

伊方発電所 3号機の耐震安全性の確保について

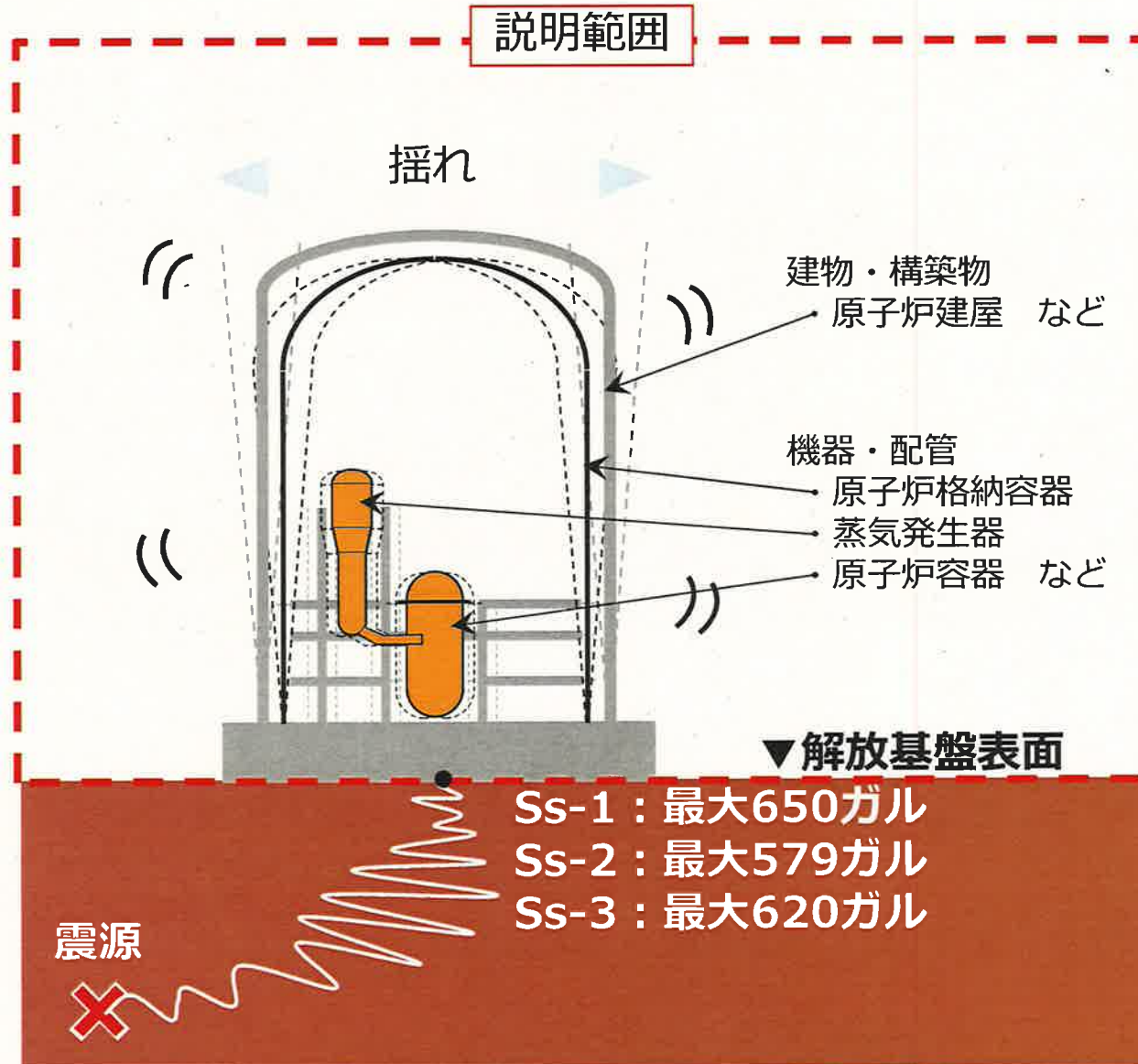
四国電力株式会社



四国電力株式会社

説明内容

○伊方発電所における「建物・構築物」及び「機器・配管」の耐震設計の内容について説明



目次

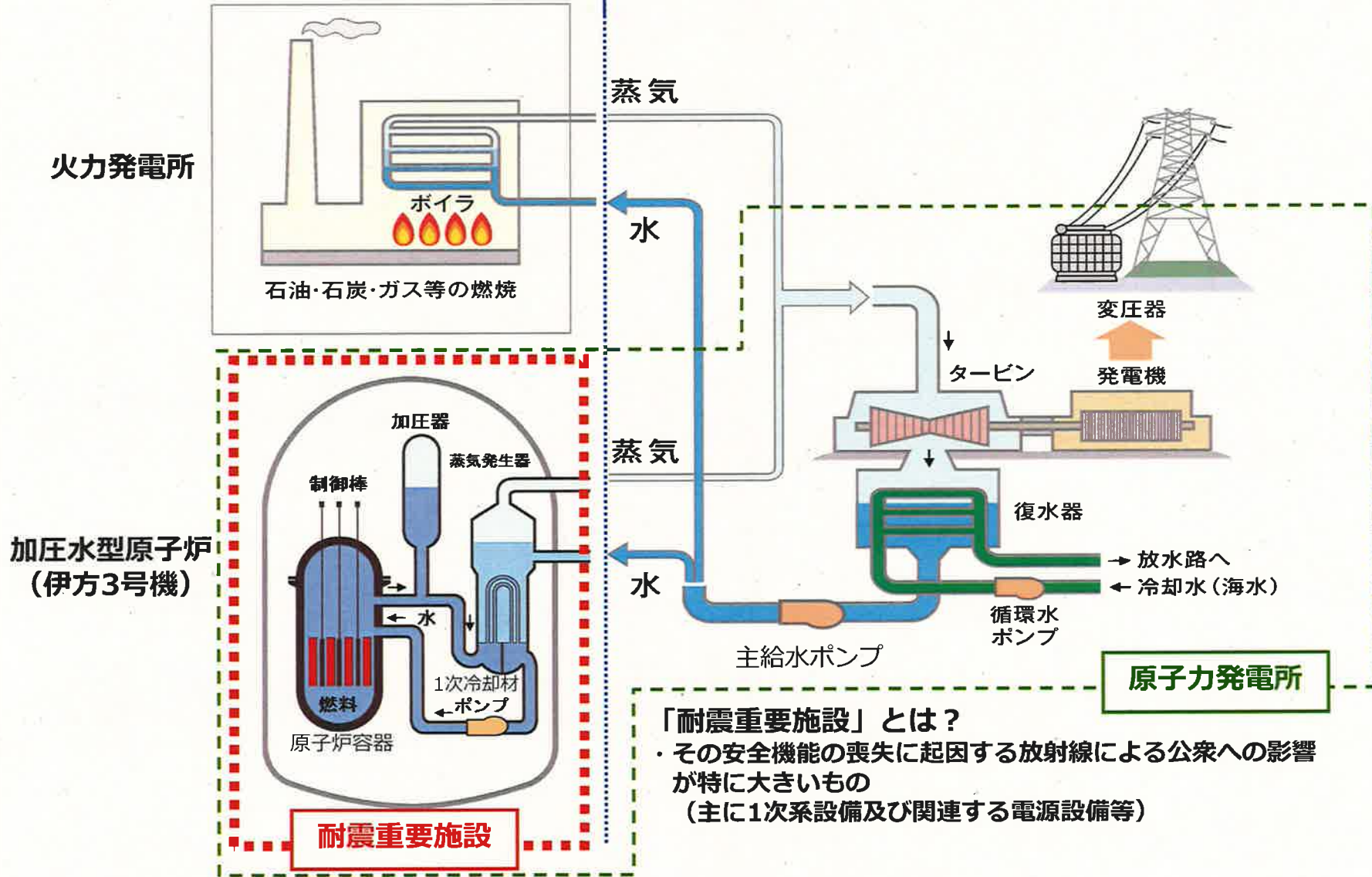
- 1 耐震設計の概要
 - (1) 原子力発電所の概要
 - (2) 耐震設計方針
- 2 基準地震動を用いた耐震安全性評価と評価結果
 - (1) 耐震安全性評価の概要
 - (2) 地震応答解析
 - (3) 建物・構築物の評価と評価結果
 - (4) 床応答解析
 - (5) 機器・配管の評価と評価結果
 - (6) 耐震補強工事
- 3 地震に対する安全確保
 - (1) 原子炉の自動停止
 - (2) 耐震設計上の余裕
 - (3) 地震に伴う事象に対する安全確保
- 4 まとめ

1 耐震設計の概要

- (1) 原子力発電所の概要
- (2) 耐震設計方針

(1) 原子力発電所の概要

蒸気を作る設備 ← → 電気を作る設備：火力発電所と同じ

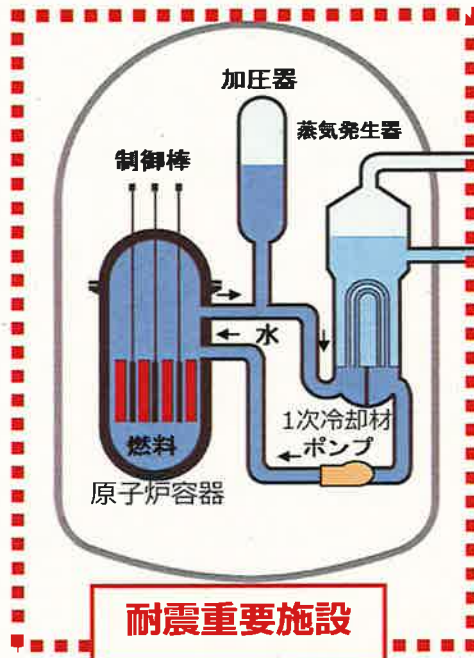


(2) 耐震設計方針

【耐震設計の基本方針】

耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
(基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド)



耐震重要施設が、
地震によって安全機能を失うことなく、
放射性物質の異常放出を防止し、
周辺公衆に放射線による影響を与えな
いようにすること



(2) 耐震設計方針 (耐震重要度分類)

「耐震重要施設」は、放射性物質の異常放出を防止するために必要な施設であり、例えば、

- 原子炉を停止 (止める)、
- 炉心を冷却 (冷やす)、
- 放射性物質を閉じ込める (閉じ込める)

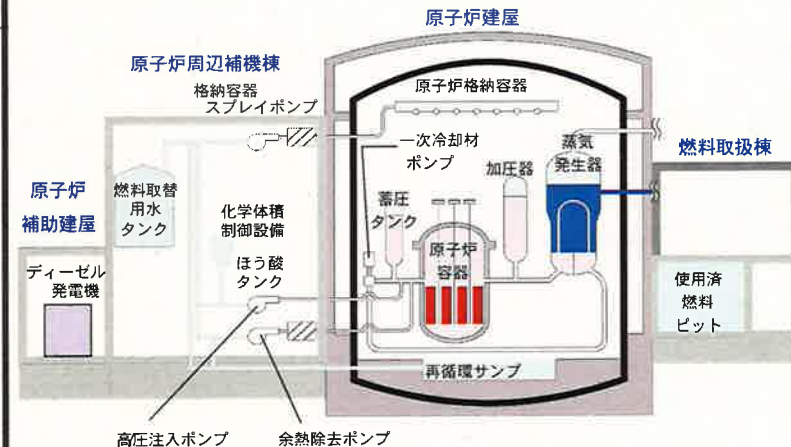
といった安全機能を有する施設である



これらの施設を **Sクラス** とし、基準地震動に対し、その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する

○耐震重要度分類

| | 求められる機能 | 具体的な設備 |
|-----------------|--|--|
| S クラス | 【止める】 ・制御棒の挿入 ・ほう酸水の注入 【冷やす】 ・冷却材の注入 【閉じ込める】 ・圧力障壁 【その他の設備】 ・非常用電源等 ・使用済燃料の貯蔵 | ・制御棒駆動装置 等 ・化学体積制御設備 等 ・余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、蓄圧タンク等 ・1次冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器、格納容器スプレイ、外周コンクリート壁 等 ・ディーゼル発電機 等 ・燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット 等 |
| B クラス | 機能喪失した場合の影響がSクラスと比べ小さい | ・使用済燃料ピットクレーン ・使用済燃料ピットポンプ 等 |
| C クラス | S及びBクラス以外 | ・発電機、主変圧器 等 |



※ 建物・構築物については、安全機能を有する機器・配管を支持する機能が失われないこと、変形等によって安全機能を有する機器・配管に影響を与えないことが求められる

(2) 耐震設計方針 (建物・構築物)

規制要求と設計における考え方① : 建物・構築物

新規制基準 (審査ガイド) の要求

構造物全体としての変形能力 (終局耐力※1時の変形) について**十分な余裕**を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること



設計における考え方

基準地震動に対する変形が、審査ガイドの要求に合致した規格基準に定められた評価基準値※2を満足することを確認

※1 終局耐力

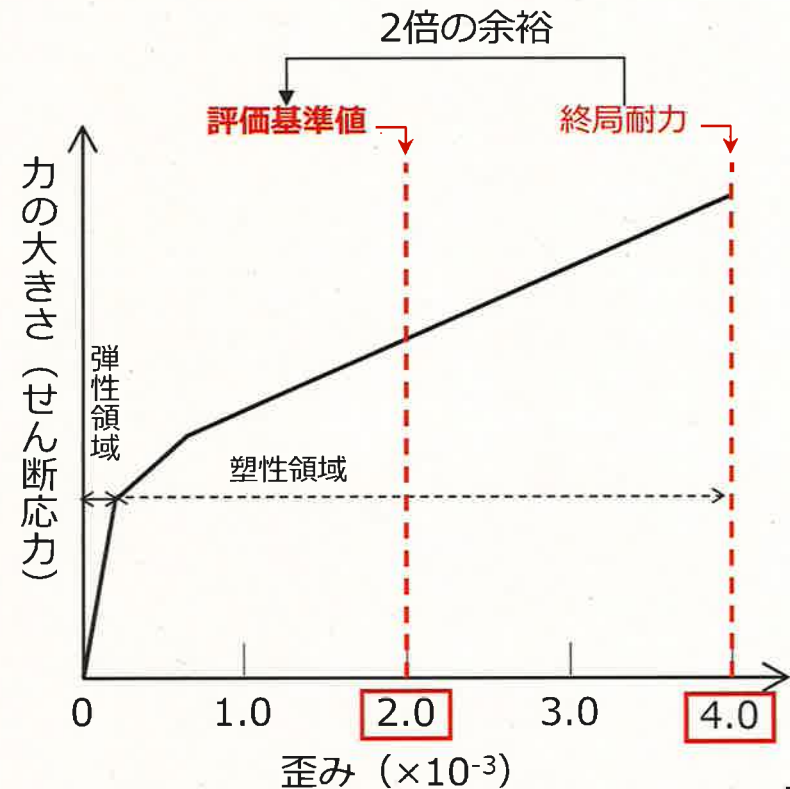
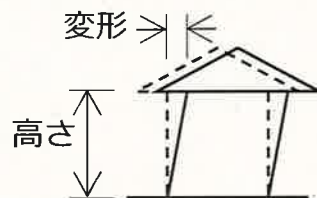
建物・構築物が耐えることができる最大の力の大きさ

※2 規格基準に定められた評価基準値

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」 ((一社)日本電気協会) において、終局耐力時の歪み (4.0×10^{-3}) に2倍の余裕を持たせた「 2.0×10^{-3} 」という歪みの値が定められている

歪みは、以下によって算出

$$\text{歪み} = \frac{\text{変形の大きさ}}{\text{歪みを計算する部分の高さ}}$$



(2) 耐震設計方針 (機器・配管)

規制要求と設計における考え方② : 機器・配管

新規制基準 (審査ガイド) の要求

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界※1に**十分な余裕**を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないこと

設計における考え方

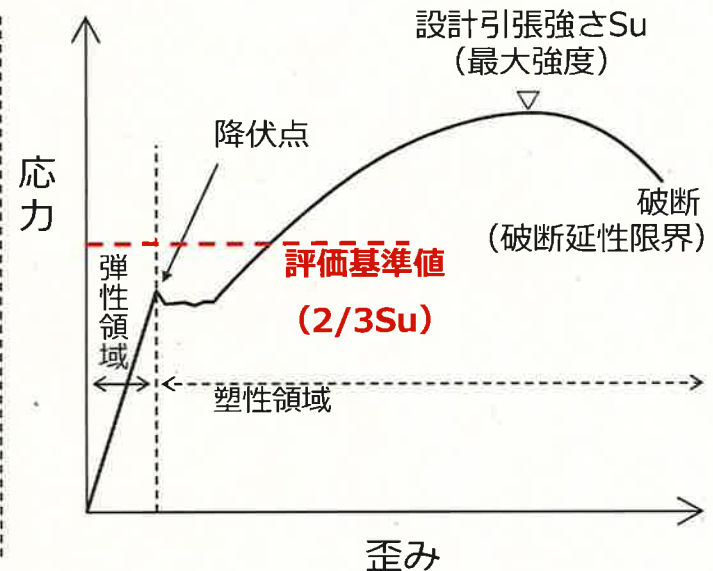
基準地震動に対する応力が、審査ガイドの要求に合致した規格基準に定められた評価基準値※2を満足することを確認

※1 破断延性限界

機器・配管の鋼材が延びきって破断に至る限界の歪みの大きさ

※2 規格基準に定められた評価基準値

「原子力発電所耐震設計技術指針許容応力編」EAG 4601・補-1984 ((一社) 日本電気協会) において、原子炉容器の場合は、材料の最大強度である設計引張強さ S_u に1.5倍の余裕を持たせた「 $2/3S_u$ 」という評価基準値が定められている



2 基準地震動を用いた耐震安全性評価と評価結果

- (1) 耐震安全性評価の概要
- (2) 地震応答解析
- (3) 建物・構築物の評価と評価結果
- (4) 床応答解析
- (5) 機器・配管の評価と評価結果
- (6) 耐震補強工事

(1) 耐震安全性評価の概要

基準地震動の策定

(2) 地震応答解析

- ・建物全体(床、壁等)をモデル化
- ・地震時に働く力や変形などを計算

(3) 建物・構築物の評価と評価結果

- ・地震応答解析で求めた力や変形に耐えられることを確認

(4) 床応答解析

- ・地震応答解析の結果から建物の各階に設置される機器・配管の評価に用いる床応答を作成

(5) 機器・配管の評価と評価結果

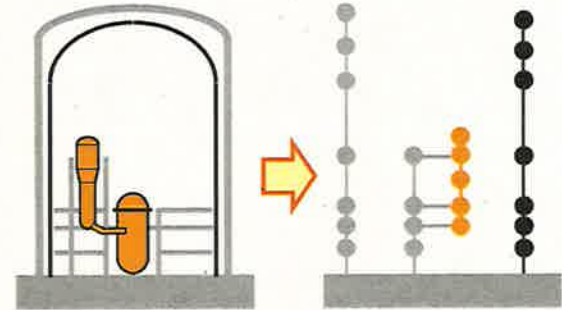
- ・床応答により各機器・配管ごとの揺れによる力や変形を求め、それに耐えられることを確認

建物・構築物の評価

機器・配管の評価

〔(2)と(3)の補足〕

床や壁の重量を模擬した質点(ダンゴ)と、変形への抵抗力を模擬したせん断棒(串)でモデル化
(通称“串ダンゴ”モデル)



時々刻々変化する揺れの様子をコンピュータで解析し、建物に働く最大の力や変形をアウトプット



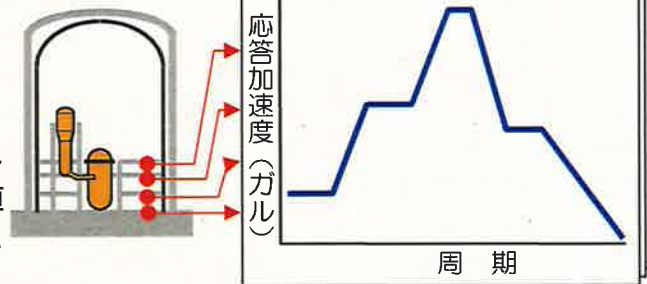
評価基準値に収まることを確認

〔(4)と(5)の補足〕

建物の各階に設置される機器・配管を評価するため、各階毎の床の揺れ(床応答)を解析

【各階毎に作成】

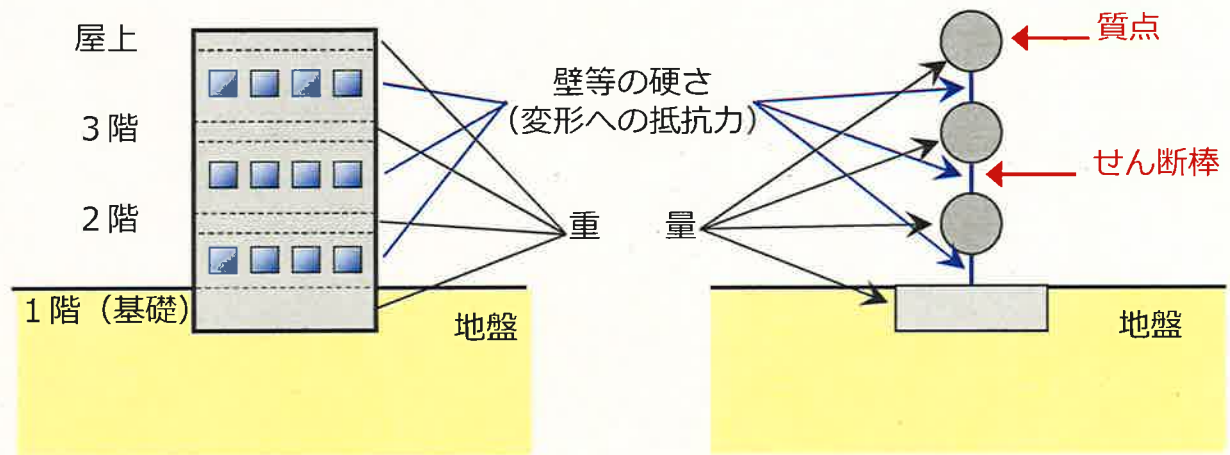
応力評価し評価基準値に収まることを確認



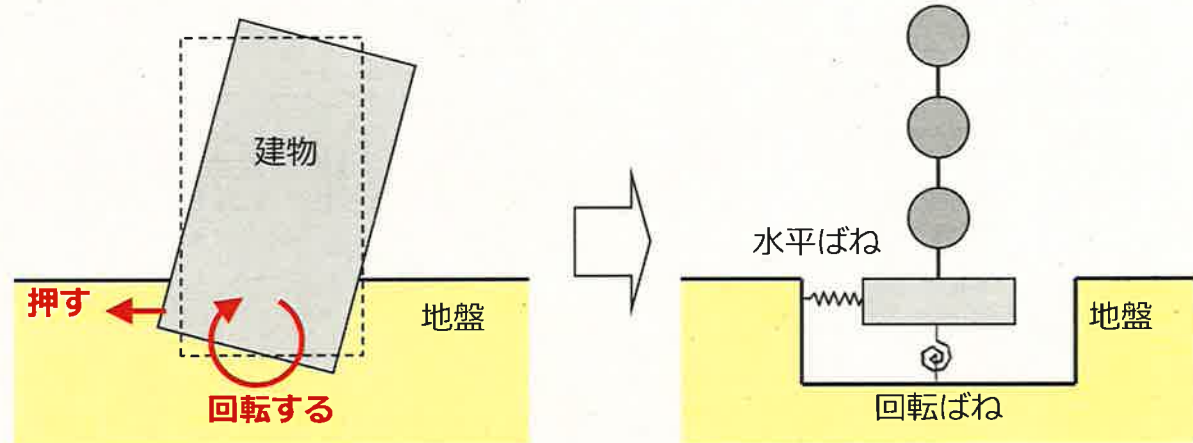
(2) 地震応答解析 (建物・構築物の解析モデルの構築、解析)

① モデル化の考え方

○壁や柱などの硬さ (変形への抵抗) を模擬した「せん断棒」、建物の各階の重量を床の高さに集中させた「質点」によって「質点系モデル (串ダンゴモデル)」としてモデル化



○また、建物が地盤を押す、あるいは建物が回転するという挙動 (相互作用と呼ばれる) について、それぞれ「水平ばね」、「回転ばね」と呼ばれる要素でモデル化

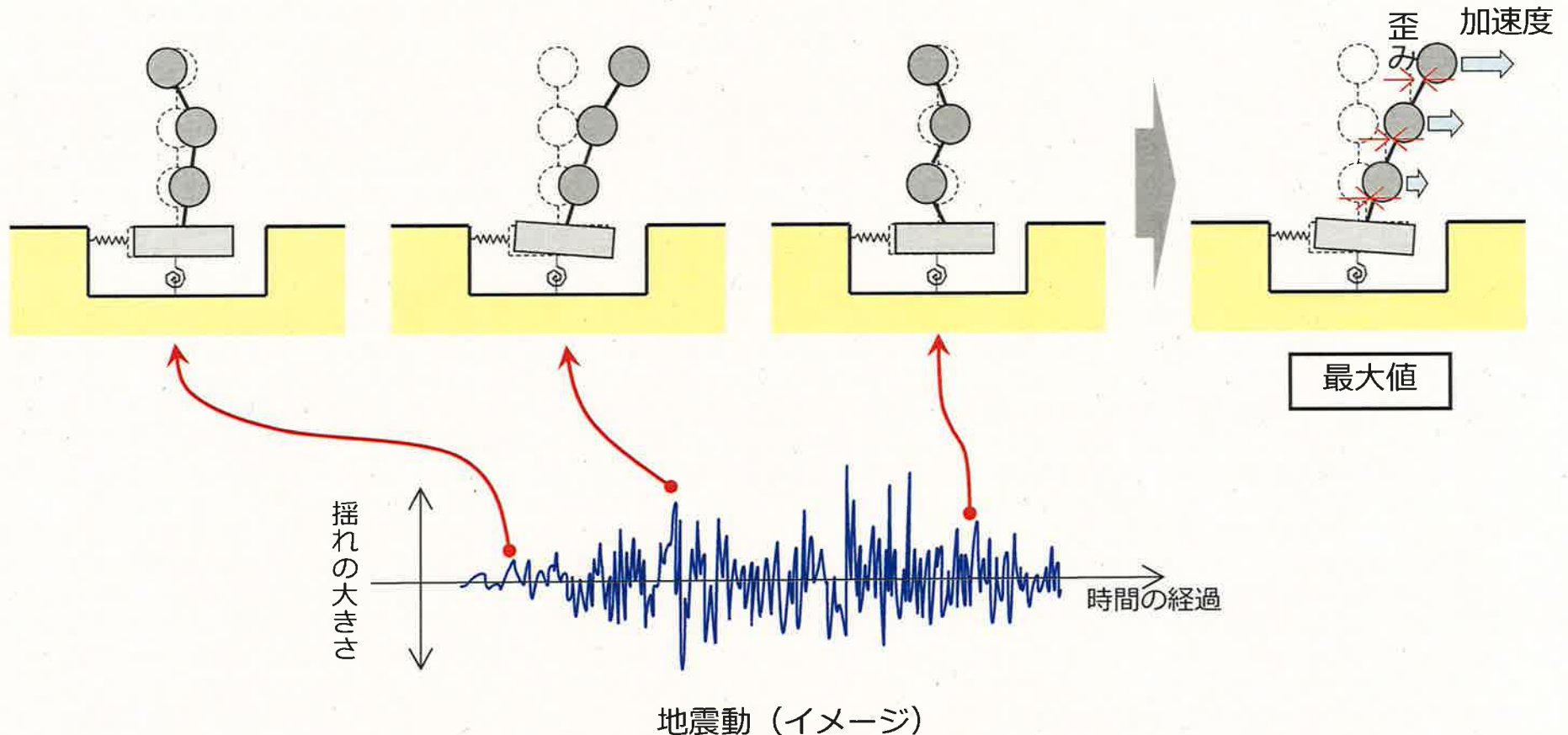


(2) 地震応答解析 (建物・構築物の解析モデルの構築、解析)

計算 (解析) の考え方

・地震動によって時々刻々変化する解析モデルの様子を、コンピュータで計算

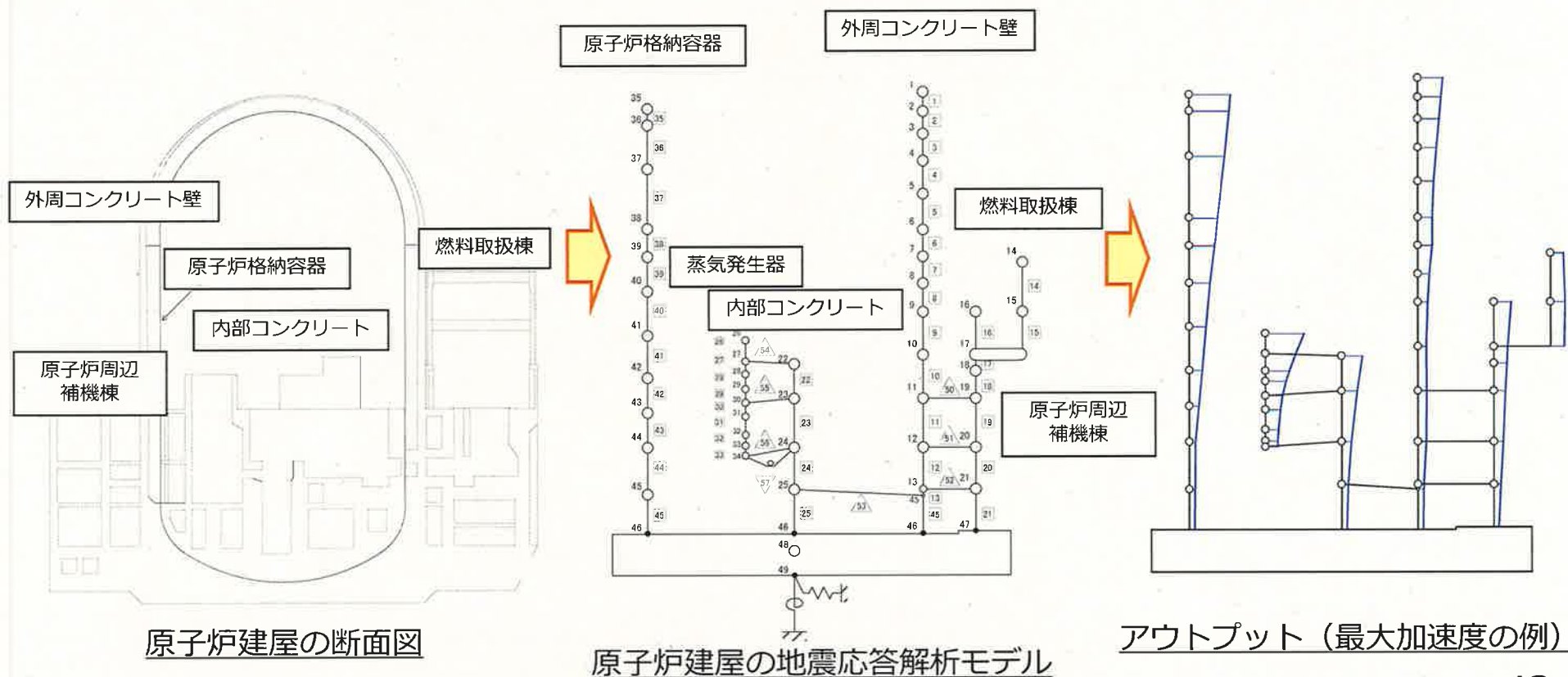
・各質点位置の揺れ (加速度) の最大値や、各せん断棒の変形 (歪み) の最大値をアウトプット



(2) 地震応答解析 (解析結果のアウトプット)

① 地震応答解析モデルとアウトプット

- 外周コンクリート壁、原子炉格納容器、内部コンクリート（蒸気発生器等の機器を支える壁）※等をそれぞれモデル化
- 重量が大きく、長尺の設備である蒸気発生器もモデル化（それ以外の機器は質点の重量として考慮）
※実際のコンクリート強度は、設計で想定している強度の2倍程度あるが、モデル化においては設計で想定しているコンクリート強度を用いているため、保守的な評価となる



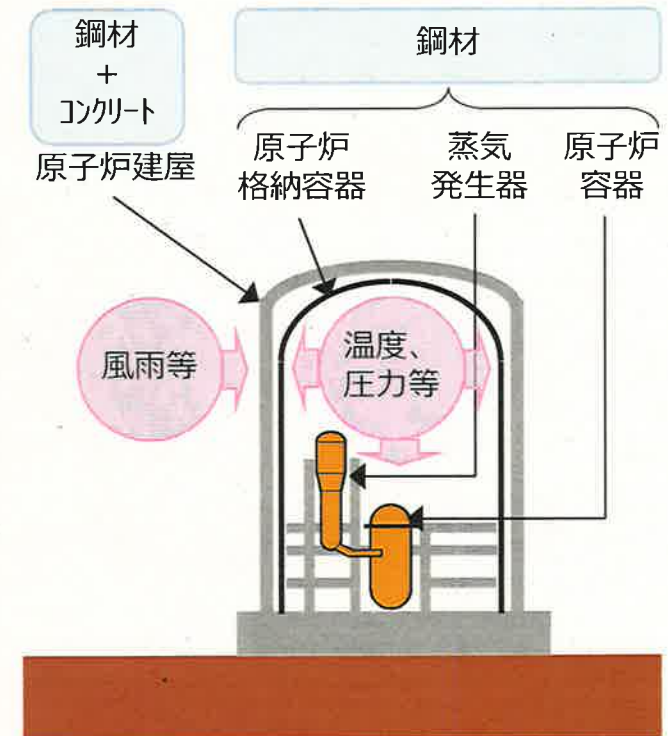
(2) 地震応答解析 (施設に応じた評価条件の検討)

- 地震応答解析モデルから得られたアウトプットを用いた評価を行うが、建物・構築物及び機器・配管は、それぞれ特性・性質が異なるので建物・構築物と機器・配管について、それぞれその評価を示す
- 建物・構築物と機器・配管とは、地震による揺れの伝わり方や、その構成材料、設置されている場所の環境条件が異なる



建物・構築物と機器・配管とのそれぞれで特徴に応じた評価を実施する

| | 建物・構築物 | 機器・配管 |
|---------|--|---|
| 揺れの伝わり方 | 地震による揺れは岩盤からその基礎に直接伝わる 機器・配管は建物・構築物の揺れ方を踏まえた評価が必要 | 地震による揺れは建物を介して間接的に伝わる |
| 構成材料 | 主に鋼材 (鉄筋) + コンクリートを材料とする 力をかけた時の変形の特徴が異なる | 鋼材を材料とする |
| 環境条件 | 屋外にあるため自然現象 (風雨等) の影響を受ける プラントの運転状態 (温度、圧力等) の影響は受けにくい 着目すべき条件 (荷重) が異なる | 建物内部にあるものは自然現象 (風雨等) の影響を受けない プラントの運転状態 (温度、圧力等) に応じた考慮が必要 |



(3) 建物・構築物の評価と評価結果（荷重の組合せ）

○耐震設計にあたっては、地震力に加え、その他の様々な考慮すべき荷重（力）を組み合わせて評価を実施

○考慮する荷重

①自然現象による荷重

地震、津波、火山灰、風（台風）、雪

②常時作用している荷重

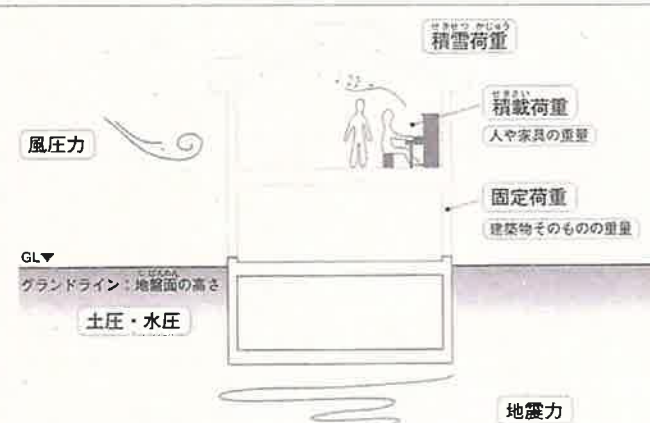
固定荷重（建物そのものの荷重）

積載荷重（機器・配管等の荷重）

土圧、水圧、通常的气象条件による温度荷重等

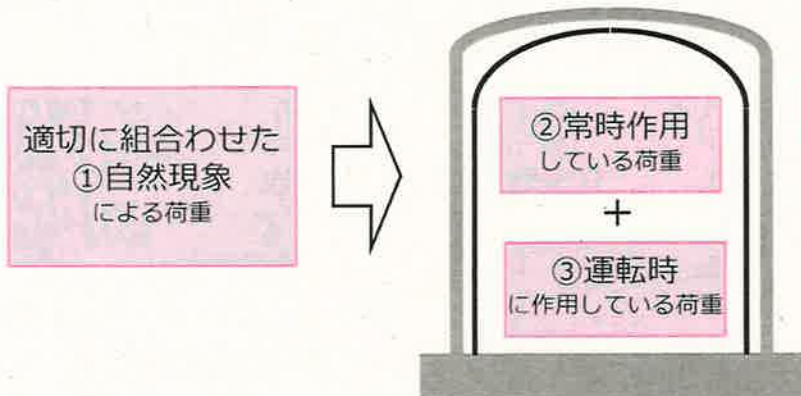
③運転時の状態で施設に作用する荷重

温度、圧力等



○荷重の組合せ

〔自然現象の組合せ〕



| | 地震 | 津波 | 火山灰 | 風 | 積雪 |
|-----|-----|-----|-----|---|----|
| 地震 | / | ○※1 | - | ○ | ○ |
| 津波 | ○※1 | / | - | ○ | ○ |
| 火山灰 | - | - | / | ○ | ○ |

※1 基準地震動と基準津波は、発生する場所が同じで発電所への伝播速度が大きく異なることから、それぞれ独立した事象であるが、基準津波と余震の組合せとして基準地震動 $S_s - 1$ を考慮する

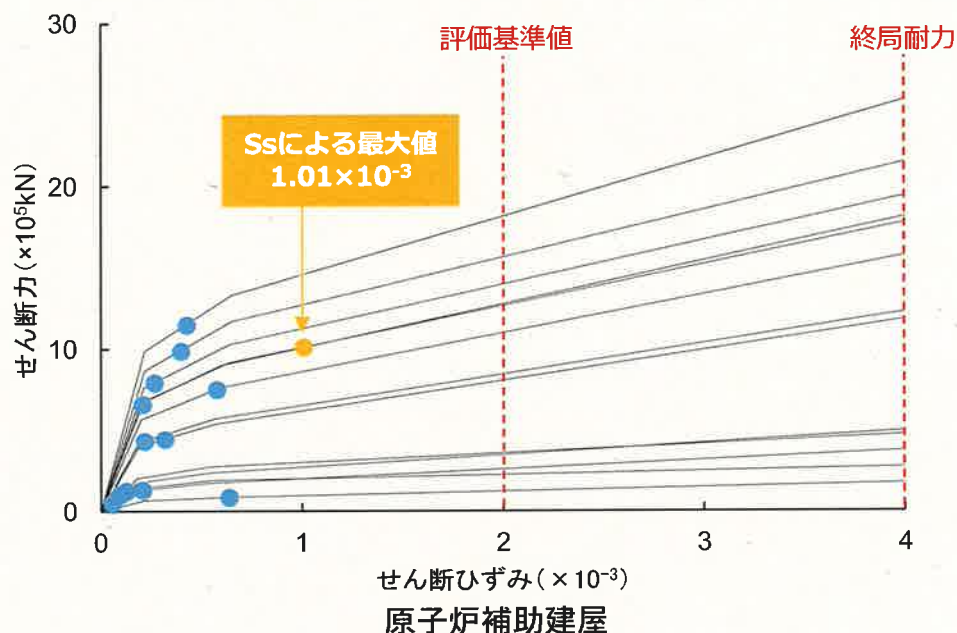
発生頻度の低い地震、津波、火山灰は独立して、発生頻度の高い積雪、風は組合わせて評価

基準地震動の震源 : 中央構造線断層帯による内陸地殻内地震
基準津波を発生させる地震 : 上記と同様の地震

(3) 建物・構築物の評価と評価結果 (評価の実施)

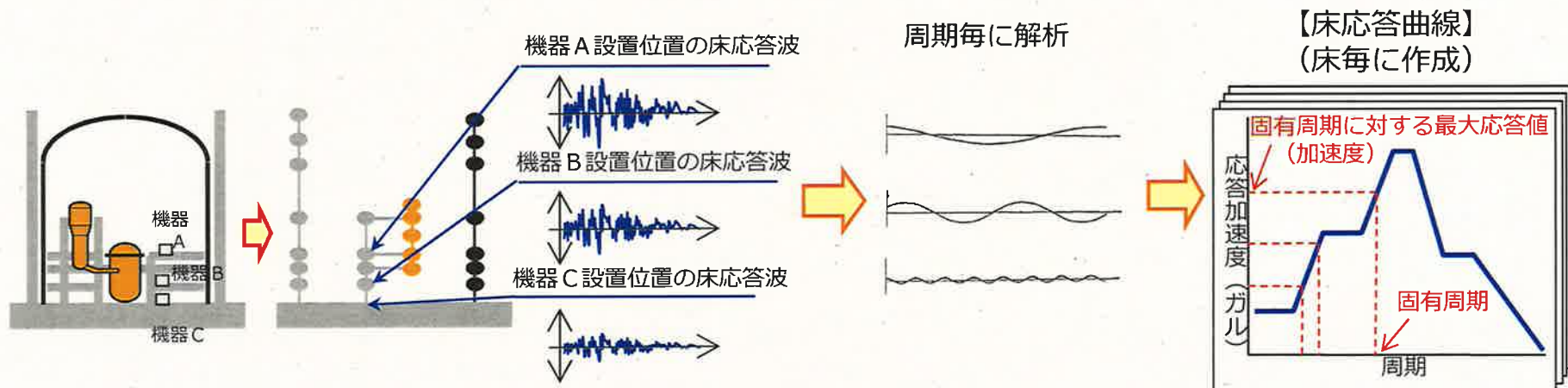
- 安全上重要な建物・構築物は、基準地震動によって働く力に対し、最も厳しい部位でも耐震壁のひずみは 1.01×10^{-3} であり、評価基準値 2.0×10^{-3} に対して十分な余裕を有している
- その他の部位は最も厳しい部位のひずみと比べて十分に小さく、評価基準値に対して更に余裕がある
- 前述のように、評価基準値が終局耐力に対して2倍の余裕を有していること、地震応答解析に用いるコンクリート強度にも余裕を持たせており、実際に生じるひずみは下表の評価値に比べて小さくなることを踏まえると、建物・構築物は基準地震動に対して十分な余裕を有している

| 対象施設 | 対象部位 | 評価値 (最大応答せん断ひずみ) | 評価基準値 |
|---------|------|-----------------------|---------------------------|
| 原子炉建屋 | 耐震壁 | 0.65×10^{-3} | $\leq 2.0 \times 10^{-3}$ |
| 原子炉補助建屋 | | 1.01×10^{-3} | |



(4) 床応答解析 (床応答曲線の作成)

- 建物・構造物の各階の床、地震波それぞれについて、周期に対する応答加速度を評価した床応答曲線を作成する
- 機器類は、特定の揺れやすい周期 (固有周期) を有しており、この周期と同じ周期を持つ地震動が到来すると、共振して大きく揺れる



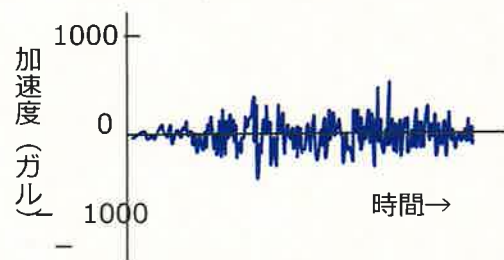
- 「床応答曲線」とは、各床の周期毎の揺れの大きさを表すもので、いろいろな周期を有する機器等に対して地震動がどのくらいの揺れを生じさせるかを、横軸に周期、縦軸に応答加速度をとり、床毎に評価したもの
- 床毎に「床応答曲線」を作成することで、当該床に設置した機器の固有周期が分かれば、地震動によって機器毎に生じる揺れの大きさを把握できる

(5) 機器・配管の評価と評価結果 (計算の概要)

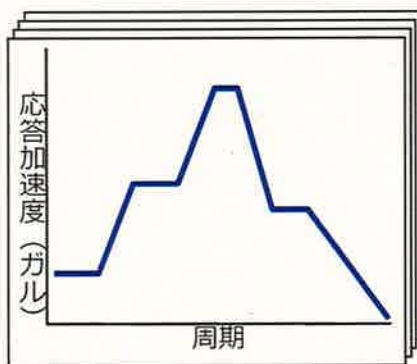
1. 計算条件の入力

地震の条件

【加速度時刻歴波形】

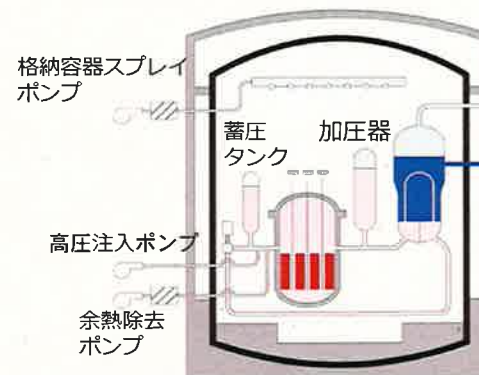


【床応答曲線】



荷重の条件 (考慮する荷重)

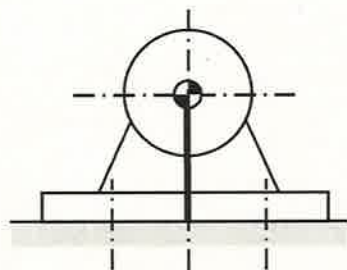
【運転状況 (圧力・温度)】



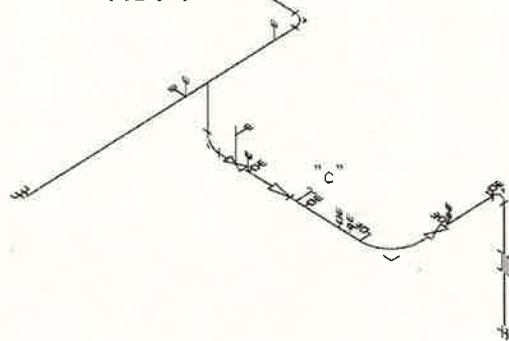
(20ページにて詳述)

2. 解析モデルを用いた計算

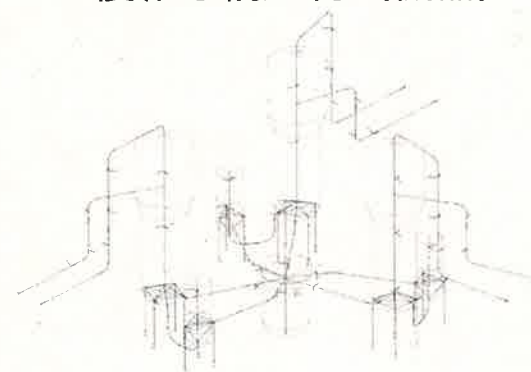
ポンプ、電動機等



配管



複雑な構造物 (機器)



次のページ

(5) 機器・配管の評価と評価結果 (計算の概要)

3. 評価の実施

(21～24ページにて詳述)

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601」 ((一社)日本電気協会) 等に基づき評価値が評価基準値を満足することを確認する

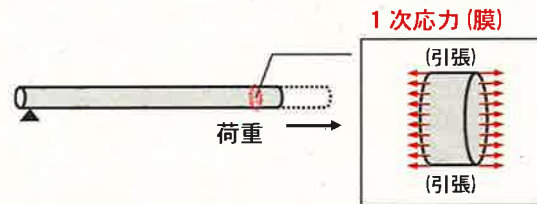
構造強度評価

・地震等による大きな荷重によって機器等に変形が生じて機能を喪失することを防止するための評価

(主な評価) ● 応力評価

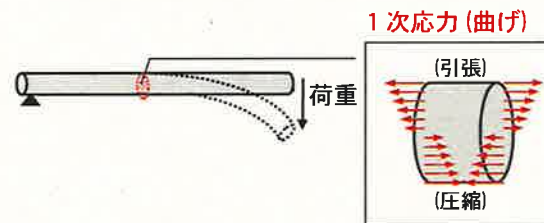
・ 一次応力評価 (膜)

: 断面に一様 (均等) に発生する応力 (例: 引っ張る)



・ 一次応力評価 (曲げ)

: 断面に分布をもって発生する応力 (例: 曲げる)



・ 荷重が繰り返し作用することによる疲労破壊を防止するための評価

(主な評価) ● 疲労評価

機能維持評価

ポンプやファン等の動的機器及び制御盤等が地震により作用する加速度でその機能を失わないことを確認するための評価

(5) 機器・配管の評価と評価結果(荷重の組合せ)

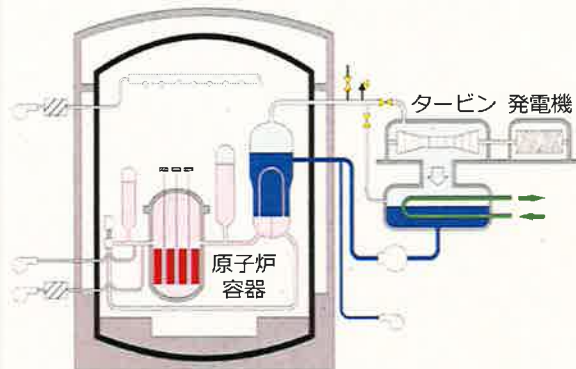
○運転状況の変化に伴う荷重（圧力、温度等）等地震力以外の荷重との組合せも考慮し、安全性を確認

| 考慮する荷重 | 荷重の組合せ | | |
|--|--------|---|---|
| | A | B | C |
| ①地震力 | ○ | ○ | ○ |
| ②通常運転時の状態で施設に作用する荷重 (通常運転時の圧力、温度等) | ○ | | |
| ③運転時の異常な過渡変化※時の状態で施設に作用する荷重 (負荷喪失時の圧力、温度の変化等) | | ○ | |
| ④設計基準事故※時の状態で施設に作用する荷重 (1次冷却材喪失時の圧力、温度の変化等) | | | ○ |
| ⑤風荷重、積雪荷重等(屋外機器の場合) | ○ | ○ | ○ |



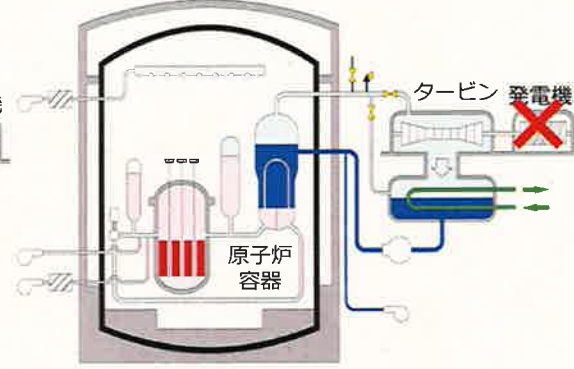
※ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準 第2条第2項第3号及び同第4号による

【 A 通常運転時 】



1次冷却材圧力：約160気圧
1次冷却材温度：約300℃ 等

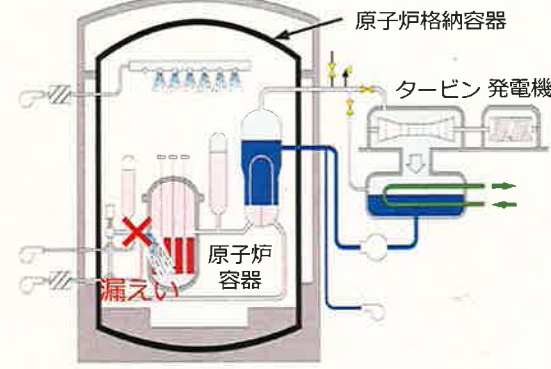
【 B 負荷喪失時等 】



1次冷却材圧力：↗
1次冷却材温度：↗

※タービンにおける熱消費量が急減し、原子炉の熱が余り、1次系の温度・圧力が上昇する

【 C 1次冷却材喪失時 】



1次冷却材圧力：↘
原子炉格納容器
温度・圧力：↗

※1次冷却材の大漏洩により、1次系の圧力は低下、漏洩した高温水により、格納容器内の温度・圧力は上昇する

(5) 機器・配管の評価と評価結果 (評価の実施)

- 運転状態及び基準地震動による地震力が直接作用するときの荷重による構造強度評価で求めた評価値が評価基準値を満足していることを確認
- 評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1」((一社) 日本機械学会)の金属材料の規格値を用いているが、実際の材料はこれらの規格値以上の性能を持っているため、評価基準値には余裕がある
- 制御棒挿入性に係る動的機能維持についても評価基準値を満足していることを確認

【構造強度】

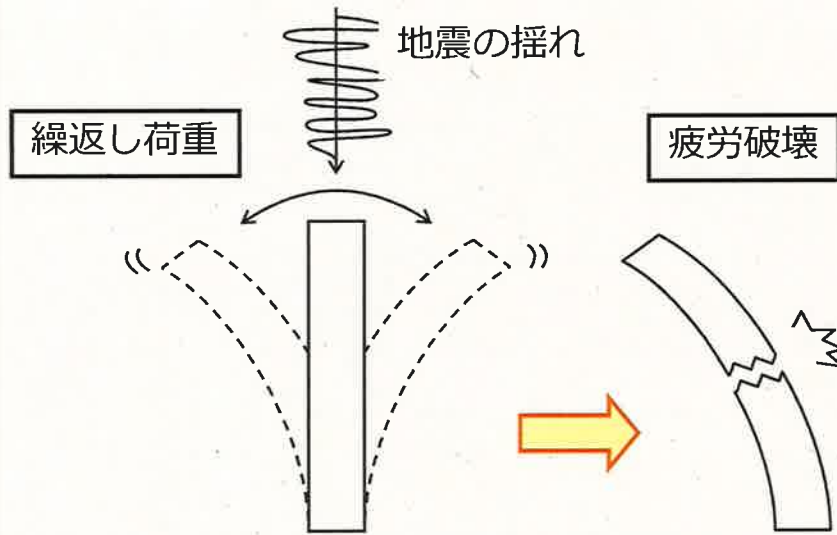
| 区分 | 設備 | 評価部位 | 単位 | 評価値 | 評価基準値 |
|-------|----------|----------|---------|------|-------|
| 止める | 炉内構造物 | ラジアルサポート | 応力(MPa) | 307 | ≦372 |
| 冷やす | 蒸気発生器 | 給水入口管台 | 応力(MPa) | 270 | ≦413 |
| | 1次冷却材管 | 充てん管台 | 応力(MPa) | 171 | ≦383 |
| | 余熱除去ポンプ | 原動機取付ボルト | 応力(MPa) | 25 | ≦210 |
| | 余熱除去設備配管 | 配管 | 応力(MPa) | 159 | ≦361 |
| 閉じ込める | 原子炉容器 | 出口管台 | 応力(MPa) | 289 | ≦422 |
| | 原子炉格納容器 | 胴 | 座屈 | 0.91 | ≦1.00 |

【機能維持 (動的/電気的機能維持)】

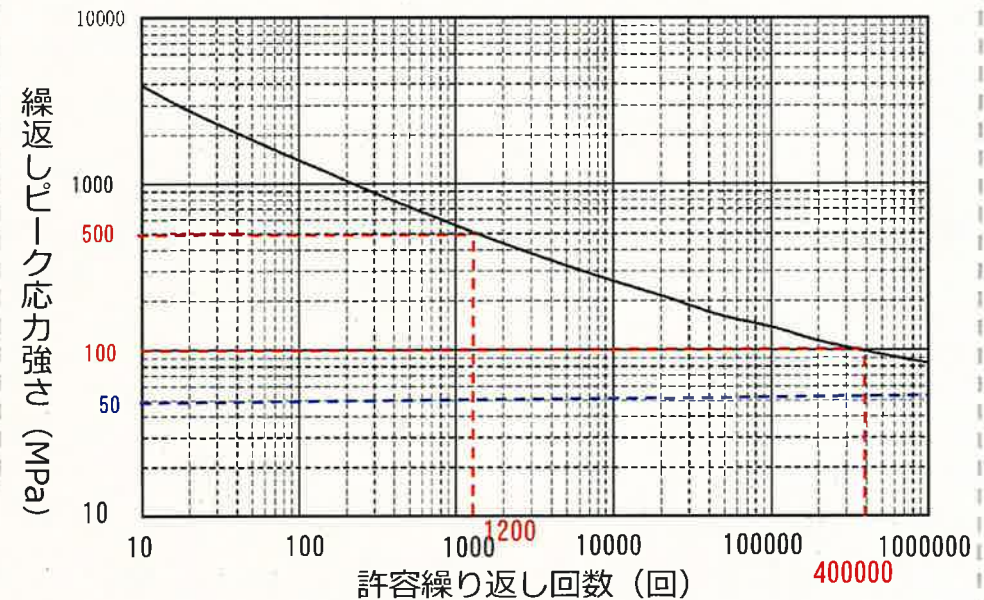
| 区分 | 設備 | 評価部位 | 単位 | 評価値 | 評価基準値 |
|-----|-----|------|-------|------|-------|
| 止める | 制御棒 | 挿入性 | 時間(秒) | 2.39 | ≦2.5 |

(5) 機器・配管の評価と評価結果 (繰返し荷重に対する評価の実施)

- 機器・配管には、地震による力に加え、運転中に発生する温度や圧力の変化に伴う力が繰返し働くが、このように繰返し荷重が作用する場合、破壊形態のひとつである疲労破壊に至る可能性がある
- このため、金属材料の疲労評価を行い、機器・配管に生じる繰返し応力と許容繰返し回数の関係をもとに許容繰返し回数を求め、ピーク応力の発生回数が評価基準値内であることを確認することにより、疲労破壊に至らないことを確認している



設計疲労線図 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」)
(炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼)



【設計疲労線図による許容繰返し回数算出の例】

- 例えば、ピーク応力強さが500MPaの場合 (赤線)、許容繰返し回数は1200回、100MPaの場合 (赤線)、許容繰返し回数は40万回となり、これを超えると疲労破壊が発生するが、50MPaの場合 (青線) は、曲線と交わらないため、繰返し回数に関係なく疲労破壊は発生しないことになる

(5) 機器・配管の評価と評価結果（繰返し荷重に対する評価の実施）

- 1次冷却設備の疲労評価結果を下表に示す
- 評価値については、運転状態の変化を含め、地震の繰返し荷重を考慮したものである
- 評価にあたっては、運転状態の変化の回数などに余裕を見込んでいるため、実際には相応の実力がある

| 設 備 | 評価部位 | 評価項目 | 評価値 | 評価基準値 |
|--------|-----------|------|-------|-------|
| 蒸気発生器 | 下部支持金物取付部 | 疲労 | 0.481 | ≤1.00 |
| 1次冷却材管 | 充てん管台 | 疲労 | 0.125 | ≤1.00 |
| 原子炉容器 | 出口管台 | 疲労 | 0.191 | ≤1.00 |

(5) 機器・配管の評価と評価結果 (動的機器の加振試験の実施)

- 動的／電氣的機器の耐震安全性評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針追補版 JEAG4601-1991」 ((一社)日本電気協会) に定められている機能確認済加速度や試験等で妥当性が確認された値を用いている
- 加振試験の例として、国の実証試験の実施状況 ((財)原子力発電技術機構(当時)多度津工学試験センター「耐震信頼性実証試験」) について示す
【制御盤】 (電算機システム)



【ディーゼル発電機】 (非常用ディーゼル発電機システム)



【ポンプ】 (大型縦形ポンプ)



(6) 耐震補強工事

○耐震裕度向上のため、耐震補強工事を継続して実施している



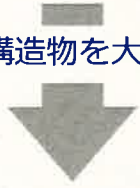
支持構造物の取付



電気盤支持構造物取付け



支持構造物を大型化



支持構造物取替



支持構造物の追設



支持構造物追設

3 地震に対する安全確保

(1) 原子炉の自動停止

(2) 耐震設計上の余裕

(3) 地震に伴う事象に対する安全確保

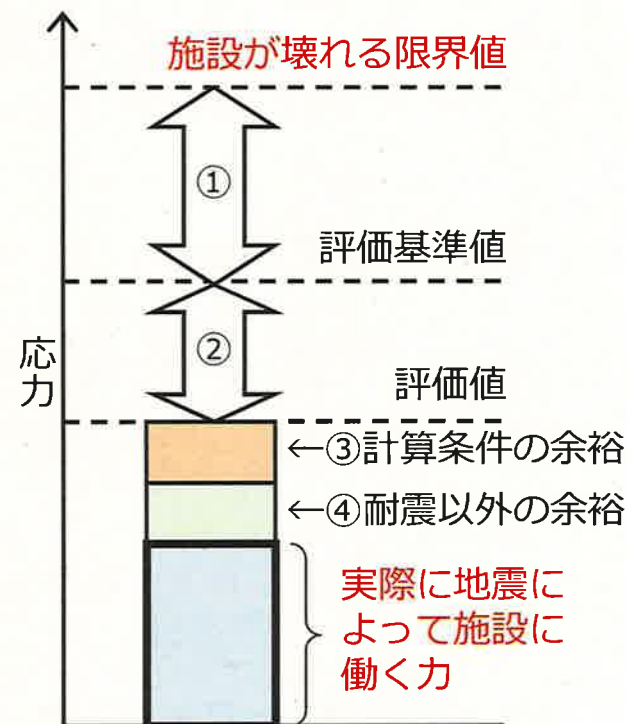
(1) 原子炉の自動停止

- 原子力発電所における地震対策として発電所の揺れを感知するための「制御用地震計」を設置しており、一定程度の揺れを観測すると原子炉は自動的に停止し、安全を確保する
- 原子炉補助建屋最下階に設置している制御用地震計の場合、下表の値を超える加速度を検知した時点で原子炉は自動停止する
- 設定値は下表のとおりであり、伊方発電所における基準地震動Ss-1（最大650ガル）、Ss-2（最大579ガル）及びSs-3（最大620ガル）に対し、十分低い値となっている

| 設置箇所 | 水平方向 | 鉛直方向 |
|------------|-------|------|
| 原子炉補助建屋最下階 | 190ガル | 90ガル |

(2) 耐震設計上の余裕

- ① 耐震設計時の判定の基準となる評価基準値は、実際に建物等が壊れる限界値に対し、十分余裕を持った値を設定
 - ② 評価基準値に対してギリギリとならないよう工学的な判断のもと持たせる余裕
 - ③ 地震によって働く力を計算する過程で、評価値が非安全側とならないように計算条件の設定等での余裕
 - ④ 耐震以外の条件や計算手法を保守的に設定して組み合わせる等の余裕
- (財) 原子力発電技術機構 (当時) の多度津工学試験センターにおいて、原子力発電所の実機を模擬した加振試験の結果から、十分な余裕を有することなども明らかになっている



伊方発電所は、地震力に対して十分な余裕をもった設計となっており、設計当時の知見の蓄積や設計手法の高度化によって、基準地震動が増大してもなお十分な余裕を有していることが明らかになっている

【参考1】多度津工学試験センターにおける試験状況

1982年度から2004年度まで、財団法人原子力発電技術機構（当時）多度津工学試験センターにおいて、大型高性能振動台を用いて「原子力発電施設耐震信頼性実証試験」が実施された

耐震実証試験は、原子力発電所の安全上重要な設備について、可能な限り実機に近い条件で加振試験を行い地震に対する安全性、すなわち設備の耐震安全上の余裕や、耐震設計手法の妥当性、制御棒挿入性など機能の信頼性等を実証するため、振動台に実機を模擬した試験体を設置し、強度実証試験、設計手法確認試験及び限界加振試験等を行ったものである

また、試験用地震波については、試験ごとに、当時運転中の全原子力発電所の基準地震動を踏まえ、試験体に最も大きい応答を与え、より厳しい試験が期待できる地震波とした



原子炉格納容器



一次冷却設備



原子炉容器



主蒸気系統



制御棒挿入性



横形ポンプ

【参考2】 ストレストテストの実施

平成23年7月22日、旧原子力安全・保安院から当社に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」が発出された

この評価は、原子力発電所の安全性の更なる向上についての国民・住民の方々の安心・信頼の確保のため、欧州諸国で導入されたストレステスト※を参考に実施したもので、当社では、仮に設計上の想定を超える事象が発生した場合でも、燃料の健全性に対して十分な裕度を有することを確認し、その評価結果を平成23年11月14日に旧原子力安全・保安院に報告した

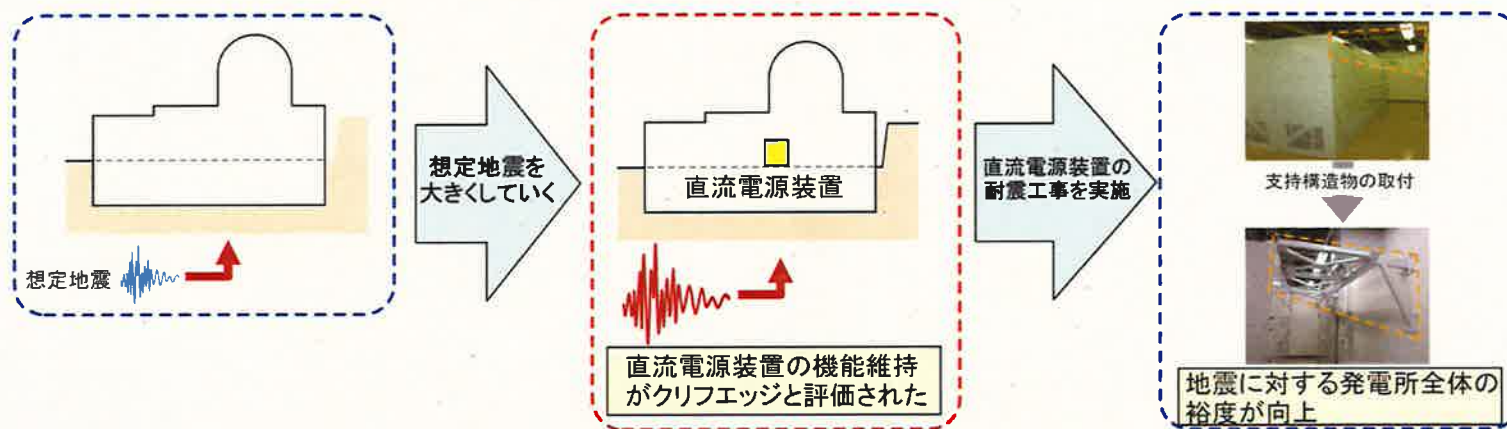
なお、この評価結果は、一定の仮定に基づき評価したもので、これを超えた場合、直ちに燃料の健全性が損なわれるものではない

今後もストレステスト等を通じて、伊方発電所の安全性に対する裕度向上に取り組んでいく

- ※ ストレストテストとは、設計上の想定を超える事象が発生した場合に、
- ・安全上重要な設備の安全性にどの程度の裕度があるのか
 - ・ストレスの度合いが大きくなっていった場合、どの程度の大きさを境にどの設備を原因として事象の進展が大きく変わるか（クリフエッジ）

ということについて評価を行うものである

具体的には、仮に発電所が完全に停電した場合に外部からの支援なしでどの程度の時間まで燃料損傷に至らないのか等について評価しているが、そのうち、地震に関する評価例を以下に示す

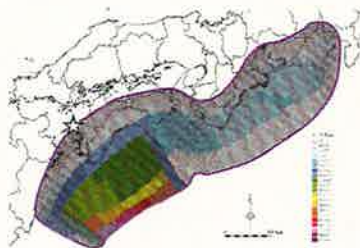


<評価例> 平成23年の地震に関するストレステストの概要

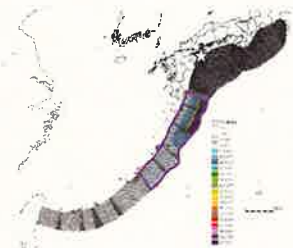
(3) 地震に伴う事象に対する安全確保 (耐津波設計)

文献調査・津波堆積物調査

プレート境界付近に想定される地震に伴う津波

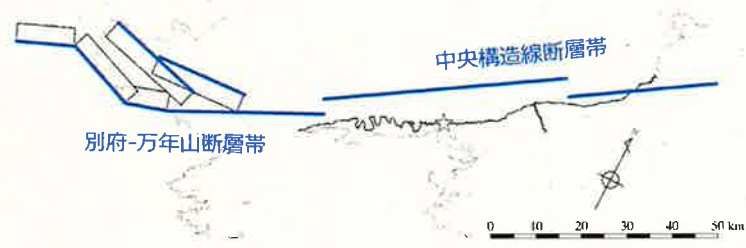


南海トラフの巨大地震に伴う津波



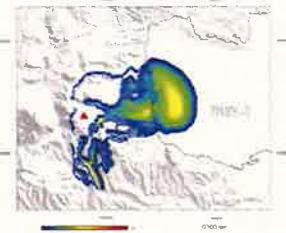
琉球海溝Mw9.0の地震に伴う津波

海域活断層に想定される地震に伴う津波



基準断層モデル

火山の山体崩壊に伴う津波



【崩壊ケース2】
地形地質に基づく仮想的な崩壊モデル

地すべりに伴う津波



発生要因の組み合わせ(重畳津波)の検討

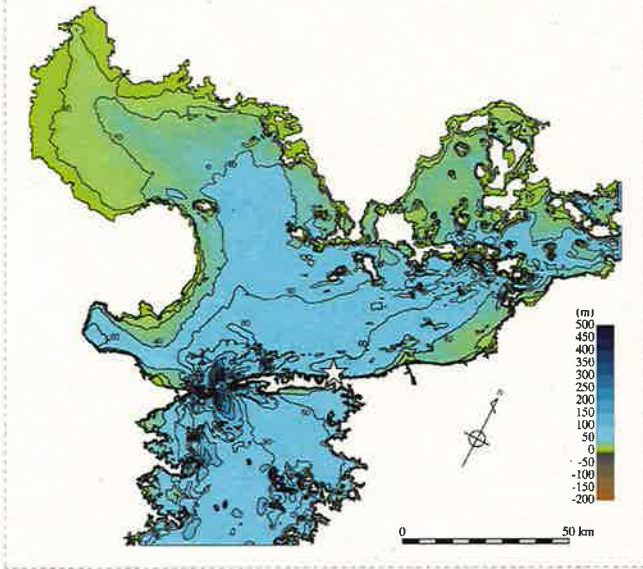
施設へ最も大きな影響を与える津波を選定

基準津波の策定

(3) 地震に伴う事象に対する安全確保 (耐津波設計)

数値シミュレーションにより基準津波を策定

【水深データ】



断層傾斜角、すべり角、地震・地すべりのタイムラグ等についてパラメータスタディを実施

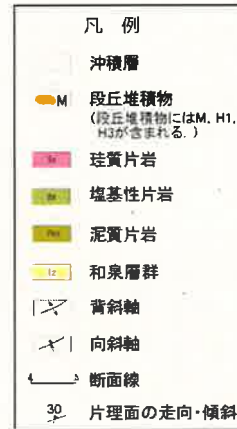
| | ①水位変動量 | ①に 朔望平均満干潮位* を加えた水位 |
|-----------|--------|--|
| 水位 上昇側 | | T.P. + 8.12m (= 6.50m + 1.62m) |
| 水位 下降側 | | T.P. - 4.60m (= -2.91 - 1.69m) |

* 朔望平均満潮位:T.P.+1.62m 朔望平均干潮位:T.P.-1.69m (T.P.: 東京湾平均海面 「標高」と同義)

安全余裕を考慮して耐津波設計

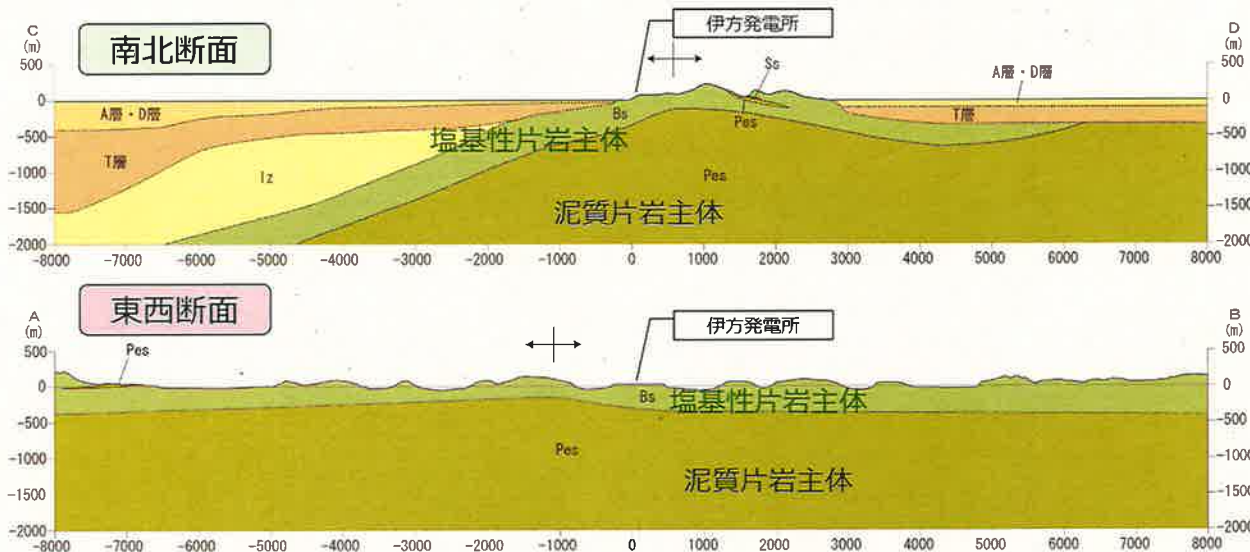
- 数値シミュレーションで得られた水位に「地殻変動による隆起量(0.34m)・沈降量(0.36m)」及び「高潮等のさらなる潮位のばらつき(0.5m)」を考慮し、敷地の高さ(T.P.+10m)を超えないこと、引き波時に海水ポンプの取水機能が維持されること等を確認

(3) 地震に伴う事象に対する安全確保 (基礎地盤・周辺斜面の安定性)



○敷地近傍には広く塩基性片岩露頭が分布

○堅硬な塩基性片岩が深度数百mまで連続し、それ以深においても少なくとも深度約2000mまでは堅硬かつ緻密な泥質片岩を主体とする結晶片岩が連続



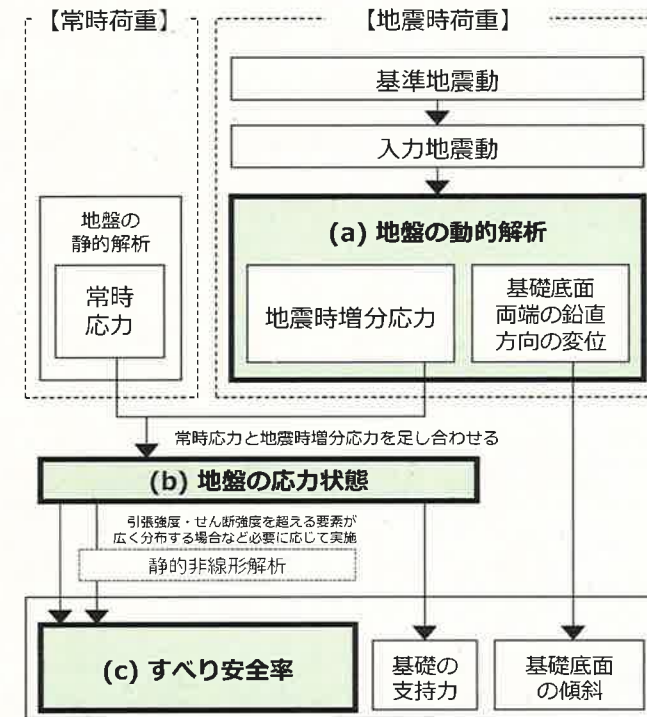
(3) 地震に伴う事象に対する安全確保 (基礎地盤・周辺斜面の安定性)

地震力に対する安定性 (1/3)

○評価のおおまかな流れ



○(a)地盤の動的解析は、地盤を要素分割(次頁参照)し、**二次元動的有限要素法(周波数応答解析)**により実施
水平動・鉛直動を同時入力し、等価線形化法により地盤のひずみ依存性を考慮



(3) 地震に伴う事象に対する安全確保 (基礎地盤・周辺斜面の安定性)

地震力に対する安定性 (2/3)

- (c)すべり安全率は、想定したすべり面上の(b)地盤の応力状態をもとに「すべり面上のせん断抵抗力の和」を「すべり面上のせん断力の和」で除して求める

$$\text{すべり安全率} = \frac{\sum (\rightarrow \text{すべり面上のせん断抵抗力})}{\sum (\leftarrow \text{すべり面上のせん断力})}$$

すべり面上のせん断抵抗力 : 想定すべり面に沿って地盤がすべりはじめるまでに必要となる力
 すべり面上のせん断力 : 地震時に想定すべり面に沿って地盤をすべらせるようにはたらく力(せん断力)



- 最小すべり安全率は、**評価基準値 (最小すべり安全率1.5 or 1.2)***を上回っており、すべりは生じず、安定性は確保される

- 原子炉建屋等は、新鮮かつ堅硬な岩盤(塩基性片岩)に支持されていることから、**不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響が生じることはない**

基礎地盤

| 対象施設 | 最小すべり安全率 | 評価基準値 |
|--------|----------|-------------------|
| 原子炉建屋 | 1.8 | ≥1.5 (高震地盤の場合) |
| 緊急時対策所 | 2.1 | |
| 重油タンク | 2.0 | |

周辺斜面

| 対象施設 | 最小すべり安全率 | 評価基準値 |
|-------|----------|-------------------|
| 原子炉建屋 | 1.3 | ≥1.2 (周辺地盤の場合) |
| 海水ピット | 2.3 | |

* 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド(原子力規制庁,2013)



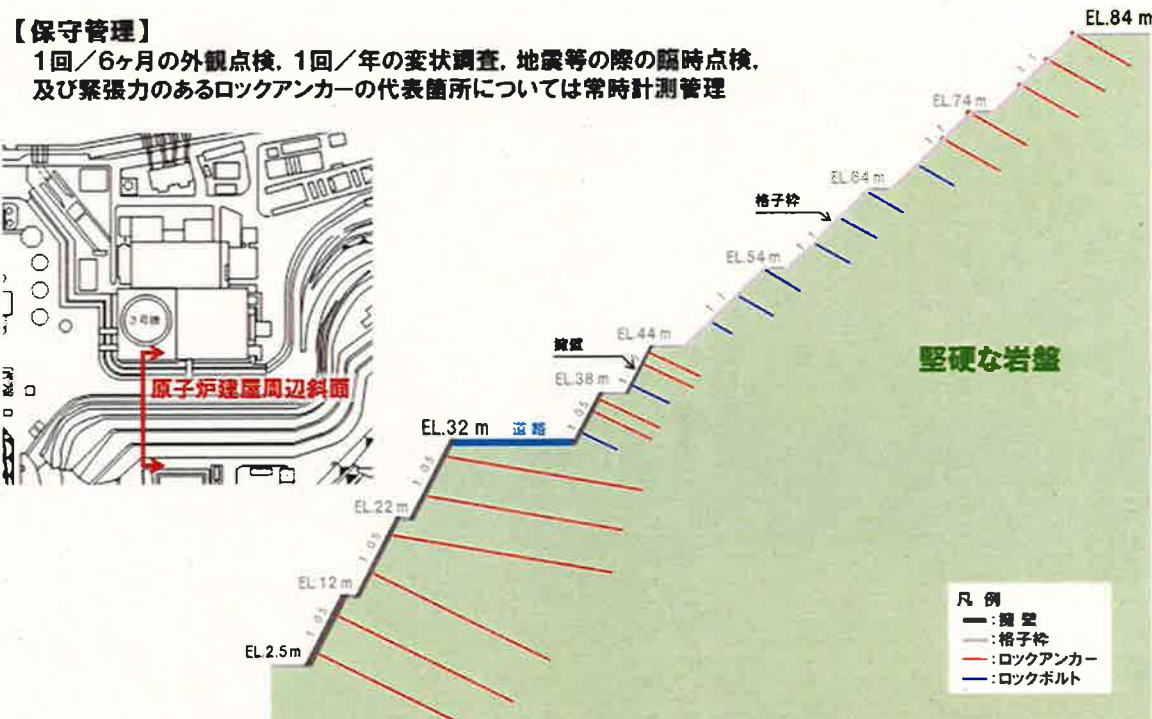
例) 原子炉建屋の接地状況図

(3) 地震に伴う事象に対する安全確保 (基礎地盤・周辺斜面の安定性)

地震力に対する安定性 (3/3)

補足 保護工(ロックアンカー等)と安全余裕

- 全体で最も小さなすべり安全率を示した斜面は、本件3号機の南側斜面であるが、当該斜面を含む本件3号機原子炉建屋周辺斜面は、下図に示すとおり斜面表面に保護工(ロックアンカー、ロックボルト、鉄筋コンクリート製の擁壁・格子柵)を施した上で、適切に保守管理を実施している
- 前述のすべり安全率の解析にあたっては、これらの保護工の効果を考慮していないため、本件3号機の南側斜面を含む本件3号機原子炉建屋周辺斜面の実耐力としては、前述の安定性評価の結果よりもさらに大きな安全余裕を有している



4 まとめ

4.まとめ

これまでご説明したように、当社は、伊方発電所の安全を確保する観点から、余裕のある設計や各種耐震対策を行うとともに、さまざまな運転状態を考慮した耐震評価を行い、基準地震動に対する施設の健全性を確認している

当社は、今後とも、最新の科学的・技術的知見を収集し、継続的な安全性向上策を講じることで、伊方発電所の安全性・信頼性の向上を図ります