資料No.2-1

福井県原子力安全専門委員会における これまでの意見に対する回答 (耐震安全性評価について)

2010年3月18日

独立行政法人日本原子力研究開発機構



質問内容

No.	質問内容				
1		評価基準値に含まれている実力値に対する安全余裕を示すこと			
2		床応答スペクトルの拡幅±10%で良い理由を説明すること			
3	機器·配管系評価	機器評価において応答スペクトル波と断層モデル波の発生値が大きい (例えばポニーモータ駆動装置取付ボルト)理由について説明すること			
4		ポンプ、ナトリウム弁の動的機能維持について評価の詳細を補足すること			
5		地盤減衰が200m以浅1%として評価した場合の設備の影響について説明 すること			
6	核的影響評価	地震時の反応度変化について、安全上問題ないことを説明すること			



【回答①】 耐震安全性評価の安全余裕について

質問No.① 評価基準値に含まれている実力値に対する安全余裕を示すこと

<u>回答の趣旨</u>

- ■新耐震指針に照らしたもんじゅの耐震安全性評価における機器・配管系設備の構造強度評価の結果には、種々の保守性が含まれている。そのため、評価結果における裕度は、実際の安全裕度よりも小さな値となっている場合が多いと考えられる
- ■そこで、機器・配管系設備の構造強度評価における種々の保守性の要因を分析し、それらの効果を可能な限り定量的に評価する。その上で、代表的な機器・配管等について、現実的な安全裕度を試算する



- 1. 機器・配管系設備の耐震安全性評価の概略
- 2. 評価基準値に含まれる保守性
- 3. 評価手法に含まれる保守性
- 4. 保守性のまとめ







1. ② 評価の保守性と裕度の関係(概念図)





- (1) 1次応力制限の目的と概要
- (2) 1次一般膜応力の評価基準値における保守性
- (3) 1次膜+曲げ応力の評価基準値における保守性
- (4) 実際の材料強度と規格値の比較
- (5) 評価基準値の保守性に関するまとめ



■ 耐震安全性評価において、機器・配管系の構造健全性に関する評価基準値(運転状態Ⅳ)として、主として『1次応力の制限(許容応力)』を適用する

一次応力の制限は以下の破損防止を目的に設けられている
 1次一般膜応力 : 過大な塑性変形と延性破断
 1次膜+曲げ応力 : 塑性崩壊

延性破断: 金属の棒を引張ると最終的に破断する

塑性崩壊: 金属の棒に曲げ荷重を加えると最終的にそれ以上の荷重に耐えられず大きく変形する





2.(2) 1次一般膜応力の評価基準値における保守性





2.(3) 1次膜+曲げ応力の評価基準値における保守性

1次膜+曲げ応力の評価基準値(許容値)



膜応力	P _m < 2/3Su	
膜+曲げ応力	$P_L + P_b < Su$	

P_m:1次一般膜応力 P_L:1次局部膜応力 P_b:1次曲げ応力

供用状態Dの許容応力は「鋼材の究極的な強さを基 にして、弾性計算により塑性不安定現象(塑性崩 壊)の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮し て定めたもの」である

機械学会 設計・建設規格 解説より引用

1次膜+曲げ応力の許容値の究極的な強度に対す る裕度は:

・ 純曲げ(膜応力がゼロ)の場合: 約15%
 通常、膜応力は小さい場合が多く、この場合には
 15%を上回る裕度がある

また、膜応力の値によっては一部、裕度の小さい領 域が存在するが、図は保守的な仮定の下で求めら れた理論解であり、構造物の材料強度の実力値は これを上回る



2.(4) 実際の材料と規格値の比較



設計降伏点(Sy)、設計引張強さ(Su)等の材料の規格値は、国産材料の試験データに基づき、そのほぼ下限となるよう定められている

実際に使用された材料(2次主冷却系配管材)のミルシートの分析(147個)から、 設計降伏点(205 MPa)に対して実材料の降伏点の99%信頼下限は約10%高め 設計引張強さ(520 MPa)に対して実材料の引張強さの99%信頼下限は約10%高め



- ■1次一般膜応力の許容値は、設計引張強さに対して約50 %の 裕度を有している
- 1次膜+曲げ応力の許容値は、設計引張強さに基づいて算定した究極強さに対して、膜応力の小さい領域で15%を上回る裕度を有している

ただし、裕度は一定ではなく、究極強さに対して一部裕度の小さい領域が存在する

- ■材料の規格値(設計降伏点、設計引張強さ)は試験データの 下限となるように設定されている
- ■実際に使用された材料の降伏点、引張強さの下限は規格値より約10%以上高めであり、ここにも裕度が存在する



(参考1) 評価基準値(1次応力制限)

運転状態IVにおける1次応力制限

		容	器	配管		
機器	温度 	1次一般膜応力	1次膜+ 1次曲げ応力	1次一般膜応力	1次膜+ 1次曲げ応力	
クラス1機器	高温 ⁽¹⁾	Min【2.4Sm、 2/3Su】 ⁽³⁾	左記のKs倍 ⁽⁴⁾	2Sm	左記のKs倍 ⁽⁴⁾	
(旧第1種機器)	低温⑵	Min【2.4Sm、 2/3Su】	左記の1.5倍	2Sm	左記の1.5倍	
クラス2・3機器 (旧第3・4種機器)	高温 ⁽¹⁾	Min【2.4S*、 0.6Su】 ⁽³⁾	左記のKs倍 ⁽⁴⁾	2S*	左記のKs倍 ⁽⁴⁾	
	低温⑵	0.6 Su	左記の1.5倍	0.6 Su	左記の1.5倍	

(1) クリープ温度領域 オーステナイト系ステンレス鋼425℃以上、フェライト鋼375℃以上

- (2) 非クリープ温度領域
- ⁽³⁾ Sm:設計応力強さMin [1/3Su, 0.9Sy]、Sy:設計降伏点、Su:設計引張強さ、

S*:高温における許容引張応力(低温は旧告示501号と同一) もんじゅ主要材料SUS304 500℃の場合、2.4Sm=235MPa 2/3Su=247MPa 2.4S*=240MPa 0.6Su=223MPa

⁽⁴⁾ Ks:断面形状係数→全断面降伏荷重/表面降伏荷重(薄肉円筒の場合1.27、矩形中実断面では1.5)







3. (1)-1 応答倍率法による評価



(AEA) 3. (1)-2 代表機器における応答倍率法による評価の保守性(原子炉容器)



応答倍率法による評価は詳細解析に比べて保守的な評価結果を与える

(MEA) 3. (1)-3 代表配管における応答倍率法による評価の保守性(1次主冷却系主配管)



応答倍率法による評価は詳細解析に比べて十分に保守的な評価結果を与える

16



(参考1) 応答倍率法による評価の保守性

応答倍率の保守性に関する3つの要因

■評価1、1'の水平と鉛直の組合せについて、例えば評価1'の応答比の算出式は、



■振動モード毎に応答の励起のされ方が異なる が、各モードの固有周期で求めた応答比の内 の最大値を用いて保守性を持たせている



■現行の設計基準では配管の応力係数が合理化されているが、応答倍率法は合理化前の大きい応力係数を使用していることに相当する

配管エルボ部の評価式(一次応力)

$$\frac{B_1 P D_0}{200t} + \frac{B_2 D_0}{2I} (M_i + M_i^*) + \frac{\left|Fa + Fa^*\right|}{A}$$
(内圧) (自重、地震によるモーメント) (自重、地震、熱膨張による軸力)





応答スペクトル解析においては周期方向に±10%拡幅した応答スペクトルを用いる

拡幅の有無による応答値の相違はケースバイケース(応答のピークに近い周期帯域で は相違は大きい)であるが、もんじゅの代表機器について試算すると、拡幅によって以下 のような保守性が含まれているものと評価することが出来る

> 原子炉容器の応答には約30%の保守性が含まれる 蒸気発生器の応答には約50%の保守性が含まれる



耐震設計に用いる減衰定数(日米基準の比較)

	耐震安全性 評価 *1	NRC *2	ASME *3	ASCE *4	HEDL文献 *5	
機器 溶接構造物	1.0	4.0	4.0	2.0	-	
配管	0.5~3.0	4.0	5.0	5.0	3inch以下 9% 3inch~8inch 6%	

- *1 JEAG4601
- *2 U.S.NUCLEAR REGULATORY COMMISSION REGULATORY GUIDE 1.61(2007)
- *3 ASME 2004 SECTION III, DIVISION 1-APPENDICES
- *4 ASCE/SEI 43-05 Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities
- *5 HANFORD ENGINEERING DEVELOPMENT LABORATORY M.J.ANDERSON et al. "DAMPING IN LMFBR PIPE SYSTEM", 5th Annual PVP Conference June, 1984-San Antonio, Texas

④ 3.(2) 2)−2 もんじゅ総合機能試験等における配管減衰定数の測定結果

系統名	配管口径	減衰定数 測定結果	評価方法
1次主冷却系主配管	32B	7.2%、14%	対数減衰法
1次ナトリウムオーバフロー系配管	4B	7.7%、9.8%	対数減衰法
1次アルゴンガス系配管	4B	15%	対数減衰法
1次メンテナンス冷却系配管	6B	16%	対数減衰法
2次主冷却系主配管	22B	7.1%、8.9%	ハーフパワー法
補助冷却設備主配管	12B	5.1%、5.9%	ハーフパワー法
炉外燃料貯蔵槽冷却系配管	4B	13%、19%	対数減衰法

もんじゅの耐震安全性評価において、機器・配管系設備の地震応答解析に使用している減衰定数は、 原則としてJEAG4601に準拠した値

•機器(溶接構造物)	:	1.0%
·配管系	:	0.5~3.0%

主要なナトリウム配管の減衰測定試験結果は、これらの配管が耐震安全性評価で使用している値(0.5~3.0%)と比較して十分大きな減衰を有していることを示している



3.(2) 2)-3 スペクトルモーダル解析の保守性(減衰定数)





(参考1) 配管の減衰データと設計用減衰定数



図1.2-7 (スナバ+架構レストレイント)数と減衰定数の関係

原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1991 追補版 より引用



3.(2) 3)-1 配管評価の応力係数





3.(2) 3)-2 配管評価の応力係数の裕度(2次主冷却系主配管SHTS-B03)

評価部位	応力分類	発生値(MPa)		発生値(MPa) 評価方法		裕度 (評価基準値/発生値)
2次主冷却系 主配管 (SHTS-B03) ティー	一次応力 (膜+曲げ応力)		254	はりモデルによる スペクトルモーダル解析		1.02
		ペルカ コげ応力)	213	はりモデルによるスペクトルモーダル 解析結果の荷重を入力条件した 3次元部分シェルモデル解析	260	1.22



3次元シェルモデル解析による応力を基準にすると、 このケースでは、B2係数は約20%の保守性を有している



2次主冷却系主配管SHTS-B03を具体例として評価基準値及び発生値における余裕は以下のようになる



裕度=評価基準値/発生応力



【評価基準値の保守性】 〇1次応力の制限(膜応力、膜+曲げ応力) 〇材料強度の実力値と規格値の関係

【解析評価における保守性】

〇応答倍率法の保守性

Oスペクトルモーダル解析の保守性

- ・床応答スペクトルの拡幅
- ·減衰定数

•応力係数(配管系)





【回答②】 床応答スペクトルの拡幅±10%について

質問No.② 床応答スペクトルの拡幅±10%で良い理由を説明すること



●機器・配管系の評価に用いる水平方向及び鉛直方向の床応答スペクトルは、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、JEAG4601等を参考に、周期軸方向に±10%拡幅している

●原子力発電耐震設計専門部会調査報告書*では、特に床応答スペク トルの変動に大きな影響を及ぼすのは、地盤剛性と建屋剛性であり、 ±10%拡幅でカバーされる建屋剛性の変動幅は±30%、地盤剛性の 変動幅は±50%としている

※: (社)日本電気協会、「参考資料4.7 鉛直方向の設計用応答スペクトルの拡幅率」、第29回耐震設計分科会資料 No. 29-4-5-7、平成20年1月18日



②-2 コンクリート剛性の変動

建屋剛性の変動幅については、もんじゅ建設時に設置した屋外曝露試験体から採取したコアサンプリングデータを基に検討

	設計時(BC時) (kN/mm²)	試験体データ (kN/mm²)	試験体データ /設計時	備考
建屋剛性 (ヤング係数)	22.5	25.9	1.15	20年目の圧縮強度試 験における静弾性係 数試験結果による

コンクリートの圧縮強度試験における建屋剛性(ヤング係数)は、25.9kN/mm²であり、設計値に対して、15%増である

⇒床応答スペクトル±10%でカバーされる、建屋剛性の変動幅(±30%)の範 囲内である

建屋剛性を1.15倍とした固有振動数の違いは、最大でも7%程度である

方向		水平(NS方向)		鉛直(UD方向)		
次数	BC時① (Hz)	建屋剛性② 1.15倍(Hz)	2/1	BC時 ① (Hz)	建屋剛性② 1.15倍(Hz)	2/1
1	5.50	5.76	1.05	9.16	9.45	1.03
2	6.22	6.24	1.00	10.19	10.81	1.06
3	7.62	8.15	1.07	16.29	16.32	1.00



建設時のPS検層結果から得られた平均値と標準偏差を基に検討

	設計値(PS検層 の平均値)	標準偏差 σ	設計値 <i>−</i> 1.0 <i>σ</i>	設計値 +1.0 <i>σ</i>	備考
せん断波速度 Vs (m/s)	1900	330	1570	2230	()内の数値は設計値を 1.0として算定した比率
地盤剛性 (せん断弾性係数) G(kN/mm²)	9.03		6.17 (<mark>0.68</mark>)	12.44 (1.38)	地盤剛性 G= <i>ρ</i> Vs ² ρ:密度

地盤剛性(せん断弾性係数)は、設計値に対して、-32~+38%である ⇒床応答スペクトル±10%でカバーされる、地盤剛性の変動幅(±50%)の範 囲内である

地盤剛性の変動($\pm 1.0\sigma$)を考慮した固有振動数の違いは、最大でも7%程度である

方向		水平(NS方向)			鉛直(UD方向)	
次数	BC時① (Hz)	地盤剛性の変動② ±1.0 <i>σ</i> (Hz)	2/1)	BC時(①) (Hz)	地盤剛性の変動② ±1.0 <i>σ</i> (Hz)	2/1
1	5.50	5.14~5.72	<mark>0.93</mark> ∼1.04	9.16	8.79~9.41	0.96~1.03
2	6.22	6.22~6.22	1.00~1.00	10.19	10.07~10.37	0.99~1.02
3	7.62	7.57 ~ 7.65	0.99~1.00	16.29	16.29~16.29	1.00~1.00



【回答③】

機器評価における応答スペクトル波と断層モデル波 の応力発生値について

質問No.③

機器評価において応答スペクトル波と断層モデル波の発生値 の差が大きい(例えば1次主冷却系循環ポンプのポニーモータ 駆動装置取付ボルト)理由について説明すること



③-1 1次主冷却系循環ポンプの応力発生値

評価部位	応力 分類	応力発生値(M	Pa) *1	発生値 の比 *2	評価 基準値 (MPa)			
በፔኒአ 🗂	昭	応答スペクトル波	173	0.60	057	ᇺᇩᆃᇲᆂᇃᇨᄹᄪᆂᅸᇲᆕᇎᄺᇸᄮᅭᅀ		
	医	断層モデル波	117	0.68 257	「次王冷却糸循境小ンノ評価部位の、			
オーバフロー	時	応答スペクトル波	49	0.67	257			
ノズル		断層モデル波	33	0.07	207	┃		
基礎	しせん断	応答スペクトル波	47	0.68	341	└─√ 応答スペクトル波の応力発生値 ``★´		
ボルト		断層モデル波	32	0.00				
┃ ポニーモータ ┃ 駆動装置	引張	応答スペクトル波	195	0.68	444			
取付ボルト	711	断層モデル波	132	0.00				
25000 1 20000	 *1:応答倍率法(評価1) *2:断層モデル波/応答スペクトル波 25000 1次主冷却系循環ポンプ 20000 20000 1次主冷却系循環ポンプ 							
(s) と、15000 と、 (s) (s) (s) (s) (s) (s) (s) (s) (s) (s)	·					▲ 断層モデル波の加速度 応答スペクトル波の加速度 ≒(0.7)		
受 10000 戦 5000	約4200 約3000							
0 0.01 内部	*************************************	0 周期 一ト(水平方向)IC	.1](s) 04、IC05名	四絡、減衰気	1 1 官数1.0%	応力発生値の相違は、各地震波の応答 スペクトルの固有周期における加速度 の相違とほぼ対応している		
*3:断層モデル波9波(Ss-1~Ss-9)の包絡波								



(参考1) 1次主冷却系中間熱交換器の応力発生値

1次主冷却系中間熱交換器

評価 部位	応力 分類	応力発生値(MF	発生値 の比 *2	評価 基準値 (MPa)	
2次出口	咁	応答スペクトル波	126	0.00	000
ノズル	脵	断層モデル波	105	0.83	223
/二 赤山 在东	咁	応答スペクトル波		0.01	0.0.1
伝熟官	脵	断層モデル波	147	0.81	231
基礎		応答スペクトル波 115		0.02	0.61
ボルト	せん断	断層モデル波	96	0.83	301

*1:応答倍率法(評価1)

*2:断層モデル波/応答スペクトル波



内部コンクリート(水平方向)IC05、IC06包絡、減衰定数1.0%



応答スペクトル波と断層モデル波を比較すると、 1004,1005包絡波では差が生じるが1005,06包絡 波では差は小さくなる

^{*3:}断層モデル波9波(Ss-1~Ss-9)の包絡波



【回答④】 動的機能維持評価について





(1) 1次主冷却系循環ポンプ

(2) 蒸気発生器入口止め弁(ナトリウム弁)



④(1)-1 ポンプの動的機能維持

★静圧軸受の焼付き、固着のメカニズム

No.	メカニズム	支配的要因			
1.	①軸受の破損	最大面圧と累積衝突荷重			
	②破片の噛み込み				
	→ ③軸受の焼き付き				
2.	①軸受部での摺動発熱	軸受圧力と摺動速度			
	②摺動材溶融				
	↓ ③軸固着				

■現設計S2の約2倍の面圧の試験下においても回転軸が固着する現象は無かった
 ■加振試験後に軸受の摺動面を検査した結果、機能上特に問題となる

有害な損傷の無いことを確認した

⇒評価基準値は軸受の限界値としては十分に余裕のあるレベルで設定



(参考1) 動的機能維持評価の流れ





(参考2)1次主冷却系循環ポンプ動的機能維持評価

◆動的機能維持評価 ◆地震時の機能維持要求 機械式ナトリウムポンプ ・地震時の冷却材流量確保(回転機能維持) ・原子炉トリップ後のポニーモータ運転による 冷却材流量確保(回転機能維持) ・ナトリウムポンプの特徴と してナトリウム中は静圧軸 受を使用 ※ 軸受(固定側) 軸受(回転側) ・地震時のポンプ動的機能維 持評価として静圧軸受の健 全性確認が必要 ベアリン: (固定側) ※2次主冷却系循環ポンプも同一 ベアリング (回転側) 原設計時に試験で機能維持 が確認されている軸受荷重 AFF 軸受まわりの流れ 写真は振動試験とは別のR&Dで を評価基準値として使用 使用した試験装置を解体したもの 静圧軸受



■試験体

・約3/5スケールの縮小モデル

■試験条件

- ・ナトリウム中加振試験 ナトリウム温度400℃
- ・回転時の軸受周速度約20m/s ※ ※実機とほぼ同一条件
- ・静圧軸受の衝突面圧が原設計S2時の面圧の約2倍となるようなレベルで正弦波加振した

■試験結果

- ・軸受は原設計S2の約2倍の面圧に対しても かじり付かず、機能を維持する(回転する) ことを確認
- 試験結果で機能維持が確認できた面圧 から実機静圧軸受の荷重に換算した値を 動的機能維持評価の評価基準値として 使用 ⇒ 評価基準値 554kN





(参考4)1次主冷却系循環ポンプの評価結果

■評価方法 ⇒ 応答倍率法による評価

基準地震動Ssの発生値 = 原設計の静圧軸受荷重×応答比β

	発生値 (kN)	評価基準値 (kN)		
1次主冷却系循環ポンプ 静圧軸受荷重	応答スペクトル波	174	EE 4	
	断層モデル波	125	554	



内部コンクリート(水平方向)IC04、05包絡、減衰定数1%



④(2)-1 蒸気発生器入口止め弁(ナトリウム弁)の概要





④(2)-2 動的機能維持評価結果(1/3)

■評価方法 ⇒弁を組み込んだ配管モデルを使用した床応答スペクトルによる スペクトルモーダル解析結果から弁駆動部の応答加速度を算出

	基準地震動	地震時の弁駆動部 応答加速度(G)		合成加速度(G) (水平と鉛直のSRSS)	評価基準値(G)	
	☆スペクトル油	水平	3.01	4.05	FO	
	心合へいクトル波	鉛直	3.80	4.80	5.0	
A,U// / X		水平	3.66	4.00	5.0	
	間宿モブル波	鉛直	2.18	4.20		
Bループ	☆スペクトル油	水平	3.20	4.95	5.0	
	心合へつらル波	鉛直	2.95	4.30		
	「「「「「」」」を	水平	3.52	2.01	5.0	
		鉛直	1.47	3.81		



原子炉補助建物AB16、AB17、AB18、AB19の包絡スペクトル、減衰定数3%



■蒸気発生器入口止め弁の動的機能維持評価 弁駆動部の水平応答加速度と鉛直応答加速度を合成した加速度と機能確認 済み加速度(評価基準値5G)の比較

⇒鉛直方向単独の機能確認済み加速度が無いため、JEAGに基づく地震時 の配管反力、ヨーク下部、弁箱の構造強度評価を念のため実施



評価部位	評価基準値			
応答加速度 (駆動部の加速度)	機能確認済み加速度 以下であること 5G 以下			
ヨーク下部	1次応力 Sy			
弁箱	1次応力 Sy			
配管反力	軸力 T=A・Sy 曲げモーメント Mb=Z・Sy 捩りモーメント Mt=2・Z・Sy A:接続配管断面積の1/2 Z:接続配管断面係数			



④(2)-4 動的機能維持評価結果(3/3)

■評価結果

	項目		単位	発生値	評価基準値	評価
		軸力	N	1.37×10^{4}	8.91 × 10 ⁵	0
	配管反力(入口側)	曲げモーメント	Nm	7.18 × 10 ⁴	2.41×10^{5}	0
		捩りモーメント	Nm	3.85×10^{4}	4.81×10^{5}	0
		軸力	Ν	1.30×10^{4}	8.91×10^{5}	0
	配管反力(出口側)	曲げモーメント	Nm	7.45×10^{4}	2.41×10^{5}	0
		捩りモーメント	Nm	4.24×10^{4}	4.81 × 10 ⁵	0
	ヨーク下部応力		MPa	92	224	0
	弁箱応力		MPa	80	109	0
		軸力	Ν	1.76×10^{4}	8.91×10^{5}	0
	配管反力(入口側)	曲げモーメント	Nm	7.20×10^{4}	2.41×10^{5}	0
		捩りモーメント	Nm	3.29×10^{4}	4.81×10^{5}	0
ри — -		軸力	Ν	1.57×10^{4}	8.91×10^{5}	0
BN-7	配管反力(出口側)	曲げモーメント	Nm	1.03×10^{5}	2.41×10^{5}	0
		捩りモーメント	Nm	2.34×10^{4}	4.81×10^{5}	0
	ヨーク下部応力		MPa	161	224	0
	弁箱応力		MPa	95	109	0

本評価結果は発生値の大きくなる応答スペクトル波を示す



(参考1) 蒸気発生器入口止め弁の動的機能維持試験概要

◆ ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ●

試験条件

項目	内容	備考
入力波	正弦波	
レベル	5G	弁駆動部
加振振動数	18.3 Hz(1次·流路直角方向) 23.3 Hz(2次·流路方向)	
加振方向	1次,2次それぞれの固有振動 モードの卓越方向	

試験体(実寸モデル)

試験結果

試験対象	試験項目	試験結果	機能要求	備考					
22B バタフライ弁		76.7秒		加振前					
	作動時間	76.8秒	60~90秒で全開→全閉	加振中					
		76.6秒		加振後					
	会応温さい	0 ml/min		加振前					
	井座漏えい	0 ml/min	I.U l/min以下	加振後					

駆動部の応答加速度が5Gにおいてもナトリウム弁の地震時 動的機能(弁の閉止)は維持される



【回答⑤】 地盤減衰の影響について

質問No.5 地盤減衰が200m以浅1%として評価した場合の設備の影響について説明すること



⑤-1 表層と地盤減衰について

現行評価採用モデル

深さ (m)	EL (m)	層	層厚 (m)	密度 (t/m ³)	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	Qs	減衰定数 (%)
0	5	1	33	2.5	1900	4300	16.7	3.0
33	-28	2	167	2.6	2200	4600	16.7	3.0
200	-195	2'	430	2.6	2200	4600	100.0	0.5
1400	-020 -1205	3	770	2.6	2800	5130	100.0	0.5
400	-1395 -3995	4	2600	2.6	3100	5310	100.0	0.5
4000	0330	5	_	2.7	3600	6270	100.0	0.5

h=25/Vsモデル

深さ (m)	EL (m)	層	層厚 (m)	密度 (t/m ³)	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	Qs	減衰定数 (%)
0	5	1	33	2.5	1900	4300	38.0	1.32
33	-28	2	597	2.6	2200	4600	44.0	1.14
1400	-625	3	770	2.6	2800	5130	56.0	0.89
1400	-1395	4	2600	2.6	3100	5310	62.0	0.81
4000	-2992	5	_	2.7	3600	6270	72.0	0.69

仮に表層1%モデル

深さ (m)	EL (m)	層	層厚 (m)	密度 (t/m ³)	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	Qs	減衰定数 (%)
0	5	1	33	2.5	1900	4300	50.0	1.0
33	-28	2	167	2.6	2200	4600	50.0	1.0
200	-195	2'	430	2.6	2200	4600	100.0	0.5
1400	-020 -1205	3	770	2.6	2800	5130	100.0	0.5
400	-1395 -3995	4	2600	2.6	3100	5310	100.0	0.5
4000	0330	5	_	2.7	3600	6270	100.0	0.5



▶ 以前の専門委員会でご指摘いただいたh=25/Vsモデルは、現行評価で採用のモデルの増幅率を下回る

【第53回委員会(H21.8.20開催)にてご説明】

▶ 前回の専門委員会でコメントのあった「仮に表層1%」モデルの増幅率は、10Hz付近で現行モデルに対して1割前後 大きいことから、断層モデルによる地震動は約1割前後大きくなると推測される



【回答6〕 地震時の核的影響評価

質問No.⑥ 地震時の反応度変化について、安全上問題ないことを説明す ること



- 水平地震動に対する核的影響の評価 炉心の径方向変化による反応度変化
 - 炉心の径方向の変位(差)により、炉心が縮小し、反応度が投入される 場合を評価する
 - <u>評価上は、保守的に、径方向の変位は炉心全体にわたって一様である</u>
 <u>と仮定する</u>





- 鉛直地震動に対する核的影響の評価
 - ① 制御棒と炉心(燃料集合体)の相対変位(制御棒の引抜き) による反応度変化
 - 制御棒を支持している上部構造(回転、固定プラグ)の上向き変位と炉心を 支持している下部構造(炉心支持構造物)の下向き変位により、制御棒が引 抜かれ、反応度が投入される場合を評価する
 - <u>評価上は、制御棒と炉心支持構造物がそれぞれ一様に上下に変動すると</u>
 <u>仮定する</u>





⑥−3 評価方法

【目的】

地震発生から、地震動による加速度が原子炉トリップ設定値を超え原子炉が自動停止する までの間に投入される反応度を評価

【原子炉トリップ時刻】

■地震発生後、原子炉自動停止に要する時間は次式により算定する

「原子炉自動停止に要する時間」=原子炉トリップ信号が発信するまでの時間+ $\Delta T_1 + \Delta T_2$

ΔT₁:原子炉トリップ応答時間 0.2(s)

ΔT₂:原子炉トリップしゃ断器開動作完了から制御棒全ストロークの85%まで挿入される時間 (制御棒デラッチ時間0.2(s)を含む) 1.2(s)

原子炉トリップ信号が発信される時刻は、原子炉 補助建物最下階EL. 14.5 m(基礎版上)に設置して いる地震計の加速度がノミナル値^(*)である水平 145 gal、または鉛直69 galを超える早い方の時刻 とする

^{*}設工認申請書に記載されている加速度(水平160 gal、上下80 gal) に余裕を見て設定した値





⑥-4 原子炉トリップ時刻

原子炉トリップ信号発信時刻



前頁の算定式を用いてトリップ時刻(制御棒全ストロークの85%まで挿入される時刻)を算定 した結果は以下の通り

<u>応答スペクトル波:約5.7s(=4.25+0.2+1.2) 断層モデル波:約13.4s(=11.99+0.2+1.2)</u>52



⑥-5 投入反応度の算定





⑥-6 まとめ

| 原子炉は地震発生後以下の時刻に自動停止 応答スペクトル波 : 約5.7秒 断層モデル波 : 約13.4秒(Ss-5)

原子炉停止までに投入される最大の反応度 応答スペクトル波 : 約7¢ 断層モデル波 : 約22¢(Ss-5)

 基準地震動Ssによる投入反応度は最大値でも 約22¢であり、原子炉の安全評価上問題となら ない値である



▶ (参考1) 添十反応度事故と地震動の投入反応度の比較

添十反応度事故の投入反応度 *1:制御梅ストローク85%そう入までの時間

反应度也入形能	添十反応度事故名	原子炉スクラム*1までの		
及心反仅八心恣		反応度投入率	時刻*1	最大投入反応度
ランプ状変化 反応度 時間	〇制御棒急速引抜事故(定格状態) 〇制御棒急速引抜事故(未臨界状態)	7 ¢ ∕ sec 7 ¢ ∕ sec	約3秒 約16秒	約12 ¢ 約96 ¢
ステップ状変化 反 応 度 時間	〇燃料スランピング事故	約7¢	約27秒	約7¢
パルス状変化 反 応 度 」 」 」 」 」 」 」 。 時間	〇気泡通過事故	約50 ¢	約2秒	約50 ¢

地震動による投入反応度

反 応 度 ····································	〇応答スペクトル波	最大約7¢* ²	約6秒	約7 ¢ *2
反	O断層モデル波(Ss-5)	最大約22 ¢ * ²	約14秒	約22 ¢ * ²

*2:原子炉トリップ時間算定から



(参考2) 地震動反応度投入時の過渡変化(応答スペクトル波)



〇原子炉最大出力は約110%

燃料最高温度は初期温度(2350℃)から僅かに上昇する程度(制限温度2650℃)





〇原子炉最大出力は約126%

燃料最高温度は初期温度(2350℃)から僅かに上昇する程度(制限温度2650℃)



(参考4) 炉心構成要素の支持構造概要





炉心構成要素の支持構造

■スペーサパッド部

- ・炉心構成要素間は上部及び中間部のスペーサパッドで径方向支持
- ・最外周の炉心構成要素は上部及び中間部のスペーサパッドで炉心槽に取付けられた
 炉心支持枠により径方向支持

■エントランスノズル部

・炉心構成要素はエントランスノズルを連結管に嵌合し径方向及び軸方向(自重、下向き)支持





(参考6)反応度評価の解析の流れ





(参考7) 解析モデル(鉛直方向)









(参考1) 強度評価における応力分類

応力分類

応力分類		概要	
	1次一般膜応力	外力によって断面に発生する平均的な応力	
1次応力	1次局部膜応力	外力によって断面に平均に発生するが、周囲との 変形の整合のために発生する応力	
	1次曲げ応力	モーメントによって断面内で引張から圧縮に変化 する応力	
2次応力		熱応力などによるもの	
ピーク応力		応力集中などにより発生するもの	











(参考2)もんじゅの設備概要





(参考3)運転状態

運転状態	定義	代表例
運転状態 I	「運転状態 I 」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。 別の表現でいうと、「運転状態 I 」とは、計画的な運転状態又はこれらの間の 計画的移行をいう。	通常起動
		通常停止
		出力変更
		定常運転
運転状態Ⅱ	「運転状態Ⅱ」とは、「運転状態Ⅰ」、「運転状態Ⅲ」及び「運転状態Ⅳ」以外の 状態をいう。 別の表現でいうと、「運転状態Ⅱ」とは原子炉施設の寿命程度の期間中に予 想される機器の単一故障、運転員の単一誤操作等の事象によって、原子炉 が、通常運転状態からはずれるような状態をいう。	手動トリップ
		タービンバイパス弁誤開
		給水ポンプ1台停止
		外部電源喪失
運転状態皿	「運転状態Ⅲ」とは、原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転	1次主冷却系循環ポンプ軸固着
	の停止が緊急に必要とされる状態をいう。 別の表現でいうと、「運転状態Ⅲ」とは、発生頻度が十分低い事象によって引	2次主冷却系循環ポンプ軸固着
	き起こされる状態をいう。すなわち、運転状態 II でいう機器の単一故障、運転 員の単一誤操作等によって引き起こされるもののうち、その頻度が十分低い と考えられるものを運転状態Ⅲとして分類したものである。	主蒸気管破損
運転状態Ⅳ	「運転状態Ⅳ」とは、原子炉施設の安全設計上想定される異常な状態が生じ る状態をいう。 別の表現でいうと、「運転状態Ⅳ」とは、発生頻度が極めて低く、原子炉施設 の寿命中に起こるとは考え難い事象によって引き起こされる状態をいうが、万 一発生した場合の設計の妥当性を評価するために特に設けたものをいう。	1次冷却材漏えい



(参考4) 耐震クラスの定義と該当設備

旧耐震クラス	定 義	代表的な設備
As	原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管	・原子炉容器 ・原子炉冷却材バウンダリに属する 容器、配管、ポンプ、弁
	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設備	・制御棒及び制御棒駆動機構
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための設備	・補助冷却設備 ・2次主冷却系設備
	原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡 散を直接防ぐための設備	・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器バウンダリに属する 配管、弁
	使用済燃料を貯蔵するための設備	▪炉外燃料貯蔵槽 ▪燃料池
А	原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に原子炉冷却系の安全機能を果たす のに必要な冷却材を確保するための設備	・ガードベッセル(原子炉容器、1次主冷 却系中間熱交換器及び循環ポンプ)
	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 設備で、Asクラス以外の設備	・アニュラス循環排気装置 ・排気筒
	原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管	・しゃへいプラグ ・原子炉カバーガス等のバウンダリに 属する容器、配管、弁
	使用済燃料を貯蔵するための設備で、Asクラス以外の設備	·炉外燃料貯蔵槽外容器
	その他	・メンテナンス冷却系設備 ・燃料出入機本体

耐震クラスは、設置許可申請書記載の分類に基づく(新指針ではAs、AクラスはSクラス に分類される)



(参考5)機器区分の定義と該当設備

機器区分	定 義	主な設備
高速原型炉 第1種機器	原子炉冷却材バウンダリを構成する機器	・原子炉容器 ・原子炉冷却材バウンダリに属する 容器、配管、ポンプ、弁
高速原型炉 第2種容器	原子炉格納容器及びこれに接続する容器であって、原子炉格納容器及びこ れに接続する容器内の機械又は器具から放出される放射性物質等の有害 な物質の漏えいを防止するために設けられるもの	·原子炉格納容器
高速原型炉 第3種機器	原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器	・しゃへいプラグ ・制御棒上部案内管 ・原子炉カバーガス等のバウンダリに 属する容器、配管、弁
	原子炉を安全に停止するために必要な設備又は非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器	・2次主冷却系設備 ・補助冷却設備 ・ガードベッセル(原子炉容器、1次主冷 却系中間熱交換器及び循環ポンプ)
	格納容器バウンダリを構成する機器	・原子炉格納容器バウンダリに属する 配管、弁
	多量の放射性物質を内蔵している設備であって、その故障、損壊等により公 衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接に生じさせるものに属する機器	・1次ナトリウム純化系設備 ・1次ナトリウム充填ドレン系設備 ・メンテナンス冷却系設備 ・炉外燃料貯蔵槽 ・燃料出入機本体
	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 に必要な機器	 ・アニュラス循環排気装置(弁)

機器区分は、設置許可申請書記載の分類に基づく