

「発電用原子炉施設に関する耐震設計指針」の改訂に伴う
耐震安全性評価結果の概要について

(施設の耐震安全性評価)

平成20年4月26日

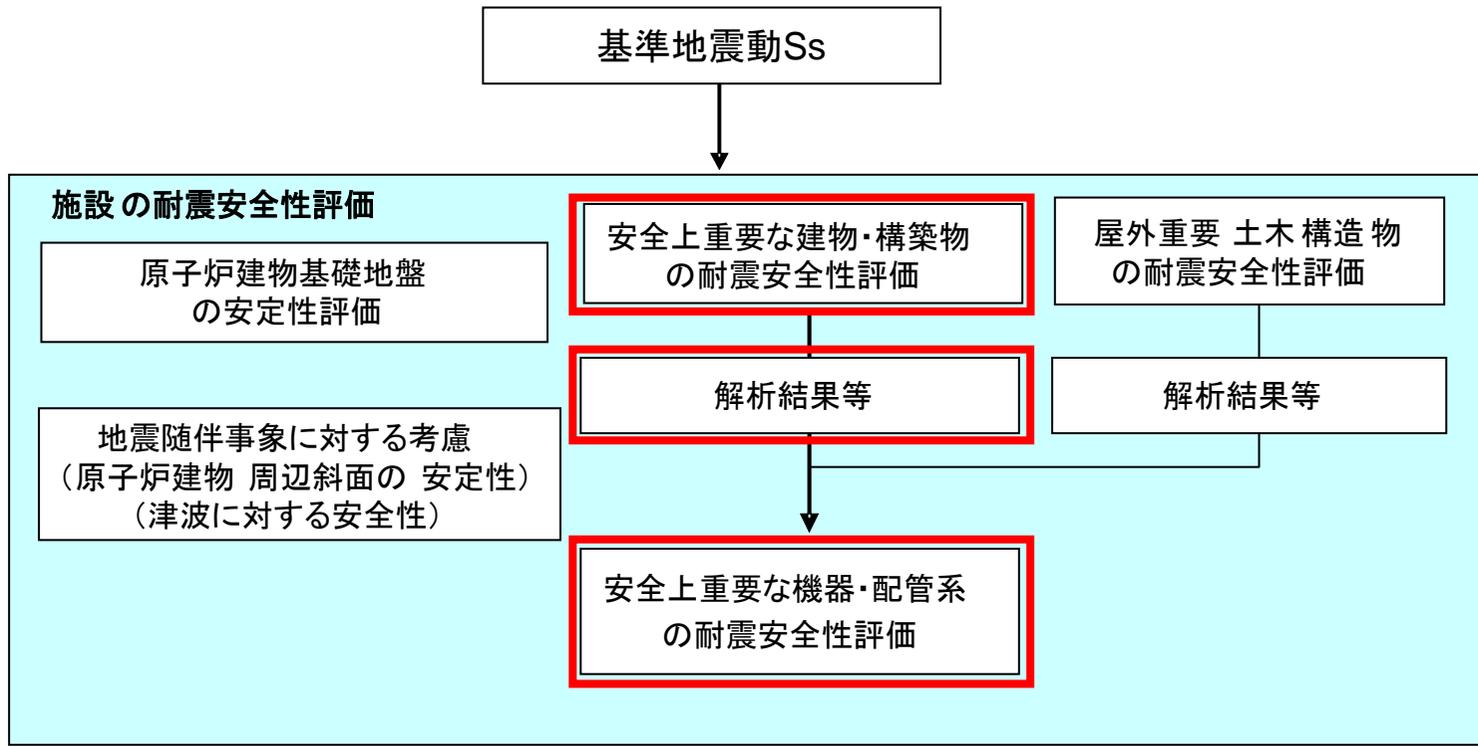
日本原子力発電株式会社
日本原子力研究開発機構
関西電力株式会社

目次

(1) 敦賀・美浜・大飯・高浜発電所の評価	1
(2) もんじゅの評価	13

新耐震指針に照らした耐震安全性評価の流れ

(敦賀、美浜、大飯、高浜発電所)



は中間報告対象

施設の耐震安全性評価方針 (敦賀、美浜、大飯、高浜発電所) (1/2)

1. 評価方針

・基準地震動Ssに対し、安全上重要な施設の安全機能の保持の観点から評価を行う。

2. 評価対象

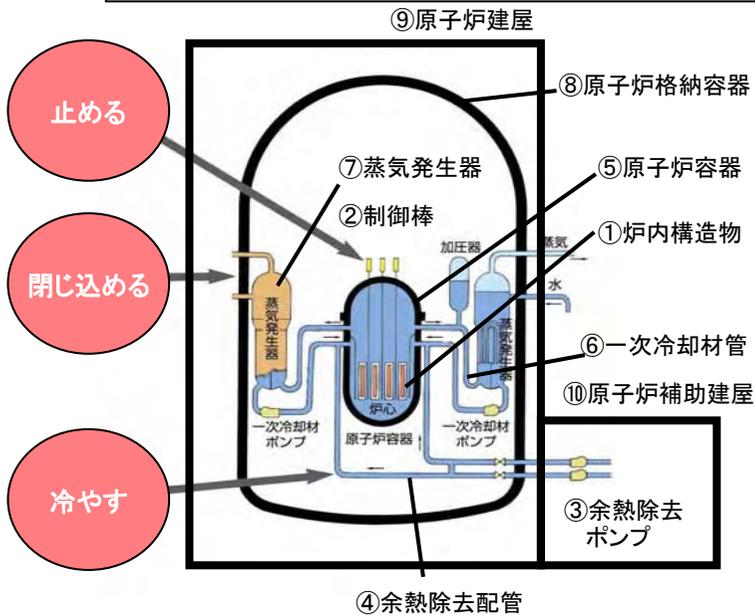
・対象プラントは、日本原電の敦賀1号機および2号機、関西電力の各発電所の初号機である美浜1号機、大飯1号機および高浜1号機とする。

・対象施設は、耐震Sクラスの施設のうち、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主要な施設を対象とする。

3. 評価方法

・耐震安全性評価は、従来の評価実績、規格・基準等および最新の知見を考慮して行う。

敦賀2号機、美浜1号機、大飯1号機、高浜1号機(PWR)



評価対象施設

止める

- ①炉内構造物
- ②制御棒

冷やす

- ③余熱除去ポンプ
- ④余熱除去配管

閉じ込める

- ⑤原子炉容器
- ⑥一次冷却材管
- ⑦蒸気発生器
- ⑧原子炉格納容器

上記施設を内包する建物

- ⑨原子炉建屋
- ⑩原子炉補助建屋

[評価方法]

1. 建物・構築物の評価

基準地震動Ssによる時刻歴応答解析により求めた耐震壁の最大応答せん断ひずみと評価基準値を比較(⑨⑩)

2. 機器・配管系の構造強度評価

基準地震動Ssを想定した場合に施設に生じる応力(発生値)を算出し、評価基準値(材料毎に定められた許容応力)と比較(①③④⑤⑥⑦⑧)

3. 機器・配管系の動的機能維持評価 (制御棒挿入性)

基準地震動Ssを想定した場合の制御棒挿入時間を算定し、評価基準値と比較(②)

敦賀1号機 (BWR)

止める

- ① 炉心支持構造物
- ② 制御棒

冷やす

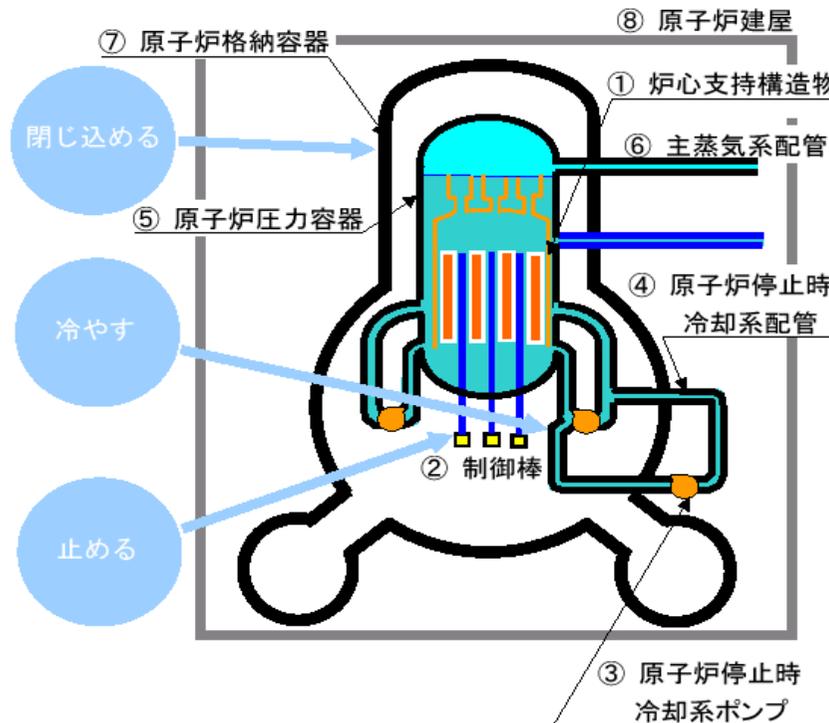
- ③ 原子炉停止時冷却系ポンプ
- ④ 原子炉停止時冷却系配管

閉じ込める

- ⑤ 原子炉圧力容器
- ⑥ 主蒸気系配管
- ⑦ 原子炉格納容器

上記施設を内包する建物

- ⑧ 原子炉建屋



(各施設の耐震安全性評価の方法)

(1) 建物・構築物の評価

基準地震動 S_s による時刻歴応答解析により求めた耐震壁の最大応答せん断ひずみと評価基準値を比較(⑧)

(2) 機器・配管系の構造強度評価

基準地震動 S_s を想定した場合の施設に加わる力(発生値)を算定し、評価基準値(材料毎に定められた許容応力)と比較(①③④⑤⑥⑦)

(3) 機器・配管系の動的機能維持評価(制御棒挿入性)

基準地震動 S_s を想定した場合の燃料集合体相対変位を算定し、評価基準値(加振時の挿入試験により規定時間内に制御棒の挿入が確認された燃料集合体の相対変位)と比較(②)

建物・構築物の評価方法

<PWR、BWRにおける評価の流れ>

時刻歴応答解析(例: 敦賀2号機 原子炉建屋)

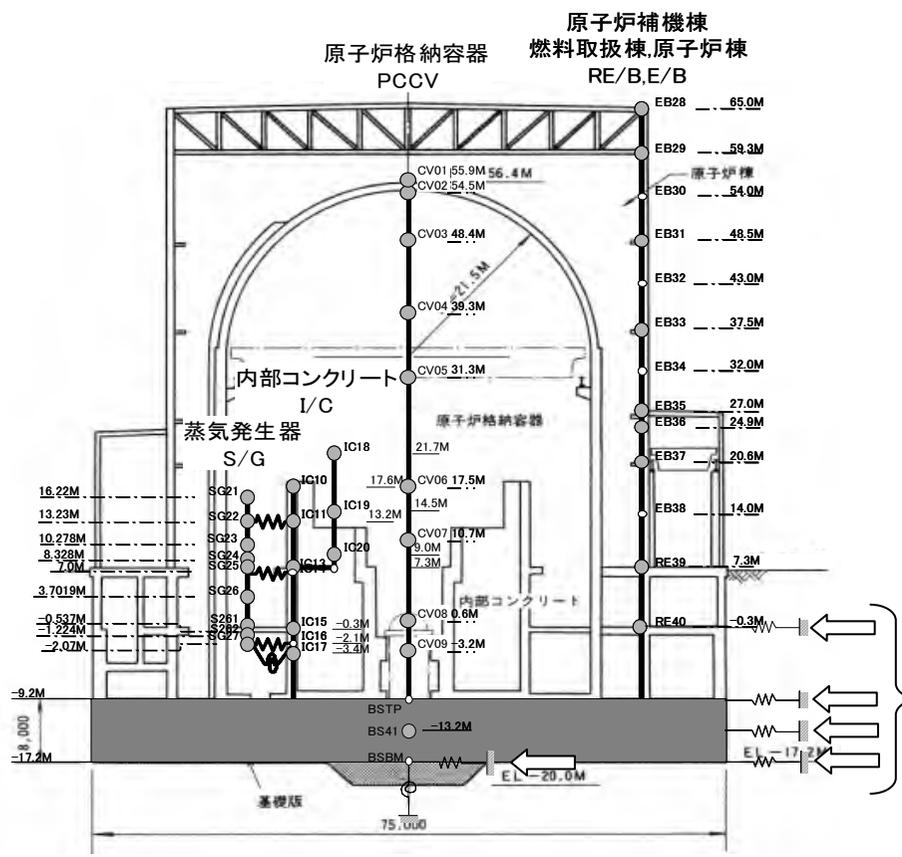
解放基盤表面で定義される基準地震動Ssを用いて一次元波動論により算定した基礎下端および側面ばね位置での応答波を解析モデルに入力



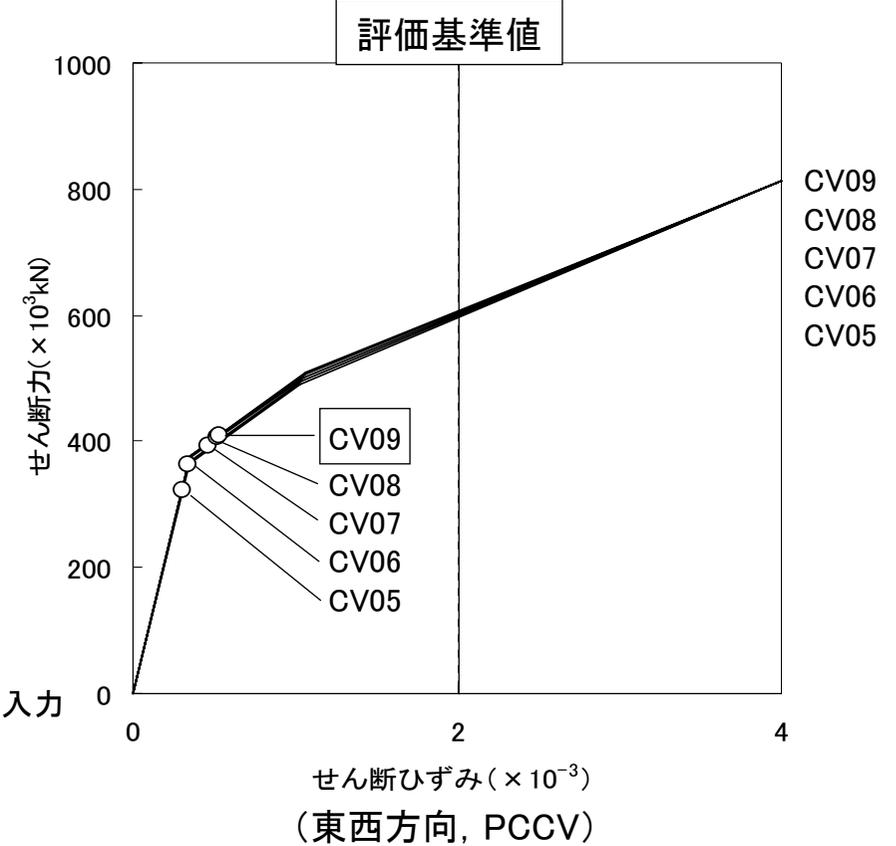
建屋のせん断ひずみを算出



耐震壁の最大せん断ひずみと評価基準値を比較

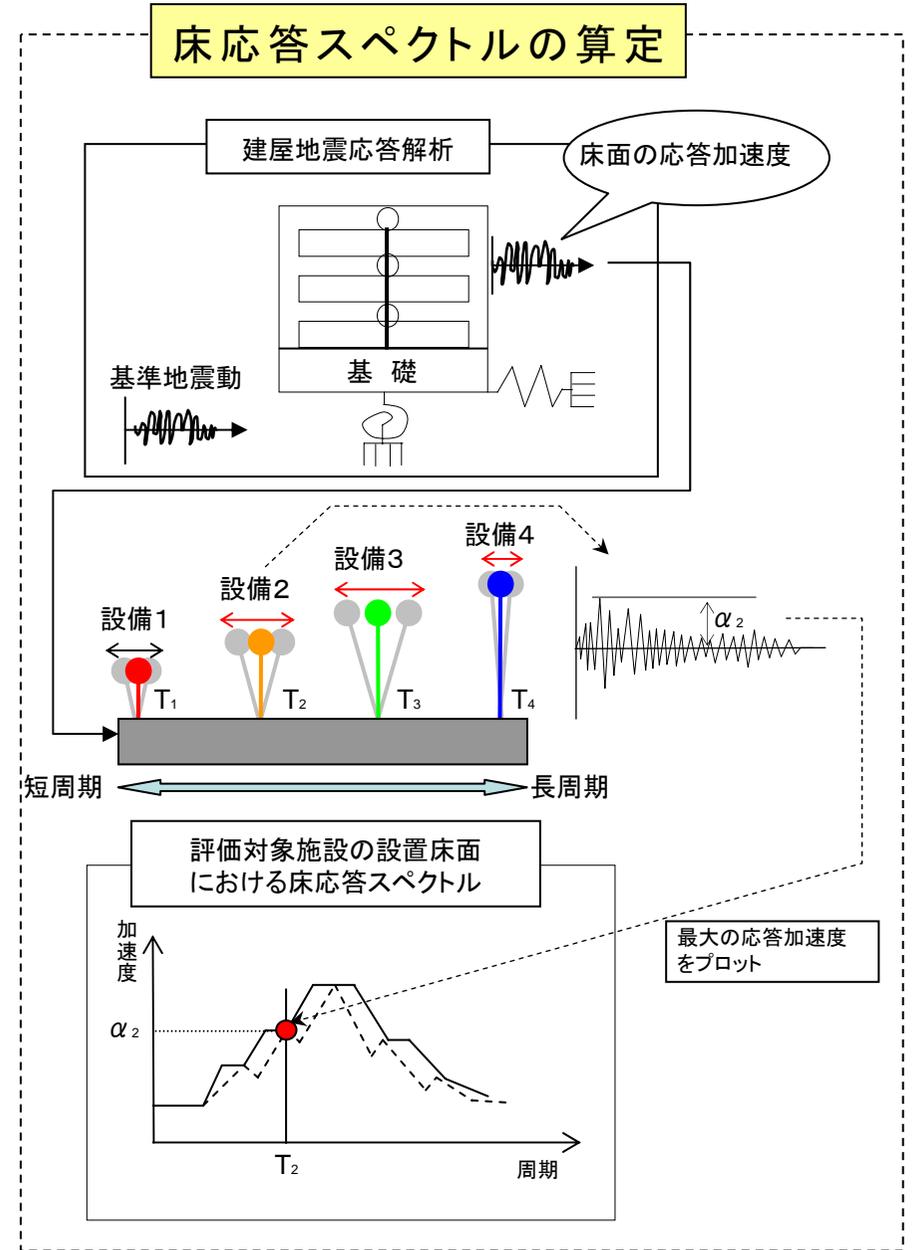
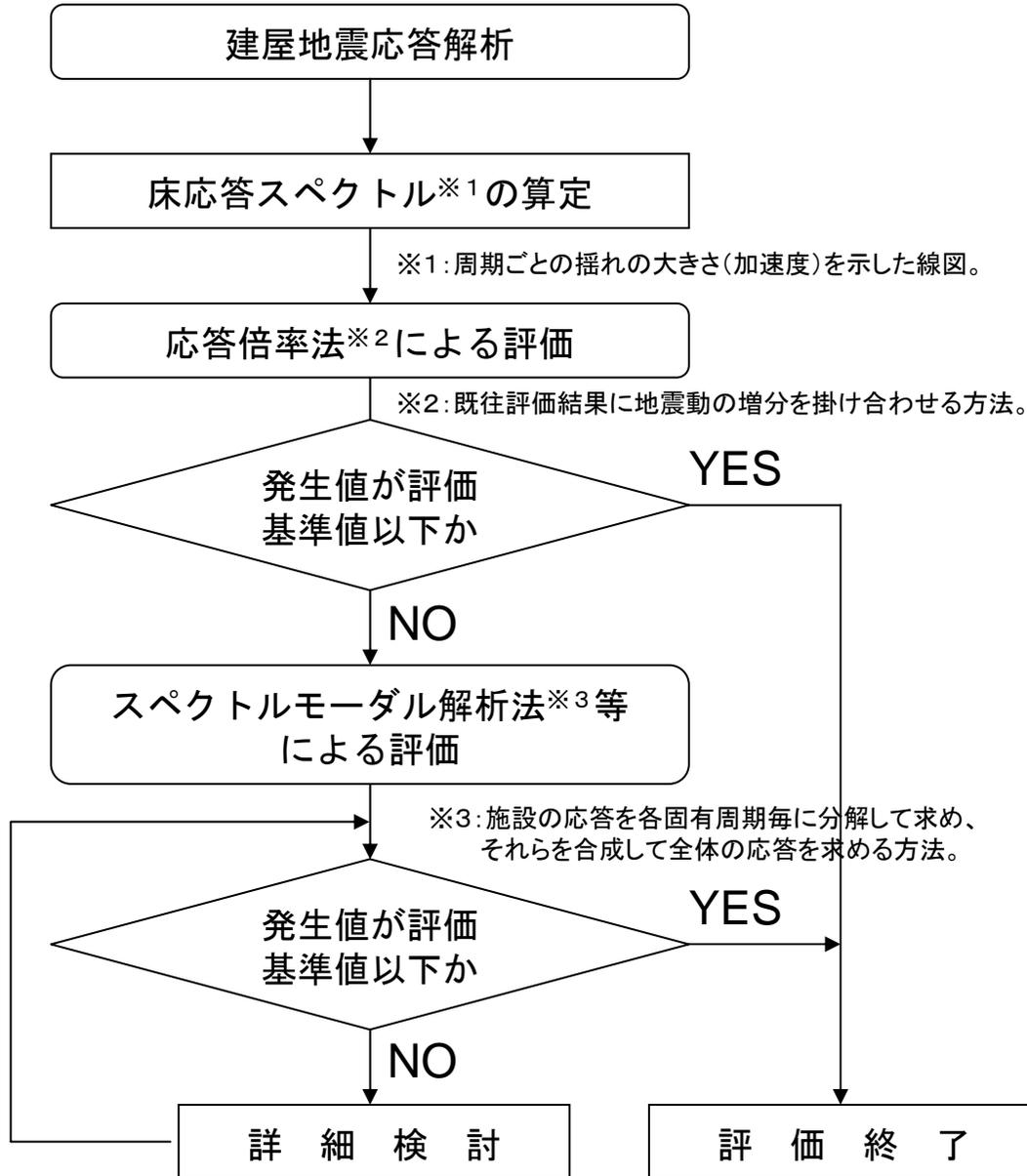


原子炉建屋の解析モデル

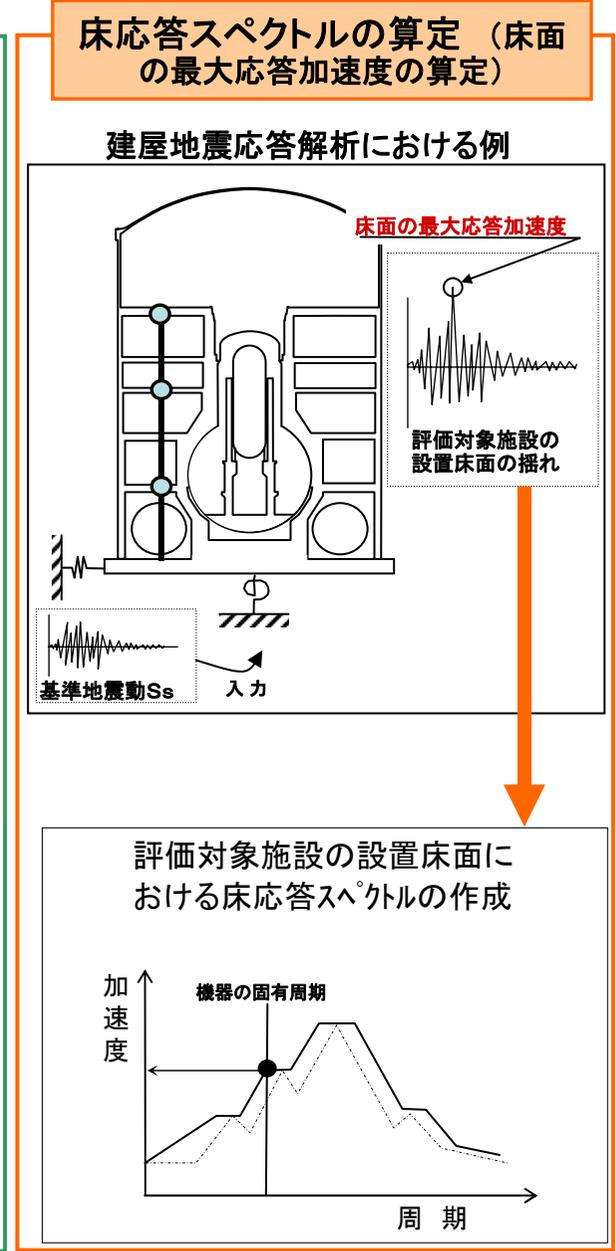
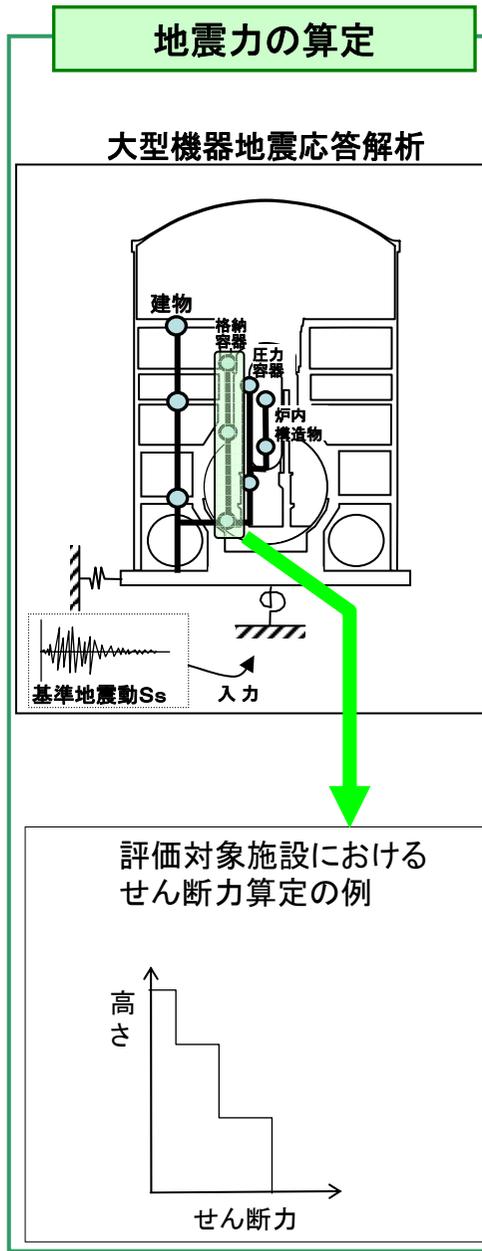
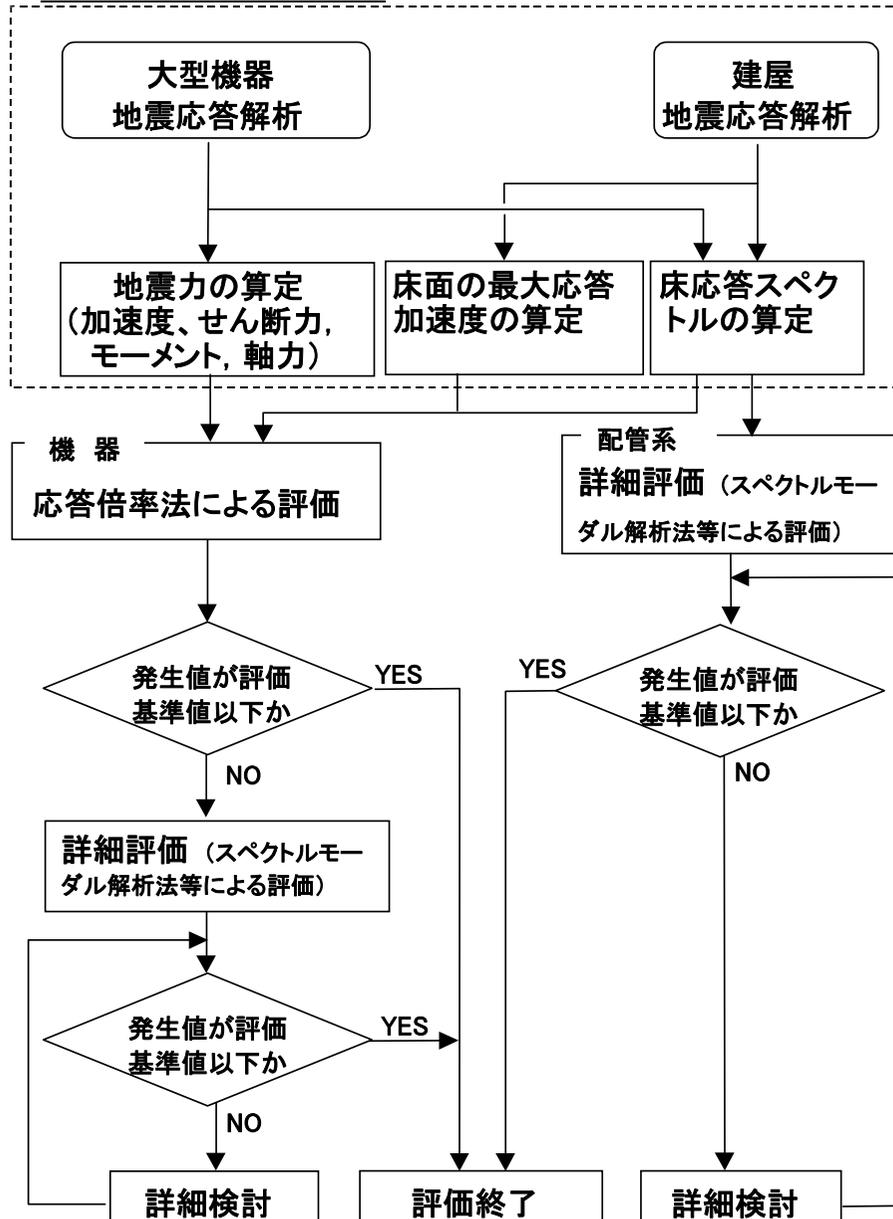


評価結果

<PWRにおける評価の流れ>

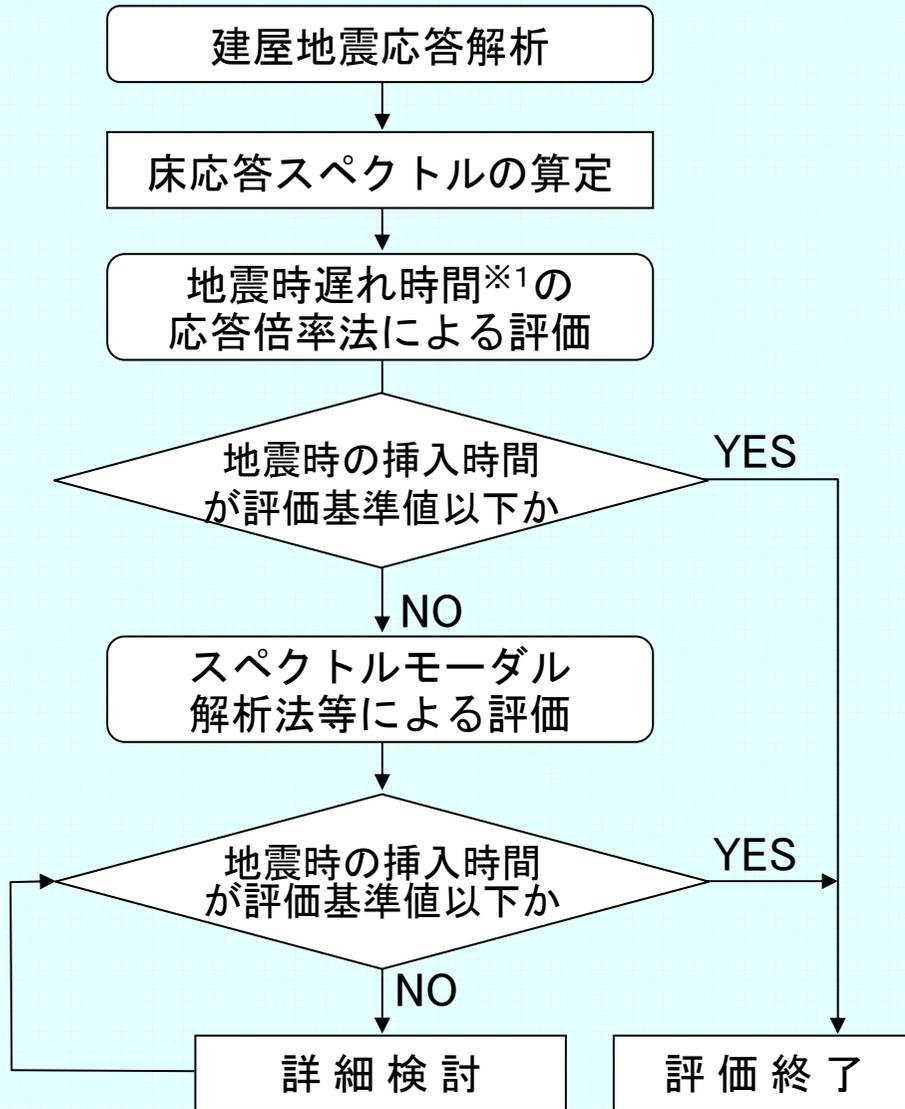


<BWRにおける評価の流れ>



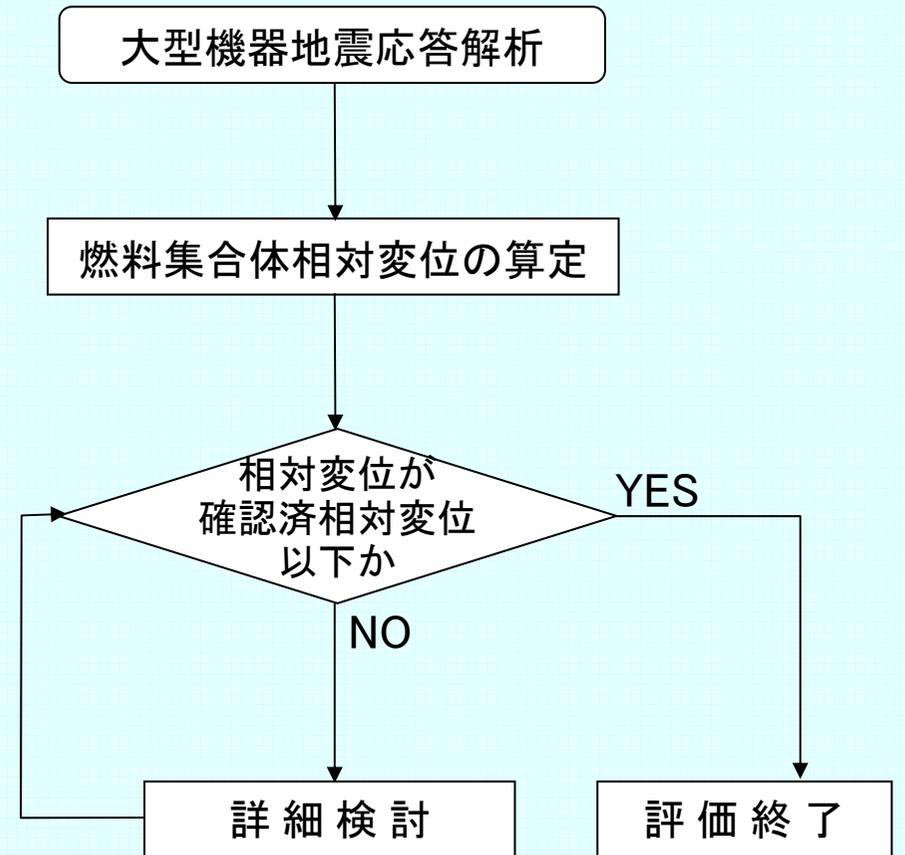
動的機能維持評価方法(制御棒挿入性)

<PWRにおける評価の流れ>



※1 地震時遅れ時間
=地震時挿入時間-通常運転時挿入時間

<BWRにおける評価の流れ>



耐震安全性評価結果 — 敦賀1号機 —

発生値は評価基準値を満足しており、耐震安全性は確保される。

構造強度評価

評価対象施設	評価部位	発生値	評価基準値	判定	評価手法*
原子炉建屋	耐震壁	1.205×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴応答解析
原子炉圧力容器	基礎ボルト	102 MPa	207 MPa	○	応答倍率法2
炉心支持構造物	シュラウドサポート	233 MPa	250 MPa	○	時刻歴応答解析
主蒸気系配管	配管	224 MPa	364 MPa	○	スペクトルモーダル解析
原子炉停止時冷却系ポンプ	基礎ボルト	12 MPa	152 MPa	○	応答倍率法1
原子炉停止時冷却系配管	配管	214 MPa	363 MPa	○	スペクトルモーダル解析
原子炉格納容器	ドライウエル	181 MPa	332 MPa	○	応答倍率法2

※ 応答倍率法1: 基準地震動 S_s による加速度と設計時の加速度との応答比を使用
 応答倍率法2: 基準地震動 S_s による地震力と設計時の地震力との応答比を使用

動的機能維持評価(制御棒挿入性)

評価対象施設	発生値	評価基準値	判定	評価手法
制御棒(挿入性)	46.6 mm	80 mm	○	時刻歴応答解析

耐震安全性評価結果 — 敦賀2号機 —

発生値は評価基準値を満足しており、耐震安全性は確保される。

構造強度評価

評価対象施設	評価部位	発生値	評価基準値	判定	評価手法
原子炉建屋	耐震壁	0.534×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴応答解析
原子炉容器	支持構造物	228 MPa	462 MPa	○	応答倍率法
炉内構造物	炉心そう	120 MPa	391 MPa	○	応答倍率法
1次冷却材管	配管	128 MPa	347 MPa	○	応答倍率法
蒸気発生器	支持構造物	70 MPa	155 MPa	○	応答倍率法
余熱除去ポンプ	基礎ボルト	2 MPa	210 MPa	○	応答倍率法
余熱除去設備配管	配管	197 MPa	361 MPa	○	応答倍率法
原子炉格納容器	耐震壁	0.534×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴応答解析
原子炉補助建屋	耐震壁	0.197×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴応答解析

動的機能維持評価(制御棒挿入性)

評価対象施設	発生値	評価基準値	判定	評価手法
制御棒(挿入性)	2.19 秒	2.5 秒	○	応答倍率法

耐震安全性評価結果－美浜1号機－

発生値は評価基準値以下であり耐震安全性は確保される

構造強度評価

評価対象施設	評価部位	発生値	評価基準値	判定	評価手法
炉内構造物	炉心そう	86 MPa	391 MPa	○	応答倍率法
余熱除去ポンプ	基礎ボルト	11 MPa	210 MPa	○	応答倍率法
余熱除去配管	本体	49 MPa	360 MPa	○	スペクトルモーダル解析法
原子炉容器	支持構造物	43 MPa	166 MPa	○	応答倍率法※1
一次冷却材管	本体	136 MPa	354 MPa	○	応答倍率法
蒸気発生器	支持構造物	382 MPa	444 MPa	○	応答倍率法
原子炉格納容器	本体	45 MPa	280 MPa	○	応答倍率法
原子炉建屋	耐震壁	0.50×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴解析法
原子炉補助建屋	耐震壁	0.58×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴解析法

※1 応答倍率法により求めた基準地震動Ssによる地震荷重を評価部位の有限要素法によるモデルに入力し発生値を算定

動的機能維持評価(制御棒挿入性)

評価対象施設	発生値	評価基準値	判定	評価手法
制御棒(挿入性)	1.73 秒	1.8 秒	○	応答倍率法

耐震安全性評価結果—大飯1号機—

発生値は評価基準値以下であり耐震安全性は確保される

構造強度評価

評価対象施設	評価部位	発生値	評価基準値	判定	評価手法
炉内構造物	炉心そう	53 MPa	372 MPa	○	応答倍率法
余熱除去ポンプ	基礎ボルト	45 MPa	210 MPa	○	応答倍率法
余熱除去配管	本体	257 MPa	333 MPa	○	スペクトルモーダル解析法
原子炉容器	支持構造物	370 MPa	385 MPa	○	応答倍率法
一次冷却材管	本体	271 MPa	354 MPa	○	応答倍率法
蒸気発生器	支持構造物	278 MPa	426 MPa	○	応答倍率法
原子炉格納容器	本体	21 MPa	238 MPa	○	応答倍率法
原子炉建屋	耐震壁	0.91×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴解析法
原子炉補助建屋	耐震壁	0.63×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴解析法

動的機能維持評価(制御棒挿入性)

評価対象施設	発生値	評価基準値	判定	評価手法
制御棒(挿入性)	1.93 秒	2.2 秒	○	応答倍率法

耐震安全性評価結果－高浜1号機－

発生値は評価基準値以下であり耐震安全性は確保される

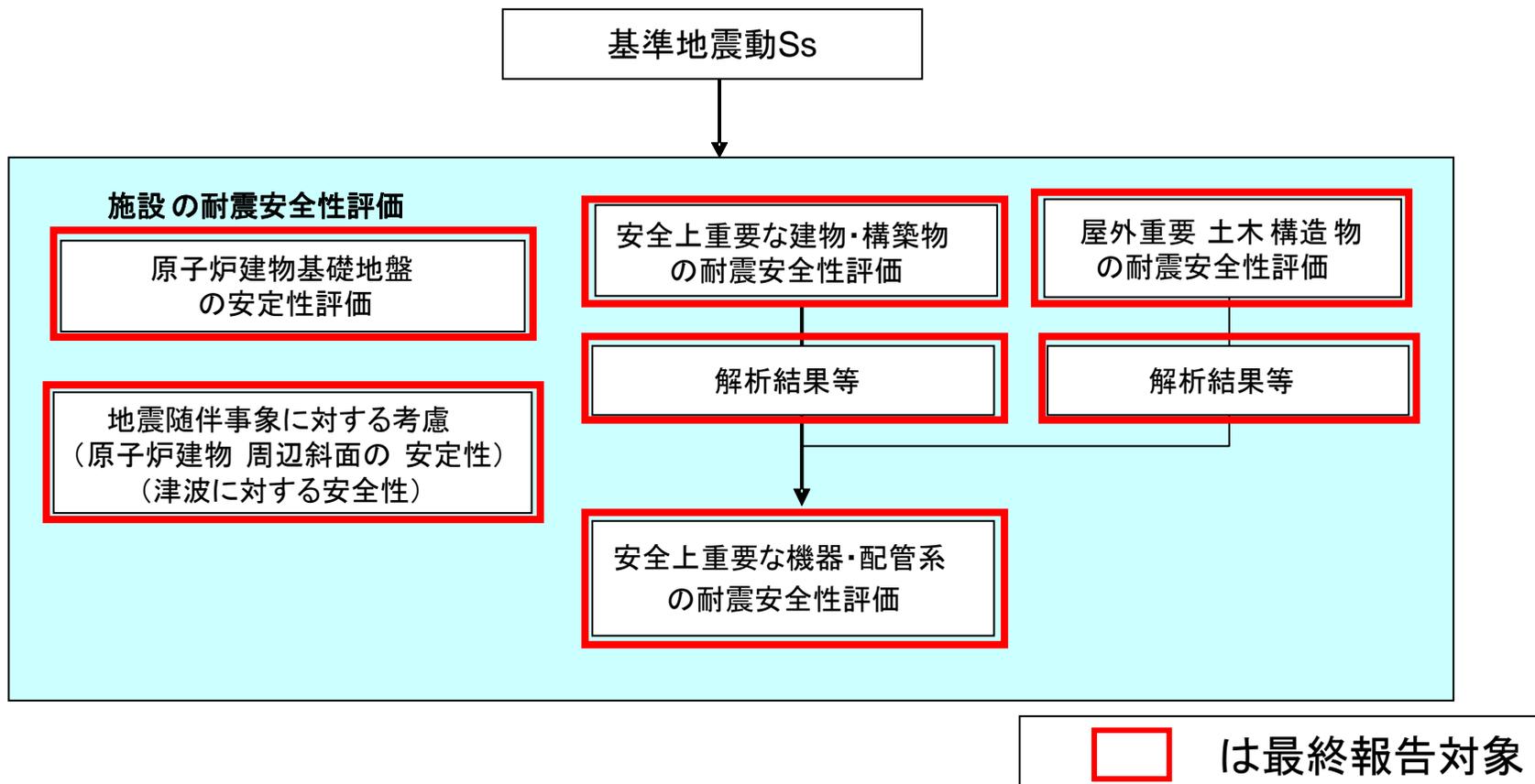
構造強度評価

評価対象施設	評価部位	発生値	評価基準値	判定	評価手法
炉内構造物	炉心そう	52 MPa	391 MPa	○	応答倍率法
余熱除去ポンプ	基礎ボルト	23 MPa	210 MPa	○	応答倍率法
余熱除去配管	本体	92 MPa	342 MPa	○	スペクトルモーダル解析法
原子炉容器	支持構造物	317 MPa	385 MPa	○	応答倍率法
一次冷却材管	本体	244 MPa	348 MPa	○	応答倍率法
蒸気発生器	支持構造物	312 MPa	415 MPa	○	応答倍率法
原子炉格納容器	本体	223 MPa	282 MPa	○	応答倍率法
原子炉建屋	耐震壁	0.69×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴解析法
原子炉補助建屋	耐震壁	0.19×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴解析法

動的機能維持評価(制御棒挿入性)

評価対象施設	発生値	評価基準値	判定	評価手法
制御棒(挿入性)	1.73 秒	1.8 秒	○	応答倍率法

新耐震指針に照らした耐震安全性評価の流れ(もんじゅ)



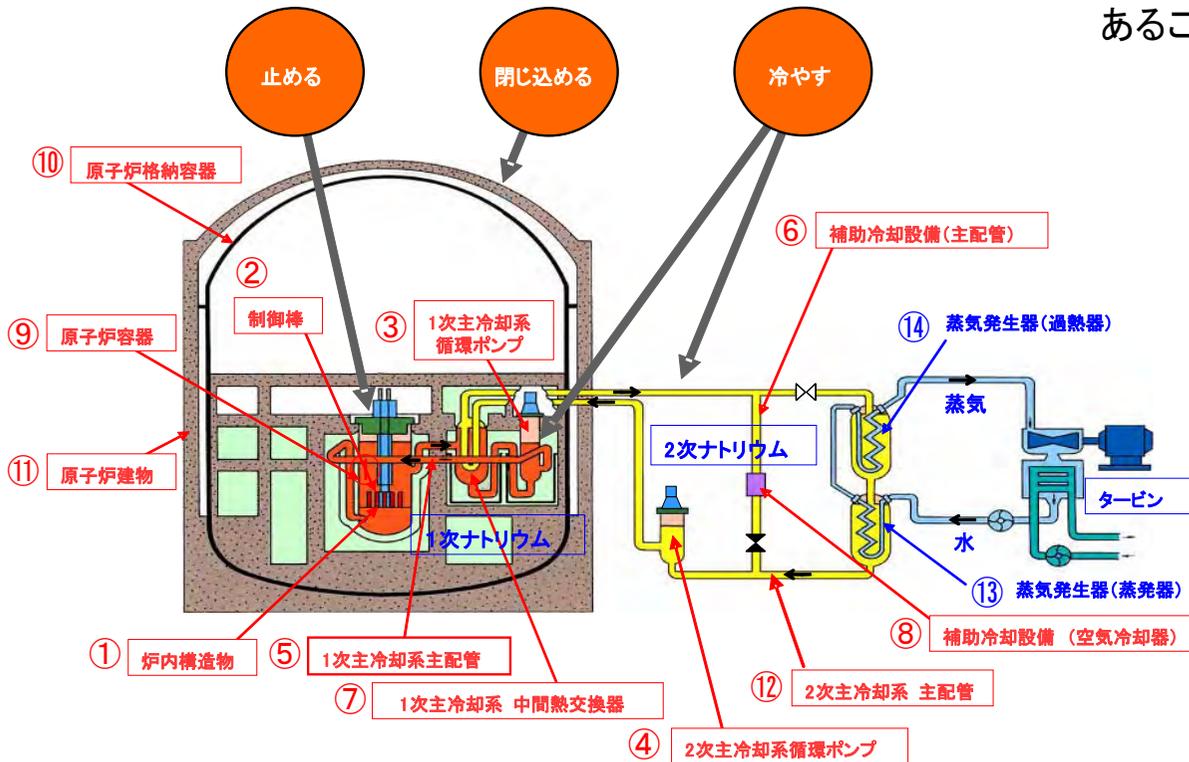
施設の耐震安全性評価方針(もんじゅ)

1. 評価方針

- ・新耐震指針に照らした地質・地盤調査結果に基づき策定した基準地震動 S_s に対し、安全上重要な施設の安全機能の保持の観点から評価を実施
- ・評価に用いる地震応答解析モデル、評価基準値等は、従来の評価実績、規格・基準等および最新の知見を考慮

2. 評価対象

- ・安全上重要な機能を有する施設
- ・ナトリウムを内包する主要な設備等
(評価箇所は機器が約100機種、配管が約240ライン)



3. 評価方法

建物・構築物(⑪)

基準地震動 S_s による時刻歴応答解析により求めた耐震壁の最大応答せん断ひずみと評価基準値を比較

機器・配管系の構造強度(①③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑫⑬⑭)

基準地震動 S_s を想定した場合に施設に生じる応力(発生値)を算出し、評価基準値(材料毎に定められた許容応力)と比較

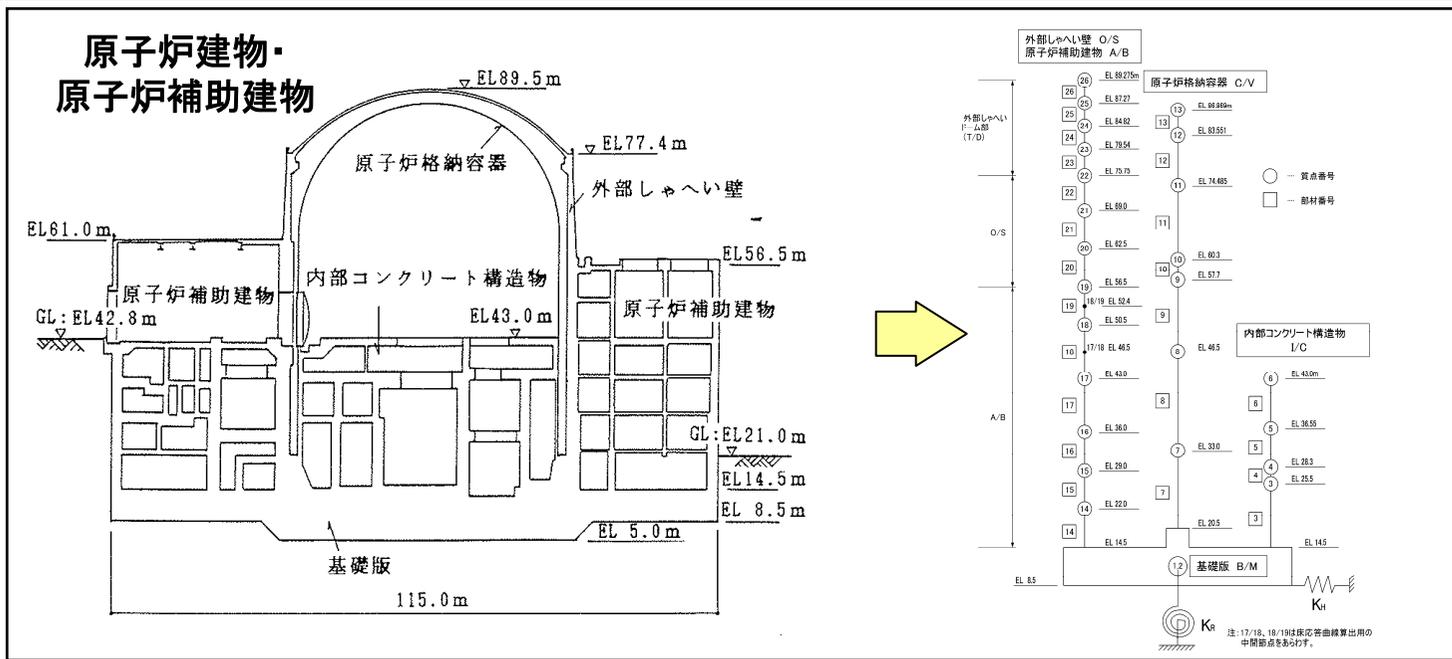
機器・配管系の動的機能維持(②)

基準地震動 S_s による設備の応答加速度等が、予め試験等により動作機能維持を確認済の加速度等(評価基準値)以下であることを確認

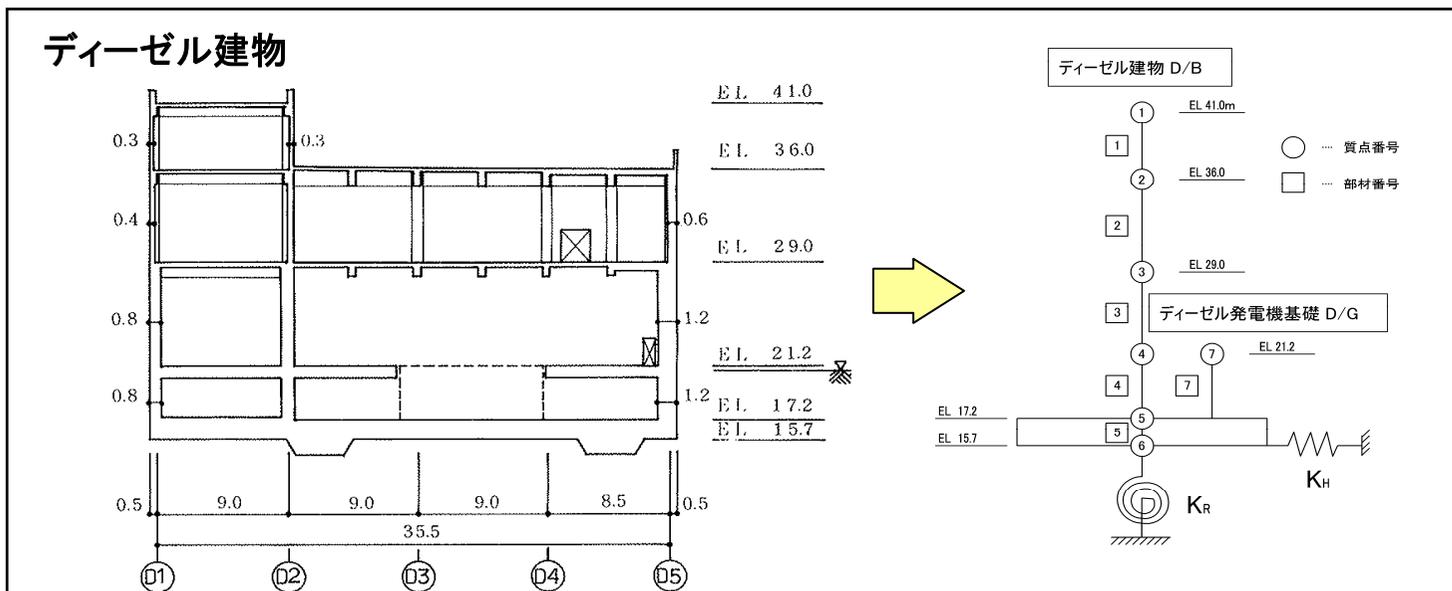
主な評価対象施設	
止める	閉じ込める
① 炉内構築物	⑨ 原子炉容器
② 制御棒	⑩ 原子炉格納容器
冷やす	⑪ 原子炉建物・原子炉補助建物
③ 1次主冷却系循環ポンプ	主なナトリウム内包設備
④ 2次主冷却系循環ポンプ	⑫ 2次主冷却系主配管
⑤ 1次主冷却系主配管	⑬ 蒸気発生器(蒸発器)
⑥ 補助冷却設備主配管	⑭ 蒸気発生器(過熱器)
⑦ 1次主冷却系中間熱交換器	
⑧ 補助冷却設備空気冷却器	

建物・構築物の耐震安全性評価方法(もんじゅ)

— 原子炉建物・原子炉補助建物及びディーゼル建物に関する評価 —



- ・建屋の基礎底面レベルに想定する基準地震動 S_s を地盤ばねを介して入力
- ・建屋のせん断ひずみの値を算出



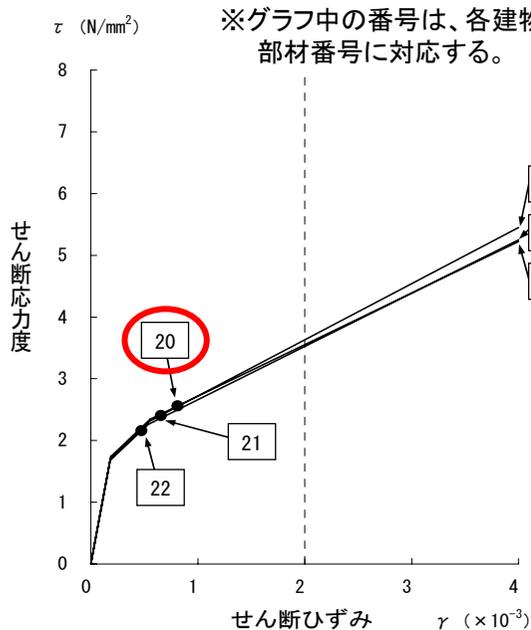
- 耐震壁の最大せん断ひずみと評価基準値を比較

建物・構築物の耐震安全性評価結果(もんじゅ)

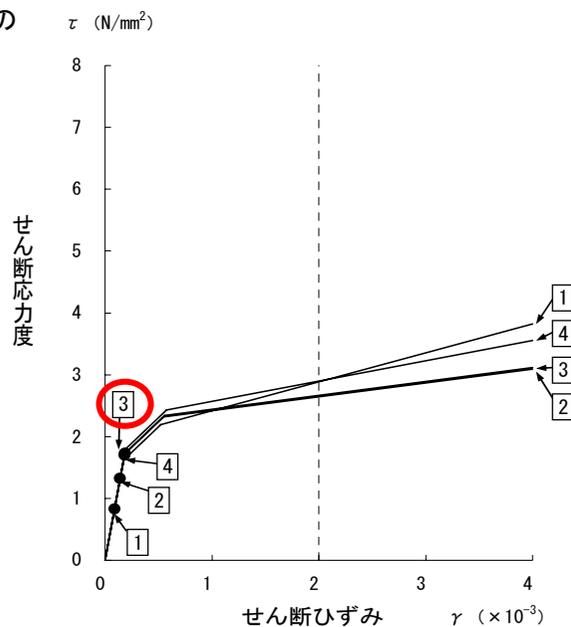
— 原子炉建物・原子炉補助建物及びディーゼル建物に関する評価 —

建物・構築物	評価部位	評価内容	発生値	評価基準値	判定
原子炉建物・ 原子炉補助建物	外部しゃへい壁	せん断ひずみ (-)	0.81×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○
ディーゼル建物	耐震壁	せん断ひずみ (-)	0.18×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○

※グラフ中の番号は、各建物解析モデルの
部材番号に対応する。



原子炉建物・原子炉補助建物
(外部しゃへい壁:東西方向)



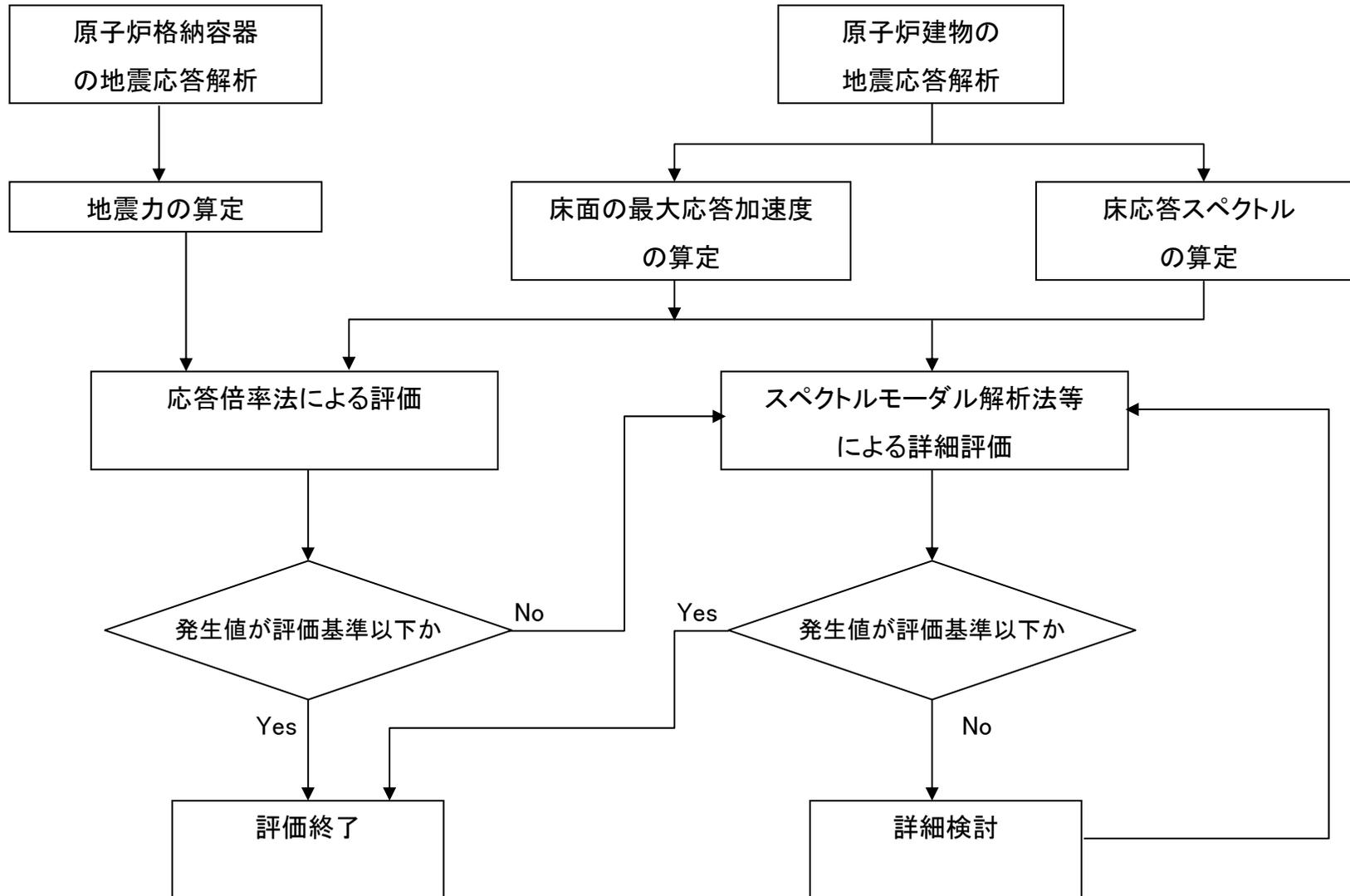
ディーゼル建物
(耐震壁:東西方向)

基礎・地盤間の付着力を考慮したディーゼル建物の浮き上がり評価
ディーゼル建物基礎の浮き上がり評価に当たっては、基礎・地盤間の付着力を検討した原子力安全基盤機構(2007)^{※1}及び敷地内の花崗岩を用いた試験の結果を参照し、基礎底面の付着力を 0.5N/mm^2 として考慮した結果、これを上回る浮き上がり力が発生しないことを確認した。

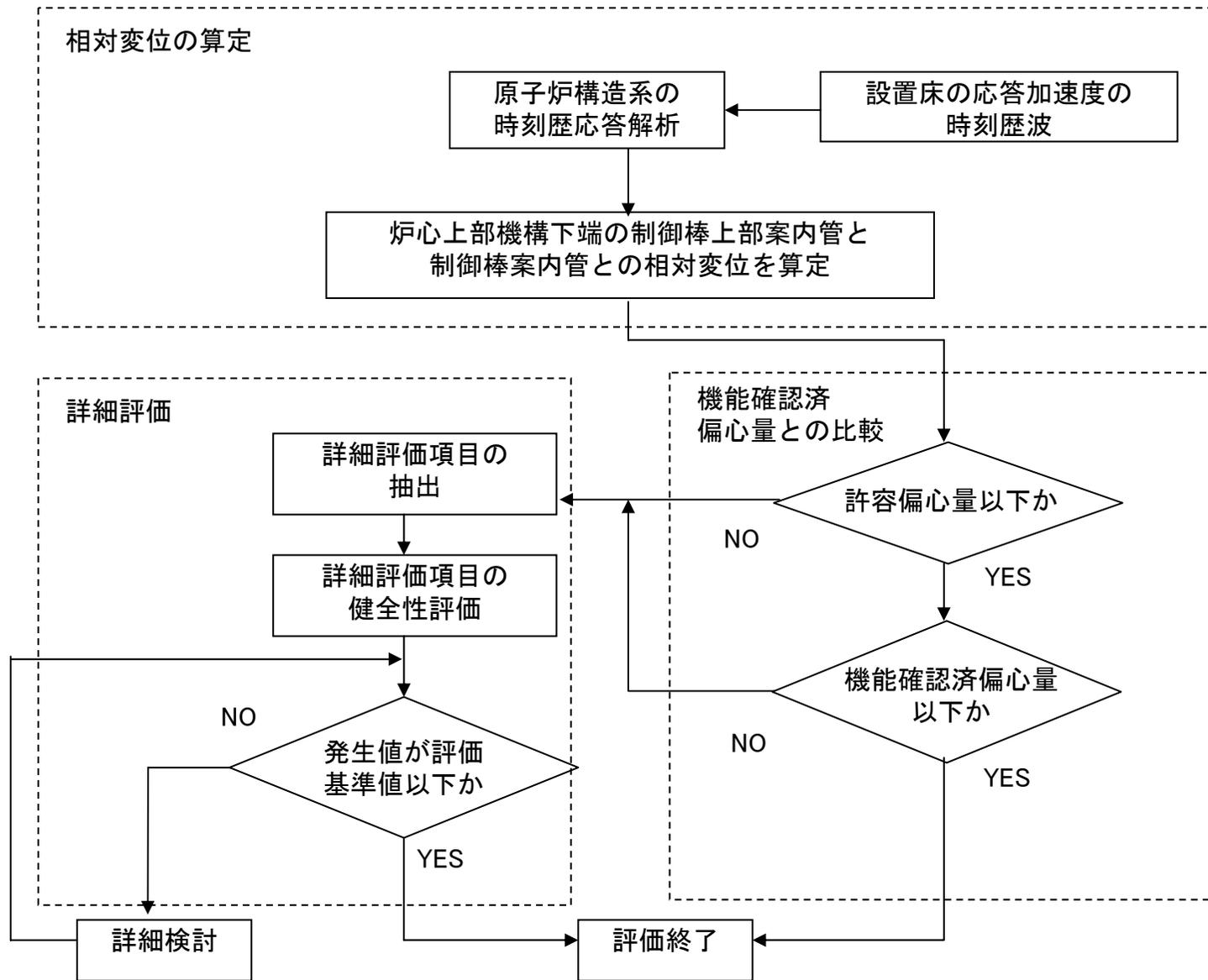
※1
独立行政法人 原子力安全基盤機構(2007):平成18年度原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 原子力施設の非線形地盤・構造物相互作用試験及び基準整備 基礎浮上り評価手法の調査に係る報告書,07基構報-0010

最大せん断ひずみは評価基準値を満足しており、
耐震安全性が確保されていることを確認

機器・配管系の構造強度評価方法(もんじゅ)



動的機能維持評価方法(制御棒挿入性評価の場合) (もんじゅ)



機器・配管系の耐震安全性評価結果(もんじゅ)

評価結果例 発生値は評価基準値を満足しており、耐震安全性は確保される。

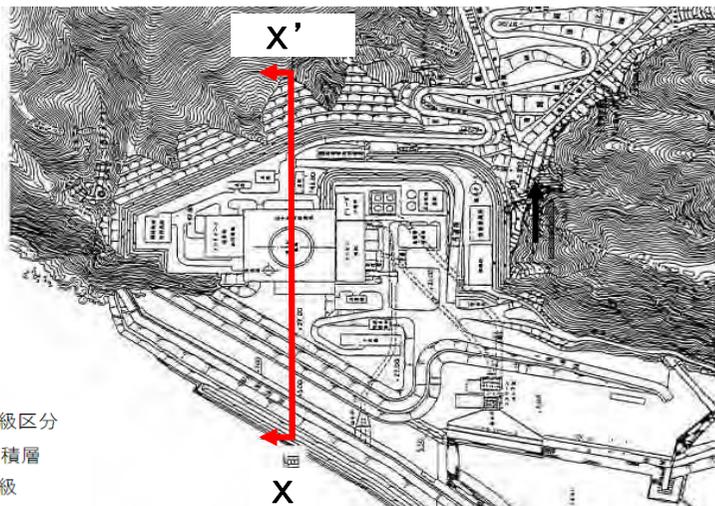
構造強度評価

区分	主要設備	評価部位	評価内容	発生値	評価基準値	判定	評価方法
止める	炉内構造物	支持構造物	応力 (MPa)	171	178	○	スペクトル法解析法
冷やす	1次主冷却系循環ポンプ	吸込口	応力 (MPa)	119	257	○	応答倍率法
		オーバーフロー	応力 (MPa)	34	257	○	応答倍率法
		基礎ボルト	応力 (MPa)	32	341	○	応答倍率法
	2次主冷却系循環ポンプ	吸込口	応力 (MPa)	124	231	○	応答倍率法
		オーバーフロー	応力 (MPa)	43	231	○	応答倍率法
		取付ボルト	応力 (MPa)	11	341	○	応答倍率法
	1次主冷却系主配管	配管	応力 (MPa)	107	272	○	スペクトル法解析法
	補助冷却設備主配管	配管	応力 (MPa)	245	275	○	応答倍率法
	1次主冷却系中間熱交換器	2次出口ノズル	応力 (MPa)	104	223	○	応答倍率法
		伝熱管	応力 (MPa)	146	231	○	応答倍率法
基礎ボルト		応力 (MPa)	95	361	○	応答倍率法	
補助冷却設備空気冷却器	ダクト	モーメント (kN・mm)	4.20×10^5	5.72×10^5	○	応答倍率法	
閉じ込める	原子炉容器	上部フランジ	応力 (MPa)	105	436	○	スペクトル法解析法
		炉内構造取付部	応力 (MPa)	102	240	○	スペクトル法解析法
		下部サポート	応力 (MPa)	308	361	○	スペクトル法解析法
	原子炉格納容器	クレーン荷重発生部	応力 (MPa)	205	348	○	応答倍率法
		下端部	応力 (MPa)	56	232	○	応答倍率法
原子炉建物・原子炉補助建物	耐震壁	せん断ひずみ (-)	0.81×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○	時刻歴応答解析	
ナトリウム内包	2次主冷却系主配管	配管	応力 (MPa)	251	260	○	スペクトル法解析法
	蒸気発生器(蒸発器)	ナトリウム出口ノズル	応力 (MPa)	222	258	○	応答倍率法
		スカート	応力 (MPa)	427	431	○	応答倍率法
		基礎ボルト	応力 (MPa)	316	408	○	応答倍率法
	蒸気発生器(過熱器)	ナトリウム出口ノズル	応力 (MPa)	96	336	○	応答倍率法
		スカート	応力 (MPa)	58	232	○	応答倍率法
		取付ボルト	応力 (MPa)	75	178	○	応答倍率法

動的機能維持評価(制御棒の挿入性)

区分	主要設備	評価部位	評価内容	発生値	評価基準値	判定	評価方法
止める	制御棒の挿入性	挿入性	変位 (mm)	26	55	○	時刻歴応答解析

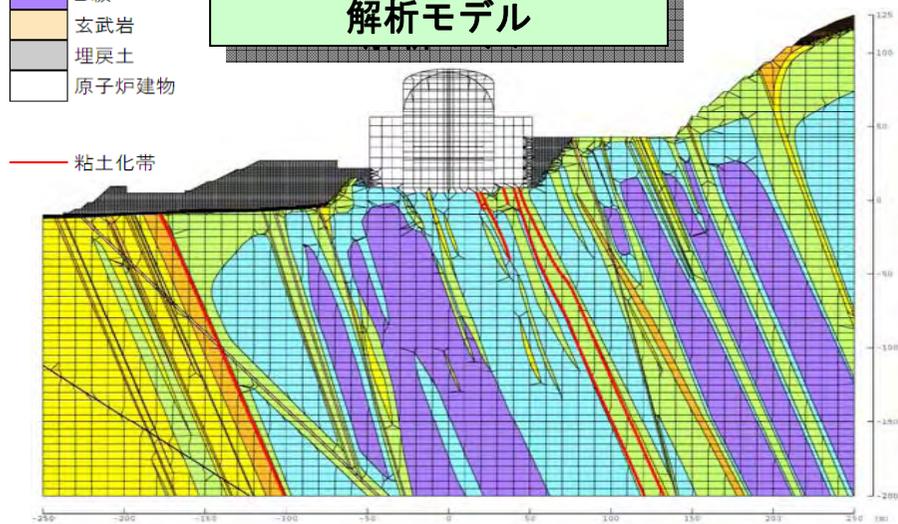
評価位置図



地質, 岩級区分

- 堆積層
- D級
- CL級
- CM級
- CH級
- B級
- 玄武岩
- 埋戻土
- 原子炉建物

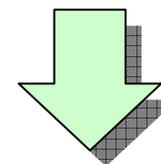
原子炉建物基礎地盤の解析モデル



炉心直交断面(X-X' 断面)

安定性評価結果

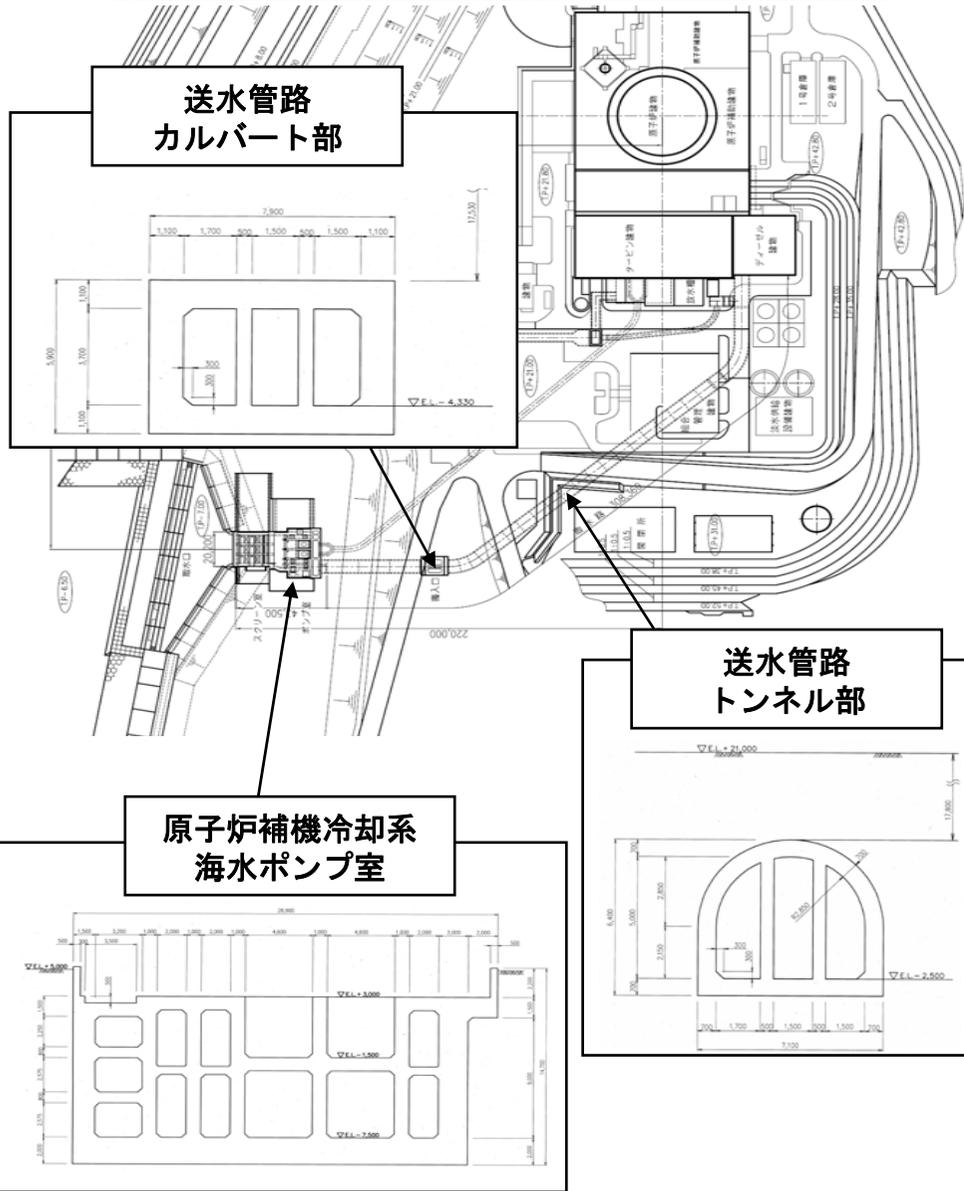
評価値 (最小すべり安全率)	評価 基準値	判定
9.8	1.5以上	○



原子炉建物基礎地盤について基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震安全性を有していることを確認

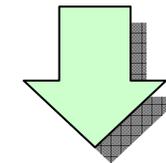
屋外重要土木構造物の耐震安全性評価結果(もんじゅ)

評価位置図及び評価断面



耐震安全性評価結果

評価対象	評価項目	発生値	評価基準値	判定
原子炉補機冷却系海水ポンプ室	せん断力 (kN)	1,265	2,308	○
送水管路カルバート部	せん断力 (kN)	996	1,018	○
送水管路トンネル部	せん断力 (kN)	655	665	○



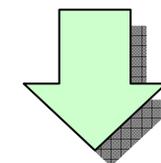
屋外重要土木構造物について基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震安全性を有していることを確認

評価位置図



安定性評価結果

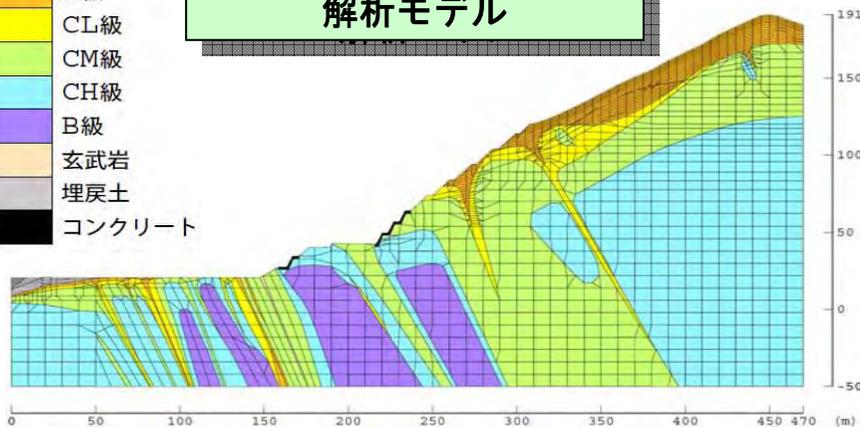
評価値 (最小すべり安全率)	評価 基準値	判定
2.2	1.2以上	○



地質、岩級区分

- 堆積層
- D級
- CL級
- CM級
- CH級
- B級
- 玄武岩
- 埋戻土
- コンクリート

原子炉建物周辺斜面の
解析モデル



検討断面(A-A' 断面)

原子炉建物周辺斜面について基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震安全性を有していることを確認

津波の想定

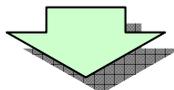
以下について津波の数値シミュレーションを実施し、最も大きい津波を想定。

- ① 既往津波
- ② 海域活断層に想定される地震に伴う津波
- ③ 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波

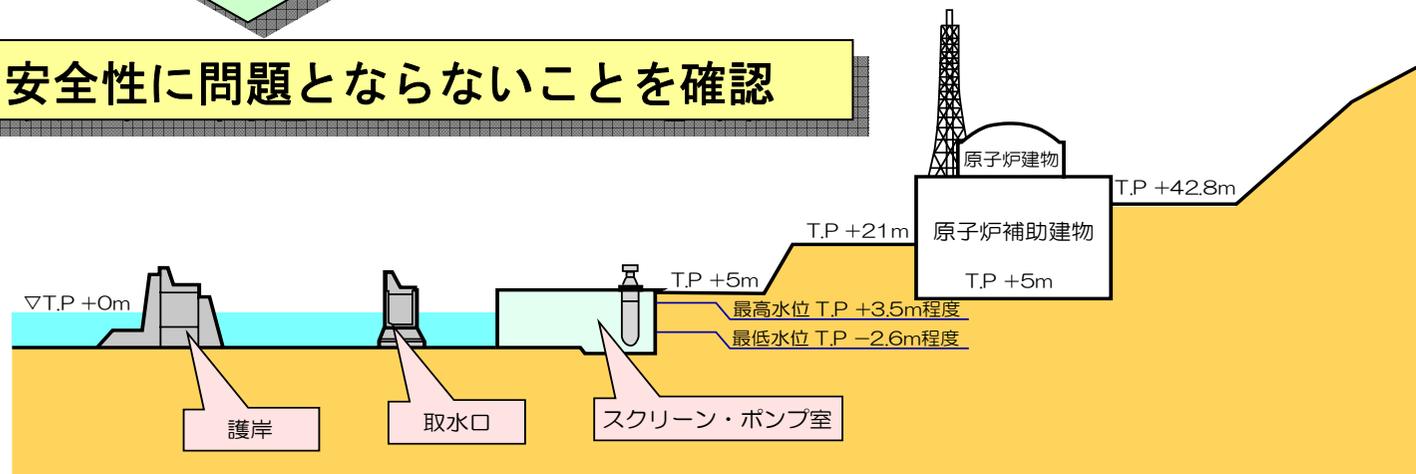
安全性評価結果

施設	評価内容	波源	発生値	評価基準値		判定
原子炉補機冷却海水取水機能	水位上昇	海域活断層	T.P.+3.5m	T.P.+4.7m	海水ポンプ電動機下端レベル	○
	水位低下	日本海東縁部	T.P.-2.6m	T.P.-2.9m	海水ポンプ取水口位置	○

※) 二次的影響に対する評価である砂移動についても堆積は数cm程度である。



原子炉施設の安全性に問題とならないことを確認



※T.P.=東京湾平均海面