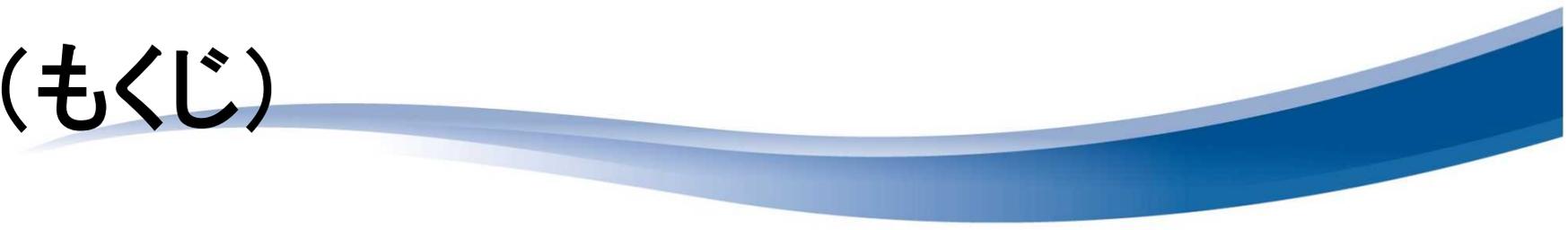


# 地震にかかる安全性について 裁判所質問5に係る補充と再反論

2019.10.7 進行協議（裁判官への説明会5）

原告 大石 光伸

# (もくじ)



I 圧力容器スタビライザの耐震性計算  
補足説明

II 被告日本原電の説明について  
「許容値」を中心に

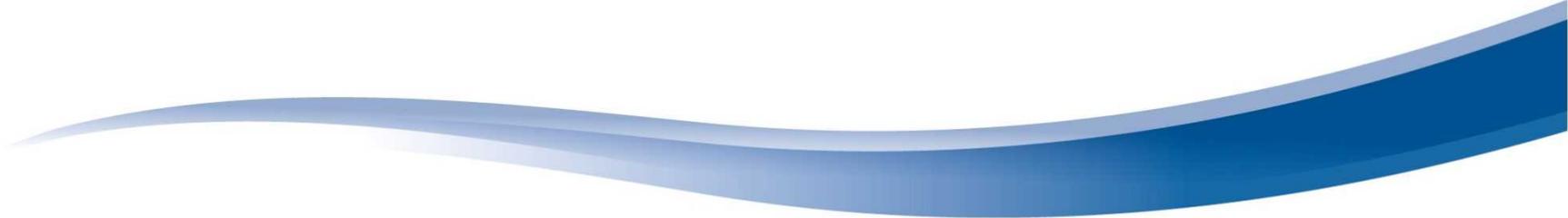
III まとめと求釈明

# 裁判所からの「質問事項5」

JEAG4601等によって詳細な解析が行われているのであれば、

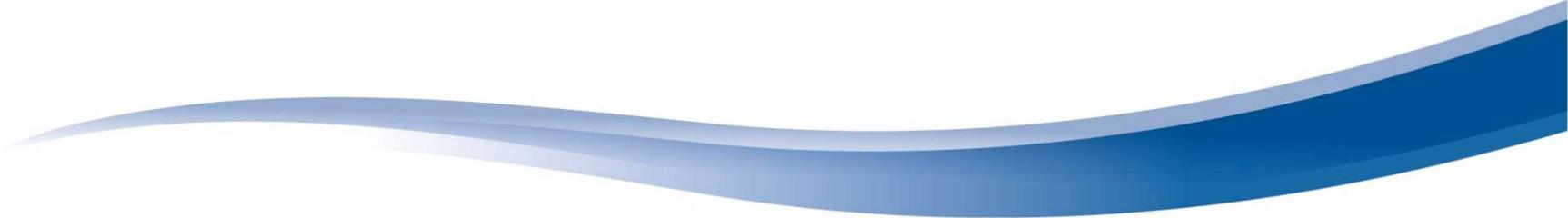
① 圧力容器スタビライザのロッドが現在の基準地震動 $S_s$ 1009ガルに対してどの程度の裕度があると評価されたのか、

② 当該解析の手順及び結果が記載されている証拠の有無・該当箇所と併せて明らかにされたい。

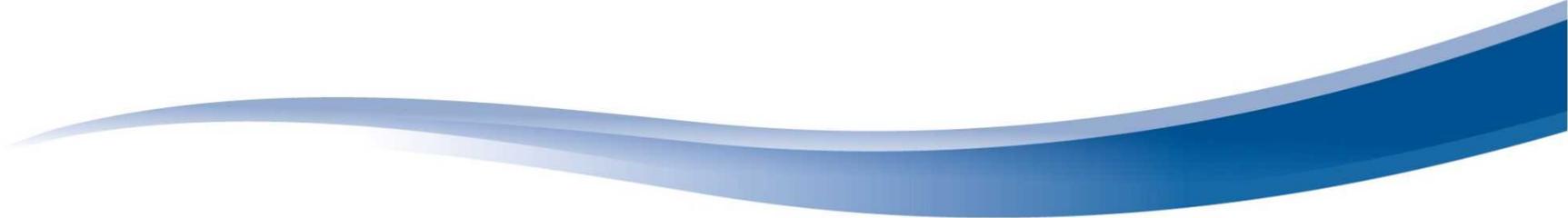


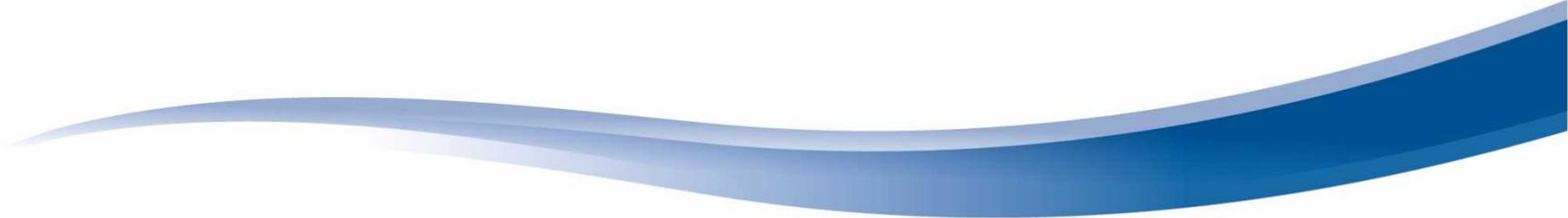
- 結論から言って

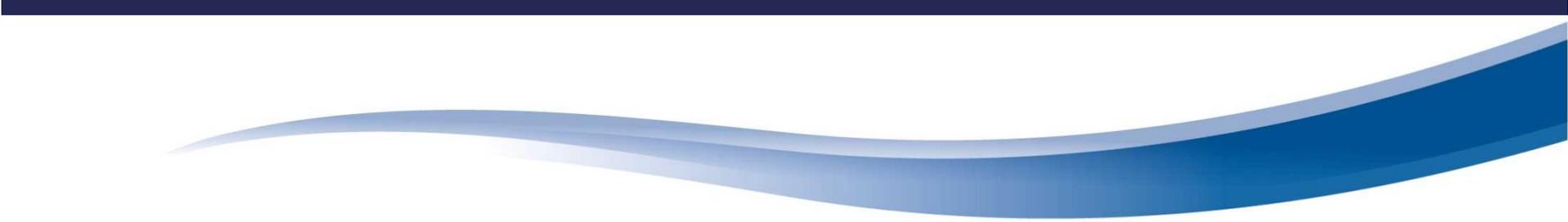
裁判所からの「質問事項」に被告はまじめに誠実に答えていない。

- 
- 被告「工事計画書 V-2-3-4-2-1 原子炉圧力容器スタビライザの耐震性についての計算書」は原子炉設備で最も地震に弱い機器（クリフエッジ部位）とされる重要な計算書であるにもかかわらず、数値や図面の肝腎な部分は「営業秘密又は防護上の観点から」としてマスキング（白塗り）されていて、第三者が検証することを困難にしている。

- 
- 被告一括反論書面(10)は許可処分後で、工事計画申請でスタビライザの耐震性に係る計算が行われていたにもかかわらず、なんらそれに触れていなかった。
  - 7/18進行協議被告説明でも、許可処分前の原告準備書面(51)に係わる安全裕度の説明・釈明はなかった。
  - 仕方なく8/2進行協議に再度準備書面(80)を提出の上、工事計画説明スライドにてこの点を問うた。

- 
- 裁判所からの質問事項で「当該解析の手順及び結果が記載されている証拠の有無・該当箇所」を命じられた以上「工事計画書 V-2-3-4-2-1 原子炉圧力容器スタビライザの耐震性についての計算書」はマスキングせずに提出されると思いきや、そのまま白抜きで解析手順の説明もなかった。

- 
- 裁判官からの質問事項5であらためて説明が求められたが、スライドでは説明なし、また意味不明な点が多く、被告に代わって裁判官に理解して頂けるよう簡単に補充説明をした上で、争点を深めるために論点を整理する。



# I 圧力容器スタビライザの 耐震裕度計算過程の補足説明

# 原告による スタビライザ耐震計算諸元

	記号	式	単位	発生値 (Ss)		許容値
基準地震動			Gal	1,009 (Ss-22)		
圧力容器スタビライザ位置の 最大応答加速度		応答解析モデル水平方向(質点55)	m/s <sup>2</sup>	<b>8.98</b> <sup>※1</sup> (898Gal)	①	
8つのスタビライザで受ける 全地震荷重	W <sub>H</sub>	= F	N	<b>8.98 × 10<sup>6</sup></b>	②	10.60 × 10 <sup>6</sup>
1つのスタビライザにかかる 地震荷重	F <sub>H</sub>	$\frac{1}{4} \cdot W_H$	N	<b>2.24 × 10<sup>6</sup></b>	③	2.64 × 10 <sup>6</sup>
初期締付荷重	F <sub>0</sub>	固定値	N	<b>1.69 × 10<sup>6</sup></b>	④	
1つのロッドにかかる荷重	W <sub>R</sub>	$F_0 + \frac{1}{2} \cdot F_H$	N	<b>2.81 × 10<sup>6</sup></b>	⑤	3.01 × 10 <sup>6</sup>
引張応力	σ <sub>t</sub>	$\frac{W_R}{A}$	MPa	<b>410</b>	⑥	<b>440</b>
(裕度)						<b>1.07</b>

# (注)用語の定義と単位

- 建物や機器に力(=「荷重」)が作用すると構造は変形して内部に「応力」や「ひずみ」が生じる。
- 建物や機器などの設計をする際に、どれだけの荷重や応力が発生するからをあらかじめ想定してそれに耐えられるような部材の材質や厚さを決定するのが「構造計算」=「設計」。

**加速度(a)** (単位時間当たりの速度の変化率)

[単位]  $m/s^2$  またはガル (なお、 $1Gal=0.01m/s^2$ )

**荷重(F)** (加わる力の大きさ=1kgの物体に $1m/s^2$ の加速度を生じさせる力を1ニュートンと定義する)

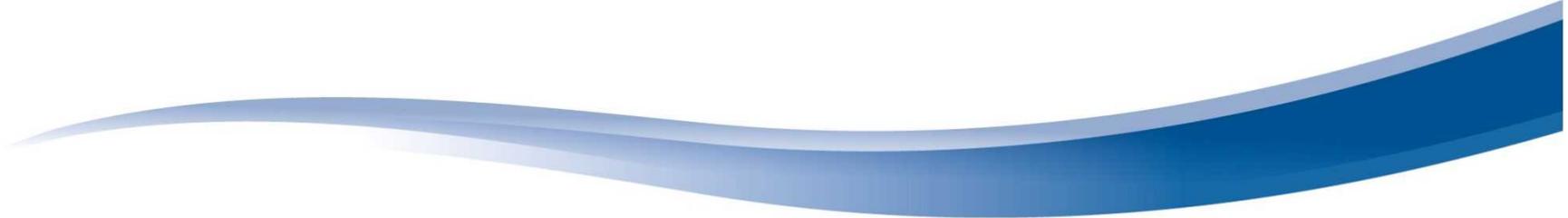
[単位] ニュートン[N] =  $[kg \cdot m/s^2]$

荷重 $F$ =質量 $m$ ・加速度 $a$       $F[N]=m[kg] \cdot a[m/s^2]$

**応力** (単位面積当たりの力の大きさ=1 $m^2$ 当たり1ニュートンの力が作用する圧力を1パスカルと定義する)(加わる力[N]を材料の断面積 $[m^2]$ で割ったもの)

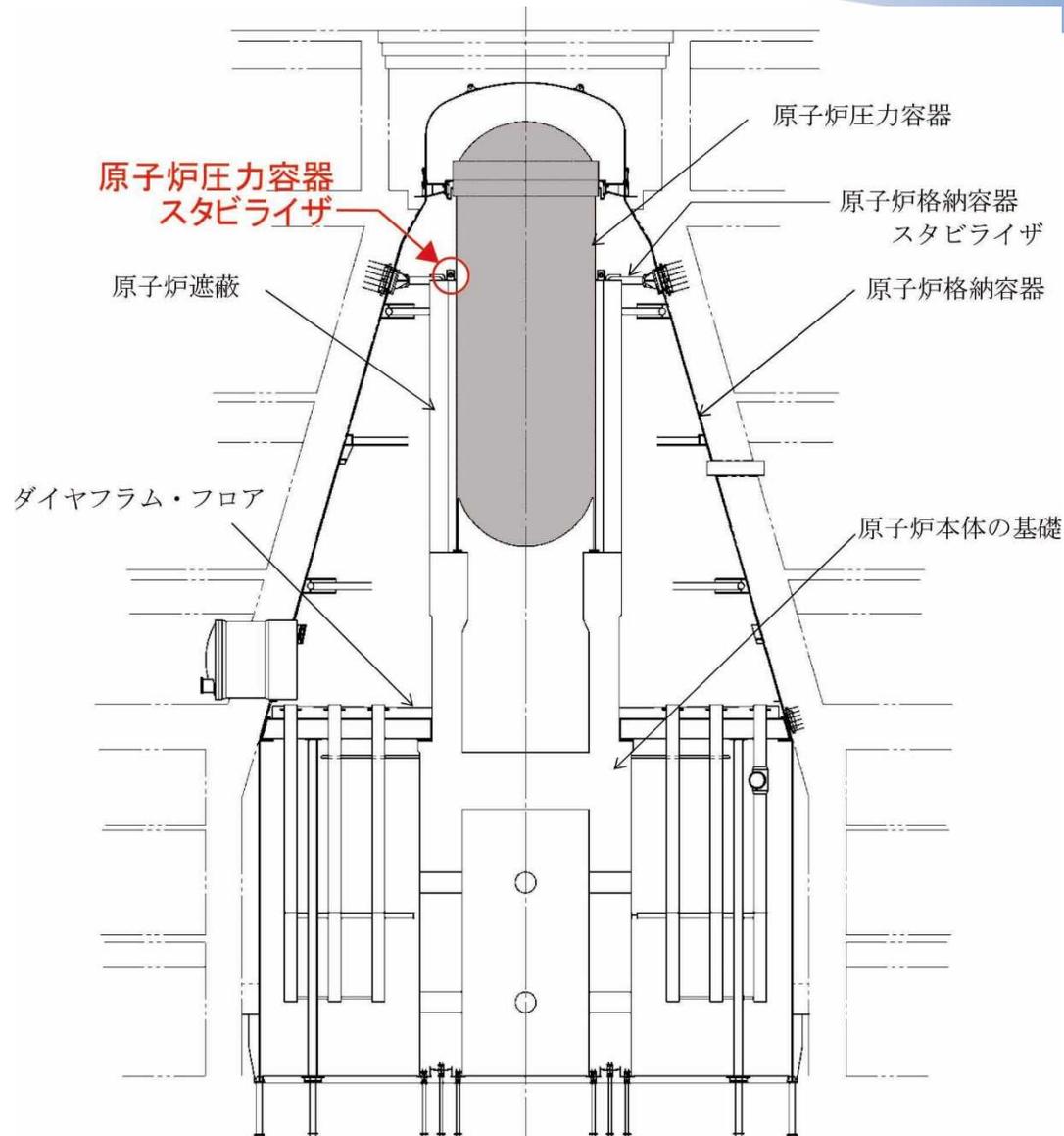
[単位] パスカル[Pa] =  $[N]/[m^2]$  =  $[kg \cdot m/s^2]/[m^2]$  =  $[kg/m \cdot s^2]$

$$\text{応力}[Pa] = \frac{\text{荷重}[N]}{\text{面積}[m^2]}$$



## (1)「発生値」の計算

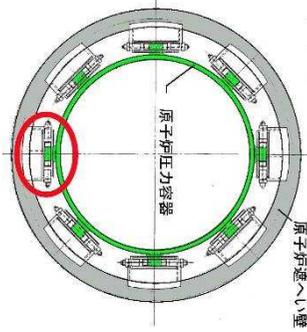
# 圧力容器スタビライザの位置・役割



- 圧力容器スタビライザは、この圧力容器上部をバネで支えて倒れないようにしている機器。
- 原子炉圧力容器は下部は支持スカートが基礎ボルトでペDESTルのコンクリートにボルトで止まっているが、上部は核反応による熱応力による膨張・収縮に対応して動くようになっている。

図 2-1 原子炉格納容器，原子炉遮蔽，原子炉本体の基礎，原子炉圧力容器等の概要図

# 圧力容器の上部を支えるスタビライザ



原子炉圧力容器  
スタビライザ

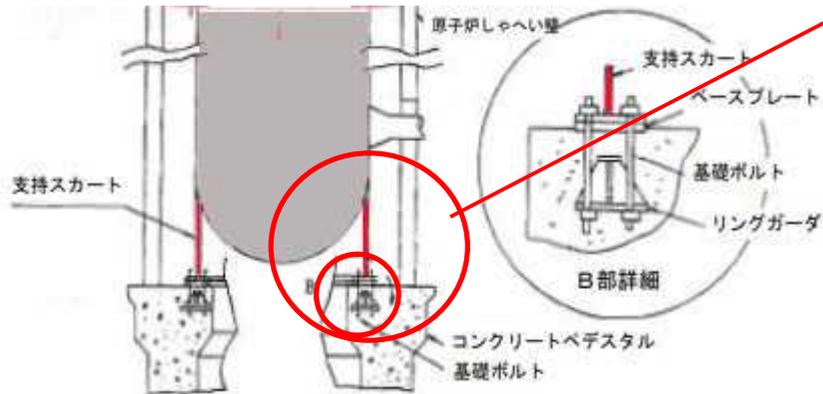
原子炉遮蔽

原子炉圧力容器

原子炉格納容器  
スタビライザ

原子炉格納容器

- 原子炉圧力容器上部は核反応による熱応力の膨張・収縮に対応して動くようになっている。
- 圧力容器スタビライザは、この圧力容器上部をバネで支えて倒れないようにしている機器。

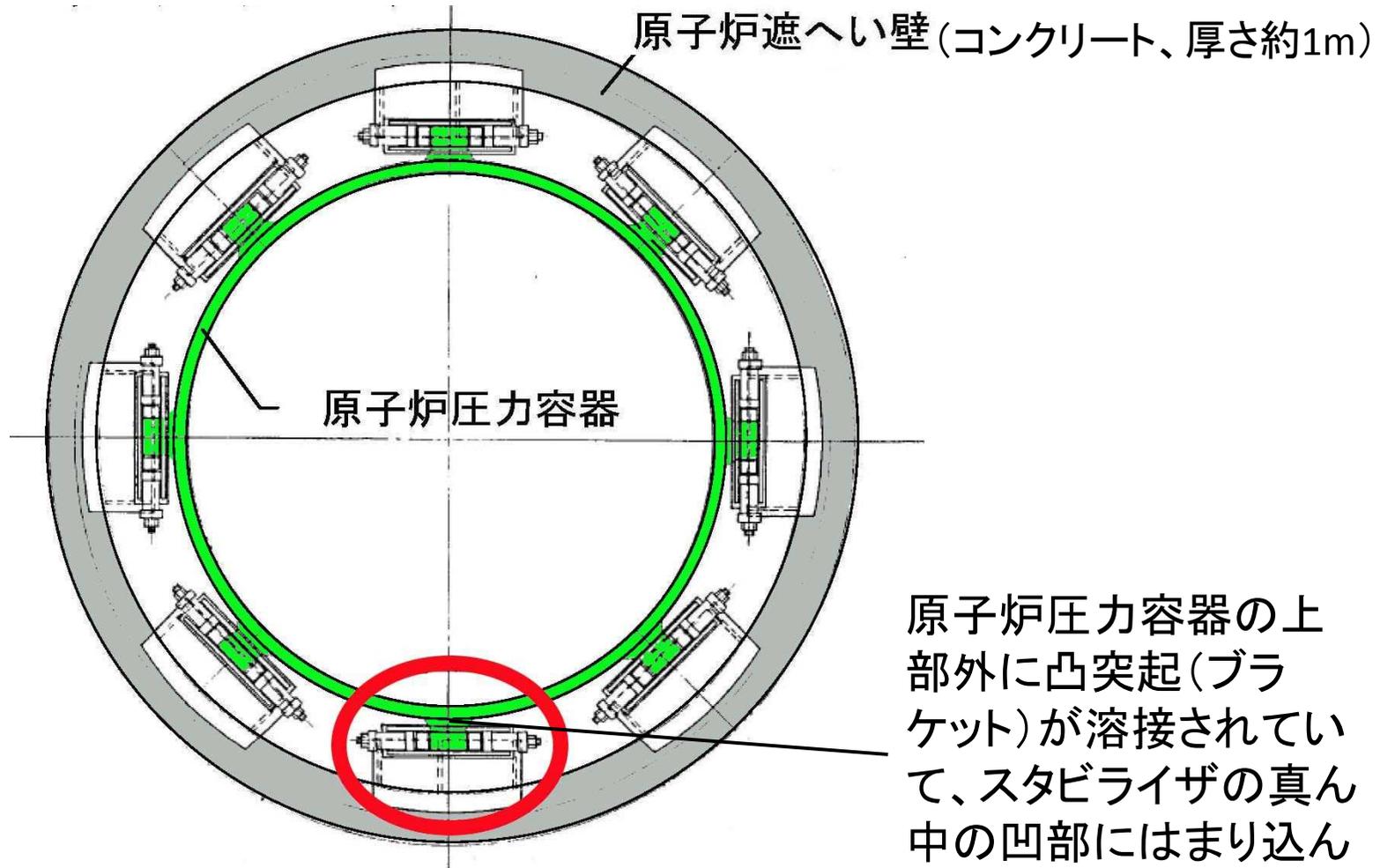


- 原子炉圧力容器下部は支持スカートが基礎ボルトでペDESTALのコンクリートに止められている。

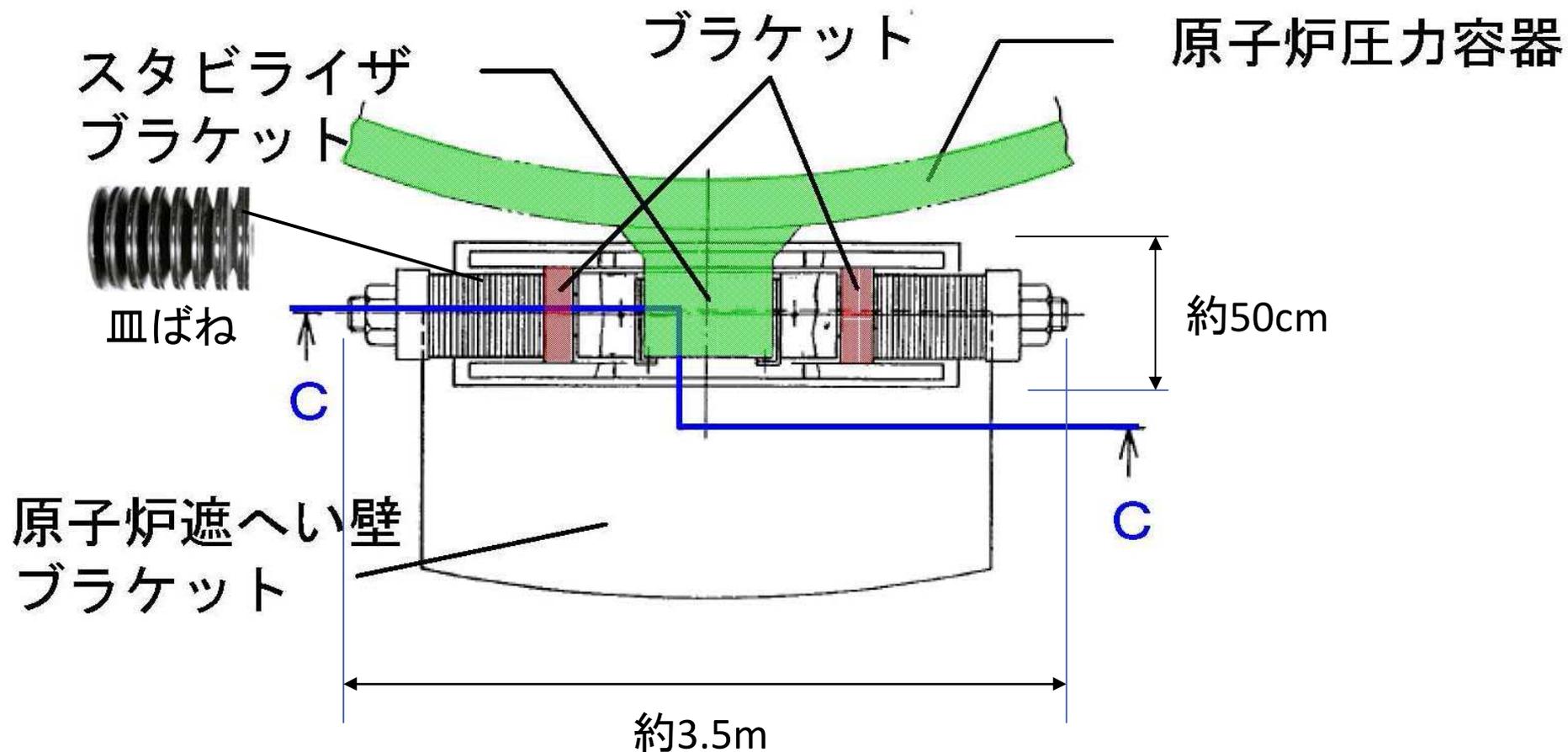
(参考)「压力容器スタビライザ」(赤)と「格納容器スタビライザ」(青)



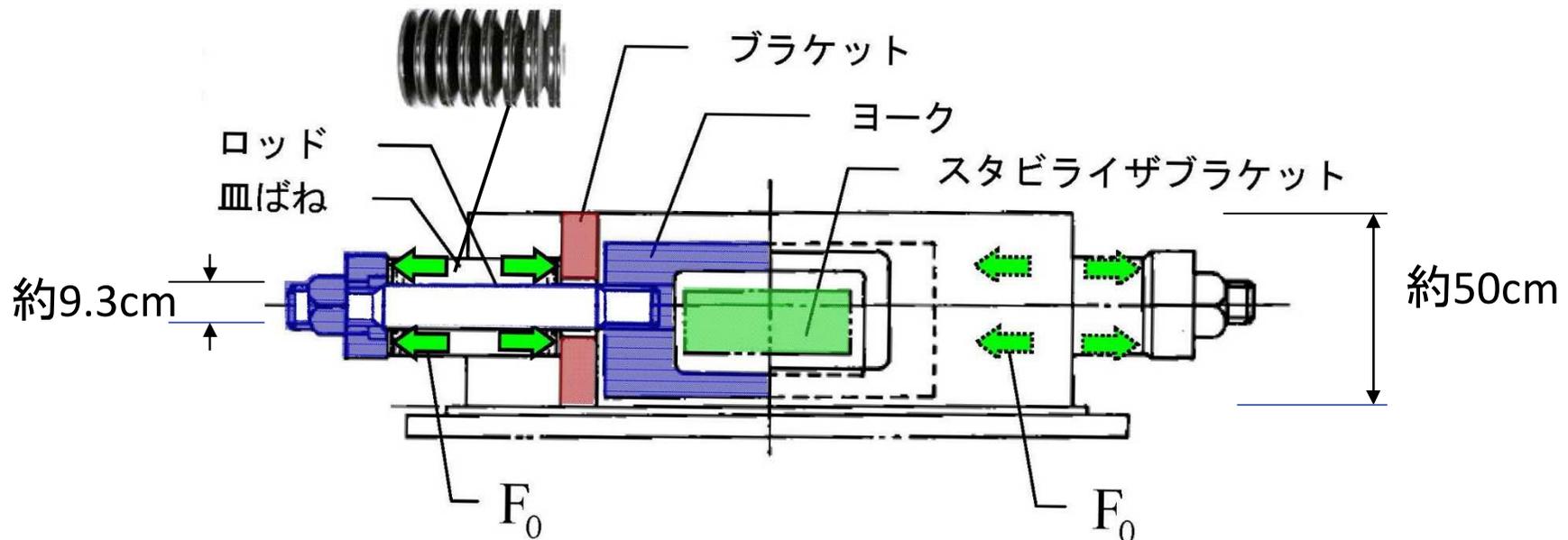
# 圧力容器スタビライザの配置



# 圧力容器の凸部がスタビライザの凹部に入り込んでいる



# 【1】ロッドが受ける「初期締付荷重」



ロッド(軸)の断面積は $0.00684\text{m}^2=68.4\text{cm}^2$ で、直径は約93mm(9.3cm)。ロッドは、一端がヨークに固定され、他端は皿ばねを挟んで外側からナットで締め付け初期固定されている。皿ばねの反発力によってロッドに常に引張荷重としてかかっている力が被告の言う「初期締付荷重」。

初期締付荷重  $F_0 = 1.69 \times 10^6$  ニュートン(N)・・・④

# 【2】スタビライザにかかる「地震荷重」

## 地震応答モデルにおける

## 圧力容器スタビライザの位置(標高34.7m)

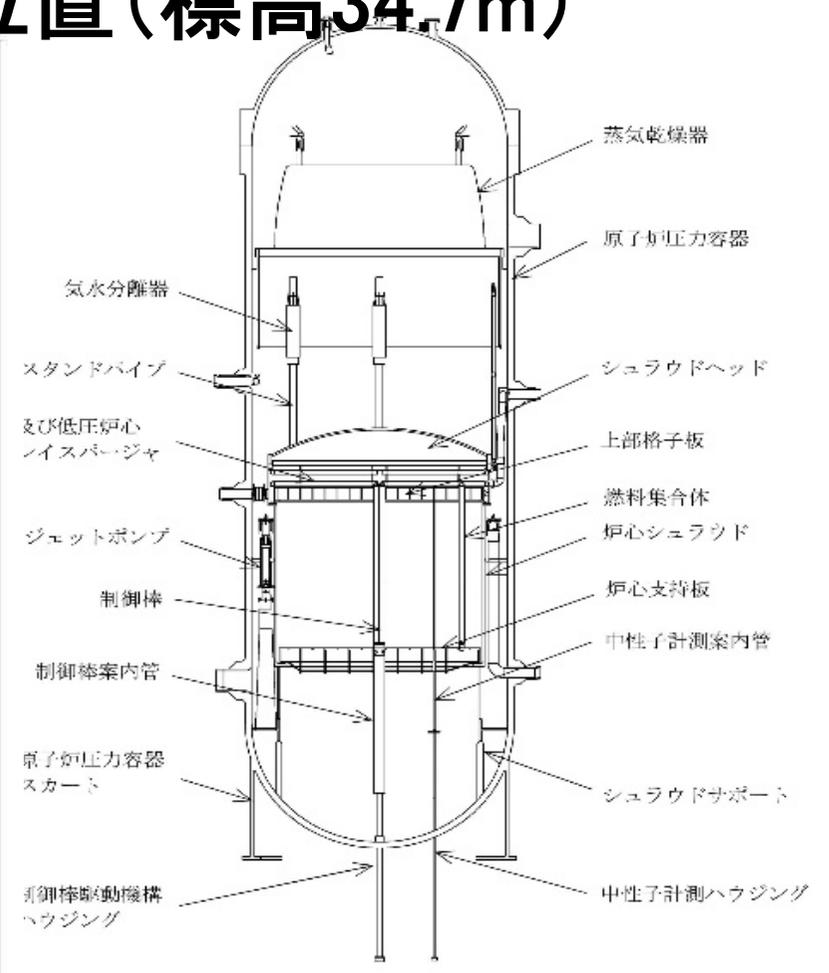
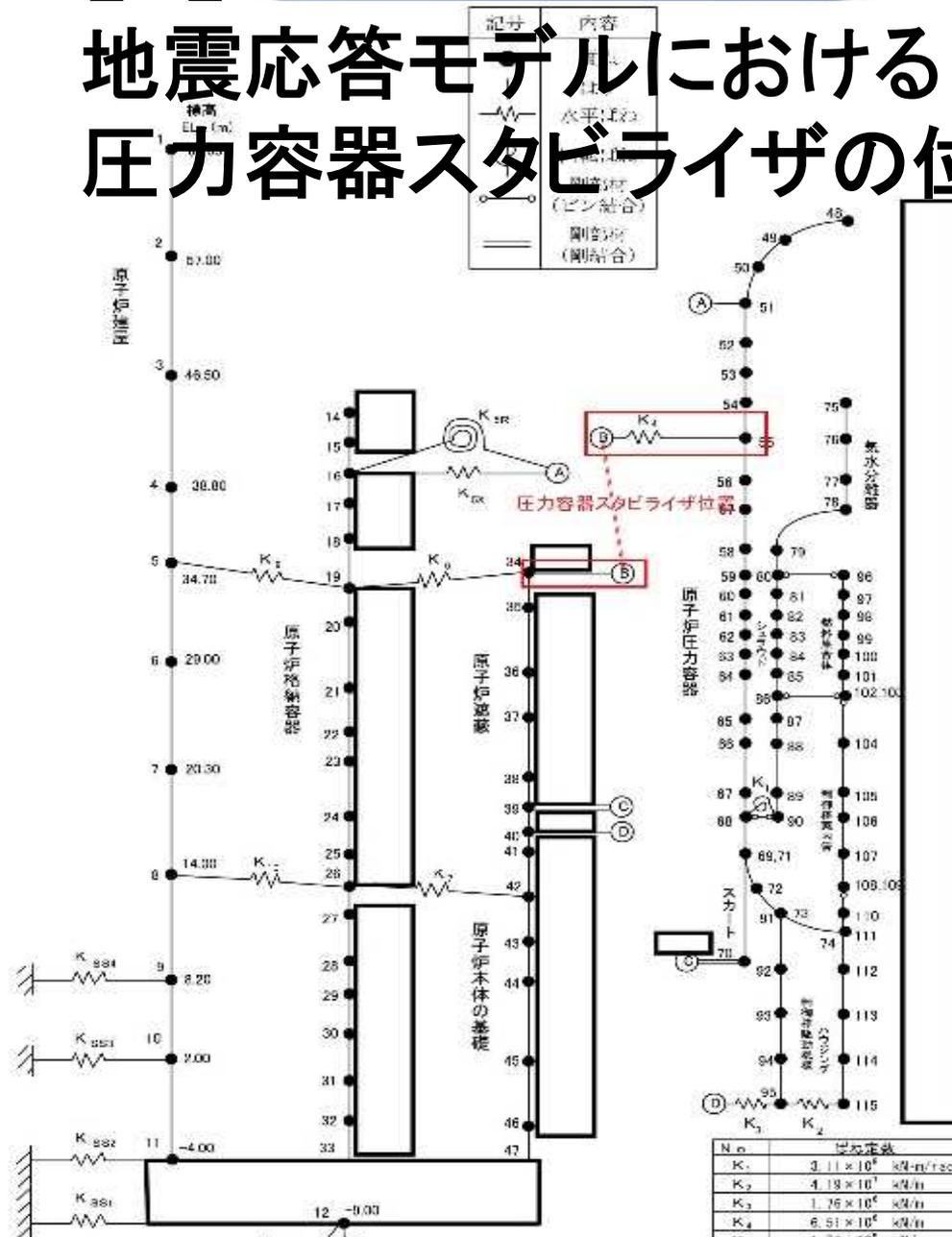


図 1-1 原子炉圧力容器内部構造図

# 基準地震動Ss-22(1009ガル)を受けた時の圧力容器スタビライザが受ける水平応答加速度は **8.98m/s<sup>2</sup>(898ガル)** ..... ① 地震応答解析

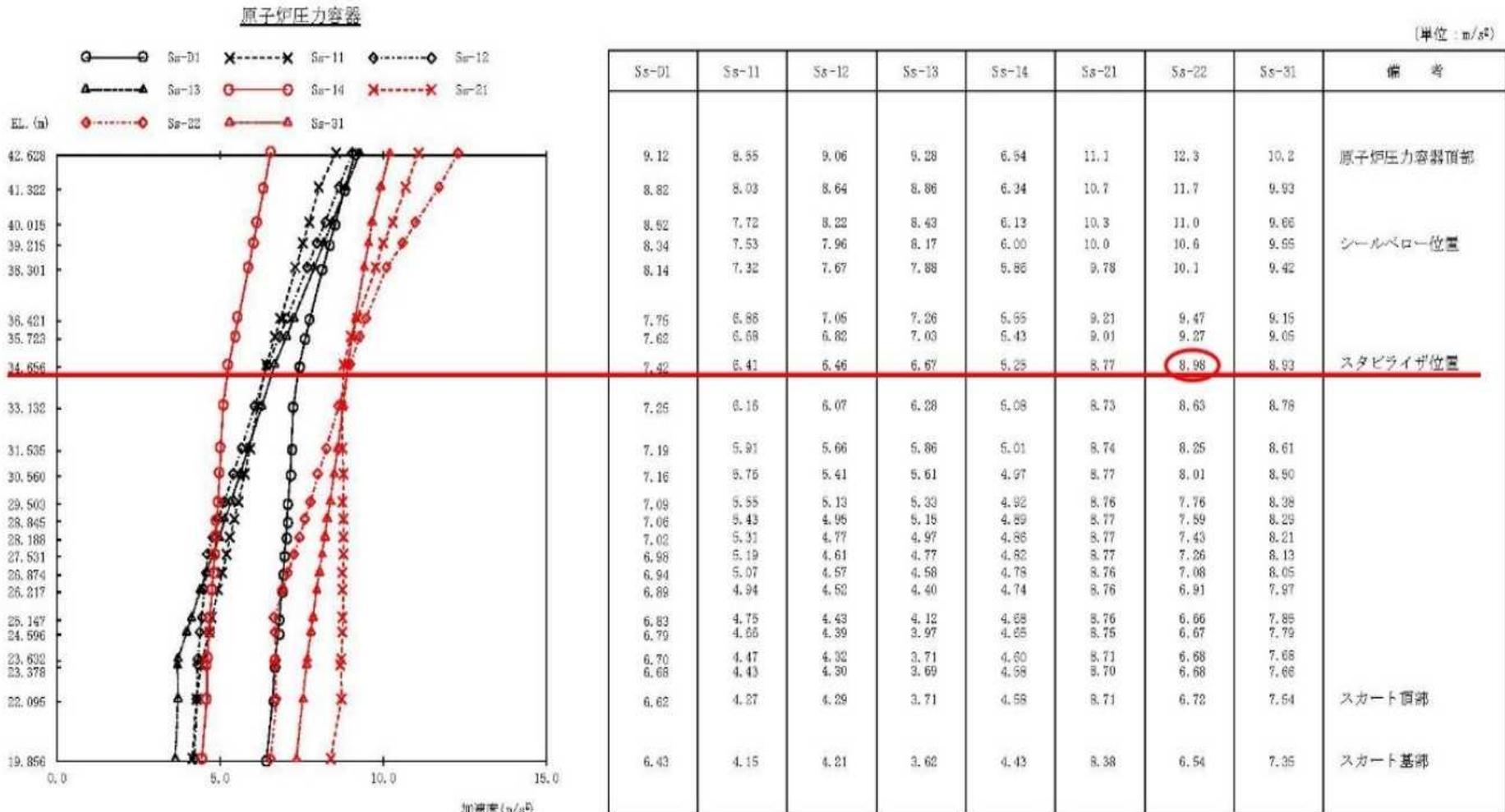
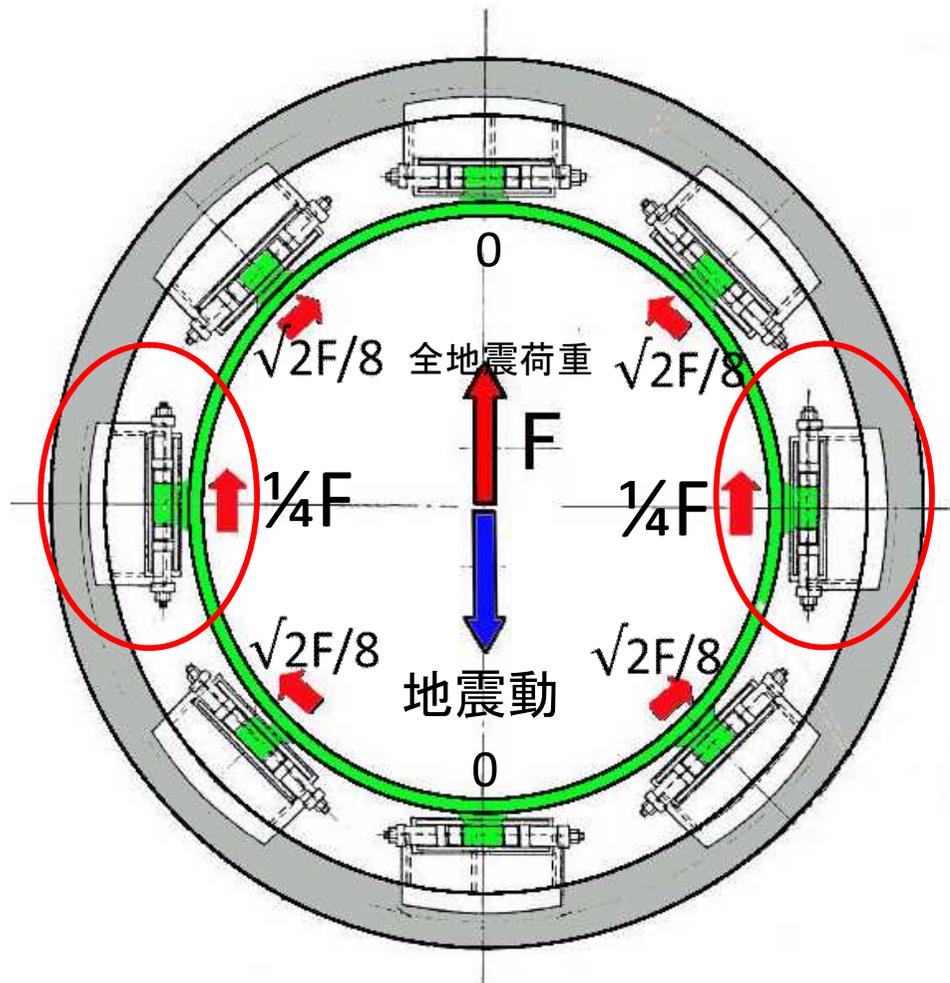


図 4-521 最大応答加速度 (NS 方向)

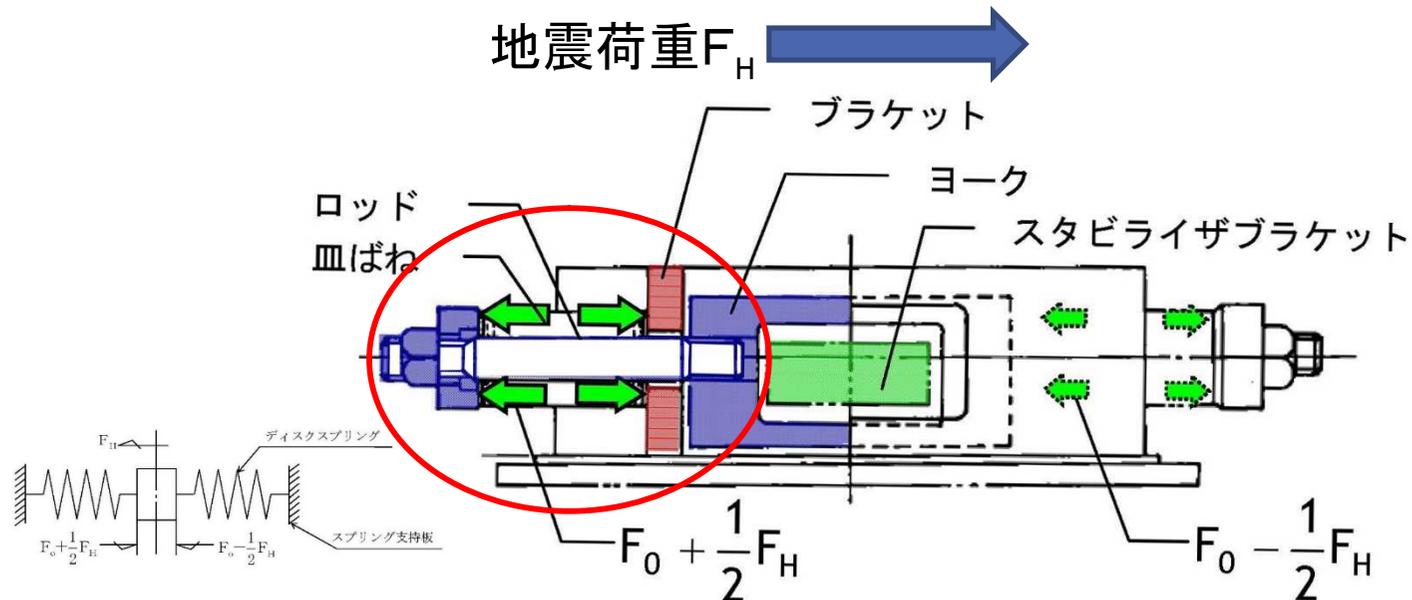
8つのスタビライザで力を分散して受け止めると地震動方向と同一のスタビライザにかかる地震荷重 $F_H$ は $1/4F$



8つのスタビライザで受ける全地震荷重 $W_H$ は  
 $W_H = 8.98 \times 10^6 \text{ (N)} \dots \textcircled{2}$

最も加重を受けるスタビライザへの地震荷重 $F_H$   
 $F_H = 1/4F = 1/4 \times 8.98 \times 10^6$   
 $= 2.24 \times 10^6 \text{ (N)} \dots \textcircled{3}$

# ロッドに加わる荷重 (初期締付荷重) + (地震荷重)



$F_0$  : 初期締付荷重       $F_H$  : 地震荷重

ロッドにかかる荷重  $W_R$  = 初期締付荷重  $F_0$  ④ + 地震荷重  $F_H$  ③ の 1/2

$$W_R = F_0 + \frac{1}{2} \cdot F_H = (1.69 \times 10^6) + \frac{1}{2} \cdot (2.24 \times 10^6)$$

$$= 2.81 \times 10^6 \text{ (N)} \dots \text{⑤}$$

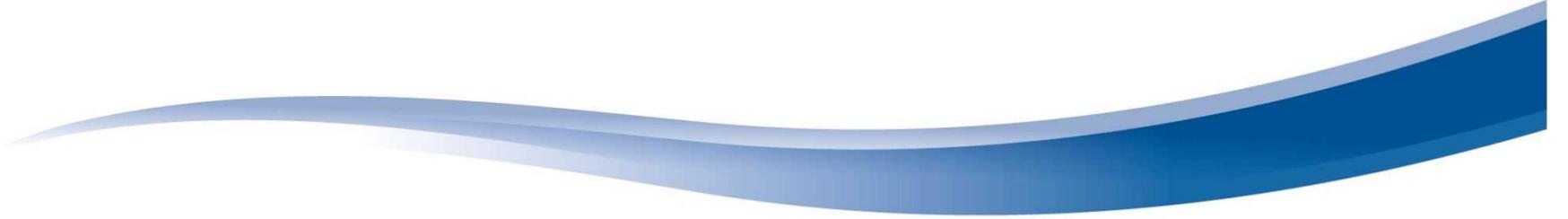
# ロッドにかかる発生値[MPa]

●  $2.81 \times 10^6$  (N) ... ⑤ ロッドにかかる荷重は単位がニュートン ( $N = \text{kg} \cdot \text{m}/\text{s}^2$ ) なので、これを「 $\text{m}^2$ 当たりの圧力」( $\text{Pa} = \text{N}/\text{m}^2$ )に換算するには、ロッドにかかる荷重をロッドの断面積  $A$  ( $\text{m}^2$ )で割ってやる

$$\text{引張応力 } \sigma_t = \frac{(\text{ロッドにかかる荷重})}{(\text{ロッドの断面積})} = \frac{W_R}{A}$$

ロッドの断面積  $A$  は  $0.00684 \text{m}^2$  ( $6.84 \times 10^{-3} \text{m}^2$ )なので

$$\begin{aligned} \text{引張応力 } \sigma_t &= \frac{2.81 \times 10^6}{6.84 \times 10^{-3}} = 410.8 \times 10^6 \text{ Pa} \\ &= 410 \text{ MPa} \dots \text{⑥} \end{aligned}$$



## (2) 許容値の計算

# ロッドの「許容値」の計算

- ロッドの材料はSNCM8(ニッケル・クロム・モリブデン鋼材)[新JIS SNCM439]
- ロッドの引張強さ $S_u$ (839MPa)(破断応力)
- ロッドの降伏点 $S_y$ (679MPa)(弾性変形から塑性変形に移行する応力点)

## ●許容値の計算(JEAG4601)

ロッドの「基準強度」F値 =  $\min(1.2S_y, 0.7S_u)$

「許容値」 $f_t$ (通常運転時) =  $\min(1.2S_y, 0.7S_u) / 2 = 294[\text{MPa}]$

「許容限界」(事故時評価) ※ =  $1.5 \cdot f_t$

$$= 1.5 \times \min(1.2S_y, 0.7S_u) / 2$$

$$= 1.5 \times (0.7 \times 839) / 2 = 440[\text{MPa}]$$

(※「許容限界」(設計上の上限値:被告プレゼンP34)・・・万一事故が発生した場合(運転状態IVa)の設計の妥当性を評価するために通常運転時の許容値  $f_t$  を1.5倍したものを「許容限界」とする)



## (参考) 運転状態 (JEAG4601・補)

- 運転状態Ⅰ 原子炉施設の通常運転時の状態。
- 運転状態Ⅱ プラントの寿命程度の期間中に予想される設備の単一故障、又は単一誤操作等の事象によって、原子炉が通常運転をはずれるような状態。
- 運転状態Ⅲ 発生頻度が十分に低い事象によって引き起こされる状態。単一故障等の範囲からはずれるが、設備の設計の妥当性を評価することが必要と考えられるもの。
- 運転状態Ⅳ 発生頻度が極めて低く、プラント寿命中には起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態であるが、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考慮するもの。

# 「運転状態」と組み合わせた「許容応力状態」

(JEAG4601・補-1984 許容応力編 支持構造物の許容応力)

許容 応力状態	1 次 応 力					1 次 + 2 次 応 力				
	引張	せん断	圧縮	曲げ	支圧	引張 圧縮	せん断	曲げ	支圧	座 屈
設計条件	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
I <sub>A</sub>	$f_t$	$f_s$	$f_c$	$f_b$	$f_p$	$3f_t$	$3f_s^{(1)}$	$3f_b$	$1.5f_p^{(3)}$	$1.5f_s$ 又は $1.5f_c^{(3)}$
II <sub>A</sub>	$f_t$	$f_s$	$f_c$	$f_b$	$f_p$	$3f_t$	$3f_s^{(1)}$	$3f_b$	$1.5f_p^{(3)}$	$1.5f_s$ 又は $1.5f_c^{(3)}$
III <sub>A</sub>	$1.5f_t$	$1.5f_s$	$1.5f_c$	$1.5f_b$	$1.5f_p$	—	—	—	—	—
IV <sub>A</sub>	$1.5f_t^*$	$1.5f_s^*$	$1.5f_c^*$	$1.5f_b^*$	$1.5f_p^*$	—	—	—	—	—
III <sub>A</sub> S	$1.5f_t$	$1.5f_s$	$1.5f_c$	$1.5f_b$	$1.5f_p$	$3f_t$	$3f_s^{(1)}$	$3f_b^{(2)}$	$1.5f_p^{(4)}$	$1.5f_b^{(2)(4)}$
IV <sub>A</sub> S	$1.5f_t^*$	$1.5f_s^*$	$1.5f_c^*$	$1.5f_b^*$	$1.5f_p^*$	(S <sub>1</sub> 又はS <sub>2</sub> 地震動の みによる応力振幅に ついて評価する)			$1.5f_p^{(4)}$	$1.5f_s$ 又は $1.5f_c$

# 被告も「許容限界」と明示している(工事計画書P9)

表4-2 許容限界 (その他の支持構造物)

(設計基準対象施設)

許容応力 状 態	許容限界 <sup>*1, *2, *3</sup> (ボルト等以外)									
	引張	一次応力				一次+二次応力				
		せん断	圧縮	曲げ	支圧	引張 圧縮	せん断	曲げ	支圧	座屈 <sup>*5</sup>
Ⅲ <sub>A</sub> S	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_p$	$3 \cdot f_t$	$3 \cdot f_s$ <sup>*6</sup>	$3 \cdot f_b$ <sup>*7</sup>	$1.5 \cdot f_p$ <sup>*8</sup>	$1.5 \cdot f_b$ <sup>*7, *8</sup> $1.5 \cdot f_s$
Ⅳ <sub>A</sub> S	$1.5 \cdot f_t^*$	$1.5 \cdot f_s^*$	$1.5 \cdot f_c^*$	$1.5 \cdot f_b^*$	$1.5 \cdot f_p^*$	$\left[ S_d \text{ 又は } S_s \text{ 地震動のみに} \right.$ $\left. \text{よる応力振幅について評価} \right.$ $\left. \text{する。} \right.$			$1.5 \cdot f_p^*$ <sup>*8</sup>	又は $1.5 \cdot f_c$

# 許容限界440/発生値410[MPa]

(被告計算書 甲C68号証 p18)

表 5-2 許容応力状態IV<sub>A</sub>Sに対する評価結果 (D+P<sub>D</sub>+M+S<sub>s</sub>)

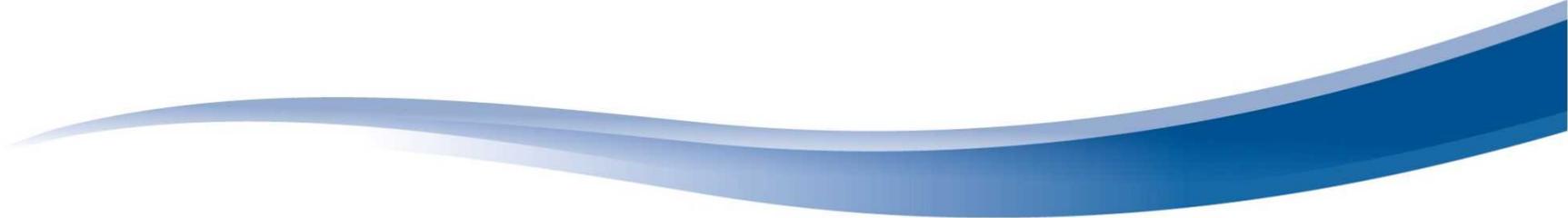
評価対象設備	評価部位	応力分類	IV <sub>A</sub> S		判定	
			発生値	許容値		
			(MPa)	(MPa)		
原子炉圧力容器 スタビライザ	P 1	ロッド	引張応力	410	440	○
	P 2	スプリング支持板	曲げ応力	1	207	○
			せん断応力	23	103	○
			組合せ応力	40	179	○

# 「基準地震動 $S_s$ に対する裕度=1.07」

(被告工事計画書: 甲C69号証)

表1 ロッドとディスクスプリングの地震荷重, 初期締付荷重及び許容荷重

評価部位	地震荷重+初期締付荷重 [N]	許容荷重 [N]	裕度 (許容荷重/地震荷重)
ロッド	$S_s : 2.81 \times 10^6$ $S_d : 2.77 \times 10^6$	$3.01 \times 10^6$	$S_s : 1.07$ $S_d : 1.09$
ディスクスプリング	同上	$9.64 \times 10^6$	$S_s : 3.43$ $S_d : 3.48$



## Ⅱ 被告日本原電の説明について

－「許容値」を中心に－

## 【被告説明1】について

### ●被告説明①

耐震評価には「 $S_u$ 値  $\times 0.7$ 」の許容値を使っている  
ので「十分な余裕がある」

F値(設計基準強度)は

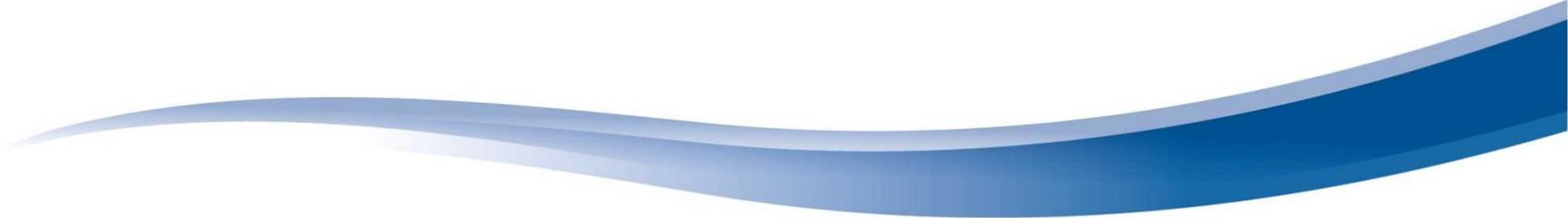
「降伏点( $S_y$ )の値か、引張強さ( $S_u$ )の70%の値の  
小さい方」が定義(日本建築学会「鋼構造設計規準」)。

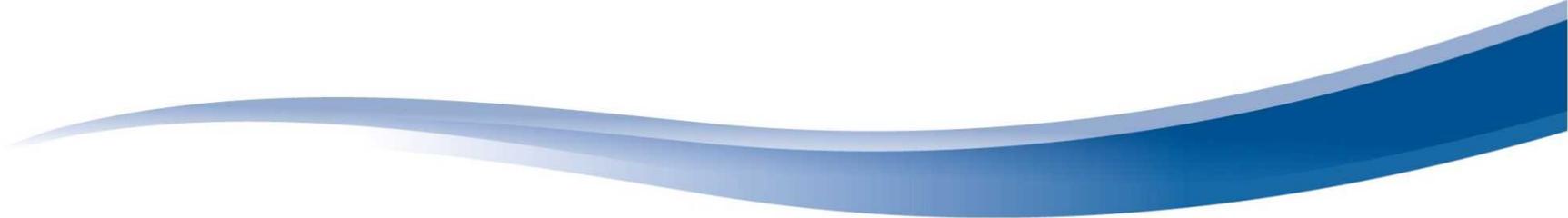
ことさら日本原電が独自に0.7を掛けているものではない。このことをもって「十分な余裕」を持たせていることの理由にはならない。

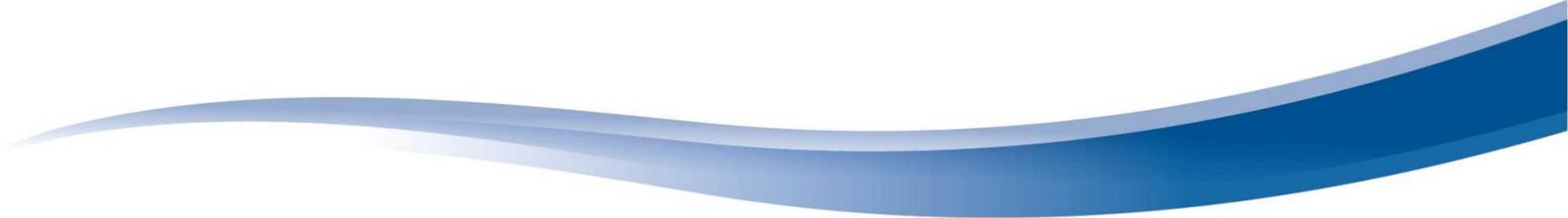
## 【被告説明2】について

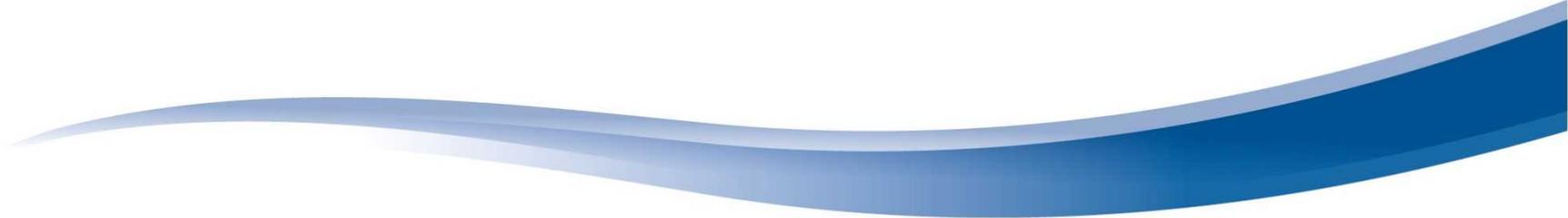
### ●被告説明②

- a.発生応力値410MPaは「地震以外の応力値」と「基準地震動 $S_s$ による応力値」に分けられる。
- b.「もし基準地震動 $S_s$ をこえる地震により応力値が大きくなったとしても」(ストレステストにおいて採用した値に対して)「十分な余裕がある」

- 
- まず、文aと文bのパラグラフに前後の脈絡なく、何を言いたいのか意味不明。
  - 次に、スライド34の「許容応力440/発生応力410＝裕度1.07」ということについて聞いている時に、突如「ストレステストにおいて採用した値」629MPaが出てきてそれと比較して「十分な余裕がある」と。

- 
- 被告のストレステストは「簡易な方法」だから「それを元にした原告らの主張には理由がない」と退けたはず。
  - 事実、被告自らも工事計画認可申請には「ストレステストで採用した値（許容値）」では申請できずに、原告らが準備書面（51）で指摘したJEAG4601による「規格基準に基づく許容値」440MPaで申請している。

- 
- 「ストレステストにおいて採用した値」(許容値)629MPaはオーソライズ(公認)されたものではない。
  - したがって、「もし基準地震動 $S_s$ をこえる地震により応力値が大きくなったとしても」(ストレステストにおいて採用した値に対して)「十分な余裕がある」などというのは裕度1.07を説明するものではなく、苦し紛れの言い訳にしかない。

- 
- JEAG4601による「規格基準にもとづく許容値」440MPaは、上述した通り、「万一事故が発生した場合の設計の妥当性を評価するために、通常運転時の許容値を1.5倍に引き上げてみて発生値と比較する「許容限界値」である。
  - 原告らはこの「許容限界値」に対して裕度が1.07であることの意味を問うている。

## 【被告説明3】について

### ●被告説明③

「実際の地震動は時々刻々変化するが、設計上は静的な力に置き換えているので、この仮定によって余裕が生じる。」

「静的解析」:一定の力を少しずつゆっくり加えていって部材の降伏点や破断応力(引張強さ)などを調べてゆく方法。

地震の揺れなどは一定でなく不規則に変化し(動的)複雑である。何らかの理由で地震力が大きくなることも、また地震力が同じでも衝撃波の場合には発生値が大きくなり余裕はなくなることがある(衝撃を想定する場合、設計では概ね1.2の係数を掛ける)。

- 
- 追って、構造物が速度も加速度も大きい「ほんの一瞬の動的な力の最大値」として衝撃波(強震動パルス)を受けた時の塑性変形による固有周期の喪失と破壊について主張する。
  - 自然現象は複雑な動きをし、さらに振幅、速度、加速度と構造物への影響が異なる要素を持っている。スタビライザもロッドだけでなく各部材が組み合わさって機能を果たし、相互に力を及ぼしている。それらの点で、「静的解析だから余裕がある」というのは単純で、だからこそ安全率を見込まなければならない。

## (参考)

- 兵庫県南部地震(阪神淡路大震災)で高速道路が倒壊したのは、一瞬のパルス波を受けたことによる。プレート間地震でも東北地方太平洋沖地震(2011)の女川沖や、十勝沖地震(2003)でも同様のパルス波が発生している。それに耐えられる耐震安全設計となっているかが争点のひとつである。
- 「揺れの強さ」は、最大加速度、最大速度、最大変位で表されるが、震度6と7の境界となる最大速度150カイン(cm/s)、(最大加速度1,300ガル( $\text{cm/s}^2$ )程度)の揺れを受けた時を想定すると、1秒間に150cmの変位があり、圧力容器や同スタビライザロッドがこの変位に耐えられるかが検証されなければならない。

## 【被告説明4】について

### ●被告説明④

ミルシート値は規格基準 $S_u$ 値よりも大きいので  
「余裕がある」

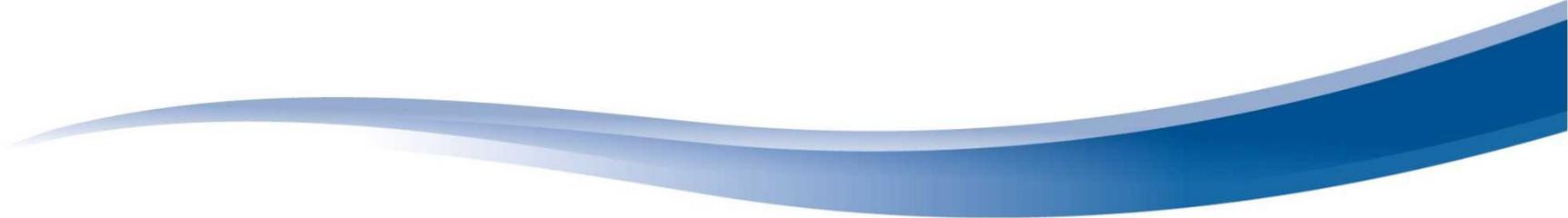
※2017年7月に原告らが破断応力を検討するために必要な資料として提出を求めた求釈明のうち③の $S_u$ 値について、今回ようやくそれは「規格値」であることを被告は釈明した。

「ミルシート値は規格基準 $S_u$ 値よりも大きい」とし、書証丙C第33号証の3参照とするが、メーカーが納品時に品質保証書として添付する「ミルシート」は書証として提出されていない。

- 製造品にはロットごとに物性のばらつきがあることから、設計基準では材質ごとの規格基準を使うのが一般的な方法。ミルシートそのものもないのでサンプルの標準偏差や最小値・最大値もわからない。
- ミルシート値は、メーカー納入時＝1978年営業運転開始前のものと思われる。
- 40年の使用を経たのちの現在のスタビライザ・ロッドの品質保証ではないこと。これまでの40年の間で幾度となく地震に見舞われ、疲労の蓄積があるはずで、現在の現物のSu値ではない。材料の疲労評価等は提出されていない。

# 許容値と発生値のまとめ

許容値及び発生値	応力 (Mpa)	備考
破断応力(Su) 引張強さ	839	
降伏応力(Sy)	679	
<b>許容限界値(運転状態Ⅲ・Ⅳ)</b>	<b>440</b>	$1.5 \times (0.7Su) / 2$
Ss-22による発生応力値 (1,009Gal/NS方向)	410	
<b>許容値 <math>f_t</math> (通常運転時)</b>	<b>294</b>	$0.7Su/2$

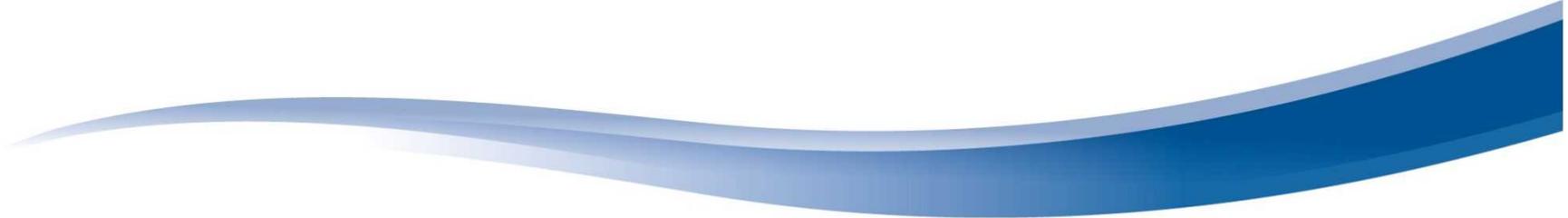


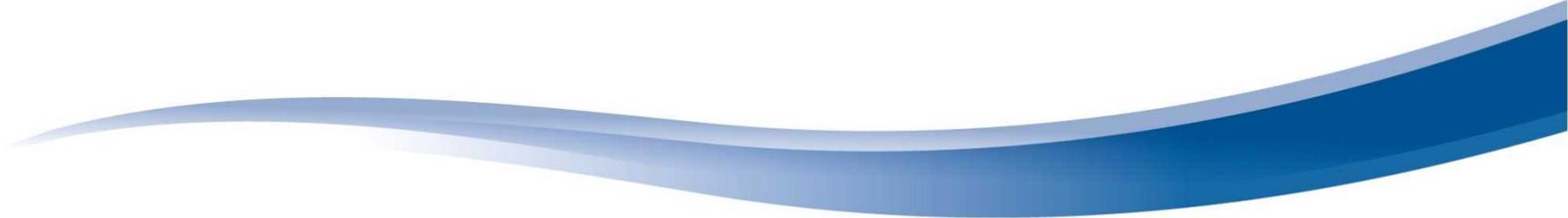
## Ⅲ まとめと求釈明

## (結論)

- 被告日本原電は、原告らの指摘ならびに裁判所からの質問に誠実に答えておらず、疎明を尽くしていない。
- 「規格基準にもとづく許容値」440MPaは、万一事故が発生した場合の設計の妥当性を評価するために、通常運転時の許容値を1.5倍に引き上げた「許容限界値」である。被告も言うように許容値とは「設計上の上限値」である。

- 
- この「許容限界値」に対して「裕度」が1.07しかないということは、東海第二原発は余裕のない極めて危険な状態である。
  - 被告は「ストレステストの採用値」(決して許容値とは言わない)を持ち出してこれと発生値を比較して余裕があるかのように主張しているが、「ストレステストの採用値」はオーソライズされていないもので、工学的安全性に携わる専門的資格はないものと判断せざるを得ない。

- 
- 原告らは被告の基準地震動が過小評価であり、基準地震動を超える可能性が高いことを主張している。
  - 被告も「基準地震動を上回る強さの地震動が発生することを完全に否定し尽くすことはできないことは認識している」と釈明した（令和元年6月4日付釈明）。

- 
- 同時に「被告としては基準地震動を上回る強さの地震動が発生することで耐震重要施設の安全機能が損なわれるリスクを低減していく努力を継続することが重要であると考えている」としている。

そうであるならば、

# (求釈明)

1. 圧力容器スタビライザが地震のクリフエッジとなり、それが損傷、機能喪失した時は「炉心損傷に直結」(ストレステスト報告書)すると認識している以上、圧力容器スタビライザをより強度の強いものになぜ交換しないのか？

※ちなみに、格納容器のフランジボルトは許容限界の向上のために交換を予定しているし、シアラグ部の耐震補強も予定されている。

- 
2. 圧力容器スタビライザが損傷・機能喪失した場合、炉心損傷に直結するならば、被告はなにゆえこうした具体的でかつ考えうる事故進展のシーケンスをシビアアクシデント対策の中に加えて「リスク低減対策」を行わないのか。
  3. せっかく周辺住民に「1.73倍(1038ガル相当)の余裕がある」という宣伝チラシを配布したのであるから、スタビライザロッドに440MPaの応力が発生する地震動(ガル)を「地震応答解析」で計算した上で、「1.07倍」となったことを明らかにすべきである。