

平成24年（行ウ）第15号 東海第二原子力発電所運転差止等請求事件  
原告 大石光伸 外235名  
被告 日本原子力発電株式会社

## 準備書面（86）

### 耐震安全性に係る原告側再反論（補追）

2019（令和元）年10月7日

水戸地方裁判所民事第2部 御 中

原告ら訴訟代理人弁護士 河 合 弘 之  
外

#### もくじ

第1 はじめに	2
第2 圧力容器スタビライザの耐震裕度計算過程における「許容値」の定義と意味について	3
1. 耐震裕度計算で言うSクラスの基準地震動に対する「許容値」とは「許容限界」である。 「許容限界／発生値」が「裕度」であってそれ以外の定義はない	4
(1) JEAG4601における「許容値」(ft)と「許容限界」(1.5・ft)	5
(2) 「許容限界／発生値」の比が「裕度」でそれ以外に別な定義はない。	7
2. 「基準強度」(F値)の「 $S_u \times 0.7$ 」は強度の基準として安全を担保する基準であって「十分な余裕」を意味するものではない。	8
3. 「静的解析だから余裕が生じる」とは言えない	8
4. JIS規格とミルシート値	9
第3 小括および求釈明	11
第4 論点整理（耐震裕度に係わる項）	14
【付属資料】原告らによる原子炉圧力容器スタビライザの耐震性計算	17

## 第1 はじめに

原告らが準備書面（51）で指摘したクリフエッジに係る圧力容器スタビライザの脆弱性につき、被告はすでに工事計画認可申請で基準地震動 1,009 ガルに伴う裕度計算を提出していたにもかかわらず一括反論の被告準備書面（10）ではそのことに一切触れることなく「原告らの主張にはいずれも理由がない」とした。

そこで原告らは準備書面（80）で、被告自身が「工事計画認可申請」において基準地震動 1,009 ガルに対応する圧力容器スタビライザの耐震裕度は「1.07」であることを自認していることを示した上で、基準地震動を超える地震動に見舞われた場合、圧力容器スタビライザが損傷・機能喪失して炉心損傷に直結し、放射性物質の放出による人格権侵害につながることを主張し、進行協議における説明においても指摘した。

これを受けて裁判所からの「被告に対する質問事項」の5として「被告が J E A G 4 6 0 1 等によって詳細な解析が行われているのであれば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 1,009 ガルに対してどの程度の裕度があると評価されたのか、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」旨が示された。

圧力容器スタビライザの耐震裕度をめぐる問題は、基準地震動を超過する可能性に続いて、超過した場合に原子炉がどこから損傷して炉心損傷に至るか、そしてその事態に対するシビアアクシデント対策があるのかをめぐり一連の重要な争点をつなぐ要であり、事実関係の認定は重要な要件である。

しかし、工事計画認可申請の被告の当該計算書（書証甲 C68 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

「営業秘密又は防護上の観点から」を理由にマスキング（白塗り）されており、第三者が検証することが困難であった。

裁判所から「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」と具体的に指示された以上、マスキングをなくした解析手順および証拠が開示されるかと思いきや、まったく同様の白塗り「計算書」が提出された（丙H14号証）。また、進行協議説明会における説明資料においても解析手順・結果・証拠が説明されたものとは言い難いものであった。

これでは裁判官が専門事項について理解をした上で判断しようとしていることを意図的に妨害しているとしか考えられない。

専門的事項であれ事実を正確に認定して頂き客観的な判断をして頂くためには、被告の証拠偏在と非開示に対して原告らとして空白を埋めて主張立証していくしかないものと考え、被告に代わって解析手順を示した上で、被告の裕度の説明に対する反論を行い、あわせて裁判所から要請のあった主張の整理を行うものである。

本準備書面の対象は被告の令和元年9月9日付「本件発電所の地震に係る安全性について（追補）」のp30～36「本件発電所の耐震安全性」である。

このうち、最終頁 p36「压力容器スタビライザの応力値からみる耐震余裕」で○印で4つの説明（論点）が挙げられている。○印ごとに検討するにあたって便宜的に上から説明①～説明④とした。

## 第2 压力容器スタビライザの耐震裕度計算過程における「許容値」の定義と意味について

压力容器スタビライザの耐震裕度計算過程の手順については原告らがわかる限りにおいて空白を埋めて巻末に資料として添付する。説明会ではできるだけわかりやすく口頭説明に努めることとする。

原告準備書面（80）で、被告の「工事計画申請書」から基準地震動 1,009 ガルによる圧力容器スタビライザの耐震裕度は「1.07」であることを被告が明示していることを示したが、原告らも被告の「地震応答解析書」の数値をもとに JEAG4601 に基づく計算を行った結果「1.07」は再現できたことから、この計算事実自体については争わない。

しかし、被告が説明会において裕度について、JEAG4601 および規格基準の手順・方法とは別の「ストレステストで採用した値」を持ち出して、まるで「別な裕度」があるかのような説明を行っていることから、ここでは JEAG4601 および規格基準に基づく「許容値」「裕度」の定義について補足し、争点を明確にすることとする。

1. 耐震裕度計算で言う S クラスの基準地震動に対する「許容値」とは「許容限界」である。「許容限界／発生値」が「裕度」であってそれ以外の定義はない

被告は「地震に係る安全性」スライド p 36 の説明②は前半と後半の脈絡・関係が不明だが、後半のパラグラフで以下のように主張している。

もし、基準地震動  $S_s$  を越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。

「JEAG4601 等にて定められる設計上の上限値である許容値と比較する」（p 34）と裕度は 1.07 となるが、「ストレステストにおいて採用した値と比較する」と「十分な余裕がある」（p36）と。

まるで JEAG4601 で定められた「設計上の上限値である許容値と比較して裕度を評価すること」は誤りであるかのような主張である。

原告らは被告の工事計画認可申請の内容が明らかになる前の 2017 年に準備書面 (51) で、被告が「今回使用した許容値」＝ (上記「ストレステストの採用値」)  $(1.5 \times S_u / 2)$  629MPa ではなく、JEAG4601 にもとづいて  $(1.5 \times 0.7 S_u / 2)$  440MPa を用いるべきと主張した。

被告は工事計画認可申請にあたっては原告らが主張した JEAG4601 にもとづく許容値 440MPa で申請し審査を受け、安全裕度は「1.07」としている。

ところが裁判で裕度「1.07」について問われると、ふたたび「ストレステストの採用値」を持ち出して、これと応力発生値を比較して十分な裕度があると主張している。ではなぜ「ストレステストの採用値」で設計上の耐震評価、裕度の申請を規制委員会にしなかったのか？

「ストレステストの採用値」は誰からもオーソライズされていない。

そこで、JEAG4601 の耐震評価の考え方を再度整理しながら説明②について反論する。

#### (1) JEAG4601 における「許容値」(ft) と「許容限界」 $(1.5 \cdot ft)$

JEAG4601 では、施設の耐震重要度分類と同時に、運転状態・地震動・許容応力を対応させて区分し、それぞれの要求事項を定めている。通常時運転時から異常事態の状態までの「運転状態 I～IV」に対応して「許容応力状態 I～IV および III<sub>A</sub>S, IV<sub>A</sub>S」が区分され、許容応力についての設計上の要求事項が定義されている。

耐震重要度分類 S クラスの施設は、「**基準地震動による荷重**」と、「**運転状態 IV**」(発生頻度が極めて低い事象によって引き起こされる状態で万

一発生した場合の設計の妥当性を評価するために考慮する状態)を組み合わせた「許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S, IV<sub>A</sub>S」が定められ、基準地震動 S<sub>s</sub> による荷重が加わっても原則として弾性状態にあるよう許容応力の設計を要求している。

Sクラス施設の圧力容器スタビライザも基準地震動による荷重が発生してもなお弾性状態の範囲内に収まるような耐震設計が要求されている。

この「基準地震動を受けるような特別な状態で、設計の妥当性を評価するための許容応力」は、通常運転時(運転状態 I)の「許容値」と区別するために「許容限界」とも呼ばれる。被告も工事計画申請でそのように明記している。

基準地震動 S<sub>s</sub> に見舞われたときの S クラス施設の「許容限界」は、通常運転時の「許容値」を 1.5 倍して、それでも弾性範囲内(すなわち降伏点 S<sub>y</sub> 以下)になっていることを確認した上で、基準地震動 S<sub>s</sub> による応力の「発生値」が「許容限界」を越えないことを前提にして、「許容限度/発生値」の比を「裕度」としている。

本件東海第二原発の圧力容器スタビライザ・ロッドの通常運転時の「許容値」(ft)と事故時を想定して設計の妥当性を評価するための「許容限界」(1.5・ft)を以下に示す。

○通常運転時の「許容値」(ft) = (0.7Su) / 2 = **294[MPa]**

○基準地震動に見舞われたと仮定した場合の「許容限界」(1.5 ft)  
= 1.5 × (0.7Su) / 2 = **440[MPa]**

この「許容限界」は万一基準地震動  $S_s$  に見舞われても損傷しないための設計上許容できる「限界の値」という意味である。

したがって、規制基準も JEAG4601 も基準地震動  $S_s$  による応力の「発生値」が「許容限界」を越えてもよいなどとは言っておらず、むしろ万一基準地震動  $S_s$  による応力を受けた時でも損傷しないための設計をするよう規定したものである。

そして地震の予測に不確実性と限界があり、被告が「基準地震動を上回る強さの地震動が発生する可能性を認識している」（令和元年6月4日付被告書面）以上、基準地震動による荷重を受けても耐えられるギリギリの「許容限界」に対してすべての機器が「十分な耐震余裕」を持っていることが必要である。

基準地震動  $S_s$  の発生を仮定して設計基準が示されている以上、許容限界ギリギリ（1.07）で原子炉を設計する設計技術者はいないであろう。

(2) 「許容限界／発生値」の比が「裕度」でそれ以外に別な定義はない。

被告説明②のように「もし基準地震動  $S_s$  を越える地震により応力値が大きくなったとしても」、「許容限界」値を超えることは JEAG4601 も規制基準も耐震設計上、容認するものではない。

そして「許容限界／発生値」の比が「裕度」であって、それ以外に別な定義はない。ところが被告は、「もし、基準地震動  $S_s$  を越える地震により応力値が大きくなった」場合は、突如として別な「ストレステストの採用値」なるものを持ち出して「十分な余裕」があるから大丈夫などとすり替えている。しかも「許容値」とは決して言わない。こんなことを規制委員会の審査で言ったら一喝されるはずである。

「ストレステストの採用値」はオーソライズ（公認）されたものではない。

耐震裕度「1.07」というのは公認された方法での「設計上の事実」であって、被告はいろいろ言い訳せずに、まずこの事実を事実として認めることである。

## 2. 「基準強度」(F 値) の「 $S_u \times 0.7$ 」は強度の基準として安全を担保する基準であって「十分な余裕」を意味するものではない。

被告はスライド p 35 および説明①で、次のように言う。

耐震評価には  $S_u$  値 $\times 0.7$  を用いて算定した許容値を適用しているから  
損傷に至るまでに十分な余裕がある

「鋼構造設計規準—許容応力度設計法」（日本建築学会）で定められた鋼材の「設計基準強度」(F 値) は「降伏点 ( $S_y$ ) の値か、引張強さ ( $S_u$ ) の 70% の値の小さい方」と定義されており、これを基準として建築物の安全を担保している。

これは部材のばらつきなどを考慮して構造物の安全性を担保するための技術的なルール（定義）であって、被告がこの許容値を使ったことを特別なことのように言って、それをもって「十分な余裕がある」というのは誇張である。

## 3. 「静的解析だから余裕が生じる」とは言えない



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。

説明③で被告は次のように言う。

「静的解析」とは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である。

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的な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」として強震動パルス波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せあって機能を果たし、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。

#### 4. JIS 規格とミルシート値

被告は説明④では次のように言う。

同じ素材を用いた材料試験から得られた引張強さ（ミルシート値）は規格基準にもとづく設計引張強さ（ $S_u$  値）よりも大きく、余裕がある。

2017年に原告ら準備書面(51)で、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積明のうち③の $S_u$ 値について、今回それは「規格値」であることを被告はようやく明らかにした。「ミルシート」とは鋼材メーカーが納品時に品質保証として添付する試料試験の結果である。

被告は「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を参照とするが、「ミルシート」は証拠提出されていない。ミルシートそのものがないので試験サンプルの標準偏差や最小値・最大値もわからない。

ミルシートは、メーカー納入時すなわち1978年営業運転開始前のものと思われる。また40年の供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。これまでの40年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 $S_u$ 値ではない。材料の疲労評価ももちろんない。

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方法である。

「鋼材」はその化学成分に応じて「JIS規格」で品質が規格化されており部材の引張強さ( $S_u$ )や降伏点( $S_y$ )はJIS規格で公認保証されている「機械的性質」にもとづいて構造計算される。

圧力容器スタビライザのロッドの鋼材は「ニッケル・クロム・モリブデン鋼材」で、新JIS規格の「JIS G4103」の中の「SNCM439」(旧SNCM8)で品質基準が指定されている。公式の計算ではJISで保証されている引張強さ( $S_u$ )や降伏点( $S_y$ )を使うのが標準で、それによって計算結果の信頼性を担保している。

被告は、「ミルシート値」を持ち出して「余裕がある」と説明しているが、ミルシート値は製造ごとの切り出しサンプルによってばらつきがあることから、構造計算においてこの引張強さ  $S_u$  を直接使用することは公式にはない。

### 第3 小括および求釈明

耐震裕度「1.07」というのはあまりにも許容限界値に近く、容易に許容限界を超える可能性がある。基準地震動がこの数十年の間の地震発生事実によって引き上げられてゆくのに、施設の設計や構造は基本的に変わっておらず、余裕を喰い潰してもうギリギリのところに来ていることを示している。

おそらく本原発設計時は基準地震動 270 ガルに対する圧力容器スタビライザの安全裕度は3～4倍で設計されていたであろうが、現実にかかる地震の事実と観測によって現時点で基準地震動が1,009 ガルまで引き上げられてきたところ、原子炉の基本設計は変えられないことから弥縫策の設備の追加とか、設計基準をこえる事故を考えざるを得なくなったシビアアクシデント対策しかできず、それも限界にあることをこのスタビライザ耐震裕度は端的に示している。もし今後基準地震動がまた改定されれば容易に設計基準条件を満たさなくなるギリギリの段階にある。40年の経過というのはこうした発生事実と知見の更新による条件の変化と当初設計との乖離、ズレにある。古い原発の「設計の陳腐化」が具体的に示されている。

第一に基準地震動  $S_s1,009$  ガルを前提としたとしても、本件原発の耐震安全性を確保するには「設計をし直さなければ動かせないだろう」こと、あるいは、たとえば圧力容器スタビライザのロッドの直径を 9.3cm から 15.0cm のものに交換するというような具体的対策（耐震補強）がなされなければ安全を確保しているとは言えない。

第二に、このような具体的な弱点が「わかっている」にもかかわらず、それが機能喪失した時の事故シーケンスは追加されていない。したがって具体的なシビアアクシデント対策もない。被告自身が圧力容器スタビライザがクリフエッジをもたらす弱点であること、その損傷は「炉心損傷に直結する」と認識し報告しているにもかかわらず、具体的な対策がとられていない。

そして第三に、基準地震動が過小評価であり基準地震動を超える地震が来る可能性が高いことから耐震安全性は焦点である。

耐震安全性をめぐる、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ずにはぐらかしてこの論点から逃げようとしている。仕方なく原告らは JEAG 等の定義や手順を再確認せざるを得ない。

① 「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 倍に引き上げた運転状態Ⅲ・Ⅳに対応した許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S・Ⅳ<sub>A</sub>S での「許容限界値」である。被告自身もそれを理解しているから「許容値とは設計上の上限値」（説明補追 p 32）としている。これが JEAG4601 の定義である。

- ②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。
- ③被告は「ストレステストの採用値」（被告は決して「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。

他方、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。被告自身「基準地震動を上回る強さの地震動が発生する可能性を認識した上で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、逃げずに次の点について釈明されたい。

(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耐震性のあるものに交換しないのは何故か？（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ことを被告は認識しているにもかかわらず、具体的かつ考えうる事故進展のシーケンスに加えて具体的なシビアアクシデント対策をとらないのは何故か？

③原告らの計算では圧力容器スタビライザ・ロッドに 440MPa の許容限界応力（初期締付荷重＋地震荷重）を発生させる地震動の最大加速度は 1,060 ガルと見積もられるが、被告としてロッドに 440MPa の応力を発生させる最大加速度を地震応答解析の逆バージョンで解析し、明らかにされたい。

#### 第 4 論点整理（耐震裕度に係わる項）

9月9日進行協議にて裁判長より「具体的に争点項目を指摘するように」との指示を頂いている。耐震裕度に係わる項については以下のように整理する。

①被告準備書面（10） p 137-141 の「（5）本件発電所の耐震安全性に係るもの」は、原告準備書面（51）の主張がストレステスト時の基準地震動（600 ガル）に対する発生応力の点、および被告自身が公言した「1.73 倍（1,038 ガル相当）まで耐えられる」との記述は地震動と発生応力が比例関係にあることを前提としたものだから「原告らの主張には理由がない」としているだけで、争点を逸らすための「地震動と発生応力の比例関係」に終始する反論でしかない。原告は比例関係について主張して争っているわけではないので、とりたてて争点にならない。

②耐震安全性に係る争点は、（a）すでに新たな基準地震動 1,009 ガルによる基準・規則に則った圧力容器スタビライザへの発生応力と許容値の計算結果による公式な「耐震裕度 1.07」の事実確認だけのことである（あてはめ問題）。被告は今回の進行協議説明会で計算過程に余裕が含まれていること、自らが簡易な方法とした「ストレステストの採

用値」を持ち出してそれと比較すれば「十分な別な余裕がある」と主張し、原告らはそれに対する今日の反論を行う。(b) 基準地震動を超えた地震動に襲われた場合、炉心損傷につながる最も脆弱な部分のひとつが圧力容器スタビライザであることに特に争いはない。(c) 圧力容器スタビライザが損傷・機能喪失すると圧力容器は傾き配管破断で冷却機能は喪失すること、被告が耐震裕度は1.07で設計条件を満足しているので設計基準事故対策は不要とし(基準の合理性の問題)、シビアアクシデント対策でも事故シーケンスに追加せず考慮されていない点(ここは当てはめ問題)についての原告らの主張(原告準備書面(80))に対して被告からは反論がなされていない。

③他の主要な争点との関連で、(d) 基準地震動の過去観測記録のカバー率および強震動予測レシピの再現性から基準地震動を超える地震が発生する可能性があることの原告らの主張立証に係わり(被告は「否定できない」「認識している」と釈明)、圧力容器スタビライザ・ロッドの耐震裕度1.07を越える現実性が相当程度高くなること(これは当てはめ問題)。(e) 炉心損傷に直結した時になおシビアアクシデント対策で放射能の放出を防げることが合理的根拠をもって示されていない(あてはめ問題)。

④総じて、原告らは上記具体的な点を示して人格権侵害に至る具体的危険性を主張しているが、これに対し被告は「入念な対策」をしているから「周辺公衆に対する放射性物質の有する危険性が顕在化する事態が生じるとはおおよそ考えがたく、原告らの人格権を侵害するような具体的危険性が生ずるとは考えられない」(被告準備書面(10))と総括しているが、被告は原告らの耐震裕度に係わる主張に対して具体的で

合理的な「入念な対策」について説明し疎明を尽くしているとは言えない。

以 上



## 【付属資料】原告らによる原子炉圧力容器スタビライザの耐震性計算

### 【1】原告らによる計算結果（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>o</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>	$F_{o+} + \frac{1}{2} \cdot F_H$	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>

### (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<sup>2</sup> またはガル (なお、1Gal=0.01m/s<sup>2</sup>)

**荷重(F)** (加わる力の大きさ=1kgの物体に1m/s<sup>2</sup>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・m/s<sup>2</sup>]

荷重 F=質量 m・加速度 a F[N]= m[kg]・a[m/s<sup>2</sup>]

**応力** (単位面積当たりの力の大きさ=1m<sup>2</sup>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<sup>2</sup>]で割ったもの)

[単位] パスカル[Pa] = [N]/[m<sup>2</sup>] = [kg・m/s<sup>2</sup>]/[m<sup>2</sup>] = [kg/m・s<sup>2</sup>]

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

## 【2】「発生値」の計算

### 1. 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。

圧力容器は、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。

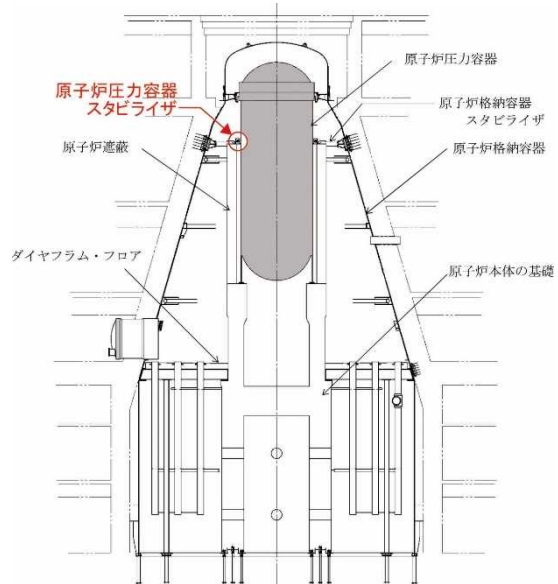
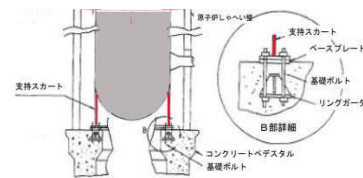
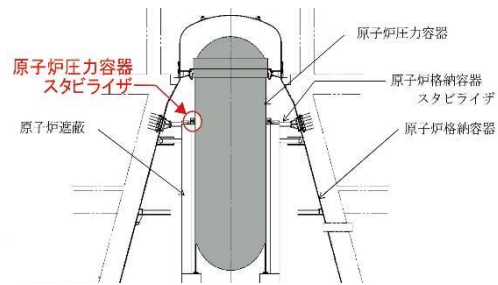


図 2-1 原子炉格納容器、原子炉遮蔽、原子炉本体の基礎、原子炉圧力容器等の概要図

### 2. 圧力容器の上部を支えるスタビライザ

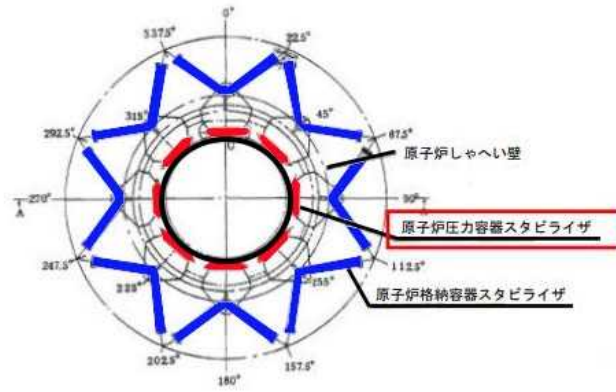
原子炉圧力容器上部は核反応による熱応力の膨張・収縮に対応して動くようになっている。圧力容器スタビライザは、この圧力容器上部をバネで支えて倒れないようにしている機器。

なお、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。



(注) 原子炉内部構造を支えるふたつのスタビライザ

「圧力容器スタビライザ」(赤) と「格納容器スタビライザ」(青)

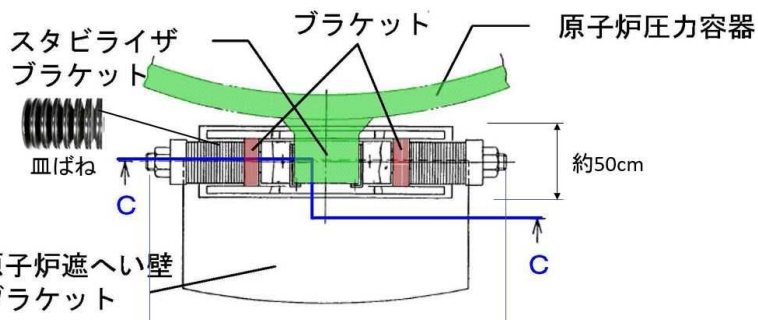
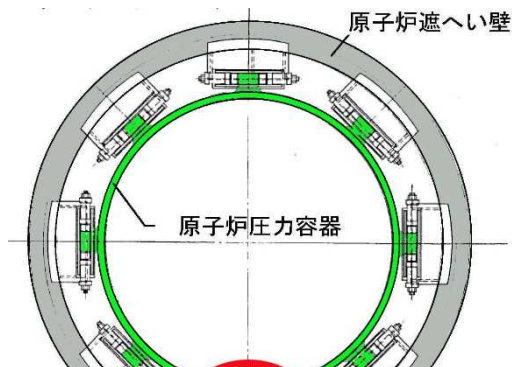


### 3. 圧力容器スタビライ

イザの

#### 配置

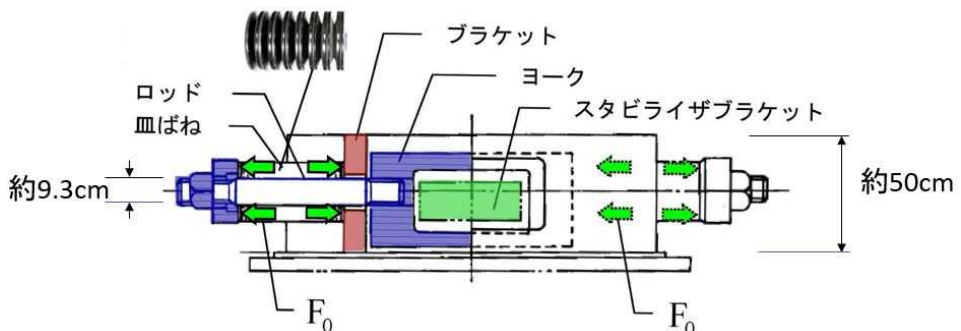
原子炉圧力容器の上部外に凸突起(ブラケット)が溶接されていて、スタビライザの真ん中の凹部にはまり込んでいる。



### 4. ロッドが

原子炉遮へい壁  
ブラケット

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」。

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

### 5. スタビライザにかかる「地震荷重」

圧力容器スタビライザの位置は標高 34.7m とされる。

被告が規制委員会に提出した「V-2-3-2 炉心、原子炉圧力容器及び圧力容器内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書(工認-167 改 30\_20180227)」より、

基準地震動  $S_s-22$  (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  $8.98\text{m/s}^2$  (898 ガル)  $\dots \text{①}$  (地震応答解析)

記号	内容
●	實点
— —	はり
— — —	水平はり
○	回転継手
○	剛節材 (ピン結合)
— — —	剛節材 (剛結合)

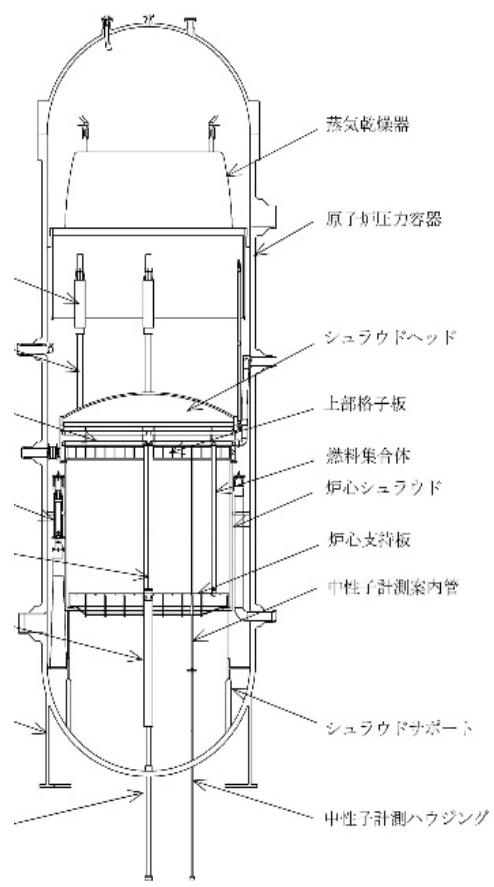
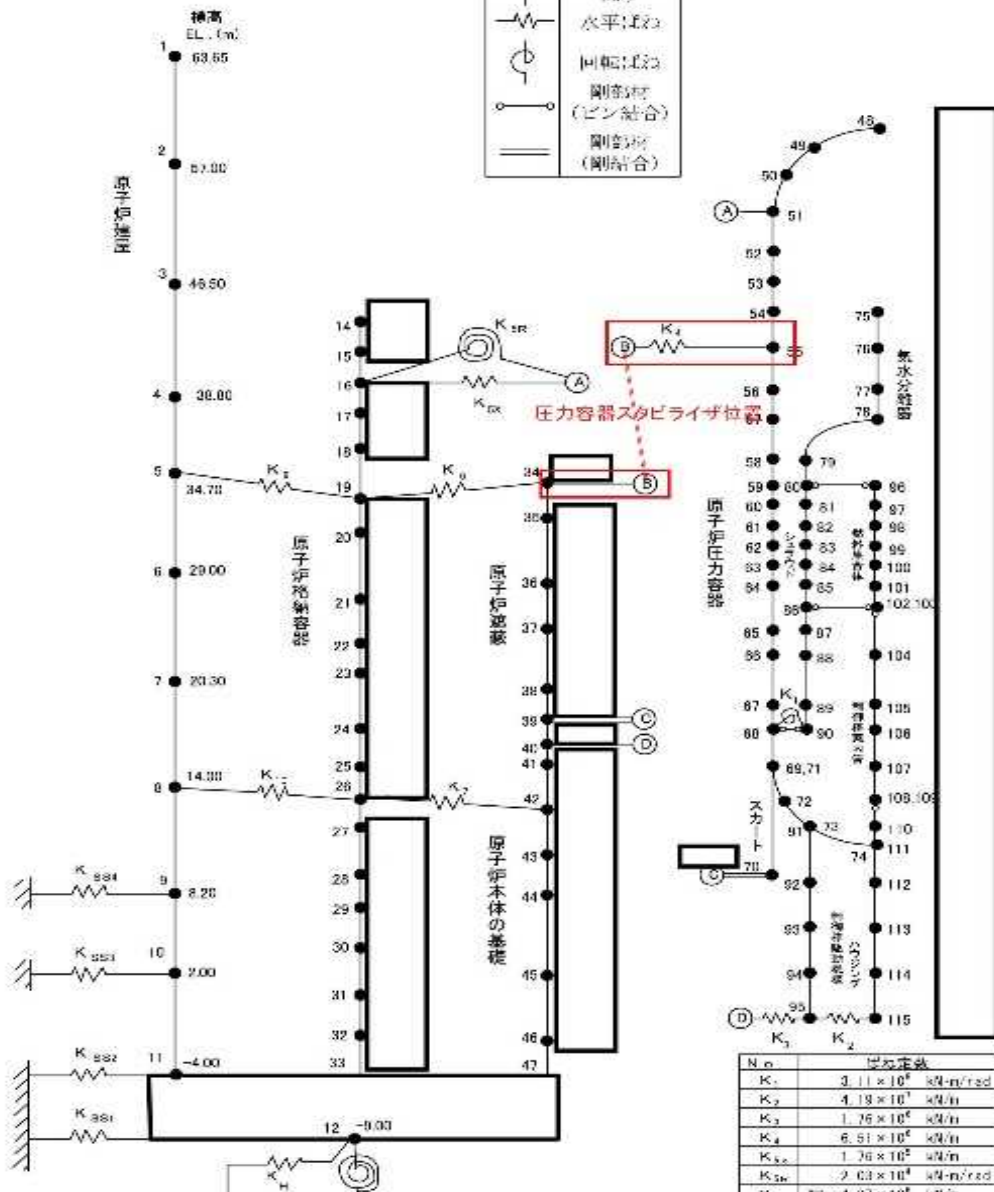


図1-1 原子炉压力容器内部構造図

(単位: m/s<sup>2</sup>)

備考	5s-31	5s-22	5s-21
原子炉压力容器頂部	10.2	12.3	11.1
シールドベアロー位置	9.93	11.7	10.7
	9.66	11.0	10.3
スタビライザ位置	9.55	10.6	10.0
	9.42	10.1	9.78
スカート頂部	9.15	9.47	9.21
	9.05	9.27	9.01
スカート基部	8.93	8.96	8.77
	8.76	8.63	8.73
	8.61	8.55	8.74
	8.50	8.01	8.77
	8.38	7.76	8.76
	8.29	7.59	8.77
	8.21	7.43	8.77
	8.13	7.26	8.77
	8.05	7.08	8.76
	7.97	6.91	8.76
	7.85	6.66	8.76
	7.79	6.67	8.75
	7.68	6.68	8.71
	7.66	6.68	8.70
	7.54	6.72	8.71
	7.35	6.54	8.38

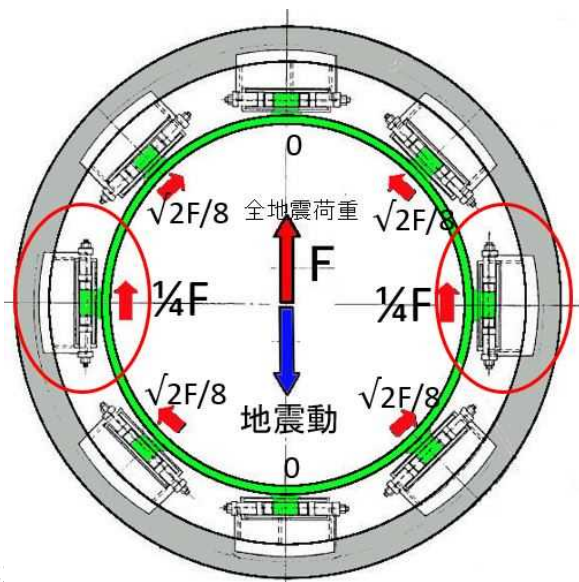
## 6. ひとつのスタビライザにかかる「地震荷重」

8つのスタビライザで受ける全地震荷重  $W_H$  は

$$W_H = 8.98 \times 10^6 \text{ (N)} \dots \textcircled{2}$$

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  $1/4 F$ 。

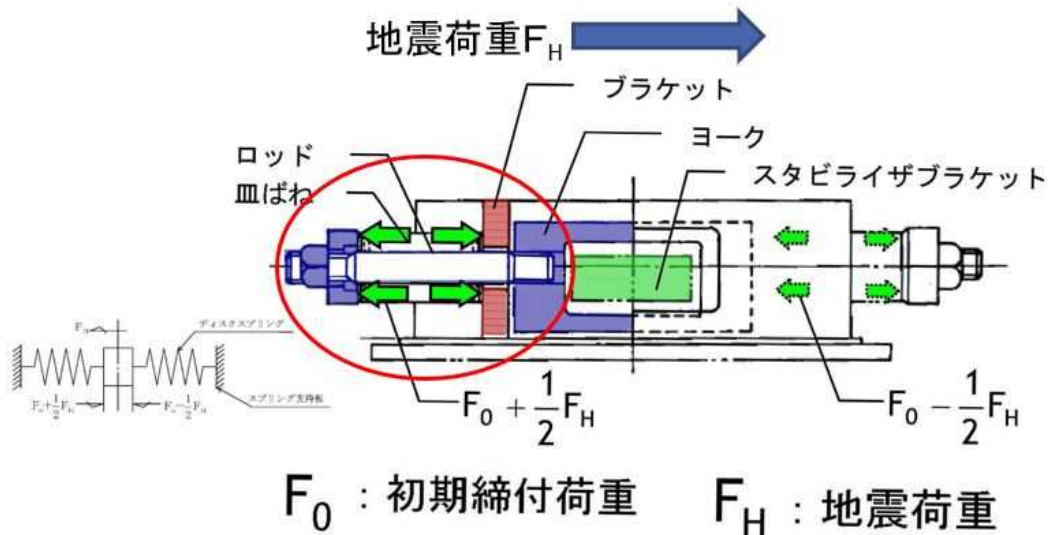
最も加重を受けるスタビライザへの地震荷重  $F_H$  は



$$F_H = \frac{1}{4}F = \frac{1}{4} \times 8.98 \times 10^6$$

$$= 2.24 \times 10^6 \text{ (N)} \dots \textcircled{3}$$

7. ロッドに加わる荷重 (初期締付荷重) + (地震荷重)



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

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

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

8. ロッドにかかる発生値 [MPa]

ロッドにかかる荷重  $2.81 \times 10^6 \text{ (N)} \dots \textcircled{5}$

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

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

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

$$\text{引張応力 } \sigma_t = (2.81 \times 10^6) / (6.84 \times 10^{-3}) = 410.8 \times 10^6 \text{ Pa}$$

$$= 410 \text{ MPa} \cdot \cdot \cdot \textcircled{6}$$



### 【3】「許容値」の計算

#### 1. ロッドの材料と品質

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]

とされており、ロッドの引張強さと降伏点は被告が明示する通り

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)

(告示第 501 号)

#### 2. 許容値の計算

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)  $= \min(1.2S_y, 0.7S_u) / 2 = 294$  [MPa]

「許容限界」(事故時評価)  $\ast = 1.5 \cdot f_t$

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

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

※「許容限界」(設計上の上限値)・・・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)

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)									
	一次応力					一次+二次応力				
	引張	せん断	圧縮	曲げ	支圧	引張 圧縮	せん断	曲げ	支圧	座屈 <sup>*5</sup>
ⅢA 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>	$1.5 \cdot f_{br}$ <sup>*7,*8</sup>
ⅣA S	$1.5 \cdot f_t^*$	$1.5 \cdot f_s^*$	$1.5 \cdot f_c^*$	$1.5 \cdot f_b^*$	$1.5 \cdot f_p^*$	$\left[ S_d \text{ 又は } S_s \text{ 地震動のみによる応力振幅について評価する。} \right]$			$1.5 \cdot f_p^*$ <sup>*8</sup>	又は $1.5 \cdot f_c$

「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)

応力分類 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	せん 断	曲 げ	支 圧	座 屈
設計条件	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
I <sub>A</sub>	$f_t$	$f_s$	$f_c$	$f_b$	$f_p$	$3 f_t$	$3 f_s^{(1)}$	$3 f_b$	$1.5 f_p^{(3)}$	$1.5 f_s$ 又は $1.5 f_c^{(3)}$
II <sub>A</sub>	$f_t$	$f_s$	$f_c$	$f_b$	$f_p$	$3 f_t$	$3 f_s^{(1)}$	$3 f_b$	$1.5 f_p^{(3)}$	$1.5 f_s$ 又は $1.5 f_c^{(3)}$
III <sub>A</sub>	$1.5 f_t$	$1.5 f_s$	$1.5 f_c$	$1.5 f_b$	$1.5 f_p$	—	—	—	—	—
IV <sub>A</sub>	$1.5 f_t^*$	$1.5 f_s^*$	$1.5 f_c^*$	$1.5 f_b^*$	$1.5 f_p^*$	—	—	—	—	—
III <sub>A</sub> S	$1.5 f_t$	$1.5 f_s$	$1.5 f_c$	$1.5 f_b$	$1.5 f_p$	$3 f_t$	$3 f_s^{(1)}$	$3 f_b^{(2)}$	$1.5 f_p^{(4)}$	$1.5 f_b^{(2)(4)}$
IV <sub>A</sub> S	$1.5 f_t^*$	$1.5 f_s^*$	$1.5 f_c^*$	$1.5 f_b^*$	$1.5 f_p^*$	$(S_1$ 又は $S_2$ 地震動の みによる応力振幅に ついて評価する)			$1.5 f_p^{(4)}$	$1.5 f_s$ 又は $1.5 f_c$

転

( 運  
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。

#### 【4】基準地震動 $S_s$ に対する裕度

$$\text{許容限界 } 440[\text{MPa}] / \text{発生値 } 410[\text{MPa}] = 1.07$$

被告も同様の結果を出している。(甲 C69 号証 工事計画書)

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 <sub>s</sub> : 2.81×10 <sup>6</sup> S <sub>d</sub> : 2.77×10 <sup>6</sup>	3.01×10 <sup>6</sup>	S <sub>s</sub> : 1.07 S <sub>d</sub> : 1.09
ディスクスプリング	同上	9.64×10 <sup>6</sup>	S <sub>s</sub> : 3.43 S <sub>d</sub> : 3.48

## 【5】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×(0.7Su)/2
Ss-22による発生応力値 (1,009Gal/NS方向)	410	
<b>許容値 f<sub>t</sub> (通常運転時)</b>	<b>294</b>	0.7Su/2