

平成28年(ワ)第289号、第902号

平成29年(ワ)第447号、第1281号

原告 [REDACTED] 外

被告 四国電力株式会社

準備書面19

(耐震安全性確認における1号機・2号機の問題、座屈の問題について)

広島地方裁判所 民事第2部 御中

平成30年 7月26日

原告ら訴訟代理人弁護士 能勢 顯 男  


同 弁護士 胡田 敏政  


同 弁護士 前川 哲 明  


同 弁護士 竹森 雅 泰  


同 弁護士 橋本 貴 司  


同 弁護士 村上 朋 矢  


(ただし、第1281号事件のみ)

同 弁護士 松岡 幸 輝  


同 弁護士 河合 弘 之  


## 目 次

第1 耐震安全性確認における1号機、2号機の問題について	4
1 Sクラス施設の動的地震力に対する耐震安全性の確認方法について	4
(1) 建物・構築物について	4
(2) 機器・配管について	4
2 1号機・2号機の問題について	4
(1) 新規制基準制定後に策定された基準地震動に基づく耐震安全性の確認がなされているのか不明であること	4
(2) 建物・材料の規格・強度が3号機と同一であるか不明であること	5
(3) 小括	5
第2 座屈の問題について	5
1 座屈とは(甲G1)	5
2 座屈の種類について	6
(1) オイラー座屈について	6
(2) 円筒形機器の座屈について	7
3 原子炉格納容器、蒸気発生器の座屈について	8
(1) 蒸気発生器の支柱について	8
(2) 原子炉格納容器について	9
4 蒸気発生器の支柱サポートパイプ、支持脚ブラケットの座屈について	9
(1) サポートパイプ・支持脚ブラケットについて	9
(2) 被告の解析について	10
(3) 計算根拠が明確ではないこと	10
(4) 評価基準値の根拠が不明であること	10
(5) 耐震の余裕があまりないこと	10
ア 耐震の余裕がないこと	10

イ 基準地震動の策定自体に疑義があること	11
ウ 基準地震動を超える地震が発生していること	11
エ 基準地震動で評価し切れない地震が存在しうること	12
オ まとめ	12
（6）複数回振動について	13
（7）小括	13
5 原子炉格納容器について	13
（1）原子炉格納容器の座屈強度計算について	13
（2）計算根拠が必ずしも明確ではないこと	13
（3）余裕が極めて小さいこと	14
（4）耐震信頼性実証試験について	14
（5）小括	15
6 結論	15

本書面では、耐震安全性確認における 1 号機、2 号機の問題、座屈の問題について論ずる。

## 第 1 耐震安全性確認における 1 号機、2 号機の問題について

### 1 S クラス施設の動的地震力に対する耐震安全性の確認方法について

#### (1) 建物・構築物について

被告は、3 号機における建物・構築物については、①質点系モデルを作成し、②そのモデルに基準地震動に基づく地震波を入力して、地震応答解析を行い、③モデルの各階に働く力・変形を基に建物・構築物の各部材を評価し、④モデル各層の鉄筋コンクリート造り耐震壁のせん断ひずみの最大値を評価して、この最大値が、原子力発電所耐震安全技術指針（J E A G 4 6 0 1）に基づいた評価基準値を超えないことを確認し、耐震安全性を確認した、としている（答弁書 192～195 頁）。

#### (2) 機器・配管について

被告は、3 号機における機器・配管については、①建物・構築物について構築したモデルに基準地震動  $S_s$  を入力し、それぞれの各階の揺れを求め、②この各階の揺れを基に当該各床に設置されている機器・配管系に生じる応力等（評価値）を求め、③これを材料ごとに規格（J E A G 4 6 0 1 及び発電用原子力設備規格設計・建設規格（J S M E S N C 1））を基に設定した評価基準値と比較し、評価値が評価基準値を超えないことをもって、機器・配管系の耐震安全性を確認した、としている（答弁書 197～199 頁）。

### 2 1 号機・2 号機の問題について

#### (1) 新規制基準制定後に策定された基準地震動に基づく耐震安全性の確認がなされているのか不明であること

新規制基準制定後に策定された基準地震動は、従前の加速度水平 570 ガルから 650 ガルになるなど、従前の基準地震動とは異なっている。

新規制基準制定後に策定された基準地震動に対する耐震安全性は、3 号機

についてのみ確認されているものであり、1号機、2号機については、仮にその基準地震動（解放基盤表面における地震動）が、新規制基準制定後に策定された3号機の基準地震動と同一であったとしても、1号機、2号機の床面や各機器における地震動が3号機と同一であるとは限らない上、新しく策定された基準地震動を基にした耐震安全性の確認がなされているのか否かは不明である。

(2) 建物・材料の規格・強度が3号機と同一であるか不明であること

(被告の主張によると) 3号機の建物や機器の材料規格・強度は、J E A G 4 6 0 1 ・ 1 9 8 4 (1984年に作成されたもの) 等を基にして作成されているようであるが、1号機、2号機は、1984年よりも前に設計・建築されているために、1号機、2号機の構築物や機器・配管等の規格が3号機の構築物や機器・配管と同様であるのかも不明である。

(3) 小括

よって、新規制基準によって策定された基準地震動は、従前とは異なっていること、1号機、2号機の床応答等が3号機とは異なっている可能性があること、材料規格・強度等の観点からも、3号機で基準地震動に対する耐震安全性の確認をしたことによって、1号機・2号機の耐震安全性が確認・確保されることになるわけではない。

## 第2 座屈の問題について

### 1 座屈とは (甲G1)

座屈とは、構造物に加える荷重を次第に増加すると、ある荷重で急に荷重の方向と直角方向に変形する現象で、大きなたわみを生ずるため、荷重を支えられなくなり崩壊につながる。地震との関係でいうと、例えば、兵庫県南部地震では、高速道路の支柱が潰れたり、円筒形のタンク等が大きな損傷を受けたりしている。

鋼材の引っ張り破断等の場合は、設計引張強さは、降伏応力の2倍程度であ

るが、座屈の場合は、鋼材の降伏応力の $2/3 \sim 1/3$ 程度の弾性領域内で生ずることがあるのが特徴である。

## 2 座屈の種類について

座屈には種類がいくつかあるが、原子力発電所の機器・構築物においては、細長い柱状の構築物におけるオイラー座屈、円筒形容器等の座屈が特に問題となる。

### (1) オイラー座屈について

梁(柱)に軸方向に荷重 $P_1$ を加えると、(b) 図のように真直ぐ $\delta_1$ だけ縮むが、(c) 図のように荷重が $P_2$ に達すると急に曲がってしまう。

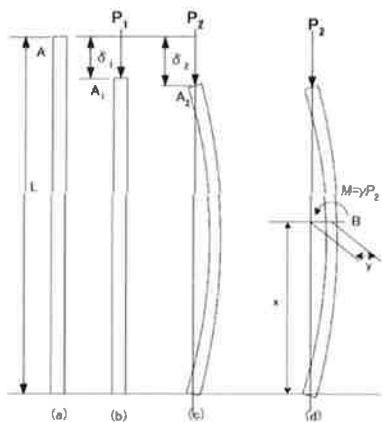


図 2 梁の Euler 座屈

座屈が生じる限界の荷重を座屈荷重( $P$ )といい、下記のような計算になる。

$$P = \pi^2 \frac{EI}{L^2}$$

E : 縦弾性係数(ヤング率)

I : 部材の断面2次モーメント

L : 梁の長さ

縦断性係数(E)は、材質によって決まる硬さである。Iは部材を曲げた時にその部材の曲がりにくさを示す指標であり、断面の形状で決まる。

## (2) 円筒形機器の座屈について

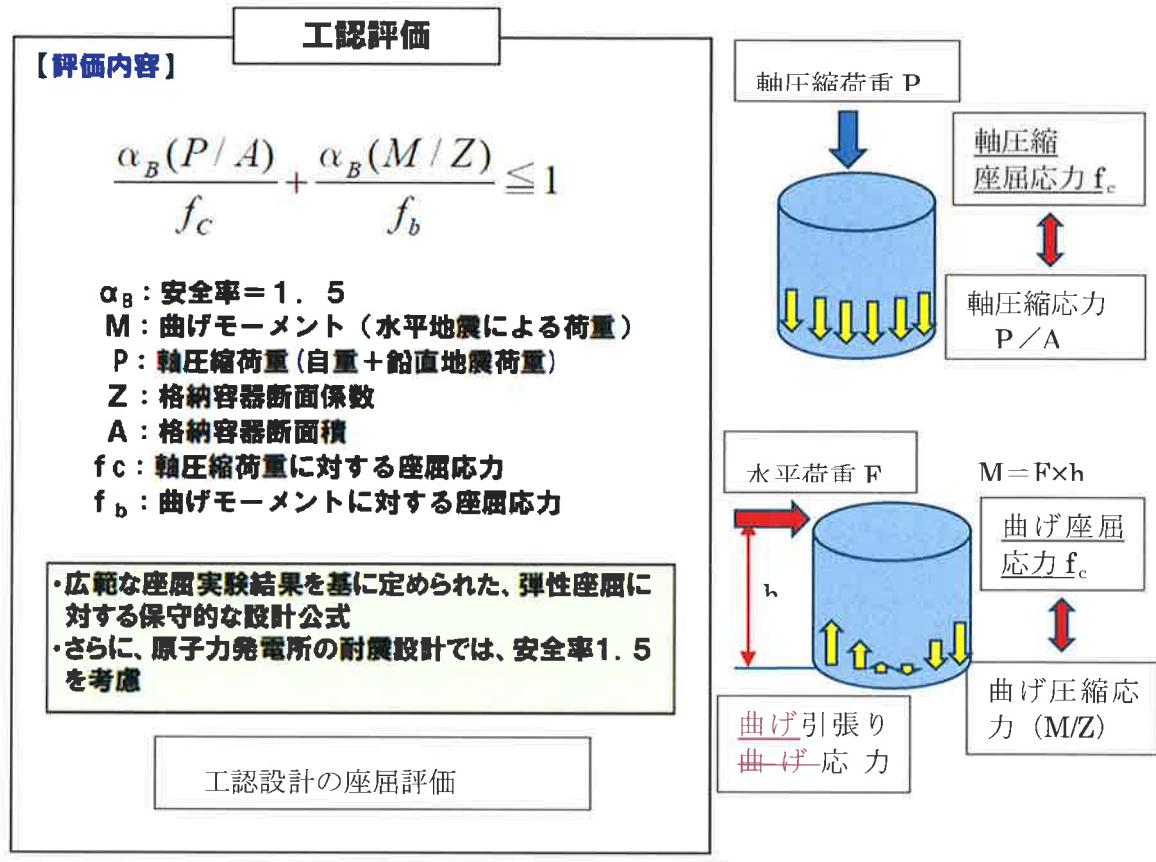
円筒形機器に対して、水平の力が加わると、片側には圧縮方向、反対側には、引っ張りの力が働く。鉛直の力が加わると、上下の圧縮の力が加わる。

弾性座屈の発生は鋼材の強度にはあまり関係なく、 $R$ （円筒形容器の半径） /  $t$ （厚さ）の値が支配的であり、座屈を発生する時の鋼板の座屈応力は材料の降伏応力の2分の1とか3分の1程度でも起こることがある。

円筒形機器の座屈の特徴として下記のようなことが挙げられる。

- ①構造・荷重系で2つ以上の変形モードが存在する。
- ②荷重・変形の進行と共に異なる変形モードに次々と移動して座屈が進行する。
- ③形状や荷重条件のばらつきなど初期不整のため、異なる変形モードが起動される。
- ④薄肉円筒殻のような例では、変位が進行するが荷重が極小値を迎えて上昇に転じることになる。
- ⑤実際の構造物では、初期ひずみの影響により計算式の値よりはるかに低い値で座屈してしまうことがある。設計者向けの指針類では、理論式を修正した実験公式が一般に用いられる。

なお、格納容器の座屈計算については、軸圧縮による座屈と曲げ圧縮による座屈を別々に発生応力と座屈応力の比率を求め、安全率考慮した上で、両者の和が1以下であれば、座屈しないとして、工認評価では下記の計算式が用いられている。

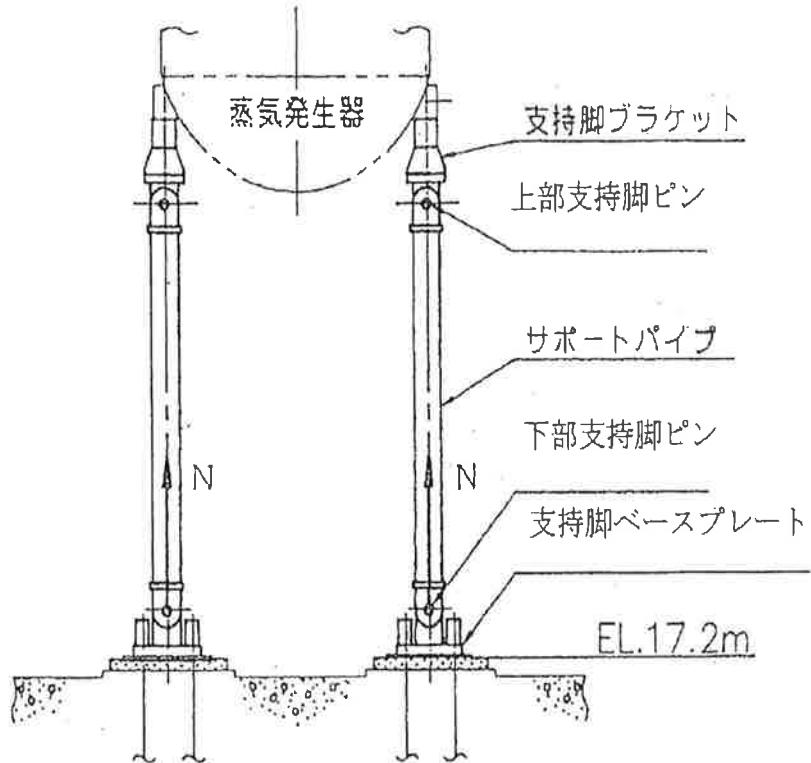


### 3 原子炉格納容器、蒸気発生器の座屈について

伊方3号機において、耐震の裕度、損傷した場合の重大な事故に繋がる可能性といった観点から、座屈との関係で特に問題となるのが、柱型の構造物である蒸気発生器の支柱、円筒形の薄板形状である原子炉格納容器である。

#### (1) 蒸気発生器の支柱について

蒸気発生器は、加圧水型原子炉においては、原子炉炉心で加熱された高温高圧水（一次冷却水）を多数の伝熱管を介して2次冷却水と熱交換して蒸気を発生される装置である（乙26 8-4-39）。蒸気発生器は、支柱と横の金具で支えられているが、蒸気発生器の支柱が壊れると、蒸気発生器が倒壊し、一次冷却水が大量にもれ、ECCSの能力を超えて重大事故につながることになる。



(蒸気発生器の支柱の構造)

## (2) 原子炉格納容器について

原子炉格納容器（単に格納容器ともいう。）は、工学的安全施設であり、原子炉、一次冷却設備および関連設備を格納し、事故時に放射性物質の外部への放散を防ぐための原子力安全上最重要的設備のひとつである。その破損は重大事故に繋がりかねない。

円筒形である原子炉格納容器の場合、地震により水平地震動および鉛直地震動を受けると、シェル鋼板が座屈によって、鋼板が面外に張り出し「シワ」がよってしまい、剛性（力に対して変形を抑制する性質）が落ちるため原子炉格納容器シェル本体が破壊してしまう懸念がある。

## 4 蒸気発生器の支柱サポートパイプ、支持脚ブラケットの座屈について

### (1) サポートパイプ・支持脚ブラケットについて

蒸気発生器のサポートパイプは、前記図面のように、支柱中心部分の管状の部位である。もし、サポートパイプが座屈すると、蒸気発生器が倒壊するおそれがある。

蒸気発生器の支持脚ブラケットは、サポートパイプ上部にある板状の金具であるが、それが座屈または降伏すると、当該支持脚が大きく下へ沈下するため、他の支持脚の荷重が増加して座屈し、グリップも曲がり、蒸気発生器を支えきれなくなるおそれがある。

#### (2) 被告の解析について

被告は、蒸気発生器のサポートパイプの座屈については、評価基準値が 237 MPa であるのに対して、1次応力+2次応力の発生値が 197 MPa であり（乙56、13-17-3-2-1-184）、支持脚ブラケットの座屈については、評価基準値が 243 MPa であるのに対して、1次応力+2次応力の発生値が 178 MPa であるから、耐震安全性を満たす、としている（乙56、13-17-3-2-1-185）。

#### (3) 計算根拠が明確ではないこと

乙56は、結論のみがかれているに過ぎず、前述2項（1）において記載した計算式において、どのような数値に基づいて応力の計算が行われているのかが明確ではなく（部材の2次モーメントの数値、梁の長さL）、検証のしようがない。

#### (4) 評価基準値の根拠が不明であること。

乙56の記載からは、評価基準値の根拠が明確ではなく、特に評価基準値がもともと座屈強度を考慮した値であるかどうかも不明である。

#### (5) 耐震の余裕があまりないこと

##### ア 耐震の余裕がないこと

被告の計算を前提としたとしても、蒸気発生器サポートパイプは、1次応力+2次応力の発生値 197 MPa に対して、評価値 237 MPa であって、

1.2%程度しか余裕がなく、支持脚ブラケットは、1次応力+2次応力の発生値が178 MPaであるのに対して、評価値243 MPaであって36%程度の余裕しかない。

イ 基準地震動の策定自体に疑義があること

被告が行っている基準地震動の策定に疑義があることは、準備書面6、9、10において原告が主張した通りである。

ウ 基準地震動を超える地震が発生していること

従前から原告が主張している通り、平成17年～23年の間に4つの地震で延べ5箇所の原発において、基準地震動を超える地震が観測されている。特に能登半島沖地震、新潟県中越沖地震で観測された地震動は、基準地震動を大きく超えている。

① 平成17年8月16日 宮城県沖地震 M7.2

女川原発 南北方向316ガル 観測

当時の設計用最強地震250ガル、設計用限界地震375ガル

② 平成19年3月25日 能登半島沖地震 M6.9

志賀原発1号機、2号機で南北方向615ガル、東西方向637ガル  
観測

当時の設計用最強地震375ガル、設計用限界地震450ガル

③ 平成19年7月16日 新潟県中越沖地震 M6.8

柏崎・刈羽原発で最大1699ガル 観測

当時の設計最強地震300ガル、設計用限界地震450ガル

④ 平成23年3月11日 東日本大震災 M9.0

福島第一原発 675ガル 観測（想定600ガル）

⑤ 平成23年3月11日 東日本大震災 M9.0

女川原発1号機 540ガル 観測（想定532ガル）

同原発2号機 607ガル 観測（想定594ガル）

同原発3号機 573ガル 観測（想定512ガル）

エ 基準地震動で評価し切れない地震が存在しうること

準備書面6、9、10において主張した通り、基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」、「震源を特定しないで策定する地震動」を検討の上、策定される。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」においては、内陸地殻内地震、プレート境界型地震、プレート内地震等の発生態様、震源断層の長さ等から検討用地震を選定され、選定された地震についてのみ、応答スペクトルに基づく手法、断層モデルに基づく手法に基づき地震動が算出される。

「震源を特定しないで策定する地震動」においては、審査ガイドで例示されている16の地震のうち、被告は、2つのみ選定して地震動の数値を算出している。

すると、耐震安全性の確認は、特定のパターンの地震を想定したシミュレーションからの確認しかなされていないことになるが、それによってすべての起こりうる地震を評価しきれるのか疑問があり（例えば検討用地震とは異なる断層の長さ、震源からの距離が異なる等して、特定の周期のみ大きな振動があることも考えられる）、耐震設計に余裕がない場合は、評価し切れていない地震によって容易に重大な損傷が生じうることになる。

オ まとめ

以上のように、蒸気発生器の支柱は、被告の主張する数値を前提としても、基準地震動に対する耐震の余裕が少ない。そして、その基準地震動の策定に疑義があり、現に短期間の間に基準地震動を超える地震が複数回発生していること、基準地震動によって評価しきれない地震も存在しうることから、耐震の余裕が少ないとことによって、容易に重大な損傷が生じうることになる。

#### (6) 複数回振動について

蒸気発生器サポートパイプの応力発生値 197 MPa は材料の弾性領域外である可能性が高い。すると、一度目の地震で基準地震動以下の地震でも塑性変形してしまう可能性があるが、直後に二度目の同程度の地震が起きたとき、その時点では該機器が評価基準値の強度を保てているのか疑問がある。

#### (7) 小括

以上の通り、蒸気発生器の座屈計算について、被告の計算は根拠が明確ではないこと、（仮に被告の計算を前提としても）耐震安全の余裕が少なく、基準地震動をわずかに越えるのみでも重大な損傷に至るおそれがあること、基準地震動の策定自体に疑義があることや評価し切れていない地震もあり、現に基準地震動を大幅に超える地震が発生したこと等を考慮すると、蒸気発生器の支柱は、重大な事故を生じかねない強度である、といえる。

### 5 原子炉格納容器について

#### (1) 原子炉格納容器の座屈強度計算について

原子炉格納容器は、PWR型ドライ式の鋼鉄製の大型格納容器で、高さが高く、直径（あるいは半径）に比べて格納容器シェルの鋼板の厚さが小さい構造である。

被告は、前述の工認評価の計算に基づき、評価基準値 1.00、評価値 0.91 という計算をして（乙61）、耐震安全性の確認をしたとしている。

#### (2) 計算根拠が必ずしも明確ではないこと

被告は、座屈評価をしたといいながら、前述の工認評価式における外力 P や M は明示しておらず、座屈応力  $f_c$  や  $f_b$  ですら明示していない。膨大な計算書をすべて当たれば、どこかに出ている可能性はあるが、寸法形状を明示せず、水平、上下の外力と荷重位置も分からぬし、工認評価の座屈応力も示していない。

工認評価に基づく計算は、数式とその解釈を示してはじめてその妥当性が

判断できるものである。

### (3) 余裕が極めて小さいこと

また、被告が解析した評価値0.91という数字を前提としても、極めて余裕が小さい。

原子炉格納容器は、放射能を閉じ込めておくために安全上極めて重要な機器である。前述の通り、基準地震動の策定に疑義があり、基準地震動を超える地震が短期間のうちに過去何度も発生しているような実情に鑑みると、基準地震動をわずかに超える程度の地震で重要な機器が破損するおそれがあるのは極めて問題である。

また、被告は、基準地震動を前提として耐震の確認をしているが、前述の蒸気発生器の場合と同様に、それですべての地震を評価しきっているのかという問題もあり、耐震設計に余裕がない場合は、評価し切れていない地震によって容易に重大な損傷が生じうことになる。

### (4) 耐震信頼性実証試験について

被告は、財団法人原子力発電技術機構による原子炉格納容器の振動試験において、実機相当887ガルの地震動まで耐えられた旨主張している（答弁書214～215頁）。

しかし、当該振動試験は、原子炉格納容器が破壊されるまでの試験を行っていないため、原子炉格納容器がどこまで耐えられるのか明確ではない。

また、同試験の入力波は「設計用基準地震動S<sub>2</sub>（改良標準化、高地震地帯、M=8.5、△=68km、位相特性=八戸EW（1968）、地盤Vs=1000m/s）に基づく原子炉格納容器基礎における応答波『水平最大化速度：2186gal、上下：929gal』」であるとされ、限界加震試験は、そのS<sub>2</sub>を1.5倍に割り増ししたものであるとされるが（乙73、19頁、25～30頁）（実機相当887ガルというのはこの限界加震試験の水平動である）、そもそもこれが床面における地震動なのか床面とは異なる解放基盤表面における地震動が想定されて

いるのか、また、伊方3号機がこれに対応しているS<sub>s</sub>（旧S2に対応するものと思われるが）と同じかそれとも違いがあるのか、違いがあるならどう違うのかはつきりしない。

当該振動試験は、鉛直動（上下動）については、実機相当最大377ガル（乙73、19頁）までの試験であるが、伊方3号機の解放基盤表面における基準地震動には、鉛直動485ガルまで含まれており、（振動試験のいう地震動が何であるのか明確ではない面はあるが）振動試験は、伊方3号機の基準地震動すらカバーできていない領域が存在する。

#### （5）小括

以上のように、現在まで訴訟に顕れている資料では、被告による原子炉格納容器の座屈計算の計算根拠が必ずしも明確ではないこと、被告の計算を前提としたとしても、原子炉格納容器は、放射能を閉じ込めておくために安全上極めて重要な機器であるにもかかわらず、耐震安全の余裕が小さいこと、実証試験は、水平動887ガル相当というのが何を指しているのか明確ではなく、また、鉛直動については、伊方3号機における基準地震動以下の振動試験に過ぎない、といった問題がある。

### 6 結論

以上のように、座屈は、鋼材の降伏応力以下でも生じうるのが特徴であるが、蒸気発生器の支柱、原子炉格納容器等、その機器や容器の損傷により重大事故に繋がりかねない部位に座屈が生ずる可能性がある。

しかし、被告による座屈計算は、計算根拠が明確ではない上、仮に被告の算出した評価値を前提としても、蒸気発生器の支柱、原子炉格納容器について耐震安全性の余裕は極めて小さい数値である。

これまで従前原告が主張してきたとおり、基準地震動の策定に疑義があり、基準地震動を超える地震が短期間のうちに複数回発生している実情があること、基準地震動の策定方法から、基準地震動に包摂しきれない地震が存在しうるといつ

た現状に鑑みると、伊方3号機の重要な機器の耐震安全性の余裕が小さいことは、その数値が変わったら重大事故の危険が具体化することを意味するものである。