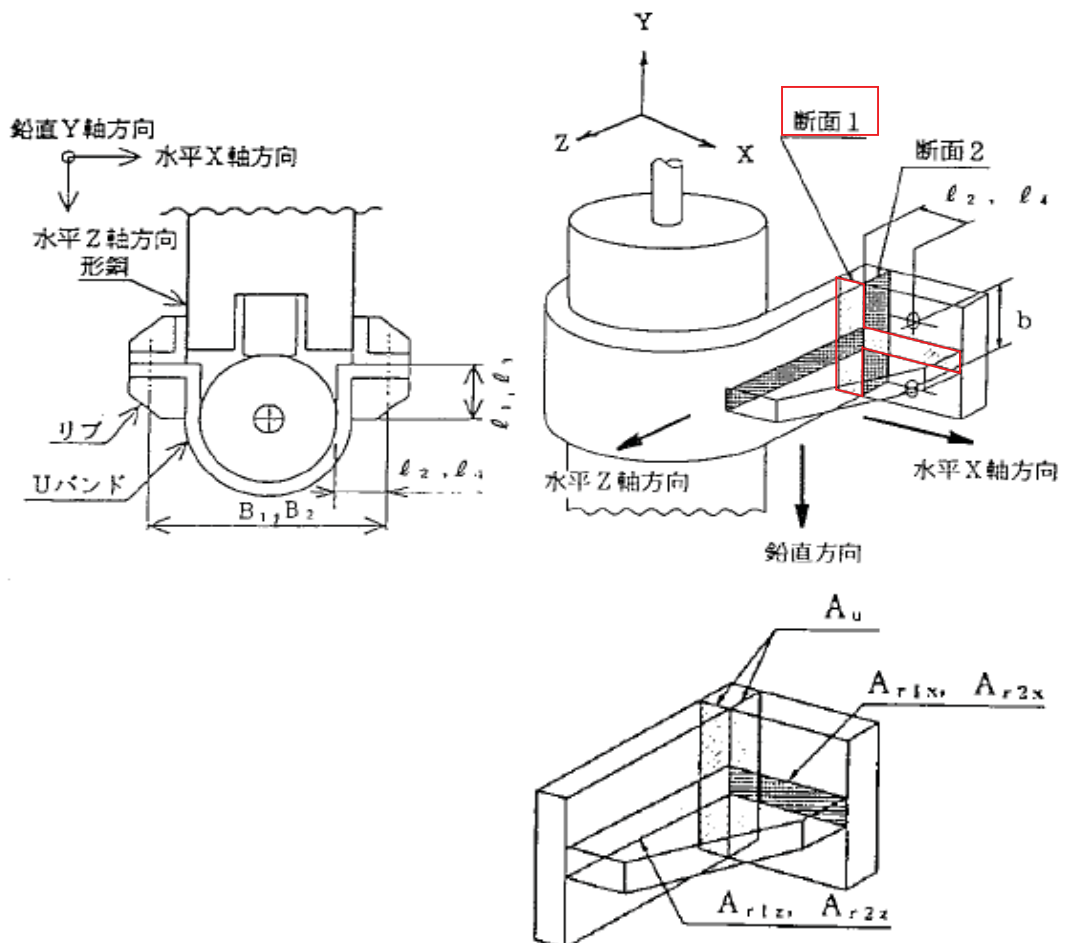
主蒸気系逃がし安全弁のアキュムレータは剛な設備であることから、評価箇所の評価用震度より地震荷重を求め、評価部位（Uバンド及びリブ）に発生する応力を計算する。

2. 1 評価条件

主蒸気逃がし安全弁のアキュムレータのUバンド及びリブの評価条件
および評価モデル図を以下に示す。

参表-7.4.1 評価条件

評価部位	据付場所及び 床面高さ(m)	基準地震動 Ss	
		水平方向設計 震度 C _H	鉛直方向設計 震度 C _V
Uバンド 及びリブ	原子炉格納容器内 T.M.S.L. 15.6	1.33	1.09



参図-7.4.3 評価モデル図

2. 2 応力の計算方法

(1) 記号の説明

M_{ux}'	: アキュムレータの水平X軸方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用する曲げモーメント
M_{uz}'	: アキュムレータの水平Z軸方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用する曲げモーメント
M_{uy}'	: アキュムレータの鉛直方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用する曲げモーメント
W_2	: アキュムレータ及び付属品の重量
l_3	: アキュムレータのリブ先端部からボルト固定点までのZ軸方向の距離
l_4	: アキュムレータのリブ先端部からボルト固定点までのX軸方向の距離
σ_{ux}'	: アキュムレータの水平X軸方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用する曲げ応力
σ_{uz}'	: アキュムレータの水平Z軸方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用する曲げ応力
σ_{uy}'	: アキュムレータの鉛直方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用する曲げ応力
Z_{hx2}	: アキュムレータのUーバンド及びリブの断面1の水平X軸方向地震荷重に対する断面係数
Z_{hz2}	: アキュムレータのUーバンド及びリブの断面1の水平Z軸方向地震荷重に対する断面係数
Z_{v2}	: アキュムレータのUーバンド及びリブの断面1の鉛直方向地震荷重に対する断面係数
F_{srX}'	: アキュムレータの水平X軸方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用するせん断力
F_{srZ}'	: アキュムレータの水平Z軸方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用するせん断力
F_{su}'	: アキュムレータの鉛直方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用するせん断力
τ_{rx}'	: アキュムレータの水平X軸方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用するせん断応力
τ_{rz}'	: アキュムレータの水平Z軸方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用するせん断応力
τ_{ul}'	: アキュムレータの鉛直方向の地震荷重によりUーバンド及びリブに作用するせん断応力
A_{r2X}	: アキュムレータの断面1部のリブの断面積
A_{r2Z}	: アキュムレータの断面2部のリブの断面積
A_u	: Uーバンドの断面積

(2) 曲げ応力

水平 X 軸方向の地震荷重により、U-バンド及びリブの断面 1 において以下の曲げモーメントが作用する。

$$M_{uX}' = W_2 \cdot l_3 \cdot C_H \quad (1)$$

よって、断面 1 において以下の水平 X 軸方向の曲げ応力が生じる。

$$\sigma_{uX}' = \frac{M_{uX}'}{Z_{hX2}} \quad (2)$$

水平 Z 軸方向の地震荷重により、U-バンド及びリブの断面 2 において以下の曲げモーメントが作用する。

$$M_{uZ}' = \frac{W_2}{2} \cdot l_4 \cdot C_H \quad (3)$$

よって、断面 2 において以下の水平 Z 軸方向の曲げ応力が生じる。

$$\sigma_{uZ}' = \frac{M_{uZ}'}{Z_{hZ2}} \quad (4)$$

また鉛直方向の地震荷重により、U-バンド及びリブの断面 1 において以下の曲げモーメントが作用する。

$$M_{uY}' = \frac{W_2}{2} \cdot (1 + C_V) \cdot l_3 \quad (5)$$

よって、断面 1 において以下の鉛直方向の曲げ応力が生じる。

$$\sigma_{uY}' = \frac{M_{uY}'}{Z_{v2}} \quad (6)$$

以上より、U-バンド及びリブの曲げ応力 σ_u' は以下の式により求める。

$$\sigma_u' = \max\{\text{断面 1 の応力}(\sigma_{uX}' + \sigma_{uY}'), \text{断面 2 の応力}(\sigma_{uZ}')\} \quad (7)$$

(3) せん断応力

水平 X 軸方向の設計震度により、Uーバンド及びリブの断面 1 において以下のせん断力が作用する。

$$F_{srX}' = W_2 \cdot C_H \quad (8)$$

よって、断面 1 において以下の水平 X 軸方向のせん断応力が生じる。

$$\tau_{rX}' = \frac{F_{srX}'}{(A_{r2X} + A_u)} \quad (9)$$

水平 Z 軸方向の設計震度により、Uーバンド及びリブの断面 2 において以下のせん断力が作用する。

$$F_{srZ}' = \frac{W_2}{2} \cdot C_H \quad (10)$$

よって、断面 2 において以下の水平 Z 軸方向のせん断応力が生じる。

$$\tau_{rZ}' = \frac{F_{srZ}'}{(A_{r2Z} + A_u)} \quad (11)$$

また、鉛直方向の設計震度により、Uーバンド及びリブの断面 1 において以下のせん断力が作用する。

$$F_{su}' = \frac{W_2}{2} \cdot (1 + C_V) \quad (12)$$

よって、断面 1 において以下の鉛直方向のせん断応力が生じる。

$$\tau_{u1}' = \frac{F_{su}'}{(A_{r2X} + A_u)} \quad (13)$$

以上より、Uーバンド及びリブのせん断応力 τ_u' は以下の式により求める。

$$\tau_u' = \max \{ \text{断面 1 の応力} (\tau_{rX}' + \tau_{u1}'), \text{断面 2 の応力} (\tau_{rZ}') \} \quad (14)$$

(4) 組合せ応力

以上より、断面 1 に発生する応力は、水平 X 軸方向の地震荷重による曲げ応力、鉛直方向の地震荷重による曲げ応力、水平 X 軸方向の地震荷重によるせん断応力、鉛直方向の地震荷重によるせん断応力があり、これらを組み合わせると、

$$\sigma_{21} = \sqrt{(\sigma_{ux}' + \sigma_{uy}')^2 + 3(\tau_{rx}' + \tau_{ul}')^2} \quad (15)$$

また、断面 2 に発生する応力は、水平 Z 軸方向の地震荷重による曲げ応力、水平 Z 軸方向の地震荷重によるせん断応力があり、これらを組み合わせると、

$$\sigma_{22} = \sqrt{\sigma_{uz}^2 + 3\tau_{rz}^2} \quad (16)$$

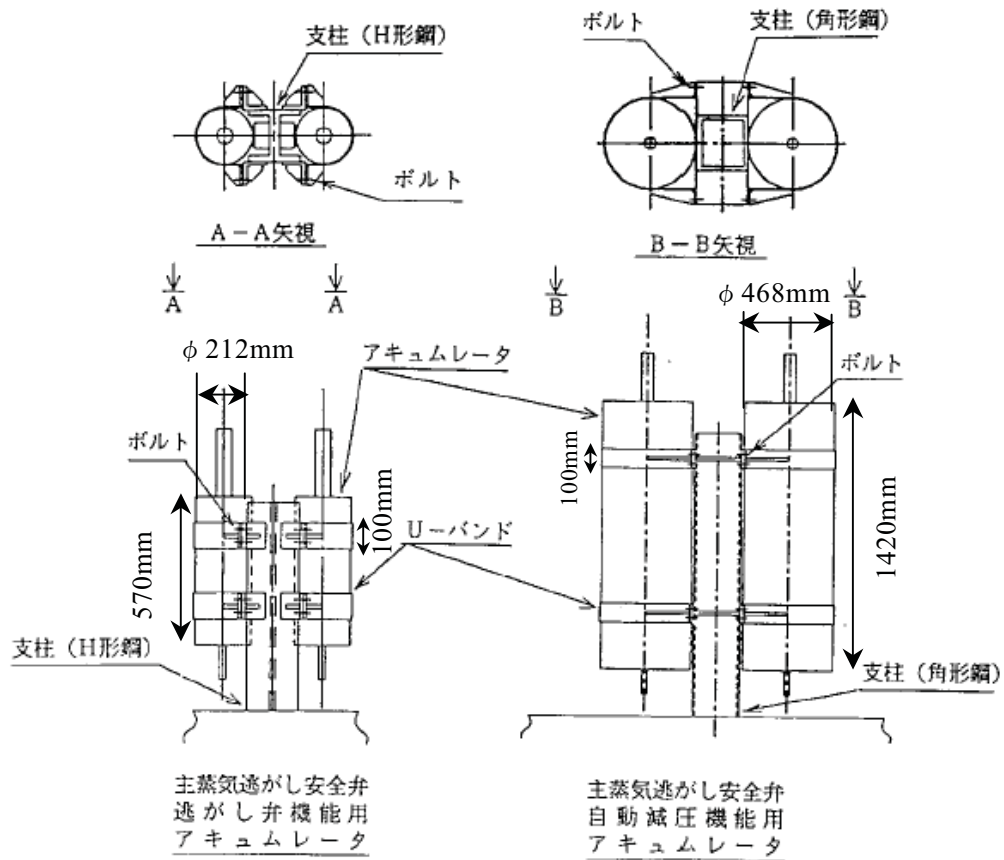
よって、最大組合せ応力は、

$$\sigma_{aj}' = \max\{\text{断面 1 の応力 } (\sigma_{21}), \text{断面 2 の応力 } (\sigma_{22})\} \quad (17)$$

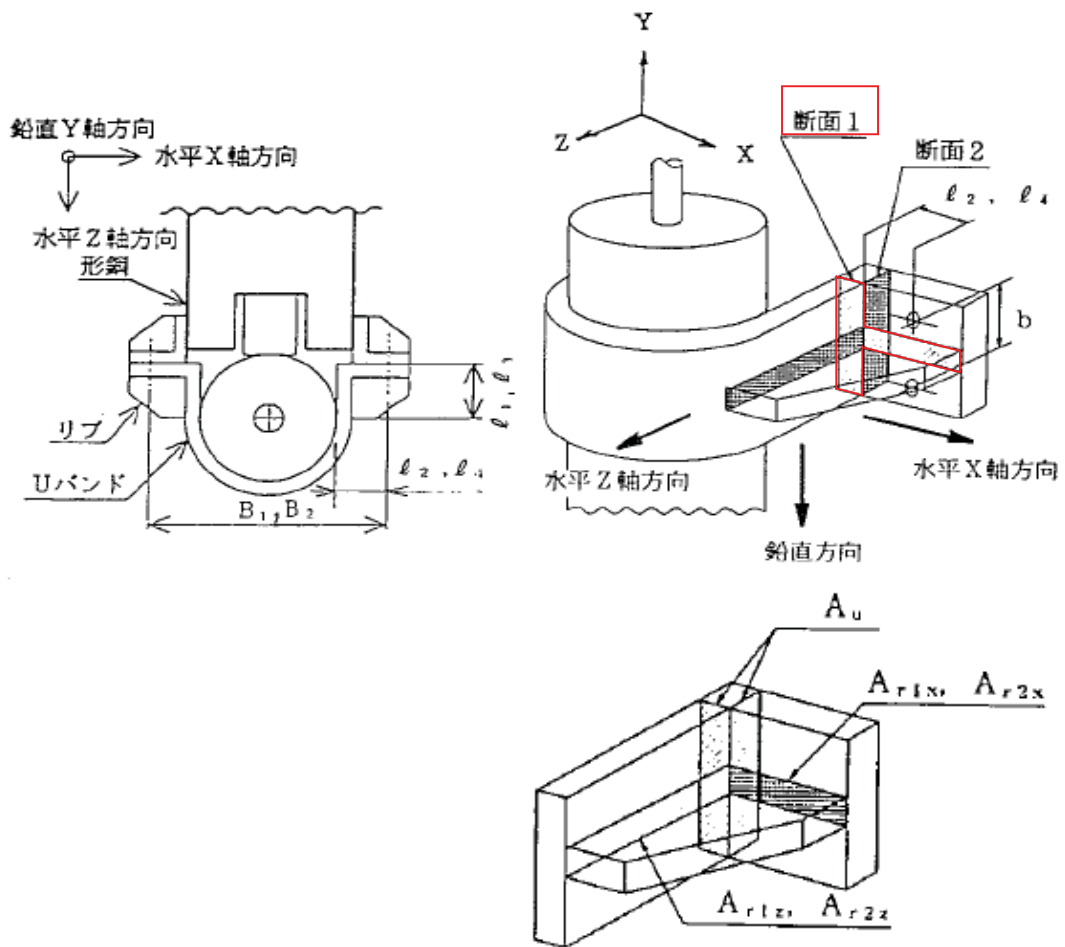
3. 主蒸気系逃がし安全弁のアキュムレータの発生応力が異なる理由について

主蒸気系逃がし安全弁のアキュムレータは、自動減圧機能用アキュムレータおよび逃がし弁機能用アキュムレータがある。アキュムレータは、Uバンド及びリブにより支柱に固定されており、構造強度評価においては、Uバンド及びリブ、ボルト、支柱を評価している。耐震安全性評価では裕度が小さいUバンド及びリブを評価部位としている。

逃がし弁機能用アキュムレータおよび自動減圧機能用アキュムレータの設置床面高さ、評価用震度、Uバンド及びリブの評価断面における断面係数及び断面積は同じである（参表-7.4.2）が、自動減圧機能用アキュムレータは、逃がし弁機能用アキュムレータよりも大きく、重い構造である（参図-7.4.4、参表-7.4.2 参照）ため、相対的に自動減圧機能用アキュムレータは逃がし弁機能用アキュムレータより発生応力が大きくなっている（参表-7.4.3）。



参図-7.4.4 主蒸気逃がし安全弁アキュムレータ概要図



参図-7.4.5 評価モデル図

参表-7.4.2 評価条件

	主蒸気逃がし安全弁逃がし 弁機能用アキュムレータ	主蒸気逃がし安全弁自動減 圧機能用アキュムレータ
重量(kg)	60	355
据付場所及び床面高さ(m)	原子炉格納容器内 T.M.S.L. 15.6	
水平方向評価用震度 ^{※1} C _H	1.33	
鉛直方向評価用震度 ^{※1} C _V	1.09	
断面係数(mm ³) ^{※2}	1.149×10 ⁴	
断面積 (リブ) (mm ²) ^{※3}	4.740×10 ²	
断面積 (U-バンド) (mm ²)	6.000×10 ²	

※1 機器類の構造強度評価を行う際には評価用震度を設定する。評価用震度は、評価対象機器が設置されている床面の最大地震応答加速度の1.2倍で定義される。

※2 Uバンド及びリブの評価断面（参図-7.4.5に示す断面1）における断面係数

※3 Uバンド及びリブの評価断面（参図-7.4.5に示す断面1）における断面積

参表-7.4.3 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
					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	U-バンド 及びリブ	組合せ 応力	23	203
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	U-バンド 及びリブ	組合せ 応力	187	203

原子炉本体基礎の復元力特性について

1. 原子炉本体基礎に復元力特性を設定する背景

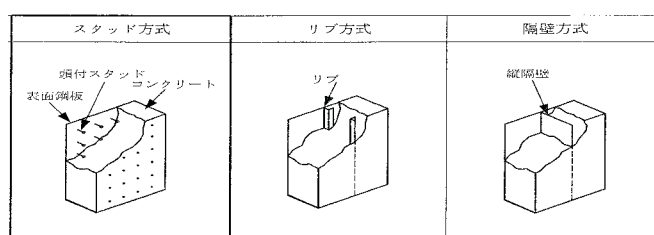
柏崎刈羽原子力発電所各号機の原子炉本体基礎（以下、RPV ペデスタルという）は、いずれも鋼板円筒殻の内部にコンクリートを充填した構造となっている。現行の耐震設計では、RPV ペデスタルは線形仮定において地震応答解析を実施している。

しかしながら、地震による建屋の変形が大きく、その弾塑性特性に応じて剛性が低下した場合には、建屋と並列ばねを形成する RPV ペデスタルが、解析上、大きな力を負担することになる。そこで、既往の試験結果を参考にして、RPV ペデスタルの地震時の挙動を実態に合わせる弾塑性モデル化手法を検討した。

なお、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の RPV ペデスタルも 6 号機と同様な構造であるが、7 号機の耐震安全性評価の報告段階においては、本弾塑性モデル化手法は検討過程であったことから、7 号機の耐震安全性評価における RPV ペデスタルは、従来の線形仮定において地震応答解析を実施している。今後は、本検討により得られた弾塑性モデル化手法を用いることが可能と考えられる。

2. 原子炉本体基礎（RPV ペデスタル）の構造

RPV ペデスタルは内外にある2枚の円筒鋼板（内筒，外筒）から構成されている。これらの鋼板は縦リブ鋼板（隔壁）により一体化され、鋼板間にコンクリートを充填した構造物であり、隔壁方式の鋼板コンクリート構造物（以下、SC 構造という）である。壁内には垂直管（ベント管）が10本内蔵されている（参図-7.5.2 参照）。



参図-7.5.1 SC 構造物の方式イメージ図

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

地震時には、ダイアフラムフロアを介して、RPV ペデスタル頂部に原子炉建屋からせん断力が伝達される。

原子炉本体（RPV）のスカート状の支持脚が、RPV ペデスタルのブラケットに設置され、120本の基礎ボルトによって固定されており、地震時にRPVからRPV ペデスタルにせん断力・モーメントが伝達される。

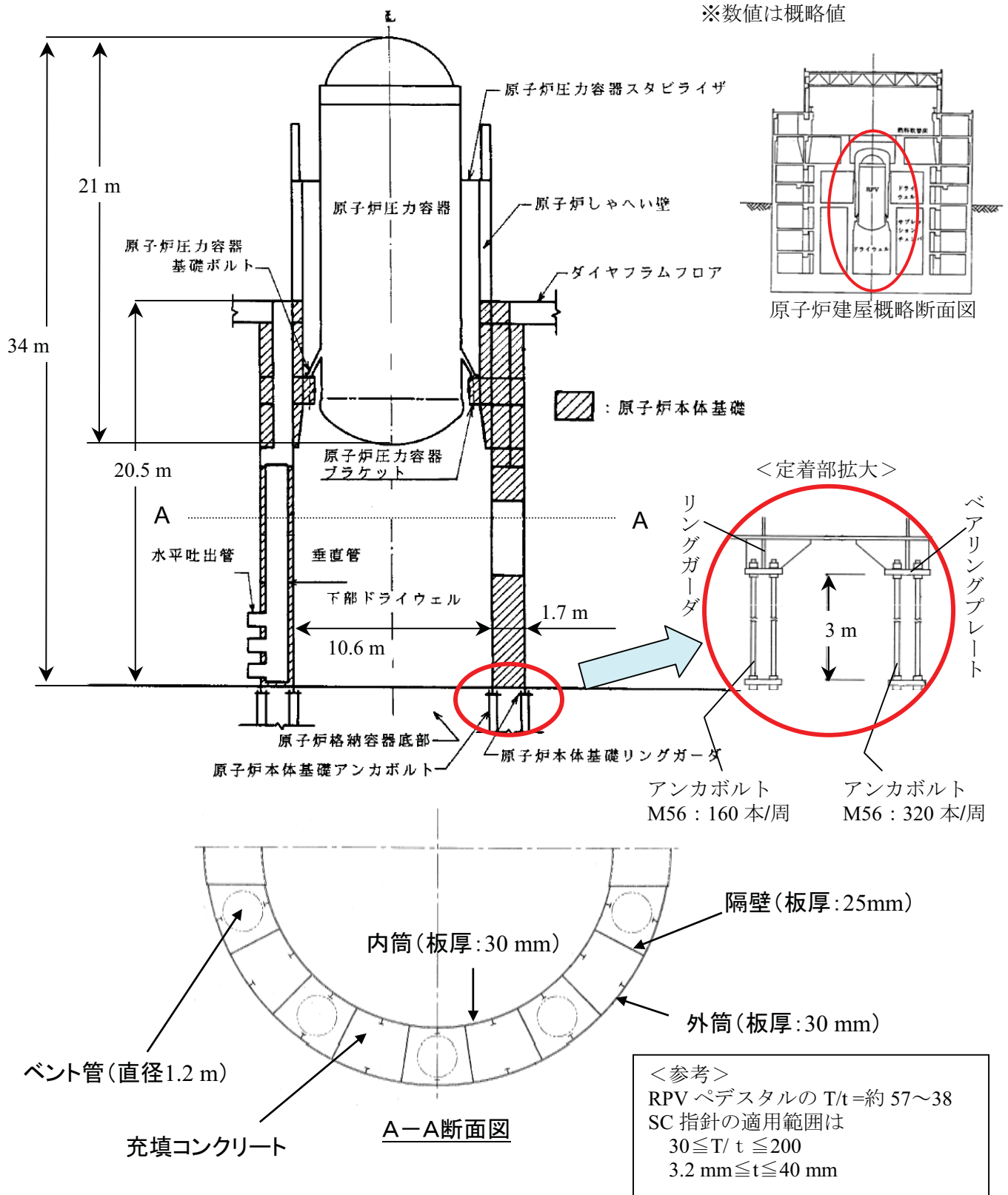
RPV ペデスタル基部は、リングガーダを介してアンカーボルト（内筒側160本，外筒側320本）により原子炉格納容器底部に定着されており、RPV ペデスタルに付加された荷重は、この基部に伝達される。

RPV ペデスタルを構成している主要な鋼板には、ボイラーなどに用いられる高張力鋼（SPV490）が用いられている。

参表-7.5.1 RRV ペデスタルの鋼板に用いられる材料

	材料	降伏点又は耐力	引張強さ
RPV ペデスタル構造材	SPV490	490 MPa	610～740 MPa
(参考)	SM490Y	355 MPa	490～610 MPa

構造材：内筒，外筒，隔壁

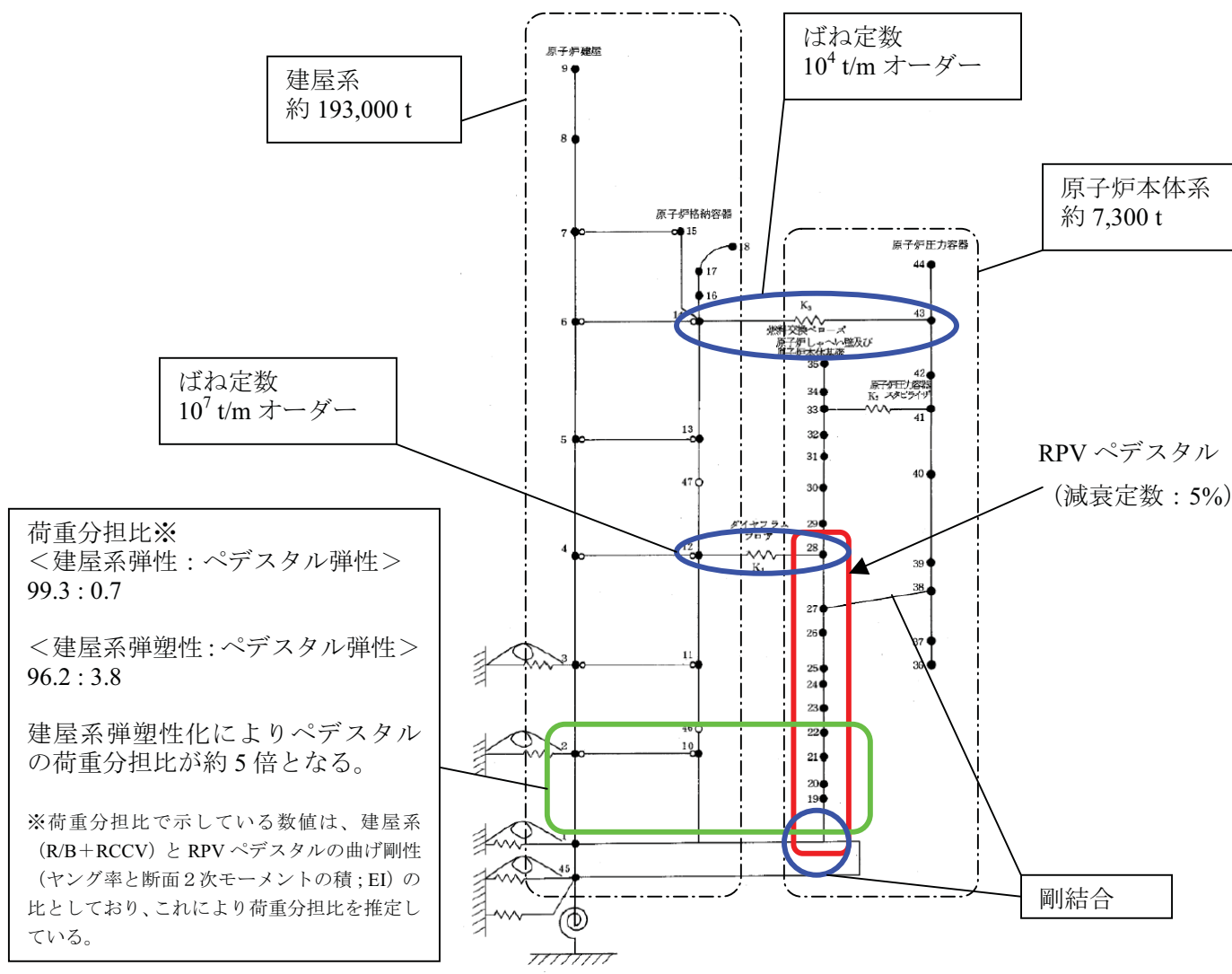


参図-7.5.2 RPV ペDESTAL概要図

3. 地震応答解析モデル

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

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



参図-7.5.3 RPV ペDESTAL部の地震応答解析モデル (NS 方向の例)

4. RPV ペデスタル復元力特性

<基本方針>

- ・ 鋼板が降伏する第2折点までを設定範囲とした。
- ・ SC 指針の復元力特性の評価を参考に、RPV ペデスタルの特徴を踏まえて、復元力特性を評価した。
- ・ 既往の RPV ペデスタル水平加力試験結果を参照し、上記の復元力特性評価の考え方が適切であることを確認した。

(1) SC 指針の復元力特性の評価

SC 構造物に関する既往の復元力特性の評価手法として、SC 指針を参考にした。

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

(2) せん断変形 (せん断力 Q - せん断ひずみ度 γ)

a. 第1折点

コンクリートのせん断ひび割れにより剛性が変化する点

Q_1 : (コンクリートの断面積+鋼板の等価断面積) ×コンクリートのせん断ひび割れ強度

γ_1 : コンクリートのせん断ひび割れ強度/コンクリートのせん断弾性係数

(違いを考慮したポイント)

RPV ペDESTALの壁には、直管が埋め込まれているなど、断面に開口欠損があるため、開口欠損の形状に応じてコンクリートせん断ひび割れ強度を減じて第1折点の Q_1 および γ_1 を評価した (基本となる評価式は、【参考】SC 指針における復元力特性評価式 参照)。

b. 第2折点

鋼板の降伏により剛性が変化する点

Q_2 : 鋼板降伏時せん断力。鋼板負担分のせん断力とコンクリート負担分のせん断力の累加による。なお、コンクリート負担分のせん断力は、ひび割れ後のコンクリートの有効せん断剛性を考慮

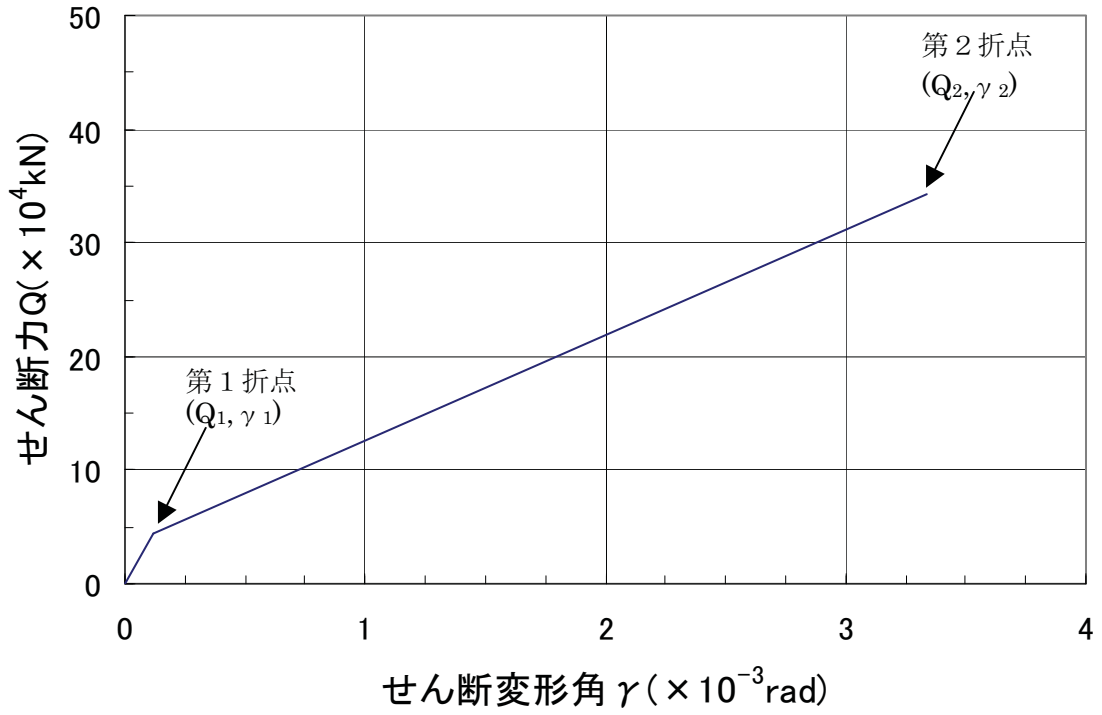
γ_2 : Q_2 / (鋼板のせん断剛性+ひび割れ後のコンクリートの有効せん断剛性)

(違いを考慮したポイント)

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

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

参図-7.5.4 に、6号機の RPV ペDESTALに設定したせん断変形スケルトンカーブを示す。



参図-7.5.4 6号機 RPV ペデスタル脚部 せん断変形スケルトンカーブ

(3) 曲げ変形 (モーメント M —曲率 ϕ)

a. 第1折点

コンクリートの曲げひび割れにより剛性が変化する点

M_1 : 鋼板を考慮した断面係数 \times コンクリートの曲げ引張強度

ϕ_1 : $M_1 /$ (コンクリートのヤング係数 \times 鋼板を考慮した断面2次モーメント)

b. 第2折点

鋼板の降伏により剛性が変化する点

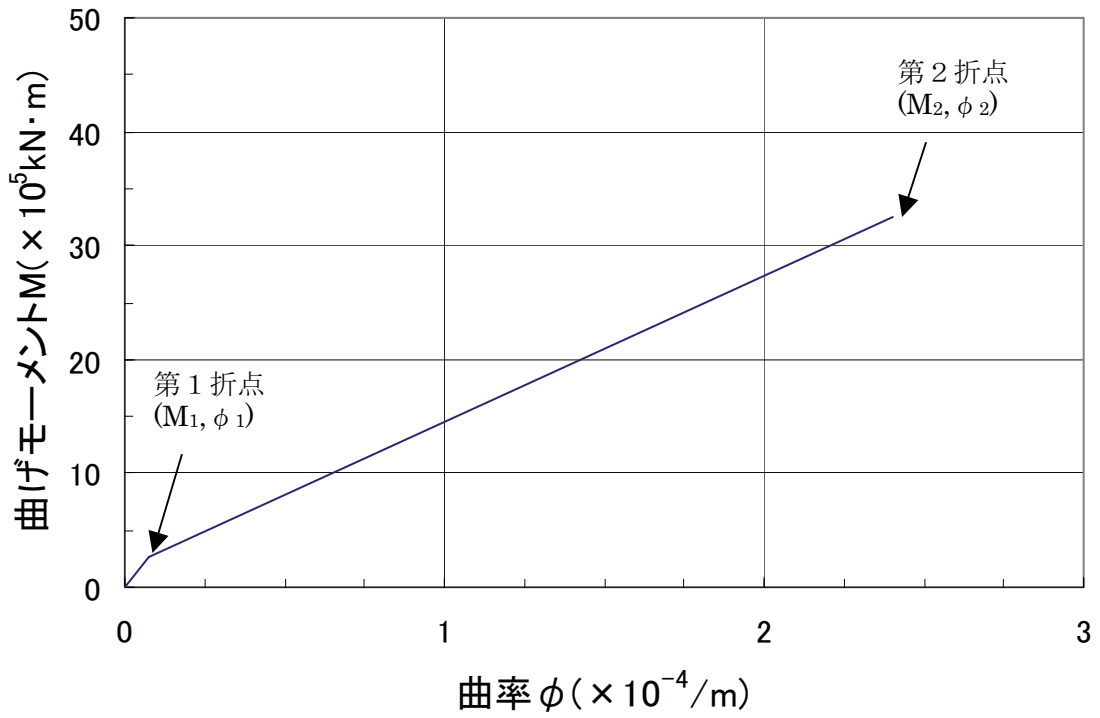
M_2 : 引張鋼板降伏時モーメント

ϕ_2 : 引張鋼板降伏時曲率

(違いを考慮したポイント ; 第1, 第2折点共通)

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

参図-7.5.5 に、6号機の RPV ペデスタルに設定した曲げ変形スケルトンカーブを示す。



参図-7.5.5 RPV ペデスタル脚部 曲げ変形スケルトンカーブ

【参考】SC 指針における復元力特性評価式

<せん断変形>

(第1折点) コンクリートのせん断ひびわれにより剛性が変化する点

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

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

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

(第2折点) 鋼板の降伏により剛性が変化する点

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

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

ただし, $K_\alpha = A_s \cdot G_s$

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

- A_s : 鋼板のせん断断面積 (mm²)
- A_c : コンクリートのせん断断面積 (mm²)
- G_s : 鋼板のせん断弾性係数 (N/mm²)
- G_c : コンクリートのせん断弾性係数 (N/mm²)
- E_s : 鋼板のヤング係数 (N/mm²)
- E_c' : コンクリートのひびわれを考慮したヤング係数で, コンクリートのヤング係数に 0.7 を乗じた値を用いてもよい (N/mm²)
- ν_s : 鋼板のポアソン比
- σ_y : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正, N/mm²)
- K_α : 鋼板のせん断剛性
- K_β : ひびわれ後の鋼板による拘束効果を考慮したコンクリートの有効

せん断剛性

- σ_y : 鋼板の降伏点強度 (N/mm²)
- σ_B : コンクリートの圧縮強度で設計基準強度 F_c を用いてよい (N/mm²)
- ν_1 : コンクリート圧縮強度の有効係数で, $0.7 - \sigma_B / 200$ を用いてよい

<曲げ変形>

(第1折点) コンクリートの曲げひびわれにより剛性が変化する点

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

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

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

(第2折点) 鋼板の降伏により剛性が変化する点

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

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

I_e : 鋼板を考慮した断面2次モーメント (mm^4)

Z_e : 鋼板を考慮した断面係数 (mm^3)

f_i : コンクリートの曲げ引張強度 (N/mm^2)

σ_v : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正, N/mm^2)

E_c : コンクリートのヤング係数 (N/mm^2)

σ_B : コンクリートの圧縮強度で, 設計基準強度 F_c を用いてよい (N/mm^2)

M_y : 鋼板降伏時モーメント ($\text{N} \cdot \text{mm}$)

ϕ_y : 鋼板降伏時曲率 ($1/\text{mm}$)

以上は、SC 指針より抜粋

(4) 試験結果との比較

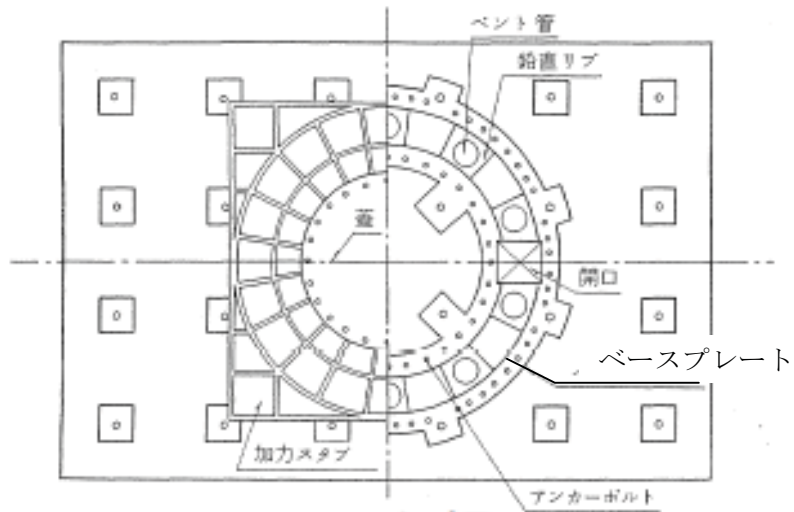
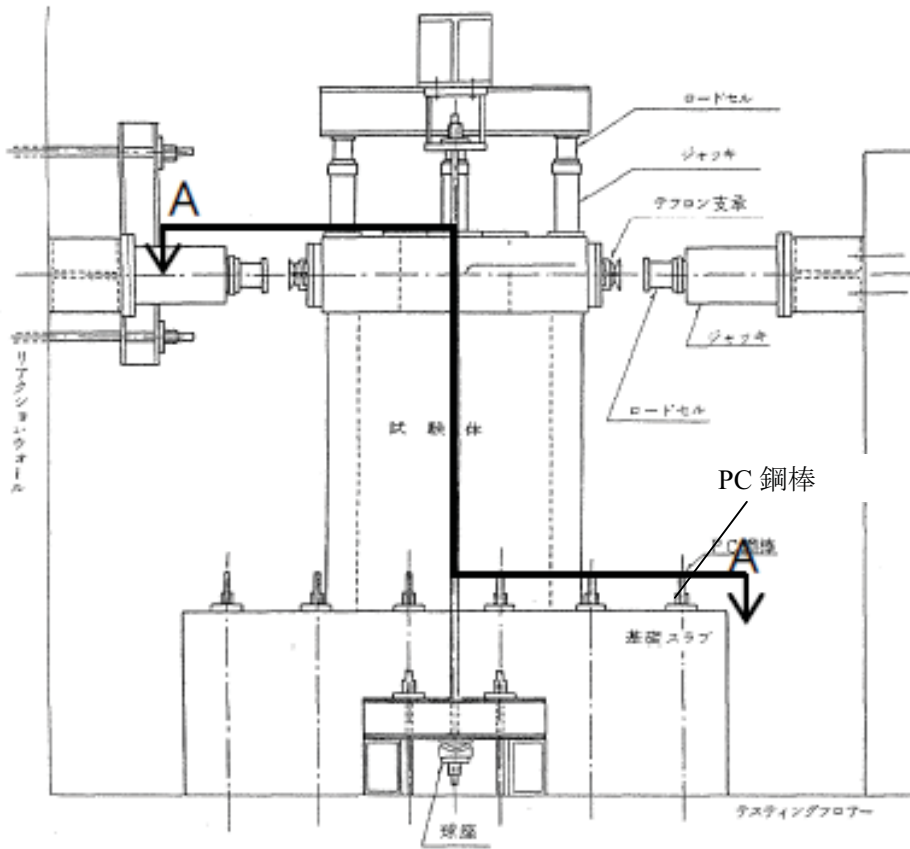
a. RPV ペデスタルの静加力試験について

改良型沸騰水型原子炉（以下、ABWR という）の RPV ペデスタルは、ベント管が埋め込まれているという構造上の特徴を有している。ABWR の開発にあたり、RPV ペデスタルの荷重－変位特性を把握するために、1 / 10 縮小試験体を用いて静加力試験を行い、荷重－変形特性を取得した。

試験体は、PC 鋼棒を介してベースプレートにプレストレス力を作用させており、測定データがベースプレートの変形の影響を受けないようにしている。

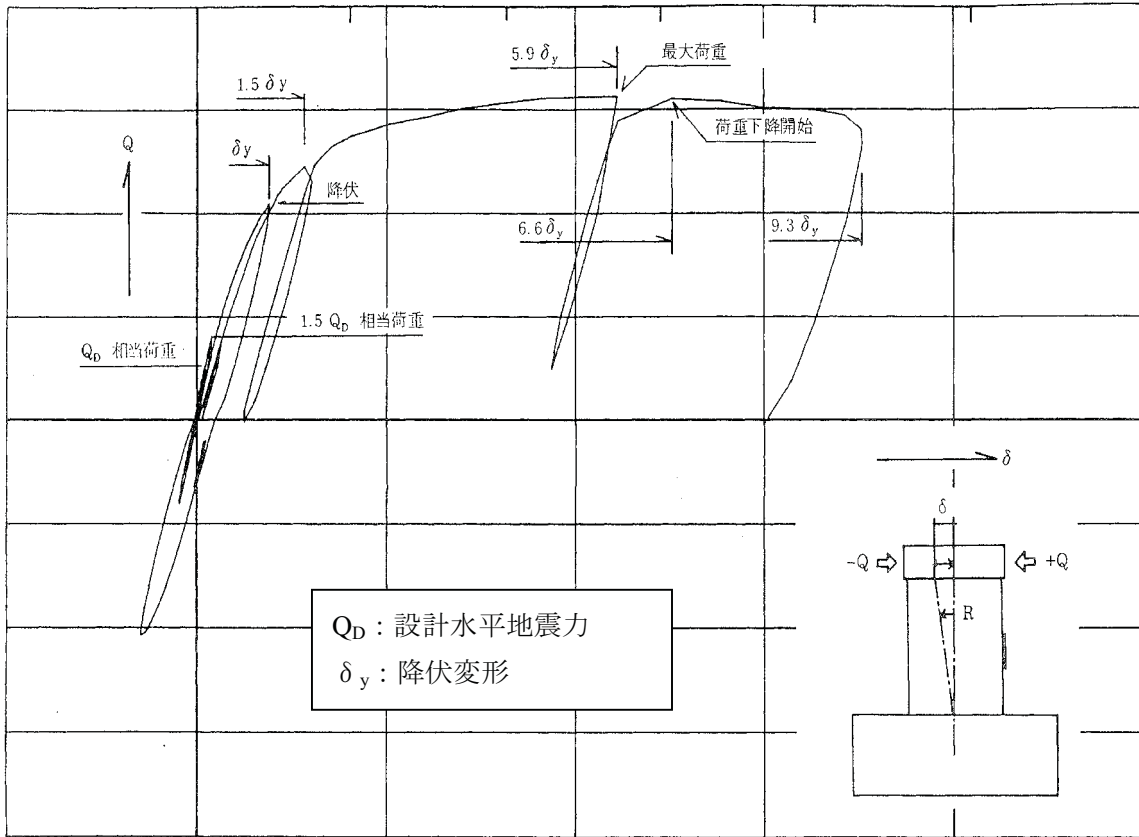
試験体頂部に水平力を加え、基礎スラブを不動点として全体変形 δ ($= \delta_s$ (せん断変形) + δ_M (曲げ変形)) と δ_M を測定している。

加力レベルは、弾性範囲、設計荷重、設計荷重の 1.5 倍、鋼板降伏レベルを経て、荷重降下に至るレベルまで加力した。（得られた加力変位特性は参図-7.5.7 参照）



A-A 矢視

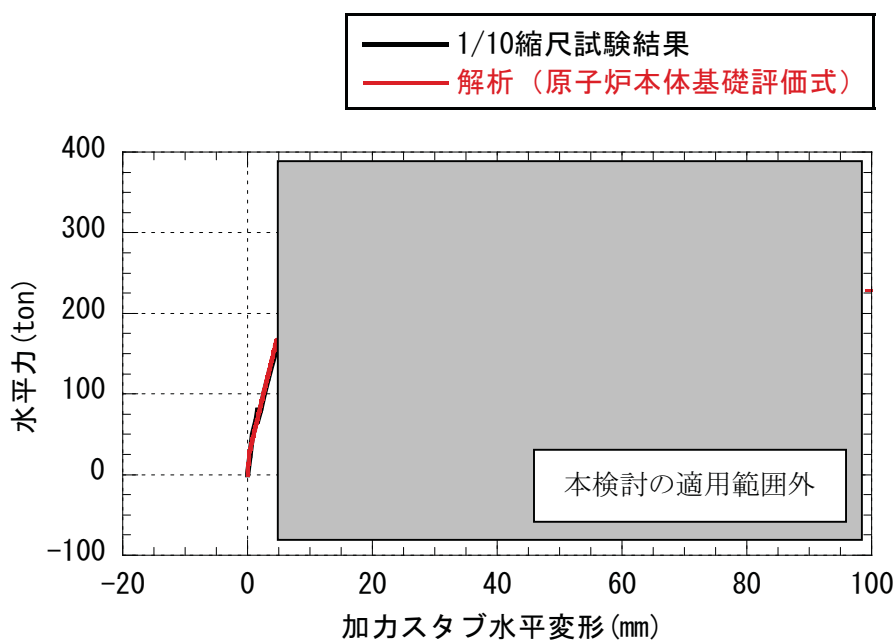
参図-7.5.6 原子炉本体基礎の 1/10 縮尺試験体と加力装置の概要



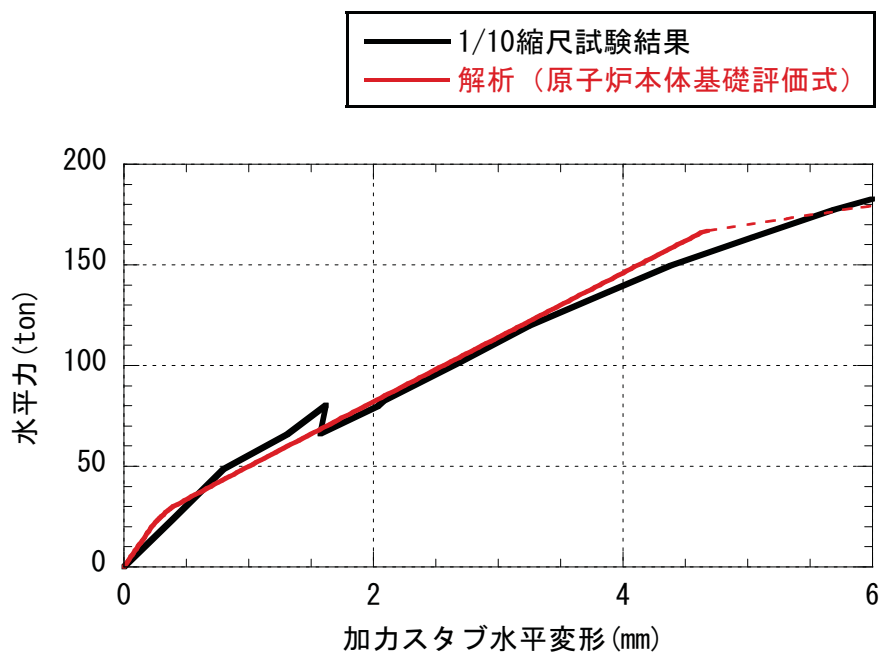
参図-7.5.7 原子炉本体基礎 1/10 縮尺試験体で得られた復元力特性図

b. 試験結果との対比

6号機で検討した復元力特性評価の考え方をを用いて、1/10試験体のスケルトンカーブを設定し、試験で得られた荷重-変位特性と比較した結果、よい一致を見た。



(a) 試験結果全体とスケルトンカーブの比較

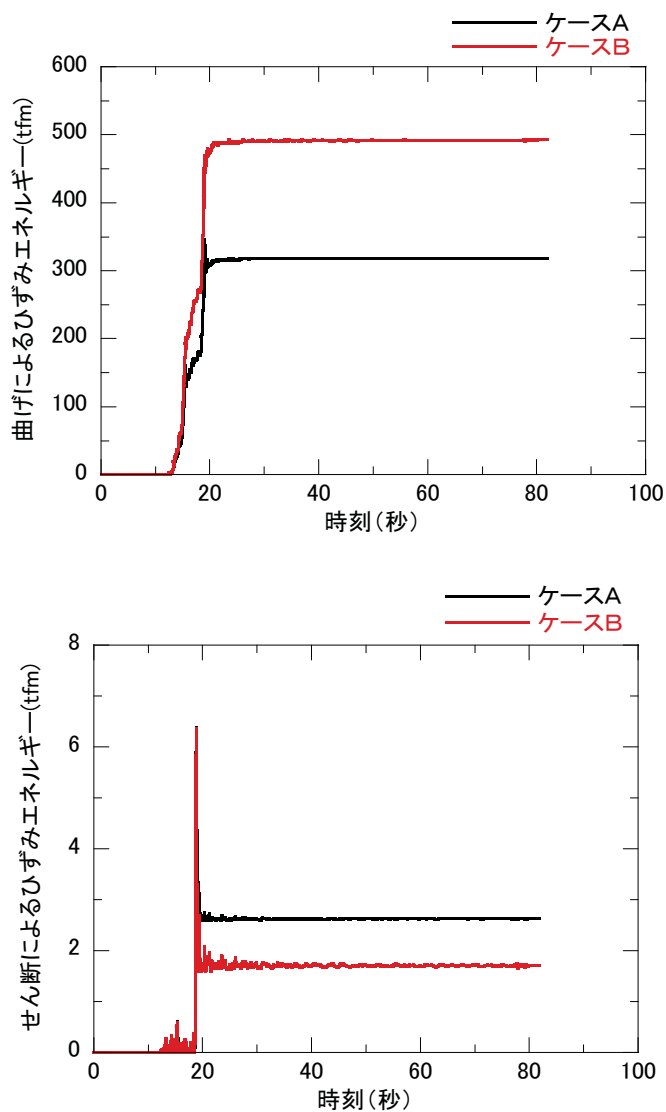


(b) スケルトンカーブ適用範囲近傍の拡大図
参図-7.5.8 試験結果とスケルトンカーブの比較

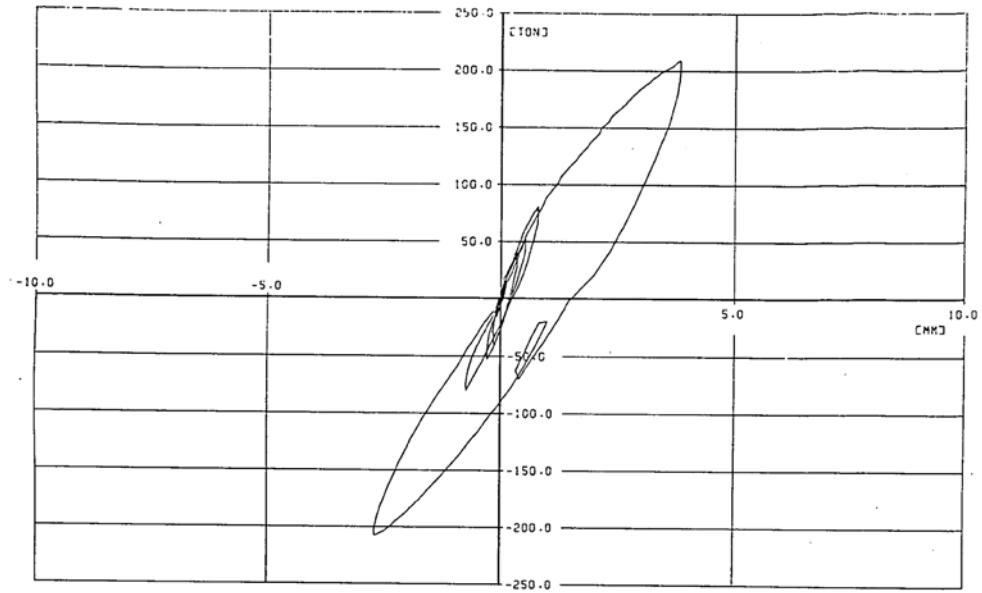
c. 履歴特性の検証

試験で得られた曲げ変形の履歴特性は、ディグレイディングトリリニアモデルに近い紡錘型の安定したループ形状が得られている。

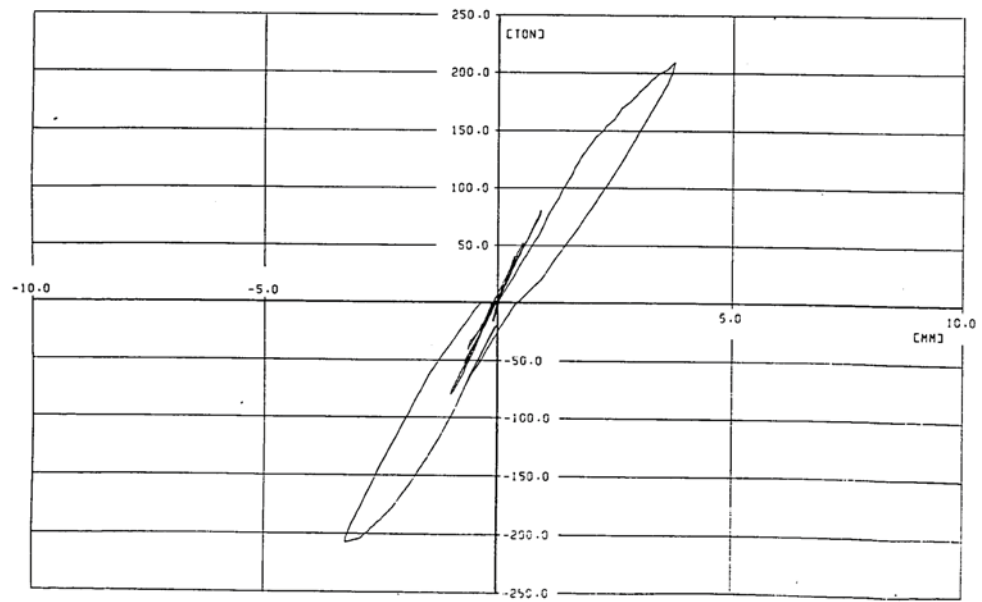
SC 指針で定められている曲げ・せん断変形特性ともに最大点指向型を採用するケース（ケース A）と、試験結果を踏まえ、曲げ変形特性にディグレイディングトリリニア、せん断変形特性に原点指向型を採用したケース（ケース B）とで、パラメータスタディを行った結果、RPV ペDESTALの弾塑性応答解析には、消費エネルギーが小さい最大点指向型を採用することとした。



参図-7.5.9 履歴特性のパラメータスタディによるひずみエネルギー比較



(a) 水平力-曲げ変形関係



(b) 水平力-せん断変形関係

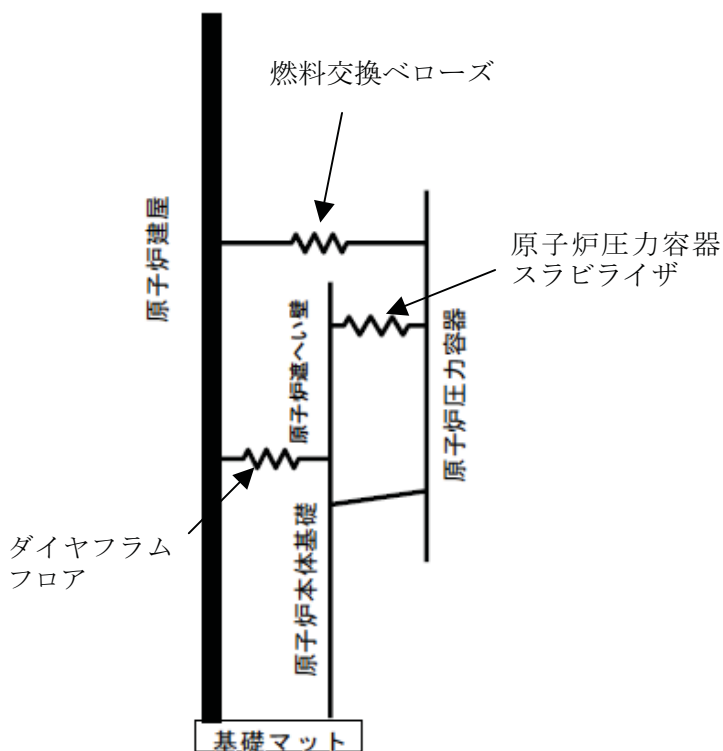
参図-7.5.10 実験における曲げ及びせん断の履歴特性

5. 原子炉本体と原子炉建屋の力の伝達に関する考察

原子炉本体基礎と原子炉建屋（RCCVとの一体構造）は、ダイヤフラムフロアを介して接続されており、地震応答解析では水平地震力に対し両者は並列ばねを形成している（参図-7.5.11）。原子炉建屋を弾塑性、原子炉本体基礎を線形とにおいて地震応答解析を実施すると、同じ地震動であっても原子炉建屋の変形が大きく、剛性が低下した場合には、原子炉建屋を線形とおいた場合と比べて大きな変位を並列ばねを介して原子炉本体基礎が吸収しなければならない。したがって、原子炉本体基礎に、解析上大きな力が負担されることとなる。

上記の考え方にに基づき、原子炉建屋と原子炉本体基礎全体の地震慣性力(P)を両者がどのように負担しているかを調査した。ここでは、原子炉建屋と原子炉本体基礎双方の剛性が弾塑性変形に伴って変化する傾向に基づき、両者の荷重伝達の変化を考察した。

参表-7.5.2には、原子炉建屋と原子炉本体基礎の剛性パターンを以下の3ケースとした場合の荷重分担比を示す。荷重分担比は、原子炉建屋、原子炉本体基礎の曲げ剛性から、それぞれの曲げ剛性の比率を用いて計算している。両者を線形で扱うケース1を基本とすると、建屋の弾塑性変形に伴い原子炉本体基礎側の荷重負担が約5倍になる傾向にある。一方、両者を弾塑性で扱うケース3では、原子炉本体基礎側の荷重負担はケース2と比較して増大しない傾向にある。



参図-7.5.11 大型機器連成解析モデルの概念図

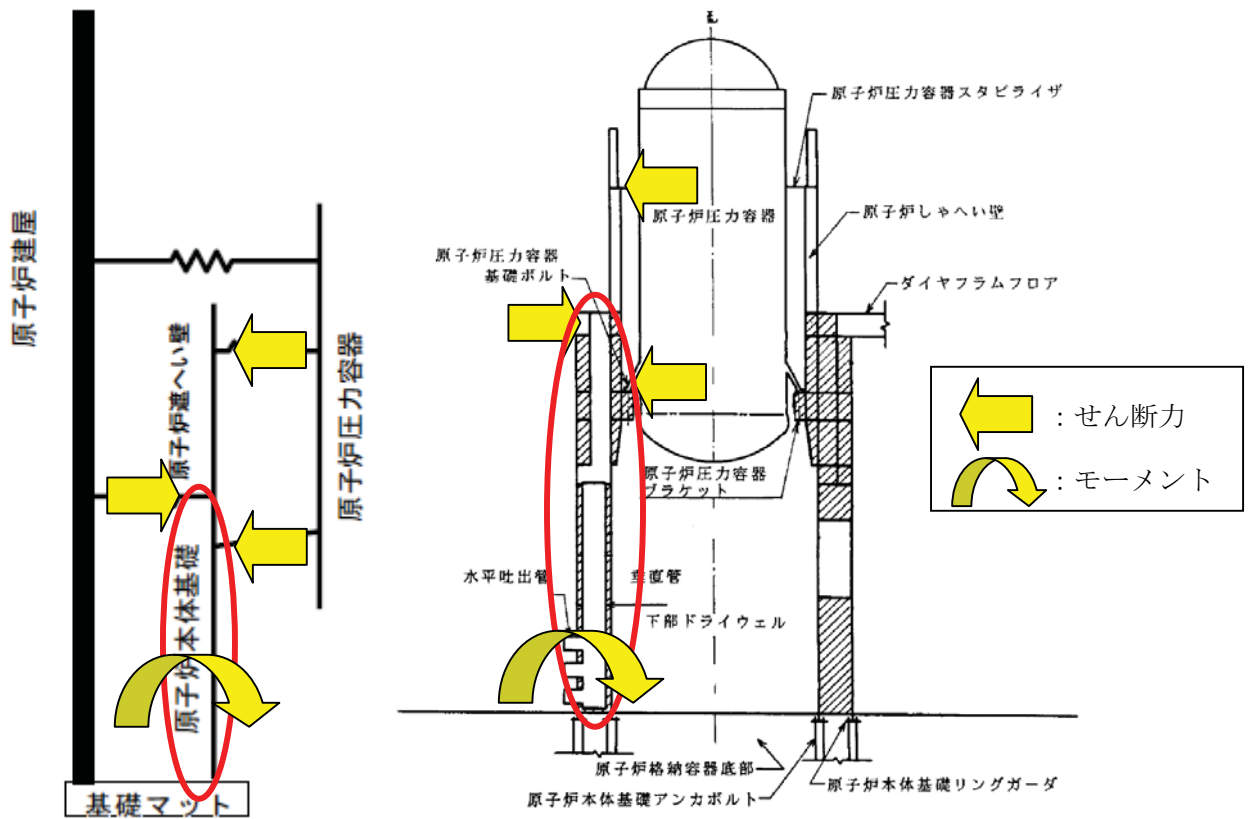
参表-7.5.2 原子炉建屋と原子炉本体基礎の荷重分担

ケース	ケース 1 (建設時のケース) 建屋 : 線形 本体基礎 : 線形	ケース 2 (先行号機の評価ケース) 建屋 : 弾塑性 本体基礎 : 線形	ケース 3 (6号機のケース) 建屋 : 弾塑性 本体基礎 : 弾塑性
建屋側の荷重分担比	0.993	0.962	0.986
本体基礎側の荷重分担比	0.007	0.038	0.014
本体基礎の荷重分担比の増減傾向	1.0	5.5 倍	2.0 倍

6. RPV ペDESTAL耐震性評価

(1) 耐震性評価で想定する損傷モード

RPV ペDESTALには、原子炉建屋や RPV から伝達されるせん断力によってモーメントが生じる。そのモーメントにより、a. 鋼板の構造材が降伏する、b. 定着部のアンカボルトが引き抜ける、という2つの損傷モードで RPV を支持する機能が喪失することが想定される。RPV ペDESTALの耐震性評価では、この a. および b. の損傷モードに対する評価を行う。



参図-7.5.12 RPV ペDESTALに伝達される荷重のイメージ図

(2) RPV ペデスタル耐震性評価の評価基準値

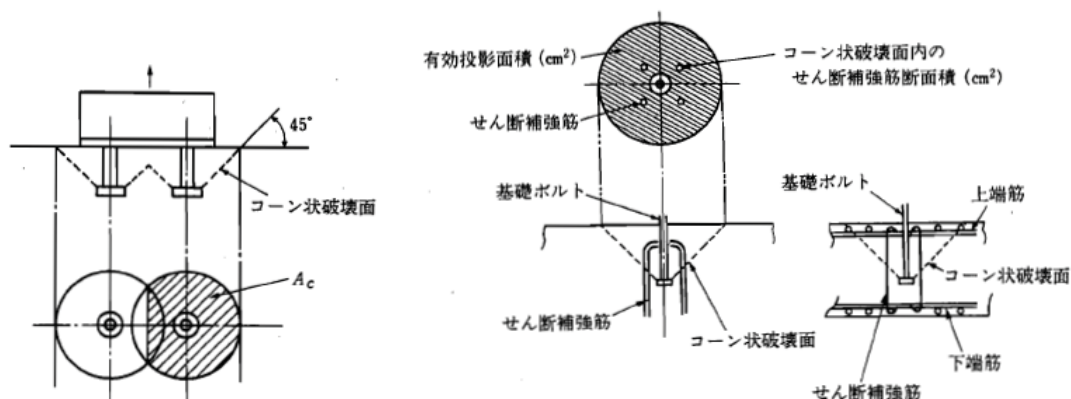
前述した損傷モードに対応した評価部位毎の評価基準値を参表-7.5.3 に示す。

参表-7.5.3 RPV ペデスタル耐震性評価の評価基準値

部位	評価項目	評価基準値
円筒部	鋼材の応力	「鋼構造設計規準—許容応力度設計法—」(日本建築学会)における短期許容応力度
ベアリングプレート		
アンカボルト		
アンカボルト部 コンクリート	コンクリートの強度	「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」(日本電気協会)におけるシアコーン強度

(補足) シアコーン強度について

RPV アンカボルトのシアコーン強度を評価する場合は、参図-7.5.13 に示す群効果とせん断補強筋効果を考慮している。

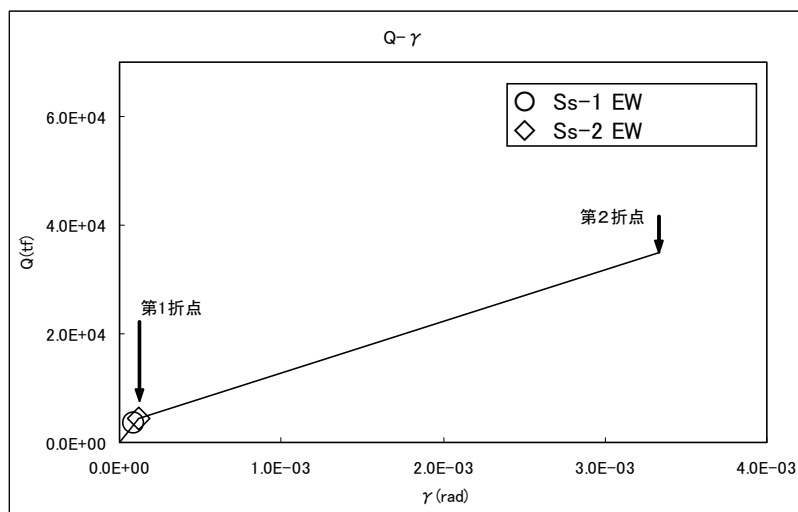


参図-7.5.13 群効果のイメージ図とせん断補強筋の概念図 (JEAG4601-1991 追補版より抜粋)

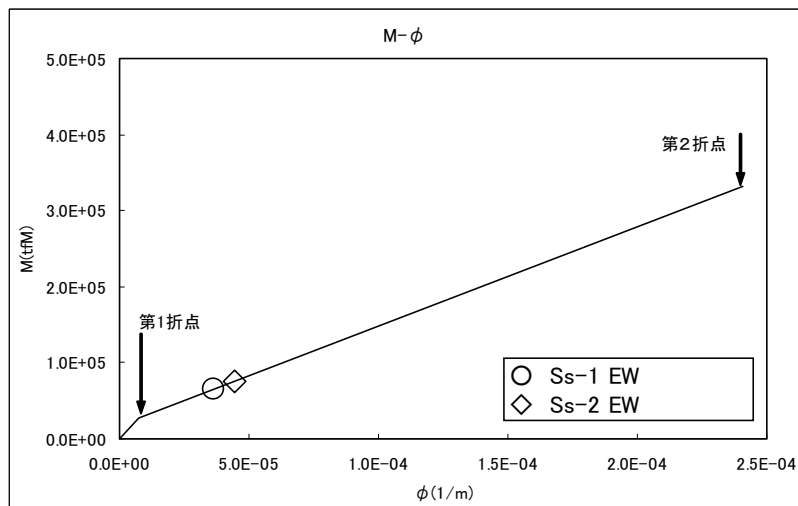
(3) RPV ペDESTALの地震応答荷重

RPV ペDESTALの地震荷重は、3. で述べた地震応答解析モデルを用いて、時刻歴地震応答解析を行うことで算出される。評価用の地震荷重は、地震応答解析によって得られる時刻歴荷重の最大値を用いる。(地震応答解析により得られた荷重は参図-7.5.15、参図-7.5.16 に示す。)

なお、基準地震動 Ss による RPV ペDESTAL基部の地震応答荷重は、曲げ変形において、復元力特性上の第一折点をやや上回るレベルであった (参図-7.5.14 参照)。



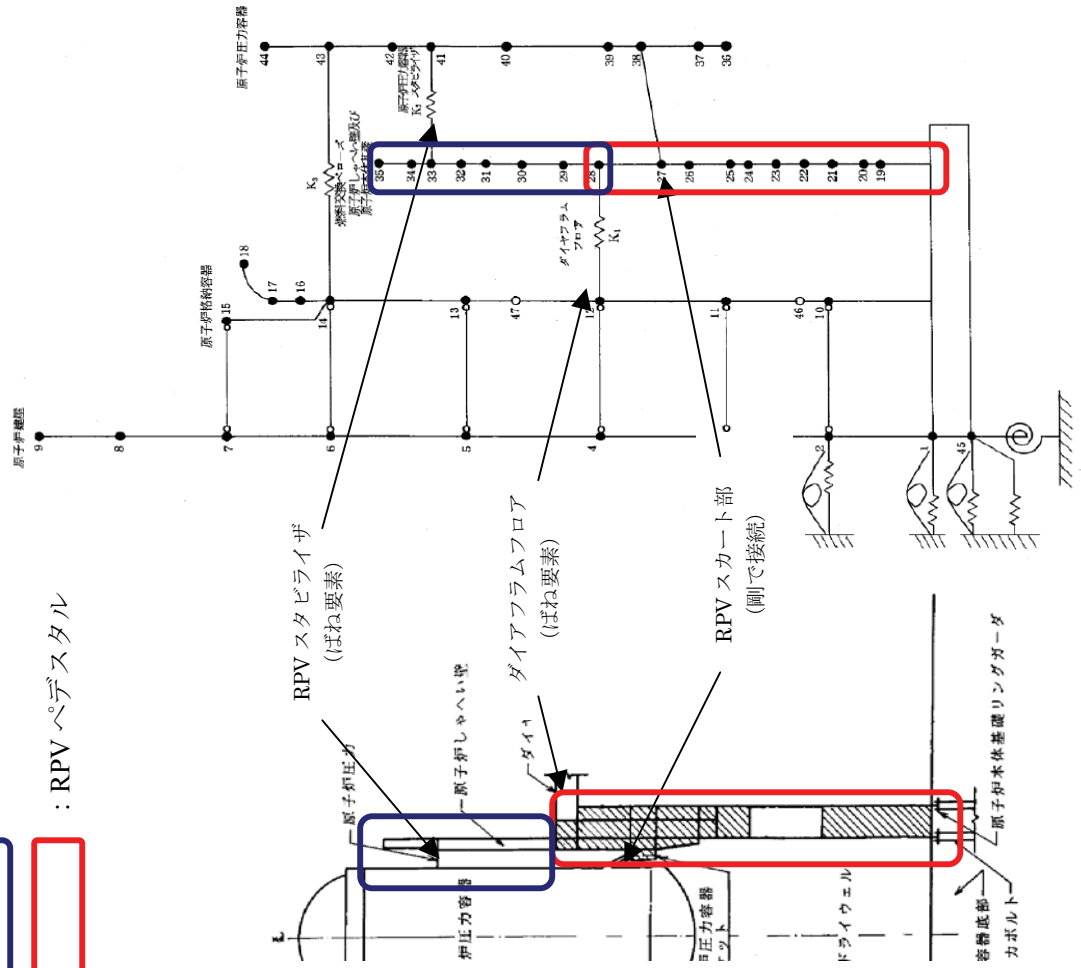
(a)せん断



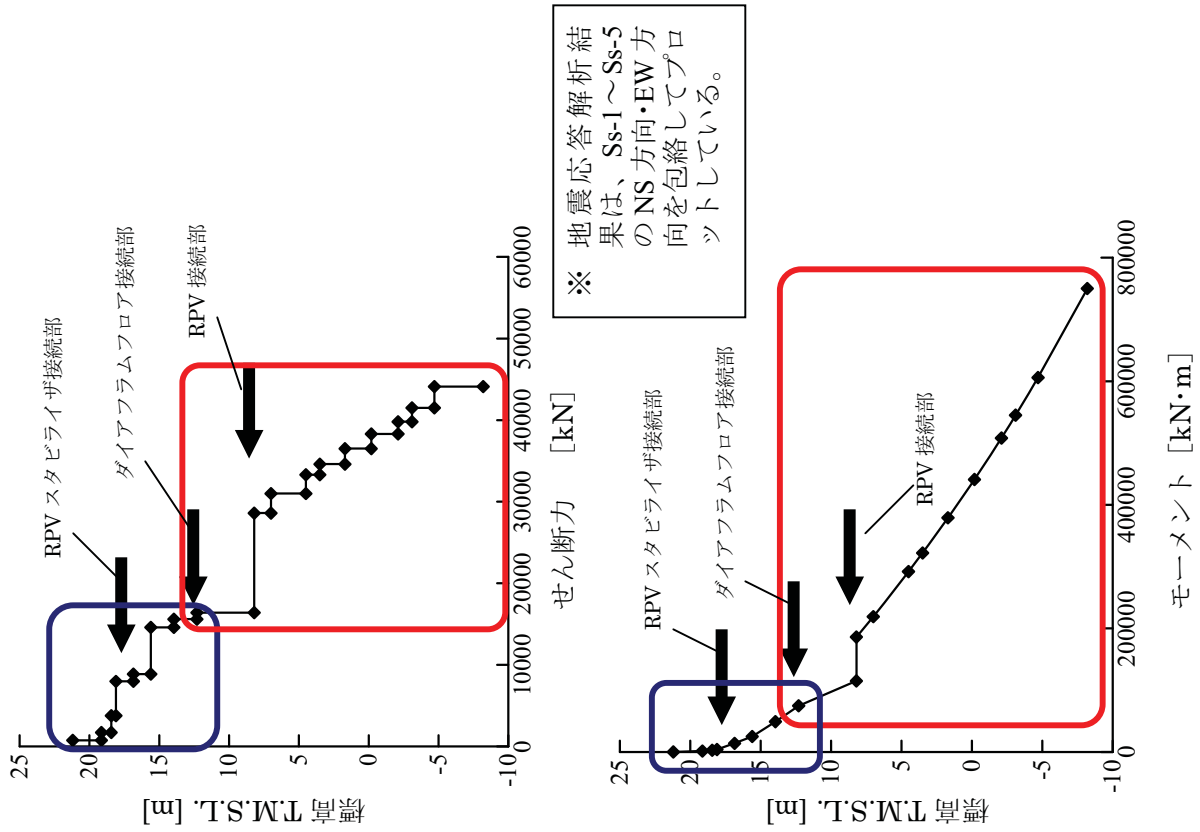
(b)曲げ

参図-7.5.14 原子炉本体基礎基部の最大応答せん断力及び最大応答曲げモーメント (基準地震動 Ss-1, Ss-2 EW 方向の例)

: 遮へい壁
 : RPV ペデスタル



参 7.5-23

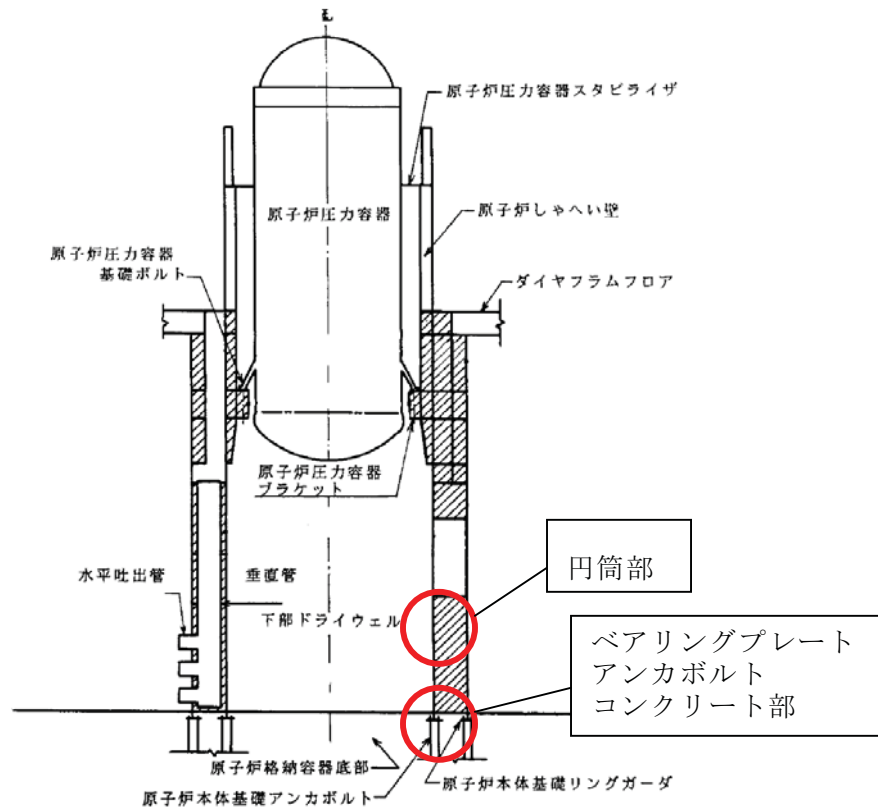


参図-7.5.15 RPV ペデスタル 地震応答解析モデル (水平動)

参図-7.5.16 RPV ペデスタル 地震応答解析結果 (水平動)

(4) RPV ペDESTALの耐震安全性評価結果

RPV ペDESTALは、基準地震動 S_s に対して耐震安全性を確保していることを確認した。



参図-7.5.17 RPV ペDESTAL評価対象部位

参表-7.5.4 評価結果一覧表

(単位：MPa)

部 位	発生応力	許容基準値
円筒部 (隔壁)	組合せ応力度	許容組合せ応力度
	384	427
ベアリングプレート	曲げ応力度	許容曲げ応力度
	309	492
アンカボルト	引張応力度	許容引張応力度
	283	686

(単位：kN/4.5°)

コンクリート部	引抜き	許容基準値
	3331	5947

7. 円筒部の構造強度評価について

原子炉本体基礎は内外円筒鋼板を隔壁（縦リブ）で一体化し、円筒鋼板と隔壁の間にコンクリートが充填された構造となっている（参図-7.5.18）。原子炉本体基礎の円筒部の構造強度評価では、内筒、外筒及び隔壁を対象としており、耐震安全性評価においては裕度の小さい隔壁を評価部位としている。

7. 1 円筒部（隔壁）の評価手法について

6号機の耐震安全性評価における円筒部の評価では、設計時の地震荷重による応力度に応答比を乗じたものと、設計時の地震以外の荷重による応力度を組合せて評価用荷重を設定し、組合せ応力度を算出する。

（1）応答比および評価用荷重

設計時の地震荷重と基準地震動 S_s による地震荷重を用いて、応答比を設定する。応答比は次式で算出される。

$$\text{応答比} = \text{Max}\left(\frac{M_1}{M_0}, \frac{P_1}{P_0}, \frac{V_1}{V_0}\right)$$

M_0 :	設計時曲げモーメント
M_1 :	S_s 評価時の曲げモーメント
P_0 :	設計時せん断力
P_1 :	S_s 評価時のせん断力
V_0 :	設計時軸力
V_1 :	S_s 評価時の軸力

設計時の地震荷重（軸力、モーメント、せん断力）および基準地震動 S_s による地震荷重を参表-7.5.5 に示す。応答比は軸力による比を用いている。

参表-7.5.5 評価用荷重および応答比

荷重	設計時 S ₂	基準地震動 S _s	応答比
原子炉本体基礎基部 軸力(kN)	21270	61700	<u>2.91</u>
原子炉本体基礎基部 モーメント(kN・m)	556040	750000	1.35
原子炉本体基礎基部 せん断力(kN)	28150	44100	1.57

(2) 評価結果

円筒部（隔壁）の評価結果を参表-7.5.6 に示す。発生値は評価基準値以下であることを確認した。

半径方向応力度 $\sigma_r =$ 設計時地震荷重による応力度×応答比
 + 設計時地震以外の荷重による応力度

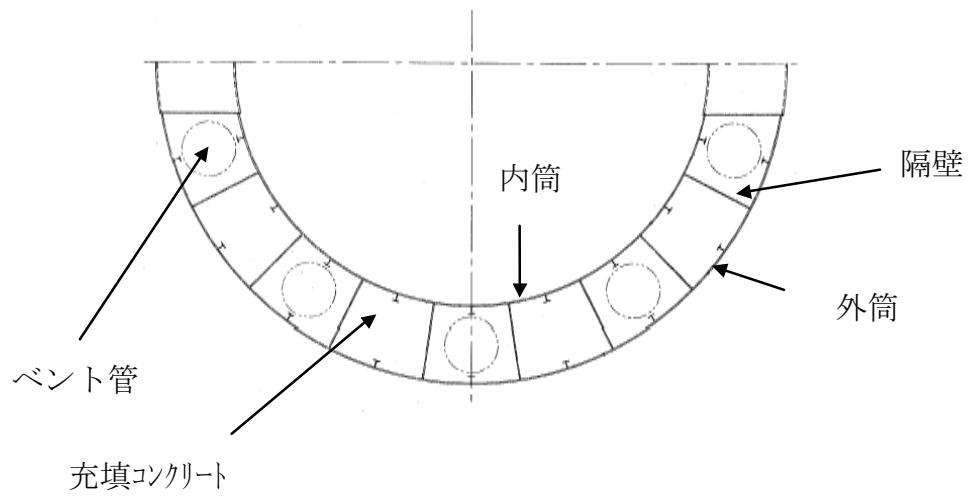
たて方向応力度 $\sigma_l =$ 設計時地震荷重による応力度×応答比
 + 設計時地震以外の荷重による応力度

面内せん断応力度 $\tau =$ 設計時地震荷重による応力度×応答比
 + 設計時地震以外の荷重による応力度

$$\text{組合せ応力度} = \sqrt{\sigma_l^2 + \sigma_r^2 - \sigma_l \cdot \sigma_r + 3\tau^2}$$

参表-7.5.6 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
			MPa	MPa
円筒部	隔壁 (縦リブ)	組合せ 応力度	384	427



参図-7.5.18 原子炉本体基礎断面図

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、6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。

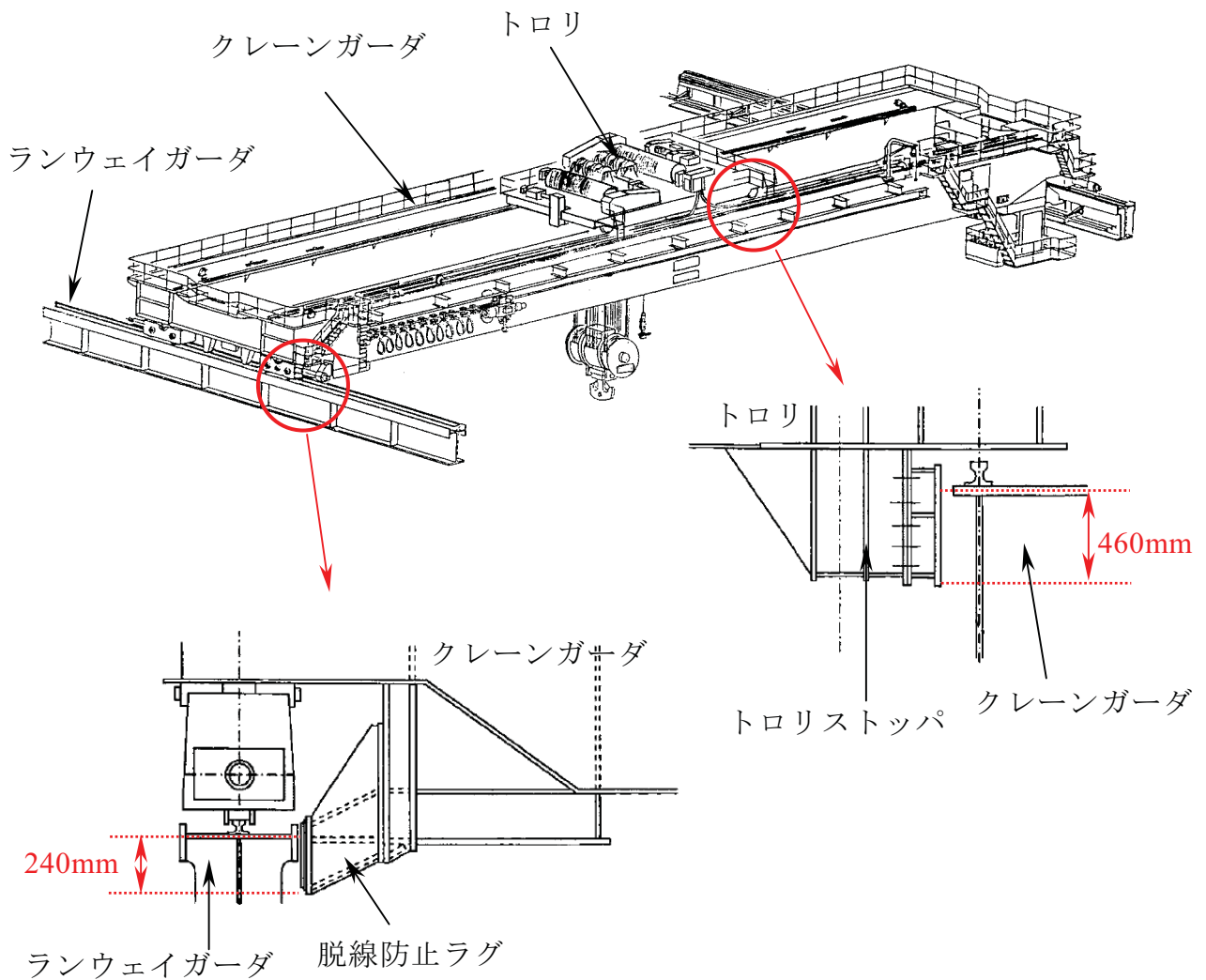
一方、燃料取替機は、使用済燃料貯蔵設備の上を走行していることが多い。このことから、6号機の原子炉設置許可申請書や工事計画認可申請書においては、燃料取替機の耐震重要度分類を、「耐震 B クラス・基準地震動 S2 に対する落下防止」としていた。原子力発電所耐震設計技術指針～重要度分類・許容応力編～JEAG4601・補-1984 でも、燃料取替機は基準地震動 S2 に対して落下しないことを確認することと例示している。

6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、耐震 S クラス設備の上部を走行することが多い燃料取替機の落下防止評価は、基準地震動 S_s を用い、原子炉建屋クレーンは、弾性設計用地震動 S_d を用いた評価とした。

3. 浮き上がり量評価

3.1 評価内容

クレーンが地震時に落下しないことを確認するため、ガーダおよびトロリの浮き上がり量を算出し、脱線防止ラグおよびトロリストッパの参図-7.6.1 に示す長さ(構造長さ)との比較を行った。



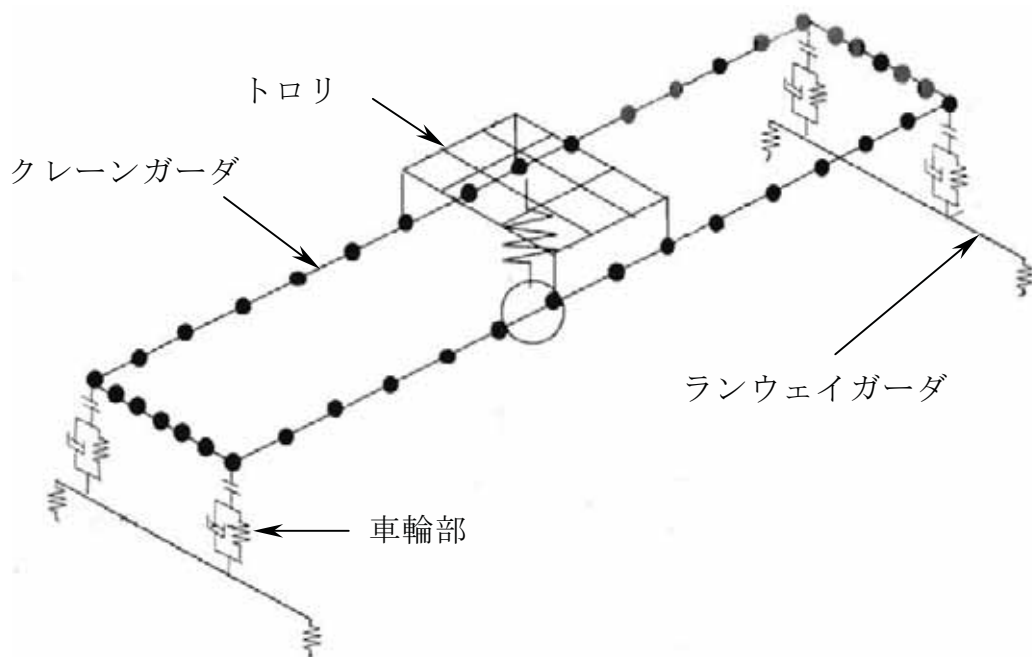
参図-7.6.1 脱線防止ラグ，トロリストッパ概略図

3.2 評価手法

解析モデルは、クレーンの浮き上がりを考慮するため、クレーンガーダの各車輪にギャップ要素を持つ非線形 FEM 解析モデルとした（参図-7.6.2 参照）。

入力した地震動としては、クレーンの固有周期における上下方向の震度が最大となる Sd-1 を用い、EW 方向、UD 方向の 2 軸同時時刻歴解析を行った。

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-7.6.2 クレーンの浮き上がりを考慮した解析モデル

3.3 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-7.6.1 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-7.6.1 弾性設計用地震動 Sd による評価結果

評価部位	評価項目	発生値 (mm)	構造長さ (mm)
クレーンガーダ	浮き上がり量	60	240
トロリ	浮き上がり量	182	460

なお、参考として、基準地震動 Ss による浮き上り量評価結果を参表-7.6.2 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-7.6.2 基準地震動 Ss による評価結果

評価部位	評価項目	発生値 (mm)	構造長さ (mm)
クレーンガーダ	浮き上がり量	114	240
トロリ	浮き上がり量	329	460

4. 構造強度評価

4.1 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、走行方向の水平力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 4 個は駆動輪、他の 4 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。

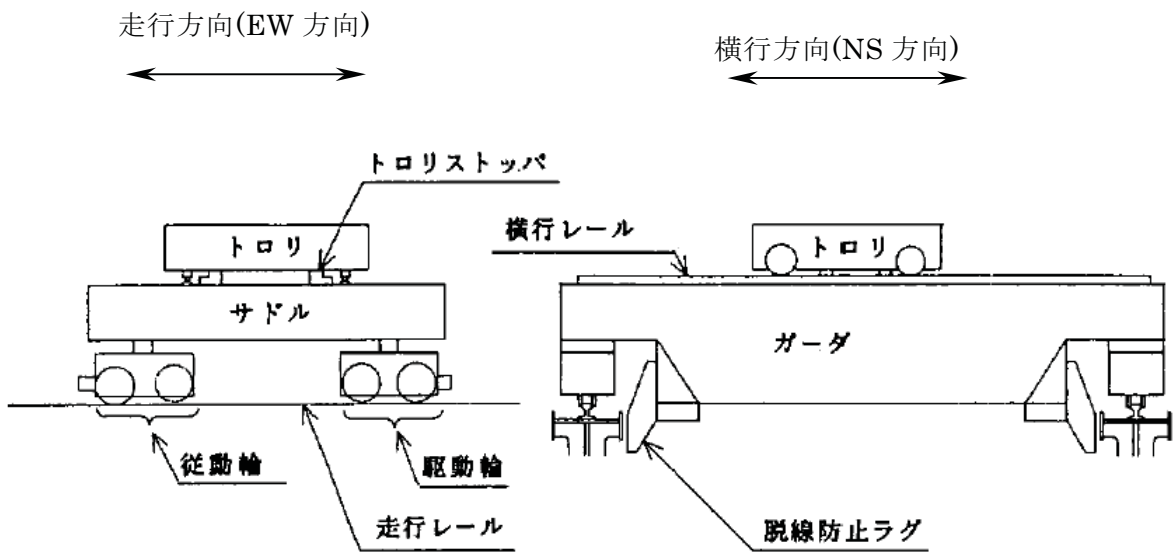
(2) 横行方向荷重

- 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)評価部位

評価部位は、走行方向荷重に対してはトロリストッパとし、横行方向荷重に対しては脱線防止ラグとする。



参図-7.6.3 クレーン概要図

4.2 脱線防止ラグの評価

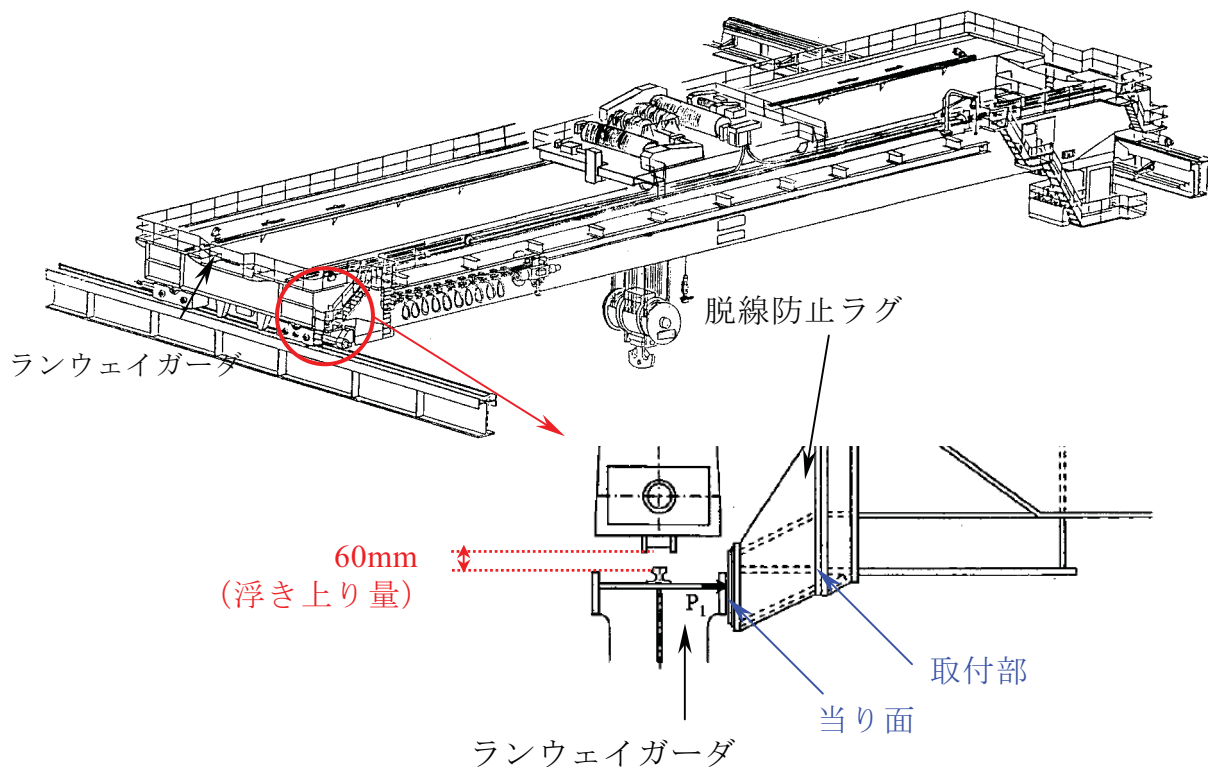
脱線防止ラグの評価は、クレーンが水平方向に振動することにより、ランウェイガーダ（クレーンおよびレールを支える鉄骨）から受ける反力（ P_1 ）を用いて、以下の式で表される。

$$\text{圧縮応力 } \sigma_1 = P_1 / A_1$$

ここで、

$$P_1 = 1/2 \cdot m_1 \cdot g \cdot C_{H1} \quad (\text{脱線防止ラグ 1 個あたり})$$

- A_1 : 脱線防止ラグの当り面またはラグとクレーンガーダの取付部の断面積
- m_1 : クレーン全重量
- g : 重力加速度
- 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)



参図-7.6.4 脱線防止ラグ概略図

4.3 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 (P_2) を用いて、以下の式で表される。

- ・クレーンガーダとトロリストッパの当り面

$$\text{圧縮応力} \quad \sigma_2 = P_2/A_2$$

- ・トロリストッパの取付面

$$\text{曲げ応力} \quad \sigma_3 = (P_2 \times L)/Z$$

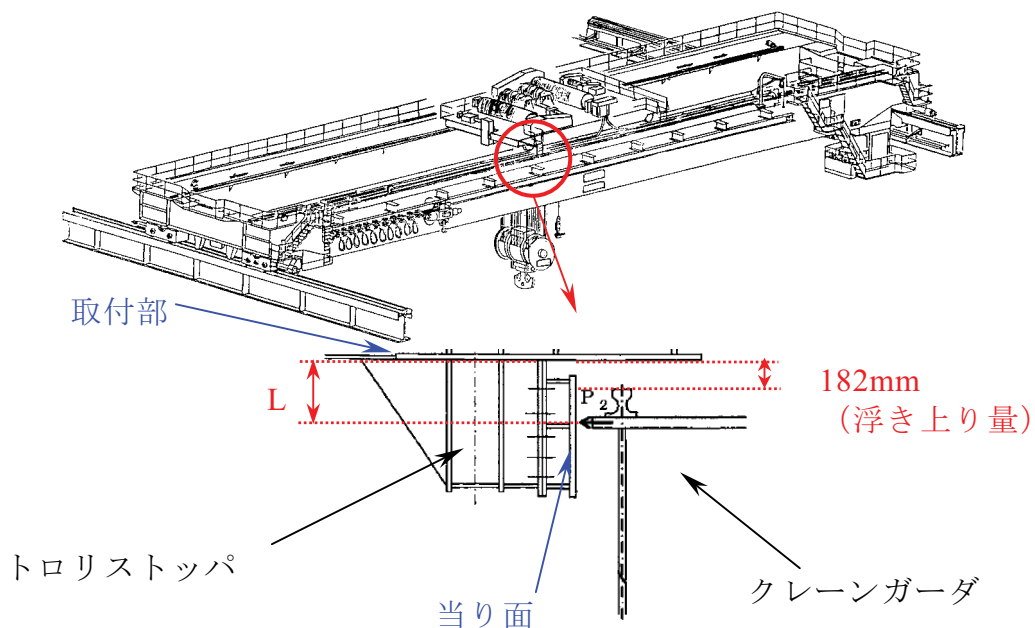
$$\text{せん断応力} \quad \tau = P_2/A_3$$

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

ここで、

$$P_2 = 1/2 \cdot m_2 \cdot g \cdot C_{H2} \quad (\text{トロリストッパ 1 個あたり})$$

- A_2 : トロリストッパの当り面の断面積
- A_3 : トロリストッパ取付部の断面積
- Z : トロリストッパ取付部の断面係数
- L : P_2 作用点とトロリストッパ取付部までの長さ (参図-7.6.5 参照)
- m_2 : トロリ重量
- C_{H2} : 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-7.6.5 トロリストッパ概略図

4.4 評価結果

脱線防止ラグ，トロリストッパの評価結果を参表-7.6.3 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-7.6.3 弾性設計用地震動 Sd による脱線防止ラグ，トロリストッパの評価結果

評価部位		応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
脱線防止ラグ	当り面	圧縮応力	73	276
	取付部	圧縮応力	52	276
トロリストッパ	当り面	圧縮応力	3	276
	取付部	曲げ応力	24	276
		せん断応力	5	159
		組合せ応力	26	276

なお，参考として，基準地震動 Ss による脱線防止ラグ，トロリストッパの評価結果を参表-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，トロリストッパの評価結果

評価部位		応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
脱線防止ラグ	当り面	圧縮応力	130	276
	取付部	圧縮応力	154	276
トロリストッパ	当り面	圧縮応力	3	276
	取付部	曲げ応力	32	276
		せん断応力	5	159
		組合せ応力	34	276

サブプレッションプールのスロッシングの評価について

サブプレッションプールのスロッシングによる影響として、液位変動および動液圧が、原子炉施設の安全機能に与える影響を評価した。

1. サブプレッションプール保有水のスロッシングによる液位変動

サブ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、プール底面には、主蒸気逃がし安全弁（以下SRV）作動時に排気される水蒸気等をプール水で凝縮するためのクエンチャ（参図-7.7.1 参照）が設置されている。

これらの設備の機能維持のためには、プールの液位が、設備の設置高さを上回る必要がある。

参表-7.7.1、参表-7.7.2 は、ECCS系ポンプの吸込口高さ及びクエンチャアームの設置高さと、スロッシング時の最低水位を比較したものである。この比較より、プールのスロッシングに伴い液面変動が生じても、プールの液位がこれら設備の設置高さを下回らないことが確認されたことから、原子炉施設の安全機能に与える影響はないと考えられる。

参表-7.7.1 スロッシング時の最低水位と非常用炉心冷却系ポンプの吸込高さ

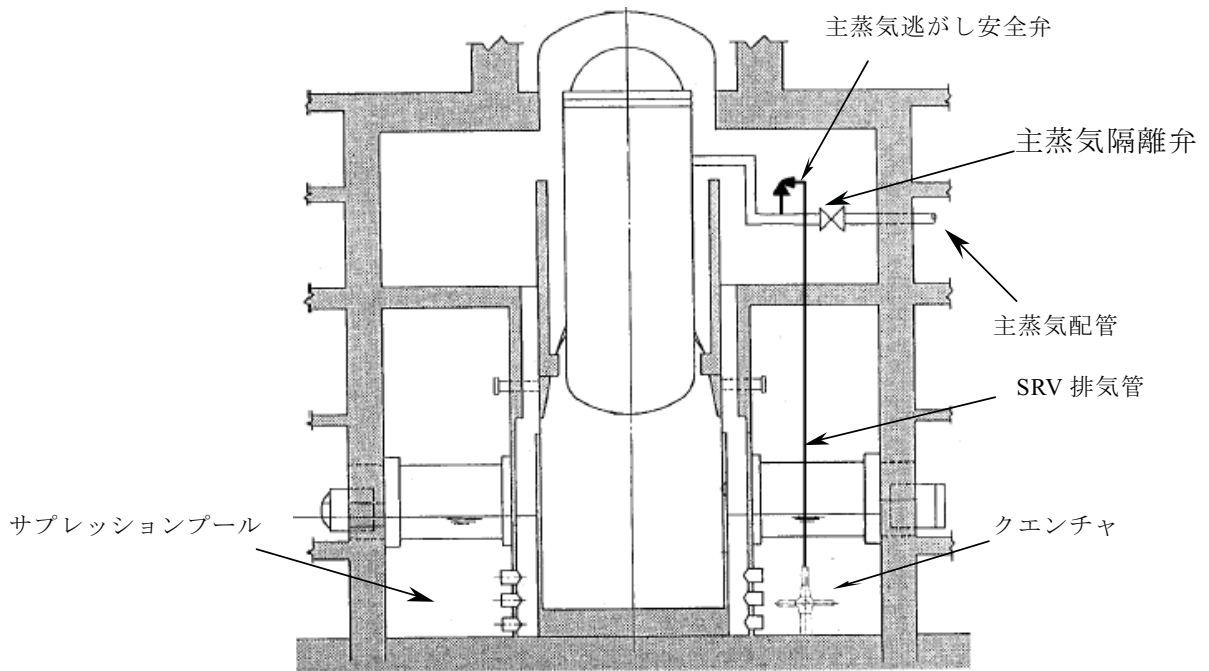
設備	ポンプ吸込高さ (T.M.S.L.m)	スロッシング時の最低水位* ¹ (T.M.S.L.m)
残留熱除去系ポンプ	-7.20	-3.98
高圧炉注水系ポンプ	-7.20	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	-5.90	

参表-7.7.2 スロッシング時の最低水位とクエンチャアームの設置高さ

設備	設置高さ (T.M.S.L.m)	スロッシング時の最低水位* ¹ (T.M.S.L.m)
クエンチャアーム	-6.07	-3.98

*1：スロッシングによる最大波高は、プールを二重円筒容器とみなし、速度ポテンシャル法*²を用いて計算した。

*2：吉田、石川 多重円筒タンクの耐震設計 配管技術 '88.2



参図-7.7.1 クエンチャ設置位置

2. 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

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。ここでは動液圧によるクエンチャの構造強度評価をおこなった。なお、評価においては、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。

2.1 スロッシング時の最大波高の算出

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-7.7.2 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、底板における液体の 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、サプレッションチェンバのスロッシング評価には、それらを用いて算定している。

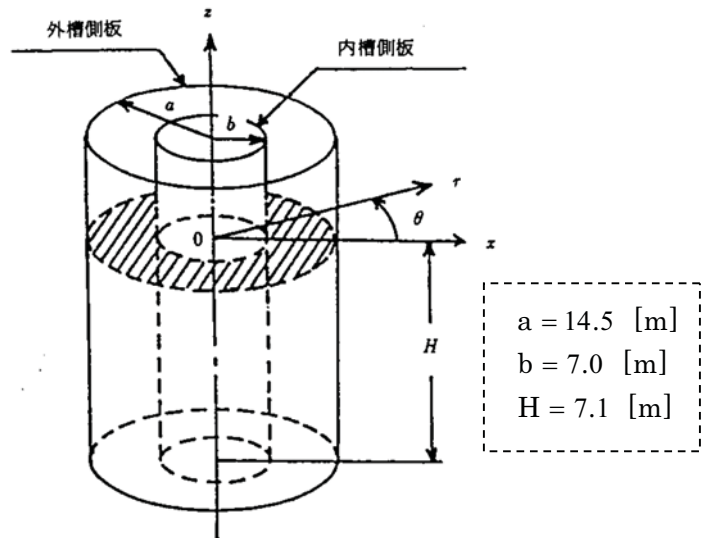
$$\omega_1 = \sqrt{\frac{g}{a} \xi_1 \tanh\left(\xi_1 \frac{H}{a}\right)} \quad \dots \dots \text{式(1)}$$

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

$\xi_1, Q_1, G_1(r)$: 参表-7.7.3 により決定
 S_v : 速度応答スペクトル

参表-7.7.3 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-7.7.2 多重円筒型分割タンク
アニュラス部

2.1.1 固有周期の算出

式(1)より,

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

$$\xi_1 = 1.37314$$

(b/a=0.483 により定まる値 (参表-7.7.3))

$$g = 9.80665 \text{ [m/s}^2\text{]}$$

よって 1 次固有周期は

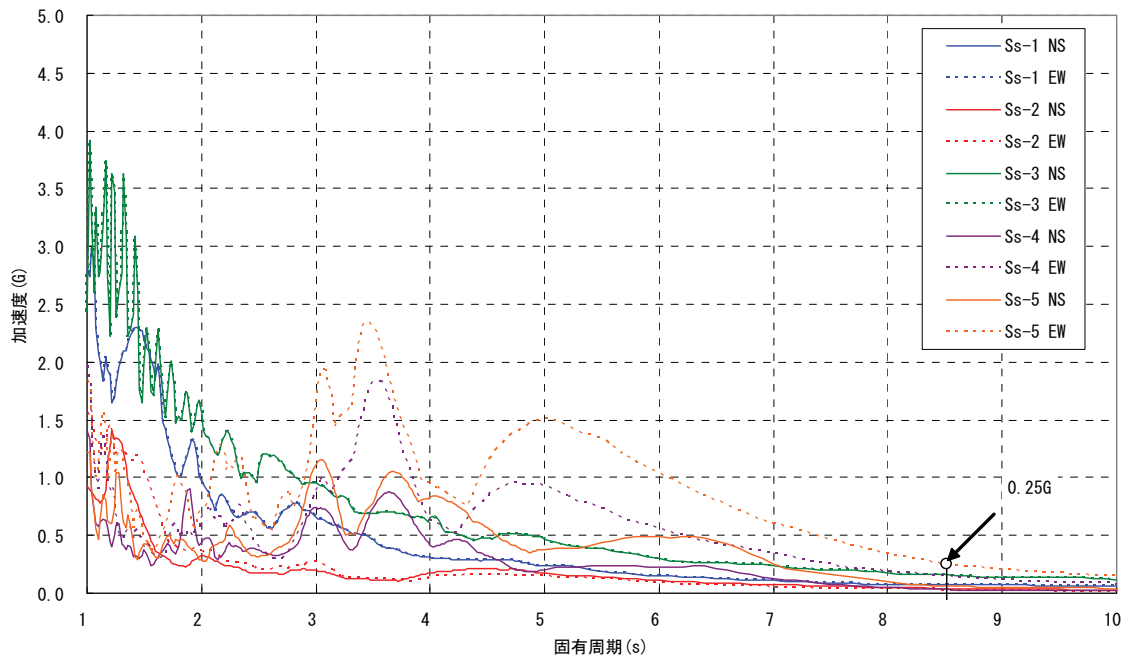
$$T_1 = \frac{2\pi}{\omega_1} = \frac{2\pi}{0.738} = 8.51 \text{ [sec]}$$

2.1.2 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-7.7.3) からプール水の固有周期(2.1.1 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。

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

$S_A = 0.25 \times 9.80665 \text{ [m / s}^2\text{]}$
 (加速度応答スペクトル (参図-7.7.3) より)
 $G_1(a) = 0.46402$
 (b/a=0.483 により定まる値 (参表-7.7.3))
 $Q_1 = 1.71083$
 (b/a=0.483 により定まる値 (参表-7.7.3))



参図-7.7.3 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 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。

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

ここで、

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

$$= \frac{\cosh\left\{1.37314 \times \left(\frac{2.87774}{14.5} + \frac{7.1}{14.5}\right)\right\}}{\cosh\left(1.37314 \times \frac{7.1}{14.5}\right)}$$

$$= 1.19920$$

$$\begin{aligned} \rho &= 1000 \text{ [kg/m}^3\text{]} \\ g &= 9.80665 \text{ [m/s}^2\text{]} \\ \eta_{\max} &= 2.87774 \text{ [m]} \text{ (2.1.2より)} \\ \xi_1 &= 1.37314 \\ &\text{(b/a=0.483により定まる値} \\ &\text{(参表-7.7.3))} \end{aligned}$$

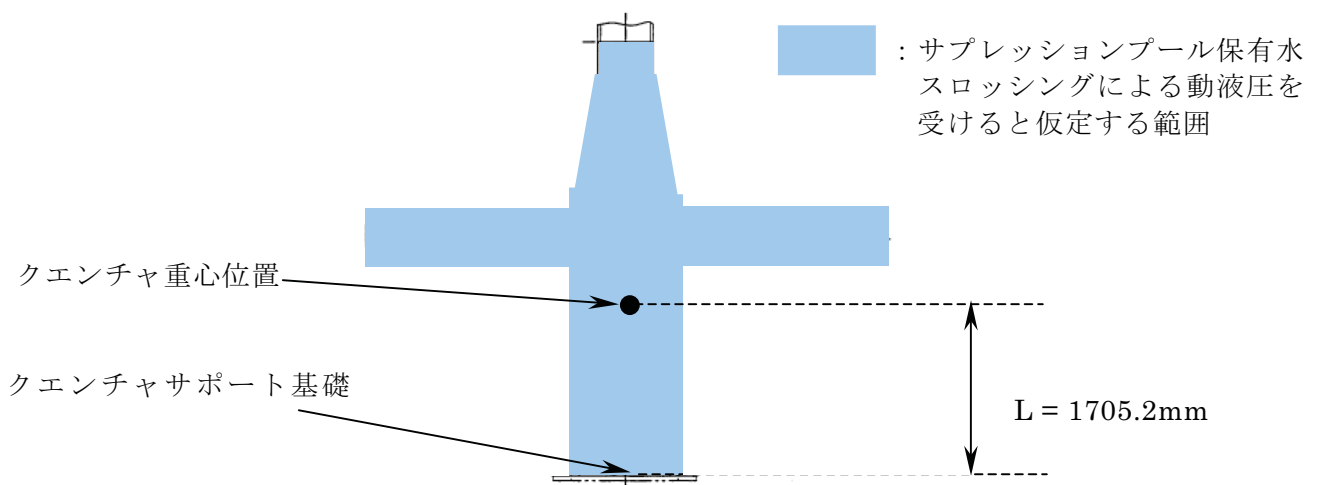
3. クエンチャの構造強度評価

クエンチャの評価上、応力が大きい箇所であるクエンチャサポート基礎ポルトについて、前項で算出された動液圧を考慮して構造強度評価を行う。

2.で算出された動液圧 34kPa がクエンチャ全体(参図-7.7.4 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。

$$\begin{aligned} F &= p \times A_2 \\ &= 34 \times 2.60 \\ &= 88.40 \text{ kN} \end{aligned}$$

p : 動液圧 [2.より 34kPa]
A₂ : クエンチャの投影面積
[2.60 × 10⁶mm²]



参図-7.7.4 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 は下式により算出される。

$$M = F \times L$$

$$= 88.40 \times 10^3 \times 1705.2 \times 10^{-3}$$

$$= 1.5074 \times 10^5 \text{ N} \cdot \text{m}$$

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-7.7.4) [1705.2mm]

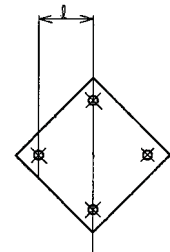
モーメント M によりクエンチャサポート基礎ボルトに作用する引張力 P は、下式により算出される。

$$P = \frac{M}{2l}$$

$$= \frac{1.5074 \times 10^5}{2 \times 473.8}$$

$$= 1.5908 \times 10^5 \text{ N}$$

l : クエンチャサポート基礎中心からボルト中心までの距離
[473.8mm]



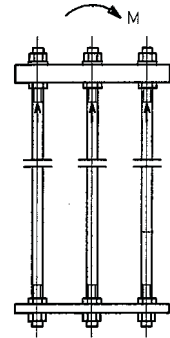
引張力 P によりクエンチャサポート基礎ボルトに発生する引張応力 σ は、下式により算出される。

$$\sigma = \frac{P}{A}$$

$$= \frac{1.5908 \times 10^5}{5.03 \times 10^3}$$

$$= 31.63 \text{ MPa}$$

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



スロッシング時の動液圧によるクエンチャサポート基礎ボルトに発生する応力は、評価基準値 473MPa に対して十分小さい。

4. 参考文献

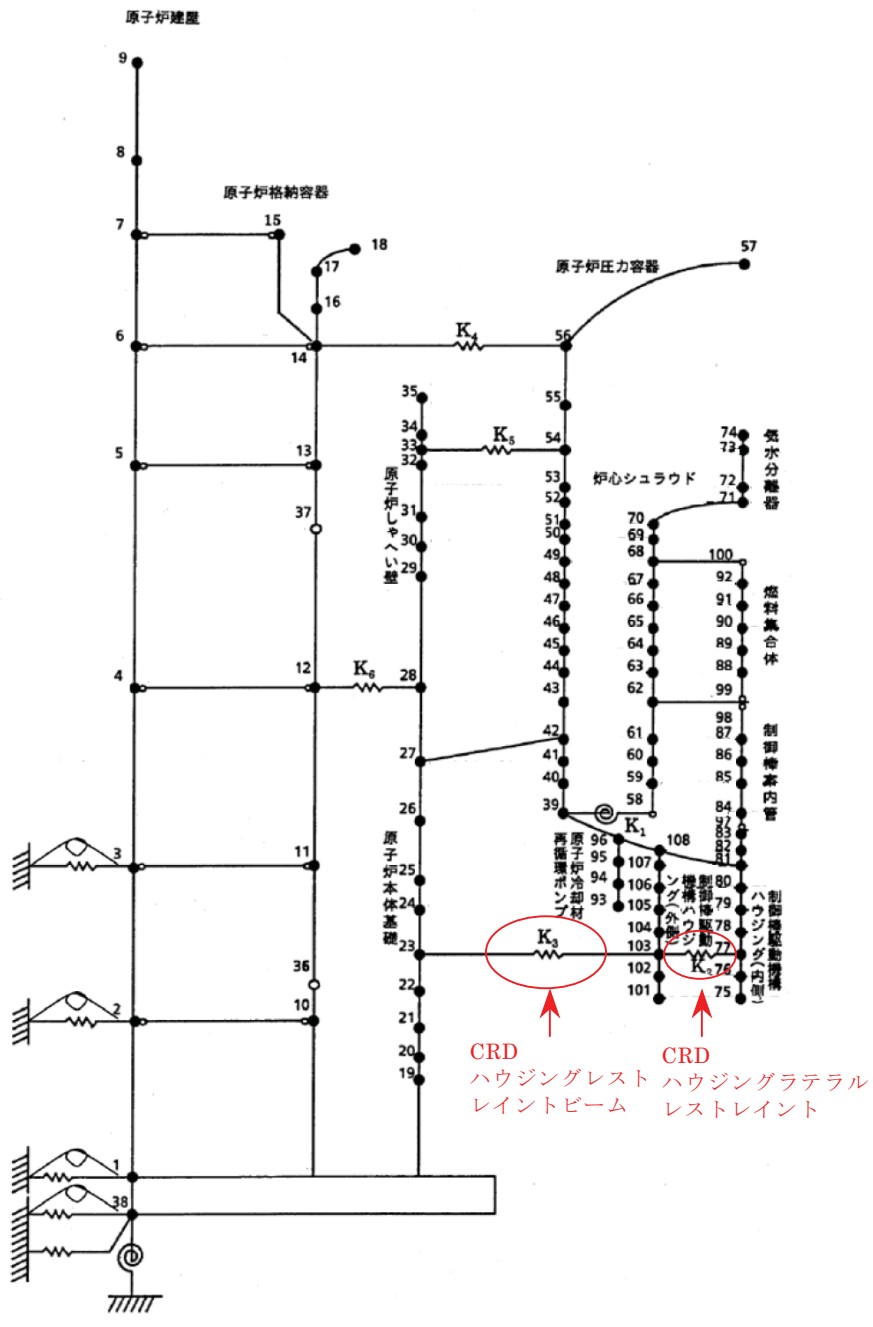
- ・ 吉田, 石川 : 多重円筒型分割タンクの耐震設計, 配管技術 '88.2, P.92-99

炉内構造物の水平方向解析モデルの制御棒駆動機構ハウジングから原子炉本体基礎に接続されているバネについて

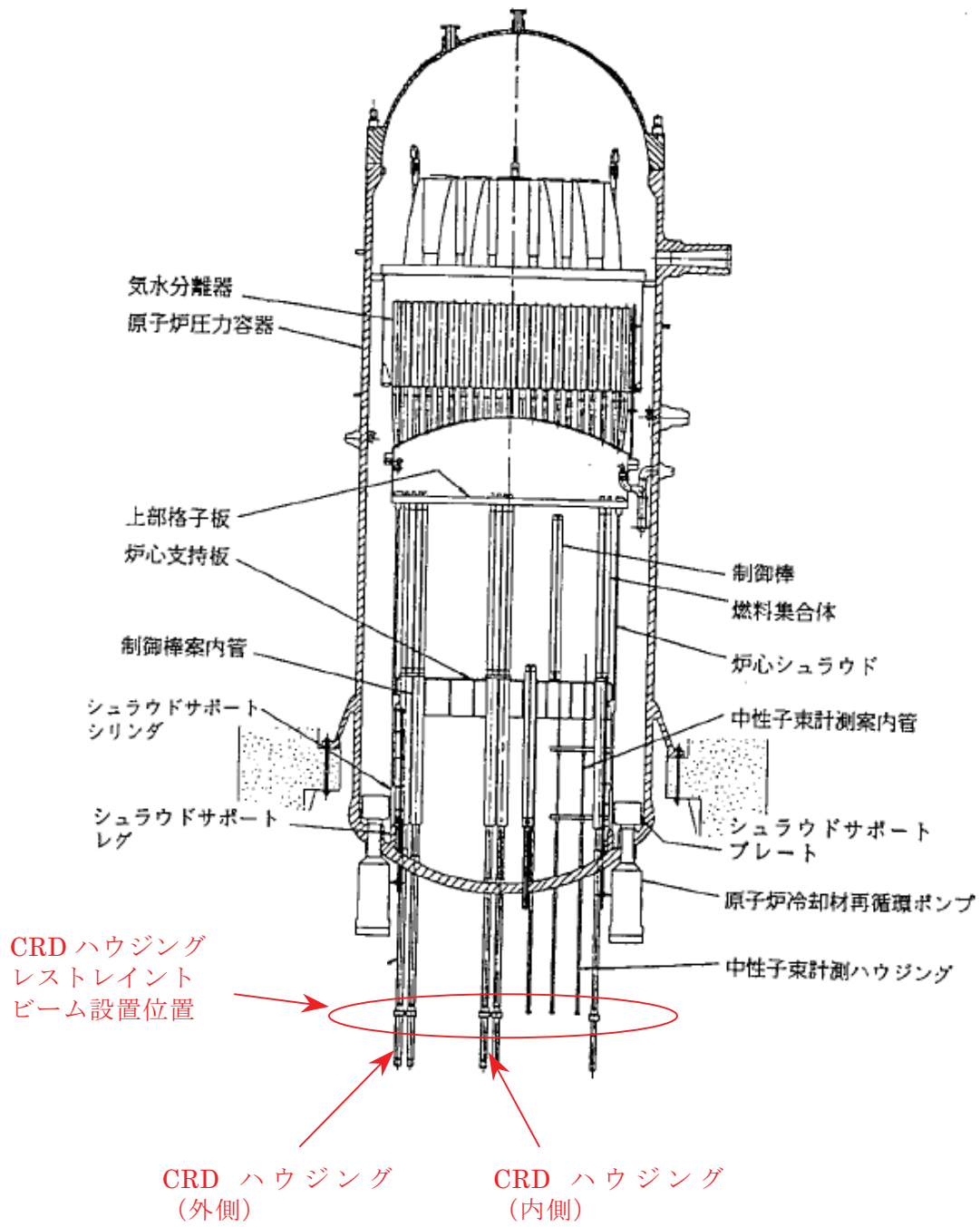
炉内構造物の水平方向解析モデル（参図-7.8.1）において，制御棒駆動機構ハウジング（以下，「CRD ハウジング」）から原子炉本体基礎に接続されているバネは，CRD ハウジングラテラルレストレイント（ K_2 ）および CRD ハウジングレストレイントビーム（ K_3 ）に該当する。これらの設置位置を参図-7.8.2 に示す。

CRD ハウジングラテラルレストレイントは，CRD ハウジング間および CRD ハウジング－CRD ハウジングレストレイントビーム間を支持する支持構造物である（参図-7.8.3）。また CRD ハウジングレストレイントビームは，CRD ハウジング－原子炉本体基礎間を支持する構造物であり，CRD ハウジング下端に取り付いている（参図-7.8.4，参図-7.8.5）。

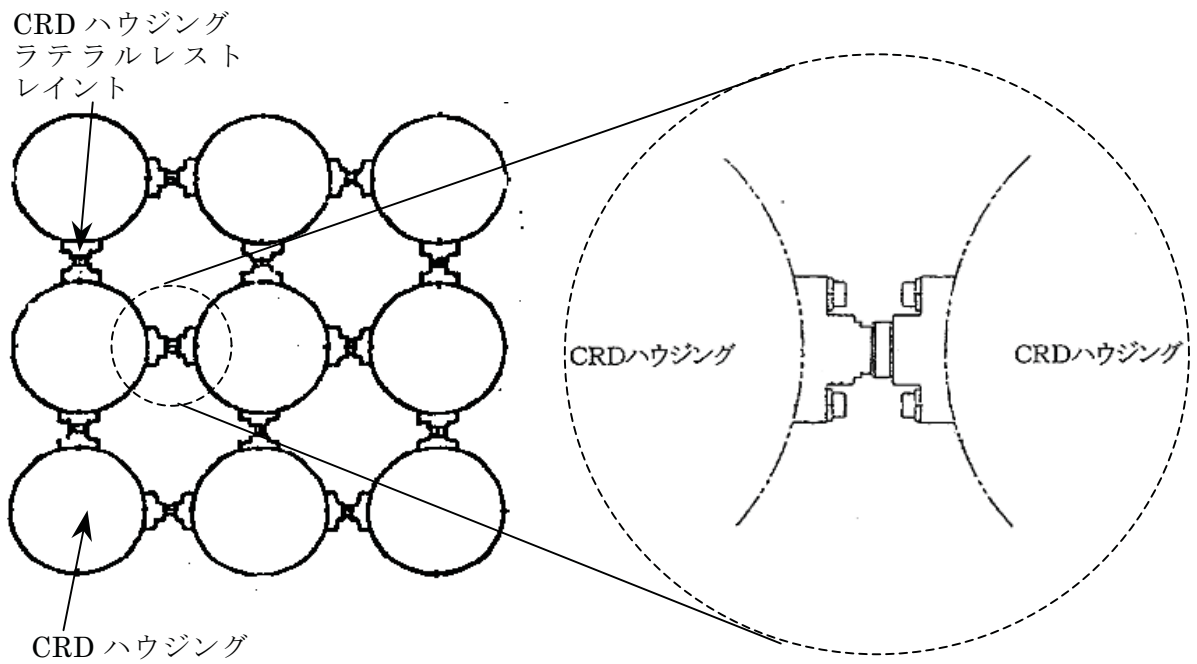
CRD ハウジングに加わった地震力は CRD ハウジングラテラルレストレイントを介して CRD ハウジングレストレイントビーム，原子炉本体基礎へ伝達される。



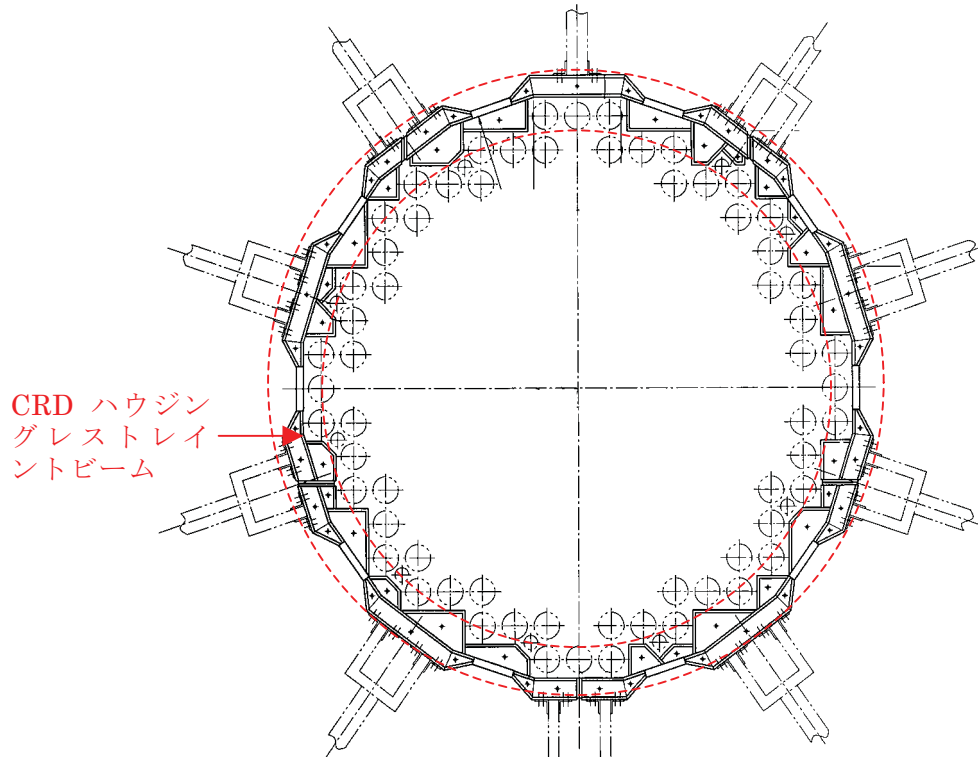
参図-7.8.1 炉内構造物水平方向解析モデル (NS 方向)



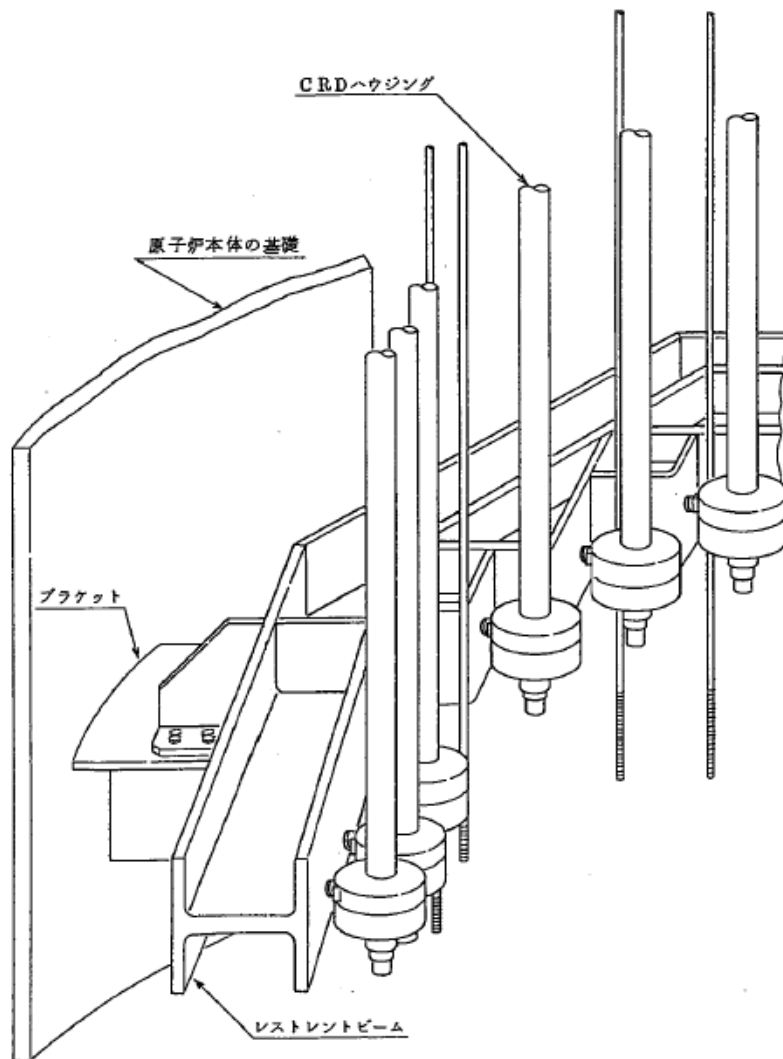
参図-7.8.2 原子炉圧力容器内構造図



参図-7.8.3 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレイント概略図



参図-7.8.4 制御棒駆動機構ハウジングレストレイントビーム外形図

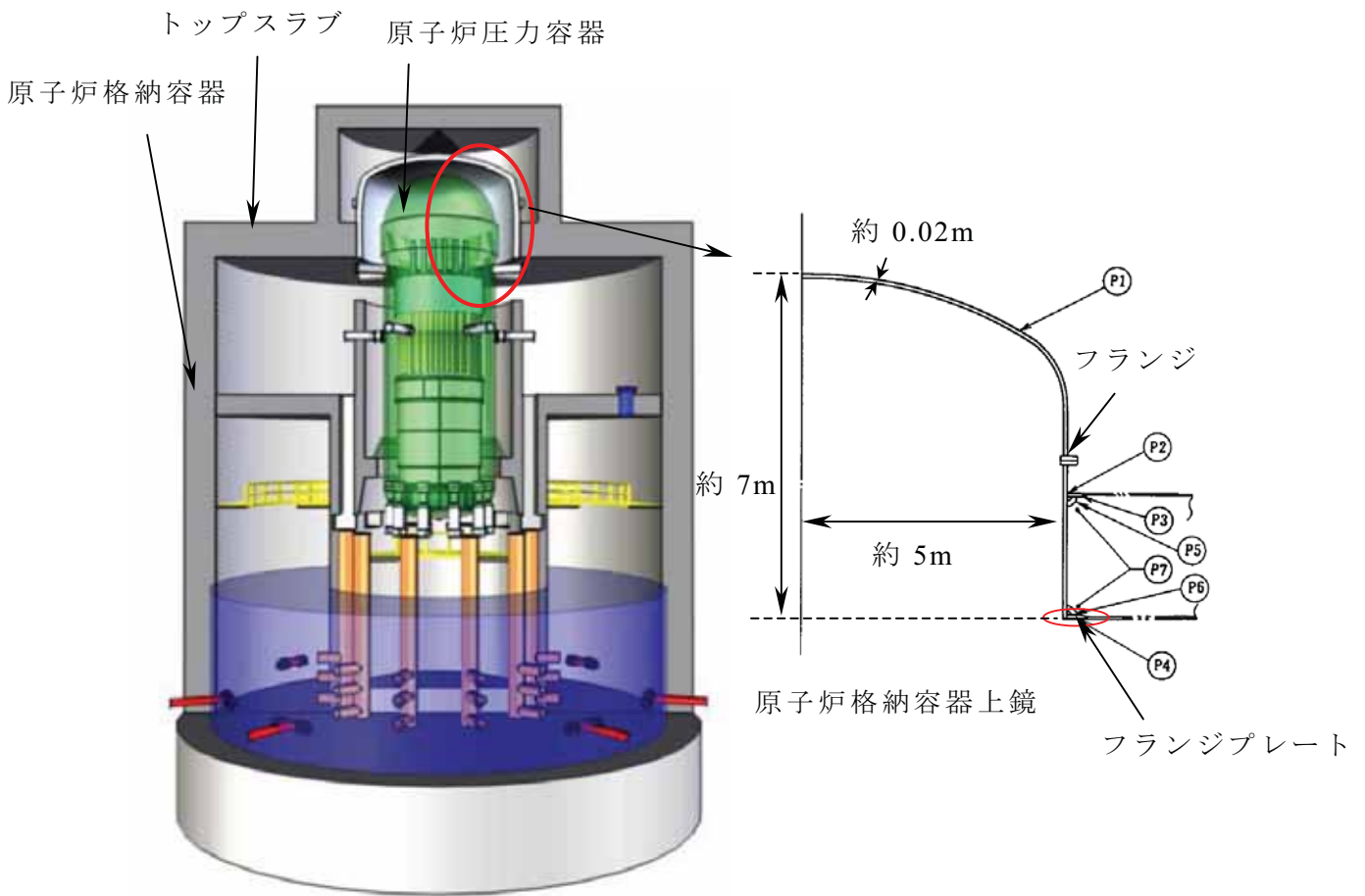


参図-7.8.5 制御棒駆動機構ハウジングレストレイントビーム概略図

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，代表としてフランジプレート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-7.9.1 に示す。



参図-7.9.1 原子炉格納容器上鏡

1. 応答比

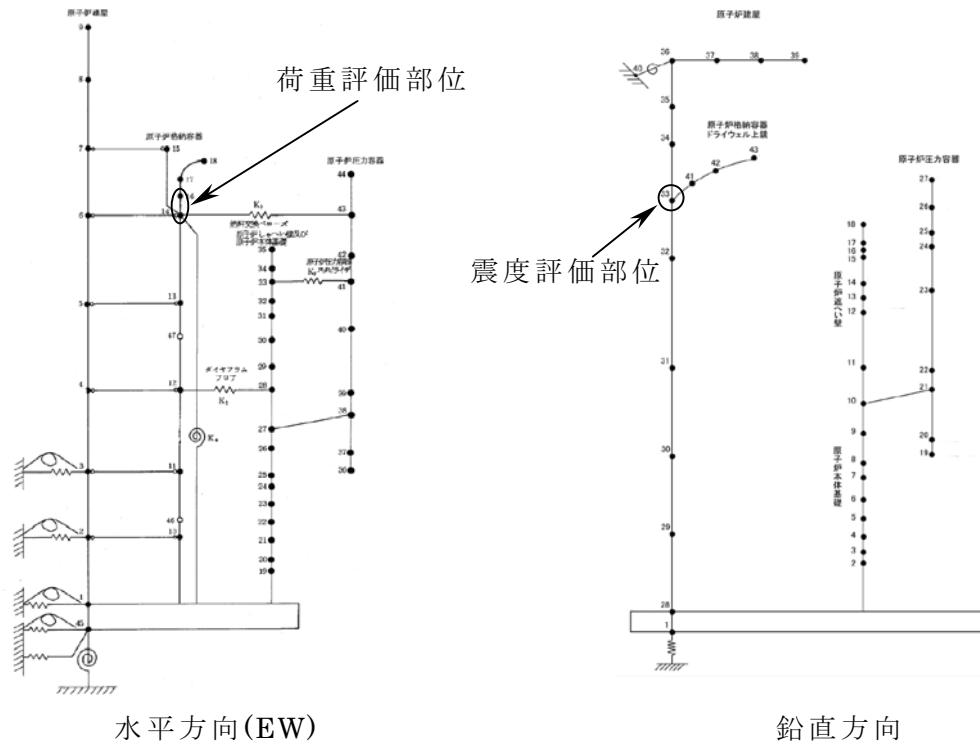
基準地震動 S_s による大型機器連成解析を行い、参図-7.9.2 に示す部位において算出されたせん断力，曲げモーメント，鉛直震度を評価に用いる。設計時の当該荷重および震度と，基準地震動 S_s による当該荷重および震度を用いて，下記に基づき応答比が算出される。算出した応答比を参表-7.9.1 に示す。参表-7.9.1 の応答比の内，最も大きい値 3.92 を評価に用いる。

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

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

$$\alpha_{Cv} = \frac{Cv_{Ss}}{Cv_0}$$

α_H	: せん断力による応答比
α_M	: 曲げモーメントによる応答比
α_{Cv}	: 鉛直震度による応答比
H_{Ss}	: 耐震安全性評価時の地震によるせん断力
H_0	: 設計時の地震によるせん断力
M_{Ss}	: 耐震安全性評価時の地震による曲げモーメント
M_0	: 設計時の地震による曲げモーメント
Cv_{Ss}	: 耐震安全性評価時の地震による鉛直震度
Cv_0	: 設計時の地震による鉛直震度



参図-7.9.2 原子炉格納容器上鏡フランジプレートの評価に用いる荷重の評価部位（大型機器解析モデル）

参表-7.9.1 応答比

	設計時	基準地震動 S _s	応答比
せん断力	206 [kN]	451 [kN]	2.19
曲げモーメント	431 [kN・m]	1080 [kN・m]	2.51
鉛直震度	0.23 [G]	0.90 [G]	3.92

2. 評価結果

1 で算出した応答比を設計時の発生値に乗じることにより，基準地震動 S_s による発生値が算出される。原子炉格納容器上鏡の評価結果を参表-7.9.2 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-7.9.2 原子炉格納容器上鏡の評価結果

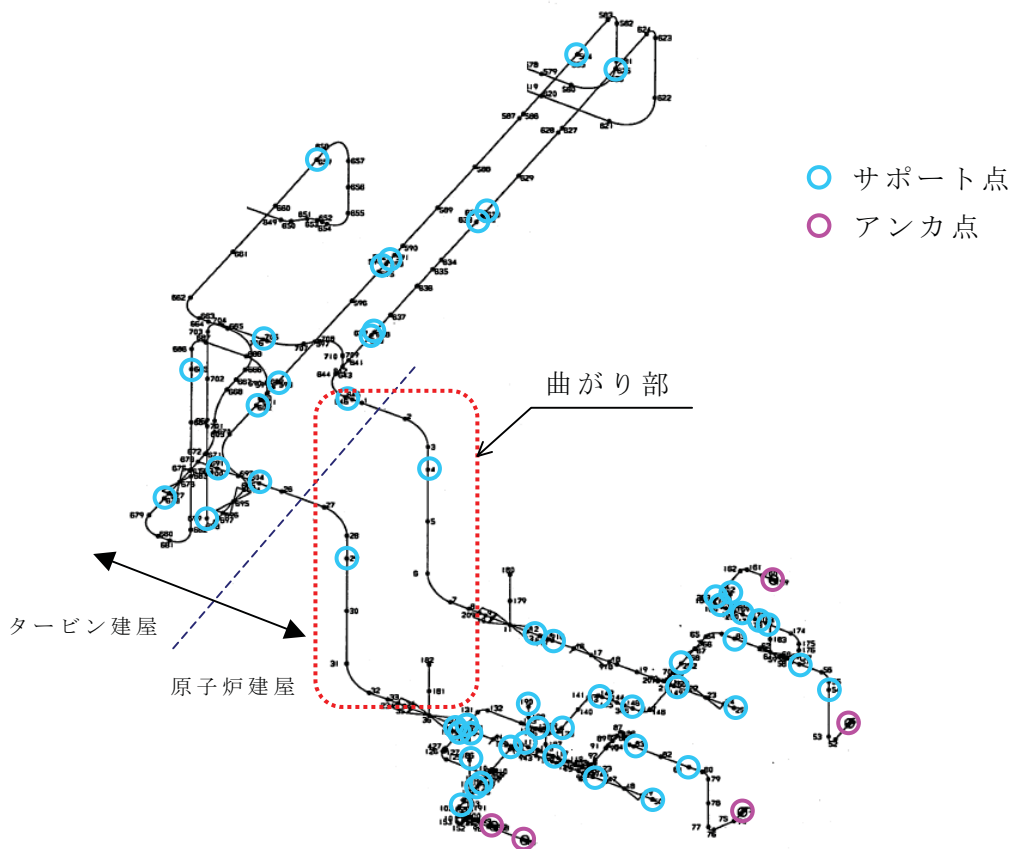
評価部位	応力分類	設計時発生値 [MPa]	応答比	基準地震動 S _s による発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
フランジプレート	せん断応力	16.7	3.92	66	158

建屋間の相対変位に対する配管への影響について

建屋間の相対変位等の変位制御型応力に対しては、配管への過大な応力の発生を防ぐために、配管や拘束部の配置について一般的には下記のような設計上の配慮がなされている。

- ・ 管軸方向の変位に対して曲がり部を設ける
- ・ 管軸直交方向の変位に対して拘束点間距離を長くする

なお、個々の設計においては、メンテナンス性や、機器配置、スペース等の事項を総合的に勘案の上、配管の配置を決定している。

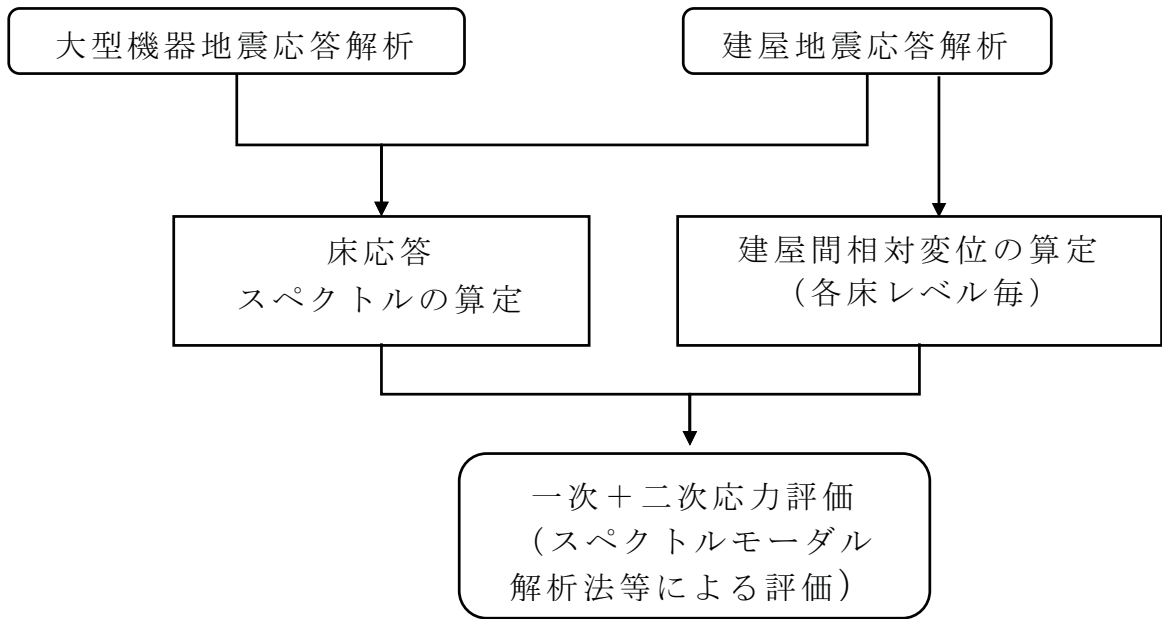


参図-7.10.1 建屋間貫通配管の例（給水系配管）

<参考：建屋間相対変位を考慮した評価>

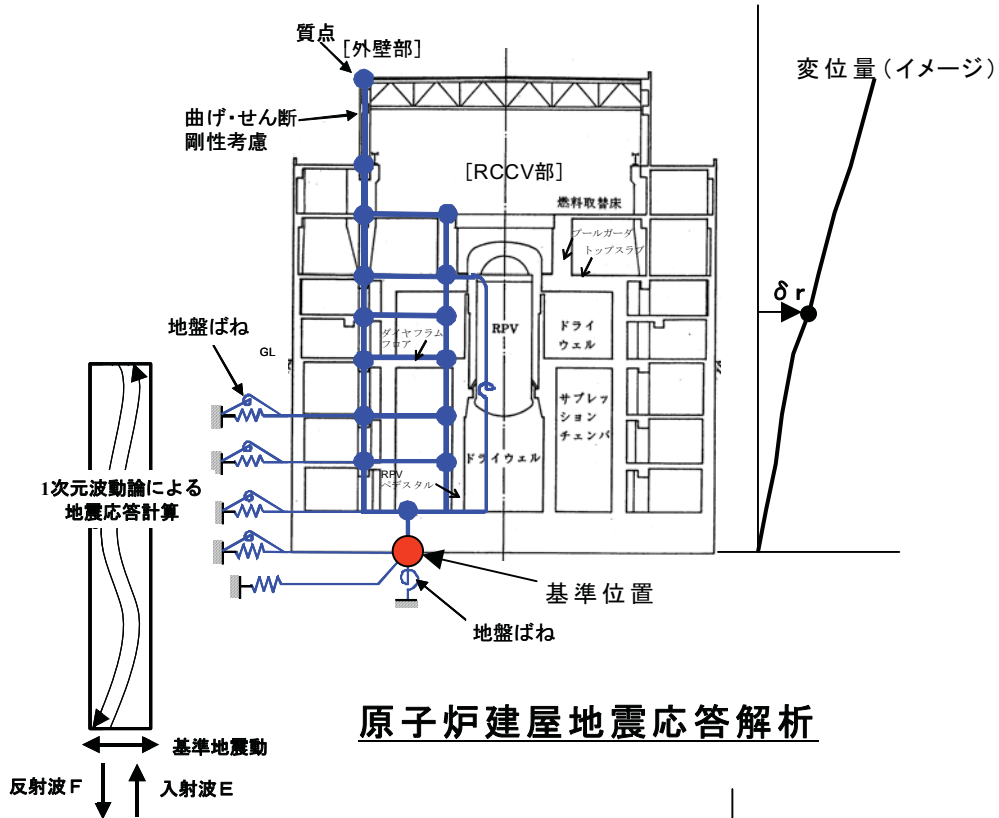
建屋間相対変位を考慮した評価の流れを参図-7.10.2 に、建屋間相対変位の算出の概要を参図-7.10.3 に示す。各建屋の地震応答解析結果から各床レベル毎の建屋相対変位を算出し、地震慣性力と建屋間相対変位を考慮した配管応力評価（一次＋二次応力評価）を行う。

建屋間の地震時相対変位により応力（一次＋二次応力）が厳しくなると想定される設備として、給水系配管を対象に設計時と同等な評価（スペクトルモーダル解析）を実施した。給水系配管の評価実施箇所を参図-7.10.4 に、評価に用いた建屋間相対変位を参表-7.10.1 に示す。地震荷重による一次＋二次応力評価の結果、評価基準値を下回っていることを確認した(参表-7.10.2)。

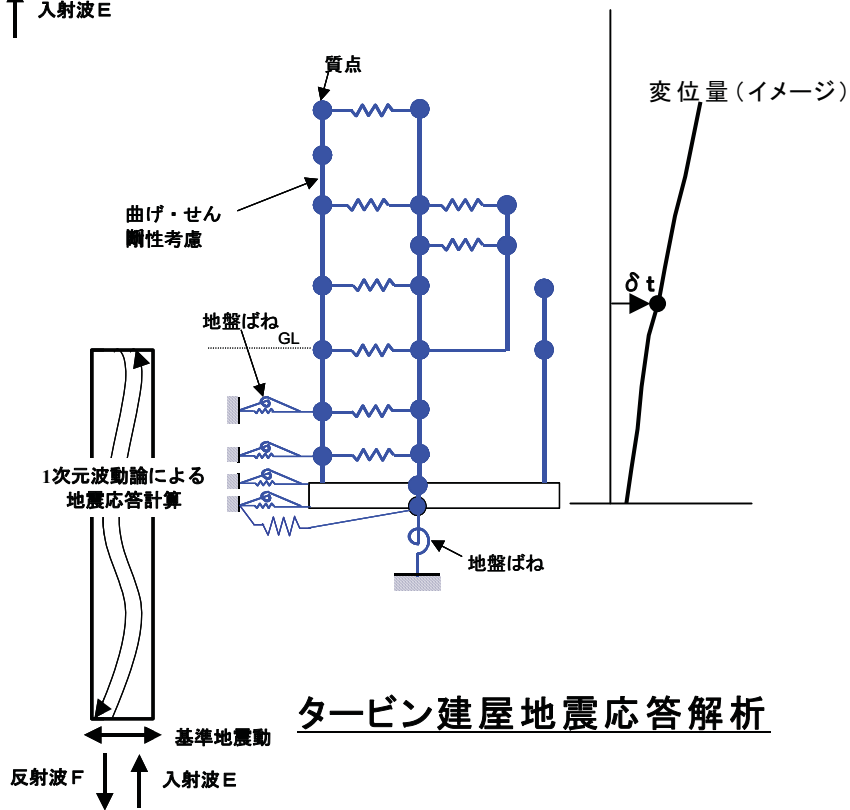


参図-7.10.2 相対変位を考慮した評価の流れ

- ・ 原子炉建屋基礎盤下を基準として，各建屋の床レベルでの高さ毎の変位の最大値を算出
 (原子炉建屋変位 = δr , タービン建屋変位 = δt)
- ・ 建屋の床レベル毎に相対変位を算出 (水平・鉛直各方向)
 (相対変位 $\delta = \delta r + \delta t$)

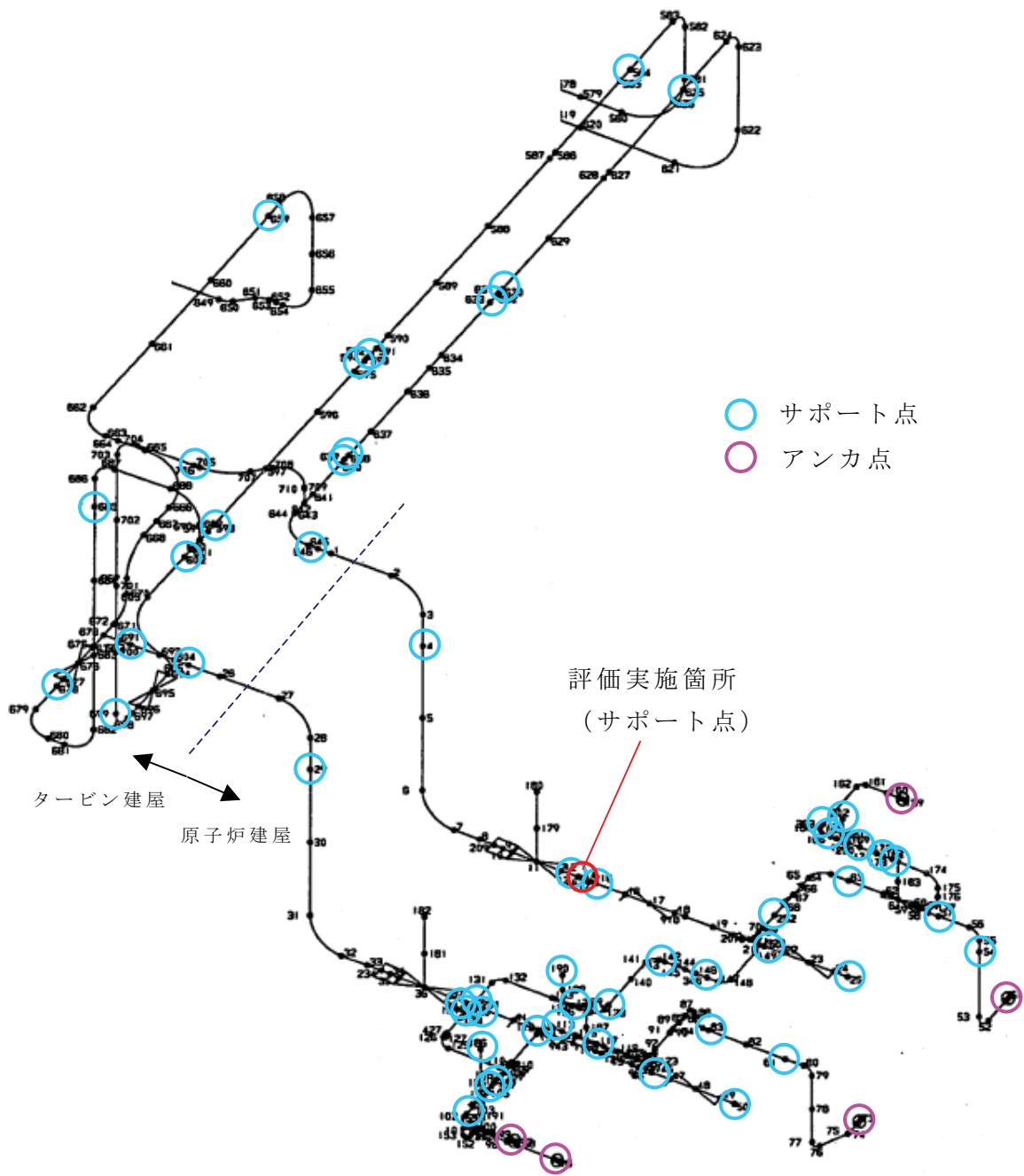


原子炉建屋地震応答解析



タービン建屋地震応答解析

参図-7.10.3 地震応答解析による相対変位評価



参図-7.10.4 給水系配管評価実施箇所

参表-7.10.1 建屋間相対変位

評価対象配管の設置 レベル(T.M.S.L. : m)	相対変位(mm)	
	水平方向	鉛直方向
19.5	81.1	1.6

参表-7.10.2 評価結果

評価対象設備	応力分類	発生値(MPa)	評価基準値(MPa)
給水系配管	一次＋二次応力	225	418

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 6 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。

構造強度評価結果を参表-7.11.1 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-7.11.1 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	B1	
		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	134	391	B1	
		原子炉停止時冷却材出口ノズル(N10)	ノズルセフェント [®]	一次一般膜応力	79	292	B1	
		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	164	403	B1	
		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	269	403	B1	
		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	104	386	B1	
	炉心支持構造物	燃料支持金具	中央燃料支持金具	軸圧縮応力	13	110	B2	
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	多孔プレート	一次一般膜+一次曲げ応力	178	395	B2	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系 ストレーナ	多孔プレート	一次一般膜応力	173	263	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	160	400	A2	

- ※1 「評価方法」の欄に記載されている[A1], [A2], [B1], [B2]の凡例は、以下のとおり。
- A1 : 応答倍率法において、基準地震動 Ss による地震力と既往評価の地震力との応答比を用いた評価方法
 - A2 : 応答倍率法において、基準地震動 Ss による床応答スペクトル等と、既往評価で用いた床応答スペクトル等から水平加速度と鉛直加速度の比をそれぞれ求め、大きい方の値を用いた評価方法
 - B1 : 詳細評価 (既往評価の地震荷重と地震以外の荷重を区別し、地震荷重による応力のみに応答比を乗じ、地震以外の荷重による応力を組み合わせて、発生値を求める手法)
 - B2 : 詳細評価 (スペクトルモーダル解析法等による評価)

参表-7.11.2 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				備考
		水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		
		応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度	評価 基準値	
計測制御系統設備	モニタ計器 (起動領域モニタ用)	1.26	3.0	0.90	2.0	コントロール建屋
	加速度検出器 (水平方向地震加速度検出器 (R/B上部)用)	0.97	3.0	0.90	1.5	
	圧力変換器 (ドライウェル圧力用)	0.97	3.0	0.90	3.0	
	位置スイッチ (主蒸気止め弁原子炉保護 インターロック用)	0.93	6.0	0.80	6.0	タービン建屋
	圧力スイッチ (タービン蒸気加減弁 急速閉用)	1.16	3.0	0.85	3.0	タービン建屋
	温度検出器 (主蒸気管区域周囲温度用)	0.93	10	0.88	10	
非常用予備 発電装置	継電器 (発電機界磁地絡用)	0.93	3.0	0.88	1.2	
電源 設備	真空遮断器 (6.9kV メタルラットスイッチギヤ 6C,6D,6E 用)	0.83	2.04	0.83	1.2	

注1) $G = 9.80665(m/s^2)$

注2) 地震時機能確認済加速度は、既往の試験等をもとに定めた。

注3) タービン建屋またはコントロール建屋の応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉建屋の場合は記載なし)

耐震安全性評価における 7 号機との比較について

原子力安全・保安院殿にて 6 号機, 7 号機の機器・配管系の耐震安全性評価結果の比較を行った結果, 抽出された設備について評価結果の比較を行った。

添付に比較結果を示す。

柏崎刈羽原子力発電所6号機

耐震設計上重要な機器・配管系の 耐震安全性評価における 7号機との比較について

概要

柏崎刈羽原子力発電所6号機の耐震安全性評価について、7号機との比較検討結果を示す。

■ 各設備における評価結果の比較

原子力安全・保安院殿にて6号機，7号機の機器・配管系の耐震安全性評価結果の比較を行った結果，抽出された設備について評価結果の比較を行う。

各設備における評価結果の比較（1 / 3）

■ 比較対象設備

● 構造強度評価

評価対象設備	6号機				7号機			
	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	170	260	レグ	軸圧縮	51	260
ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	引張	72	207	基礎ボルト	せん断	126	159
残留熱除去系熱交換器	胴板	一次	161	408	胴板	一次	288	408
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	148	207	ケーシング	軸圧縮	195	207
局部出力領域モニタ検出器集合体	LPRM検出器集合体 加圧チューブ	膜+曲げ	123	254	LPRM検出器集合体 加圧チューブ	膜+曲げ	162	226
非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	引張	36	202	排風機取付ボルト	引張	169	177

2

各設備における評価結果の比較（2 / 3）

● 構造強度評価（配管系）

評価対象設備	6号機				7号機			
	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
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	100	217	サポート部材	組合せ応力	178	280
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	98	245	サポート部材	組合せ応力	190	280
制御棒駆動系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	124	205	サポート部材	組合せ応力	228	246
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	26	245	サポート部材	組合せ応力	112	160
不活性ガス系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	85	245	サポート部材	組合せ応力	171	280

3

各設備における評価結果の比較 (3 / 3)

● 動的機能維持評価 (弁)

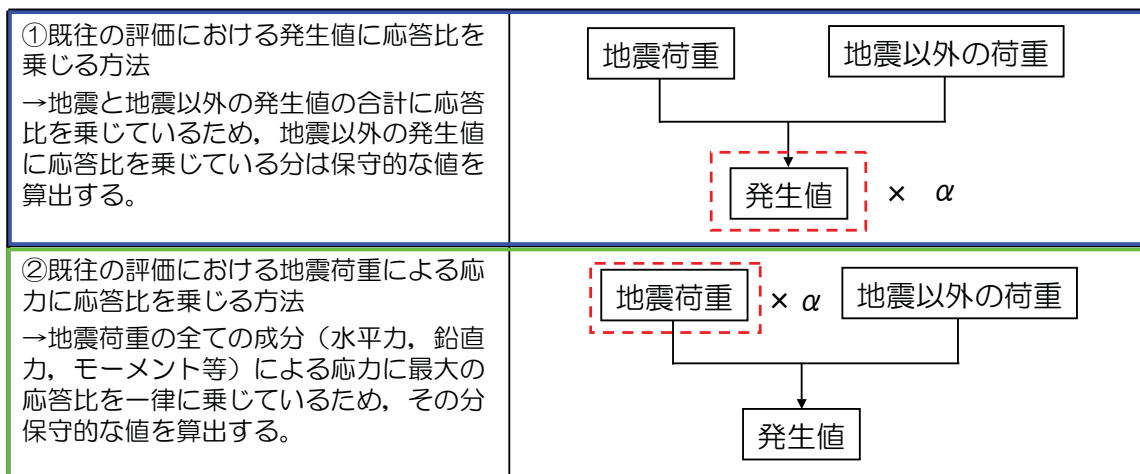
6号機						7号機					
評価対象設備	加速度 確認部位	水平加速度 (G※1)		上下加速度 (G※1)		評価対象設備	加速度 確認部位	水平加速度 (G※1)		上下加速度 (G※1)	
		応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度	評価 基準値			応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度	評価 基準値
主蒸気系 (主蒸気逃がし安全 弁 (S))	弁 駆動部	4.71	9.6	2.89	6.1	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全 弁 (K))	弁 駆動部	6.32	9.6	1.53	6.1
残留熱除去系 (RHR系最小流量バ イパス弁 (B))	弁 駆動部	1.95	6.0	1.08	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
高圧炉心注水系 (HPCF系試験可能 逆止弁 (C))	弁 駆動部	2.18	6.0	4.66	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
原子炉補機冷却水系 (RCW冷却水供給温 度調節弁 (B))	弁 駆動部	3.95	6.0	1.44	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

※1 G = 9.80665 (m/s²)

4

応答比を用いた手法例

■ 応答比（応答荷重比，応答加速度比）を用いた評価には様々なパターンがある。代表的なパターンを下記に示す。

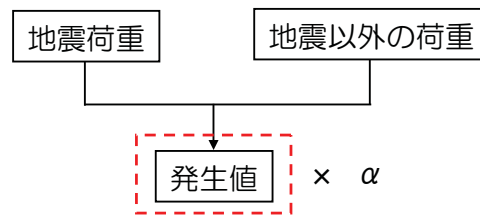


5

応答倍率法と詳細評価

■ 応答倍率法

既往の評価における発生値に、応答比（応答荷重比または応答加速度比）を乗じて、発生値を算出する手法。



評価手法	内容	設備例
A1 応答荷重比を用いた評価	既往評価とSs評価時の地震荷重（水平力、鉛直力、モーメント等）の比のうち、大きい値を用いる。	原子炉遮へい壁
A2 応答加速度比を用いた評価	既往評価とSs評価時の地震加速度（水平、鉛直）の比のうち、大きい値を用いる。	水圧制御ユニット 原子炉隔離時冷却系ポンプ 等

応答倍率法と詳細評価

■ 詳細評価

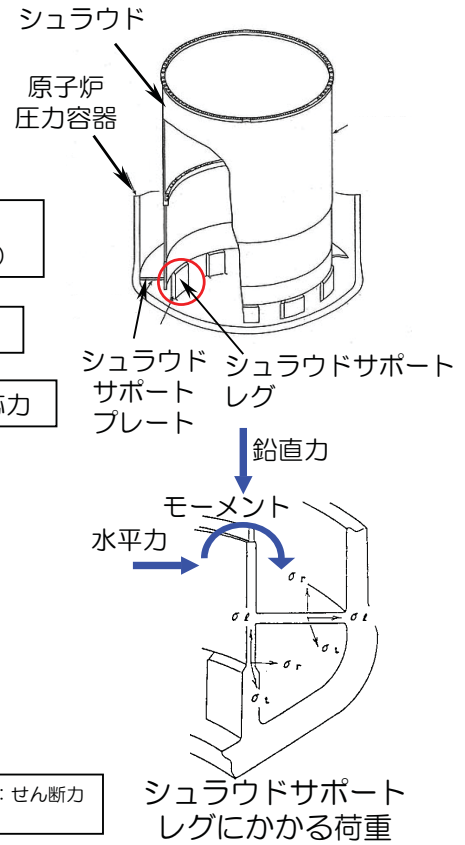
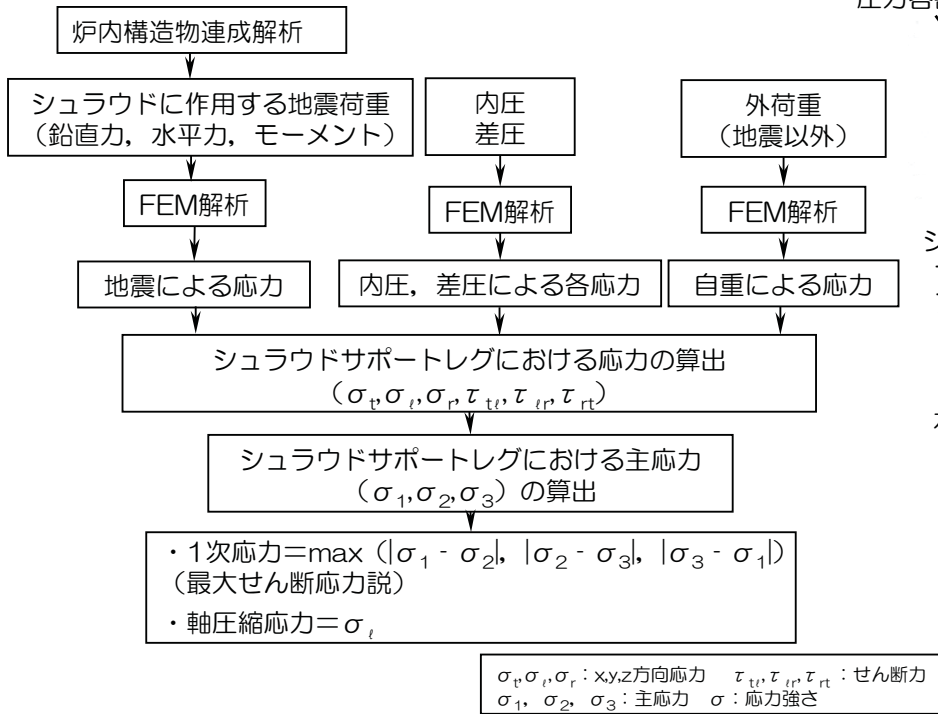
応答倍率法以外の評価手法は全て詳細評価に分類される。詳細評価にはいくつかのパターンがあり、詳細評価においても荷重の算出過程等において応答比を用いている場合もある。

評価手法	内容	設備例
B1 詳細評価 (既往評価の地震荷重と地震以外の荷重を区別し、地震荷重による応力のみに応答比を乗じ、地震以外の荷重による応力を組み合わせて、発生値を求める手法)	既往評価の地震荷重による応力に応答比を乗じてSs時の地震荷重による応力とし、発生値を求める手法 (地震荷重以外による応力には応答比は乗じていないことから、応答倍率法とは異なる)	炉心シュラウド 上部格子板 原子炉圧力容器 シュラウドサポート 等
B2 詳細評価 (スペクトルモーダル解析法等による評価)	時刻歴応答解析を用いた手法	局部出力領域モニタ検出器集合体 燃料取替機 原子炉建屋クレーン
	スペクトルモーダル解析を用いた手法	配管系 原子炉格納容器スプレイ管 等
	連成解析から得られる地震荷重（水平力、鉛直力、モーメント等）や床応答スペクトル等から得られる加速度を用いて、発生値を求める手法（設計時と同じ手法）	原子炉圧力容器基礎ボルト 原子炉本体基礎 残留熱除去系ポンプ 等

シュラウドサポート（1）

■ 6号機と7号機で、同等の構造である。

✓設計時の手法



シュラウドサポート（2）

✓ 6号機

- 設計時の地震荷重から算出される応力に応答比を乗じ、これに地震以外の荷重による応力を組み合わせる。応答比は、設計時とSs評価時の水平、鉛直の震度比の内大きい値とする。（震度比を用いることにより保守的な評価となる。）（次頁参照）

$$\begin{aligned}
 (\text{応答比}) \alpha &= \text{MAX} \left(\frac{C_{HS}}{C_{H0}}, \frac{C_{VS}}{C_{V0}} \right) \\
 &= \text{MAX}(2.48, 3.79) \\
 &= 3.79
 \end{aligned}$$

α : 応答比
 C_H : 水平震度
 C_V : 鉛直震度
 M : モーメント
 H : 水平力
 V : 鉛直力
 添字0は設計時の値を示す。
 添字SはSs評価時の値を示す。

✓ 7号機

②既往の評価における地震荷重による応力に応答比を乗じる方法

- 設計時と同様に、連成解析から算出される地震荷重を用いて地震による応力を算出し、これに地震以外の荷重による応力を組み合わせる。

6号機は応答比を用いた評価を実施しているため、7号機より発生値が大きくなっている

評価対象設備	6号機				7号機			
	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	170	260	レグ	軸圧縮	51	260

シュラウドサポート（3）

- 設計時とS_s評価時の震度、地震荷重

6号機

		設計時	S _s 評価時	倍率
水平震度 [G]		0.44	1.09	2.48
鉛直震度 [G]		0.28	1.06	3.79
モーメント [kN・m]		28440	28300	1.00
鉛直力 [kN]	炉内側	785	1950	2.49
	RPV側	6277	9940	1.59

震度比 [最大(水平震度比,鉛直震度比)] > 荷重比

- ✓震度比を用いることにより，S_s評価時の地震荷重を上回ることから，保守的な評価となる。

10

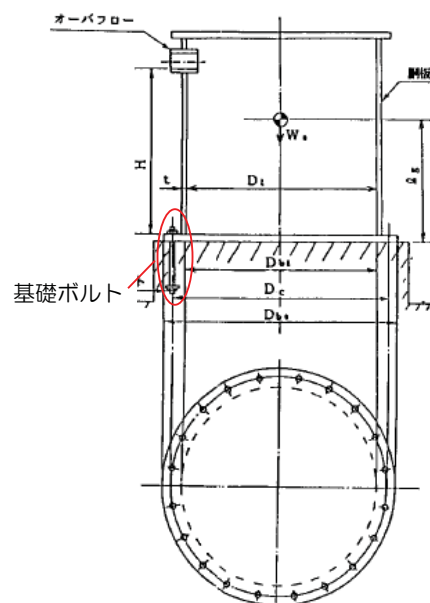
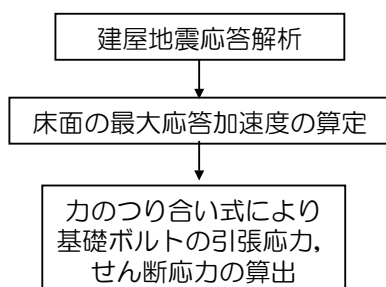
ほう酸水注入系貯蔵タンク（1）

- タンクの仕様は，6号機と7号機で同等である。

✓タンク仕様

	6号機	7号機
タンク内径(mm)	3300	3300
基礎ボルト断面積(mm ²)	452.3	452.3
基礎ボルト材質	SS400	SS400

✓設計時の手法



11

ほう酸水注入系貯蔵タンク（2）

✓6号機

- 設計時と同様に、設置床における震度（水平、鉛直）を用いて、力のつり合い式により地震荷重（モーメント、せん断力）を算出し応力を求める。

✓7号機

- 設計時の応力に応答比を乗じる。
 応答比は、設計時とSs評価時の水平、鉛直の震度比の内大きい値とする。

$$\alpha = \text{MAX} \left(\frac{C_{HS}}{C_{H0}}, \frac{C_{VS}}{C_{V0}} \right)$$

$$= \text{MAX}(1.49, 3.66)$$

$$= 3.66$$

α：応答比
 C_H：水平震度
 C_V：鉛直震度
 τ：せん断応力
 添字0は設計時の値を示す。
 添字SはSs評価時の値を示す。

① 既往の評価における発生値に
 応答比を乗じる方法

7号機は応答比を用いた評価を実施しているため、6号機より発生値が大きくなっている

評価対象設備	6号機				7号機			
	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	引張	72	207	基礎ボルト	せん断	126*	159

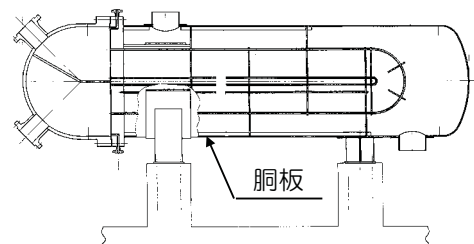
※ 詳細評価では、52MPaとなることを確認している。
 （第26回構造WGにて説明）

残留熱除去系熱交換器（1）

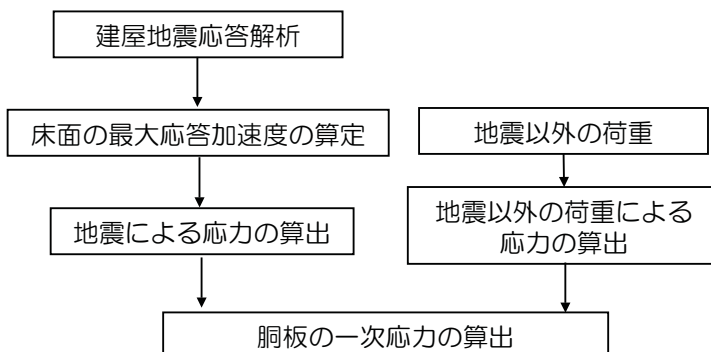
- 熱交換器の仕様は、6号機と7号機で同等である。

✓熱交換器仕様

	6号機	7号機
熱交換器内径(mm)	1600	1600
材質	SGV480	SGV480



✓設計時の手法



残留熱除去系熱交換器（2）

✓6号機

- ・設計時と同様に、設置床における震度（水平，鉛直）を用いて、胴板に作用する地震荷重を算出し、地震以外の荷重と組合せて応力を求める。

✓7号機

- ・設計時の応力に応答比を乗じる。
 応答比は、設計時とSs評価時の水平，鉛直の震度比の内大きい値とする。

$$\alpha = \text{MAX} \left(\frac{C_{HS}}{C_{H0}}, \frac{C_{VS}}{C_{V0}} \right)$$

$$= \text{MAX}(2.76, 3.40)$$

$$= 3.40$$

α：応答比
 C_H：水平震度
 C_V：鉛直震度
 添字0は設計時の値を示す。
 添字SはSs評価時の値を示す。

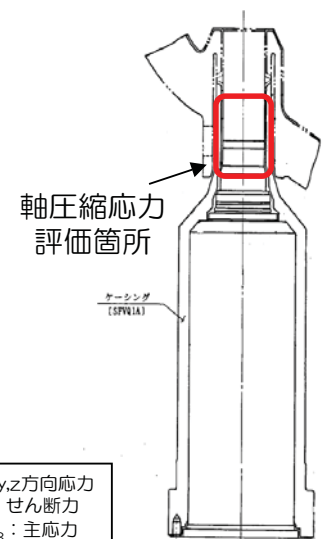
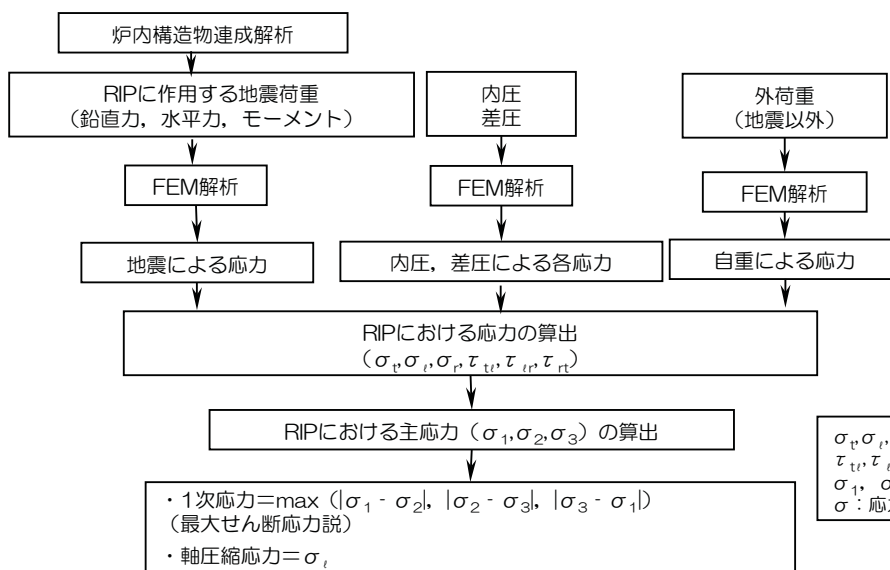
①既往の評価における発生値に
 応答比を乗じる方法

7号機は応答比を用いた評価を実施しているため、6号機より発生値が大きくなっている

評価対象設備	6号機				7号機			
	評価部位	応力分類	発生値(MPa)	評価基準値(MPa)	評価部位	応力分類	発生値(MPa)	評価基準値(MPa)
残留熱除去系熱交換器	胴板	一次	161	408	胴板	一次	288	408

原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング（1）

✓設計時の手法

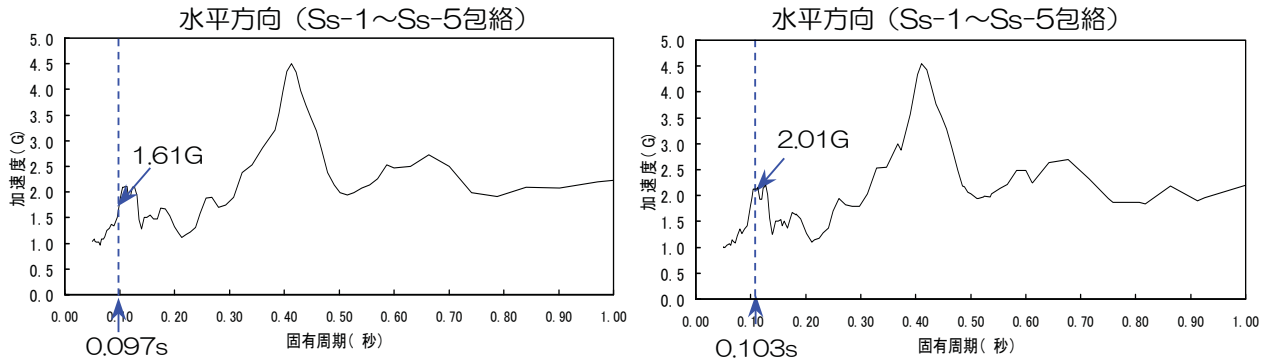


σ_x, σ_y, σ_z : x,y,z方向応力
 τ_{xy}, τ_{yz}, τ_{xz} : せん断力
 σ₁, σ₂, σ₃ : 主応力
 σ : 応力強さ

原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング (2)

■ 床応答スペクトル比較 (参考)

※ 実際の評価においては、炉内構造物連成解析から得られる地震荷重を用いている。



6号機

7号機

RIPモータケーシング付け根部における床応答スペクトルより読み取った震度 (減衰3%, 基準地震動Ss)

	6号機	7号機
固有周期(s)	0.097	0.103
水平方向震度(G) (減衰3%)	1.61	2.01
(参考) 水平方向震度(G) (減衰1%)	2.58	3.45

✓ 震度を比較すると、7号機のほうが6号機より大きい。

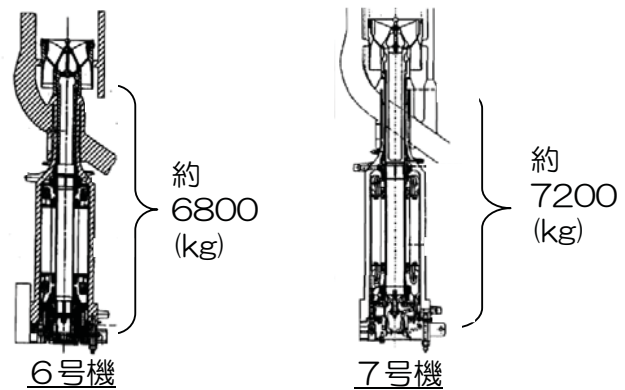
原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング (3)

■ ケーシングは6号機と7号機で同等の構造であるが、ポンプの構造が若干異なる。

内部構造物等の重量が7号機のほうが大きくなっている
(7号機と6号機の差が1体当たり約400kg)



地震応答解析により算出されるモーメントが7号機のほうが大きくなるため、発生値に違いが出ている。

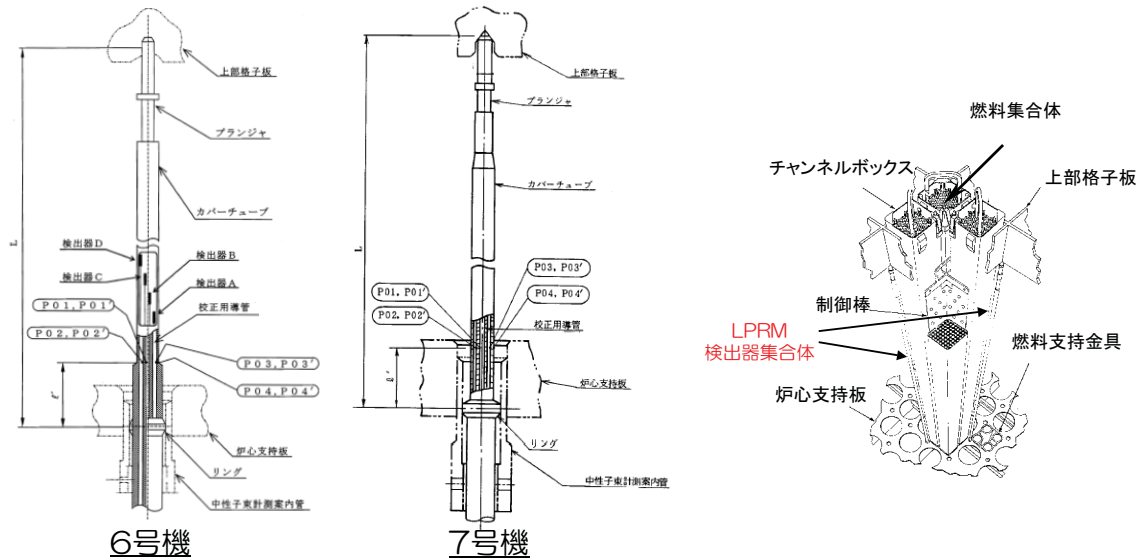


ケーシングを含めた原子炉冷却材再循環ポンプ重量 (1体当たり) (内部構造物等を含む)

評価対象設備	6号機					7号機				
	評価部位	応力分類	減衰定数	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価部位	応力分類	減衰定数	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
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	3%	148	207	ケーシング	軸圧縮	1%	195	207
								(参考) 3%	183	207

局部出力領域モニタ検出器集合体（1）

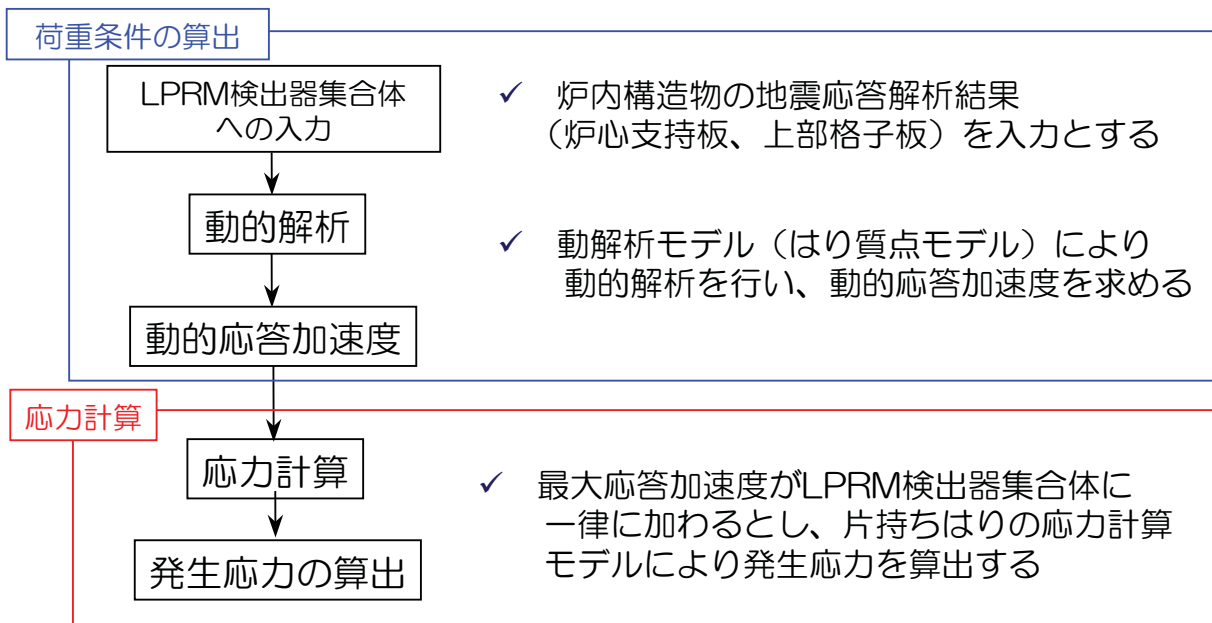
- 6号機と7号機で、同等の構造である
- 上部を上部格子板で支持し、下部を炉心支持板で固定している。



18

局部出力領域モニタ検出器集合体（2）

- 局部出力領域モニタ検出器集合体（以下、「LPRM検出器集合体」と呼ぶ。）の動解析モデル（はり質点モデル）で応答加速度を算出し、その加速度を元に、片持ちはりの応力計算モデルにより発生応力を算出する。



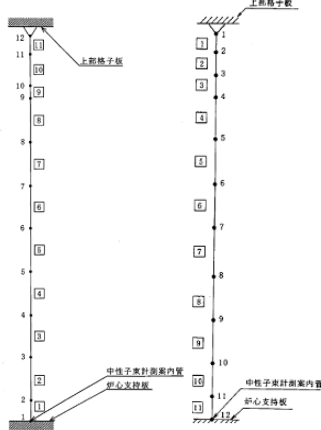
19

局部出力領域モニタ検出器集合体 (3)

■ 荷重条件の算出

応答加速度を算出する過程で、入力加速度は炉内構造物の地震応答解析結果（炉心支持板、上部格子板）を用いる。6号機では時刻歴解析を用いているが、7号機ではスペクトルモーダル解析を用いている。

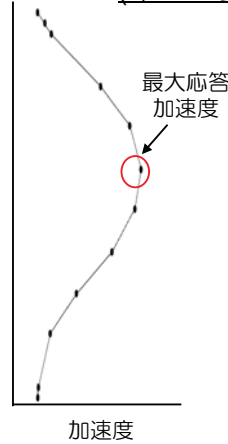
✓ 動解析モデル



6号機

7号機

✓ 動的応答加速度分布図 (イメージ)



動解析モデル（はり質点モデル）で応答加速度を算出

各質点のうちの最大応答加速度を質量に乗じて、LPRM検出器集合体に加わる水平力を求める

✓ 荷重条件

	6号機	7号機
水平力(N)	307.1	360.0

入力となる荷重条件が6号機より7号機のほうが大きい

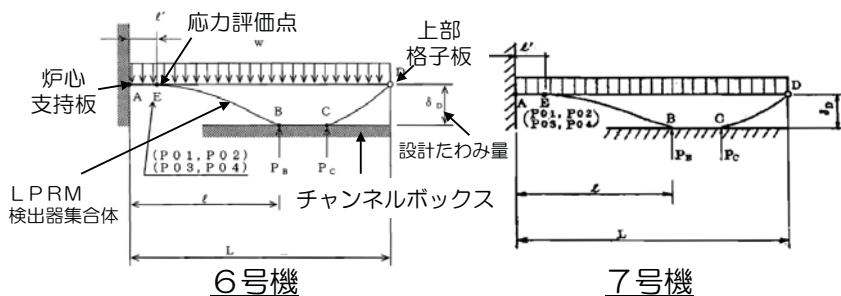
- 動解析モデルでの支持条件は、炉心支持板で固定、上部格子板で単純支持とする。

局部出力領域モニタ検出器集合体 (4)

■ 応力計算

✓ 応力計算モデル

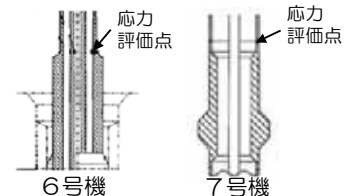
応力計算モデルは、工事計画認可申請と同様のモデルを用いている。LPRM検出器集合体が、振動して、チャンネルボックスに接触し、たわみが止められるのを表現したモデルとしている。



6号機

7号機

BC間は直線となり、曲げモーメントは作用しないのでAB間は等分布荷重 w 及び一端に集中荷重 P_B の作用する片持ちばりとなる。
 応力評価点Eは、大きな曲げの力が発生するLPRM検出器集合体下部の、
 (6号機) 外径が細くなっている部分
 (7号機) 内径が大きくなっている部分
 としている。



w : 等分布荷重（水平力がLPRM検出器集合体に一律に加わるとしている）
 δ_D : 設計たわみ量（チャンネルボックスの地震時たわみ量及び水平移動量にLPRM検出器集合体の移動量を加えたもの）

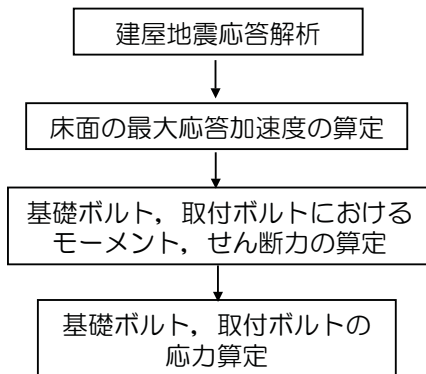
入力となる荷重条件が7号機のほうが大きいため、6号機より発生値が大きくなっている

評価対象設備	6号機				7号機			
	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
局部出力領域モニタ検出器集合体	LPRM検出器集合体加 ¹ -チューブ	膜+曲げ	123	254	LPRM検出器集合体加 ¹ -チューブ	膜+曲げ	162	226

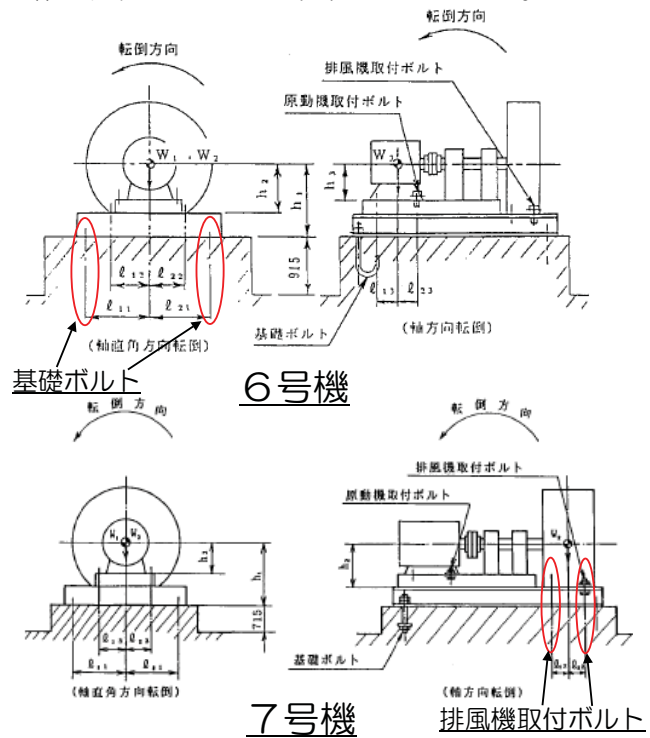
非常用ガス処理系排風機（1）

- 6号機と7号機で、同等の構造であるが評価部位が6号機は基礎ボルト、7号機は排風機取付ボルトと異なっている。

✓設計時の手法



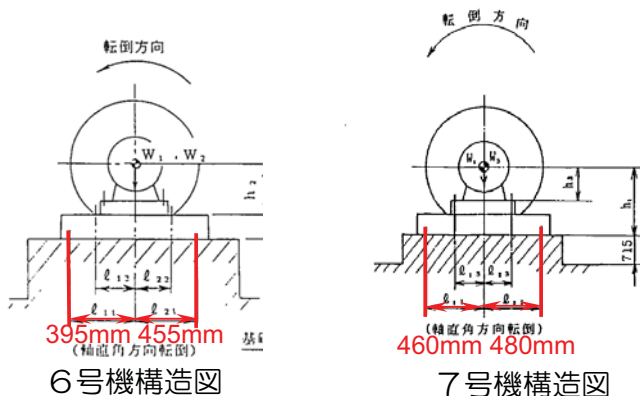
- 6号機と7号機で、評価部位を合わせた場合で比較をした。



非常用ガス処理系排風機（2）

- 非常用ガス処理系排風機（基礎ボルト）（6号機の評価部位にあわせた場合）

評価対象設備	評価部位	応力分類	6号機		7号機	
			発生値	評価基準値	発生値	評価基準値
非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	引張応力	36MPa	202MPa	29MPa	202MPa



✓引張応力の算出式

$$F_{bi} = \frac{(C_H + C_P) \cdot W_i \cdot h + M_p - (1 - C_P - C_V) \cdot W_i \cdot l_{1i}}{n_i \cdot (l_{1i} + l_{2i})}$$

$$\sigma_{bi} = \frac{F_{bi}}{A_{bi}}$$

✓重心とボルト間の距離

	6号機	7号機
l_{1i}	395mm	460mm
l_{2i}	455mm	480mm

- C_H : 地震による水平評価用震度
- C_V : 地震による鉛直評価用震度
- C_P : ポンプ震度による震度
- M_p : ポンプ回転により作用するモーメント
- l_{1i}, l_{2i} : 重心とボルト間の水平方向距離

- A_{bi} : ボルトの軸断面積
- h_i : 当該面から重心までの距離
- n_i : ボルトの本数
- W_i : 運転時重量

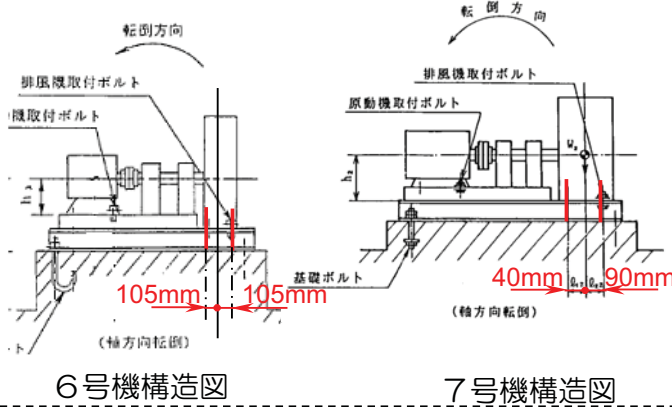
基礎ボルトでは、6号機と7号機で引張応力の算出に用いる、重心とボルト間の距離はほぼ同じであるため、発生値はほぼ同じ値である

非常用ガス処理系排風機（3）

- 非常用ガス処理系排風機（排風機取付ボルト）（7号機の評価部位にあわせた場合）

評価対象設備	評価部位	応力分類	6号機		7号機	
			発生値	評価基準値	発生値	評価基準値
非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	引張応力	12MPa	177MPa	169MPa※	177MPa

※ 詳細評価では、67MPaとなることを確認している。
（第26回構造WGにて説明）



✓引張応力の算出式

$$F_{bi} = \frac{(C_H + C_P) \cdot W_i \cdot h + M_P - (1 - C_P - C_V) \cdot W_i \cdot l_{1i}}{n_i \cdot (l_{1i} + l_{2i})}$$

$$\sigma_{bi} = \frac{F_{bi}}{A_{bi}}$$

✓設備の相違点（重心とボルト間の距離）

	6号機	7号機
l_{1i}	105mm	40mm
l_{2i}	105mm	90mm

C_H ：地震による水平評価用震度
 C_V ：地震による鉛直評価用震度
 C_P ：ポンプ震度による震度
 M_P ：ポンプ回転により作用するモーメント
 l_{1i}, l_{2i} ：重心とボルト間の水平方向距離

A_{bi} ：ボルトの軸断面積 h_i ：当該面から重心までの距離
 n_i ：ボルトの本数 W_i ：運転時重量

6号機，7号機の構造を比較すると，引張応力の算出に用いる，重心とボルト間の距離が異なるため，発生値に差異がある

配管系（配管サポート）（1）

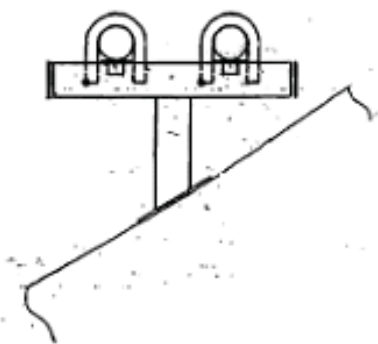
■ 配管系（配管サポート）

- 配管系については，同じ系統であっても配管の引き回しやサポートの取付位置等が異なることから，6/7号機で発生値に違いがある。
- 配管の解析モデルは一つの系統に対して複数（数モデル～数十モデル）存在する。
- 6/7号機で同じ系統であっても，評価基準値に対して裕度の小さい箇所（解析モデル）は異なる。

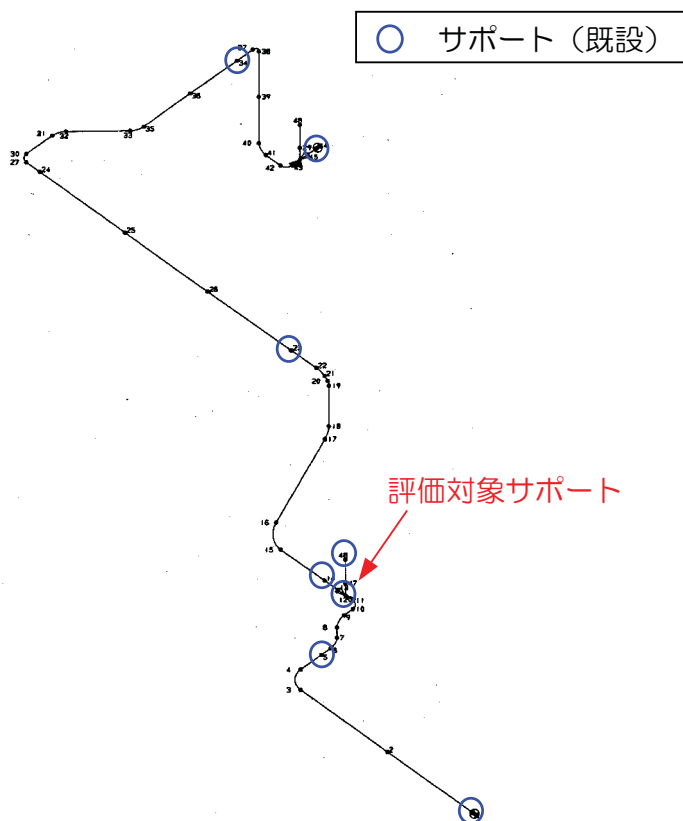
次頁以降に，それぞれの系統について構造を示す。

配管系（配管サポート）（2）

- 放射性ドレン移送系（6号機）

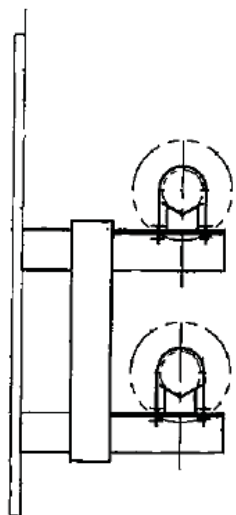
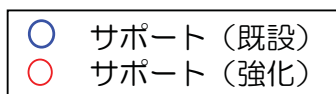


サポート構造図

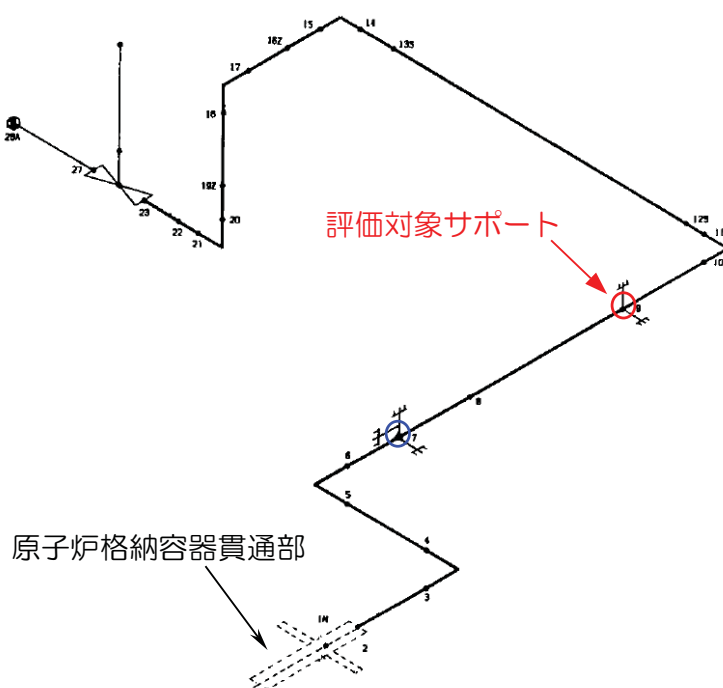


配管系（配管サポート）（3）

- 放射性ドレン移送系（7号機）

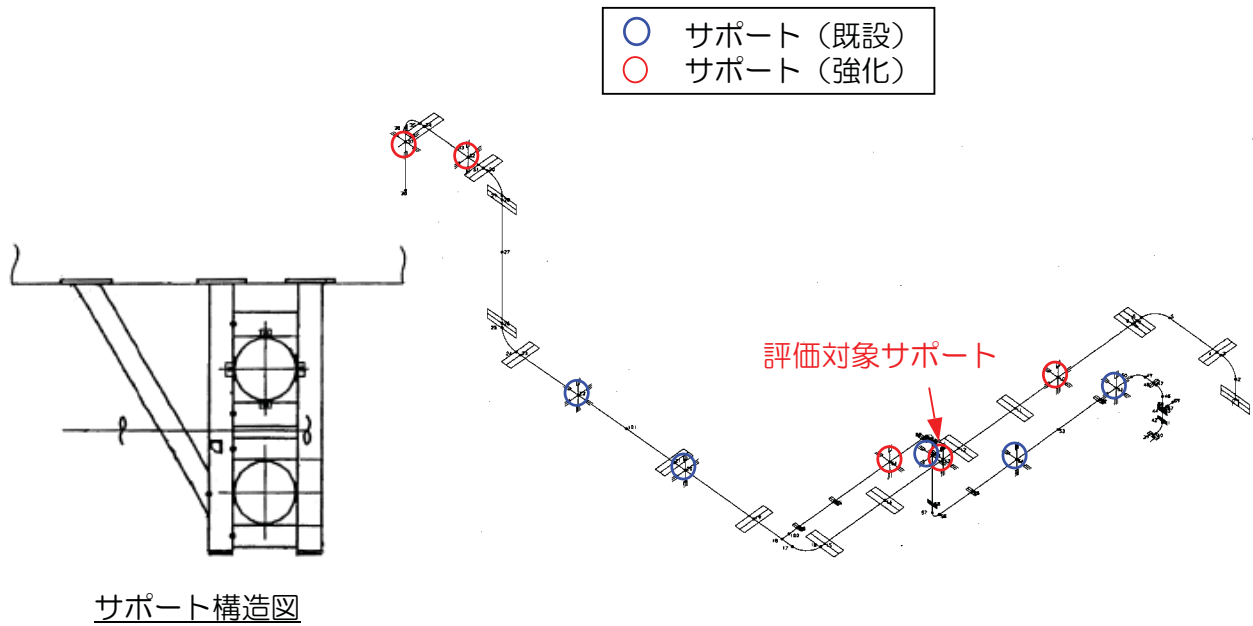


サポート構造図



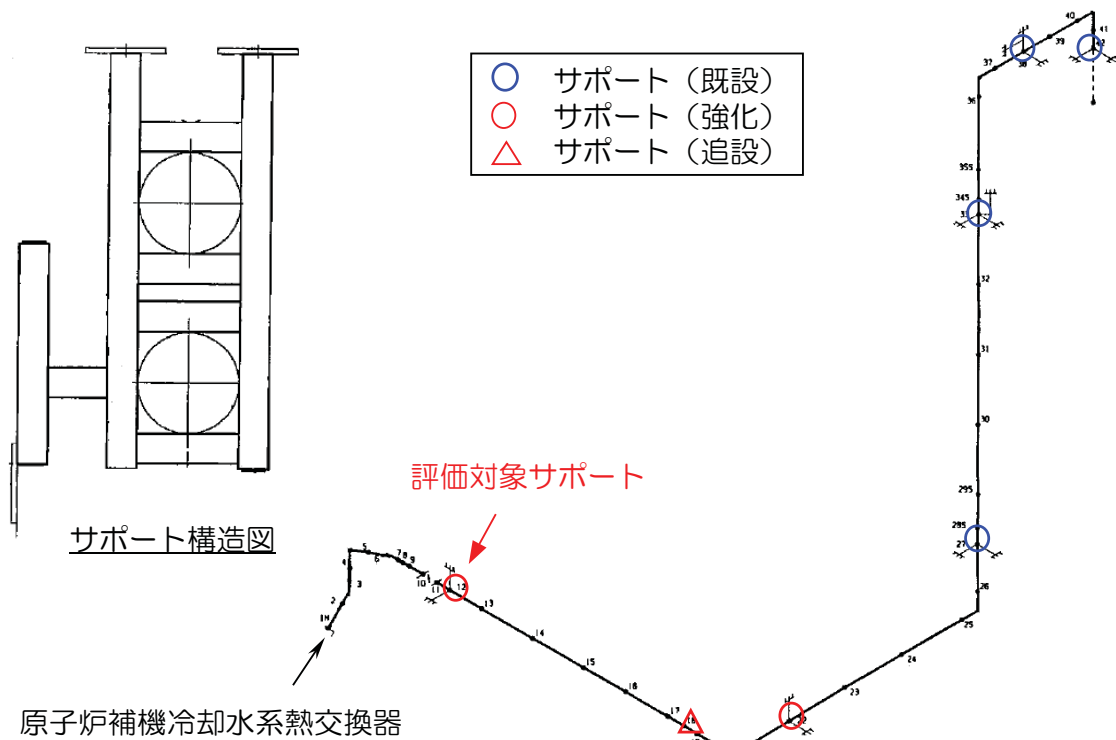
配管系（配管サポート）（4）

- 原子炉補機冷却海水系（6号機）



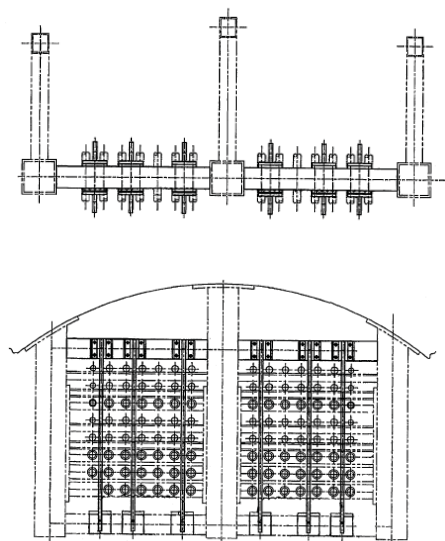
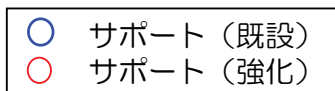
配管系（配管サポート）（5）

- 原子炉補機冷却海水系（7号機）

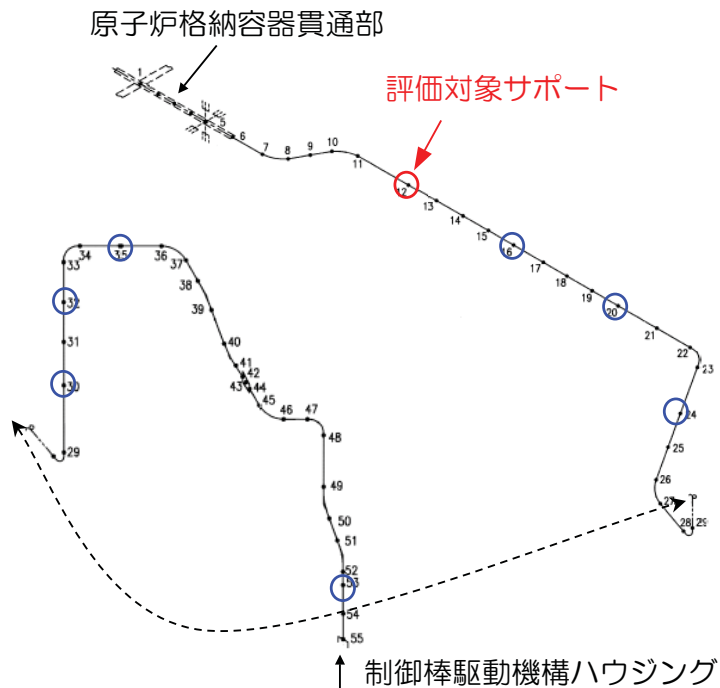


配管系（配管サポート）（6）

● 制御棒駆動系（6号機）

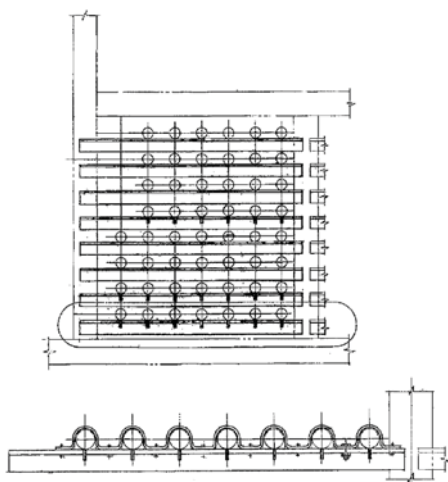
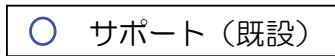


サポート構造図

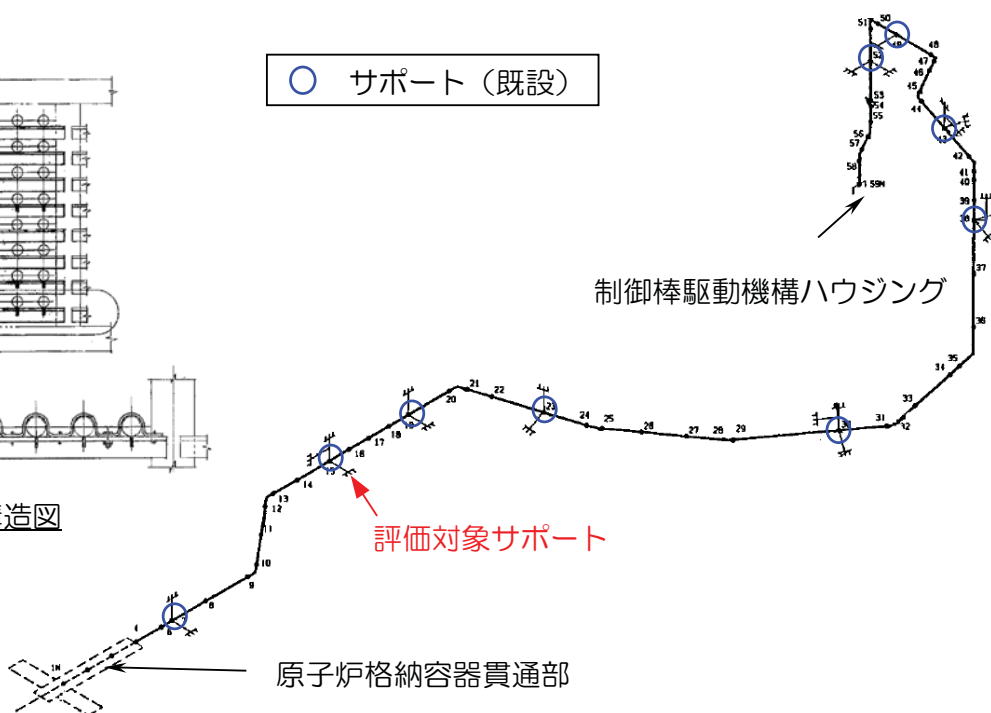


配管系（配管サポート）（7）

● 制御棒駆動系（7号機）

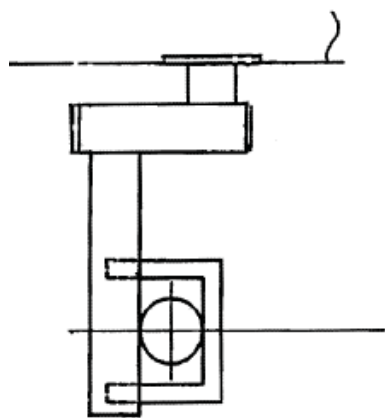


サポート構造図



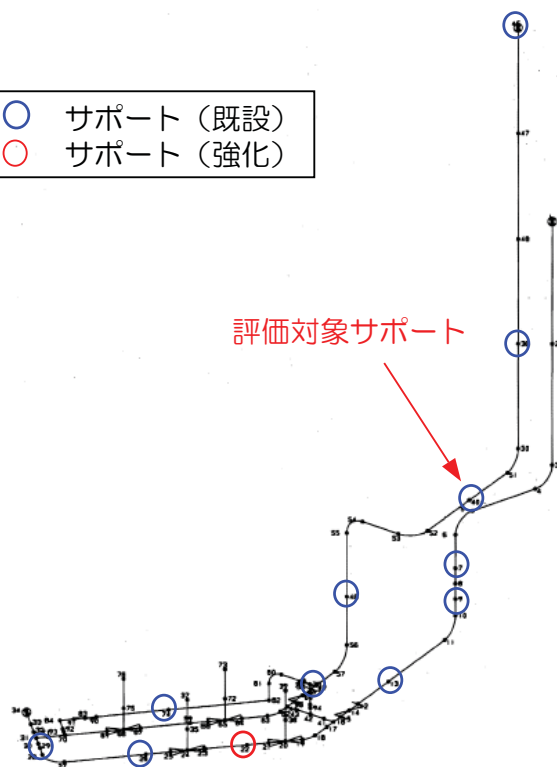
配管系（配管サポート）（8）

- 可燃性ガス濃度制御系（6号機）



サポート構造図

- サポート（既設）
- サポート（強化）



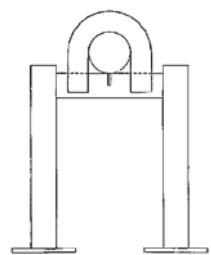
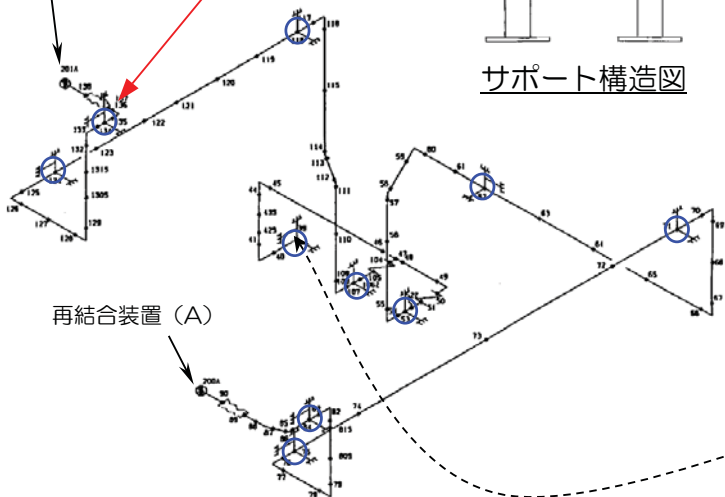
配管系（配管サポート）（9）

- 可燃性ガス濃度制御系（7号機）

- サポート（既設）

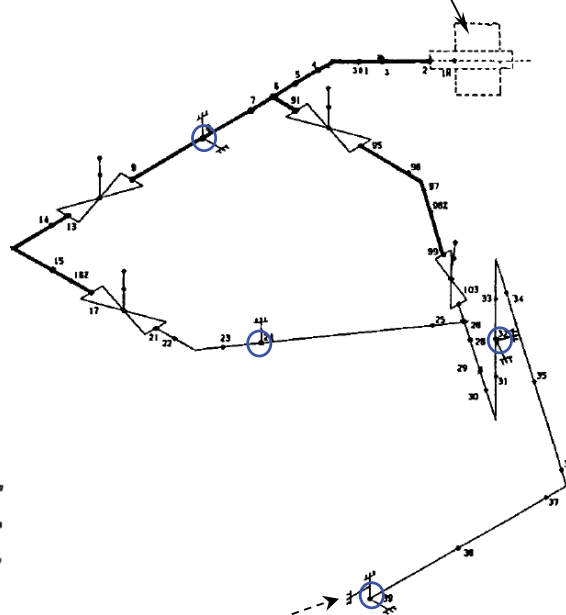
評価対象サポート

再結合装置（B）



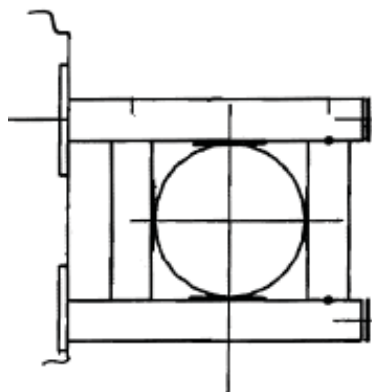
サポート構造図

原子炉格納容器貫通部

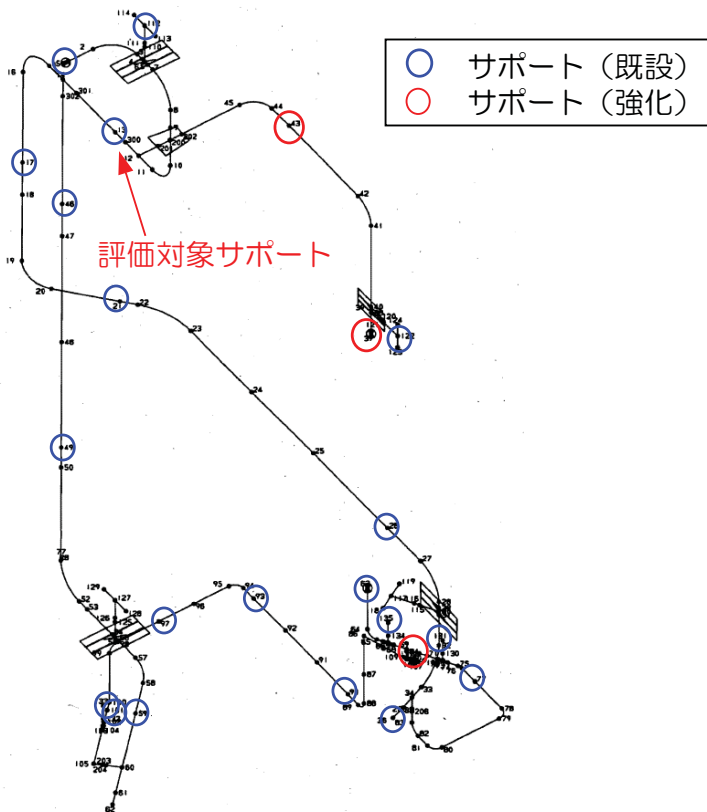


配管系（配管サポート）（10）

- 不活性ガス系（6号機）

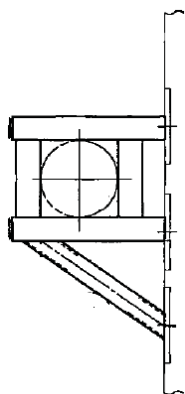
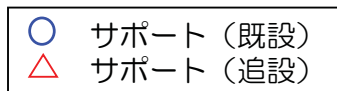


サポート構造図



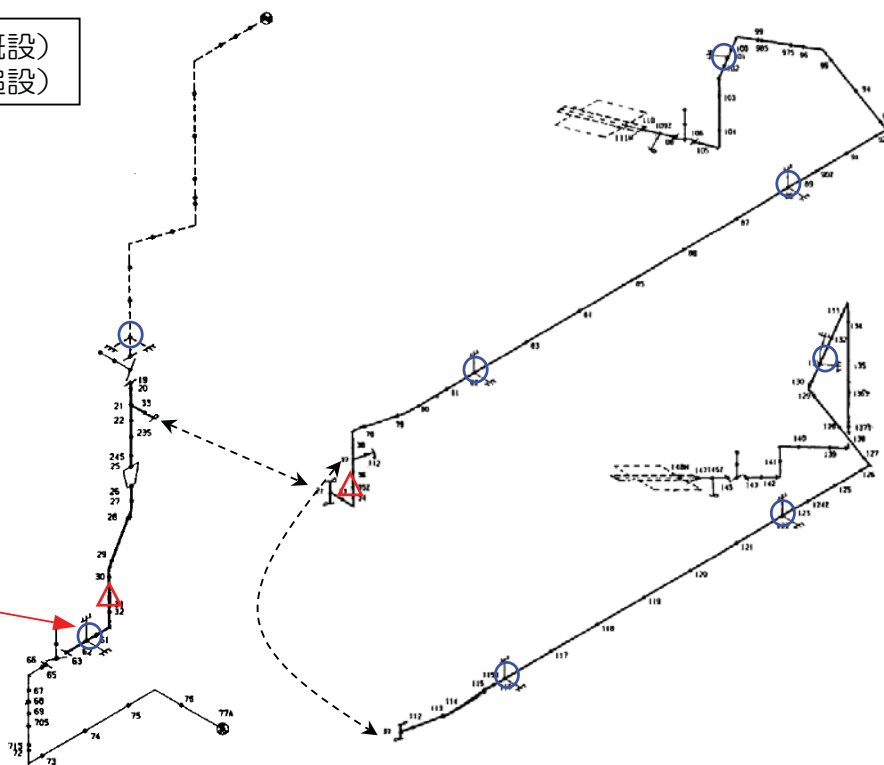
配管系（配管サポート）（11）

- 不活性ガス系（7号機）



サポート構造図

評価対象サポート



動的機能維持評価（弁）（1）

■ 動的機能維持評価（弁）

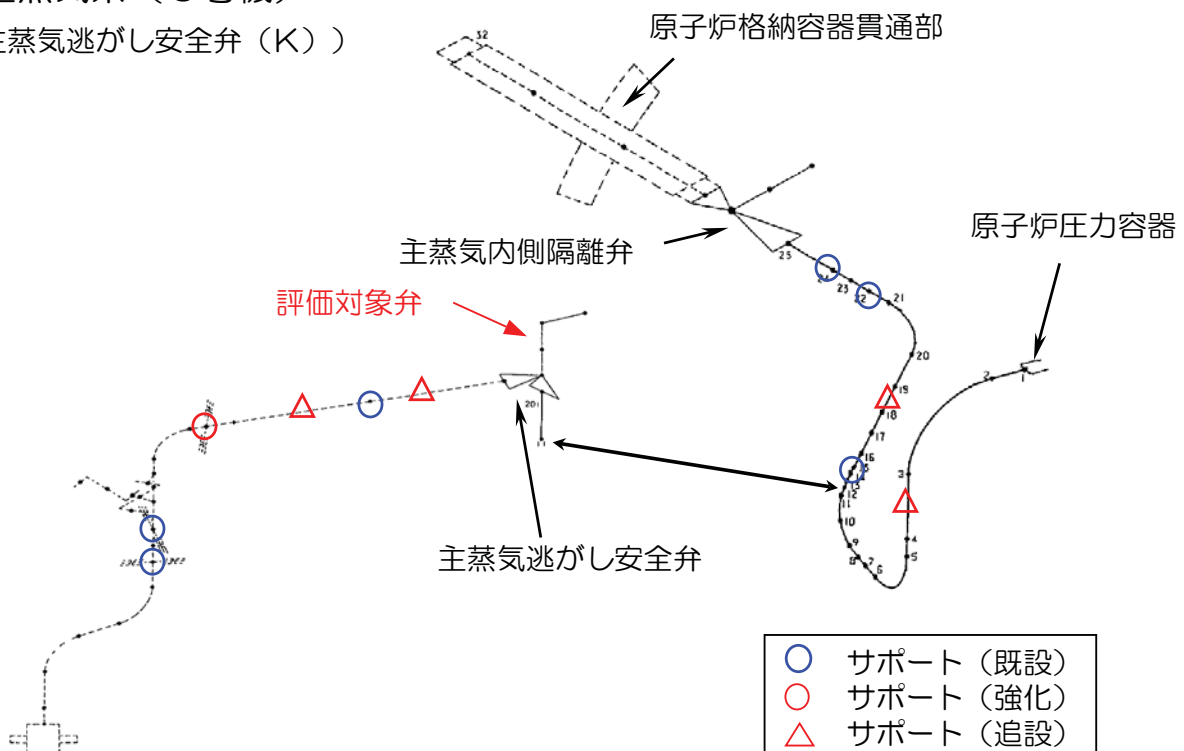
- 弁は、配管モデルにおいて多質点でモデル化している。
- 配管解析により弁部の加速度が算出され、得られた加速度を応答加速度としている。
- 6／7号機において同じ系統であっても配管の引き回しやサポートの取付位置等が異なることから、発生値に違いがある。

次頁以降に、それぞれの系統について構造を示す。

36

動的機能維持評価（弁）（2）

- 主蒸気系（6号機）
（主蒸気逃がし安全弁（K））

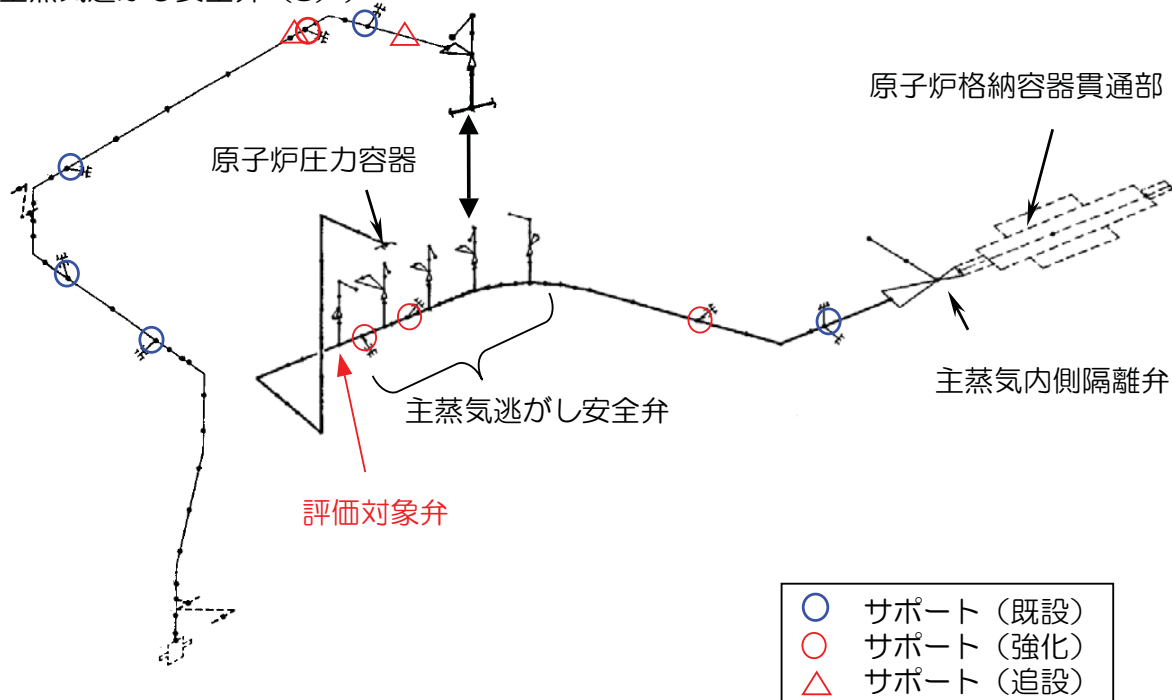


37

動的機能維持評価（弁）（3）

● 主蒸気系（7号機）

（主蒸気逃がし安全弁（S））

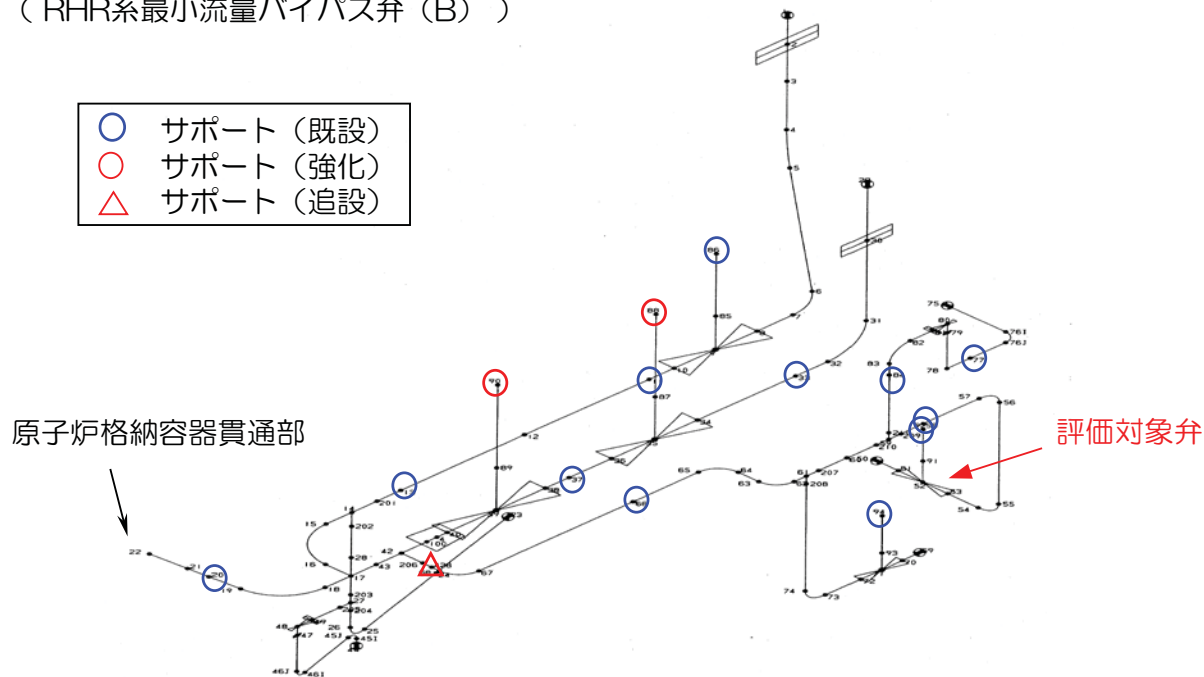


38

動的機能維持評価（弁）（4）

● 残留熱除去系弁（6号機）

（RHR系最小流量バイパス弁（B））



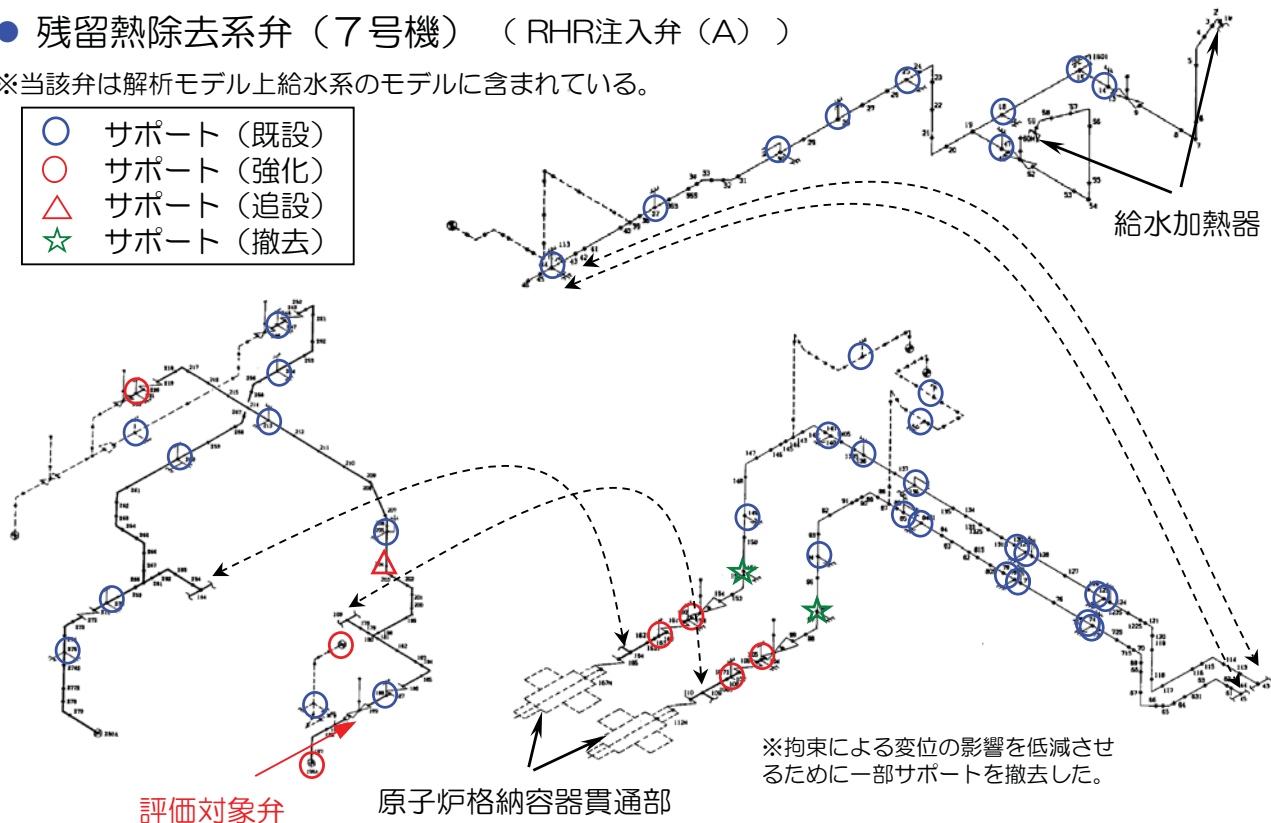
39

動的機能維持評価（弁）（5）

● 残留熱除去系弁（7号機）（RHR注入弁（A））

※当該弁は解析モデル上給水系のモデルに含まれている。

- サポート（既設）
- サポート（強化）
- △ サポート（追設）
- ☆ サポート（撤去）

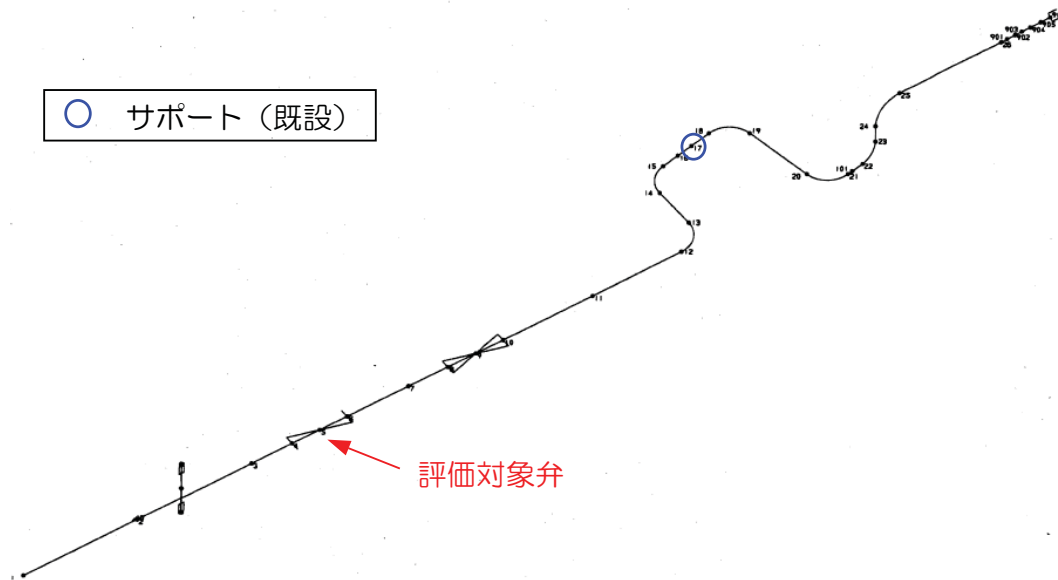


動的機能維持評価（弁）（6）

● 高圧炉心注水系（6号機）

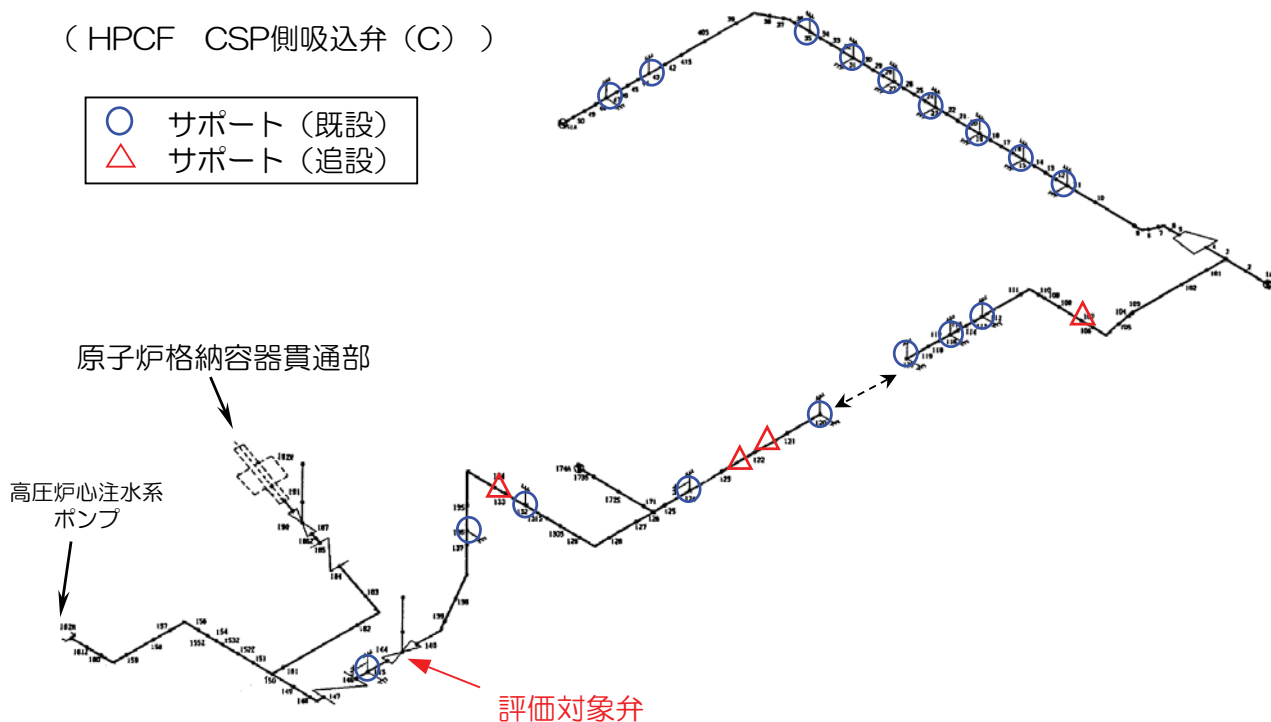
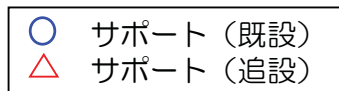
（HPCF系試験可能逆止弁（C））

- サポート（既設）



動的機能維持評価（弁）（7）

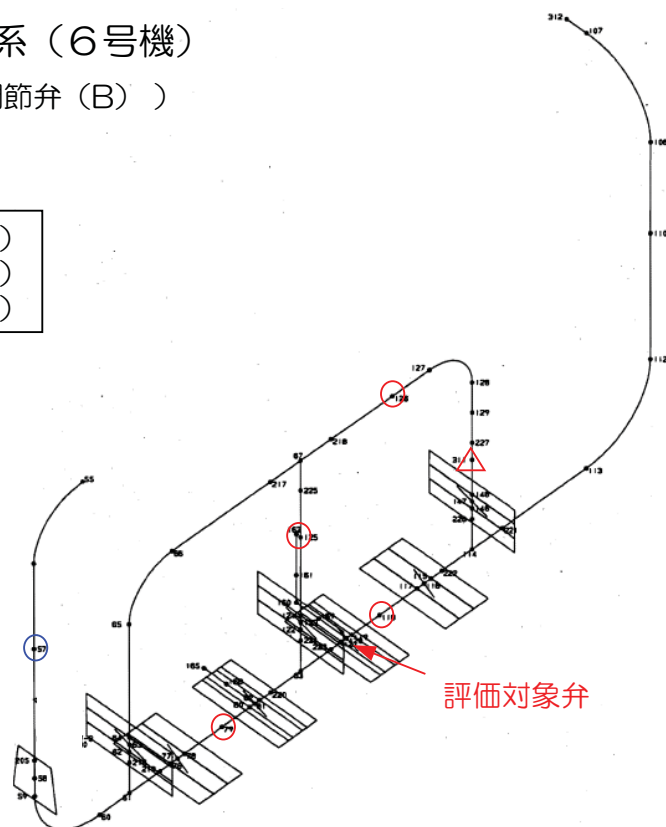
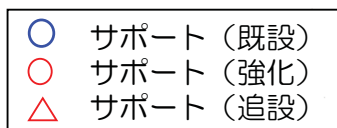
- 高圧炉心注水系（7号機）
（HPCF CSP側吸込弁（C））



42

動的機能維持評価（弁）（8）

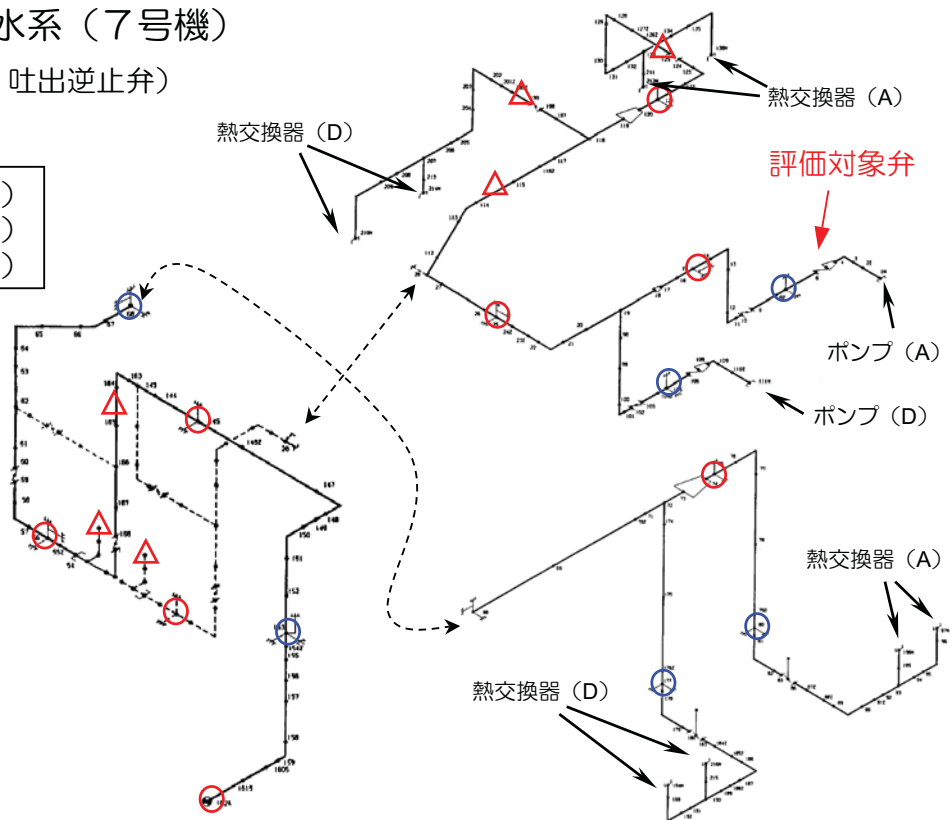
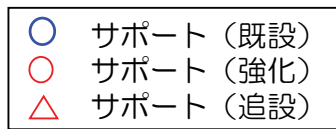
- 原子炉補機冷却水系（6号機）
（RCW冷却水供給温度調節弁（B））



43

動的機能維持評価（弁）（9）

- 原子炉補機冷却水系（7号機）
（RCWポンプ（A）吐出逆止弁）



まとめ

- 6号機と7号機で同等な構造であるが発生値が異なるものについては、主に評価手法（詳細評価と簡易評価、応答比の扱い等）が異なること、個々の設備の相違（重量や寸法）に起因している。
- 配管系については、同じ系統であっても配管の引き回しやサポートの取付位置等が異なることから、6/7号機で発生値に違いがある。
- 一部、上記のような違いはあるものの6号機の評価は7号機と同等であり、耐震安全性は確保されている。