

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

2020年5月19日

## 最終準備書面(その6)

(想定を超える地震動が本件原発を襲った場合の具体的な危険性について)

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

### (巻頭～本最終準備書面作成の目的と構成)

原告らは、基準地震動  $S_s$  を超える地震動が東海第二原発(以下「本件原発」と略記)に到来した場合、耐震裕度の小さい機器や配管などが多数存在する本件原発は機能喪失して炉心損傷に至ることを主張した(原告ら準備書面(90))。そのなかでも、圧力容器スタビライザが損傷する可能性及び格納容器が座屈する可能性について、かなり詳細な主張を行ってきた(前者は原告ら準備書面(98)で、また後者は原告ら準備書面(92)で主張している)。

原告らは、本訴訟の結審にあたって、以上の問題を集約して主張する目的で作成した最終準備書面(その6)を提出する。

本最終準備書面では、最初に、第1と第2で、主張未了の2点(第1「圧力容器スタビライザ損傷以降の事故展開について」、第2「被告準備書面(15)及び同(18)に対する反論等について」)を述べる。

次に、第3で、前記の原告ら準備書面(98)及び同(92)で主張した内容を要約し、基準地震動  $S_s$  を超える地震動によって本件原発の圧力容器スタビライザが損傷し、また格納容器が座屈する具体的危険のあること、及び、その結果、大量の放射性物質が外部に放出されて原告らの人格権が著しく侵害されることを主張する。

最後に、第4で、設置許可基準規則との関係性を述べて「まとめ」とする。

(目次)

第1	圧力容器スタビライザ損傷以降の事故展開について	4
1	圧力容器が転倒すること	4
2	圧力容器の転倒を防止できないこと	6
3	原子炉遮へい壁で圧力容器を支えることができたとしても 深刻な事故に発展すること	8
(1)	制御棒が挿入できないこと	8
(2)	圧力容器に接続する配管が破損すること	11
第2	被告準備書面(15)及び同(18)に対する反論等について	15
1	応力の発生値について	15
(1)	発生値の算出方法	15
(2)	地震応答解析モデルは一次元の質点系モデルにすぎないこと	16
(3)	圧力容器スタビライザの剛性にばらつきが生じること	17
(4)	初期締付荷重による応力値が増加する可能性のあること	19
(5)	結論	21
2	圧力容器スタビライザの施工精度にばらつきが生じること	22
3	圧力容器スタビライザの使用環境について	23
4	多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験について	24
第3	想定を超える地震動が本件原発を襲った場合の具体的な危険性 について	26
1	はじめに	26
2	圧力容器スタビライザが損傷する可能性 (原告ら準備書面(98)の要約)	26
(1)	圧力容器スタビライザの構造	26
(2)	圧力容器スタビライザからの荷重伝達経路	26
(3)	圧力容器スタビライザの耐震上の余裕に関する 被告の主張内容	26
(4)	圧力容器スタビライザに耐震上の余裕がないこと	27
(5)	シアラグの健全性が損なわれることによる圧力容器 スタビライザの損傷または機能喪失について	29
(6)	以上に関連する問題について	29
ア.	応力の発生値が増加すること	29
イ.	施工精度にばらつきがあること	30

ウ．腐食に至る使用環境にあること	30
(7) 圧力容器スタビライザ損傷以降の事故展開について	30
3 格納容器が座屈する可能性（原告ら準備書面（92）の要約）	30
(1) 座屈の定義	30
(2) 本件原発の格納容器が座屈する場合に予想される経過	30
(3) 本件原発の格納容器が容易に座屈する可能性が否定 できないこと	31
(4) 被告が実施した格納容器の座屈評価と被告の主張内容	32
(5) 被告主張の誤りについて	34
ア．被告による座屈評価の当否が検証できないこと	34
イ．実構造物では座屈評価の計算結果にばらつきが生じること	34
ウ．水荷重の大幅な増加を見込む必要があること	34
エ．重大事故の継続中でも基準地震動 $S_s$ を超える地震動 の到来があり得ること	35
(6) 多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験について	35
(7) 格納容器が座屈した以降の事故展開について	36
第4 まとめ～設置許可基準規則との関係性	37
1 設置許可基準規則（新規制基準）の定めについて	37
2 圧力容器スタビライザの損傷可能性ないし格納容器の 座屈可能性と設置許可基準規則との関係性について	38
(1) 審査基準の不合理性	38
(2) 審査基準適合性判断の誤り	39

## 第1 圧力容器スタビライザ損傷以降の事故展開について

原告らは、原告ら準備書面（98）において、本件原発に基準地震動  $S_s$  を超える地震動が到来した場合、耐震余裕のない圧力容器スタビライザが損傷または機能喪失する可能性があることを明らかにした。

圧力容器スタビライザが損傷または機能喪失すると、炉心溶融ならびに格納容器の破損へと進行し、その結果、放射性物質が大量に放出されて原告らの人格権が著しく侵害されることについては、原告ら準備書面（80）9頁以下で述べているが、原告らは、その後に提出した後藤政志証人作成の意見書（甲C第76号証の1、甲C第79号証、甲C第96号証）の内容を踏まえたうえで、以上の事故展開をさらに詳しく主張するものである。

### 1 圧力容器が転倒すること

- (1) 地震力による全水平荷重  $F$  が圧力容器に加わると、この全水平荷重  $F$  は圧力容器の上部に取り付けられた圧力容器スタビライザから原子炉遮へい壁を介して格納容器スタビライザに伝達され、さらに圧力容器側シアラゲ→格納容器→建屋側シアラゲを経由して、最後に原子炉建屋へと伝わる（甲C第96号証11頁に掲載した以下の図1参照）。

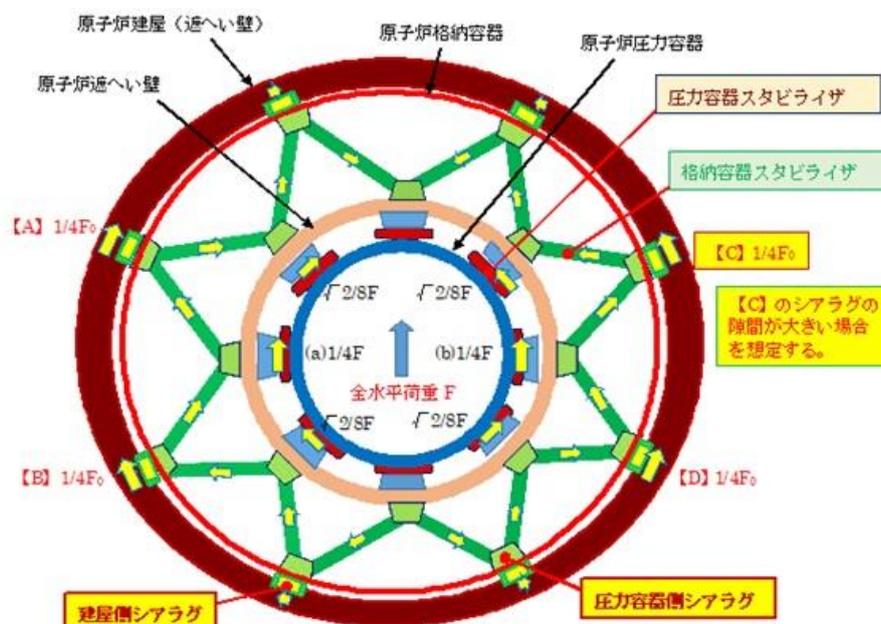


図1 圧力容器スタビライザの荷重伝達経路

例えば、図 1 の中心付近に表示した水色の矢印方向に全水平荷重  $F$  が作用した場合、当該荷重と方向を同じくする圧力容器スタビライザ 2 個 (図 1 で(a)1/4 $F$ 、(b)1/4 $F$  と表示されたもの) に最も大きな荷重が伝わる。その結果として、耐震余裕のない当該圧力容器スタビライザのロッドに損傷が発生すると、他の圧力容器スタビライザ 6 個のロッドも、荷重負担が急激に増加して次々と連鎖的に損傷を来す。その結果、全 8 個の圧力容器スタビライザが全体として機能喪失し、圧力容器を水平方向に支持することができなくなる。

- (2) 圧力容器の下部は、基礎部のコンクリートペデスタルに支持スカートで接続されている。圧力容器の自重によって生じる下方向の荷重は、コンクリートペデスタル及び支持スカートにおける上方向の反力によって支えられている。

ところが、圧力容器スタビライザが機能喪失して圧力容器を支持できなくなると、全水平荷重  $F$  が圧力容器を転倒させようとするモーメント  $M$  に転化し、コンクリートペデスタル及び支持スカートにおける上下方向支持力  $U$  に変換される。この場合、上下方向支持力  $U$  による荷重が、圧力容器下部の直径  $d$  と、コンクリートペデスタル上部から圧力容器スタビライザまでの距離  $h$  との比率に応じて増加することになる。

後藤証人作成の意見書 (甲 C 第 7 6 号証の 1、41 頁) では、推測値として、 $d \doteq 6,360\text{mm}$ 、 $h \doteq 13,000\text{mm}$  を用いているが、被告準備書面 (1 8) 34 頁の図 6 によると、 $d \doteq 7,900 - (560 \times 2) \doteq 6,780\text{mm}$ 、 $h \doteq 14,600\text{mm}$  であることが分かるので、これらの数値を使って算定すると、

$$\underline{h/d = 14,600 \div 6,780 \doteq 2.15}$$

である。要するに、上下方向支持力  $U$  が全水平荷重  $F$  の約 2 倍に達していることが分かる。約 2 倍に増えた上下方向支持力  $U$  に圧力容器の自重が加わることによって、コンクリートペデスタル及び支持スカートが受ける荷重は著しく増加する。その結果として、支持スカートが破損すると、圧力容器の転倒は避けられない (甲 C 第 7 6 号証の 1、38～42 頁)。

以上の経過を分かりやすく説明したものが、甲 C 第 7 6 号証の 1、38 頁に掲載されている以下の図 18 及び図 19 である。



事態を想定しておらず、強度計算として不十分である。この点は、原子炉遮へい壁のみならず、スタビライザブラケットを含む圧力容器スタビライザの支持構造全体に関しても同様である。

被告は、スタビライザブラケットの台形部位あるいは原子炉遮へい壁が傾斜した圧力容器を支えるため、圧力容器が大きく傾くことはなく、ましてや圧力容器が転倒することはない、などと主張するようであるが、これらの被告主張は、重量物である圧力容器（推定 1,200～1,500 トン）の衝突という深刻な事態が発生したとしても、スタビライザブラケットや原子炉遮へい壁の健全性はなお維持されている、という事実の立証がないと成り立たない。前述したとおり、被告はそのような事態を想定したうえでの強度計算を実施しておらず、「圧力容器が大きく傾くことはなく」という被告主張は、科学的な裏付を欠いた単なる希望的観測にすぎない。

- (3) 圧力容器が傾いて原子炉遮へい壁に衝突した状況は、甲C第76号証の1、43頁に掲載された以下の図23のとおりである。圧力容器（緑色の円で表示）に対して、赤色の矢印で表示された全水平荷重  $F$  が加わり、圧力容器スタビライザのロッドが次々と損傷して機能喪失に至った場合、圧力容器が全水平荷重  $F$  の方向へと傾き、原子力遮へい壁に倒れ掛かって衝突する（衝突時点での圧力容器の位置を赤色の円で表示）。

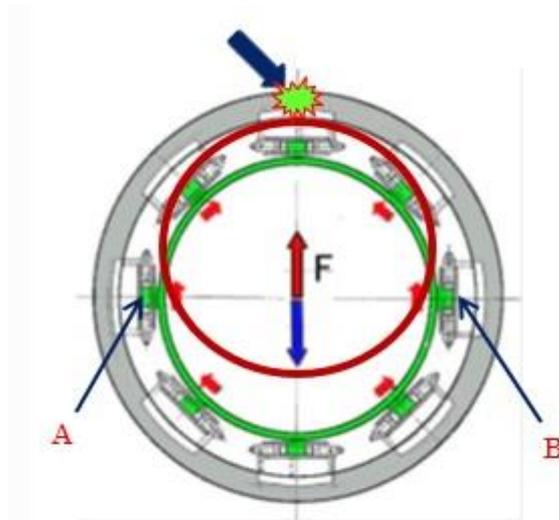


図 23 遮へい壁にかかる荷重

原子炉遮へい壁は、円筒の形状を有している。甲C第76号証の1、44頁に掲載した以下の図25は、円筒状構造物を上から見たところであって、円筒筒の壁に対して面外方向（面に対して直角方向）に力を加えると、そ

れが小さな力であっても面外に大きく変形すること、すなわち、円筒状構造物は面外方向の強度が脆弱であること、を表現している。

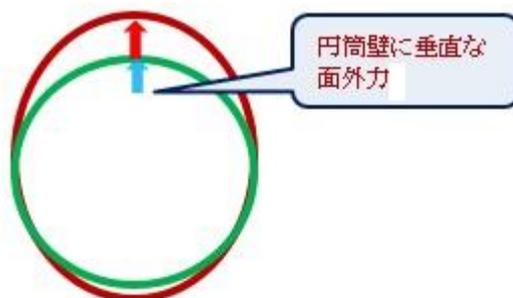


図 25 円筒状構造物の壁に面外力がかかった状態

圧力容器が原子炉遮へい壁に衝突すると、地震力による全水平荷重  $F$  と圧力容器の自重が集中的に原子炉遮へい壁に加わる。原子炉遮へい壁は、前述したとおり、面外方向の強度が脆弱であることから、衝突箇所で破壊の発生する可能性が否定できない。破壊された原子炉遮へい壁では圧力容器を支えることができず、圧力容器が完全に転倒して破局的な結果を招くこと必至である（甲C第76号証の1、42～44頁）。

### 3 原子炉遮へい壁で圧力容器を支えることができたとしても深刻な事故に発展すること

2項で検討したところによれば、「原子炉遮へい壁等の存在により圧力容器が大きく傾くことはなく、その影響は圧力容器に接続されている配管の一部破損に留まる」とする被告主張は認められない、というべきであるが、以下では、仮に原子炉遮へい壁で圧力容器を支えることができたとして、その影響が配管の一部破損に留まる、との結論を導いた被告主張の当否について検討する。

#### (1) 制御棒が挿入できないこと

ア. 1項(2)で述べたとおり、被告準備書面（18）34頁に掲載した図6には、コンクリートペDESTAL上部から圧力容器スタビライザまでの距離  $h$  が約 14.6m (=14,600mm)、圧力容器と原子炉遮へい壁内側との隙間  $\delta$  が約 560mm、との記載がある。傾いた圧力容器を原子炉遮へい壁で支えることができたとして、その際の圧力容器が傾いた角度を求めたところ、以下のとおり約  $2.2^\circ$  である。

$$\delta/h \doteq 560 \div 14,600 \doteq 0.0383$$

三角関数表によると、0.0383 に近似する正接 (tan) は、角度 2.2°  
=0.0384 である。

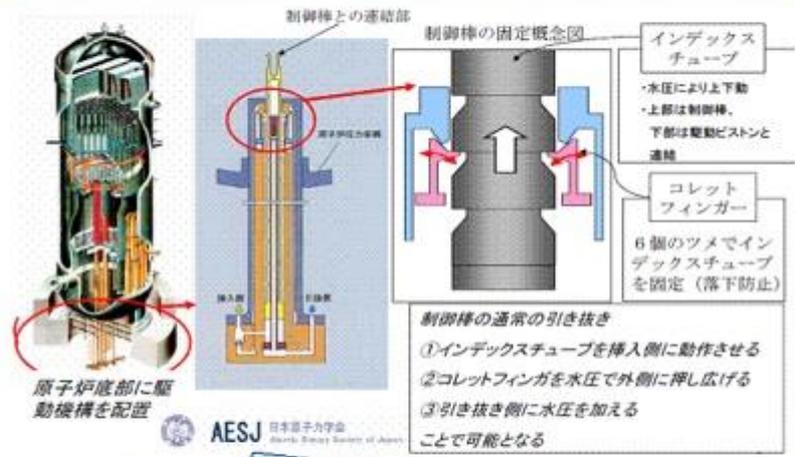
なお、甲C第76号証の1、46頁では、 $\delta \doteq 564\text{mm}$ 、 $h \doteq 13,000\text{mm}$ を用いているため、傾きの角度は約 2.5° と算定されているが、2.2° と 2.5° が極めて近似した数値であることから、本最終準備書面では、傾斜角度を約 2.2° と設定したうえで検討を行なうこととする。

イ. 圧力容器が 2.2° 傾いた場合、制御棒駆動機構ハウジングが変形して制御棒挿入不能に陥る可能性が高い。

本件原発のような沸騰水型原子炉では、制御棒駆動機構をその内部に納めた制御棒駆動機構ハウジングが、圧力容器下部から真下に大きく突き出している。

制御棒は、その下部でインデックスチューブと連結し、インデックスチューブは、その下部で駆動ピストンと連結している。インデックスチューブは水圧によって上下動するところ、不慮の原因で落下しないよう、爪状のコレットフィンガー6個で固定されている。コレットフィンガーは、制御棒駆動機構ハウジング内の圧力容器下鏡間近に取り付けられている。炉心に挿入された制御棒を引き抜く場合、インデックスチューブを上側に動作させ、コレットフィンガーを水圧で押し広げ、下側に水圧をかけることによって、はじめて引き抜きが可能となる（甲C第76号証の1、49頁に掲載された以下の図30参照）。

## 制御棒駆動の概念図



制御棒駆動機構は複雑な形をしており、原子炉が傾き、制御棒駆動機構ハウジングが変形するとコレットフィンガー等が噛み込みスクラムをかけた後も、制御棒が入らないことがあり得る。

図 30 制御棒駆動機構の概念図

圧力容器が 2.2° 傾いた場合、制御棒駆動機構ハウジングに変形が生じるおそれがある。この変形に影響されてコレットフィンガーが噛み込みを起こすと、インデックスチューブが固着して制御棒を挿入することのできない事態が想定される（甲C第76号証46～52頁）。

ウ．本最終準備書面で述べる圧力容器スタビライザの損傷及び圧力容器の傾きは、基準地震動  $S_s$  を超える地震動が本件原発に到来したことによって発生したものである。原発では、大きな地震動が観測された場合、自動スクラム信号が発せられ、制御棒を炉心に挿入して核反応を即時に止める仕組みが採用されている。しかし、イ項で述べたとおり、圧力容器が傾いた場合、制御棒が挿入できない事態があり得る。

制御棒が挿入できない場合に対処するべく、ホウ酸水注入系が設けられているが、ホウ酸水の注入を開始してから原子炉を停止させるまでに、少なくとも 30 分間を要する。その間、原子炉を冷却し続ける必要があるが、制御棒が挿入されていない状態で冷却水を炉心に注入すると、核反応が急速に増加して核暴走に至る危険がある。他方、核反応を抑えるために冷却水の注入を止めると、今度は炉心が冷却できなくなり、燃料棒が水面から露出して炉心損傷さらには炉心溶融へと進展する（炉心が

緊急炉心冷却系（ECCS）を作動させたり停止させたりする操作を繰り返しながら、炉心で燃料棒が冠水するぎりぎりの水位を維持しつつ原子炉を停止させることなど、実際には不可能である）。仮に炉心の冷却が一定時間維持できたとしても、サブプレッションプールの水温が上昇することによって原子炉隔離時冷却系が停止し、格納容器は冷却不能となって破損する（甲C第96号証1～2頁）。

以上の深刻な事故態様に対して、シビアアクシデント対策が有効に機能する保証は全くなく、大量の放射性物質が外部に放出される事態の招来は確実である。

被告主張は、このような制御棒挿入不能という事態を全く想定していない点で、そもそも失当である。

## (2) 圧力容器に接続する配管が破損すること

ア. 圧力容器が 2.2° 傾いて原子炉遮へい壁に支えられた状態は、圧力容器スタビライザ付近で約 560mm の変位が生じていることを意味する。

ところで、甲C第76号証の1、54頁に掲載された以下の図34に示したとおり、圧力容器には多数の配管が接続されている。

## 原子炉が傾斜すると複数の配管が破断する

—原子炉上部に接続された配管や大口径の配管が破断する可能性が高い—

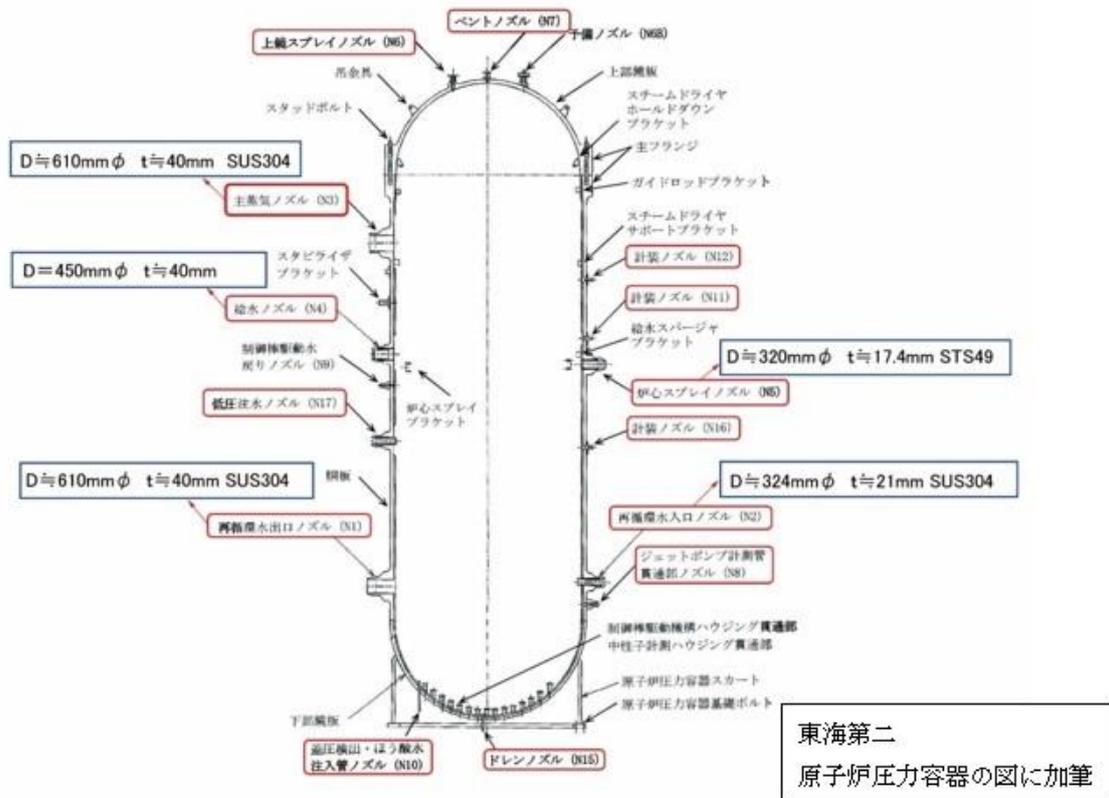


図34 圧力容器に接続された配管とそのノズルの一部

特に、圧力容器の底部から約 14,600mm の高さに位置する圧力容器スタビライザの付近には、主蒸気ノズルに連結した主蒸気配管（推定外径約 610mm、肉厚約 40mm）や給水ノズルに連結した主給水配管（推定外径約 450mm、肉厚約 40mm）など、重要な機能を有する大口径配管が接続されている。圧力容器が水平方向に傾斜した場合、小口径配管は曲がりやすいので破損しにくいのに対して、大口径配管については破損しやすい、とされている。しかも、高い位置にある配管は、変位量が大きいため、破損の可能性がより高まる（甲C第76号証の1、53頁）。

イ. ア項で述べたとおり、圧力容器が傾斜したときの圧力容器スタビライザ付近の変位量は約 560mm である。これに対して、例えば、配管の材料であるオーステナイト系ステンレス鋼について、室温 25°C から原子炉の温度 300°C に上昇した場合に長さ 5m の配管の伸び  $\delta$  を算出すると、

$$\delta = \frac{\text{全長 } 5,000\text{mm} \times \text{熱膨張率 } 19 \times 10^{-6}\text{mm/mm}^{\circ}\text{C}}{\text{温度差 } (300 - 25)^{\circ}\text{C}} \doteq 26\text{mm}$$

である。熱による変位量（26mm）と比較して、圧力容器が傾斜した場合の変位量（560mm）が非常に大きいことが分かる。配管においては、熱膨張による強制変位を吸収できるように配管ルートやサポート配置が設定されているところ、熱変位の場合をはるかに超えている変位量を吸収することは極めて困難であって、吸収不能の場合には配管それ自体またはサポート支持などが破損することになる。とりわけ、主蒸気配管については、配管の外径（約 610mm）と変位量（約 560mm）が近接しており、配管が大口徑で肉厚も大きい（約 40mm）ことから、変形が追従できずに破損へと至る危険性が高い（甲C第76号証の1、59～60頁）。

ウ．想定される配管の破損様式は、

- ① 圧力容器が倒れこむ方向では、配管が圧力容器に押されることによって座屈する。大きな変形を伴うことから、座屈後に亀裂が発生する。  
また、ノズルセーフエンドの形状急変部で亀裂が発生する。
- ② 圧力容器が倒れこむ方向の反対側では、配管に引張と曲げによる亀裂や破断が発生する。
- ③ 圧力容器が倒れこむ方向に対して直角の位置にある配管では、圧力容器の水平方向への移動によって、ノズルセーフエンドの断面急変部（応力が集中している）で、曲げとせん断によって大きく変形して亀裂を発生させる。

などである。

なお、ノズルセーフエンドの形状を甲C第76号証の1、57頁に掲載された図37で示す。ノズルセーフエンドは、厚肉の圧力容器と相対的に薄肉の配管を溶接するために両者の間に挿入された複雑な形状の部品であって、断面急変部（図37では赤色の楕円形で表示）を有していることから、容易に損傷する（甲C第76号証の1、57頁）。



図 37 代表的なノズルセーフエンド

エ. 以上のとおりであるから、傾いた压力容器が原子炉遮へい壁に支えられた場合であっても、主蒸気配管や主給水配管などの重要な機能を有する大口径配管が破損する可能性が否定できず、被告主張のように「配管の一部破損に留まる」などとは、到底認めることができない。

そして、前記のような大口径配管が破損したならば、確実に冷却材喪失事故に発展する。その結果、原子炉の冷却ができなくなり、炉心損傷さらには炉心溶融に発展し、シビアアクシデント対策は機能せず、大量の放射性物質が外部に放出され、原告らの人格権は著しく侵害される。

以上に述べた経過は、原子炉遮へい壁で压力容器を支えることができ、压力容器の完全な転倒を阻止し得た場合であって、それでも福島原発事故と同程度またはそれ以上の過酷な結果が招来されるのである。

ましてや、压力容器が完全に転倒することになれば、さらに厳しい事故状況に至ることは、誰もが認めざるを得ないというべきである。

## 第2 被告準備書面（15）及び同（18）に対する反論等について

本件原発の圧力容器スタビライザに関して、被告は、基準地震動  $S_s$  が到来した場合のロッドに作用する荷重から生じる応力の発生値及び許容値はいずれも余裕がある、と主張している（被告準備書面（15）3頁、11～15頁）。

これに対して、原告らは、とりわけ許容値の算出過程に誤りがあることを指摘し、圧力容器スタビライザのロッドに耐震余裕がないことをあらためて主張した（原告ら準備書面（98）5頁以下）。

原告らは、本最終準備書面において、許容値のみならず、発生値の算出過程に関しても誤りや正確性に欠ける点があることを明らかにする。そのうえで、被告が被告準備書面（18）で取り上げた個々の争点のうち、原告らがこれまで触れておらず、かつ重要と思われる事項に限定した反論を行なう。なお、以上の点を立証するべく、原告らは、後藤政志証人が新たに作成した2020年5月18日付意見書（甲C第108号証）を提出する。

### 1 応力の発生値について

#### (1) 発生値の算出方法

被告は、工事計画認可申請にあたっては、圧力容器スタビライザに対して JEAG4601 等に定める手法を用いた解析評価を行った、と説明している。具体的には、

- ① 解放基盤表面（標高-370m）から圧力容器スタビライザの位置に荷重が作用するまでには、解放基盤表面から原子炉建屋基礎までの地盤の影響に加えて、原子炉建屋、格納容器、圧力容器、炉内構造物といった大型機器の影響を受けることを考慮し、これらについて耐震評価を行なうためのモデルを作成する。
- ② 基準地震動を用いて、解放基盤表面から原子炉建屋基礎までの地盤を模擬したモデルの地盤伝播解析により原子炉建屋基礎底面及び埋込み部における地震動を算出する。
- ③ この地震動を用いて、圧力容器等の大型機器を模擬したモデルの地震応答解析により、圧力容器スタビライザの8個のロッドすべてについて作用する荷重を算出する。
- ④ その結果、最大の発生値は、ディスクスプリングの初期締付荷重による応力値である 247MPa と地震力により生じる応力値である 163 MPa とを合算した 410 MPa であった。

と主張している（被告準備書面（15）3～4頁）。

(2) 地震応答解析モデルは一次元の質点系モデルにすぎないこと

ア. (1)で述べた「耐震評価を行なうためのモデル」とは、被告が、2018年（平成30年）9月7日付で原子力規制委員会に提出した「工事計画に係る補足 説明資料 耐震性に関する説明書のうち補足-340-13」（甲C第109号証）106頁に掲載されている以下の図「大型機器、構造物の地震応答解析モデル（水平方向）」のことである（但し、一部加筆）。

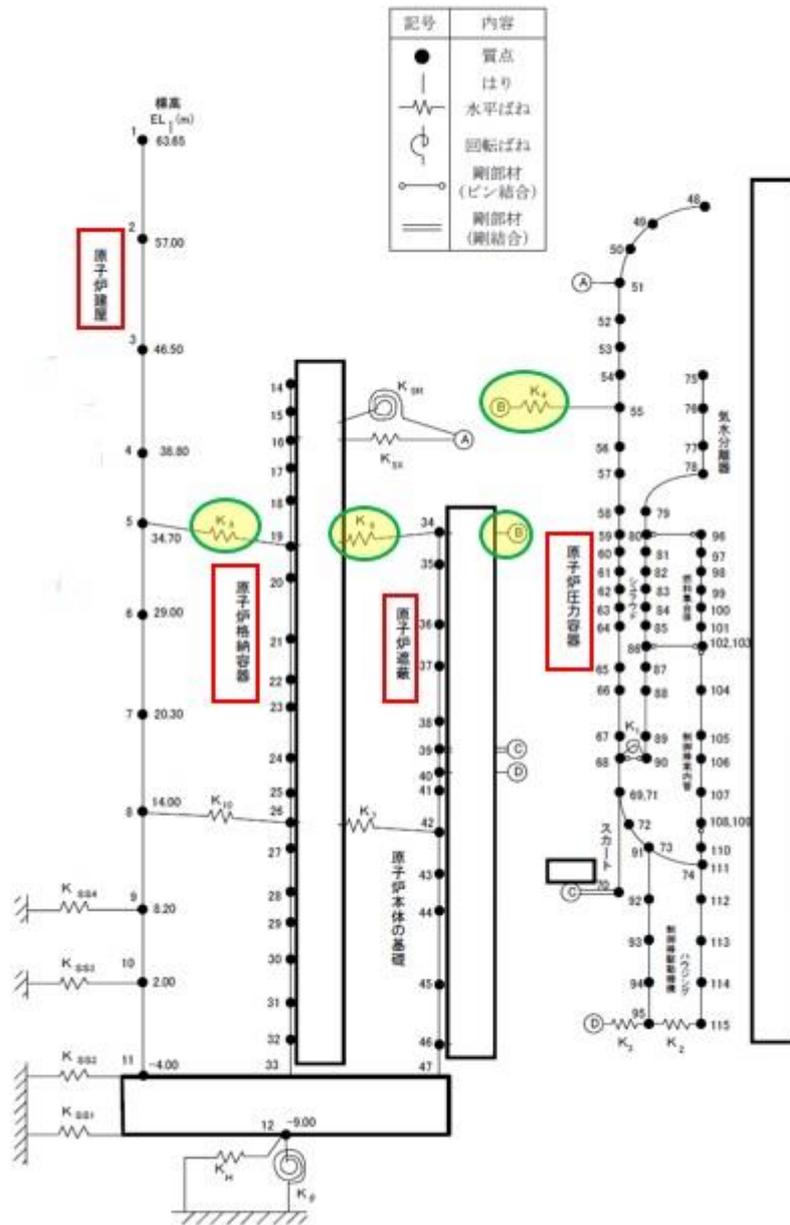


図1(1) 大型機器、構造物の地震応答解析モデル（水平方向）

イ. 地震応答解析モデルとは、大型の三次元構造物である圧力容器、原子炉遮へい壁、格納容器、及び原子炉建屋を、それぞれ1本の柱にモデル化した一次元の質点系モデルである。

同様にして、圧力容器スタビライザ ( $K_4$ で表示)、格納容器スタビライザ ( $K_6$ で表示)、及びシアラグ ( $K_9$ で表示) についても、それぞれ1本の水平バネにモデル化されている。

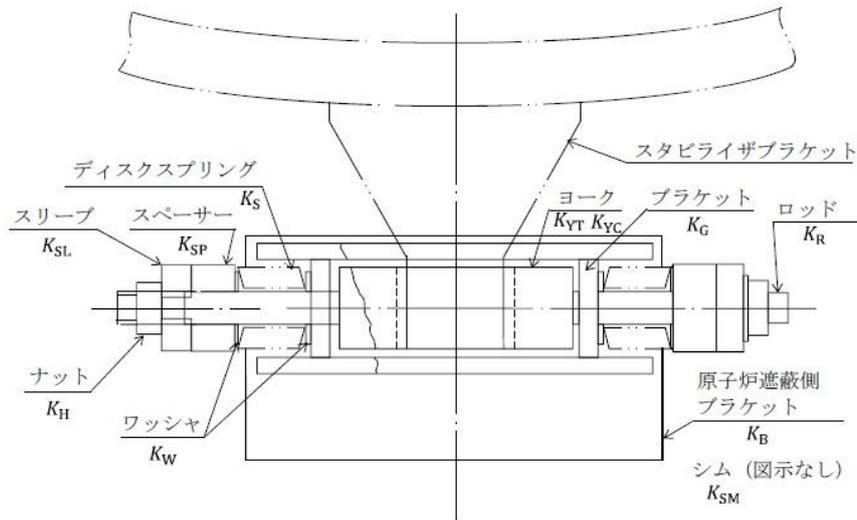
要するに、圧力容器、原子炉遮へい壁、格納容器、及び原子炉建屋は、いずれも水平方向に6~50m幅を有する複雑な立体構造物であるにもかかわらず、高さ方向の寸法のみを合わせたうえで、代表するたった1点で水平方向の変位を表している。このため、三次元モデルでなければ表すことのできない変位（例えば、真円とのずれ）や面外振動（想定する面と直交方向に発生する振動）などは、地震応答解析モデルを用いた解析の過程では考慮されていない。また、三次元的な立体構造を一次元のモデルに置き換えているため、質量の配分や剛性（変形しにくさを表す値であり、「ばね定数」ともいう）の評価の仕方によっては、固有周期の計算結果に影響を及ぼすことが想定される。被告は、地震動解析にあたり、固有周期の地震動スペクトルを10%拡幅して誤差を吸収しようとしているが、一次元モデルにおいて三次元的な影響がどこまで正しく反映されているのか明らかでなく、10%拡幅によって全ての誤差をカバーするのは難しいと思われる。そして、耐震評価の過程では、固有周期と地震動周期との共振が考慮されることから、算出した応力値が大きく変化することもあり得る（以上、甲C第108号証1~2頁、同11頁）。

ウ. 被告は、地震応答解析モデルを用いて耐震評価を実施している、と主張するが、現実をどこまで反映しているのか明確でない一次元モデルに依拠した耐震評価にすぎない以上、算出された値の正確性が必ずしも保証されているとはいえず、地震力により生じる応力値（被告によれば163MPa）が、実際には過小評価である可能性を常に考慮しておかなくてはならない。

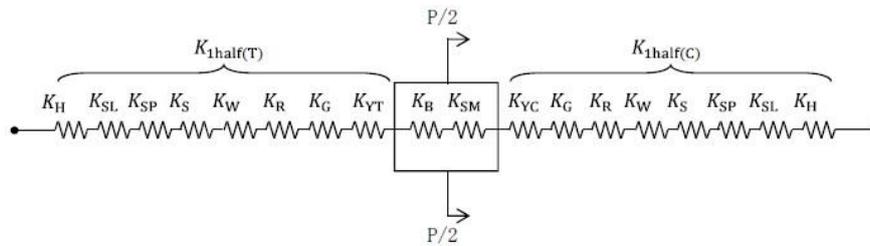
（以上、甲C第108号証1~2頁、同11~12頁）

### (3) 圧力容器スタビライザの剛性にばらつきが生じること

ア. 圧力容器スタビライザの構造図とばね定数算出モデル図を以下のとおり示す（甲C第109号証114頁から引用）。



(1) RPVスタビライザ構造



(2) ばね定数算出モデル

図5 RPVスタビライザの構造及びばね定数算出モデル

イ. 次に、圧力容器スタビライザを構成する部材と荷重伝達形態の一覧表を以下に示す（甲C第109号証135頁から引用）。

表5 RPVスタビライザの構成部材と荷重伝達形態

部材名称	荷重伝達形態
スタビライザブラケット	接触
シム	接触
ヨーク	ねじ接合
ロッド	ねじ接合
ナット	接触
スリーブ	接触
スペーサー	接触
ワッシャ	接触
ディスクスプリング	接触
ブラケット	接触
原子炉遮蔽側ブラケット	溶接接合

ウ. 以上によれば、圧力容器スタビライザは、スタビライザブラケット、原子炉遮へい側ブラケット ( $K_B$ 、被告準備書面(18)36頁の図8に表示した「ベースプレート」)、シム ( $K_{SM}$ )、ヨーク ( $K_{YT}$ または $K_Y$  c)、ブラケット ( $K_G$ )、ロッド ( $K_R$ )、ワッシャ ( $K_W$ )、ディスクスプリング ( $K_S$ )、スペーサー ( $K_{SP}$ )、スリーブ ( $K_{SL}$ )、ナット ( $K_H$ )、といった全11種類、合計18個の部材を組み合わせて製造された複雑な立体構造物である。しかも、これら部材のうちブラケットは、さらに細かな複数の部材を溶接接合して箱型構造に仕上げられている。また、ディスクスプリングは、ロッドの片側に20枚の板状のばねを重ねることで部材として完成する複雑な構造を有している。

エ. 圧力容器スタビライザの部材間における荷重伝達形態は、溶接接合、ねじ接合、ならびに接触など様々である。ねじ接合では、ねじに過度の締め付けや緩みが発生したときに荷重伝達の状況が変化する。また、接触では、部材間での接触箇所が多い場合、摩擦などの影響によって荷重伝達の状況が複雑化する。

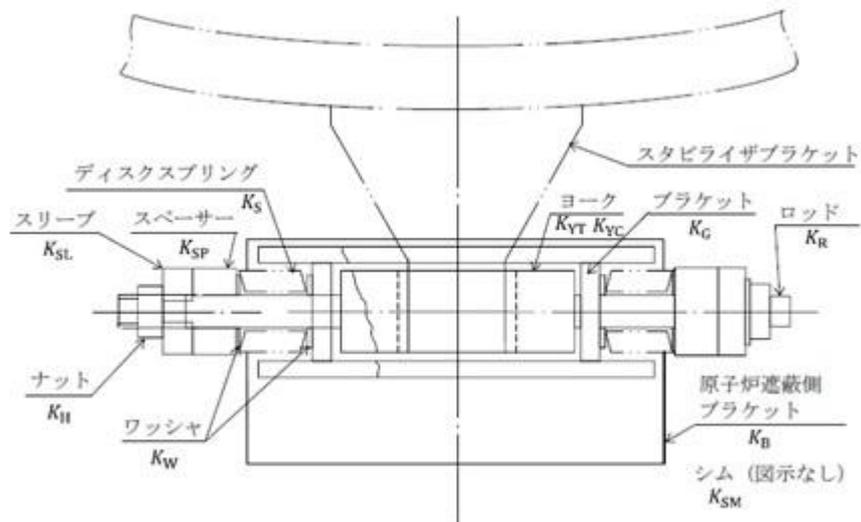
各部材単位ごとの荷重伝達構造も複雑である。例えば、スタビライザブラケット、ブラケット、原子炉遮へい側ブラケットでは、軸圧縮力や軸引張力だけでなく、せん断力やねじりモーメントも荷重として加わる。なお、スタビライザブラケットは、箱型構造であるブラケットの中に差し込まれ、ヨークと面接触しているところ、接触箇所に隙間があった場合には、さらに衝撃荷重も加わることになる。

以上述べた様々な要因によって、8個ある圧力容器スタビライザのそれぞれの剛性にばらつきが生じる。この場合、地震力による荷重が一部の圧力容器スタビライザに集中することになり、応力の発生値を上昇させることがあり得る。

(以上、甲C第108号証2~3頁、同11頁)

#### (4) 初期締付荷重による応力値が増加する可能性のあること

ア. 最初に、(3)項アで示した圧力容器スタビライザの構造図を以下に再掲する。



(1) RPVスタビライザ構造

1個の圧力容器スタビライザには、ロッドが左右に1本ずつ設置されている。ロッドは、スタビライザブラケットに接触するヨークにねじ接合されるとともに、ブラケットに接触するディスクスプリング、スペーサー及びスリーブを取り付けている。さらに、ロッドに差し込んだナットによって、これらの部材が締め付けられている。

ロッドの両端には、ねじ溝が刻まれている。ナットをロッドのねじ溝に差し込んで回転させると、ナットがスリーブの方向へと進む。しかし、ナットがスリーブの端部に到達するまでの間は、ロッドに力が加わることはない。スリーブの端部に到達したナットをさらに締め付けてスリーブを押すと、スペーサーを介してディスクスプリングに圧縮力  $F_c$  が加わる。それと同時に、圧縮力  $F_c$  と同じ大きさで反対向きの反力がディスクスプリングに発生し、これがロッドに対して引張力  $F_t$  として作用する。

ナットの締め付けを継続した場合、ディスクスプリングに加わる圧縮力  $F_c$  が増大し、ロッドに作用する引張力  $F_t$  も同じ量だけ増加する。この引張力  $F_t$  をロッドの断面積で除した値が、初期締め付け荷重による応力値であり、被告はこれを 247MPa としている。

イ. 被告が算出した初期締め付け荷重による応力値 247MPa は、ナットの回転力（トルク）の管理が適切に行なわれていることを前提にした数値である。しかしながら、初期締め付け時点では応力値が 247MPa になるよう管理したつもりであっても、実際の応力値は 247MPa を超えて更に増大している可能性が高い。なぜなら、原発が稼働する状態が長く続けば、個々

の機器のねじ部に緩みが生じることが予想されるため、かかる事態を少しでも回避するべく、初期締付の段階でナットの増し締めが行なわれるのが普通だからである。増し締めが行なわれると、ナットの移動量 $\delta$ に比例してディスクスプリングの圧縮力 $F_c$ が増大し、その値はそのままロッドの引張力 $F_t$ の増加分となる。この結果、初期締付荷重による応力値が247MPaを超えることになる。

ところが、被告は、応力値を算出するための基礎的データである各部材のばね定数（剛性を表す数値）が記載された資料の該当部分をマスキングしている（甲C第109号証113～114頁）。さらには、ディスクスプリング自体が、ロッドの片側に20枚の板状のばねを重ねた構造であることから、ばね1枚ごとのばね定数にもばらつきが発生している可能性が否定できないところ、前記した資料には、ばらつきの有無及びその分量に関する詳しい数値は記載されていない模様である（マスキングされた状態から推し量るに、ディスクスプリングのばね定数に関する記載が数文字分しかない）。

すなわち、初期締付荷重による応力値が247MPaを超えることが想定されるものの、どこまで増加するのか分からない状況下にある。

（以上、甲C第108号証3～5頁、同12頁）

## (5) 結論

(4)項で述べたとおり、初期締付荷重による応力値247MPaについては、ナットの増し締めによって増加することが想定される。

また、地震力による応力値163MPaについても、仮に基準地震動 $S_s$ の2倍に相当する地震動が本件原発に到来した場合（本最終準備書面第3の1項参照）、応力値もこれに比例して $163 \times 2 = 326$ MPaまで増加することがあり得る。

以上のほか、(2)項で述べた地震応答解析モデルの問題点、(3)項で述べた圧力容器スタビライザの剛性のばらつき、及び、原告ら準備書面（98）10頁以下で述べたシアラグの不健全性、などの諸点も考慮するならば、基準地震動 $S_s$ を超えた地震動がもたらす圧力容器スタビライザのロッドでの応力の発生値は、被告が算出した許容値440MPaを軽々と超えるのはもちろんのこと、圧力容器スタビライザのロッドの材料であるニッケルクロムモリブデン鋼の降伏点( $S_y$ )=679MPaまたは引張強さ( $S_u$ )=839MPaに限りなく近づく、もしくは超えることも十分に考えられる。

すなわち、圧力容器スタビライザのロッドは容易に破損し、本最終準備書面第1で述べたような極めて深刻な結果がもたらされるのである。

## 2 圧力容器スタビライザの施工精度にばらつきが生じること

- (1) 原告らは、実験室での破壊試験で用いられる引張試験片の場合とは異なり、実構造物は、金属を切断して部材に加工し、これら部材を相互に溶接する、あるいは、ボルト等で締め付ける、などの工程を経て製品化されるため、部材それ自体にひずみが生じたり、構造物の形状による応力集中部が形成されていることがある、よって、付与した荷重が小さくても材料が降伏または破断に至ることがあり得る、と主張してきた（原告ら準備書面（92）8頁）。

圧力容器スタビライザに関しても、以上のような施工精度のばらつきは当然に発生していると考えられるべきである。

- (2) 他方、被告は、圧力容器スタビライザを設置するための主な施工過程について、

- ① スタビライザブラケットを圧力容器スタビライザの中央部にある空間部分にはめ込む。
- ② 単純な棒状を成すロッドによりスタビライザブラケットを両側面から支持する。
- ③ 原子炉遮へい壁の上部に溶接したベースプレートに圧力容器スタビライザを設置する。

としたうえで、何ら技術的に複雑な工程を要することはなく、容易に行なうことができ、厳格な品質管理のもと、適切な施工がなされているかを適切に確認しているのであるから、原告らの述べる施工精度のばらつきは、具体的根拠を伴っていない、と主張している（被告準備書面（18）11～12頁）。

- (3) 圧力容器スタビライザが、全11種類、合計18個の部材から成る複雑な立体構造物であることは、1項(3)で詳述したとおりである。

圧力容器スタビライザの施工過程では、ブラケットと原子炉遮へい側ブラケット（ベースプレート）が溶接接合され、また、ブラケット自体が箱型の溶接構造物であるなど、溶接作業が多用されているところ、使用する器具の調整状況、温湿度などの外部環境ならびに作業員の技量によって製品の完成度が左右されることから、溶接箇所が多い圧力容器スタビライザでは、その施工精度にばらつきの生じることが避けられない。圧力容器スタビライザの施工は容易である、という被告主張は、溶接が熟練を要する専門的な作業であることを無視しており、採用することができないのであ

る。

また、被告は、厳格な品質管理によって適切な施工を確認している、とも主張しているが、品質管理の具体的方法が明らかにされていない。この点につき、原発の現場では、日常の目視検査や非破壊検査では瑕疵を発見できず、事故が起きた後の調査でようやく瑕疵が発見された事例（甲C第96号証24頁で紹介した伊方原発三号機での一次冷却材充てんポンプ主軸折損事故など）が頻発していることに照らすならば、本件原発において厳格な品質管理が実施されているとは考え難い。何らかの検査が実施されているとしても、圧力容器スタビライザの施工過程で形成されたひずみや応力集中部などを容易に把握しうるほどの実効性を有しているとは思われず、被告主張は失当である。

### 3 圧力容器スタビライザの使用環境について

(1) 原告らは、約40年間稼働し続けた本件原発は、長期間の使用によって部材の劣化が進行しており、付与した荷重が小さくても材料が降伏または破断に至ることがある、と主張してきた（原告ら準備書面（98）8頁）。

(2) ところが、この問題に関連して、被告は、圧力容器スタビライザについて、通常運転時には窒素ガス雰囲気中にあり、有意な腐食が発生する可能性が小さく、今後も使用環境が変わらず、運転中には有意な荷重を受けないことから、疲労が蓄積されるようなものではない、などと主張している（被告準備書面（18）12頁）。

(3) なるほど、原発の通常運転中は、格納容器内に窒素ガスが充填されており、圧力容器スタビライザも比較的腐食しづらい環境下に置かれている。しかしながら、定期点検に入ると格納容器が開放されて空気を取り入れるため、空気とともに水分が格納容器内に侵入することが避けられず、圧力容器スタビライザのように多くの部材が接触している（1項(3)参照）機器では、温度の低下によって結露が発生し、腐食に至ることがあり得る。

しかも、本件原発は、福島原発事故が発生してから現在までの約9年間、一度も通常運転されておらず、窒素ガス雰囲気中になかったと考えられるのであるから、有意な腐食が発生する可能性が小さいとはいえない。また、地震が度々発生しており、繰り返し荷重による疲労が蓄積していることも考慮しなくてはならない。

それにもかかわらず、被告は、圧力容器スタビライザの交換等を行なう考えにないことを明言しているのであるから（被告準備書面（15）24頁）、

現時点で圧力容器スタビライザの健全性が維持されているとは到底認めることができないのである。

(以上、甲C第108号証10頁)

#### 4 多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験について

(1) 原告らは、基準地震動  $S_s$  を少しでも超える地震動が本件原発に到来した場合、格納容器が容易に座屈することを、原告ら準備書面(92)で詳細に主張した。

(2) ところが、被告は、格納容器の座屈評価について、発生値の算出に係る余裕は、財団法人原子力発電技術機構による多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験によっても確認されているといい、具体的には、格納容器の実機構造を模擬した縮尺模型試験体を大型高性能振動台に載せ、地震動を模擬した振動を与えて実際に揺さぶり、その結果による応力の発生値と、本件原発を含むBWRプラントで一般に用いられる解析モデルを用いて算出する応力の発生値とを比較したところ、座屈評価で相対的に厳しい部位である格納容器基部において、実験結果である発生値が、解析結果である発生値の半分以下に留まり、保守性が確認されている、などと主張している(被告準備書面(18)22~23頁)。

(3) 被告のいう多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験は、1987年(昭和62年)に実施されており、当時の通産省改良標準化高地震帯用  $S_1$  及び  $S_2$  を地震波として用い、最大地震波は  $S_2$  の1.4倍であった。

しかしながら、通常の構造設計では、許容応力について、降伏点 ( $S_y$ ) に対して1.11以上1.6程度の安全係数を取り、引張強さ ( $S_u$ ) に対して3ないし4の安全係数をとっていること(甲C第76号証の1、22頁ならびに甲C第77号証19頁)に鑑みるならば、最大地震波を  $S_2$  の1.4倍に留めてしまうのは極めて不十分な手法である。むしろ、最大地震波を、2倍、3倍、4倍と増加させて試験体が破壊されるまで実験を繰り返し行ない、破損モードと地震動の大きさを徹底的に調査する必要があるはずである。

ところが、多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験では、設計用の地震動をわずかに上回る条件(最大地震波が  $S_2$  の1.4倍)で試験を終了させている。このような試験は、「設計基準地震動では破壊しなかった」という一例を確認しただけであって、耐震上の余裕に関する判断には全く結びつかない、といわざるを得ない。

よって、多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験の結果をもって、東

海第二原発の格納容器が座屈に対する健全性を備えている、などと判断することはできないのである。

(以上、甲C第108号証6～7頁)

### 第3 想定を超える地震動が本件原発を襲った場合の具体的な危険性について

#### 1 はじめに

本件原発に基準地震動  $S_s$  を超える地震動が到来する可能性のあることは、原告らが本訴訟にて繰り返し主張してきた。詳細な内容は原告ら最終準備書面（その5）に譲るが、ここでは、野津厚証人作成の意見書（甲D第194号証）25～33頁にあるとおり、構造物にとって脅威となるパルス波の波源が本件原発の近傍に存在するシナリオが否定できず、この場合、最大加速度が2,000ガル、最大速度が200カイン程度となり、解放基盤での値であるにもかかわらず、その値は兵庫県南部地震の際の神戸市内の地震動を上回ることを再確認しておきたい。被告が想定する基準地震動  $S_s$  の最大加速度は1,009ガルであることから、2倍相当の大きな地震動が本件原発を襲うのである。

#### 2 圧力容器スタビライザが損傷する可能性（原告ら準備書面（98）の要約）

##### (1) 圧力容器スタビライザの構造

圧力容器スタビライザは、被告準備書面（15）2頁にあるとおり、圧力容器に作用する水平方向の荷重を原子炉遮へい壁に伝達する機能を備えており、原子炉遮へい壁に設置された原子炉遮へい側ブラケット（ベースプレート）上に溶接され、圧力容器を取り囲むように45度の等間隔で合計8個が設置されている。

また、圧力容器スタビライザは、本最終準備書面第2の1項(3)で述べるとおり、スタビライザブラケット、原子炉遮へい側ブラケット、シム、ヨーク、ブラケット、ロッド、ワッシャ、ディスクスプリング、スペーサー、スリーブ、ナット、といった合計11種類の部材から構成されている。

##### (2) 圧力容器スタビライザからの荷重伝達経路

地震時に圧力容器に作用する水平方向の荷重は、圧力容器スタビライザから原子炉遮へい壁を介して格納容器スタビライザに伝達され、さらに圧力容器側シアラグ→格納容器→建屋側シアラグを経由して、最後に原子炉建屋に伝わる。

##### (3) 圧力容器スタビライザの耐震上の余裕に関する被告の主張内容

被告は、

- ① 圧力容器スタビライザのロッドに作用する荷重から生じる応力について、基準地震動  $S_s$  を用いて算定した最大の発生値が410MPaであるの

に対して、JEAG-1984 及び設計・建設規格 2007 に基づいて設定した許容値が 440MPa であるとの解析を内容とした工事計画認可申請を行ない、原子力規制委員会の認可を得ている。

- ② 一般に、材料は、外部から荷重を加えていくと、降伏点 (Sy) からひずみが残るようになり始め、そこからさらに荷重を加えていくと弾性限界を超えて塑性変形領域に入り、引張強さ (Su) に達し、最終的には破損するとの挙動を示す。
- ③ 圧力容器スタビライザのロッドの材料であるニッケルクロムモリブデン鋼は、最高使用温度として設定している 302°Cでの降伏点 (Sy) が 679 MPa、引張強さ (Su) が 839 MPa である。
- ④ 被告は、圧力容器スタビライザのロッドについて、降伏点 (Sy) 679 MPa と引張強さ (Su) 839 MPa を用いながら運転状態ごとに異なる検討を行ない、その結果により設定した基準地震動 Ss に対する機能維持の許容値が 440 MPa である。
- ⑤ 許容値 440MPa と発生値 410MPa の比は 1.07 であるが、許容値 440MPa と引張強さ (Su) 839MPa の比は 0.53 であって、②でいう一般的な材料の挙動に照らして機能喪失に至るような水準を大きく下回る。加えて、許容値 440MPa は、降伏点 (Sy) 679MPa をも大きく下回り、弾性範囲にとどまる。
- ⑥ 以上の理由によって、圧力容器スタビライザのロッドには大きな耐震上の余裕がある。  
などと主張している。

#### (4) 圧力容器スタビライザに耐震上の余裕がないこと

ア. (3)項②の被告主張は、金属材料の代表的な破損モードである延性破壊を述べたものであり、引張荷重を加え続けて材料が十分に伸び切った以降に破断する経過を前提にしている。

しかしながら、金属材料の破損モードは、延性破壊以外にも様々な態様があり、例えば、脆性破壊、疲労破壊、座屈などは、材料に形成された応力が当該材料の降伏点 (Sy) に達する以前に破損をもたらすことがある。本件原発の圧力容器スタビライザは、原子炉施設建設時に設置されたものが交換されることなく使用され続けている可能性があり、稼働中に発生した熱や地震動を原因とする疲労が相当程度蓄積されていることが推測される。このため、降伏点降伏点 (Sy) 679 MPa を下回る応力状態であっても、圧力容器スタビライザで疲労破壊が発生することがあり得るし、許容値 440MPa よりも低い応力状態で疲労破壊が生じること

についても、当然に想定すべきである。

イ. 仮に延性破壊の問題に限定するとしても、被告の主張する降伏点 ( $S_y$ ) 679 MPa と引張強さ ( $S_u$ ) 839MPa は、丸棒の形状で、かつ、ひずみや応力集中のない均質な引張試験片を用意し、実験室で引張試験片に左右方向から引張荷重を加える、という手順で実施された破壊試験によって導き出された理想的な値にすぎない。

これに対して、原発のような実構造物では、破壊試験で観察された経過どおりに破壊が進むとは限らない。

例えば、

- ① 引張試験片を用いた破壊試験では引張荷重が単軸方向に働くだけであるが、実構造物では単軸方向に加えて垂直方向にも働くことがある。この場合、単軸方向への変形＝ひずみが十分に形成されていない、すなわち、材料が十分に伸び切っていなかったとしても、材料に応力集中部や欠陥が存在すると、同所で亀裂が生じて破断に至ることがある。
- ② 実構造物では、応力が降伏点 ( $S_y$ ) を超えて引張強さ ( $S_u$ ) に達する前の段階で過大な塑性変形が生じ、崩壊（構造物全体が壊れる）あるいは機能喪失を来すことがある。応力が降伏点 ( $S_y$ ) に達するだけで、材料は健全性を失うのであるから、引張強さ ( $S_u$ ) に達しない限り問題はない、などと考えるはならない。
- ③ 実構造物は、金属を切断して部材に加工し、これら部材を相互に溶接する、あるいは、ボルト等で締め付ける、などの工程を経て製品化されるため、部材それ自体にひずみが生じ、構造物の形状による応力集中部が形成されていることがある。また、材料の製造過程で不純物が混入し、長期間の使用によって劣化が進行している、などの欠陥が発生することもある。以上のような事情がある場合、付与した荷重が小さくても材料が降伏または破断に至ることがあり得る。したがって、破壊試験での降伏点 ( $S_y$ ) 及び引張強さ ( $S_u$ ) の各数値を実構造物にそのまま適用することは不適切であり、これらの数値が引き下げられる可能性を踏まえたうえで、構造計算及びその評価が実施されるべきである。

ウ. 本件原発の圧力容器スタビライザは、ア項で述べたとおり、原子炉施設建設時に設置されたものが交換されることなく使用され続けている可能性があり、長期間の使用による劣化の進行という欠陥を内在していると推測される。この欠陥が原因で、圧力容器スタビライザのロッドが、

引張強さ ( $S_u$ ) 839MPa はおろか、降伏点 ( $S_y$ ) 679 MPa よりも低い応力の元で降伏または破断に至る可能性は、決して否定することができない。

エ. 以上述べたことを総合するならば、本件原発の圧力容器スタビライザに耐震上の余裕はなく、基準地震動  $S_s$  を超える地震動が到来した場合、損傷または機能喪失に至る具体的危険のあることが当然に認定されなくてはならない。

#### (5) シアラグの健全性が損なわれることによる圧力容器スタビライザの損傷または機能喪失について

圧力容器に作用する水平方向の荷重が、圧力容器スタビライザから原子炉遮へい壁を介して格納容器スタビライザに伝達され、さらに圧力容器側シアラグ→格納容器→建屋側シアラグを経由して、最後に原子炉建屋に伝わることは、(2)項で述べたとおりである。

圧力容器側シアラグと建屋側シアラグは、圧力容器スタビライザと同数、すなわち各 8 個が取り付けられている。各シアラグにはそれぞれ隙間が設けられているが、製作精度や設置状況、稼働後の熱または地震動などの影響によって、隙間のそれぞれの大きさに差異が生じることがある。この場合、地震動がもたらす水平方向の荷重の伝達状況に偏りが生じ、8 個ある圧力容器スタビライザの一部に荷重が集中することによって、応力の発生値が許容値を超えることがあり得る。

さらには、シアラグは凹部と凸部をかみ合わせた構造であるため、想定以上の大きな地震動が到来すると、シアラグが脱落する事態も想定される。シアラグの脱落によって、当該シアラグにおける荷重伝達機能は失われ、他のシアラグに連絡する圧力容器スタビライザに付加される荷重が急増し、応力の発生値が許容値を超えることがあり得る。

よって、いずれの場合にも、圧力容器スタビライザのロッドが損傷に至る具体的危険が認められる。

#### (6) 以上に関連する問題について

##### ア. 応力の発生値が増加すること

基準地震動  $S_s$  を超える地震動が到来した場合、本件原発の圧力容器スタビライザのロッドに作用する荷重から生じる応力の発生値が、被告の主張する 410 MPa に留まらず、さらに増加して許容値 440MPa をはるかに超える可能性があることについて、本最終準備書面第 2 の 1 項で述

べた。

#### イ. 施工精度にばらつきがあること

圧力容器スタビライザが複雑な立体構造物であって、溶接接合箇所が決して少ないとはいえ、施工精度にばらつきの生じる可能性が否定できないことについて、本最終準備書面第2の2項で述べた。

#### ウ. 腐食に至る使用環境にあること

圧力容器スタビライザの使用環境について、通常運転時以外は窒素ガス雰囲気中になく、空気とともに水分が侵入して腐食に至る可能性があることについて、本最終準備書面第2の3項で述べた。

#### (7) 圧力容器スタビライザ損傷以降の事故展開について

圧力容器スタビライザが損傷すると、炉心溶融ならびに格納容器の破損へと進行し、放射性物質が大量に放出されて原告らの人格権が著しく侵害されることについて、本最終準備書面第1で述べた。

### 3 格納容器が座屈する可能性（原告ら準備書面（92）の要約）

#### (1) 座屈の定義

金属材料に応力が作用した場合の破壊モードの一つに「座屈」がある。

座屈とは、圧縮あるいはせん断（物をずらすこと）の応力状態において、変形や外力が限界を超えると、安定な平衡状態を保てなくなり、急激に変形が進んで崩壊したり、別の形をした平衡状態に移行する現象である。

円筒型の実構造物に地震動による応力が作用した場合、座屈が発生することがある。

#### (2) 本件原発の格納容器が座屈する場合に予想される経過

本件原発の格納容器（マークII型）は、上部が円錐型、下部が円筒型の形状を有している。

円筒型の部分については、胴板の板厚  $t$  が約 38mm であるのに対して、格納容器自体の半径  $R$  は約 12.95m である。すなわち、半径が板厚の約 340 倍に相当する ( $R/t = 12,950 \div 38 \approx 340.78$ )。

半径に比べて板厚が極端に小さい実構造物では、大きな圧縮荷重を受けると、材料の強度（降伏点  $S_y$  または引張強さ  $S_u$ ）に比べて数分の1以下の応力によって座屈が発生する、といわれている。

具体的には、次の①②③の順で座屈が進行する。

- ① 格納容器下部の胴板（シェル）が地震動による上下方向及び水平方向の圧縮荷重を受ける。これに格納容器の自重が加わる。
- ② 圧縮荷重が増加していくと、胴板が急激に面外に飛び出したり、皺が形成されたりする。この状態が座屈である。
- ③ 座屈が発生すると、座屈前の状態と比較して、胴板の支持力が低下する。このため、格納容器の脚部が自重に耐えられなくなり破壊される。

**(3) 本件原発の格納容器が容易に座屈する可能性が否定できないこと**

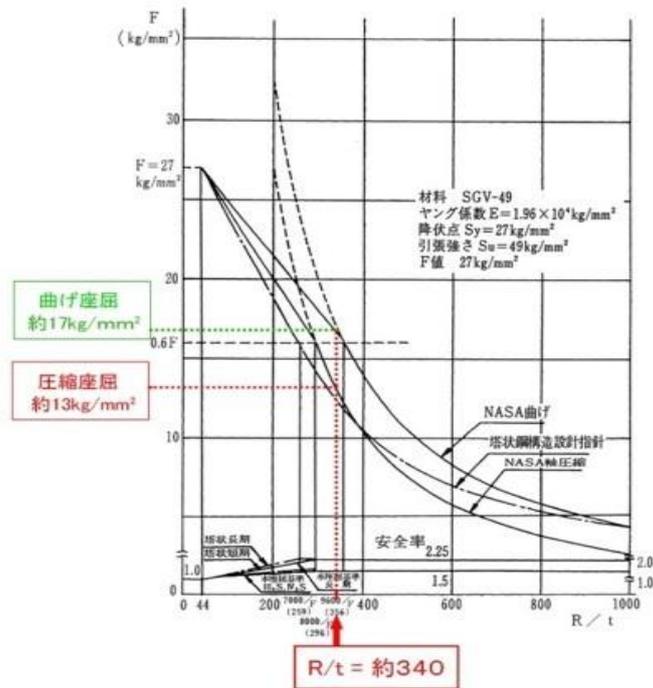
一般社団法人日本電気協会の策定にかかる原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984（丙Bア第27号証）178頁に掲載された「図A-3 臨界座屈応力値及び安全率の比較」に関するグラフに従って、以下のとおり、軸圧縮荷重に対する座屈応力及び曲げモーメントに対する座屈応力を求める。

- ① 格納容器胴板の材料 SGV480（1990年以前の名称はSGV49）
- ② SGV480の降伏点での応力  $27\text{kg/mm}^2$
- ③ 半径  $R$  / 板厚  $t = 12,950\text{mm} \div 38\text{mm} \doteq 340$
- ④ 半径  $R$  / 板厚  $t \doteq 340$  の位置を、前記図A-3のグラフの横軸に取り、これに対応する縦軸の値を見る（以下のグラフ。甲C第76号証の1、70頁に掲載した図47の右側）。

アメリカ航空宇宙局 NASA による座屈試験結果に基づく曲げ座屈応力値の曲線式（グラフでは「NASA 曲げ」と表示している）上での数値が約  $17\text{kg/mm}^2$  である。

同じく軸圧縮座屈応力値の曲線式（グラフでは「NASA 軸圧縮」と表示している）上での数値が約  $13\text{kg/mm}^2$  である。

図A-3 臨界座屈応力値及び安全率の比較



⑤ JEAG4601・補-1984では、弾性座屈（材料の降伏点よりも小さな応力で座屈すること）の安全率を 1.5 と定めている（丙Bア第27号証171頁）。よって、格納容器の座屈許容応力を以下のとおり算定することができる。

- ・ 曲げ座屈許容応力  $17\text{kg/mm}^2 \div 1.5 \div 11\text{kg/mm}^2$   
→降伏点での応力  $27\text{kg/mm}^2$  の 0.62 に相当
- ・ 軸圧縮座屈許容応力  $13\text{kg/mm}^2 \div 1.5 \div 8.7\text{kg/mm}^2$   
→降伏点での応力  $27\text{kg/mm}^2$  の 0.48 に相当

⑥ したがって、格納容器が本来有する強度と比較して、半分程度の応力が加わるだけで格納容器に座屈が発生する可能性が否定できない。

(4) 被告が実施した格納容器の座屈評価と被告の主張内容

ア. 被告は、本件原発の工事計画認可申請をするにあたり、格納容器の円筒部（P5）と底部のフランジプレートとの接合部（P6）の2箇所における座屈評価を行なっている（丙H第15号証26頁）。

被告は、P6での発生値がP5での発生値よりも大きいといい、本件原発に基準地震動Ssが到来した場合のP6に関する以下①②の解析結果を示したうえで、①については、許容値1.0からみて耐震上の余裕が示さ

れているといい、②については、許容値 1.0 を下回っているという。

- ① 許容応力状態 $V_A S$ に対する座屈評価結果が、許容値 1.0 に対して、発生値 0.59 である（丙H第15号証42頁）。格納容器の設計基準対象施設としての耐震評価結果については、発生値が許容値を満足しており、耐震性を有することを確認した（丙H第15号証37頁）。
- ② 許容応力状態 $V_A S$ に対する座屈評価結果が、許容値 1.0 に対して、発生値 0.98 である（丙H第15号証48頁）。格納容器の重大事故等対処設備としての耐震評価結果についても、発生値が許容値を満足しており、耐震性を有することを確認した（丙H第15号証45頁）。

イ. 被告は、ア項②で述べた重大事故等対処設備としての座屈評価について、サプレッション・チェンバのプール水の水荷重と、基準地震動 $S_s$ による荷重とを組み合わせた座屈評価を行なっているといい、サプレッション・チェンバのプール水の水荷重については、

- ① 格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）ないし耐圧強化ベント系が接続されているベントラインに達する水位を設定した。なお、重大事故対策の有効性評価では、ベントラインに達しないようプール水の水位を制御できることが確認されている。
- ② 水荷重が P6 に軸圧縮荷重として作用する（水荷重は底部コンクリートマットに本来作用する）、との保守的な条件を設定した。  
と主張している。

ウ. 被告は、ア項②で述べた重大事故等対処設備としての座屈評価について、

- ① 異常発生防止対策、異常拡大防止対策、放射性物質異常放出防止対策という三段階から成る事故防止に係る安全確保対策が奏功せず、重大事故等対策のうちの炉心の著しい損傷を防止するための対策も奏功せず、炉心の著しい損傷が生じることを想定したものである。
- ② そもそも、数多くの施設の機能喪失を前提とする許容応力状態 $V_A S$ において想定するような事態が現実には発生する可能性はおよそ考え難い。
- ③ そのうえで、格納容器の破損を防止するための対策の有効性評価における想定を上回るサプレッション・チェンバのプール水の水位をも考慮しながら、基準地震動 $S_s$ による荷重との組み合わせまで想定したものであるが、こうした極限的な状況下での発生値をもって耐震上の余裕と結び付けること自体無理がある。

と主張している。

#### (5) 被告主張の誤りについて

##### ア. 被告による座屈評価の当否が検証できないこと

そもそも、被告が行ったとされる座屈評価結果に示された発生値の算定過程が不明である。座屈評価の内容を表したとされる丙H第15号証では、格納容器胴ならびにビームシートの形状及び主要寸法、さらには各種荷重などに関するデータが全てマスキングされている。これでは被告が行った座屈評価の当否を検証することができない。

##### イ. 実構造物では座屈評価の計算結果にばらつきが生じること

仮に被告が行った座屈評価の計算結果が正しいとしても、算定された数値は、基準応力（設計・建設規格 SSB-3121.1 において定める F の値）に基づくものであって（丙H第15号証4頁）、実構造物で実際に使用された材料に特有の品質や劣化状況あるいは溶接に伴う変形によっては、ばらつきの生じる可能性が高い。

例えば、想定以上の荷重が加わることによって発生値が大きくなる可能性は十分にあるし、実構造物の製作精度が悪かったり、実際に使用された材料に劣化等が生じていたりすると、強度が低下して発生値が大きくなることもあり得る。

その結果、上昇した発生値が許容値を超える事態も想定される。とりわけ、許容応力状態  $V_A S$  での発生値 0.98 は、許容値 1.0 にぎりぎり迫る数値であって、基準地震動  $S_s$  を少しでも超える地震動が本件原発に到来した場合、格納容器は容易に座屈することになる。

##### ウ. 水荷重の大幅な増加を見込む必要があること

被告は、許容応力状態  $V_A S$  に対する座屈評価結果について、実際にあり得ない大量の水荷重を設定した結果として、発生値 0.98 が導かれているという。

この点につき、被告の申請にかかる門谷光人証人は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうちの代替循環系が使用できない場合が、サプレッション・チェンバのプール水位が最も高くなるケースに当たるが、この場合においても、フィルタベントないし耐圧強化ベント系の機能を維持すべく、これらが接続されているベントラインに達しないよう水位を制御し、評価基準を満たすことが確認されているにもかかわらず、許容応力状態  $V_A S$  に対する座屈評価としては、な

お当該ベントラインに達する水位として、サプレッション・チェンバの底部から約 15.2m に位置するベントライン下端までの水位を想定している、と供述している（丙C第49号証15～16頁、同付属書類19）。

しかしながら、炉心損傷を伴う重大事故等が既に発生している許容応力状態 $V_A S$ においては、炉心に大量の冷却水を供給して早急な冷却を行なうことが最優先されるため、ベントラインに達する、またはベントラインを超える高さまで、サプレッション・チェンバのプール水位を上昇させなくてはならないことがありうる。したがって、門谷証人がいうところの、水位がベントラインに達しないような制御など、実際にはあり得ないことであって、ベントライン下端あるいはそれ以上の水位による水荷重を考慮した座屈評価こそ不可欠である。

#### エ. 重大事故等の継続中でも基準地震動 $S_s$ を超える地震動の到来があり得ること

許容応力状態 $V_A S$ での座屈評価に関する被告主張は、要するに、既に運転状態 $V$ 、すなわち事故防止に係る安全確保対策などが奏功せず、重大事故等へと進展して炉心の著しい損傷が発生している最中に、さらに基準地震動 $S_s$ クラスの地震が発生する、といった極限的な事態が現実には発生する可能性はおよそ考え難く、本件原発の格納容器に座屈が生じる具体的危険性はない、という点に集約される。

しかしながら、運転状態 $V$ に該当する炉心の著しい損傷は、基準地震動 $S_s$ クラスの地震もしくは津波が引き起こした冷却材喪失事故で発生することが考えられるところ、被告は、重大事故等の状態が約70日間の継続時間を要していることを前提に、基準地震動 $S_s$ との荷重の組み合わせを検討している（丙D第178号証39-4-33～37）。

わずか28時間のうちに震度7を2回観測した2016年（平成28年）4月の熊本地震の実例に照らしても、約70日間に及ぶ重大事故等継続期間中に基準地震動 $S_s$ クラスの地震が発生することを想定したうえでの格納容器の座屈評価は当然に行なわれるべきであって、その結果として、発生値0.98が導き出されたのであるから、ベントラインを超える位置まで水を注入した場合、あるいは、基準地震動 $S_s$ を超える地震動が到来した場合に、本件原発の格納容器に座屈発生 of 具体的危険が認められることは明らかである。

#### (6) 多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験について

被告は、本件原発の格納容器の座屈評価に関して、耐震上の余裕がある

理由のひとつとして、財団法人原子力発電技術機構による多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験の結果を引用しているが、この被告主張が誤っていることは、本最終準備書面第2の4項で述べた。

**(7) 格納容器が座屈した以降の事故展開について**

ア. 格納容器が座屈すると、胴板（シェル）の支持力が低下し、格納容器の脚部が自重に耐えられなくなり破壊される。

脚部が破壊されると、格納容器それ自体が下方に大きく変位するが、その際、格納容器の外壁に溶接されているペネトレーション（総数にして200個近い）が、格納容器外側に位置する生体遮へい壁に接触し、ギロチン破断を起こす。

イ. ペネトレーションのギロチン破断は、1箇所に留まることなく、多数同時に発生する可能性が高い。この場合、格納容器本体と格納容器を貫通する配管及び隔離弁から構成される格納容器バウンダリが破壊され、格納容器は放射性物質の閉じ込め機能を喪失する。

しかも、運転状態Vであった場合には、既に炉心に著しい損傷が発生しており、原発プラントの主要施設である制御棒駆動機構をはじめとして、原子炉冷却系、格納容器系等、格納容器を貫通するすべての制御系、計測系等々の基本的機能が危機的状態に至っている。格納容器バウンダリの破壊は、このような深刻な事態にとどめを刺すものであって、原発プラントとしての機能は全てにわたって壊滅する。

その結果、大量の放射性物質が外部に放出され、原告らの人格権は著しく侵害されることになる。

## 第4 まとめ～設置許可基準規則との関係性

### 1 設置許可基準規則（新規制基準）の定めについて

(1) 発電用原子炉施設が地震によって損傷することを防止するために、設置許可基準規則（新規制基準）が次の規定を設けている。

- ・ 4条1項 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。
- ・ 4条3項 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）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。
- ・ 39条1項 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。
  - ・ 39条1項1号 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）  
基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
  - ・ 39条1項3号 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）  
基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

※1 「設計基準対処施設」とは、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものをいう（設置許可基準規則2条2項7号）。

※2 「耐震重要施設」とは、設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線

による公衆への影響が特に大きいものをいう（設置許可基準規則 3 条 1 項）。

※ 3 「重大事故等対処施設」とは、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故に対処するための機能を有する施設をいう（設置許可基準規則 2 条 2 項 1 1 号）。

- (2) 設置許可基準規則で使われている用語は複雑で分かりにくい、圧力容器及び格納容器が、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して「機能が損なわれるおそれがないこと」を要件とする耐震重要施設または重大事故等対処施設の範疇に含まれることは明らかである。いずれも核反応によって形成された放射性物質を外部に拡散させないよう、「閉じ込める」という重要な機能を担っているからである。

損傷の可能性がある圧力容器スタビライザのロッド、及び、座屈の可能性がある格納容器のシェル部は、圧力容器や格納容器の本体を支える重要な部材である。したがって、設置許可基準規則は、これらの部材についても、圧力容器や格納容器と一体のものと扱って、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して「機能が損なわれるおそれがないものであること」という要件を満たすことを要求している、と解すべきである。

## 2 圧力容器スタビライザの損傷可能性ないし格納容器の座屈可能性と設置許可基準規則との関係性について

### (1) 審査基準の不合理性

1 項で述べたとおり、設置許可基準規則は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、圧力容器及び格納容器の機能が損なわれるおそれがないことを求めている。しかしながら、基準地震動  $S_s$  を超える地震動が発電用原子炉施設に到来する可能性については、設置許可基準規則は全く言及していない。

他方、本件原発に関しては、最大加速度が 2,000 ガル、すなわち、被告が想定している基準地震動  $S_s$  の最大加速度 1,009 ガルの 2 倍相当の大きな地震動を伴う地震に襲われる可能性がある（本最終準備書面第 3 の 1 項参照）。したがって、2 倍程度の大きな地震動の発生は当然に想定すべきことであるが、現行の設置許可基準規則は、想定すべき地震動を想定していないという点で過小評価であって、審査基準として不合理である。

しかるに、被告は、このような不合理な審査基準に従って本件原発の耐震評価を実施し、その結果として、圧力容器スタビライザのロッドは損傷せず、格納容器のシェル部は座屈しない旨を主張しているのであるから、

被告主張が失当であることは明白である。

## (2) 審査基準適合性判断の誤り

ア. 現行の基準地震動  $S_s$  (最大加速度 1,009 ガル) が本件原発に到来した場合、圧力容器スタビライザのロッドに作用する荷重から生じる応力について、許容値 440MPa に対する発生値が 410 MPa であること、また、許容応力状態  $V_A S$  での格納容器の座屈評価について、許容値 1.0 に対する発生値が 0.98 であること、すなわち、両者とも許容値と発生値が非常に近似しており耐震上の余裕がないことは、本最終準備書面第 3 の 2 項及び 3 項で詳述した。

このため、基準地震動  $S_s$  を超える地震動が到来したときには、本件原発の圧力容器スタビライザのロッドが破損し、格納容器のシェル部も座屈することが想定される。

ましてや、本件原発においては、基準地震動  $S_s$  の 2 倍に相当する最大加速度 2,000 ガルの地震動が到来する可能性がある。この場合、圧力容器スタビライザのロッドの破損と格納容器シェル部の座屈は確実に発生し、圧力容器や格納容器のみならず原子炉施設全体の機能が損なわれることになる。

イ. また、本件原発に到来した地震動が、現行の基準地震動  $S_s$  と同程度もしくはそれを若干下回る程度であったとしても、実構造物を耐震評価するにあたっては、算出された数値に誤差の生じることが避けられないため (例えば、圧力容器スタビライザのロッドにおける実際の応力発生値が計算値を大幅に超える可能性について、本最終準備書面第 2 の 1 項参照)、基準地震動  $S_s$  での許容値と発生値が近似している本件原発においては、圧力容器スタビライザのロッドが損傷し、または格納容器シェル部が座屈する危険性は否定できない、というべきである。

この点につき、被告は、圧力容器スタビライザのロッドに関しては、材料の降伏点 ( $S_y$ ) や引張強さ ( $S_u$ ) と発生値とを比較するならば耐震上の余裕がある、といい、また、格納容器の座屈評価に関しては、許容応力状態  $V_A S$  で基準地震動  $S_s$  クラスの地震が発生する可能性はおおよそ考え難い、という。しかし、そのような被告主張が誤っていることは、本最終準備書面第 3 の 2 項及び 3 項で詳述した。

ウ. 以上述べたところによると、地震動の到来によって、圧力容器スタビライザのロッドが破損し、あるいは格納容器シェル部が座屈し、本件原

発の機能が損なわれる可能性があるにもかかわらず、その可能性を全否定する被告主張は、審査基準適合性の判断を誤ったものというべきであって、やはり失当である。

以上