

福島第一原子力発電所3号機の 耐震安全性について

平成22年5月31日
東京電力株式会社



東京電力

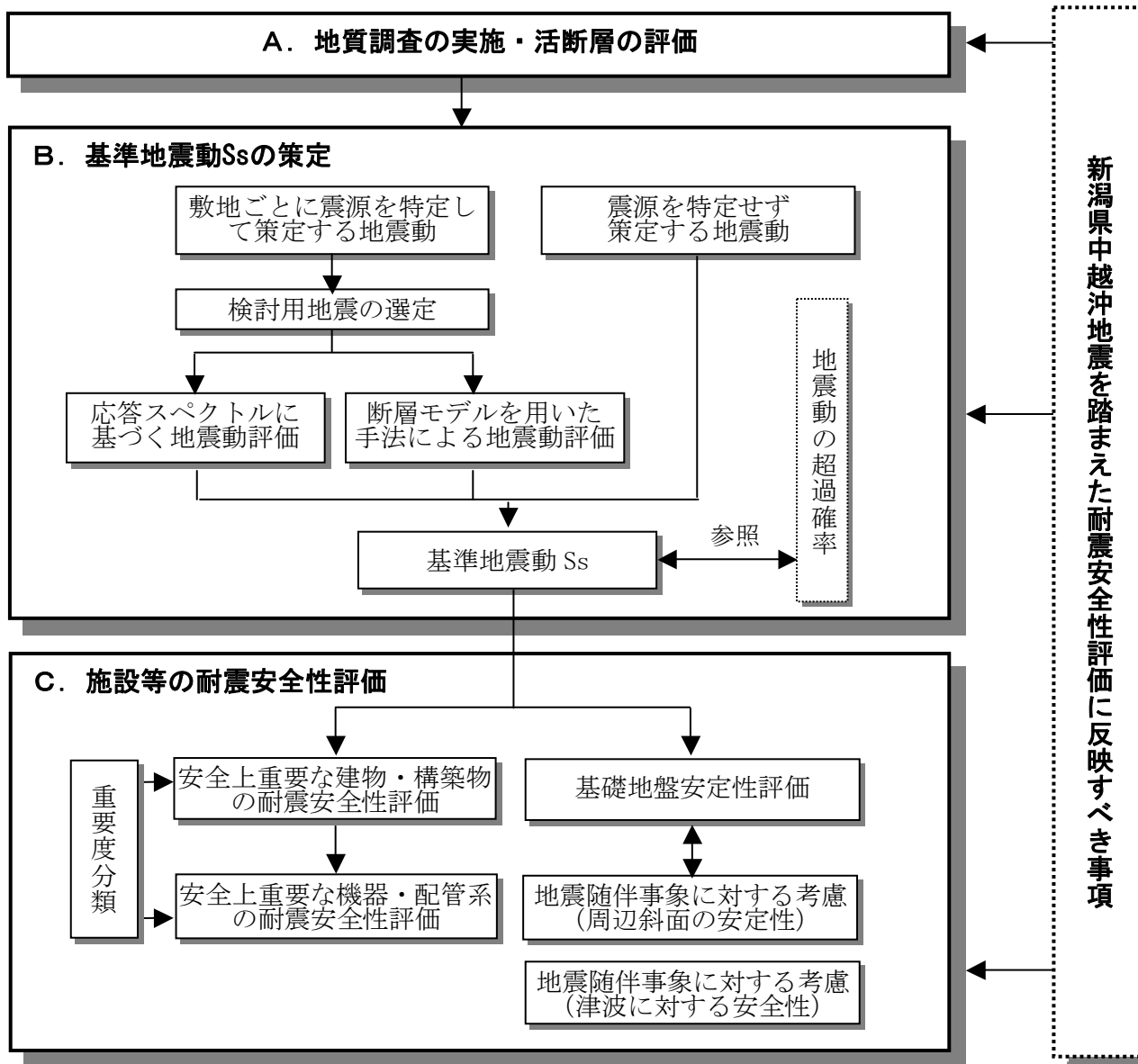
目 次

1. 耐震安全性評価の経緯
2. 新耐震指針に照らした耐震安全性評価の流れ
3. 地質調査から基準地震動 S_s の策定まで
4. 原子炉建屋の耐震安全性評価
5. 機器・配管系の評価対象設備
6. 機器の構造強度評価方法
7. 配管系の強度評価方法
8. 制御棒挿入性の評価方法
9. 機器・配管系の耐震安全性評価結果
10. 参考資料：構造強度評価の裕度について

1. 耐震安全性評価の経緯

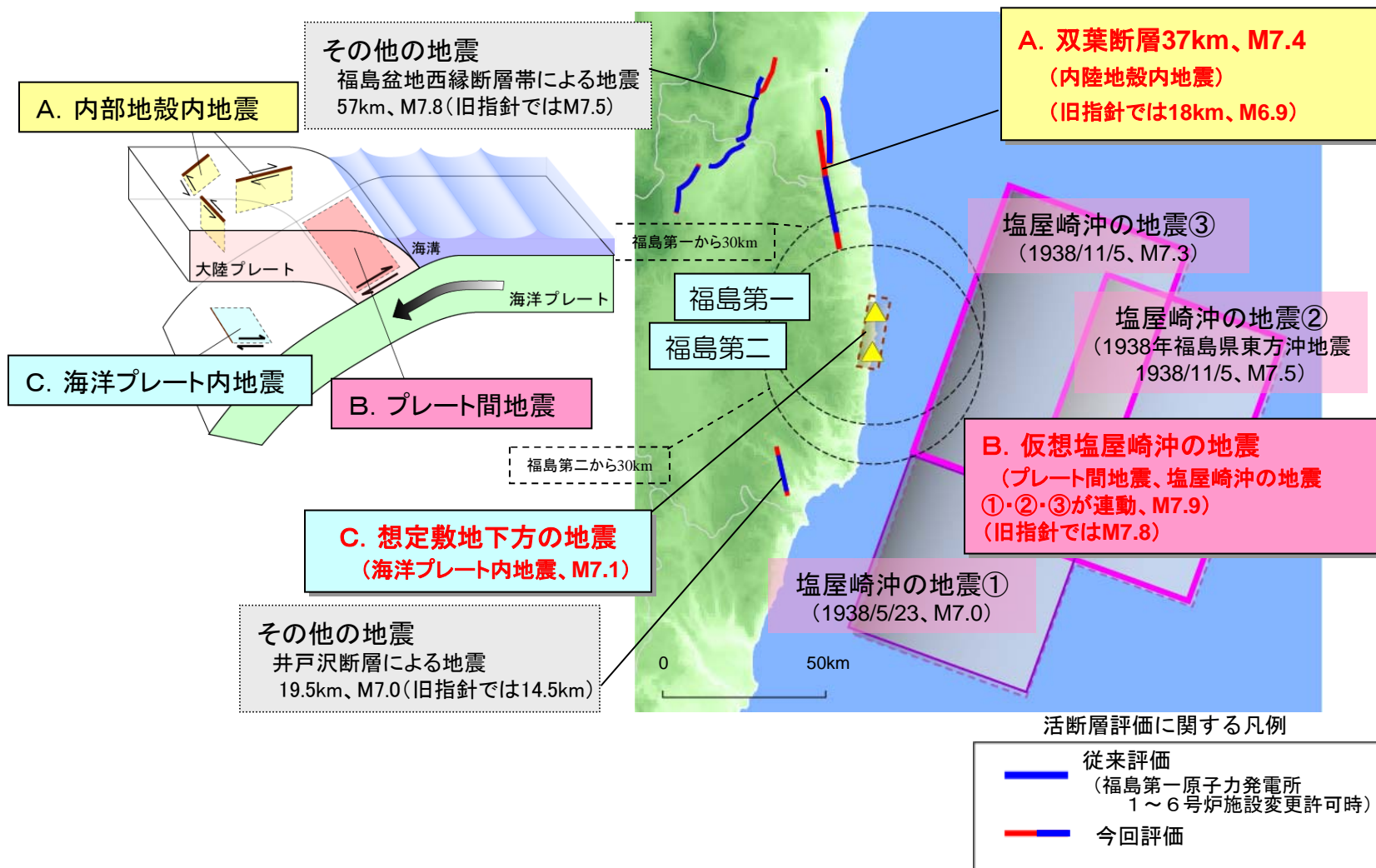
- ▶平成18年9月19日 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂
- ▶平成19年7月16日 新潟県中越沖地震発生
- ▶平成19年9月20日 柏崎刈羽原子力発電所で観測された地震波にて、安全上重要な機能を有する主要設備の耐震安全性を確認
- ▶平成20年3月31日 代表プラントとして、福島第一5号機、福島第二4号機における安全上重要な機能を有する主要設備の耐震安全性評価中間報告書を国に提出
⇒原子力安全・保安院（H21.7.21）
原子力安全委員会（H21.11.19）にて妥当性を確認
- ▶平成21年4月3日 福島第二1～3号機における安全上重要な機能を有する主要設備の耐震安全性評価中間報告書を国に提出
- ▶平成21年6月19日 福島第一1～4号機、6号機における安全上重要な機能を有する主要設備の耐震安全性評価中間報告書を国に提出

2. 新耐震指針に照らした耐震安全性評価の流れ



3. 地質調査から基準地震動Ssの策定まで

発電所敷地に影響を及ぼす地震



基準地震動Ssの策定

基準地震動Ssの策定方針

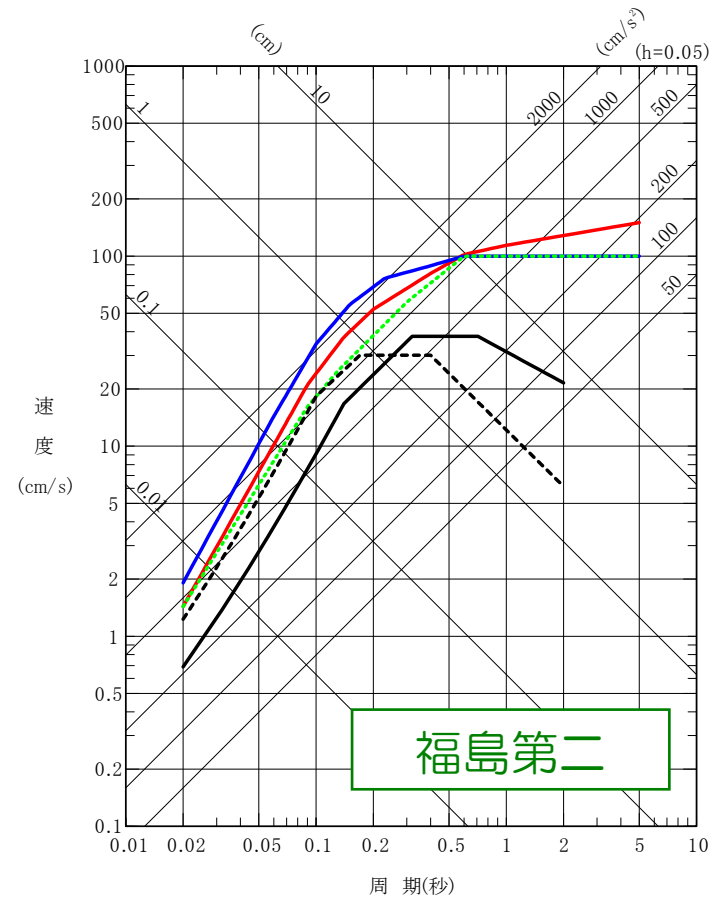
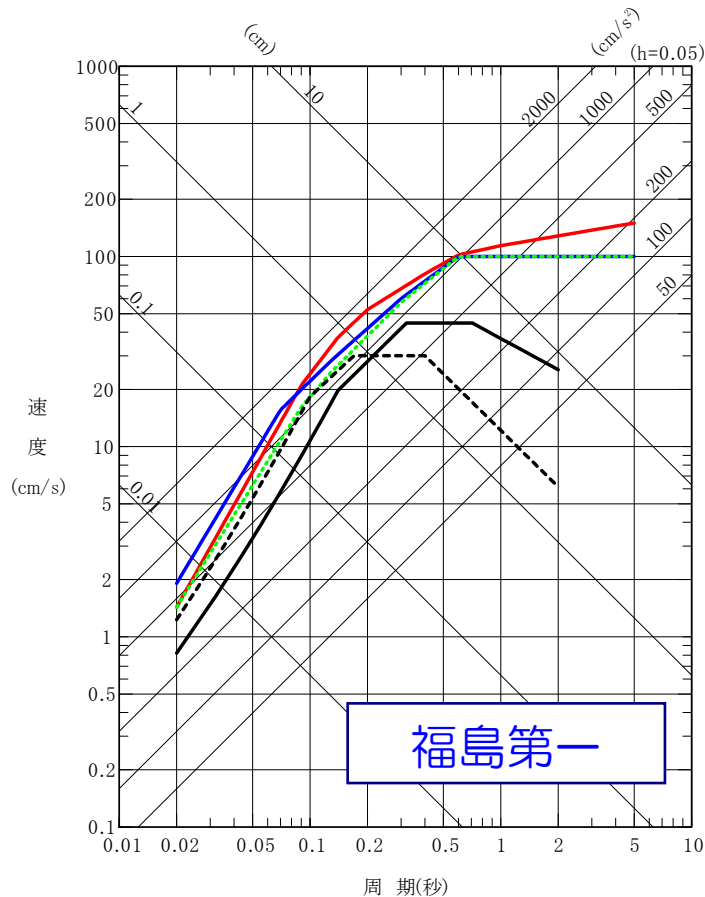
- 福島第一・福島第二サイトの基準地震動として、以下に示す3波を策定。

Ss-1 (1F/2F共通)	<ul style="list-style-type: none">● 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」のうち、内陸地殻内地震・プレート間地震の評価結果を包絡。● 最大加速度振幅：450Gal ※検討用地震の評価結果が福島第一・福島第二で大差ないことから、両サイト共通の基準地震動として策定。
Ss-2 (1F/2F個別)	<ul style="list-style-type: none">● 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」のうち、海洋プレート内地震の評価結果を包絡。● 最大加速度振幅：600Gal ※検討用地震の断層モデルによる評価結果が福島第一・福島第二で異なることから、各サイト個別の基準地震動として策定。
Ss-3 (1F/2F共通)	<ul style="list-style-type: none">● 加藤ほか(2004)に基づく「震源を特定せず策定する地震動」。● 最大加速度振幅：450Gal ※両サイト共通の基準地震動として策定。

- Ss-1及びSs-2の鉛直方向の基準地震動は、水平方向の2/3とし、水平・鉛直とも検討用地震の評価結果を包絡する応答スペクトルを設定。
- Ss-3の鉛直方向の基準地震動は、Noda et al.(2002)に基づき水平方向の応答スペクトルを変換することにより設定。

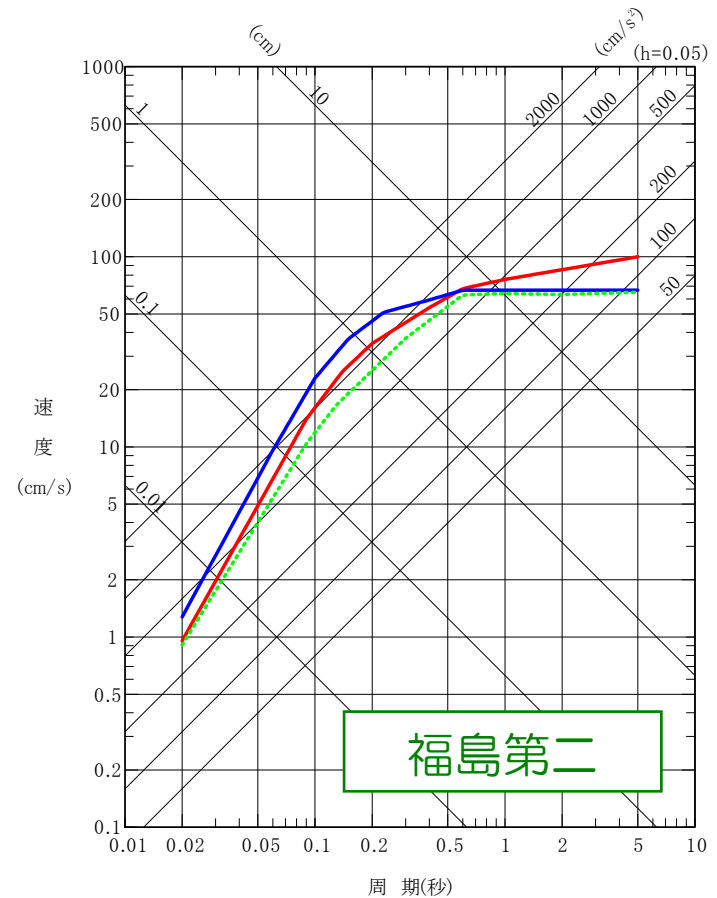
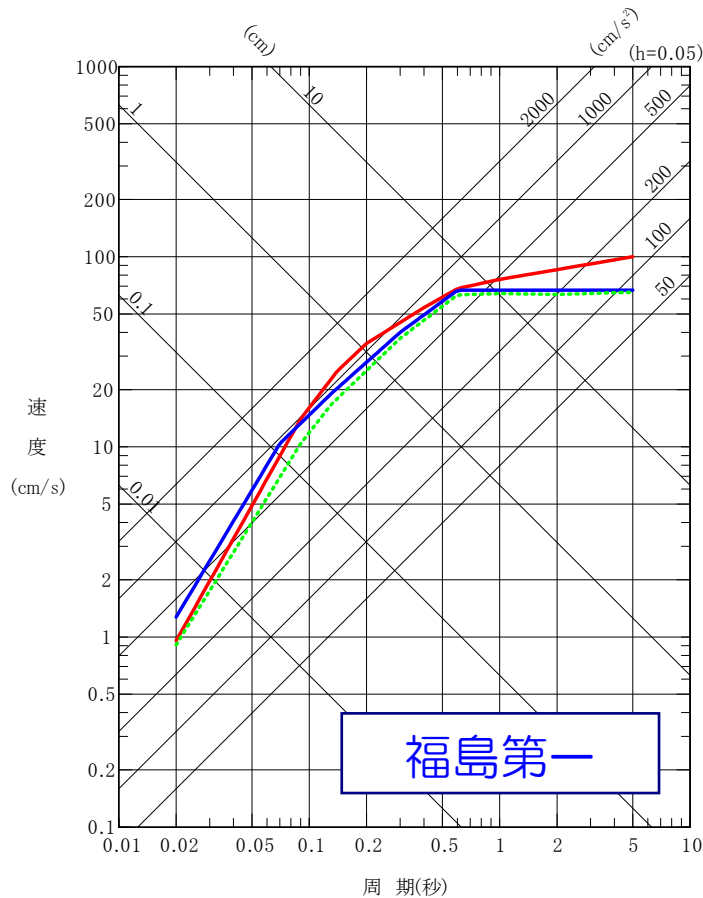
基準地震動Ssの応答スペクトル（水平方向）

- 基準地震動Ss-1H
- 基準地震動Ss-2H
- ⋯ 基準地震動Ss-3H
- 旧基準地震動S2
- - - 旧基準地震動S2（直下地震）



基準地震動Ssの応答スペクトル（鉛直方向）

- 基準地震動Ss-1V
- 基準地震動Ss-2V
- ⋯ 基準地震動Ss-3V



4. 原子炉建屋の耐震安全性評価

原子炉建屋地震応答解析モデル

建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定し、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析(時刻歴応答解析法)を実施。

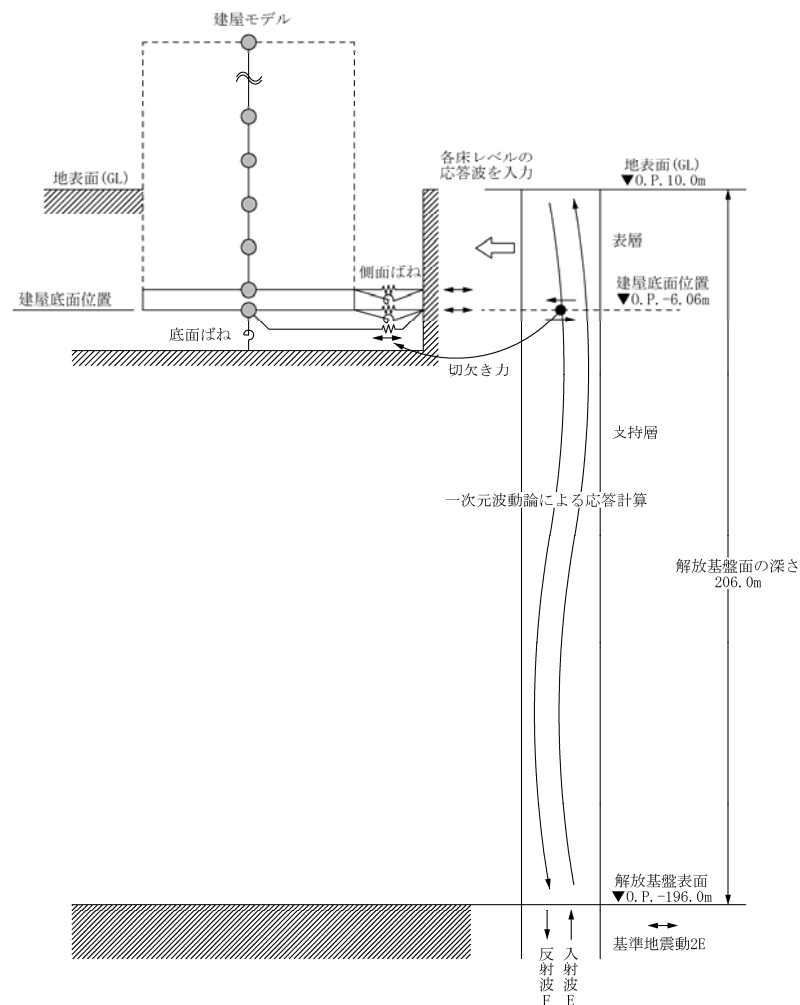
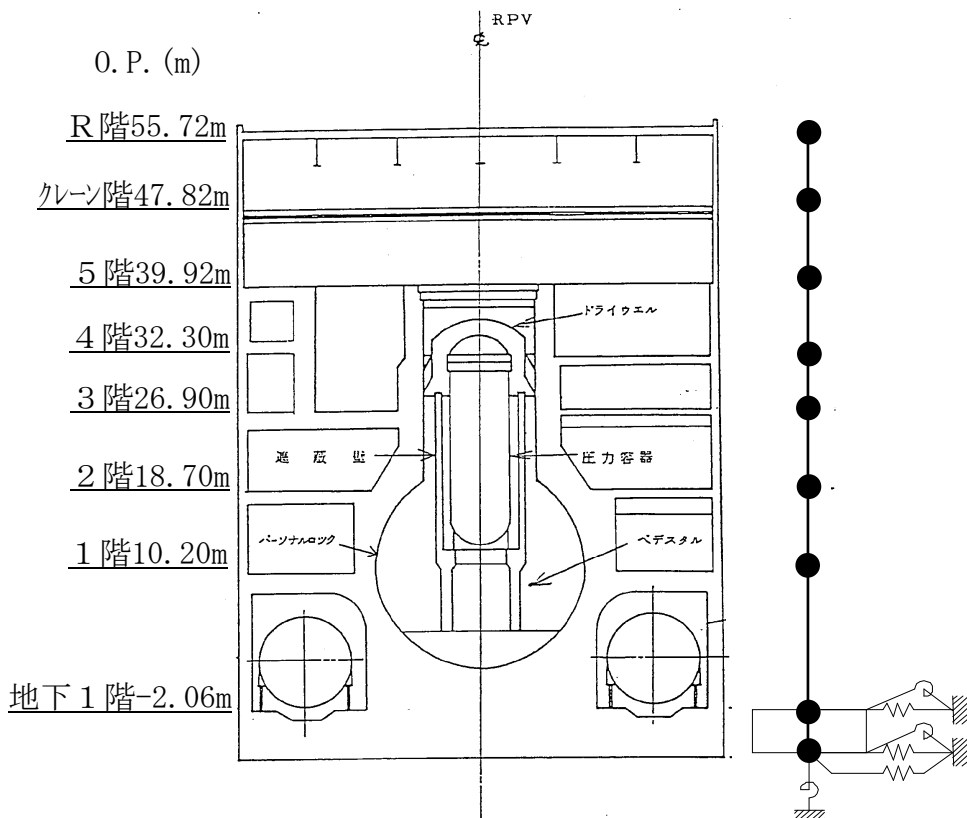


図-1a 地震応答解析モデル(福島第一3号機)

図-1b 入力地震動算定の概念図(水平方向)

原子炉建屋の耐震安全性評価結果

■福島第一原子力発電所3号機

耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.13×10^{-3} (南北方向 1階、Ss-2時)であり、評価基準値(2.0×10^{-3})を超えないことを確認。

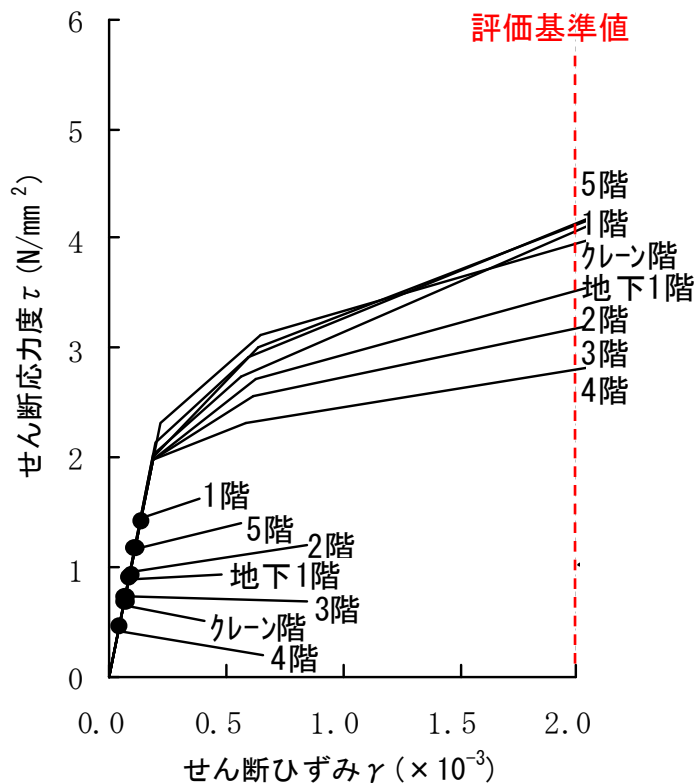


図-2 福島第一3号機 耐震壁のせん断ひずみ (Ss-2 南北方向)

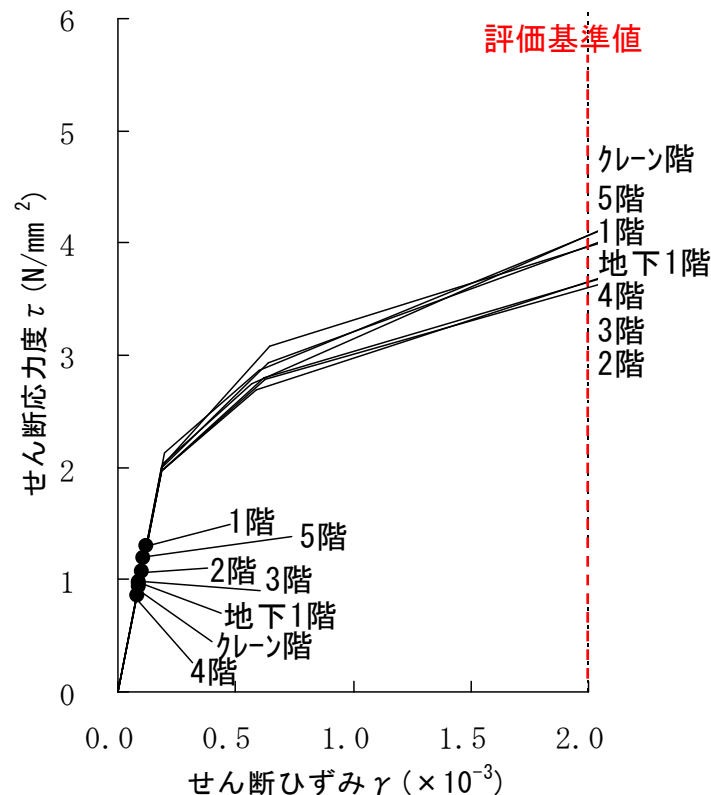
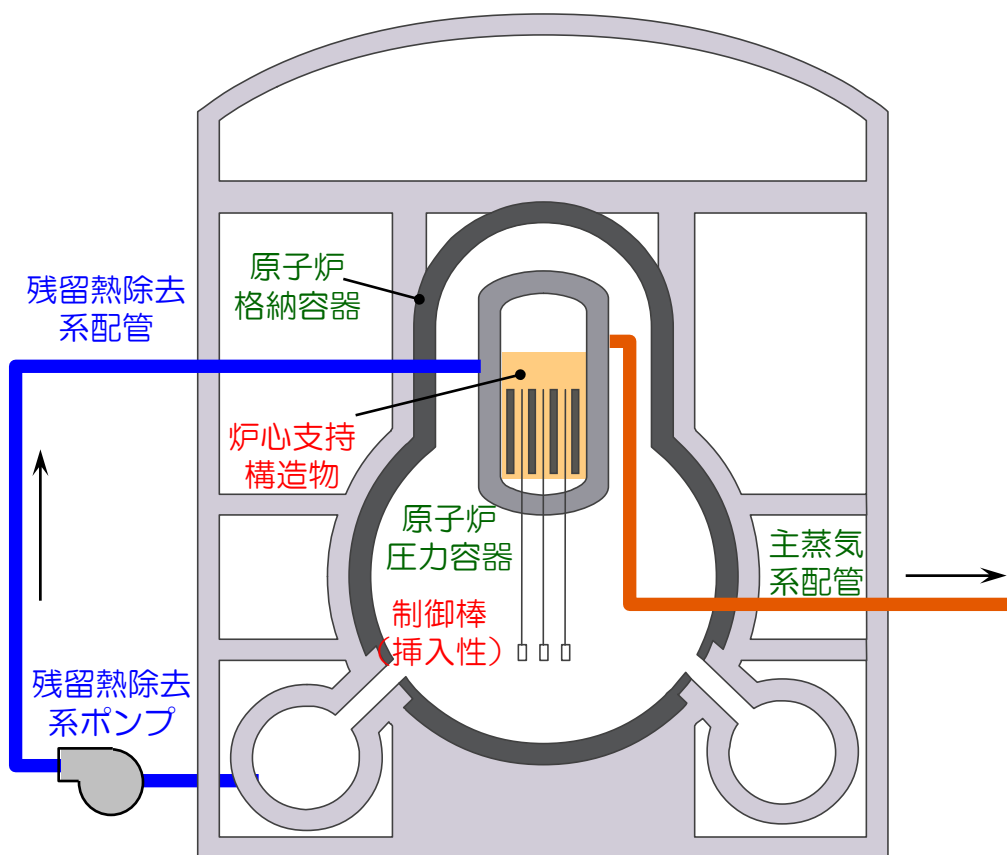


図-3 福島第一3号機 耐震壁のせん断ひずみ (Ss-2 東西方向)

5. 機器・配管系の評価対象設備

評価対象設備（福島第一・3号機の事例）

- 原子炉を「止める」，「冷やす」，放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する次の主要な施設



「止める」

- ・ 制御棒（挿入性）
- ・ 炉心支持構造物

「冷やす」

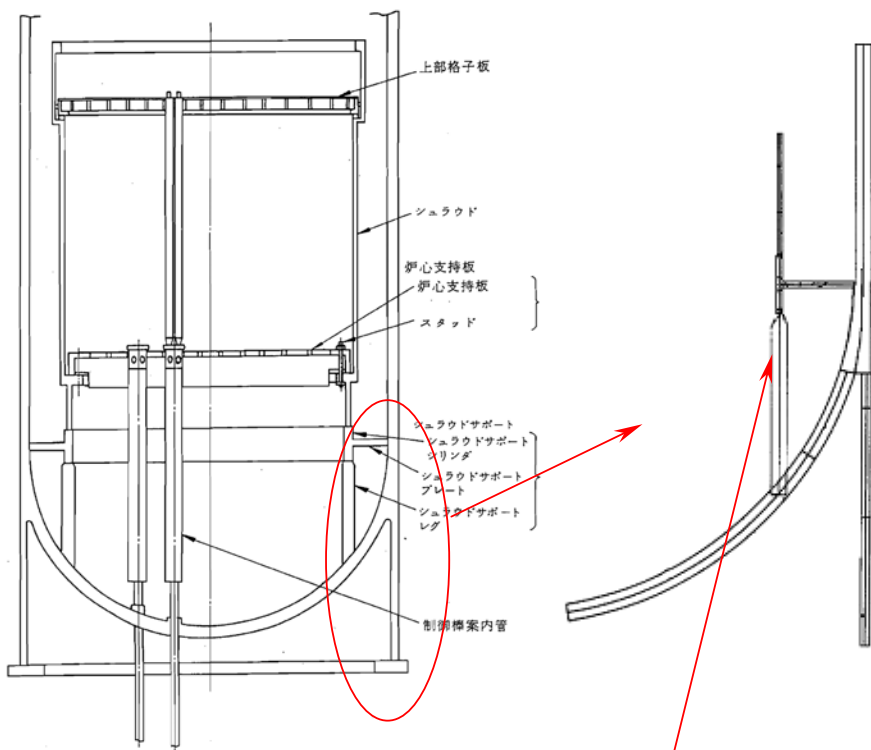
- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系配管

「閉じ込める」

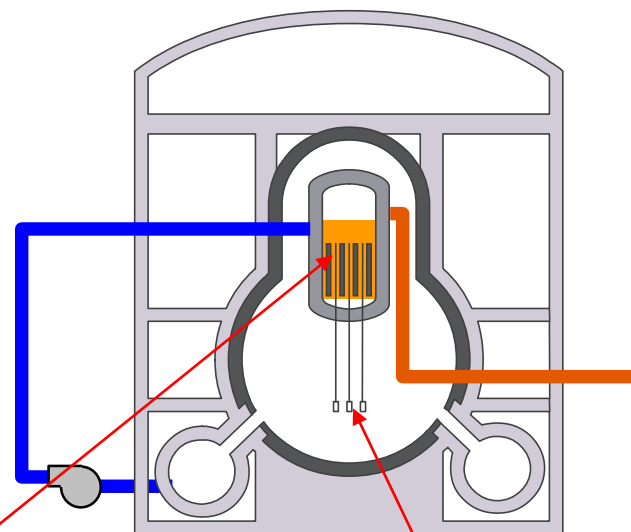
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 主蒸気系配管
- ・ 原子炉格納容器

■ 「止める」

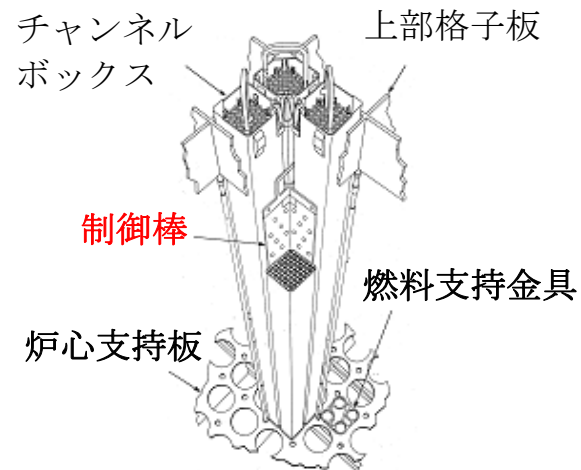
炉心支持構造物



シュラウドサポートレグ

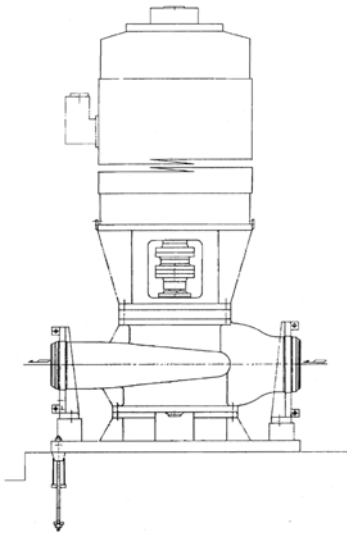


制御棒 (挿入性)

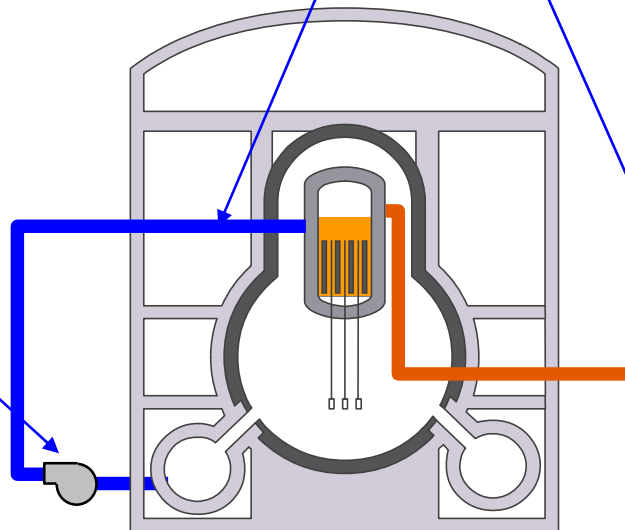
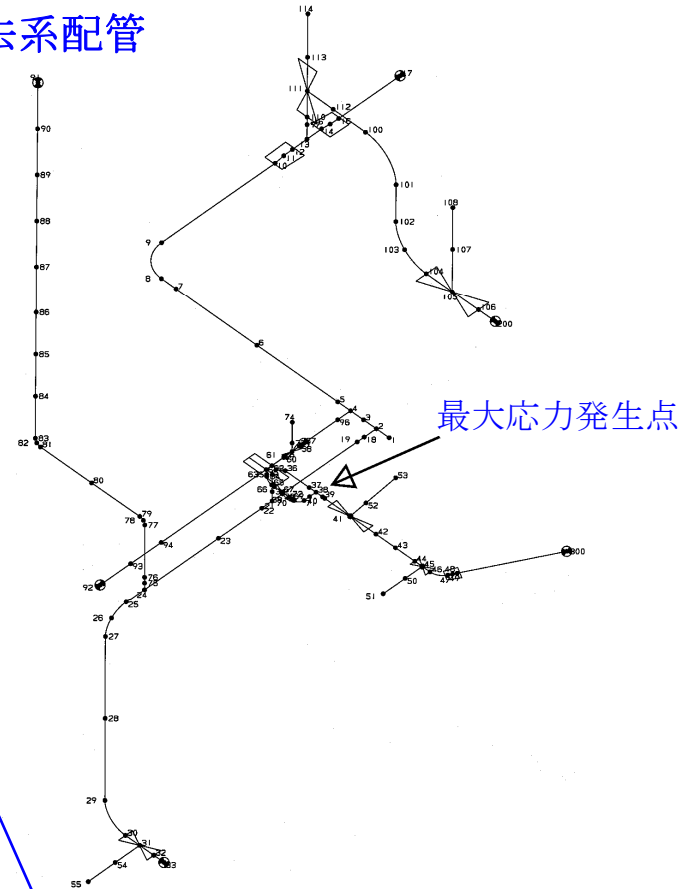


■ 「冷やす」

残留熱除去系ポンプ

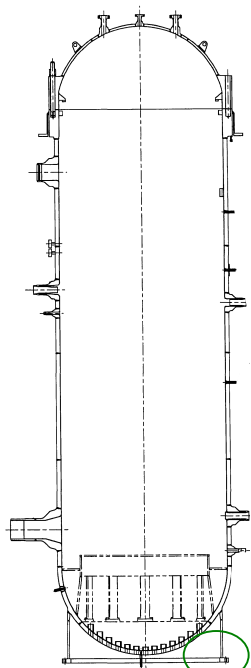


残留熱除去系配管



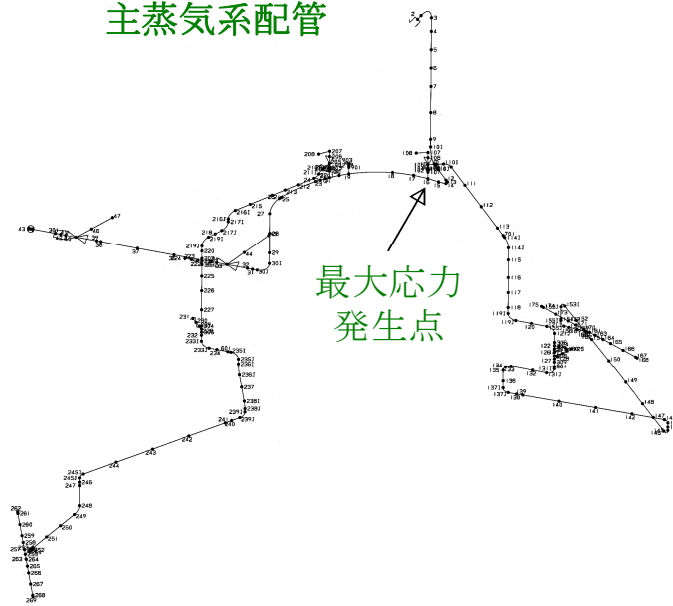
■ 「閉じ込める」

原子炉压力容器



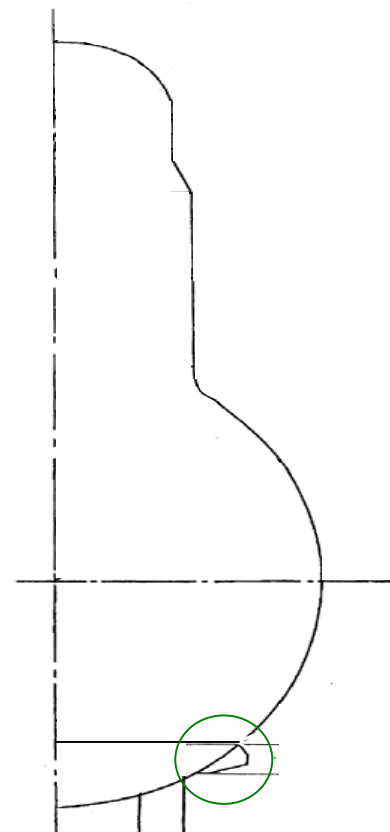
基礎ボルト

主蒸気系配管

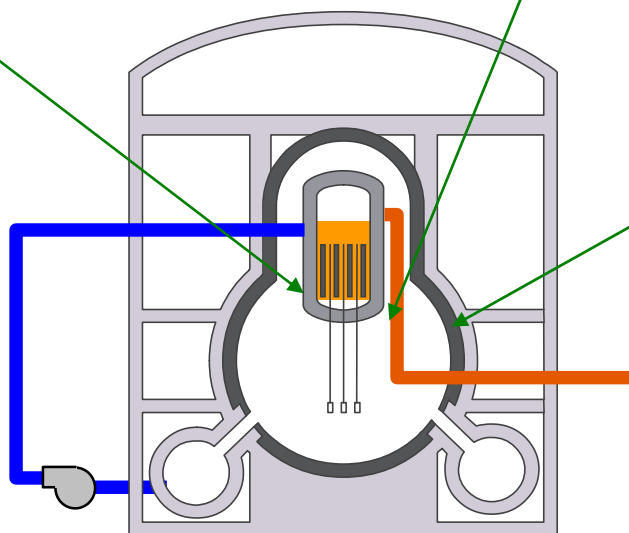


最大応力発生点

原子炉格納容器



サンドクッション部



6. 機器の構造強度評価方法

構造強度評価の評価方法および評価基準値

■ 構造強度評価の評価方法

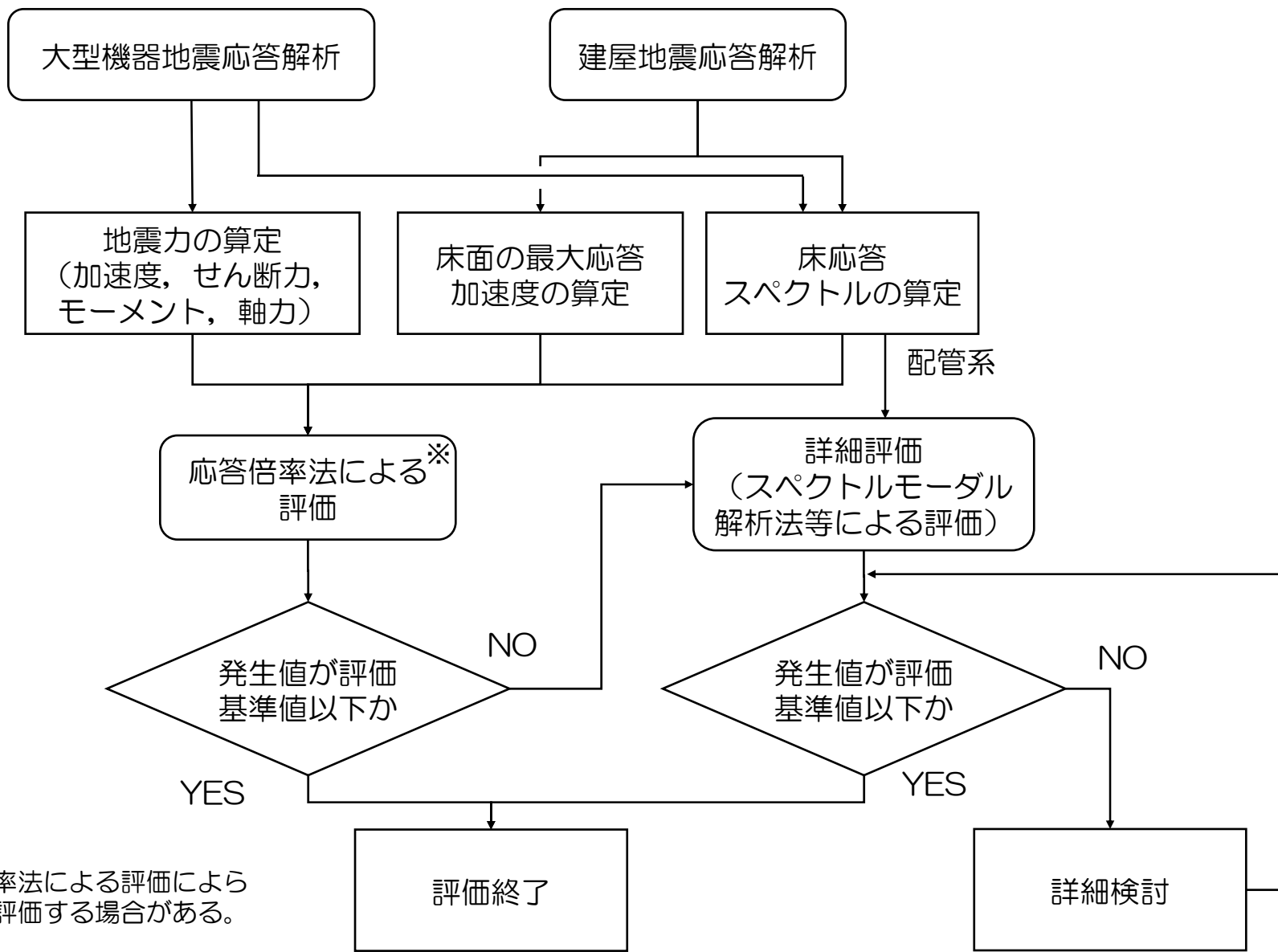
- 応答倍率法による評価や、スペクトルモーダル解析法や定式化された評価式を用いた解析法等による詳細評価を行い、基準地震動 S_s により設備に発生する応力を算出する。
- 基準地震動 S_s により設備に発生する応力※が、材料の許容される強度（評価基準値）以下であることを確認する。

※1 地震以外の荷重についても、適切に考慮した上で評価を実施する。

■ 構造強度評価基準値

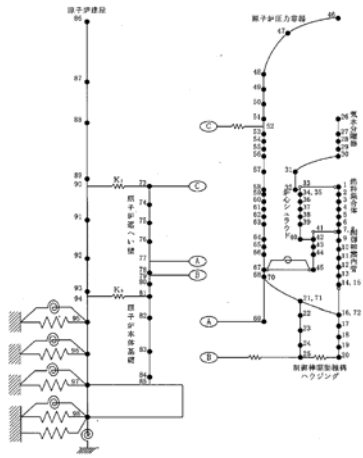
- 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601－補・1984，JEAG4601－1987，JEAG4601－1991追補版」および「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1－2005」に準拠するとともに、ほかの規格基準で規定されている値および実験等で妥当性が確認されている値等も用いる。

構造強度評価の流れ (1 / 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ります。

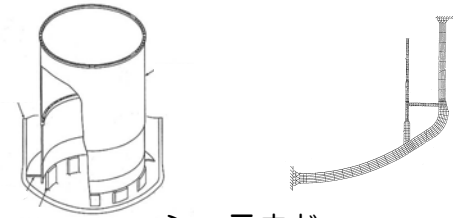
構造強度評価の流れ (2/2)



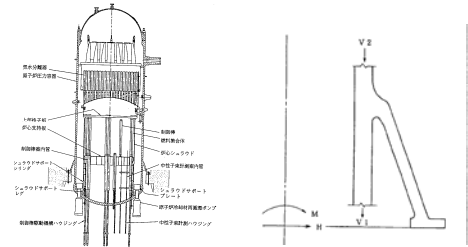
地震応答解析
(炉内構造物解析モデル)

地震荷重

- ✓ モーメント
- ✓ せん断力
- ✓ 軸力



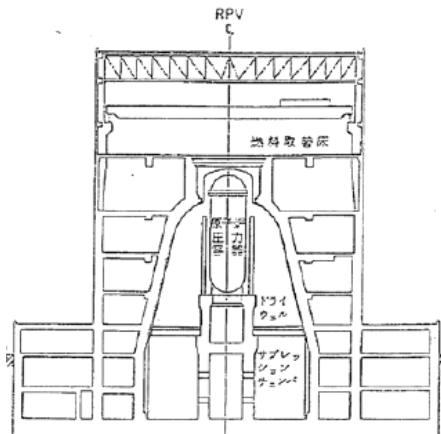
シールド



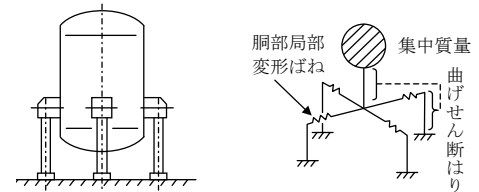
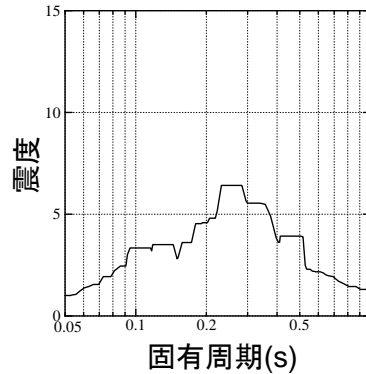
原子炉压力容器

加速度

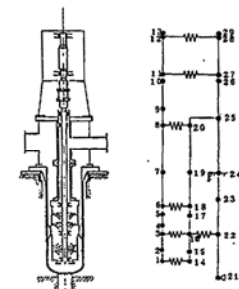
- ✓ 震度
- ✓ 応答スペクトル



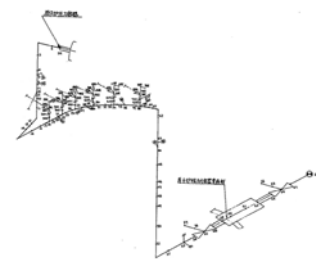
原子炉建屋模式図



容器



ポンプ

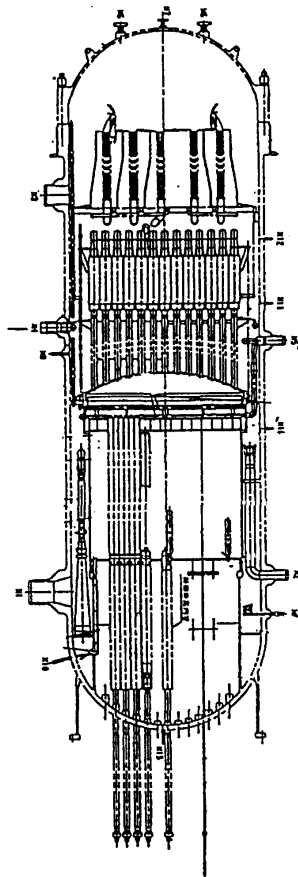


配管

炉内構造物の解析モデル例（福島第一原子力発電所3号機）

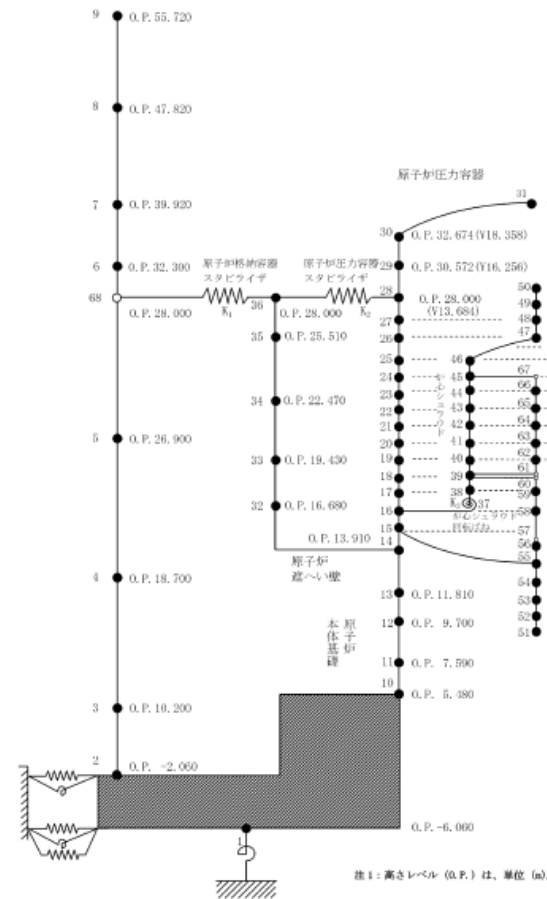
- 水平方向は，多質点モデル化し，それぞれの質点間を曲げ，せん断剛性を有するはり，ばねにより結合する。

炉内構造物の概要



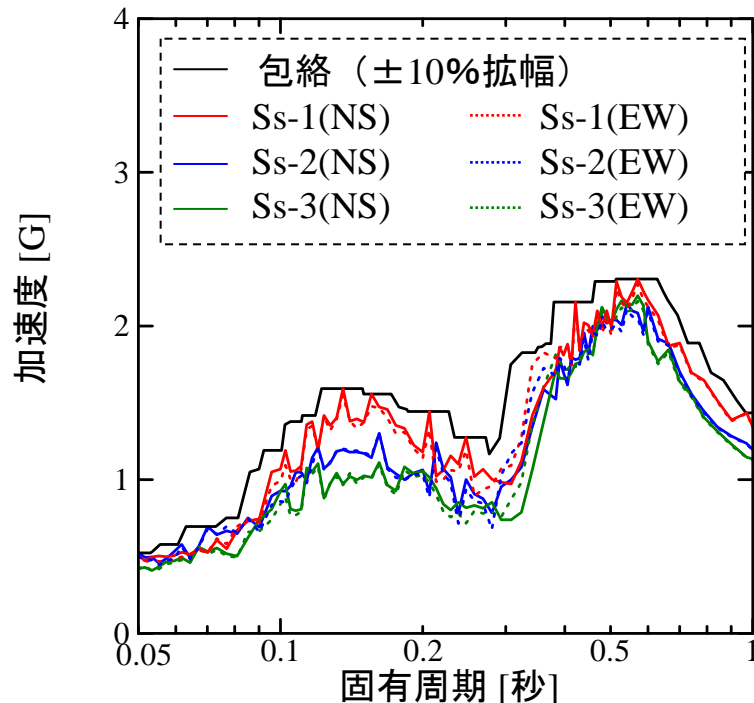
モデル化

炉内構造物のモデル化（水平方向）

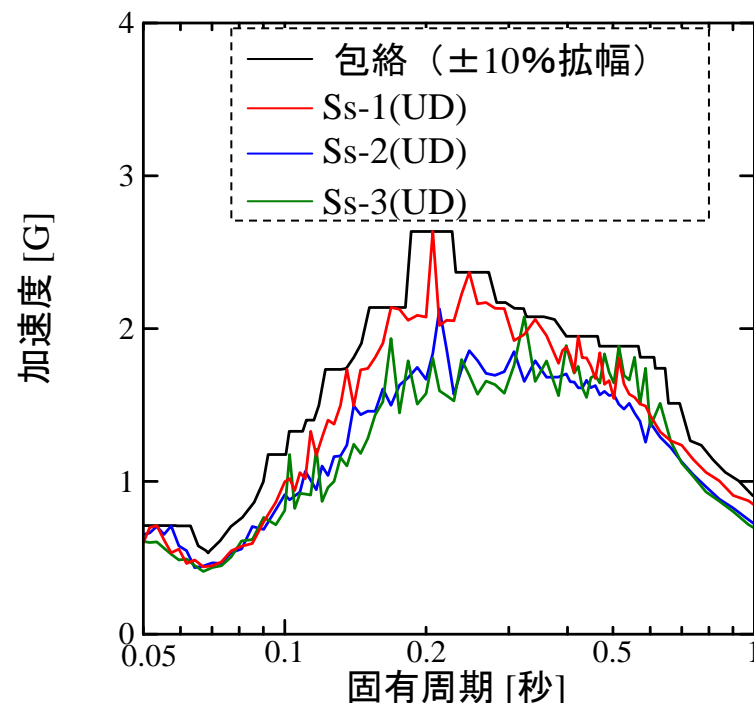


床応答スペクトル例（福島第一原子力発電所3号機）

- 建物・構築物，大型機器の地震応答解析で得られた各位置の加速度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出
- 算定にあたっては，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 $\pm 10\%$ 拡幅



福島第一3号機 原子炉建屋水平方向
(O.P.-2.06m, 減衰1.0%)
(Ss3波包絡)



福島第一3号機 原子炉建屋鉛直方向
(O.P.-2.06m, 減衰1.0%)
(Ss3波包絡)

応答倍率法の基本的な考え方

■ 応答倍率法とは

- ✓ 建設時の基準地震動から求めた『揺れの度合い』と基準地震動 S_s から求めた『揺れの度合い』の比率（応答比）を算定して、設計時の応力に乗じることで許容基準値を超えるかどうかの目安判定を行う方法。
- ✓ 応答倍率法による算出応力が許容値を満足するか否か、明確な判断が困難な場合については詳細評価を行う。

■ 応答倍率法の目的

- ✓ 評価作業を効率的に実施するため、設備の発生応力を簡便的に推定し、許容基準値を超えないことを速やかに確認する手法として応答倍率法を採用。
- ✓ 従って、応答倍率法で求めた発生応力は、地震による発生応力を厳密に求めて算出した値ではないが、詳細評価を行う設備を選定するスクリーニングのための値であり、便宜上、発生応力として報告書に記載。

応答比

■ 応答加速度比を用いた評価

設備の発生応力値を算出するにあたり、加速度を用いる機器は、基準地震動 S_s による床応答スペクトル等からの加速度と、既往評価で用いた床応答スペクトル等からの加速度との比を応答比とする。

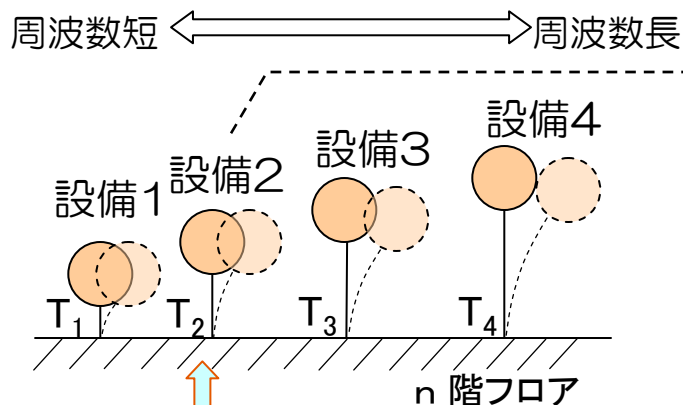
■ 応答荷重比を用いた評価

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

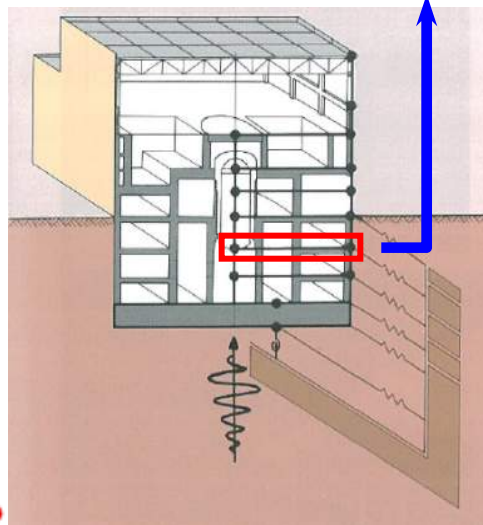
応答加速度比 (1 / 2)

■ 床応答スペクトル

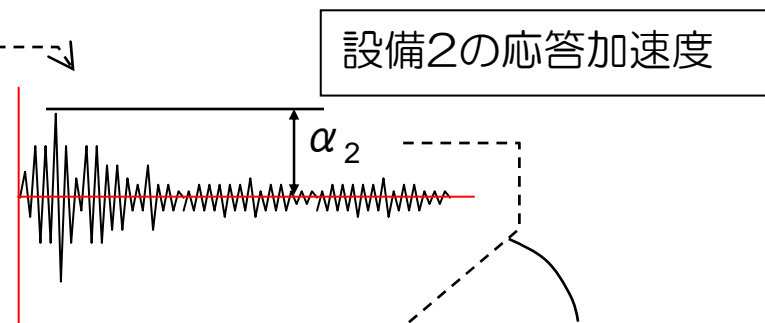
各設備の特性は固有周期 T で代表



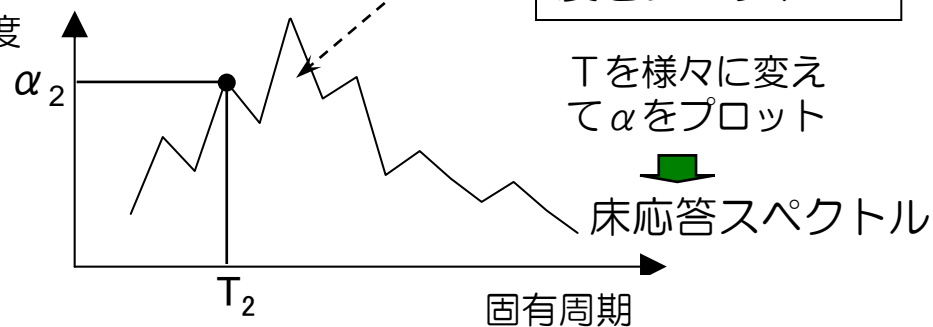
n階の応答加速度



建屋をモデル化し入力地震動に対する各階の応答加速度を計算



最大の応答加速度をプロット



T を様々に変えて α をプロット

床応答スペクトル

床応答スペクトルを用いることにより、 n 階にある設備の各固有周期 T_i の最大応答加速度を容易に知ることができる

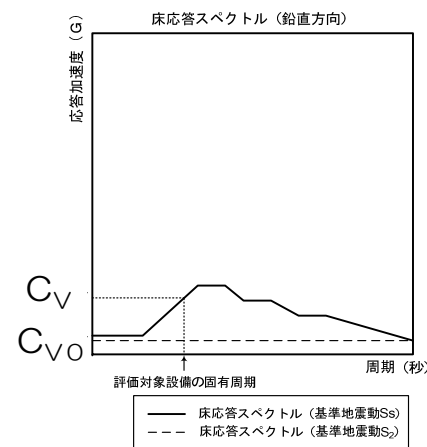
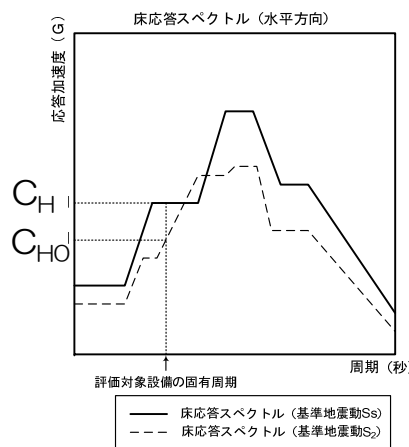
応答加速度比（2 / 2）

■ 福島第一3号機

代表プラントとして先行評価を行った福島第一5号機，福島第二4号機の国でのWGの審議等を踏まえ，応答加速度比を以下の方法で算出している。

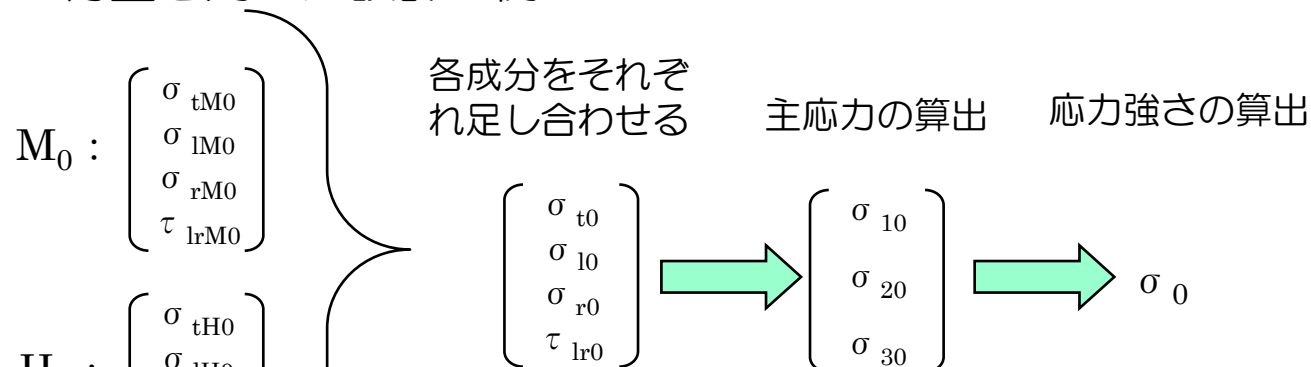
$$\text{応答比} = \text{MAX} \left(\frac{C_H}{C_{H0}}, \frac{C_V}{C_{V0}} \right)$$

- C_{H0} : 既往評価による水平方向評価震度
- C_H : 基準地震動 S_s による水平方向評価震度
- C_{V0} : 既往評価による鉛直方向評価震度
- C_V : 基準地震動 S_s による鉛直方向評価震度



応答荷重比 (1 / 2)

■ 荷重を用いた設計の例



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

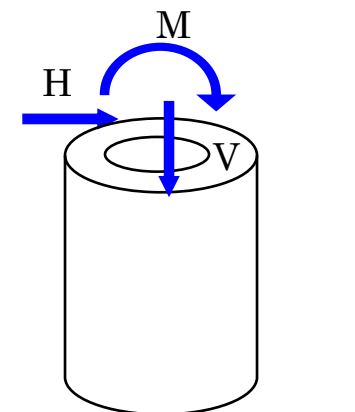
$$\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_l + \sigma_r) \cdot \sigma^2 + (\sigma_t \cdot \sigma_l + \sigma_l \cdot \sigma_r + \sigma_r \cdot \sigma_t - \tau_{lr}^2) \cdot \sigma - \sigma_t \cdot \sigma_l \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \tau_{lr}^2 + 2\tau_{lr} = 0$$

下式により応力強さを算出する。

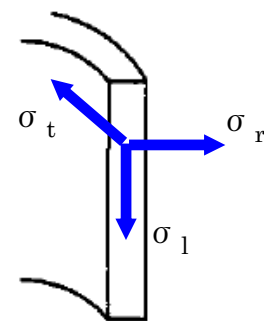
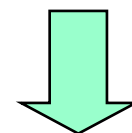
$$\sigma = \text{MAX}\{|\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1|\}$$

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

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



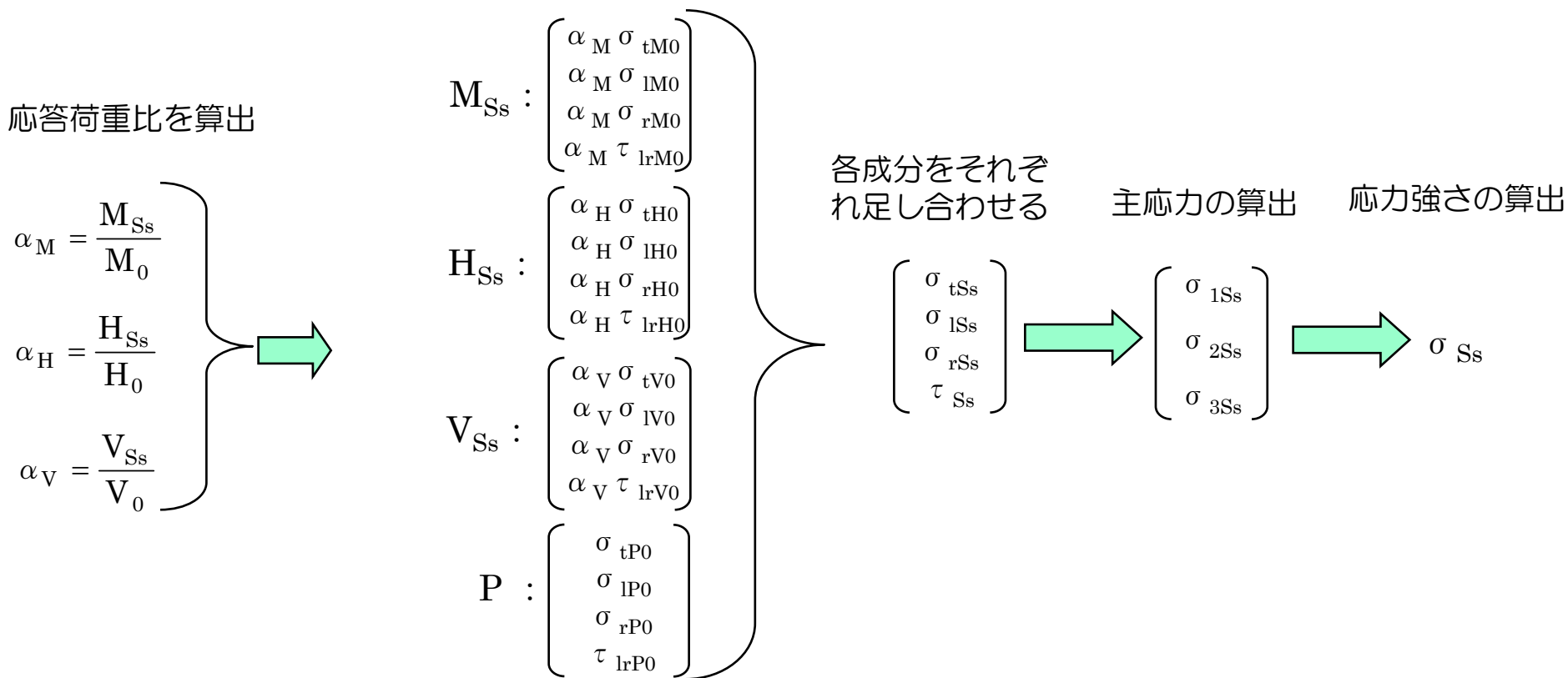
地震によって機器にかかる荷重



機器に働く応力

応答荷重比 (2/2)

■ ケース1：設計と同等な評価の例

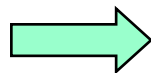


■ ケース2：応答荷重比のうち最大倍率 (α_{max}) を設計時応力強さに乗じる簡便な方法の例

応答荷重比を算出

応力強さの算出

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



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

α : 応答荷重比

添字SsはSs評価時の値を示す。

応答比を用いた評価について

既往評価での評価方法に応じて、以下の方法①または方法②で実施

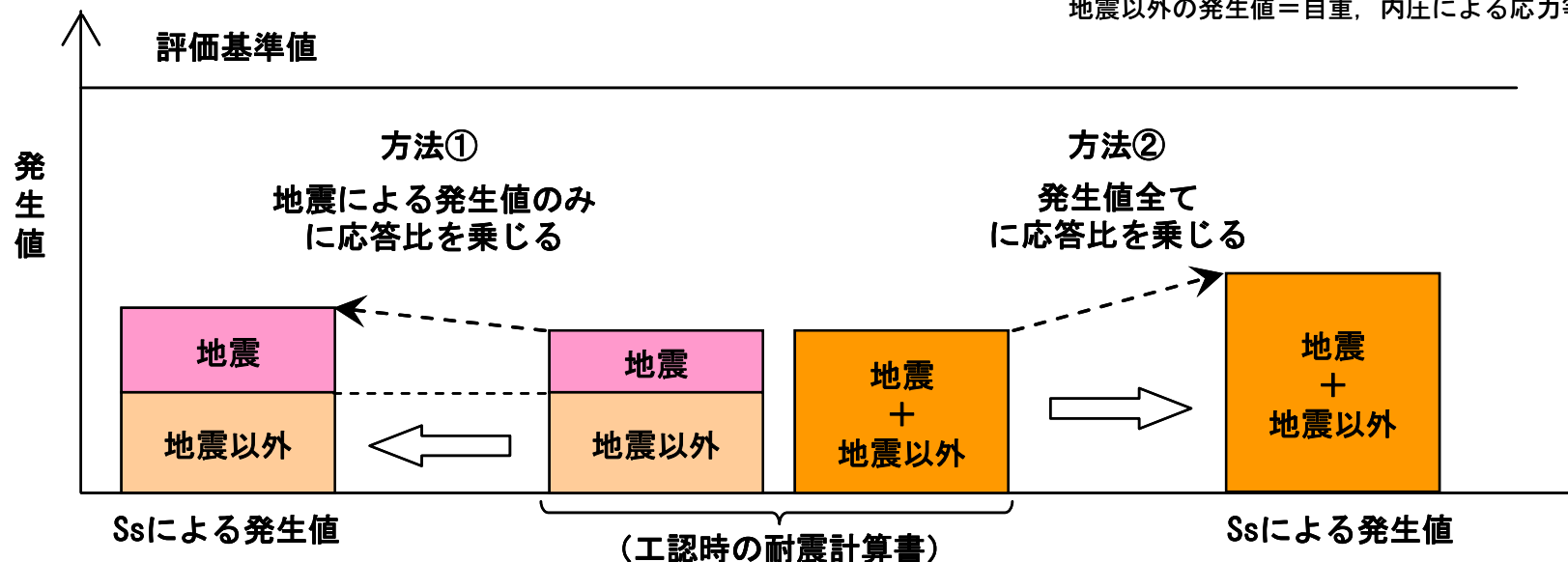
【方法①】：地震による発生値と地震以外による発生値が分離されている場合の取扱い

$$S_s \text{による発生値} = \begin{array}{c} \text{地震以外による発生値} \\ \text{(工認時の耐震計算書)} \end{array} + \begin{array}{c} \text{地震による発生値} \\ \text{(工認時の耐震計算書)} \end{array} \times \text{応答比}$$

【方法②】：地震による発生値と地震以外による発生値の合計が示されている場合の取扱い

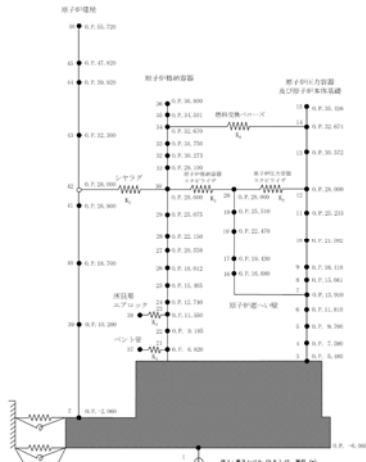
$$S_s \text{による発生値} = \left[\begin{array}{c} \text{地震以外による発生値} + \text{地震による発生値} \\ \text{(工認時の耐震計算書)} \end{array} \right] \times \text{応答比}$$

地震以外の発生値＝自重、内圧による応力等



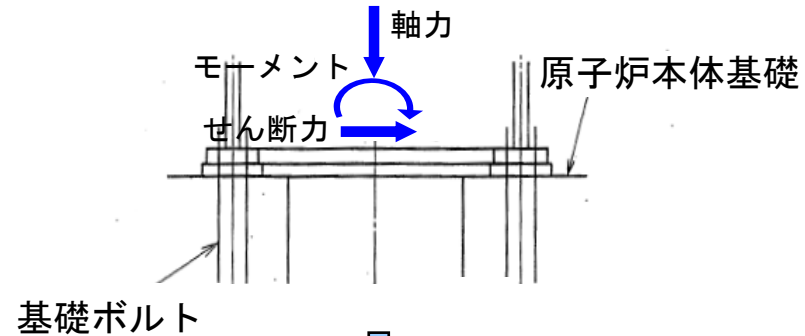
福島第一3号機 原子炉压力容器（基礎ボルト）

- 原子炉格納容器－原子炉压力容器連成解析（以下、PCV-RPV連成解析）により、地震によるせん断力、モーメント、軸力を算出する。また、地震以外の荷重については、設計時の値をそのまま用い、各荷重のつり合い計算により原子炉压力容器基礎ボルトに発生する応力値を求める。

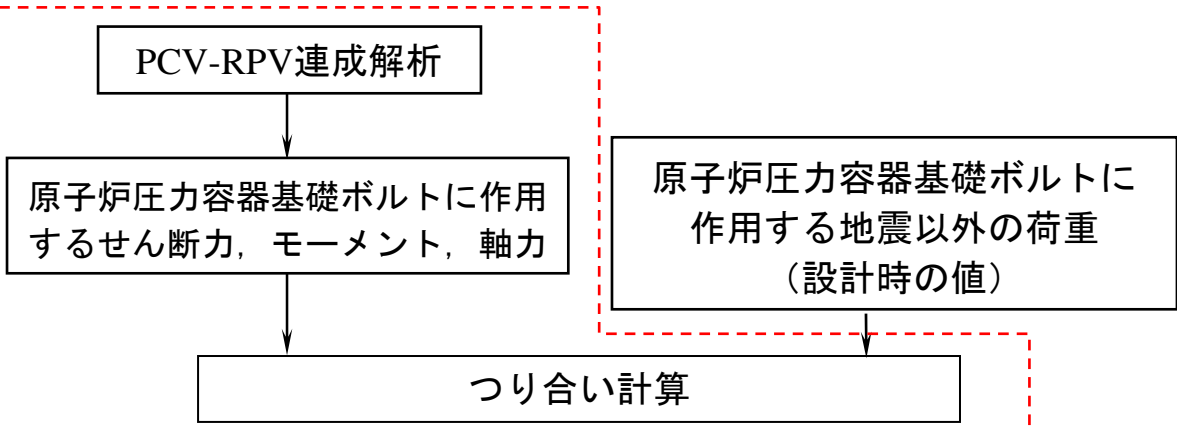


PCV-RPV連成解析モデル

連成解析により
せん断力、モーメント、
軸力を算出



つり合い計算により
応力算出

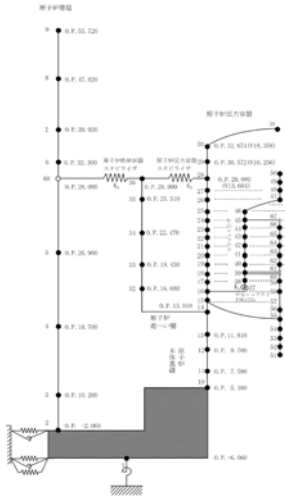


応力分類	算出値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
引張	36	222

今回実施した範囲

福島第一3号機 炉心支持構造物（シュラウドサポートレグ）

- 炉内構造物の連成解析により地震によるせん断力，モーメント，鉛直力が算出される。設計時の当該荷重，耐震安全性評価時の当該荷重をそれぞれ比較することにより，モーメント比，鉛直力比を求める。それらを設計時の軸圧縮応力の地震成分のうち，モーメントによる成分，鉛直力による成分に乘じ，設計時の地震以外の成分と組合せることでシュラウドサポートレグの軸圧縮応力を算出する。



炉内構造物の連成解析モデル

$$\checkmark \text{モーメント比} = \left(\frac{M_{Ss}}{M_0} \right)$$

$$= 0.39$$

$$\checkmark \text{鉛直力比} = \left(\frac{V_{Ss}}{V_0} \right)$$

$$= 2.03$$

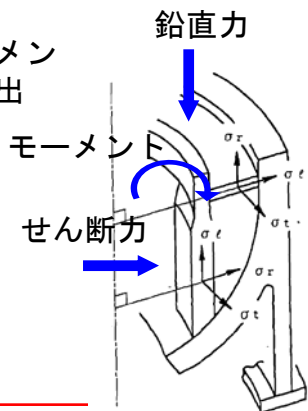
各方向地震成分に
応答比を乗じる

$$0.39\sigma_M + 2.03\sigma_V + \sigma_0 = 33$$

- σ_M : モーメントによる応力
- σ_V : 鉛直力による応力
- σ_0 : 地震以外による応力

連成解析により
せん断力，モーメント，鉛直力を算出

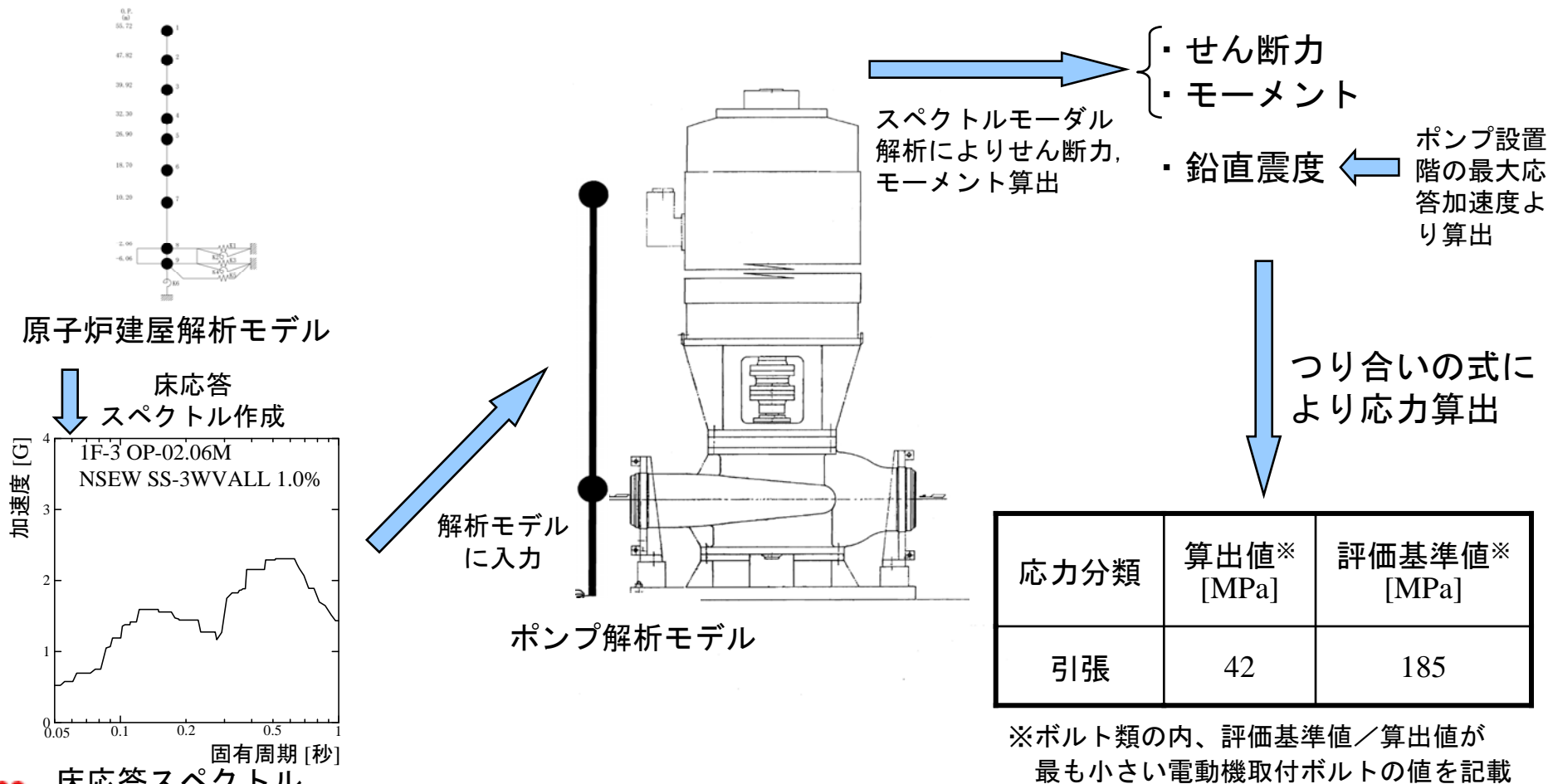
せん断力 H_{Ss}
モーメント M_{Ss}
鉛直力 V_{Ss}



応力分類	算出値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
軸圧縮	33	208

福島第一3号機 残留熱除去系ポンプ（基礎ボルト）

- 水平方向に関して残留熱除去系ポンプは柔なので、当該ポンプ設置階の床応答スペクトルに基づくスペクトルモーダル解析を実施し、ポンプ廻りの荷重（せん断力，モーメント）を算出する。鉛直方向に関しては剛なので、ポンプ設置階の最大応答加速度を評価用震度として評価に用いる。これらの荷重，評価用震度を踏まえた基礎ボルトに関するつり合い式により残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの発生値を算出する。



7. 配管系の強度評価方法

配管系の評価方法（1 / 3）

■配管系の評価

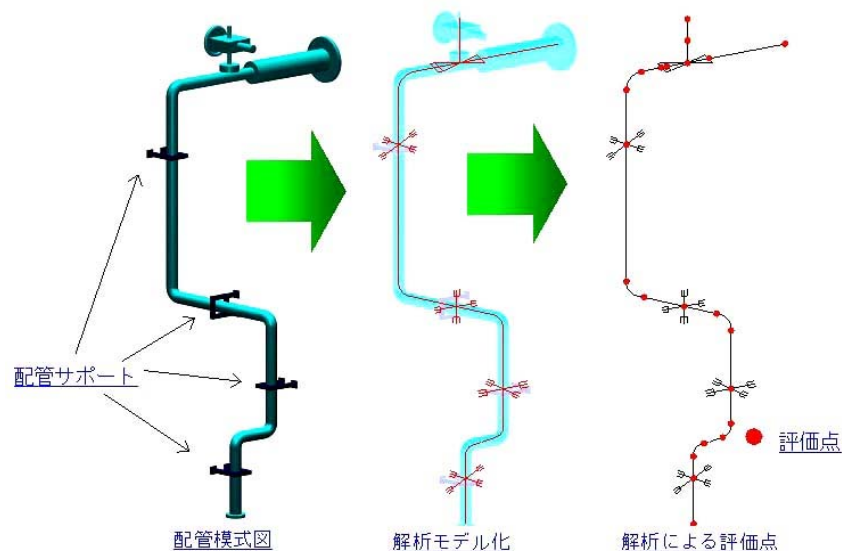
（1）モデル化

- ✓3次元多質点系モデルとする。
- ✓同一モデルに含める範囲は、アンカ※点からアンカ点までとする。

※アンカは3方向の動きや回転を拘束するもの

（2）評価方法

- ✓スペクトルモーダル解析法を用いる。



配管の解析モデル化の例

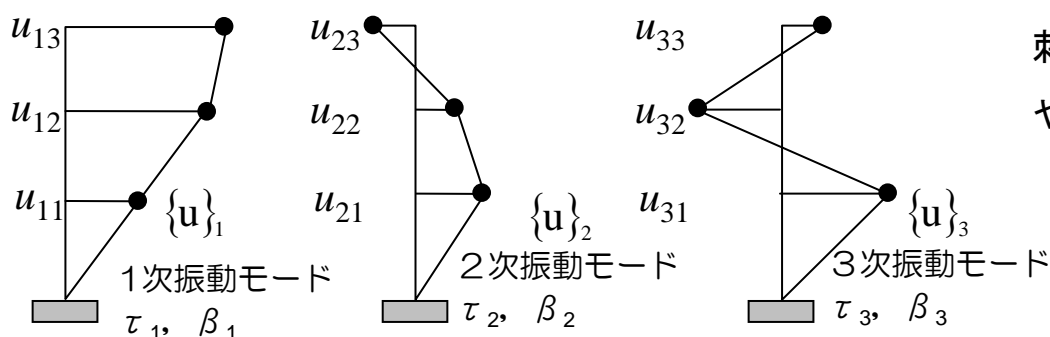
配管系の評価方法 (2/3)

■ スペクトルモーダル法で評価

①固有値解析：配管を3次元多質点モデルで解析し以下を求める

- ✓固有モード： $\{u_i\}$ $\{ \}$ ：ベクトルを示す
- ✓各固有モードにおける固有周期： τ_i ，刺激係数： β_i

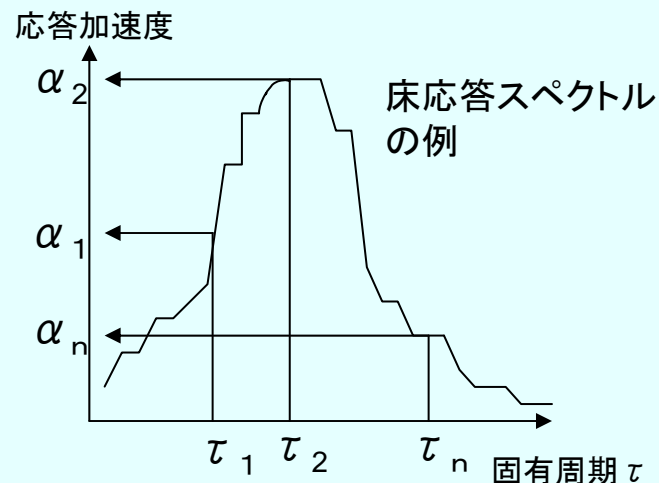
(3自由度の例)



刺激係数 β_i ：各モードの振れやすさを表す値

②スペクトルモーダル法

- 床応答スペクトルを作成
 - ✓配管の設置位置における建屋応答と評価対象の配管の減衰定数から作成
- 床応答スペクトルから各固有周期(τ_i)における応答加速度(α_i)を読み取る



配管系の評価方法 (3 / 3)

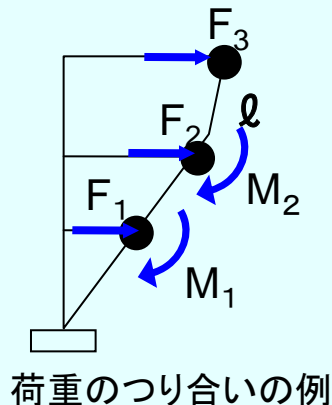
③各モードの重ね合わせ

- スペクトルモーダル法により、各モードの荷重、モーメントを算出

【荷重の例】

$$\{F\}_i = m \cdot \{u\}_i \cdot \alpha_i \cdot \beta_i \quad m: \text{質量マトリクス}$$

- モードの重ね合わせ (2乗和平方根) : $\{M\} = \sqrt{\sum_{i=1}^n \{M\}_i^2}$



④応力の計算

- 地震による荷重、内圧、自重等考慮し下式により1次応力を求める (第1種管の例)

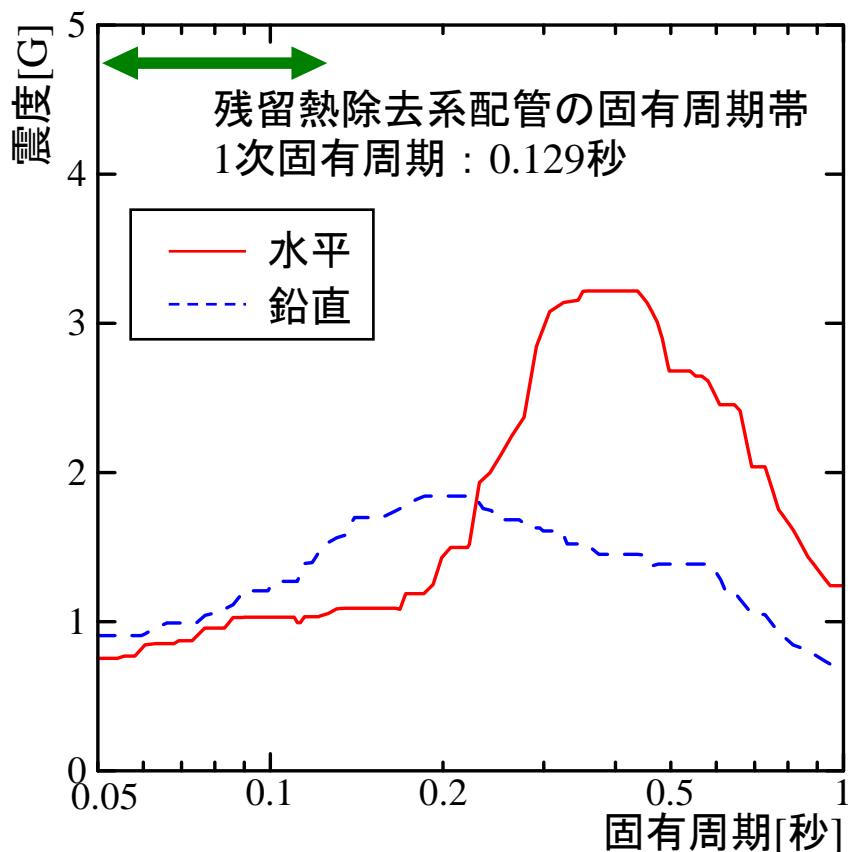
✓ 直管部
$$: S = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 M_{ip}}{Z_i}$$

✓ 管台及び突合せ溶接式ティール
$$: S = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 b M_{bp}}{Z_b} + \frac{B_2 r M_{rp}}{Z_r}$$

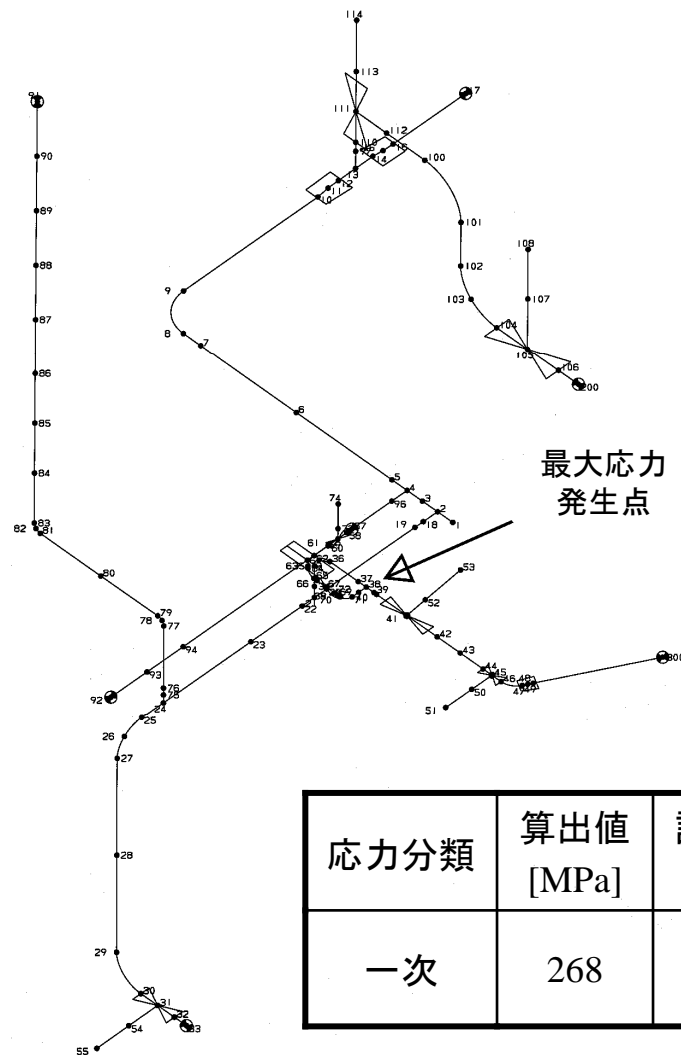
Z_i : 管の断面係数
 Z_b, Z_r : 分岐管, 主管の断面係数
 B_1, B_2, B_2b, B_2r : 応力係数
 D_0, t : 管の外径, 厚さ
 P : 圧力
 M_{ip} : 機械的荷重(自重, 地震)によるモーメント
 M_{bp}, M_{rp} : 分岐管, 主管の 機械的荷重によるモーメント

福島第一3号機 残留熱除去系配管

- スペクトルモーダル解析により配管の応力発生値を算出する。



床応答スペクトル（減衰定数3.0%）



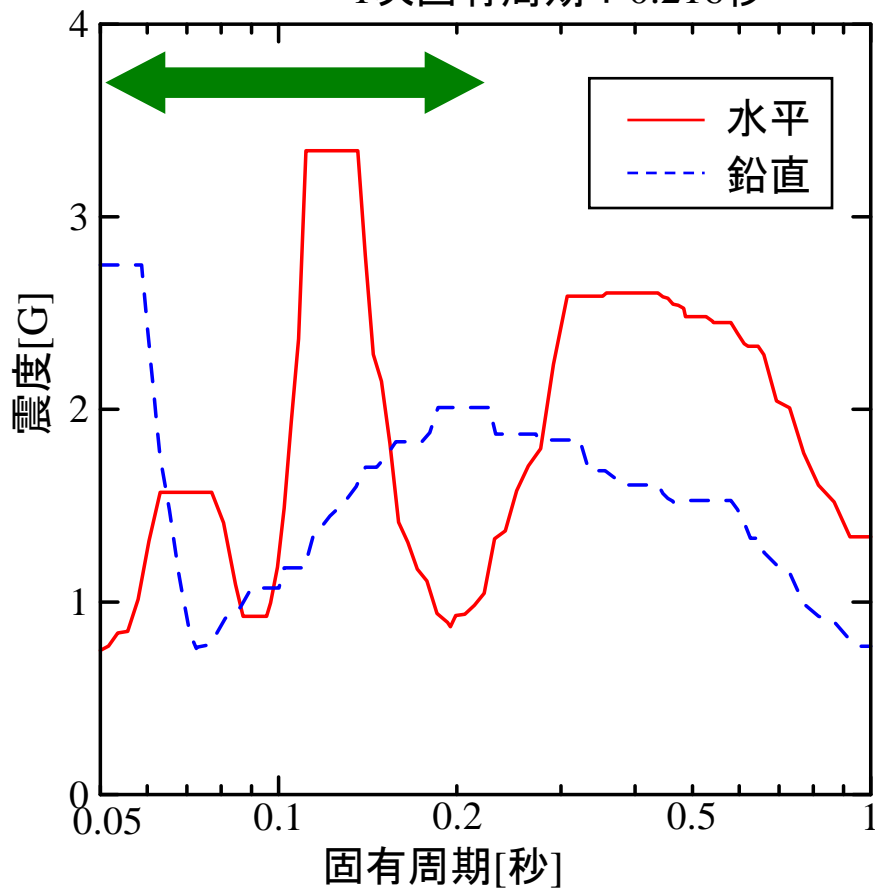
応力分類	算出値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
一次	268	363

残留熱除去系配管モデル

福島第一3号機 主蒸気系配管

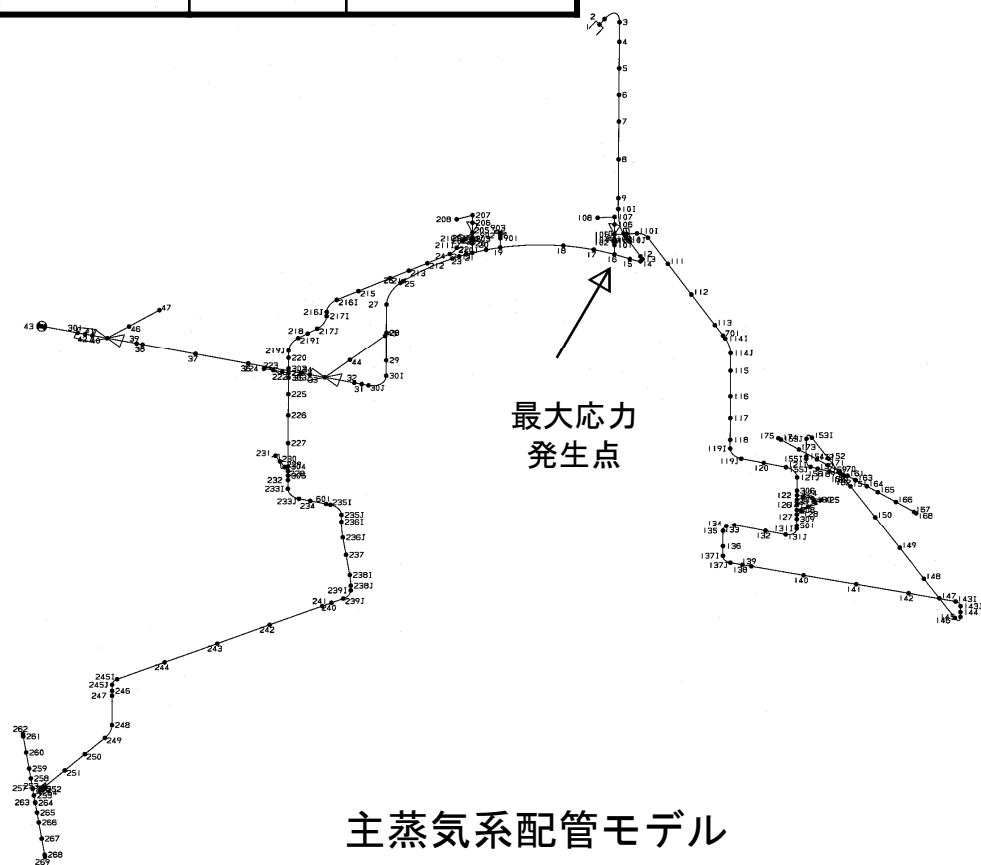
- スペクトルモーダル解析により配管の応力発生値を算出する。

主蒸気配管の固有周期帯
1次固有周期：0.216秒



床応答スペクトル（減衰定数2.0%）

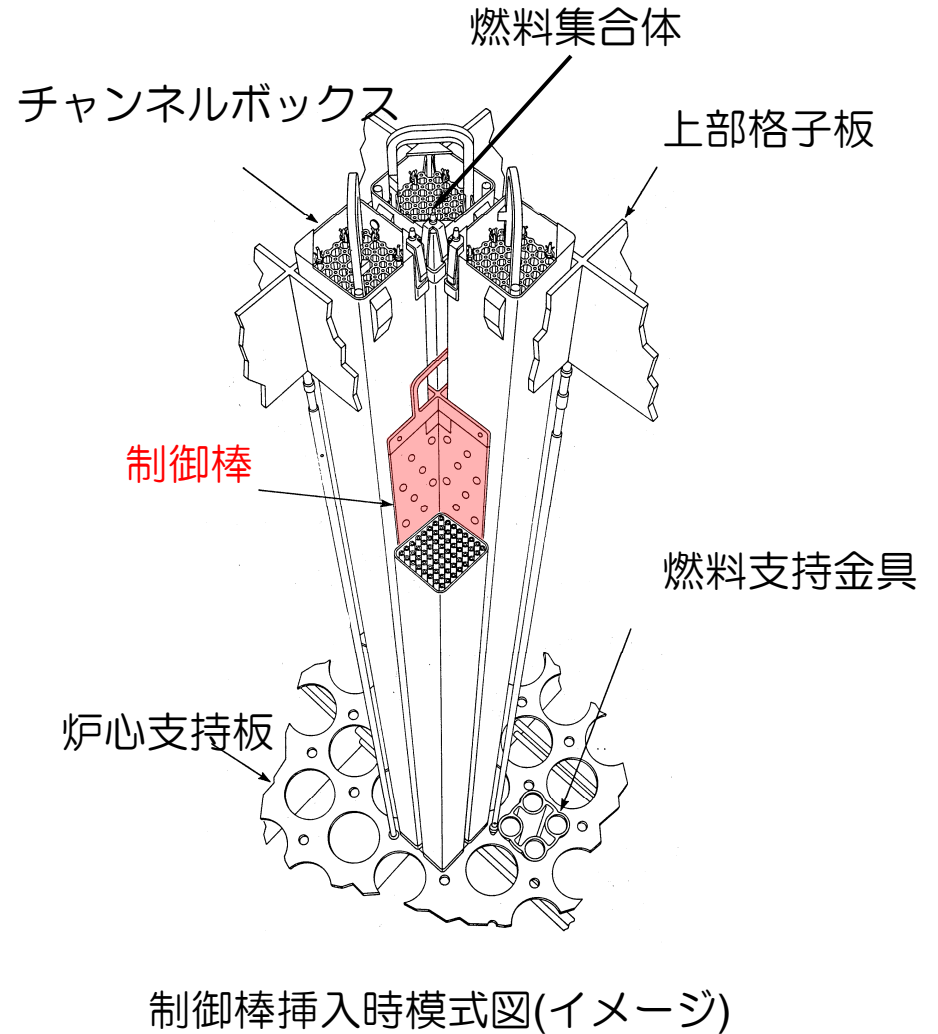
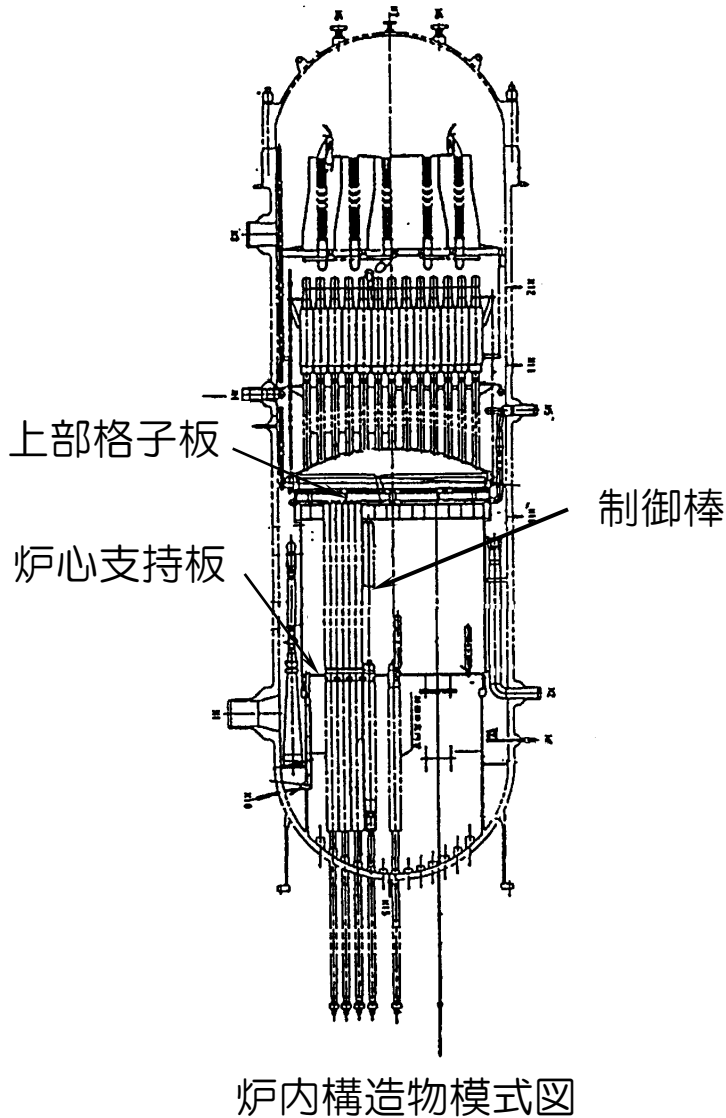
応力分類	算出値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
一次	183	417



主蒸気系配管モデル

8. 制御棒挿入性の評価方法

制御棒挿入性関係模式図

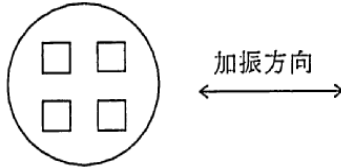


制御棒挿入試験方法(1/2)

■ 福島第一原子力発電所3号機の制御棒について試験

✓ ボロンカーバイド型

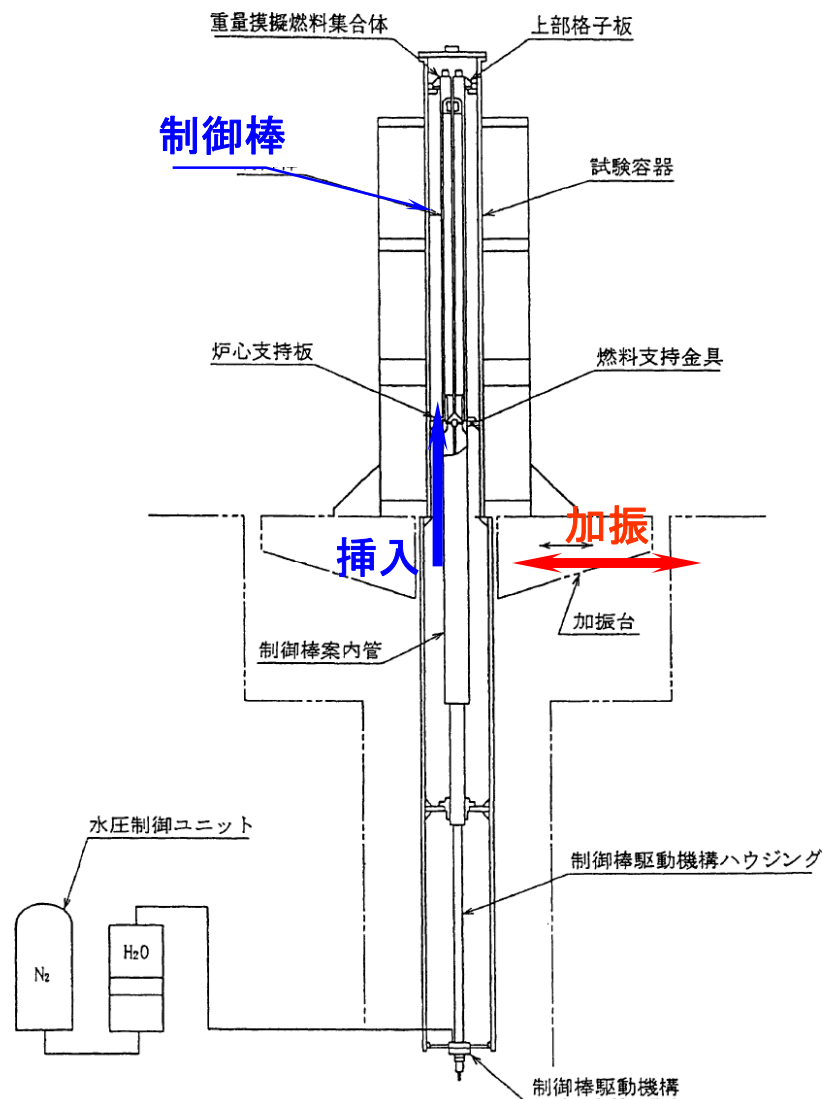
■ 試験条件

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
(6.93MPa [gage]) 時のスクラムを模擬。

制御棒挿入試験方法(2/2)

■ 試験装置の例



制御棒挿入試験のイメージ図(1/2)

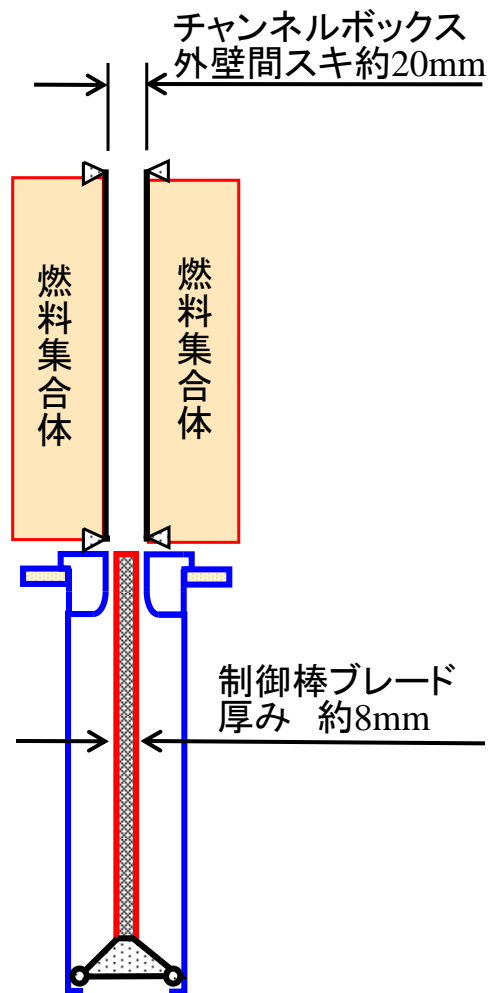


図1 完全に引き抜かれた状態

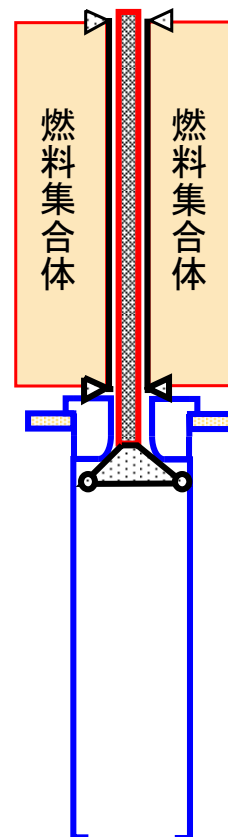


図2 完全に挿入された状態

制御棒挿入試験のイメージ図(2/2)

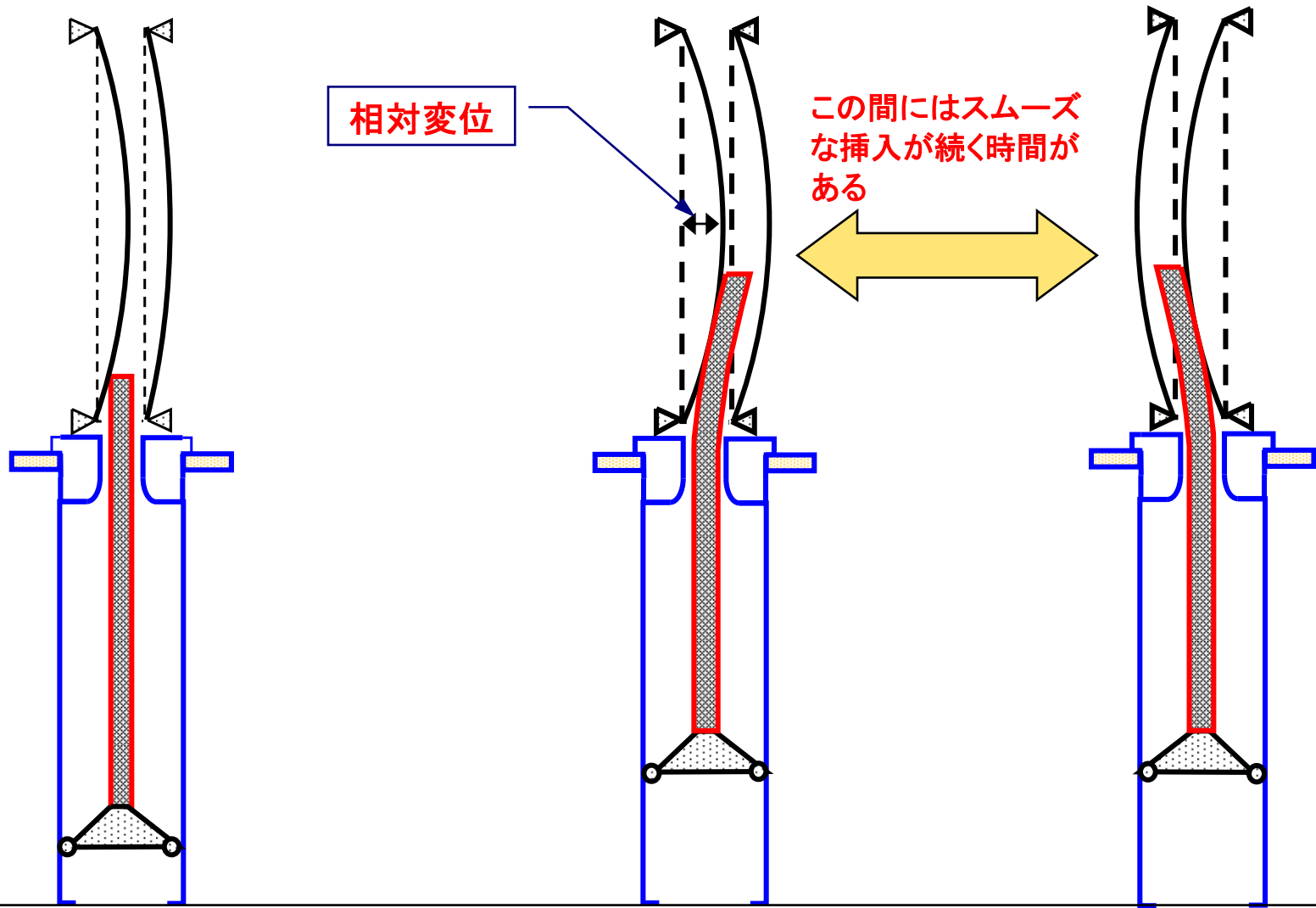


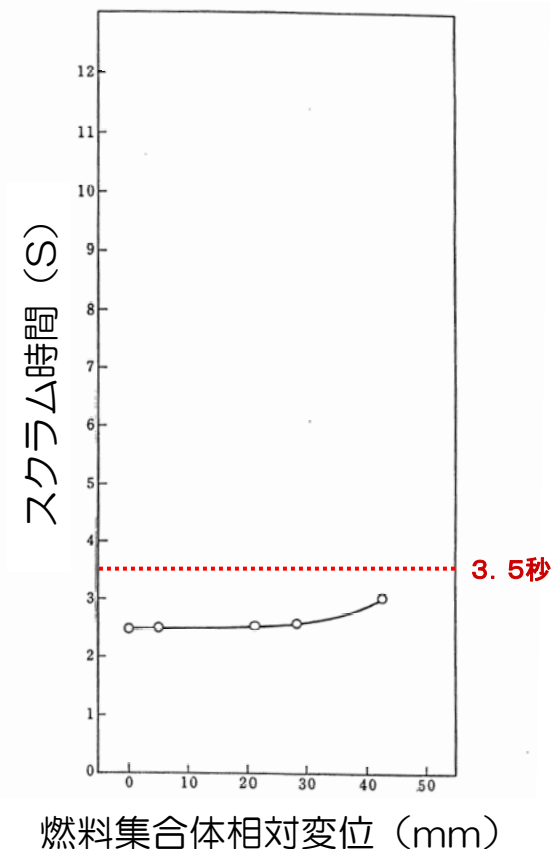
図3 地震時、挿入開始

図4 途中で摩擦と変形による抵抗発生

制御棒挿入試験の結果

■ 試験結果

- 燃料集合体の相対変位が約40mmにおいて通常運転時のスクラム仕様値である90%ストローク3.5秒以内であることが確認でき、試験後において制御棒の外観に有意な変化がないことを確認。



燃料集合体相対変位のスクラム時間に与える影響

制御棒挿入性の評価方法および評価基準値

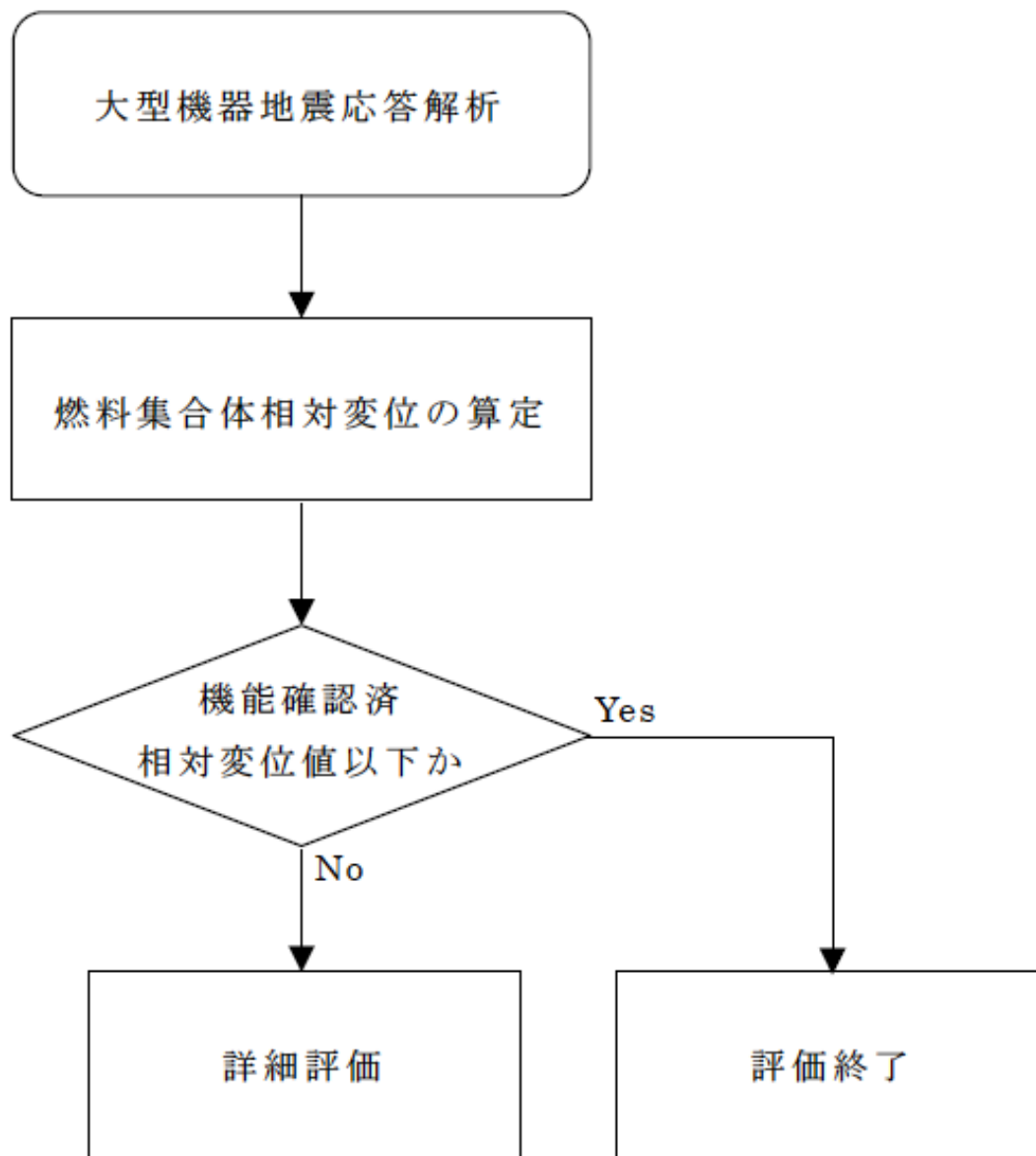
■ 制御棒挿入性の評価方法

- 制御棒の挿入性については、実規模大の試験装置により、実際に揺らした状態で確認しており、最大振幅40mmまでの揺れでも規定時間に余裕をもって制御棒が挿入されることを確認している。
- 評価では、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。

■ 制御棒挿入性の評価基準値

- 制御棒挿入性評価に用いる評価基準値は、試験により挿入性が確認されている最大振幅40mmを用いている。

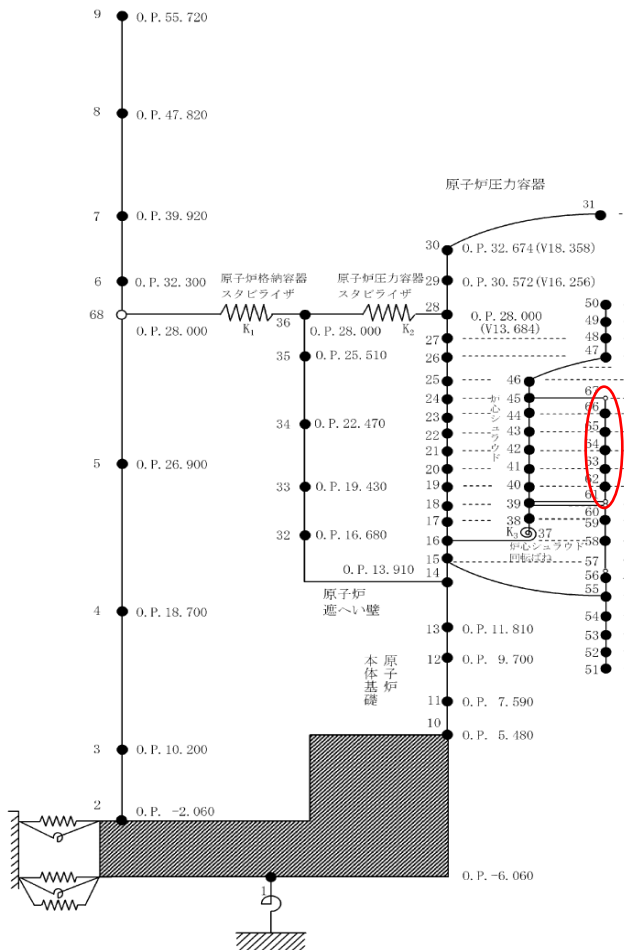
制御棒挿入性の評価の流れ



福島第一3号機 燃料集合体相対変位計算

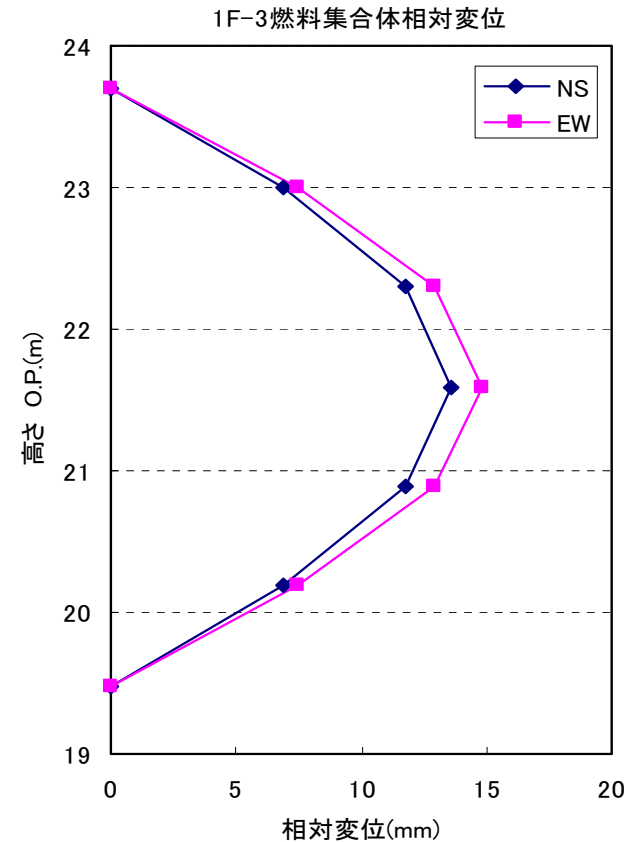
- 炉内構造物練成解析モデルを用いて、基準地震動発生時における燃料集合体の相対変位を算出。

原子炉建屋



燃料集合体の
相対変位を算出

燃料集合体



炉内構造物連成解析モデル

地震時燃料相対変位

9. 機器・配管系の耐震安全性評価結果

安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価

■ 評価結果（福島第一3号機）

基準地震動Ssによる応答値，相対変位が評価基準値以下であることを確認した。

● 構造強度評価

評価対象設備	評価部位	算出値 (MPa)	基準値 (MPa)
原子炉圧力容器	基礎ボルト	36	222
原子炉格納容器	ドライウェル	199	255
炉心支持構造物	シュラウドサポート	33	208
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	42	185
残留熱除去系配管	配管	268	363
主蒸気系配管	配管	183	417

● 動的機能維持評価

評価対象設備	地震時の相対変位 (mm)	基準値 (mm)
制御棒（挿入性）	14.8	40.0

応力に及ぼす地震力の影響について

耐震安全性評価（中間報告）における、福島第一3号機の発生応力について、評価基準値を100とした場合の荷重毎の発生応力の割合を以下に示す。

地震力の影響（1F-3）

評価対象設備	評価部位	考慮すべき荷重※1		発生応力※1	裕度※1
		地震力以外※2	地震力		
原子炉圧力容器	基礎ボルト	3	13	16	84
原子炉格納容器	ドライウェル	22	56	78	22
炉心支持構造物	シュラウド サポート	1	14	15	85
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	3	20	23	77
残留熱除去系配管	配管	30	44	74	26
主蒸気系配管	配管	23	21	44	56

※1 許容応力を100とした場合の応力の割合(%)

※2 スクラム反力等の活荷重を含む

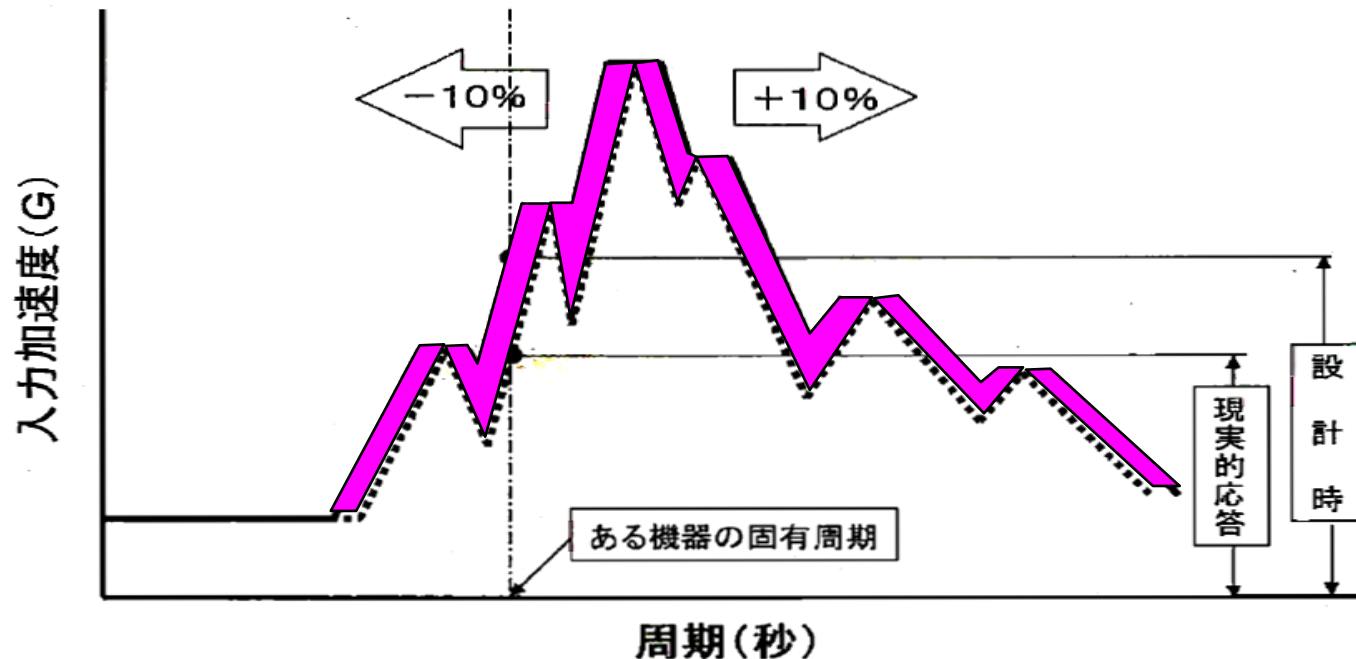
10. 参考資料：構造強度評価の裕度について

- スペクトルモーダル法による解析
- 減衰定数に関する説明
- 解析モデルに関する説明
- 材料強度に関する説明
- 耐震設計裕度に関する実証試験

スペクトルモーダル法による解析 (1/2)

■ スペクトルモーダル法を用いた設計手法の裕度について

- 各モードの時間変化は考えず、設備の各固有周期の最大応答を自乗和平方根
- 得られた床応答スペクトルを $\pm 10\%$ 拡幅したものでより設備の各固有周期の最大応答加速度を求めている
 - ✓ 10%の根拠 \Rightarrow 床応答スペクトルに影響を与える因子(地盤物性, 建屋剛性等)の変動をカバーできる

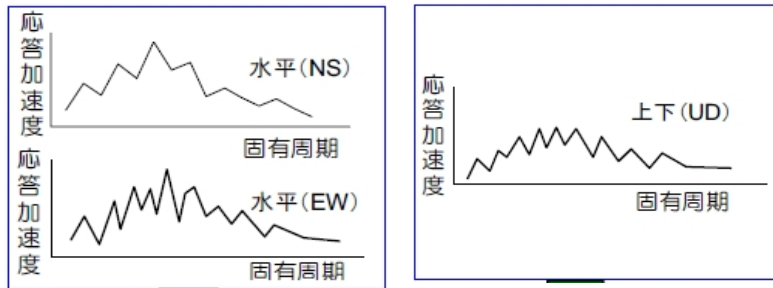


スペクトルモーダル法による解析 (2/2)

時々刻々変化する荷重を，機器の固有周期における最大荷重の重ね合わせとして設定し解析を行うことで，保守性を確保

スペクトルモーダル法

設計時は，設備数が膨大であり，簡便な設計手法を採用



応答スペクトル解析

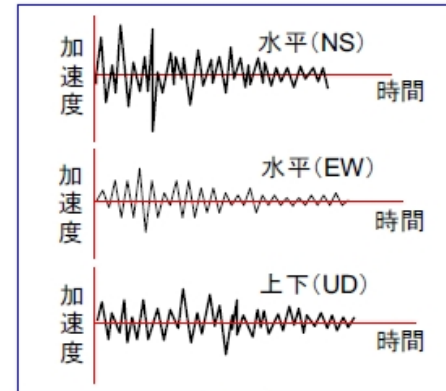
応答スペクトル解析

水平NS-上下と水平EW-上下で
組合せ大きい値を採用

最大応力算出

時刻歴解析

時間を考慮して3次元データを入力するため，より現実に近い解析が可能

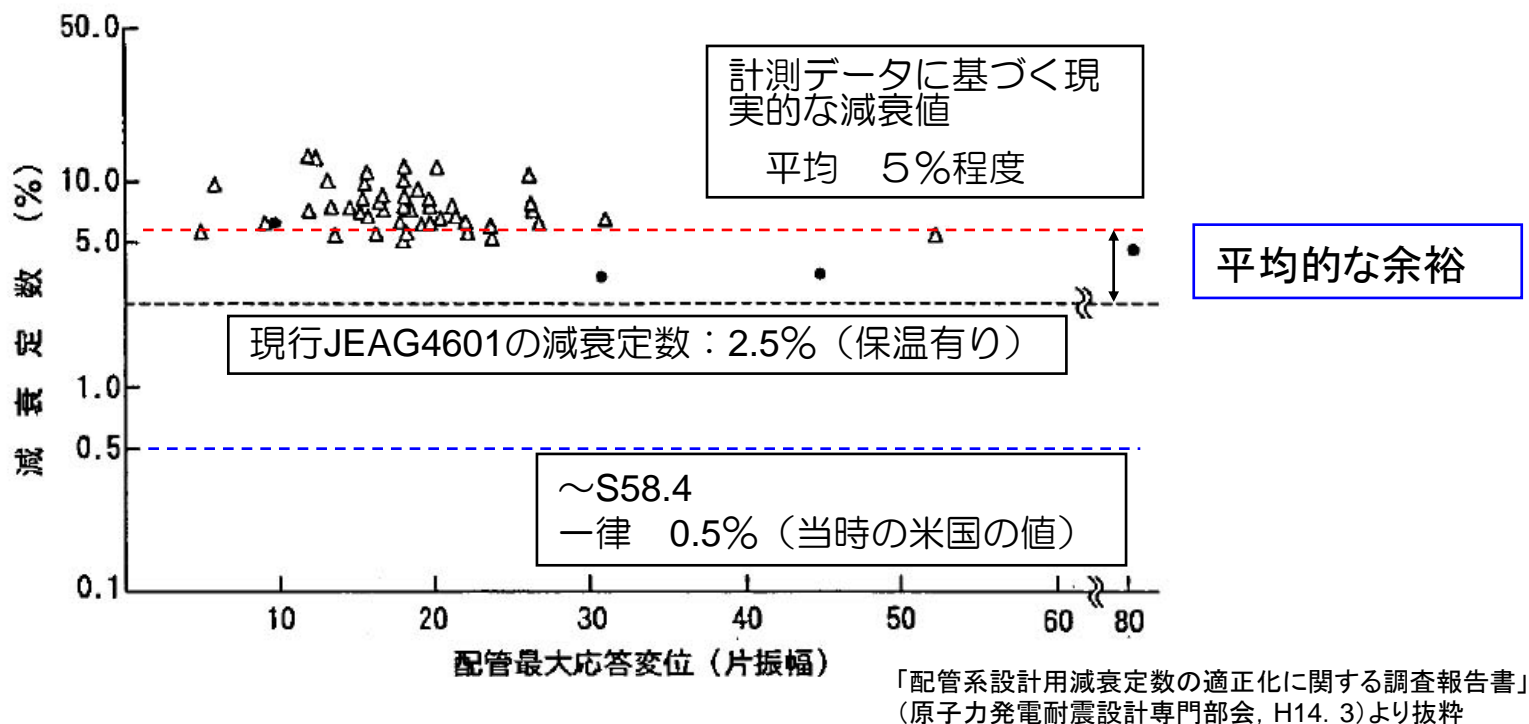


配管モデル (3次元) に入力
時刻歴解析

最大応力算出

減衰定数に関する説明

- 配管の減衰定数の例（配管区分 I：スナツバ主体，保温材あり）
 - JEAGで規定される減衰定数は計測データの下限值で定められている



解析モデルに関する説明

解析モデル

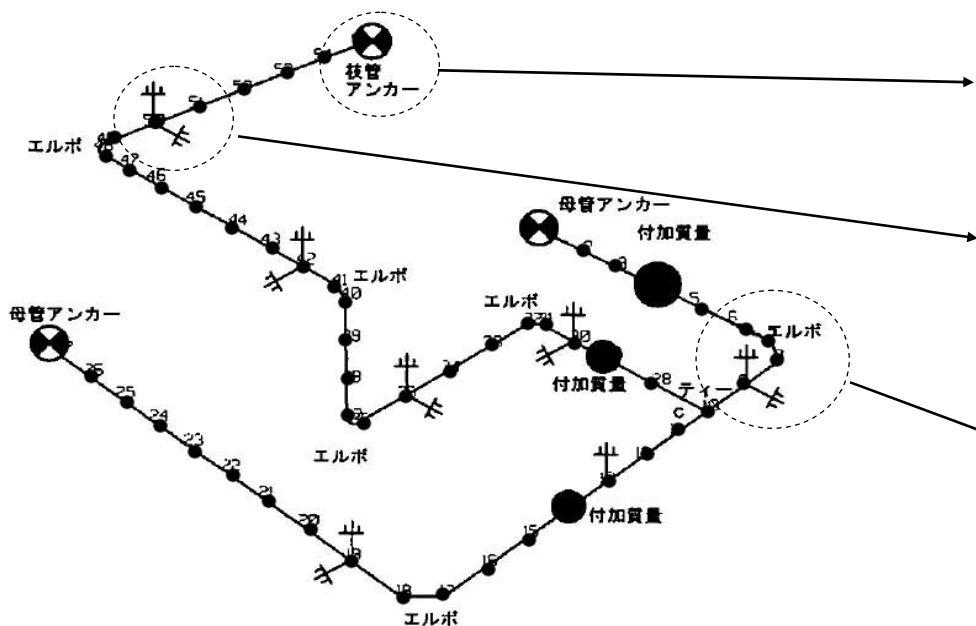
プラント建設に当たっては、設備数が膨大であるため、簡便な設計手法を採用している（配管系の例）

現行解析モデル

- 質点ばね系の簡易モデル
- サポートの剛性は一律標準剛性
- 機器取合い部固定点（アンカ）扱い

現実的な解析モデル

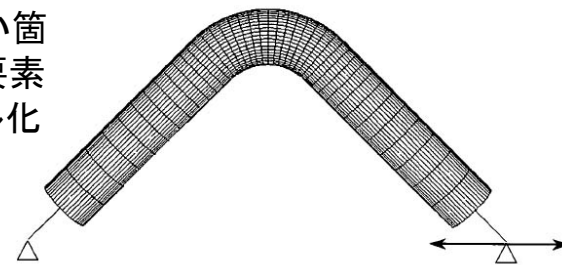
- シェル要素によるモデル化
- サポート個々の実剛性を反映
- 機器取合い部剛性を考慮



機器取合い部をアンカ(固定点)とせず、剛性を反映

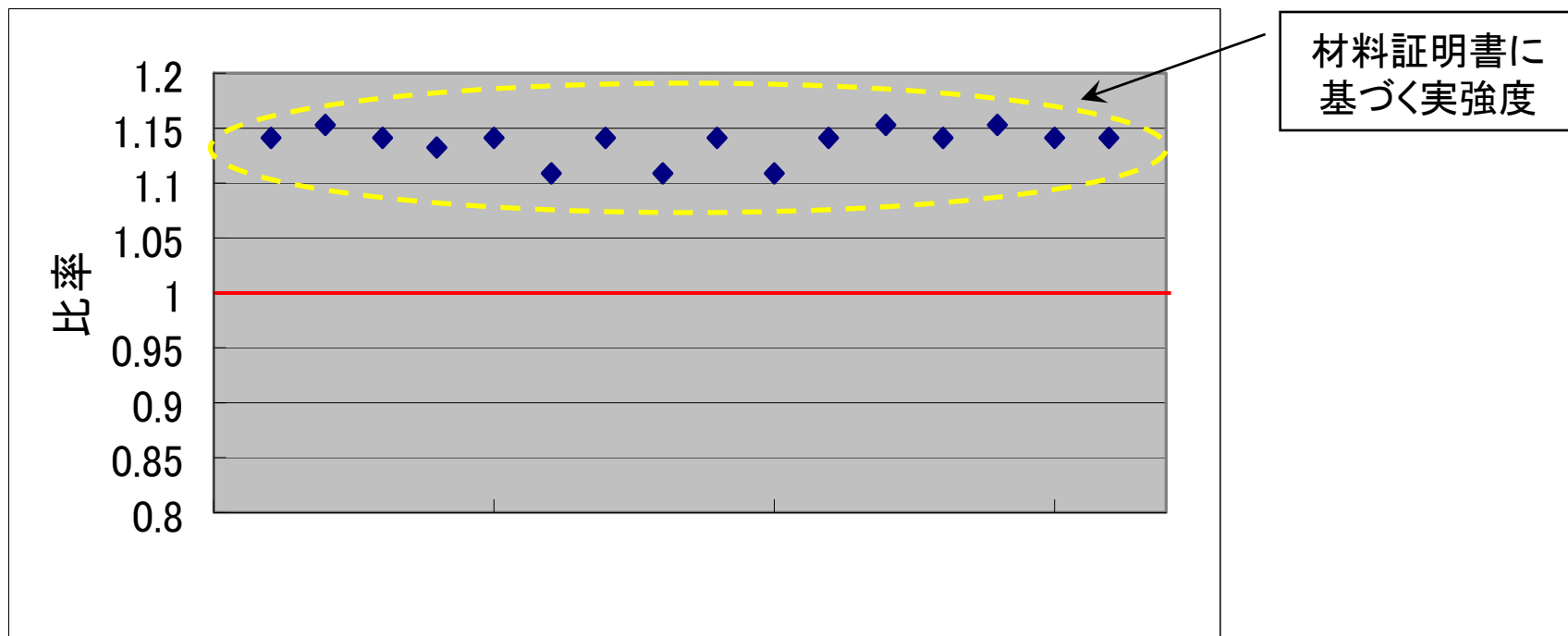
サポート剛性に一律標準値を用いず個々の実剛性を反映

応力の厳しい箇所はシェル要素によるモデル化



材料強度に関する説明

鋼材等は設計値を上回るように製作するために、部材の実強度は設計で用いる強度に対して保守性を確保



2F-4号機 原子炉压力容器基礎ボルト他の設計基準強度と実強度の比率

※2F4 原子炉压力容器基礎ボルト他材料試験成績表（抜粋）より作成

耐震設計裕度に関する実証試験



設計手法の確認試験体

試験時期	縮尺	試験体重量
2002年	1/1	約200[t]

✓試験体は耐震上重要な実機配管系の構造的特徴及び振動特性を模擬したもので、一般的な特徴を有する配管（200A、Sch40※¹）に水圧をかけた状態で加振して、配管の振動、曲がり部の変形、応力等を計測。

✓設計用基準地震動S2に対する許容応力及びそれを上回る応力※²を発生させる地震波で加振を行い、配管破損による漏水がないことを確認。

※¹ 配管用鋼管の肉厚に関する指標（JIS規格等）。200A、Sch40では肉厚8.2mm。

※² 許容応力の1.5～4倍以上となる加振試験を実施。

参考文献「多度津工学試験所の歴史と役割（財団法人 原子力発電機構）」