

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3月17日

準備書面（92）

～格納容器の座屈可能性について

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

目次	第1	本準備書面の目的
	第2	座屈とは
	第3	地震動によって格納容器が座屈する過程について
	第4	東海第二原発の格納容器に関する座屈評価
	第5	被告による格納容器の座屈評価
	第6	格納容器の座屈がもたらす深刻な結果

第1 本準備書面の目的

本準備書面は、後藤政志証人作成の意見書（甲C第76号証の1及び同第79号証）ならびに同証人の尋問結果に基づき、東海第二原発の格納容器が耐震性に乏しく、基準地震動 S_s を超える地震動が到来した場合、格納容器に座屈が発生して機能喪失に至り、大量の放射性物質が外部に放出され、原告らの人格権が甚だしく侵害されることを主張する目的で作成したものである。

第2 座屈とは

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。

座屈を一般的に述べるならば、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のことである。

座屈については、実建造物の形状によって様々な形態が考えられるが、本準備書面で述べる場所は、円筒型の形状を有する原子炉格納容器の下部に地震動による応力が作用した場合に生じる座屈に限定している。

なお、地震動によって円筒型の実建造物に座屈が発生した実例は、1995年の兵庫県南部地震で被災した石油タンクなどがあり、その詳細については、後藤証人が甲C第76号証の1、71頁～74頁にて、写真（図48～図53）を示しながら説明した箇所を引用する。

第3 地震動によって格納容器が座屈する過程について

東海第二原発の格納容器（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 ($R/t = 12,950 \div 38 \div 340.78$)。半径に比べて板厚が極端に小さい実建造物は、大きな圧縮荷重を受けると、材料の強度に比べて数分の1以下の応力によって座屈を発生させる、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り、後藤証人の作成にかかる甲C第76号証の1、66頁に掲載した図43の赤枠で囲った部分「格納容器シェル座屈」で表示したとおりである。

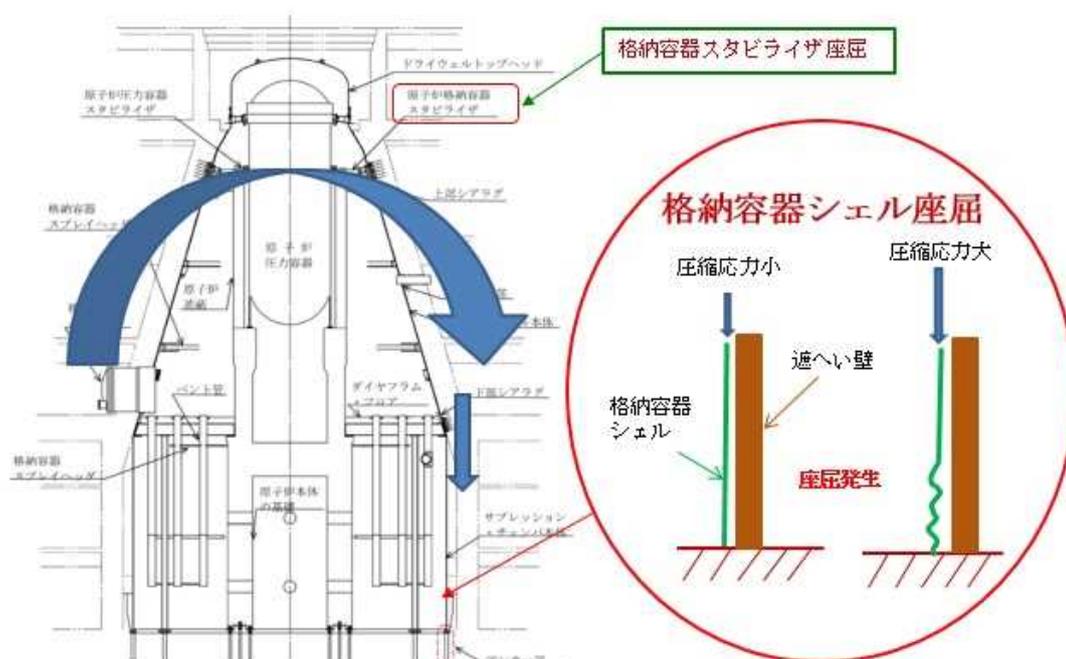


図43 マークII型 原子炉格納容器

- 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。

なお、材料の強度に比べて数分の1以下の応力によって座屈が発生する、という点であるが、ここにいう「材料の強度」とは、材料の降伏点または引張強さを指している。降伏点及び引張強さについては、別途、压力容器スタビライザの破壊に関する主張のなかで詳述するが、降伏点とは、それ以上の応力を加えると材料が塑性変形（荷重を取り除いても変形が残留すること）を起こす応

力のことであり、引張強さとは、材料にくびれや亀裂を発生させて破壊に至らせる応力のことである。いずれも、金属材料での破壊モードの代表格といふべき延性破壊（荷重を加えた材料が変形を伴って破壊すること）の過程で生じる現象である。要するに、座屈は、延性破壊と比較して、より小さな応力で発生して破壊をもたらすという点で、原発の安全性にとって大きな脅威なのである。

第4 東海第二原発の格納容器に関する座屈評価

1 被告は、東海第二原発の工事計画認可申請において、格納容器の座屈評価を行なっている（丙H第15号証35～36頁）。その際、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 を評価式として用いている（丙Bア第27号証90～91頁、169～178頁）。

この JEAG4601・補-1984 の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、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と、以下(1)ないし(5)のとおりである。

(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 kg/mm²

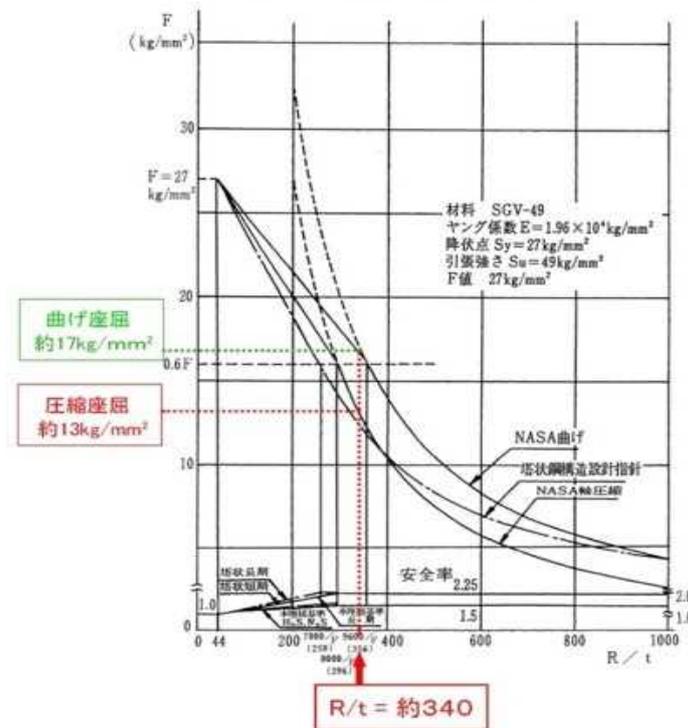
(3) 半径R/板厚 t = 12,950mm ÷ 38mm ≒ 340（第3で述べたとおり）

(4) 半径R/板厚 t ≒ 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（甲C第76号証の1、70頁に掲載した図47の右側）。

すると、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 kg/mm²であることが分かる。

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 kg/mm²であることが分かる。

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）。

したがって、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。

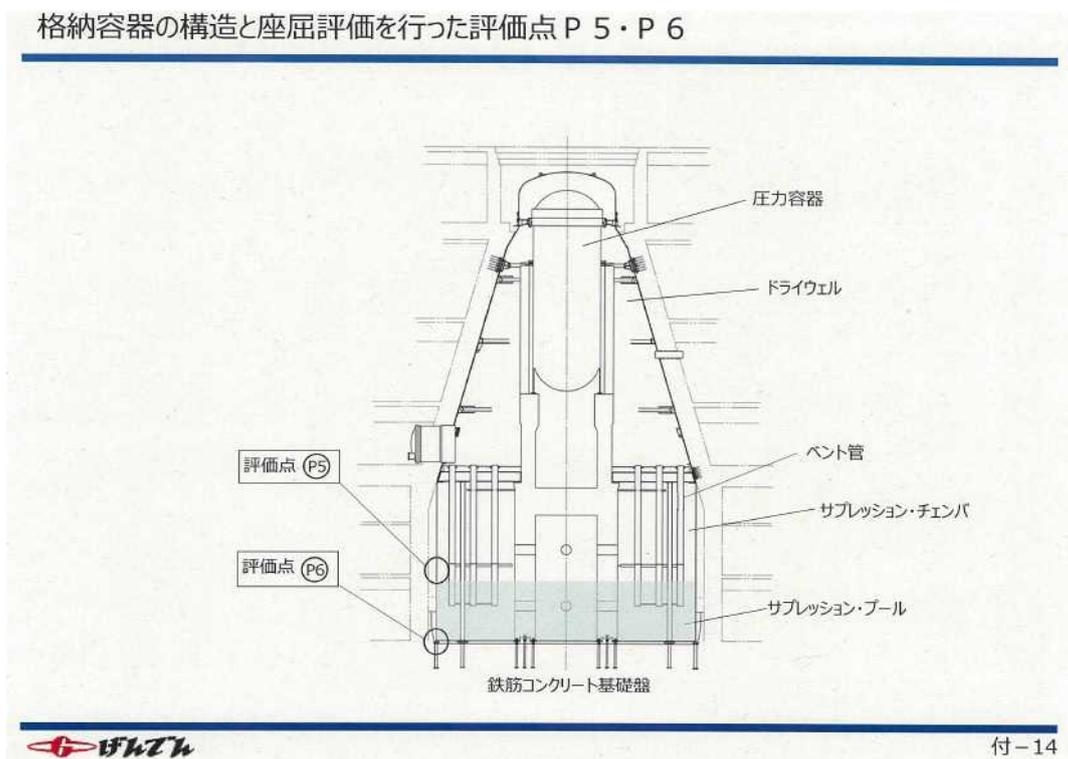
- ・ 曲げ座屈許容応力 $17 \text{ kg/mm}^2 \div 1.5 \div 11 \text{ kg/mm}^2$
→降伏点での応力 27 kg/mm^2 の 0.62 に相当
- ・ 軸圧縮座屈許容応力 $13 \text{ kg/mm}^2 \div 1.5 \div 8.7 \text{ kg/mm}^2$
→降伏点での応力 27 kg/mm^2 の 0.48 に相当

すなわち、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のである。

第5 被告による格納容器の座屈評価

1 被告は、東海第二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）。

P5とP6の具体的な位置関係を、以下の門谷光人証人作成の陳述書（丙C第49号証）付属資料14で示す。P6の位置は、第3の②で示した格納容器シェルの座屈箇所に近接していることが分かる。



被告は、P5とP6の各評価値について、いずれもP6での発生値がP5での発生値よりも大きいとしたうえで、東海第二原発に基準地震動 S_s が到来した場合、P6では、

- (1) 許容応力状態 $IV_A S$ 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）。

との解析結果を示している。

なお、被告の説明によると、「許容応力状態IV_AS」とは、JEAG4601・補-1984が定める運転状態IV（原子炉施設の安全性評価の観点から異常な状態を想定した運転状態）を基本とし、これに地震による応力が加わった状態、とのことである（丙Bア第27号証77頁、丙D第152号証6頁）。

同じく、「許容応力状態V_AS」とは、既に重大事故等（重大事故または重大事故に至るおそれがある事故）が発生している状態を新たに運転状態Vと定義し、これに地震による応力が加わった状態、とのことである（丙D第178号証39-4-10～13）。

2 被告が示した前項の解析結果について、被告は、被告準備書面（18）21頁～25頁にて概ね以下のとおり主張し、また、門谷証人もほぼ同じ内容の供述を行なっている（丙C第49号証10頁～17頁、同付属資料19及び20）。

(1) 格納容器を設計基準対象施設（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）として座屈評価した場合、発生値が0.59であって、許容値である1.0からみて、耐震上の余裕が示されている。

安全率1.5を考慮しなければ、発生値は0.39である。

(2) 格納容器を重大事故等対処設備（重大事故等に対処するための機能を有する設備）として座屈評価した場合、発生値は0.98にとどまり、許容値である1.0を下回る。

安全率1.5を考慮しなければ、発生値は0.66である。

(3) 被告は、重大事故等対処設備としての座屈評価を行なうにあたり、サブレーション・チェンバのプールの水荷重と、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。

その際、サブレーション・チェンバのプール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（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）、また、②水荷重がP 6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。そのうえでの発生値 0.98 である。

(4) 被告が行なった重大事故等対処設備としての座屈評価は、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が、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発生する可能性はおよそ考え難い。その上で、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。

3 しかしながら、以下の理由によって、被告の前記主張及び門谷証人の前記供述は、いずれも採用できない。

(1) 被告が行な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。すなわち、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おり、座屈評価に関する評価式（丙H第15号証35頁）に数値を算入することができない。被告は、許容応力状態 $IV_A S$ での発生値が 0.59 であり、許容応力状態 $V_A S$ での発生値が 0.98 というが、原告らのような第三者にとっては、これら発生値の正確性を検算することが不可能である。このような状況では、「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」とする被告の解析結果は、第三者による検証ができず、科学的な証明が欠けているので、信用性に乏しいというべきである。

ちなみに、構造計算の実務では、構造強度評価について、少なくとも、荷重の種類と値、環境条件、境界条件、強度解析の方法と具体的な計算、

発生応力の値、許容値の導出過程とその値、などを示していない書類は、他の技術者が検証できないことから、技術図書とは認められていない。

(2) 仮に被告の行な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。

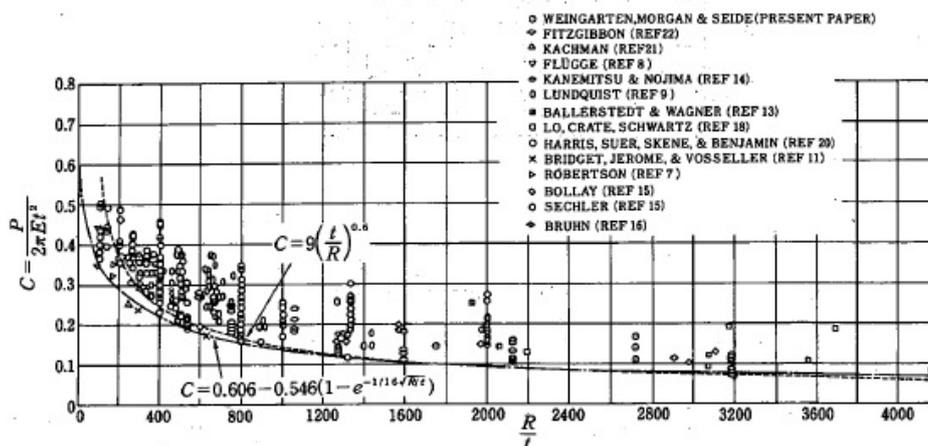
以下のグラフは、JEAG4601・補-1984 から引用したものである（丙 B ア第 27 号証 174 頁）。NASA が実施した座屈試験において集積された軸圧縮座屈応力値のグラフであるが、実験データに相当のばらつきがあり、その一部は下限として引いた曲線の下側に位置している。この実験結果からしても、ばらつきの発生はむしろ不可避というべきである。

添 付 2

ELASTIC STABILITY OF THIN-WALLED CYLINDRICAL AND CONICAL SHELLS UNDER AXIAL COMPRESSION

(MAR 1965 AIAA J. VOL 3) より

Fig. 3



Comparison of various experimental results for cylinders in axial compression

想定以上の荷重が加われば、発生値が大きくなる可能性が十分にある。また、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。だからこそ、評価式では安全率 1.5 を用いているのであるが、それでも安全率が耐震性を完全に担保してくれる保証はない。すなわち、「発生値<許容値であれば耐震上の余裕がある」ということにはなりえない。

とりわけ、許容応力状態 $V_A S$ での発生値 0.98 は、許容値ぎりぎりの数字であって、基準地震動 S_s を少しでも超える地震動が東海第二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。被告は、令和元年6月4日付「平成31年4月25日付原告ら準備書面(71)の求釈明事項について」と題する書面で、「被告は・・・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。」と述べており、被告の解析結果を前提としても、東海第二原発の格納容器は耐震性を欠いており、座屈発生 of 具体的危険性のあることが明白である。

ましてや、安全率を考慮しないことによって発生値を引き下げることが容認するかのごとき被告の主張箇所及び門谷証人の供述箇所は、原発の安全性確保の観点からは論外であるといわねばならない。

- (3) 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、実際には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、というようである。

門谷証人の供述によると、①重大事故等対策の有効性評価においては、原子炉圧力を低下させるための主蒸気逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバのプール水中に導いた蒸気の冷却や、代替格納容器スプレイ系を用いた格納容器の冷却等により、サプレッション・チェンバのプール水位が上昇した状態にあることを想定している、②そのなかでも「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、プール水位が最も高くなるケースに当たる、③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を確認している、④それにもかかわらず、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

する水位を設定しており、具体的には、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、とのことである（丙第 49 号証 15 頁～16 頁、同付属書類 19）。

なるほど、水位がベントラインを超えた場合にはベント系統が作動しなくなる。しかしながら、許容応力状態 $V_A S$ においては、炉心損傷を伴う重大事故等が既に発生しているのであるから、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。その結果として、ベントラインに達する、あるいはベントラインを超えるような異常な高さまでサプレッション・チェンバの水位を上昇させなくてはならないことがありうる。そうしないと炉心溶融を防ぐことができないからである。

したがって、重大事故等が発生した場合において、水位がベントラインに達しないように制御するのは、実際にはあり得ない操作であるといわねばならない。

水位が上昇すれば当然に水荷重も増える。ベントライン下端あるいはそれ以上の水位を想定した水荷重を考慮した座屈評価こそ不可欠というべきである。

- (4) 被告が、許容応力状態 $V_A S$ に対する座屈評価結果について述べようとする趣旨は、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およそ考え難いので、東海第二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、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）。

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、そのような状態が約 70 日間も継続したならば、その間に基準地震動 S_s クラスの地震が再度発生することは、当然に想定しなくてはならない。例えば、2016 年 4 月 14 日午後 9 時 26 分に熊本県熊本地方でマグニチュード 6.5 の地震が発生し、益城町で震度 7 が観測されているが、その 28 時間後の同月 16 日午前 1 時 25 分には同じ熊本地方でマグ

ニチュード 7.3 の地震が発生し、益城町と西原村で震度 7 が観測されている（甲D第 199 号証）。この熊本地震の実例からしても、基準地震動 Ss クラスの地震が同一地域で短期間に複数回発生する事態は、十分にあり得ることである。

したがって、東海第二原発においても、70 日間の重大事故等の継続中に基準地震動 Ss 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が当然に行なわれるべきである。そして、ベントライン下端の水位と基準地震動 Ss を組み合わせた座屈評価の結果、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 Ss を超える地震動が到来した場合に、東海第二原発の格納容器に座屈発生の具体的危険性が認められることは明らかである。被告が、以上の想定内容を「現実に発生する可能性はおよそ考え難い」などと考えているのであれば、まさしく必要とする重大事故対策を自ら否定していることを意味する。

- (5) 以上のとおりであって、被告の主張及び門谷証人の供述は採用できず、東海第二原発の格納容器に座屈発生の具体的危険性があることは、揺ぎ無い事実として認定されなくてはならない。

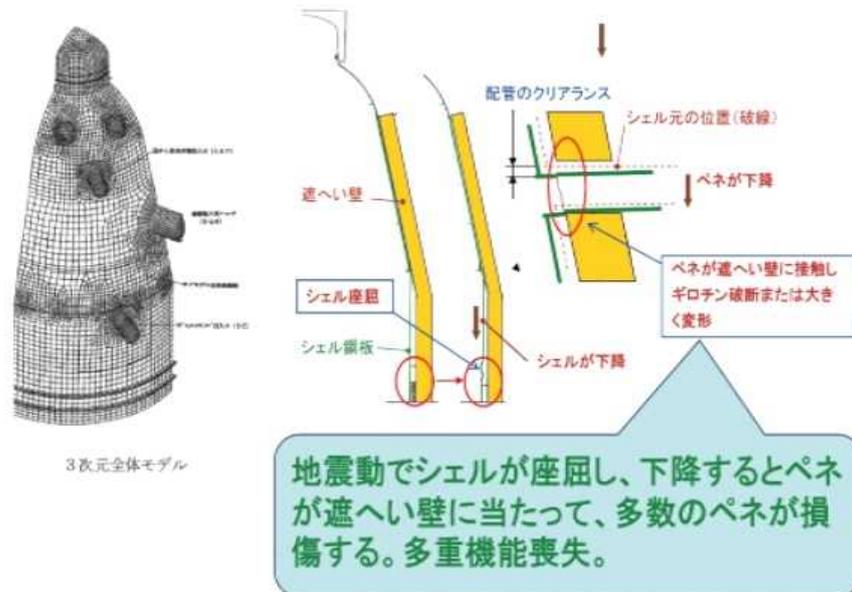
第 6 格納容器の座屈がもたらす深刻な結果

- 1 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ことは、第 3 で述べたとおりである。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。

ところで、格納容器の外壁には、機器ハッチやエアロックなどの大口径ペネトレーション（貫通部）、配管用ペネトレーション、ならびに電気配線用ペネトレーションなどが溶接されており、その総数は 200 個に近い。格納容器シェルが座屈し、格納容器が下方に変位すると、各ペネトレーション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。甲C第 76 号証の 1、75 頁に掲載した以下の図 55 のとおりである。

シェル座屈に伴うペネ構造破損

図 55 格納容器シェル座屈に伴うペネ構造の破損



2 以上に述べたペネトレーションのギロチン破断は、1箇所にとどまらず、多数同時に発生する可能性が高い。この場合、格納容器バウンダリ（冷却材喪失事故時に圧力障壁となり、放射性物質の放散に対する障壁を形成する境界。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）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。

一例として配管用ペネトレーションについて述べるならば、格納容器を貫通する配管には、隔離弁が2個ずつ設置（通常は格納容器シェルに近い内側と外側に1個ずつ、場合によっては、外側だけに2個）されているが、急激な地震のため隔離弁を閉じる時間的な余裕のないことが想定される。仮に隔離弁が機能したとしても、格納容器シェルの近傍で配管が破断してしまえば、外側の隔離弁は意味をなさず、内側の隔離弁も破断による影響で損傷する可能性が高く、隔離機能は喪失する。外側に2個設置されている隔離弁の場合には、隔離弁の格納容器側で配管破断することによって、隔離機能を失う。

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。