

副 本

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234名

被告 日本原子力発電株式会社

準備書面(18)

水戸地方裁判所民事第2部 御中

令和2年3月13日

被告訴訟代理人

弁護士 溝呂木 商太郎



弁護士 山内 喜明



弁護士 谷 健太郎



弁護士 浅井 弘章



弁護士 井上 韶太



## 目 次

はじめに.....	1
第1 圧力容器スタビライザの耐震性.....	1
1 本件発電所における地震荷重の伝達に関する基本的構造.....	1
2 圧力容器スタビライザの耐震性.....	4
(1) 本件工事計画認可申請における耐震性評価.....	4
(2) 圧力容器スタビライザの耐震上の余裕.....	6
3 原告らの主張に対する反論.....	9
(1) ストレステストに関するもの.....	9
(2) 重大事故等対策の有効性評価に関するもの.....	14
第2 原告らの挙げる他の各施設の耐震性.....	20
1 格納容器に関するもの.....	20
(1) 格納容器の構造・機能.....	20
(2) 格納容器底部とフランジプレートの接合部に関するもの.....	21
(3) その他.....	25
2 常設低圧代替注水系ポンプに関するもの.....	26
図表.....	29
語句註.....	43

## 略語表

設置許可基準規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）

工認審査ガイド 耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）

有効性評価ガイド 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）

安全性向上評価に関する運用ガイド 実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド（平成25年11月27日原子力規制委員会決定）

J E A G 4 6 0 1 - 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1  
1987 987

J E A G 4 6 0 1 - 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力  
1984 編 J E A G 4 6 0 1 ・補 - 1984

J E A G 4 6 0 1 - 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1 9  
1991 91追補版

J E A G 4 6 0 1 J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7 , J E A G 4 6 0 1 - 1 9

84及びJEAG4601-1991を総称したもの。

JEAC4601- 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAC4601-2  
2015 015

鋼構造設計規準 鋼構造設計規準（許容応力度設計法）  
(一般社団法人日本建築学会)

設計・建設規格(20 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版,  
07) 2007年追補版)  
(一般社団法人日本機械学会)

設計・建設規格(20 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版,  
12) 2012年版)  
(一般社団法人日本機械学会)

告示501号 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45  
年9月3日通商産業省告示第501号又は昭和55年  
10月30日通商産業省告示第501号)

本件発電所 日本原子力発電株式会社東海第二発電所

本件原子炉設置変更 被告が平成26年5月20日付けで原子力規制委員会  
許可申請 対して行った本件発電所の原子炉設置変更許可申請

本件工事計画認可 被告が平成26年5月20日付けで原子力規制委員会

申請	に対して行った本件発電所の工事計画認可申請
本件原子炉設置変更 許可	被告が平成30年9月26日付けで原子力規制委員会 から受けた本件発電所の原子炉設置変更許可
本件運転期間延長 認可申請	被告が平成29年11月24日付けで原子力規制委員 会に対して行った本件発電所の運転期間延長認可の申 請
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
圧力容器	原子炉圧力容器
圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリ
格納容器	原子炉格納容器
新潟県中越沖地震	平成19年（2007年）新潟県中越沖地震
東北地方太平洋沖 地震	平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震
福島第一原子力 発電所事故	平成23年3月に東京電力株式会社福島第一原子力發 電所において発生した事故

はじめに

原告らは、令和元年11月7日付け準備書面（90）において、本件工事計画認可申請の耐震性評価において被告の算出した発生値と、JEAG4601等に基づく許容値とが接近している施設として主に圧力容器スタビライザを挙げて、これら各値の接近をもって直ちに地震による機能喪失に至る具体的可能性があるとの前提に立ち、被告の行った重大事故等対策の有効性評価が不十分であり、本件発電所において炉心の著しい損傷に至る危険があるかのように主張する。

しかしながら、令和元年11月5日付け被告準備書面（15）において述べたとおり、被告は、本件工事計画認可申請における耐震性評価を行うに当たり、詳細な各種調査結果ないし国内外の知見を踏まえた地震動評価に基づく基準地震動の策定、基準地震動を用いた地震応答解析等による対象施設に生ずる応力等の発生値の算出、発生値が許容値を下回ることの確認といった手順のそれぞれにおいて保守的な条件設定を重ねているのであって、これらの具体的な内容を検討することなく単純に、本件工事計画認可申請における発生値と設計上の許容値との差分によって、対象施設の耐震上の余裕を明らかにすることはできない。このように、原告らの上記主張は、そもそも前提に誤りがあるなど、何ら理由がない。

本準備書面では、原告らの挙げる圧力容器スタビライザ等の各施設について、それぞれの具体的な構造等に照らし十分な耐震上の余裕が備わっていることを示し、もって、原告らの上記主張に理由がないことを明らかにする。

## 第1 圧力容器スタビライザの耐震性

### 1 本件発電所における地震荷重の伝達に関する基本的構造

被告は、本件発電所において、①原子炉建屋等の重要施設は、敷地の地盤を20メートル以上掘り下げて露出させた基礎地盤の久米層に直接設置するなどして岩盤に支持させる、②安全上重要な建物・構築物及び機器・配管について、剛性<sup>\*注</sup>を高めることにより地震力による施設の変形をできる限り抑えるこ

とができるとの工学的知見に基づき、原則として剛構造<sup>\*注</sup>とする、③安全上重要な建物・構築物につき、その一部に力が集中することなく全体で地震に抵抗するよう、全体の構造バランスに配慮するとともに、地震力に抵抗する構造部材をバランスよく配置するとの構造計画を採用している【図1～4】。

被告は、本件発電所における耐震性を十分考慮した上記の構造計画の下で本件発電所の各施設を設置しつつ、特に圧力容器については、その内部に燃料集合体等を収納しているため、その安全機能が喪失した場合における公衆への影響が特に大きい施設として、耐震重要度分類<sup>\*注</sup>で最も上位のクラスであるSクラスの施設に属するものとし、以下のとおり、高い耐震性を確保している。

地震時の挙動から述べれば、地震時には、震源で発生した地震波は本件敷地に到来し、敷地から20m以上掘り下げた位置にある岩盤上の原子炉建屋基礎盤を揺らし、そして、原子炉建屋ないしその内部にある圧力容器を含む施設に地震力が作用する。この際、岩盤に支持させた原子炉建屋を含む全体で、一部に力が集中することなく地震に抵抗することができるよう、原子炉建屋においては、主な耐震壁<sup>\*注</sup>として、円錐状で鋼製の格納容器を原子炉建屋中央部に設置し、その外側にある四角形の原子炉建屋外壁を平面内及び高さ方向にバランスよく配置するとともに、圧力容器については、その水平方向に作用する荷重を、圧力容器スタビライザ、原子炉遮蔽、格納容器スタビライザ、シアラグ、原子炉建屋に順次伝わる構造とするなど、構造バランスに配慮している【図5】。

圧力容器の地震時における水平方向の荷重に対して支持機能を担う圧力容器スタビライザは、圧力容器と同じくSクラスに属し、スタビライザブラケットを介して圧力容器を支持している。

具体的には、円形を成す圧力容器には、45度の等間隔でもって合計8箇所に、凸部のスタビライザブラケットが設けられている。これらの圧力容器と一体を成すスタビライザブラケットは、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まれ、ディスクスプリングによる締付けを行ったロッド（以下

「本件ロッド」という。)により、両側面から支持される(丙D第174号証)。

このように、圧力容器スタビライザは、スタビライザブラケットを介して圧力容器を支持する構造にあることから、圧力容器と近接した位置における設置を要するところ、本件発電所では、同発電所に勤務する被告従業員の被ばく線量の低減を行うべく、圧力容器に近接した位置に原子炉遮蔽を設置していることから、これを活用することとし、その原子炉遮蔽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した。原子炉遮蔽は、その遮蔽効果が十分なものとなるよう、コンクリート壁の内側と外側とに鋼板を巻き、鋼板を含む厚さを約660mmと分厚くすることにより、十分な耐震性を備えた構造ともなっており、基準地震動Ssを用いた解析評価により、隣接する圧力容器に対して、波及的影響を及ぼさないことを確認できている(丙H第16号証)。

#### 【図6~9】

また、圧力容器スタビライザから原子炉遮蔽に対してなされる荷重の伝達は、主として、圧力容器スタビライザの構成部材の一つである本件ロッドによりなされることから、その荷重の伝達が確実に行われるよう、本件ロッドには、最も優秀な強靭性を備える構造用合金鋼の一つであるニッケルクロムモリブデン鋼(JIS規格: SNCM439)を採用している(丙D第150号証339頁、同第151号証69頁)。材料は、外部から荷重を加えていくと、降伏点<sup>\*注</sup>(Sy)から弾性限界<sup>\*注</sup>を超えてひずみが残るようになり、そこからさらに荷重を加えていくと塑性変形領域に入り、応力の最大値(Su)に達し、最終的には破損に至るところ(丙Bア第25号証229頁参照)、本件ロッドの金属材料は、圧力容器スタビライザの最高使用温度として設定している302℃でのSy、Suがそれぞれ、679MPa、839MPaであるなど強度に優れている(丙Bア第34号証)。

以上のように、圧力容器スタビライザは、地震時の水平方向の荷重の伝達機能を担うが、スタビライザブラケットが圧力容器スタビライザにはめ込まれて

も、スタビライザブラケットの上部に空間が残るようにするなど上下方向で拘束しないようにしております。鉛直方向の荷重の支持機能を担っていない。地震時に圧力容器に作用する鉛直方向の荷重は、支持スカートによりペデスタルに伝達される。

(丙C第49号証1~3頁)

## 2 圧力容器スタビライザの耐震性

### (1) 本件工事計画認可申請における耐震性評価

被告は、本件発電所における耐震重要度分類Sクラスに分類される施設の耐震性を解析評価するに当たり、新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて、震源特性及び地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤增幅特性）についての本件発電所の敷地における地域性を詳細に考慮しつつ、保守的な地震動評価を行うなどして、解放基盤表面（標高-370m）の位置に基準地震動を策定した上で、基準地震動を用いて、解放基盤表面以浅の原子炉建屋基礎を含む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し、次に、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、本件発電所に設置されている本件ロッドのすべてについて作用する荷重を算出した。

次に、このようにして求めた本件ロッドに作用する荷重から生ずる応力について、運転状態N<sup>\*</sup>相当の応力評価を行う許容応力状態N<sub>AS</sub><sup>\*</sup>における耐震性評価として、応力の最大の発生値が、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、地震力により生ずる応力値である163MPaとを合算した410MPaであり、JEAG4601等（丙Bア第26ないし28号証、同第33号証、同第34号証）に基づく許容値である440MPaを下回ることなどをもって、圧力容器スタビライザが基準

地震動に対して機能維持できることを確認した。

上記の許容値は、設計・建設規格(2007)に示されている評価式( $1.5 \times \min(1.2 S_y, 0.7 S_u) \div 2$ )に基づき設定したものである。この評価式は、鋼構造設計規準において弾性範囲にあるものとして示されているF値、すなわち、 $\min(S_y, 0.7 S_u)$ を前提とするものであるところ、F値の算出における比較対象として $0.7 S_u$ が採用されていることについては、降伏点と引張強さ<sup>\*注</sup>とが近い鋼材において、鋼材の降伏点のみに基づいて許容応力度を定めるよりも、引張強さの70%の値を許容応力の決定に際しての基準としたほうが余裕を確保できることにある(丙Bア第33号証46頁)。また、上記の評価式において、2で除するとされていることについては、設計・建設規格(2007)においては、材料内に発生する単位面積当たりの力である応力について、ボルト材はネジ部を伴い、断面積が一様ではなく、異なる断面ごとに応力を算出するのは煩雑なため、許容値の設定に当たり、谷径断面積<sup>\*注</sup>／呼び径断面積<sup>\*注</sup>に相当する値として一律に0.75を設定し、その分、ボルト材以外に適用される安全率である1.5倍に上乗せした値である2で除したものとされている(同第34号証I-解説8-23頁)。

圧力容器スタビライザを含むSクラスである各施設の解析評価に当たり被告の用いたJEAG4601を始めとする規格等は、いずれも、学識経験者等による専門的技術的知見を踏まえた検討のうえで策定されたものであって、原子力規制委員会が新たな規制基準に基づく工事計画認可の審査にあたって用いる内規として策定した工認審査ガイドに示されているとおり、新たな規制基準の下でも活用することが許容されるものである(丙Bア第20号証)。

なお、Sクラスの施設である圧力容器スタビライザについては、上記で述べた基準地震動による動的地震力に対する安全機能の保持に加えて、弾性設

計用地震動による動的地震力、又はSクラスの施設の静的地震力のいずれか大きい方の地震力におおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられることを解析評価により確認している。

(丙H第14号証「V-2-3-4-2-1」、丙C第49号証3~5頁)

## (2) 圧力容器スタビライザの耐震上の余裕

### ア 発生値の算出に係る余裕

被告は、本件発電所の基準地震動の策定に当たり、様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価を行っており、プレート間地震の検討用地震である「2011年東北地方太平洋沖型地震」であれば、基本震源モデルの設定の際に、①茨城県沖のSMGA5について、過去に発生したM7クラスの地震や地震調査研究推進本部(2012)の想定震源域に照らし、敷地に近い位置に設定する、②短周期レベルについて、茨城県沖よりも短周期レベルが大きい傾向を示す他の領域を含めた全体の平均に相当する値を設定する、③破壊開始点について、破壊が敷地に向かう方向とするなどの保守的な条件設定を行って、その上で、④SMGA5について敷地からの最短距離に配置する、⑤短周期レベルについて基本震源モデルの短周期レベルの設定値を1.5倍する、⑥SMGA5の位置の不確かさ(④)と短周期レベルの不確かさ(⑤)とを重畳させるとの不確かさの考慮をも行っている。このような様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価のうえで基準地震動を策定して発生値を算出していることから、発生値に係る余裕がある。

その上で、設計に用いる地震力については、実際の地震において建物に作用する力は時々刻々と変化する「ほんの一瞬」しか作用しない動的な力であるところを、その最大値をもって、時間的に変化せず、一定の力で作用し続ける静的な力とするとの保守的な仮定を置いている。この仮定によっても余裕が生ずる。

## イ 許容値の設定に係る余裕

前記（1）で述べたとおり、本件ロッドの許容値は、設計・建設規格（2007）に示されている評価式 ( $1.5 \times \min(1.2 S_y, 0.7 S_u)$ ) ÷ 2)に基づき設定したものであるところ、同式における  $0.7 S_u$  の採用は、降伏点と引張強さとが近い鋼材において、鋼材の降伏点のみに基づいて許容応力度を定めるよりも、引張強さの 70% の値を許容応力の決定に際しての基準としたほうが余裕を確保できることによるものであり（丙Bア第33号証46頁），あくまで設計上の余裕の確保に基づくものである。このような考えを踏まえて設計され、厳格な品質管理体制のもとで設置されたなどした本件ロッドの実機としての現実的耐力を評価する場合、材料の一般的な応力状態を示す最終的に破損する前に至る応力の最大値 ( $S_u$ ) を用いることが技術的観点からみて妥当である。

加えて、被告は、本件ロッドについて基準地震動  $S_s$  に対する機能維持の許容値を設定するに当たり、 $S_u$  につき、設計・建設規格（2007）に示されている付属材料図表に基づき、圧力容器スタビライザの最高使用温度として設定している  $302^\circ\text{C}$  における値として、 $839 \text{ MPa}$  を採用している（丙Bア第34号証I-付録図表-90頁）。これに対し、本件ロッドのミルシートに示される  $S_u$  の値は、 $302^\circ\text{C}$  における値として換算すると  $906 \text{ MPa}$  であり（丙D第155号証）， $839 \text{ MPa}$  を上回る。このミルシートに示される  $S_u$  の値は、本件発電所に使用されている本件ロッドの実強度にまさしく相当するものであり、本件ロッドには、設計・建設規格（2007）に基づく  $S_u$  の値を上回る分の余裕も生ずる。

更に、上記の評価式において 2 で除するとされていることについては、設計・建設規格（2012）において、ボルトネジ部の有効断面積<sup>\*注</sup>に基づき応力を算出する場合であれば、0.75 という比率を考慮しない、すなわち、

ボルト材以外に適用される安全率と同じ1.5により除するという評価式( $1.5 \times \min(1.2S_y, 0.7S_u) \div 1.5$ )が新たに追加されている(丙Bア第35号証13~15頁)。被告は、本件工事計画認可申請に当たり、有効断面積よりも小さい断面積を用いて、より大きな応力を算出するとの安全側の配慮をしていることから(丙D第154号証、同第157号証)、被告の算出した応力の発生値に対する許容値として、同規格を適用することができる(丙Bア第35号証13頁参照)。なお、設計・建設規格(2012)については、原子力規制委員会が平成26年8月6日に技術評価を取りまとめ、技術的に妥当であると評価したとおり(丙Bア第35号証)、設計・建設規格(2007)と同じく、新たな規制基準のもとで適用することが許容される信頼性のある規格である。

以上のことからすれば、JEAG4601等では、運転状態等ごとに、弾性範囲か、塑性範囲まで許容するかなどの区別に応じて異なる許容値が定められているが、これらはあくまで設計上の基準であり、本件ロッドの現実的耐力により耐震上の裕度を評価する上では、破断に至る前の応力の最大値である $S_u$ と、詳細な各種調査等の結果を用いながら地域性と保守性とを考慮して新たな規制基準を踏まえて策定した基準地震動 $S_s$ における発生値との差分をもって明らかにすることができます。

そして、その裕度の大きさは、地震とは関係なく生ずる応力と地震の際の荷重による応力を区別することでより明確にすることができる。すなわち、基準地震動 $S_s$ を超える地震動に対する耐震上の余裕に相当する、 $S_u$ である839MPaと基準地震動 $S_s$ による発生値である410MPaとの差分である429MPaについて、基準地震動 $S_s$ により生ずる応力の発生値である163MPaと比較することにより余裕の程度を合理的に示すことができ、その比率である2.63は、被告が新たな規制基準を踏まえて策定した基準地震動により生ずる応力の3.63倍まで裕度があることを示して

いる。無論、ミルシートに示される  $S_u$  の値を採用すれば、より大きな裕度が得られることとなる。【図10】

こうした耐震上の余裕に関する考え方については、新潟県中越沖地震の際に東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所において、設計時の想定を大きく上回る地震動が観測されたにもかかわらず、安全上重要な設備の健全性に特段の問題は確認されなかったことについて、学識経験者等による専門的技術的知見を踏まえた検討の結果として、設計上の許容値とは異なり、 $S_u$  やミルシートを用いた考え方によって実現象に見られた大きな耐震上の余裕の説明がなされているなど、実務でも受け入れられている（丙D第153号証2～3頁、33～34頁、同第78号証7-1～2頁、同第67号証3頁、同第175号証、同第176号証）。また、設計上の想定を超える事象に対してどの程度の安全裕度が確保されているかを評価するストレステストにおいても、許容値として、 $S_u$  ないしミルシートの値を採用することが許容され、その考え方方が原子力規制委員会の策定した安全性向上評価に関する運用ガイドにおいても参考されている（丙C第33号証、丙Bア第32号証）。

（上記ア及びイにつき、丙C第49号証6～7頁）

### 3 原告らの主張に対する反論

#### （1）ストレステストに関するもの

原告らは、被告が本件発電所について行ったストレステスト評価に関し、地震による炉心損傷直結の事象の中で最も耐震裕度が小さいものが圧力容器スタビライザの1.73倍であることを挙げ、設計・建設規格（2007）において0.7  $S_u$  を用いることは鋼材の製品に存在するバラツキ、施工における精度のバラツキ、使用環境といった不確定要素が存在するからであり、原発の安全確保のありようを評価するのであれば不確定要素を考慮した0.

7 S uを使用すべきであるなどとして、圧力容器スタビライザの強度の余裕が小さく、基準地震動を超える地震動によって圧力容器スタビライザが損傷する可能性があると述べ、耐震安全性に欠けるかのように主張する（原告ら準備書面（90）2～3頁）。

しかしながら、原告らの主張は、本件工事計画認可申請において被告の行った検討ないし評価の具体的な内容を検討することなく単純に、同申請における発生値と許容値との差分によって耐震上の余裕を述べるに等しく、何ら理由がない。

そもそも、被告が基準地震動を用いて行った本件発電所の圧力容器スタビライザの耐震性の評価には、前記2（2）アにおいて述べたとおり、様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価を行った上で策定した基準地震動を用いていること、設計に用いる地震力について、実際の地震において建物に作用する力は時々刻々と変化する「ほんの一瞬」しか作用しない動的な力であるところを、その最大値をもって、時間的に変化せず、一定の力で作用し続ける静的な力としていることなどにより、発生値の算出に係る余裕が内在している。原告らの主張は、こうした被告による発生値の算出に係る具体的な内容に触れることなく、本件工事計画認可申請における許容値と発生値との差分のみを述べるものであって、当を得ない。ちなみに、このことは、後述する原告らの各主張においても共通している。

こうした発生値に関する点を措いても、設計・建設規格（2007）の評価式における0.7 S uの採用は、既に述べたとおり、降伏点と引張強さとが近い鋼材において、鋼材の降伏点のみに基づいて許容応力度を定めるよりも、引張強さの70%の値を許容応力の決定に際しての基準としたほうが余裕を確保できることにあるが（丙Bア第33号証46頁），いずれにせよ、原告らの挙げる鋼材の製品に存在するバラツキ等により、本件ロッドの実機としての現実的耐力を評価する場合にS uを用いることの技術的妥当性が

否定されることはない。

まず、原告らの挙げる鋼材の強度のばらつきについては、本件ロッドを含む鋼材において、同一の規格記号に属するものであったとしても、そのすべてが完全に同一の強度を有することはあり得ず、それゆえに、設計・建設規格（2007）やその前身である告示501号では、一般的に用いることのできる規格上の値として、材料試験のデータ分布状況から確率的統計処理を行い1%破損確率限界値を上回らないようにするとの考えによりSu値を設定しているのであって（丙C第46号証4頁5～6行目、9頁29～31行目、12頁13～19行目、丙D第156号証、同第183号証）、実際、本件ロッドのミルシートに示されるSuの値は、設計・建設規格（2007）に示されるSu値とは異なり、かつ、同値よりも高い水準にある（同第155号証）。このことからすれば、本件ロッドの現実的耐力を評価するうえでは、メーカーが本件発電所に実際に納入する物と同じ材料でもって作成した試験体の試験結果からミルシートによって強度等を証明している以上、他の材料試験のデータを踏まえて保守的に設定された設計・建設規格（2007）の示すSuの値よりも、ミルシートによるSuの値を用いることが適切であつて、このことは、原告らの挙げる鋼材の強度のばらつきにより何ら否定されるものではない。

次に、原告らの挙げる施工の精度のばらつきについては、圧力容器スタビライザを設置するための主な施工を述べれば、圧力容器に45度の等間隔でもって設けられた合計8箇所の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、単純な棒状を成す本件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、原子炉遮蔽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いうものであつて、何ら技術的に複雑な工程を要することではなく、容易に行うことができる。もとより、本件発電所における圧力容器スタビライザを含む各施設は、

厳格な品質管理体制のもと、適切な施工がなされているかを適切に確認しており、被告において、圧力容器スタビライザの施工不良を確認したこともない。したがって、原告らの述べる施工の精度のばらつきは、具体的根拠を伴うものではない。

更に、原告らの挙げる使用環境をみても、被告の行った本件運転期間延長認可申請に際しての劣化状況評価から示されるとおり、圧力容器スタビライザは、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もない（丙H第11号証の添付書類二「東海第二発電所 容器の技術評価書」1-9～10頁）。したがって、原告らの述べる使用環境も、具体的根拠を伴うものではない。

以上のとおり、原告らの挙げる、鋼材の強度のばらつき、施工のばらつき、使用環境の各点は、本件ロッドの現実的耐力を評価するに当たり、設計・建設規格（2007）ないしミルシートに示される $S_u$ の値を用いることの技術的妥当性を否定する根拠足り得ず、こうしたことは、原子力安全・保安院における発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る意見聴取会において既に審議のなされている事柄である。

すなわち、原子力安全・保安院は、上記の意見聴取会の開催に先立ち、ストレステスト（一次）の評価手法として、「安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価する。評価は、許容値等に対しどの程度の裕度を有するかという観点から行う」とし、ここでいう「許容値等」の説明として、「許容値が最終的な耐力に比して余裕をもって設定されている場合については、技術的に説明可能な範囲においてその余裕を考慮した値を用いても良いものとする」との考えを示した（丙C第44号証1～2頁）。この指示文書における考えに示されるとおり、設計上の想定を超える事象に対しての安全裕度を評

価する場合、設計上の許容値とは異なる値でもって技術的に評価すること自体は、何ら不合理なものではない。そして、上記の意見聴取会において、原告らが上記主張において取り上げる設計上の余裕の確保と現実的耐力の評価との関連が審議された際、後藤証人は、上記の意見聴取会における委員として、原告らの上記主張に沿う見解を述べるも、その技術的妥当性については、同じく委員である山口彰国立大学法人大阪大学大学院工学研究科教授（当時。現東京大学大学院工学系研究科教授）から、「1つ目は、今、ちょうど議論になっていた  $S_u$  の話なのですが、そもそもこの  $S_u$  というのは、ばらつきも含めて決められた数字として与えられているもので、例えば、地震の P S A をやるときにでも、究極耐力を評価するときには  $S_u$  のベースでやるということは技術者の間でも認知されている方法であり、今回、ストレステストという趣旨から照らし合わせれば適切であると思います。それから、2点目なのですが、安全率と安全裕度というのがしばしば混同してしまっていて、こここのところはきちんと理解しないといけないと思うのです。安全率というのは、設計において安全確保を行う、そのために要求される裕度でありまして、それは守るというもの。一方、ここで見ている安全裕度というのは、設計の条件を超えた場合に、究極的にどういう形で壊れるか、そういうものに対して何かがあれば、しっかり補強する、そういうところを見つけるためのものでありますから、安全率と安全裕度を混同しないように」と的確に指摘されているとおりである（丙C第46号証13頁）。原子力安全・保安院の取りまとめた「関西電力（株）大飯発電所3号機及び4号機の安全性に関する総合的評価（一次評価）に関する審査書」においても、安全裕度について設計上の許容値とは異なる値でもって技術的に評価することができるとの考え方（丙C第44号証参照）は維持され、このことは、同院より当該審査書の報告を受けた原子力安全委員会も何ら否定していない（丙C第51号証、同第52号証）。

以上のとおりであるから、鋼材の製品に存在するバラツキを挙げるなどして本件発電所の圧力容器スタビライザの耐震安全性が欠けるかのように述べる原告らの主張は、何らの技術的根拠を伴うものではなく、理由がない。

なお、原告らは、「原発の安全確保のありようを評価するのであれば、不安定要素を考慮した  $0.7 \text{ Su}$  を使用すべきであり、それによればクリフエッジは  $629 \text{ MPa} \times 0.7 = 440 \text{ MPa}$ 」であるとするが（原告ら準備書面（90）3頁），設計・建設規格（2007）に基づく本件ロッドの許容値である  $440 \text{ MPa}$  は、 $1.5 \times \min(1.2 \text{ Sy}, 0.7 \text{ Su}) \div 2$  の評価式により求まるもの<sup>1</sup>であって、そもそも計算過程に誤りがある。設計・建設（2012）に基づけば原告らのいう  $0.7 \text{ Su}$  が許容値となるが、その場合、当該許容値は発生値よりも相応に大きな値であり、原告らの主張の前提が否定されることを指摘しておく。

## (2) 重大事故等対策の有効性評価に関するもの

原告らは、被告が本件原子炉設置変更許可申請に当たり行った重大事故等対策の有効性評価における圧力容器スタビライザの検討に関し、炉心損傷頻度については、地震による事故シーケンスにおいて確率的リスク評価をする理由は存在しない、如何に頻度が小さくても影響が大きければ有意な事故シーケンスとして検討しなければならないとし、また、影響度については、ストレステストにおいて、炉心損傷直結とした自らの判断を消去するものであり、恣意的な非安全側の見解であり、原子炉が倒壊しても被害は限定されるなどという構造強度的に非常識な議論は、原子力発電プラントの工学的な評価をその根底から否定するものであるなどとし、本件発電所における重大事

---

<sup>1</sup> 
$$\begin{aligned} & 1.5 \times \min(1.2 \times 679, 0.7 \times 839) \div 2 \\ &= 1.5 \times \min(814, 587) \div 2 \\ &= 440 \end{aligned}$$

故等対策の有効性評価が不十分であるかのように主張する（原告ら準備書面（90）4～6頁）。

以下では、原告らの主張に対応する被告の行った重大事故等対策の有効性評価の内容を述べた上で（後記ア），原告らの主張は、頻度、影響のいずれの点をみても、被告の行った地震に係る入念な配慮を前提とした安全確保や、圧力容器スタビライザないしその周辺施設の具体的構造を踏まえることなく、独自の見解を述べたものであって、理由はないことを述べる（後記イ、ウ）。

#### ア 被告による重大事故等対策の有効性評価において行った検討

新たな規制基準を成す設置許可基準規則等においては、重大事故等対策における有効性評価のうちの炉心の著しい損傷を防止する対策について、「必ず想定する事故シーケンスグループ」及び「個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ」の検討なし評価を行うことが求められる。その背景として、これまでの確率論的リスク評価の知見の蓄積により、著しい炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスは多数存在するものの、比較的小数の事故シーケンスに類型化できることが分かっており、これらの類型化した事故シーケンスグループである「必ず想定する事故シーケンスグループ」（「高圧・低圧注水機能喪失」，「高圧注水・減圧機能喪失」，「全交流動力電源喪失」，「崩壊熱除去機能喪失」，「原子炉停止機能喪失」，「LOCA時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」）により、有意な炉心損傷頻度をもたらす様々な事故シーケンスを概ね網羅できることが挙げられる。その上で、新たな規制基準では、各原子炉施設の設計には違いがあり、これらに含まれない有意な炉心損傷頻度をもたらすシーケンスが存在する可能性は否定し得ないことを踏まえ、外部事象の一つである地震であれば、「必ず想定する事故シーケンスグループ」

と炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるかなどから、有効性評価の対象とすべき「個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ」として抽出するか否かを総合的に判断することが求められる。（丙Bア第25号証150～160頁、丙C第30号証19～23頁）

以上の新たな規制基準における要求事項を踏まえ、被告は、圧力容器スタビライザを含む圧力容器の支持機能を有する施設が機能喪失するなどして、圧力容器に接続されている圧力バウンダリ配管の損傷や、原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できない事故シーケンスを検討対象としたが、①地震PRAの結果によれば、当該事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも $2.2 \times 10^{-7}$ /炉年であり、全炉心損傷頻度である $7.5 \times 10^{-5}$ /炉年<sup>2</sup>に対して約0.3%と小さいこと、②圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても、圧力容器の周囲を囲む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とどまると考えられ、非常用炉心冷却系（ECCS）による対処が考えられることなどを総合的に勘案した上で、有効性評価の対象とすべき事故シーケンスグループとしていない。（丙H第3号証の「追補2『6.重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方』の追補」の別紙2-7～2-9頁）

なお、被告が上記の地震PRAを行うに当たり活用した日本原子力学会（2015）は、日本原子力学会標準委員会において、原子力発電所の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止などの活動において実現すべき技術の在り方を、原子力技術の提供者、利用者、専門家の有する最新の知見を踏まえ、影響を

<sup>2</sup> ここでいう「全炉心損傷頻度」は、重大事故等対処設備に期待せず、設計基準対象施設のみで対処する場合における炉心損傷頻度を意味する。

受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平、公正、公開の原則を遵守しながら審議し、合意化したところを文書化するという慎重な手続が踏まえられるとともに、福島第一原子力発電所事故や東北地方太平洋沖地震を踏まえた検討をもなされており（丙D第131号証 i～vii頁），十分な科学的信頼性のある手法である。

#### イ 頻度に関する原告らの主張について

原告らは、上記アで述べた①の炉心損傷頻度の観点から被告の行った検討について、基準地震動は決定論により策定しているのであるから、地震による事故シーケンスにおいて確率的リスク評価をする理由は存在しないと主張するが（原告ら準備書面（90）5頁），以下のとおり、設計の際に想定する事象と、これを超えるような事象との間で、検討の方法が同一でなければならないとする技術的根拠はなく、理由がない。

そもそも、本件発電所においては、自然条件については、共通要因に起因する施設の機能喪失をもたらし得ることから、詳細な調査を実施しつつ、新たな規制基準を含む各種知見等を収集するなどして、このような機能喪失に至らないよう、想定と対策との両面に亘り、本件発電所の安全確保に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないよう配慮した上で、深層防護の考え方に基づく入念な安全確保対策を講じるなどの設計上の対応を行っている。この対応により、既に高い耐震安全性を確保した上で、被告は、上記アで述べた新たな規制基準における要求事項を踏まえ、外部事象の一つである地震に関する「個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ」の検討を行ったものであるところ、その際、基準地震動を大きく上回る水準の地震動の強さを検討し、圧力容器スタビライザに限らず本件発電所に設置する数多くの施設の損傷に起因する炉心損傷頻度を評価するという検討ないし評価の目的に照らし、起因事象、安全機能及びサポート機能の作動状態

に着目して類型化した事故シーケンスグループを網羅的かつ体系的に検討できるPRAの手法を活用することは、もとより合理的なものである（丙Bア第25号証160頁）。

その地震PRAの結果をみても、今後数十年間に発生するとはおよそ考え難い「2011年東北地方太平洋沖型地震」を想定するのみならず、様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価を行うなどして本件発電所の基準地震動を策定しているからこそ、その超過確率は現実には生じるとは考えがたい水準にあることや、基準地震動に対しても現実的な応答ないし耐力からみた裕度が確保されていることに照らして、全炉心損傷頻度である $7.5 \times 10^{-5}$ ／炉年に対して約0.3%と小さい結果が得られているのであって、何ら不合理なものではない。

以上のとおりであるから、地震による事故シーケンスにおいて確率的リスク評価をする理由は存在しないとする原告らの主張には、何ら理由がない。

#### ウ 影響度に関する原告らの主張について

原告らは、上記アで述べた②の影響度の観点から被告の行った検討について、被告の行ったストレステストでは、圧力容器スタビライザが地震によって損傷する場合には炉心損傷に直結すると評価しておきながら、本件原子炉設置変更許可申請における重大事故等の評価においては、既存のLOCAシナリオと同様の進展になると評価するにとどめたもので、原子炉が倒壊しても被害は限定されるなどという構造強度的に非常識な議論は、原子力発電プラントの工学的な評価をその根底から否定するものであると主張するが（原告ら準備書面（90）4～5頁），原告らの主張は、以下のとおり、被告の行った検討や本件発電所における圧力容器スタビライザないしその周辺設備の具体的構造を正しく踏まえておらず、理由がない。

既に述べてきたとおり、本件発電所の圧力容器スタビライザの備える耐震

性として、実際には「ほんの一瞬」しか作用しない動的な力であるところを、その最大値をもって、時間的に変化せず、一定の力で作用し続ける静的な力とするとの保守的な仮定を置いて、様々な保守性を考慮して策定した基準地震動  $S_s$  を用いた解析を行っても、その発生値は  $410 \text{ MPa}$  であって、 $S_u$  である  $839 \text{ MPa}$  との差分として  $429 \text{ MPa}$  があるので、それ自体からも大きな余裕が示され、仮に想定する地震動を大きくしていき、基準地震動  $S_s$  を超える地震動を想定したとしても、8個の本件スタビライザに設置されたそれぞれの本件ロッドを通じて荷重の分配がなされるなどの条件のもとで、地震動が大きくなるほどには発生値が大きくなることはなく、基準地震動  $S_s$  により生ずる発生値 ( $163 \text{ MPa}$ ) が増加し、 $S_u$  である  $839 \text{ MPa}$  と基準地震動  $S_s$  による発生値である  $410 \text{ MPa}$  との差分である  $429 \text{ MPa}$  に達するには、大きな余裕がある。

このような耐震上の余裕にかかわらず、地震により最大の荷重が作用する本件ロッドが地震動により機能維持できなくなるような応力状態に達する場合における実際の本件発電所の挙動を想定したとしても、圧力容器と一体化している各スタビライザブラケットが圧力容器スタビライザにはめこまれて、原子炉遮蔽ないしそのベースプレートと連続しているといった基本的構造のもとで、圧力容器が傾斜すれば直ちにスタビライザブラケットの台形状の部位がヨークに接触することになるなど、圧力容器が原子炉遮蔽に接するなど大きく傾斜するような構造ではない【図8】。

なお、被告が平成24年8月に行ったストレステスト評価（一次）におけるクリフエッジに関し、圧力容器スタビライザについて、耐震バックチェックに伴い策定した当時の基準地震動（最大加速度  $600 \text{ ガル}$ ）を用いて算出した応力の発生値 ( $362 \text{ MPa}$ ) と、ストレステストにおける評価基準値 ( $629 \text{ MPa}$ ) とを用いて、両値の比である  $1.73$  をもって裕度と評価したが（甲C第17号証），この際、圧力容器スタビライザないしその周辺

施設の構造に応じた現実的な影響まで検討していない。ストレステストにおいては、原子力安全・保安院の指示文書（丙C第44号証）に従い、一次評価として、「許容値等」に対しどの程度の裕度を有するかという観点から行った評価を示したものであって、その内容と、有効性評価ガイド等を踏まえて「必ず想定する事故シーケンスグループ」と炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるかなどの総合的な判断を行った内容とが異なることに、何ら不合理な点はない。

## 第2 原告らの挙げる他の各施設の耐震性

### 1 格納容器に関するもの

#### (1) 格納容器の構造・機能

本件発電所において、格納容器は、圧力容器及び原子炉冷却材再循環系を取り囲むドライウェル、円筒形で内部に純水を保有するサプレッション・チャンバ等から構成され、その下端は鉄筋コンクリート製の原子炉建屋基礎盤により支持されている。ドライウェル及びサプレッション・チャンバの外表面（底部コンクリートマット部は除く。）、内表面は、ともに鋼板に塗装を施した鋼製としている。【図11】

本件発電所の格納容器は、放射性物質が本件発電所外部に異常に放出されることのないよう、気密性及び耐圧性に優れたものとし、閉じ込め機能を持たせており、安全機能が喪失した場合における公衆への影響が特に大きい施設として、耐震重要度分類で最も上位のクラスであるSクラスの施設に属する。

前記第1の1で述べたとおり、本件発電所では、地震の際の荷重がバランスよく分散して伝達されるよう耐震性に十分配慮した構造を採用しており、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蔽に伝達された後、格納容器スタビライザ及びシアラグを介して、

最終的には、原子炉建屋に伝達される。

(丙C第49号証9~10頁)

(2) 格納容器底部とフランジプレートの接合部に関するもの

原告らは、本件発電所の格納容器底部とフランジプレートの接合部の座屈の裕度について、発生値0.98に対して許容値1である(甲C第75号証1-3-89頁)として、格納容器の耐震安全性が確保されていないかのように主張する(原告ら準備書面(90)6~7頁)。

しかしながら、被告は、本件工事計画認可申請において格納容器の耐震性を評価するに当たり、基準地震動S.sを用いた地盤応答解析、時刻歴応答解析法による地震応答解析を行って応力の発生値を算出し、JEAG4601等に基づく許容値を下回ることを確認していることは圧力容器スタビライザの評価と同じであり、発生値には、様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価のうえで策定した基準地震動を用いて発生値を算出していることによる余裕と、設計に用いる地震力については、「ほんの一瞬」しか作用しない動的な力の最大値をもって静的な力とすることに伴う余裕とが内在している。原告らの主張は、このような発生値の余裕を考慮せず、耐震安全性が欠けるように述べている点で、そもそも前提を欠く。

加えて、以下に述べるとおり、原告らの主張では、自らの挙げる被告による耐震性評価が、設計基準対象施設としての座屈評価ではなく、重大事故等対処設備としての座屈評価を内容とするものであることを何ら考慮していないなど当を得ない。

まず、被告は、本件発電所の格納容器について、サプレッション・チャンバのように、円筒部の半径が大きく、それに比して板厚が薄い形状においては、地震に伴う曲げモーメントや軸圧縮応力を受けた場合の損傷に係る挙動の一つとして、弾性限界以下で座屈する、いわゆる弾性座屈(以下では、単

に「座屈」という。) を考慮することとしており、地震時の軸圧縮荷重及び曲げモーメントによる J E A G 4 6 0 1において示されている評価式(以下「座屈評価式<sup>\*注</sup>」という。)を用いて、設計基準対象施設としての座屈評価を行った(丙Bア第26号証606~607頁、同第27号証90~91頁)。

この座屈評価式は、N A S A (アメリカ航空宇宙局(National Aeronautics and Space Administration))が広範な座屈試験を基に下限曲線として示す設計公式を踏まえながら、N A C A (アメリカ航空諮問委員会(National Advisory Committee for Aeronautics))における実機に近くデータ数の多い実験結果とも比較するなどしたうえで、許容値として厳しい基準となるよう、上記の下限曲線から更に安全率1.5を考慮するなどして導出したものであって、豊富な実験結果に裏付けられる信頼性と保守性とを兼ね備えている。本件発電所の格納容器の平均半径( $R$ )を円筒の板厚( $t$ )で除した値( $\eta$ )は約340であり、この領域における実験データの分布をみても、J E A G 4 6 0 1の定める評価式がかなり保守的に設定されていることが示される(丙Bア第27号証169~178頁)【図12】。

本件発電所の格納容器については、このような保守的な考えでもって導出されたJ E A G 4 6 0 1の定める座屈評価式を用いても、相対的に最も厳しい評価点であるP6(底部のフランジプレートとの接合部である。)において、本件工事計画認可申請における発生値は0.59であり、許容値である1からみて、耐震上の余裕が示される(丙H第15号証42頁)。ここに、座屈評価式の安全率である1.5は、発生値について、0.39から1.5倍した値であることを示すものである。

以上は許容値の設定に係る余裕であるところ、発生値の算出に係る余裕については、財団法人原子力発電技術機構(当時)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。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(最大積載量100

0トン)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、本件発電所を含む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程度にとどまり、保守性が確認されている(丙D第177号証)。

これらのことから、本件発電所の格納容器の座屈評価には、基準地震動Ssを用いた発生値の算出と許容値の設定との両面に亘る保守性が考慮されており、その評価結果により大きな耐震上の余裕が示される。

また、被告は、重大事故等対処設備としての格納容器の許容応力状態V<sub>AS</sub>における座屈評価を行っている(丙D第178号証39-4-5~38頁)。この評価は、重大事故等対処施設が設計基準事故を超える事象が発生した場合に必要な措置を講じるためのものであることを考慮し、従来の運転状態IないしIVに加え、重大事故等が発生している状態としての運転状態V<sup>\*注</sup>を新たに定義するとともに、設計条件を超える運転状態Vの許容応力状態としてV<sub>A</sub>を定義し、更に地震との組合せにおいては許容応力状態V<sub>AS</sub><sup>\*注</sup>を定義するなどの検討方針の下で行ったものである(丙D第178号証39-4-5~38頁、同第184号証)。

具体的には、格納容器の許容応力状態V<sub>AS</sub>における座屈評価を行うに当たり、座屈評価に与える影響が厳しくなるよう、重大事故等対策の有効性評価のなかで最もサプレッション・チェンバのプール水位が上昇するケースである、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で代替循環冷却系が使用できない場合を仮定したケース、すなわち、再循環系配管の完全破断を起因事象として想定したうえで、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の機能喪失に加えて、残留熱除去系、残留熱除去系海水系の機能喪失を仮定するとともに、外部電

源の喪失と非常用電源の機能喪失をも仮定し、更に、代替循環冷却系が使用できない場合を仮定するケースを採用している。その継続時間は長期に及ぶと考えられることなどを踏まえ、炉心の著しい損傷が既に生じた後の状態において想定するサプレッション・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っており、更に、その際のサプレッション・チェンバのプールの水荷重については、①重大事故対策の有効性評価において、上記で挙げた「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうちの代替循環冷却系が使用できない場合では、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プール水の水位を制御し、評価基準を満たすことができることを確認したにもかかわらず、当該ベントラインに達する水位を設定し、また、②水荷重は底部コンクリートマット（底部ライナー部）に本来作用するにもかかわらず、P 6 に軸圧縮荷重として作用する（丙D第179号証）との保守的な条件を設定した【図13～14】。

（丙C第49号証10～17頁）

原告らの挙げる格納容器の座屈評価に係る発生値は、上記の事象を想定した許容応力状態V<sub>AS</sub>において座屈評価式により求めたものであるが、本件発電所では、深層防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策を入念に講じるとともに、安全上重要な機能を担う設備について、これら機能の確保に高い信頼性を持たせ、その実効性を確保するための維持・管理に係る対応を現在まで不斷に継続し、更に、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にも万全を期すことに照らし、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<sub>AS</sub>において想定するような事態が現実に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

エ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 による荷重との組合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本件発電所の耐震上の余裕と結び付けること自体無理がある。

以上のとおりであるから、設計基準対象施設としての座屈評価と、重大事故等対処設備としての座屈評価とを何ら区別することなく、本件発電所の格納容器底部とフランジプレートの接合部の耐震安全性が欠けるかのように述べる原告らの主張に理由はない。

### (3) その他

原告らは、格納容器スタビライザのフランジボルトの引張応力の発生値が 509 MPa であるのに対して許容値が 534 MPa であることや、トラスの組合せ応力の発生値が 0.925 であるのに対して許容値が 1 であることから、これら各施設の耐震安全性が欠けるかのように主張するが（原告ら準備書面（90）6～7 頁），以下のとおり、格納容器スタビライザの構成部材であるフランジボルトやトラスは十分な耐震性を有し、原告らの主張は理由がない。

まず、フランジボルトの引張応力について、被告は、その発生値の算出に当たり、呼び径断面積に基づく設計・建設規格（2007）の評価式を適用して応力を算出しておらず（丙H第17号証3、18頁），また、許容値として、鋼構造設計規準における F 値を前提としつつ、格納容器の最高使用温度である 171°C を適用して設定している（同号証11頁）。これらを踏まえ、フランジボルトの現実的耐力を評価すべく、有効断面積に基づく設計・建設規格（2012）の評価式を適用し（丙Bア第35号証），常温環境下における設計・建設規格（2007）の示す  $S_u$  の値を用いれば（丙Bア第37

号証），発生値として $629\text{ MPa}$ が<sup>4</sup>、許容値として $1140\text{ MPa}$ がそれぞれ得られ、大きな耐震上の余裕が示される。

次に、トラスの組合せ応力について、被告は、その発生値の算出に当たり、水平方向の地震力により作用する圧縮力と、鉛直方向の地震力による曲げモーメントとを求める、これら各値を、設計・建設規格（2007）の定める評価式（以下「組合せ応力評価式<sup>注</sup>」という。）に適用している（丙H第17号証18、23頁、丙Bア第34号証I-8-11頁）。その際、地震力について、水平方向及び鉛直方向のいずれにおいても、各種解析により求まる最大値を用いているが、実際の地震では水平方向、鉛直方向ともに時々刻々と変化し、最大値の荷重が同一の瞬間に組み合わさって作用するとは考え難い。また、組合せ応力評価式においては、鋼構造設計規準におけるF値が前提とされており（丙Bア第34号証I-8-8、9、11頁）、 $S_u$ 値に基づくものではない。これらを踏まえ、トラスの現実的耐力を評価すべく、組合せ係数法<sup>注</sup>の考え方を踏まえるとともに設計・建設規格（2007）の示す $S_u$ の値を用いれば（丙Bア第37号証、丙D第186号証），発生値は0.517にとどまり、大きな耐震上の余裕が示される。

以上のとおりであるから、本件工事計画認可申請における被告の検討内容を具体的に考慮しないで行う原告らの主張には理由がない。

## 2 常設低圧代替注水系ポンプに関するもの

原告らは、本件発電所において新たに設置する常設低圧代替注水系ポンプの機能維持の耐震上の裕度について、応答加速度（水平）の発生値は $1.31\text{ G}$

<sup>4</sup> 本件工事計画認可申請においては、基準地震動 $S_s$ により格納容器スタビライザ1箇所当たりに作用する水平荷重について $5.64 \times 10^6\text{ N}$ と算出し、これを呼び径断面積である $1.108 \times 10^4\text{ mm}^2$ で除して、発生値を $509\text{ MPa}$ と算出している。

これに対し、設計・建設規格（2012）を適用すべく、有効断面積を求めれば、 $8.96 \times 10^3\text{ mm}^2$ が得られる（語句注5参照）。その場合の発生値については、上記の水平荷重を有効断面積で除することにより、 $629\text{ MPa}$ と算出される。

(被告注: Gは $9.8\text{ m/s}^2$ を表す。以下同じ。)であるのに対し、許容値は1.4Gであるとして、基準地震動を超える地震動によって、常設低圧代替注水系ポンプが働かなくなることは十分に想定可能であり、その場合には有効性評価のシナリオは瓦解すると主張するが(原告ら準備書面(90)7~8頁),以下のとおり、原告らの主張は理由がない。

まず、被告は、常設低圧代替注水系ポンプを含む屋外重要土木構造物の耐震性を評価するための床応答曲線として、基準地震動Ssから算定される設計用床応答曲線ではなく(丙Bア第26号証517頁), 設計用床応答曲線から更に余裕の確保されている設備評価用床応答曲線を用いている(丙H第18号証, 同第19号証)<sup>5</sup>。原告らの主張する水平方向の発生値である1.31Gは、設備評価用床応答曲線に基づくものであり(丙H第18号証10頁), 基準地震動Ssから算定される設計用床応答曲線に基づく発生値は、0.72Gにとどまる(丙H第19号証16-6頁)。

次に、被告が本件工事計画認可申請において採用した許容値である1.4Gについては、JEAG4601-1991において横形多段遠心式ポンプにつき示されている値であるところ(丙Bア第28号証231頁), 最新知見を反映したJEAC4601-2015では、同値から4.0Gにされている。JEAC4601-2015については、原子力規制委員会による技術評価は行われていないが、JEAG4601-1991策定以降の知見等の蓄積を背景として、横型ポンプであれば水平方向を4.0Gとした場合においても適切な

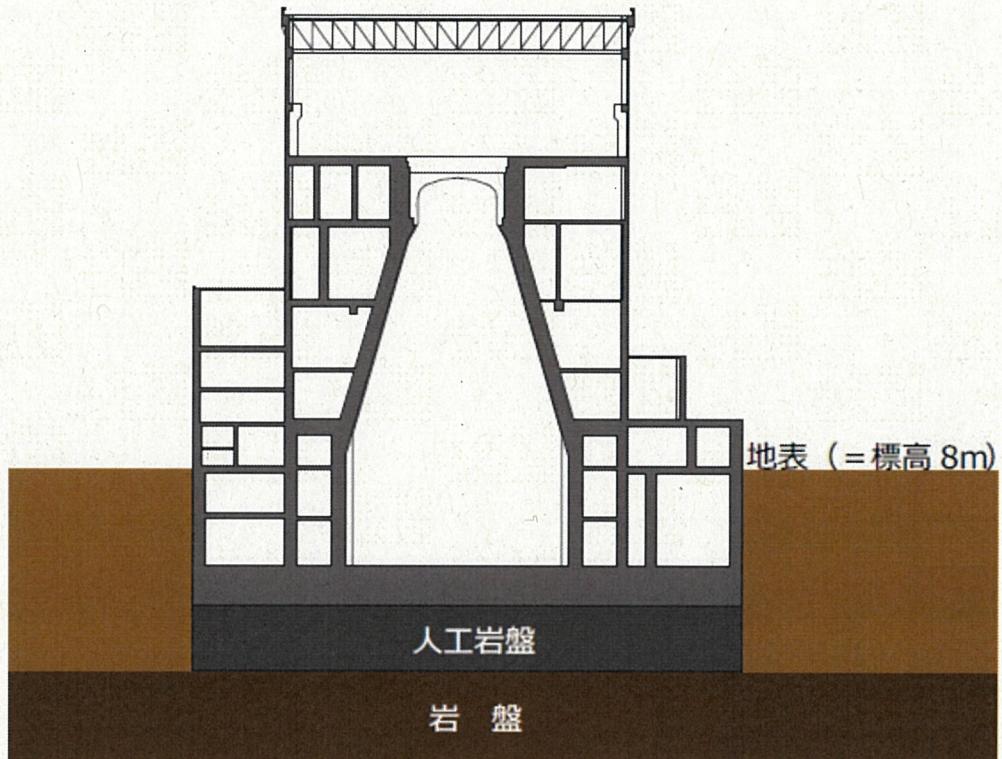
<sup>5</sup> 被告は、本件原子炉設置変更許可により原子力規制委員会の妥当と判断した基準地震動Ssを用いて、本件工事計画認可申請における耐震上重要な施設の解析評価を行っているが、本件発電所に新たに設置する設備のなかには、本件原子炉設置変更許可がなされるに先立ち、被告が十分に保守的と判断した条件によって耐震性の検討を進めていたものがある。

常設低圧代替注水系ポンプもその一つであり、被告は、本件原子炉設置変更許可に先行して、設備評価用床応答曲線により耐震性の検討をしており、本件工事計画認可申請においては、その解析結果と、基準地震動を用いて設定した設計用床応答曲線による解析結果との双方を示している。基準地震動を用いて設定した設計用床応答曲線のほうが設備評価用床応答曲線よりも応答レベルは小さいものの、被告は、安全側の配慮として、設備評価用床応答曲線を用いて耐震設計を行うこととしたものである。

裕度が確認されたことなどを踏まえており、技術的に妥当なものである（丙D第187号証）。

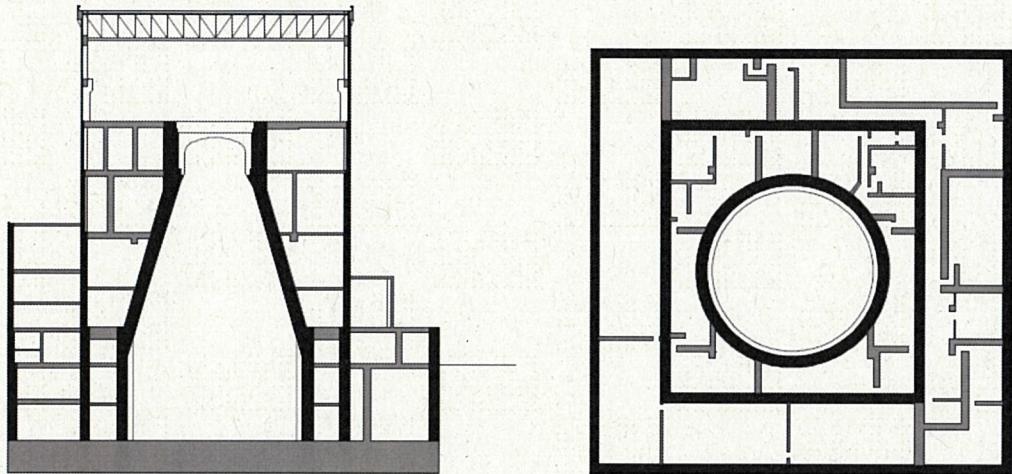
これらを踏まえ、常設低圧代替注水系ポンプの機能維持に係る現実的耐力を評価すべく、入力地震動から算定される応答加速度を用いて発生値を算出し、JEAG 4601-2015に基づく許容値を採用すれば、発生値として0.72Gが、許容値として4.0Gがそれぞれ得られ、大きな耐震上の余裕が示されるのであって、本件工事計画認可申請における被告の検討内容を具体的に考慮しないで行う原告らの主張には理由がない。

以 上



【図1】原子炉建屋の設置のイメージ

(出典: 丙D第159号証付-129頁より)



**構造設計の特徴**

- 重量の重い円錐状の鋼製格納容器等を厚さ5mの頑丈な基礎盤中央部に設置
- 平面方向は、中央部の円筒型耐震壁を囲むように正方形の耐震壁を配置したバランスのよい構造
- 上下方向は、地震力が上下の階にスムーズに伝達するよう耐震壁を上階・下階で連続させて配置

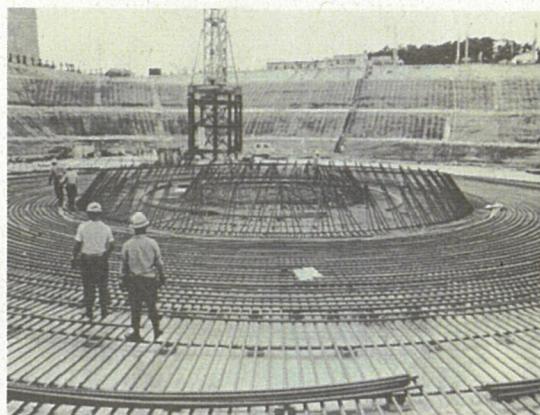
**【図2】剛構造設計と構造バランスのとれた設計**

(出典: 丙D第159号証付-130頁より)

厚さ 5 m の基礎版



張り巡らされた鉄筋



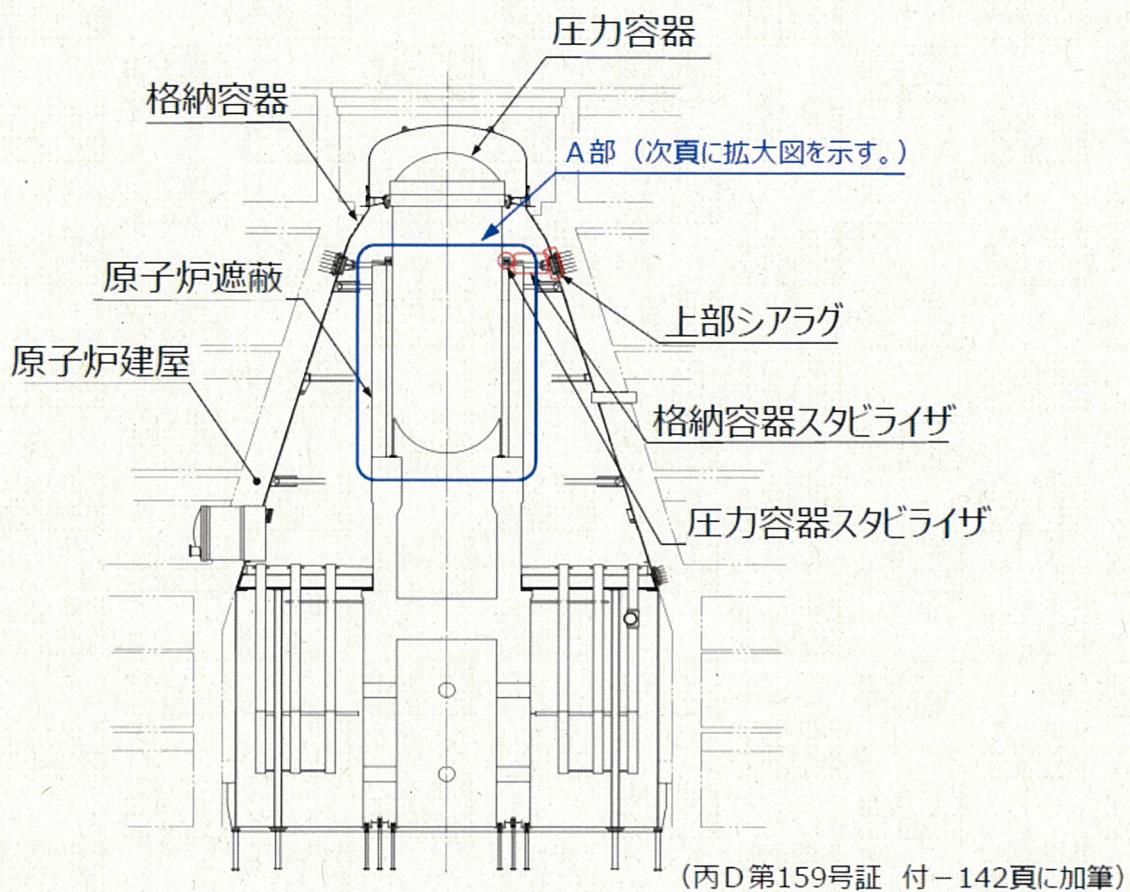
【図 3】剛構造①

(出典:丙D第159号証付-131頁より)



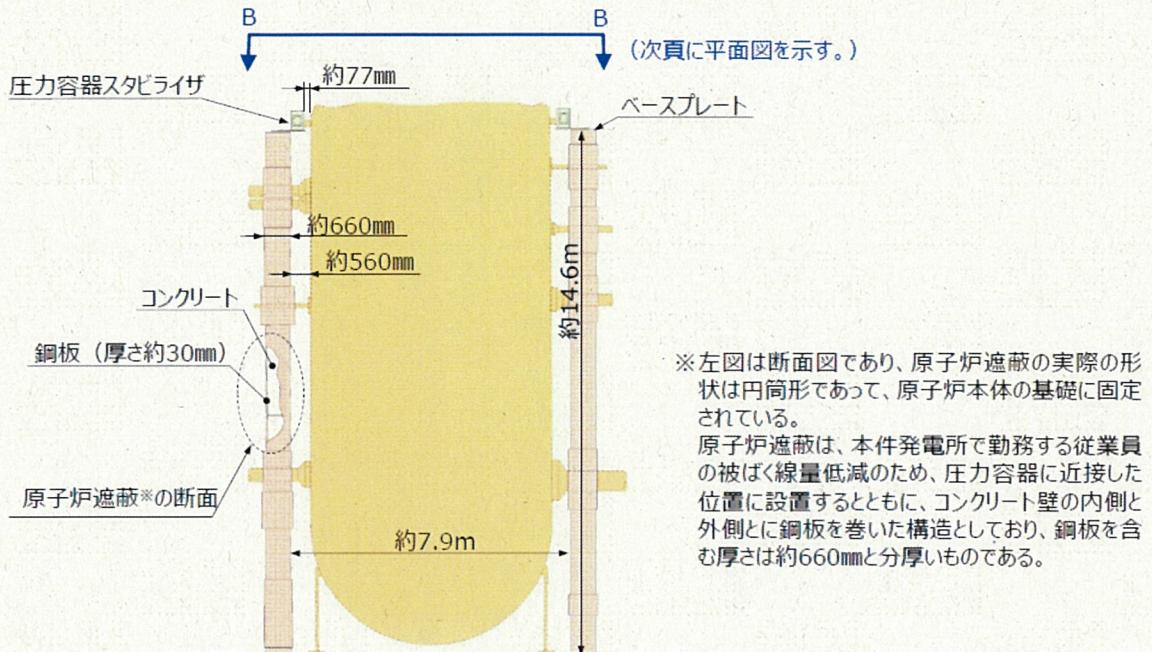
【図4】剛構造②

(出典: 丙D第159号証付-132頁より)



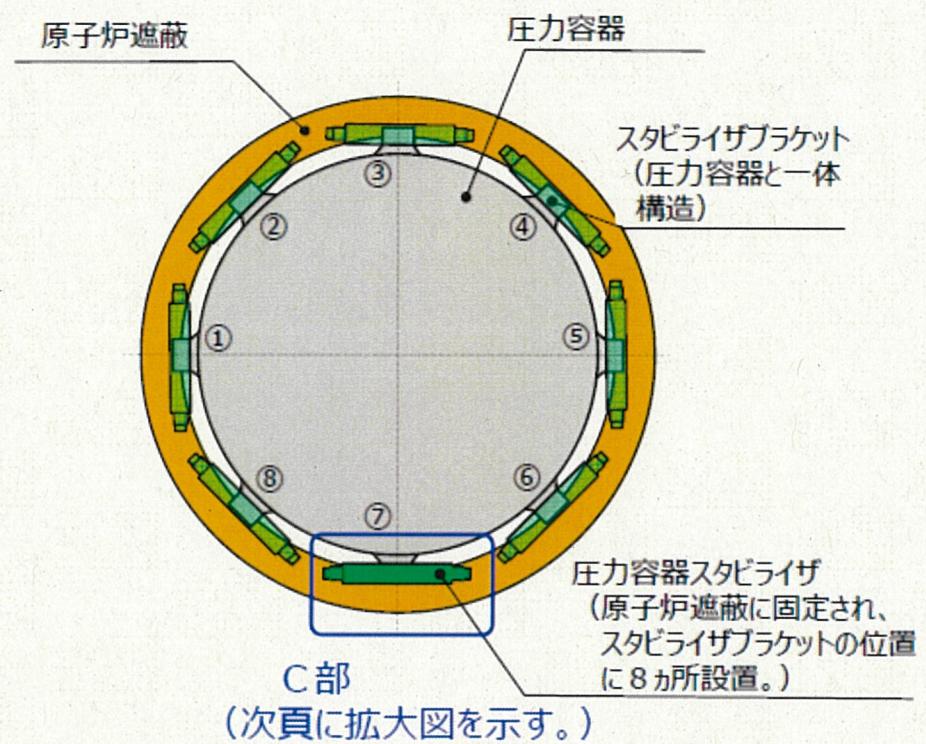
【図5】原子炉建屋内の設備の位置関係

(出典: 丙C第49号証付 - 2頁より)



【図6】圧力容器スタビライザないし周辺施設の模式図（A部拡大図）

（出典：丙C第49号証付－3頁より）

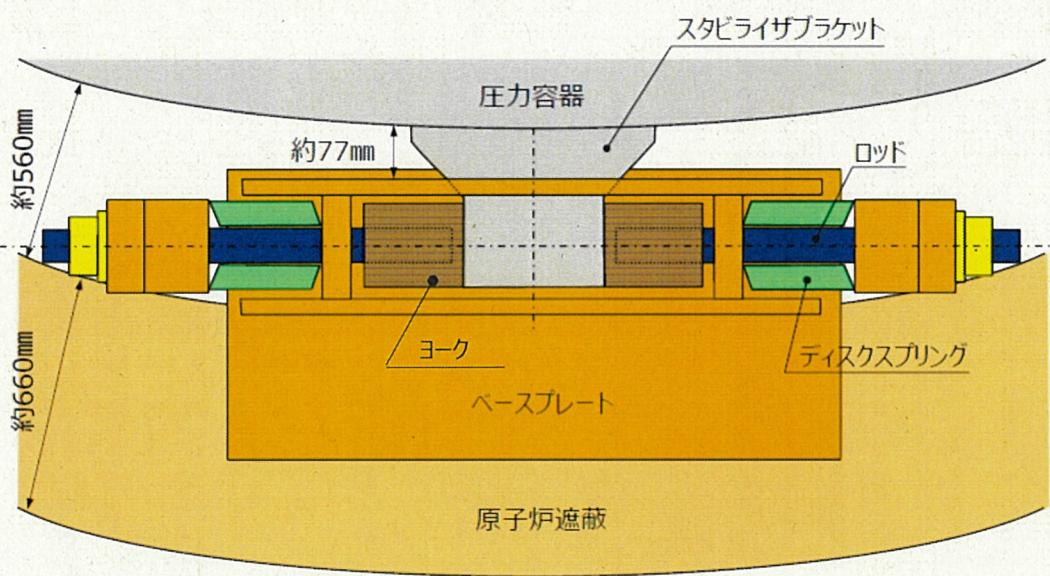


圧力容器スタビライザ設置状況図  
(B-B矢視)

(丙D第159号証 付-142頁に加筆)

【図7】圧力容器スタビライザの支持構造①

(出典: 丙C第49号証付-4頁より)



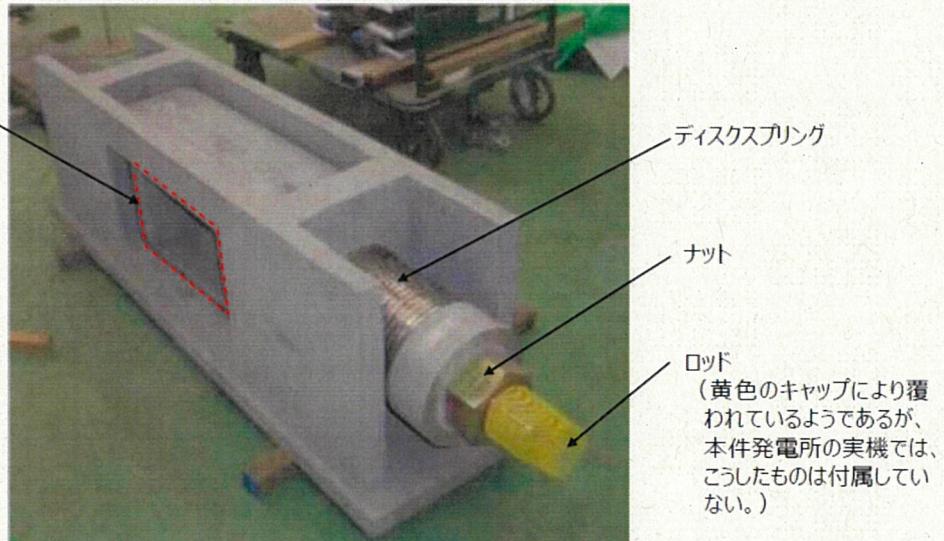
圧力容器スタビライザ設置状況詳細  
(C部拡大)

(丙D第159号証 付-143頁に加筆)

### 【図8】圧力容器スタビライザの支持構造②

(出典: 丙C第49号証付-5頁の図に加筆)

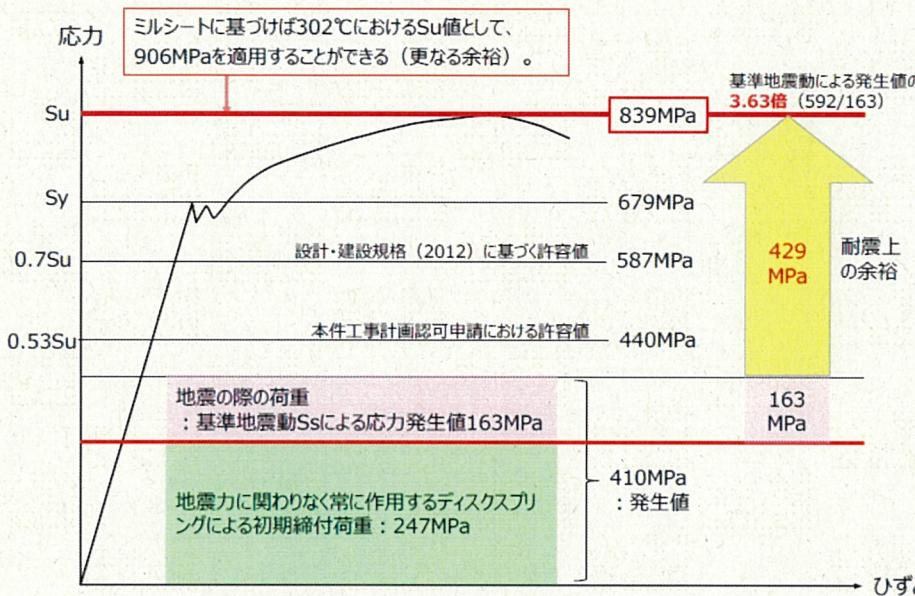
スタビライザブラケット  
がはめ込まれるが、上  
下方向には拘束しな  
い構造とするなど、圧  
力容器スタビライザは、  
圧力容器の地震時  
における鉛直方向の  
荷重の支持機能を  
担っていない。



(丙D第174号証 34頁)

【図9】圧力容器スタビライザの形状

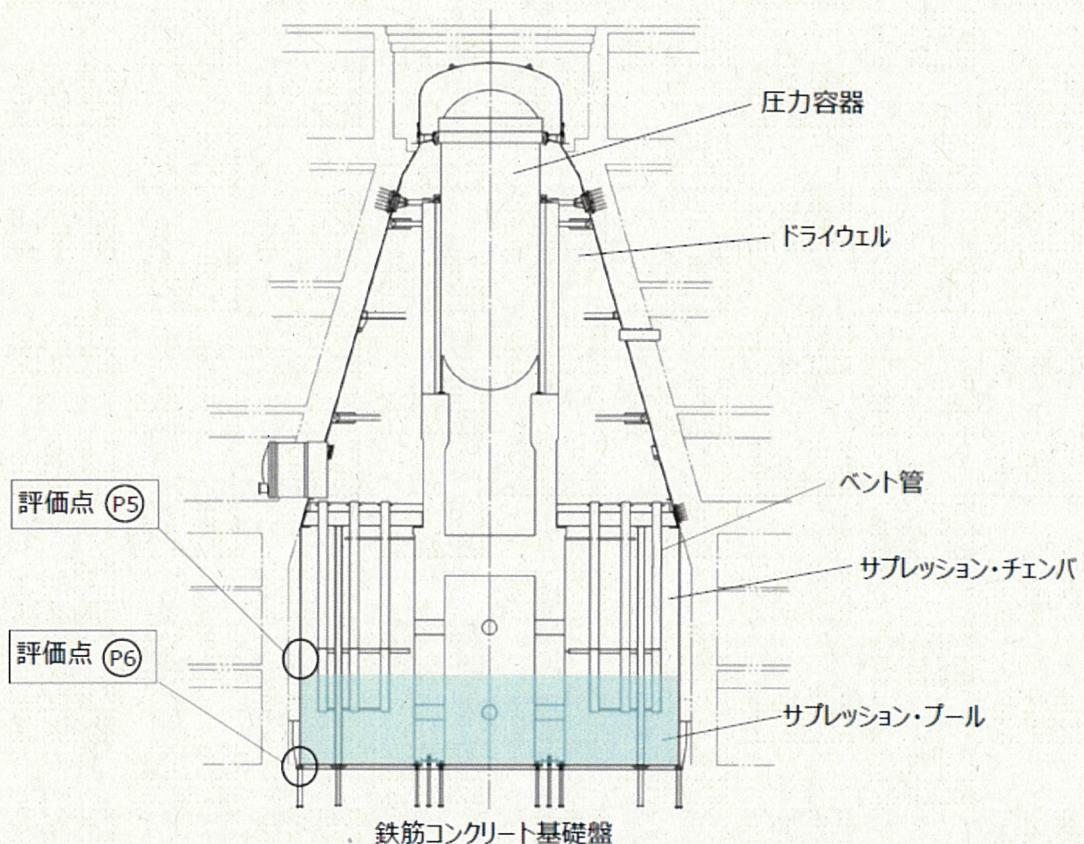
(出典: 丙C第49号証付 - 6頁より)



(丙D第159号証 付-147頁)

【図10】本件ロッドの耐震上の余裕のまとめ

(出典: 丙C第49号証付-13頁より)



【図11】格納容器の構造と座屈評価を行った評価点P5・P6

(出典: 丙C第49号証付-14頁より)

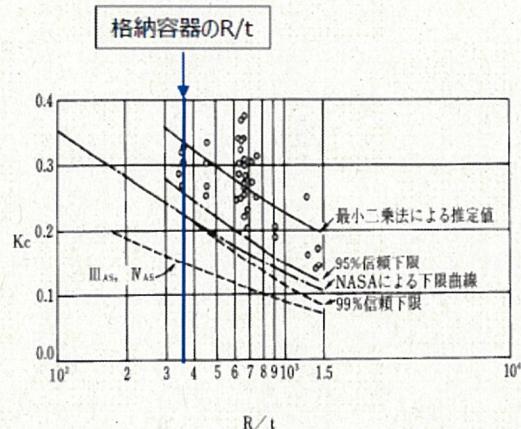


図 II-1 軸圧縮座屈応力値の実験データによる下限曲線

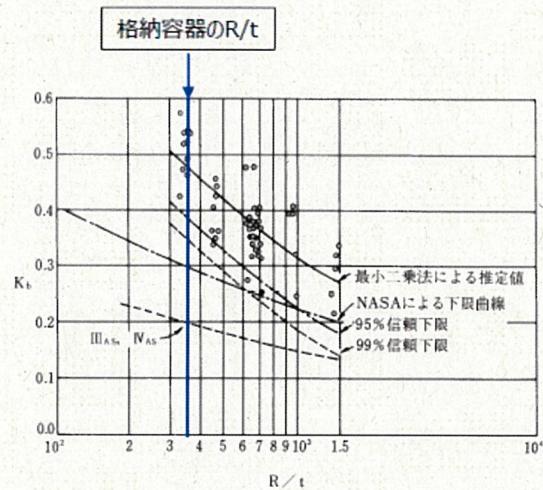


図 II-2 曲げ座屈応力値の実験データによる下限曲線

※ $K_c$  ( $K_b$ ) :  $R/t$  と軸圧縮 (曲げ) による座屈との相関を示した係数であり、値が小さいほど座屈に対する裕度が大きくなる。

(丙Bア第27号証170頁に、本件発電所格納容器の  $R/t$  (約340) を示す青直線を追記)

**【図12】NASAの示す下限曲線と、実験データの分布とを重ね描いた JEAG4601 に掲載されている図**

(出典:丙C第49号証付-17頁より)

### 対策前の事象進展

配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の熱により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、その後、放置すれば格納容器の破損に至る。

### 対策の概要

- 常設代替高圧電源装置からの早期の受電、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却
- 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
- 代替循環冷却系による格納容器からの除熱は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器からの除熱よりも優先して実施<sup>※1</sup>
- さらに、格納容器内の酸素濃度が上昇した場合における可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入

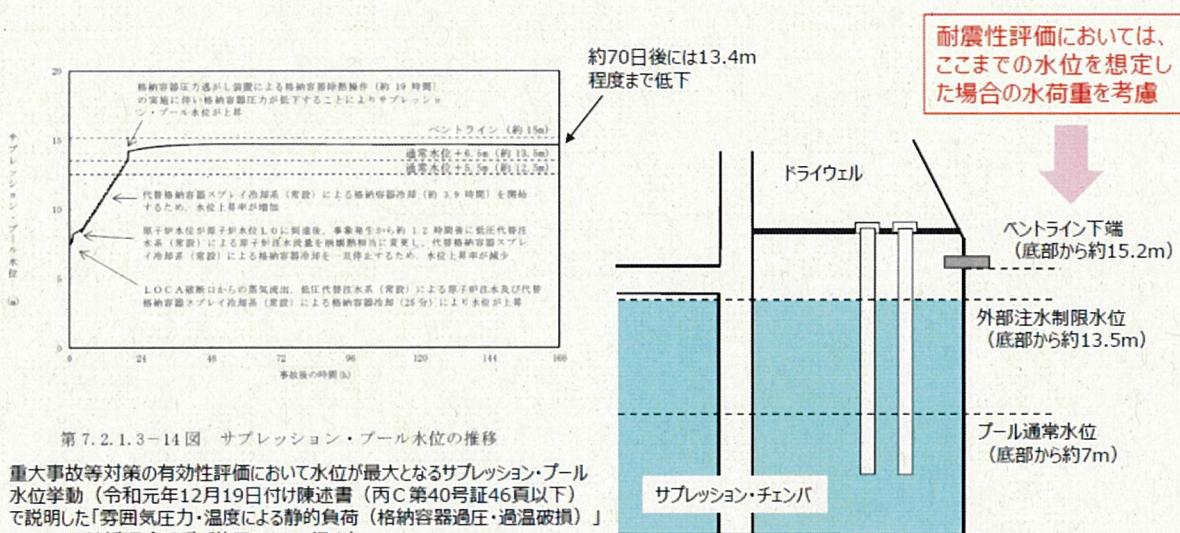
※ 1 評価においては、2通りの対策に有効性があるかを確認



出典：平成30年度第18回原子力規制委員会 資料1-2参考資料「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」、平成30年7月4日

【図13】重大事故等対策の有効性の確認 霧囲気圧力・温度による静的負荷

(出典:丙C第40号証付-91頁より)



第7.2.1.3-14図 サプレッション・プール水位の推移  
重大事故等対策の有効性評価において水位が最大となるサプレッション・プール水位挙動（令和元年12月19日付け陳述書（丙C第40号証46頁以下）で説明した「零圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうちの代替循環冷却系が使用できない場合）

#### 【図14】重大事故等時に想定されるサプレッション・チャンバのプール水位

（出典：丙C第49号証付-19頁より）

## 語句註

### (注1) 剛性、剛構造

剛性とは、荷重が作用した場合の構造物又は構造部材の変形に対する抵抗の度合いをいう。剛性は、材料の性質、部材断面の形状、構造物の固定方法等により定まる。剛性の高い構造物ほど、荷重が作用した場合の変形の度合いは小さい。

剛構造とは、建物・構築物及び機器・配管系が外力を受けた場合、外力の大きさ、建物・構築物及び機器・配管の構造、材質等に応じて曲がり、ねじれなどの変形を起こすが、この変形の程度が小さいもの、すなわち変形を起こしにくい構造をいう。一般的に、低層の鉄筋コンクリート造の建物・構築物は、剛構造である。これに対して、高層の鉄骨造の建物・構築物のように、外力を受けた場合、変形によりエネルギーを吸収させる構造を柔構造という。

### (注2) 耐震重要度分類

耐震重要度分類とは、原子力発電所の施設の耐震設計上の重要度を、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点から、施設の種別に応じて分類したものという。

重要度はS、B、Cの3クラスに分類され、それぞれ以下の機能が求められている。Sクラスは、放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、およびこれらの事態を防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいものとする。Bクラスは、上記において、影響が比較的小さいものとする。Cクラスは、Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいものとする。

この定義に基づき、各クラスに該当する施設が決められている。例えば、Sクラ

スには「原子炉冷却材圧力バウンダリ」を構成する機器・配管系、使用済燃料を貯蔵するための施設、原子炉の緊急停止のための施設などがある。

### (注3) 耐震壁

耐震壁とは、建物・構築物の壁のうち、主として地震力の水平方向の力に抵抗する壁をいう（これに対して、設計上地震力に抵抗することを期待しない壁は、間仕切り壁と呼ぶことが多い。）。

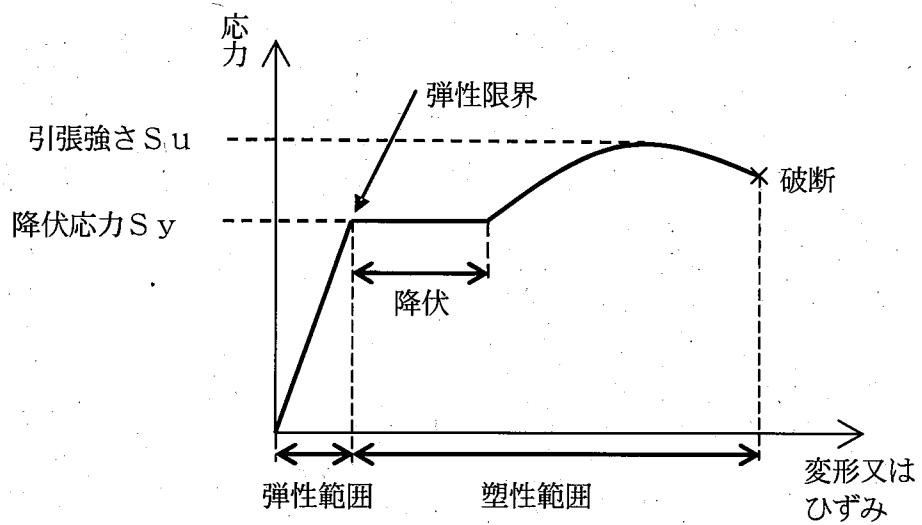
原子炉施設は、厚い耐震壁を多く配置することによって地震に強い構造としている。

### (注4) 弹性限界、降伏点、降伏応力、引張強さ

物体が外部から荷重を受けた場合に、その荷重の大きさが一定の範囲であれば、その大きさに比例した変形（ひずみ）が一時的に生じるもの、外力が消滅すれば元の形状に戻る。（この範囲を弾性範囲という。）

一方、荷重がある限界を超えると変形（ひずみ）が残るようになるが、この限界を弹性限界あるいは降伏点といい、この時の荷重（応力）を降伏応力（ $S_y$ ）という。

また、弹性限界を超えて荷重を加えていくと塑性範囲に入り、応力の最大値に達した後、最終的には破損に至る。この応力の最大値を引張強さ（ $S_u$ ）という。

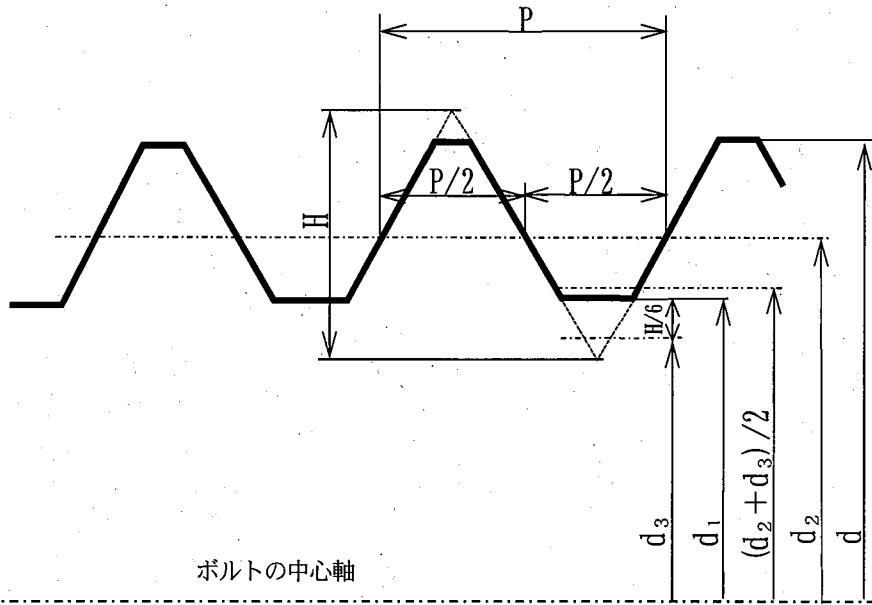


#### (注5) 谷径断面積, 呼び径断面積, 有効断面積

谷径断面積とは、ボルトのねじ部の谷底を仮想的な円筒とした場合の直径( $d_1$ )から算出される断面積( $\pi \times d_1^2 / 4$ )をいう。

呼び径断面積とは、ボルトのねじ部の山頂を仮想的な円筒とした場合の直径(d)から算出される断面積( $\pi \times d^2 / 4$ )をいう。

有効断面積とは、ボルトの有効径( $d_2$ )と、谷径( $d_1$ )及びボルトねじ部の高さ(H)から求まる径( $d_3$ )との平均値を仮想的な円筒とした場合の直径から算出される断面積( $\pi \times [(d_2 + d_3)/2]^2 / 4$ )をいう。ここに、有効径とは、ボルトのねじ溝の幅がねじ山の幅に等しくなるような仮想的な円筒とした場合の直径をいう。この場合、下図のとおり、これらの幅はいずれも、互いに隣り合うねじ山の相対応する二点間の距離(P)の半分となる。



(丙D第157号証26~29, 45, 139, 859~860頁)

以下に、本件発電所における、【A】圧力容器のスタビライザのロッド（「本件ロッド」）及び【B】格納容器スタビライザのフランジボルトについて、呼び径断面積及び有効断面積等を示す。

【A】本件ロッドはJ I S B 0205-4のdが100, Pが6の基準寸法に該当し、 $d_1$ は93.505mm,  $d_2$ は96.103mm,  $d_3$ は92.639mm ( $= d_1 - 0.866025404 \times P / 6$ ) である（丙D第154号証、同第157号証151頁の「呼び径」「100」の欄）。

本件工事計画認可申請に際して被告の設定した本件ロッドの断面積(①)と、設計・建設規格(2012)を適用した場合の本件ロッドの有効断面積(②)との大小関係は、以下のとおりであり、前者のほうが後者よりも小さい。本件ロッドの応力としては、荷重を断面積で除することにより得られることから、前者を用いるほうが後者を用いるよりも大きいので、本件ロッドにつき、設計・建設規格(2012)の採用した新たな評価式を適用することができる。

$$\begin{aligned} \textcircled{1} : & \pi \times d_1^2 / 4 \\ & = \pi \times 93.505^2 / 4 \\ & = 6.860 \times 10^3 \text{mm}^2 \text{ (丙D第154号証)} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \textcircled{2} : & \pi \times ((d_2 + d_3) / 2)^2 / 4 \\ & = \pi \times ((96.103 + 92.639) / 2)^2 / 4 \\ & = 6.995 \times 10^3 \text{mm}^2 \text{ (丙D第157号証859~860頁)} \end{aligned}$$

【B】格納容器スタビライザのフランジボルトはJIS B 0205-4の  
 $d$ が42, Pが4.5の基準寸法に該当し,  $d_1$ は37.129mm,  $d_2$ は39.  
 077mm,  $d_3$ は36.480mm ( $= d_1 - 0.866025404 \times P / 6$ )  
 である(丙H第17号証18頁, 丙D第185号証150頁の「呼び径」「4  
 2」の欄)。

被告は、格納容器スタビライザのフランジボルトの耐震性を評価するに当たり、その呼び径断面積(③)を用いて、設計・建設規格(2007)を適用している。これとは異なり、有効断面積(④)を用いて、設計・建設規格(2012)を適用することもできる。

$$\begin{aligned} \textcircled{3} : & \pi \times d^2 / 4 \cdot n \\ & = \pi \times 42^2 / 4 \times 8 \\ & = 1.108 \times 10^4 \text{mm}^2 \text{ (丙H第17号証18頁)} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \textcircled{4} : & \pi \times ((d_2 + d_3) / 2)^2 / 4 \times 8 \\ & = \pi \times ((39.077 + 36.480) / 2)^2 / 4 \times 8 \\ & = 8.968 \times 10^3 \text{mm}^2 \text{ (丙D第157号証859~860頁)} \end{aligned}$$

#### (注6) 運転状態(同IV, 同V), 許容応力状態(同IV<sub>AS</sub>, V<sub>AS</sub>)

運転状態とは、JEAG 4601-1984において定義されている、下表に示す原子炉施設の各状態をいう。許容応力状態とは、応力評価を行うに当たっての状態

として、JEAG 4601-1984において定義されている下表に示す各状態をいい、地震により生ずる応力については、運転状態Ⅲ<sub>AS</sub>、同Ⅳ<sub>AS</sub>において考慮することが求められる。(丙Bア第27号証77頁、丙D第152号証6頁)。

運転状態Ⅰ	原子炉施設の通常運転時の運転状態。
運転状態Ⅱ	運転状態Ⅰから逸脱した運転状態であって、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ、試験状態以外の運転状態。
運転状態Ⅲ	原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転停止が緊急に必要とされる運転状態。
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。
許容応力状態Ⅰ <sub>A</sub>	運転状態Ⅰ相当の応力評価を行う許容応力状態。
許容応力状態Ⅱ <sub>A</sub>	運転状態Ⅱ相当の応力評価を行う許容応力状態。
許容応力状態Ⅲ <sub>A</sub>	運転状態Ⅲ相当の応力評価を行う許容応力状態。
許容応力状態Ⅲ <sub>AS</sub>	許容応力状態Ⅲ <sub>A</sub> を基本として、それに地震により生ずる特別な応力の制限を加えた許容応力状態。
許容応力状態Ⅳ <sub>A</sub>	運転状態Ⅳ相当の応力評価を行う許容応力状態。
許容応力状態Ⅳ <sub>AS</sub>	許容応力状態Ⅳ <sub>A</sub> を基本として、それに地震により生ずる特別な応力の制限を加えた許容応力状態。

工認審査ガイドにおいては、Sクラスの建物・構築物及び機器・配管系について、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG 4601の規定を参考に、地震力と地震力以外の荷重とを組み合わせていることとされている(同ガイド3.2(丙Bア第20号証12頁)、同ガイド4.2(同号証22頁))。これら要求事項に関し、JEAG 4601-1984においては、運転状態と地震との関連についての検討内容が示されており、発生確率が10<sup>-7</sup>回／炉年

を下回ると判断される事象は運転状態ⅠないしⅣに含めないとし、また、地震と地震の独立事象との組合せについては、これを確率的に考慮することが妥当であろうとの考えに立ち、地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考慮すれば、これと組み合わせるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその継続時間との関連で決まることとなるとしている（丙Bア第27号証36～38頁）。

以上のように、JEAG4601-1984においては、各運転状態ないしそれらに対応する地震により生ずる応力の考慮を含めた許容応力状態が定められているが、設計基準を超える重大事故等が発生した場合についての荷重の組合せないし許容応力状態は定められていない。

これを受けて、被告は、本件工事計画認可申請において、JEAG4601-1984に示される考え方を踏まえながら、設計基準を超える重大事故等が発生した場合に必要な措置を講じるための施設である重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の運転状態として定義した従来のⅠ～Ⅳに加えて、下表のとおり、重大事故等が発生している状態として運転状態Vを定義するとともに、重大事故等が発生してからの継続時間に応じて、下表のとおり、運転状態V(S)、運転状態V(L)、運転状態V(LL)に分類した。加えて、運転状態Vの許容応力状態としてVAを、地震との組合せを考慮するものとして許容応力状態VASを、それぞれ定義した。

運転状態V (S)	重大事故等の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態
運転状態V (L)	重大事故等の状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態
運転状態V (LL)	重大事故等の状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態

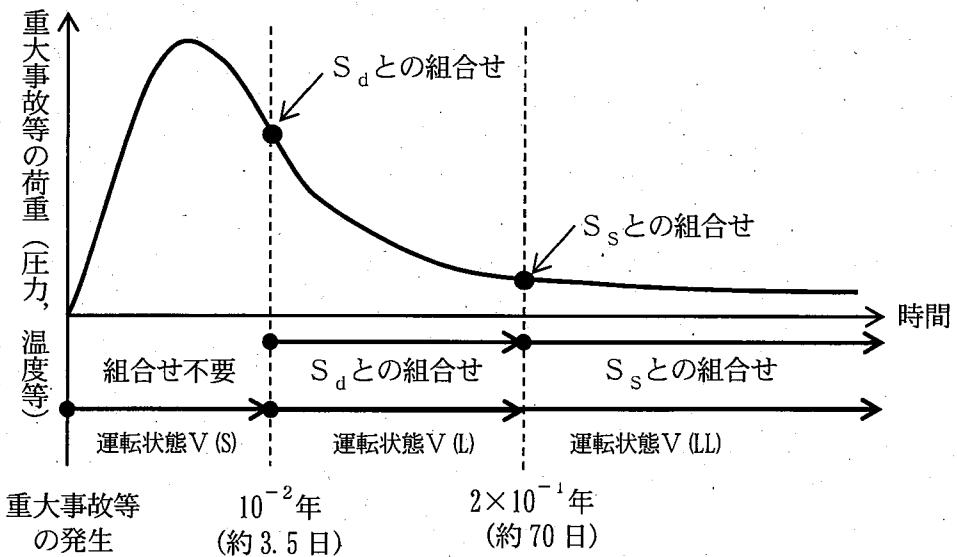
そして、重大事故等が発生している状態である許容応力状態VASにおいては、以下のとおり、荷重の組合せを考慮する判断目安として、上記で述べたJEAG46

01-1984に示されている設計基準の際のスクリーニング基準である $10^{-7}$ /炉年から更に保守性を見込んだ $10^{-8}$ /炉年を採用した上で、耐震重要度分類がSクラスである施設については基準地震動 $S_s$ に対する地震力に対して安全機能が損なわれないようにするなどの設計方針のもとで、重大事故等の発生については、地震とは独立に引き起こされる事象（独立事象）とすることが適切であることから、重大事故等の発生確率及び基準地震動の発生確率を踏まえて、約70日間の継続時間をする重大事故等の状態については、基準地震動 $S_s$ との荷重の組合せを検討することとした（丙D第184号証参照）。

スクリーニング基準	$10^{-8}$ /炉年
重大事故等の発生確率	$10^{-4}$ /年 これは、「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」（平成18年3月28日 原子力安全委員会）に示されている炉心損傷頻度の性能目標値である（丙C第48号証）。
地震の発生確率	$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年 $S_d : 10^{-2}$ /年 (JEAG 4601-1984に記載されている $S_2$ , $S_1$ をそれぞれ $S_s$ , $S_d$ に読み替えた値)
地震と組み合わせる重大事故等発生からの継続時間	$S_s : 2 \times 10^{-1}$ 年（約70日間）※ $S_d : 10^{-2}$ 年（約3.5日間）

#### ※70日と算定されることの解説

重大事故等の発生確率と基準地震動 $S_s$ の発生確率とを乗じた値は $5 \times 10^{-8}$ /年であり、組み合わせる事象の継続時間が $2 \times 10^{-1}$ 年であれば、判断目安である $10^{-8}$ /年に相当することとなる。かかる考え方で基準地震動 $S_s$ と組合せの目安となる継続時間を $2 \times 10^{-1}$ 年以上としたものであり、これは、0.2年、すなわち約70日に当たる。



### (注 7) 座屈評価式

本準備書面において、座屈評価式とは、JEAG 4601に示されている以下の評価式をいう(丙Bア第26号証606~607頁, 同第27号証90~91頁)。

$$\frac{\alpha (P/A)}{f_c} + \frac{\alpha (M/Z)}{f_b} \leq 1$$

P : 軸圧縮荷重 (kg)

A : 断面積 ( $\text{mm}^2$ )

M : 曲げモーメント ( $\text{kg} \cdot \text{mm}$ )

Z : 断面係数 ( $\text{mm}^3$ )

$f_c$  : 円筒の平均半径 (R) を円筒の板厚 (t) で除した値である  $\eta$  に応じて求める軸圧縮荷重に対する座屈応力 ( $\text{kg}/\text{mm}^2$ )

$f_b$  :  $\eta$  に応じて求める曲げモーメントに対する座屈応力 ( $\text{kg}/\text{mm}^2$ )

$\alpha$  : 安全率 1.5

### (注8) 組合せ応力評価式

本準備書面において、組合せ応力評価式とは、設計・建設規格(2007)に示されている以下の評価式をいう(丙Bア第34号証I-8-11頁のSSB-1.19式)。

$$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{c\sigma_b}{f_b} \leq 1$$

$f_c$  : 許容圧縮応力

$f_b$  : 許容曲げ応力

$\sigma_c$  : 平均圧縮応力

$c\sigma_b$  : 圧縮側曲げ応力

$f_c$  (許容圧縮応力) 及び  $f_b$  (許容曲げ応力) については、設計・建設規格(2007)において、それぞれ、SSB-3121.1(1)及び(4)に規定するとされているように、対象部位の形状等に応じて、F値を前提とする各種の計算式が採用される(丙Bア第34号証I-8-7~11頁)。本件工事計画認可申請において格納容器スタビライザのトラスの耐震性評価を行うに当たっては、その形状等に応じて、以下のとおり、 $f_c$ についてはSSB-1.3の式及びSSB-3121.3(3)に従い、 $f_b$ についてはSSB-1.1の式及びSSB-3121.3(3)に従い、F値に基づく値を設定している。

なお、 $f_c$ 及び $f_b$ について、現実的耐力を評価する観点から、F値から $S_u$ に基づく値に置き換えると、 $f_c$ は391MPaに、 $f_b$ は549MPaになり、上記で述べた本件工事計画認可申請において採用したものよりも、大きな値が得られる(丙D第186号証)。

(注9) 組合せ係数法

組合せ係数法とは、水平方向の地震荷重と鉛直方向の地震荷重とを組み合わせて対象施設の応力等を算出する場合に、両者の最大荷重を求め、いずれか小さいほうについては係数0.4を乗じて組み合わせる方法をいう。水平方向の最大地震荷重のほうが鉛直方向の最大地震荷重よりも大きい場合を例に採ると、水平方向の最大地震荷重と、鉛直方向の最大荷重に0.4の係数を乗じたものとを組み合わせることとなる。同手法は、JEAC4601-2015において、採用されている手法である（丙D第187号証）。

本件発電所の格納容器スタビライザのトラスについて、現実的耐力を評価すべく、上記の組合せ係数法の考え方を踏まえるとともに、 $f_c$ 及び $f_b$ を $S_u$ に基づく値として置き換えたもの（注8参照）を用いれば、以下のとおり、発生値として0.517が得られる。

算定式	算定結果
$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{c\sigma_b}{f_b} \times 0.4 \leq 1$	$(158/391) + (155/549) \times 0.4 = 0.517$
$\frac{\sigma_c}{f_c} \times 0.4 + \frac{c\sigma_b}{f_b} \leq 1$	$(158/391) \times 0.4 + (155/549) = 0.444$

以上