

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265名

被告 国 外1名

## 準備書面（51）

2017（平成29）年7月20日

水戸地方裁判所民事第2部 御 中

原告ら訴訟代理人弁護士 河 合 弘 之  
外

### 第1 はじめに

平成28年11月11日、原子力規制委員会審査会合において、基準地震動を1009ガルとして東海第二発電所について耐震強度の審査を行うとの決定がなされた（甲C第14号証）。

本書面では、平成24年8月に被告日本原子力発電株式会社（以下「被告日本原電」という。）が原子力安全・保安院に提出した「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた東海第二発電所の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）」（甲C第15号証。以下「ストレステスト報告書」という。）によると、東海第二原発の耐震性能は基準地震動を下回り又は上回るとしても工学上耐震安全余裕がない、工学技術上不安全なものであること、及び基準地震動1009ガルの設定の不十分性を合わせ考慮すると東海第二原発は

なおさら耐震安全余裕がないと判明すること、を述べるものである。なお、本書面で述べることは、人格権に基づく差止請求においては、本件原発は原告らの生命・健康の侵害を防止することができない欠陥を有するものであること、行政事件訴訟法上の設置変更許可差止請求においては、設置変更の許可をすることができるだけの要件を備えていないこと、設置許可無効確認請求においては、設置許可を有効とするための安全性を備えていないこと、に関するものである。

## 第2 ストレステスト報告書の記載等

### 1 被告日本原電がストレステスト報告書を提出するに至る経緯

- (1) 平成23年7月22日、原子力安全・保安院から日本原子力発電株式会社に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の実施について（指示）」が発出され、日本原子力発電株式会社に対して設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関する総合的な評価（いわゆる「ストレステスト」）を行うよう、指示がなされた。同指示文書に基づき、日本原子力発電株式会社は東海第二発電所に対するストレステストを実施し、その評価結果をストレステスト報告書（甲C第15号証）に取りまとめ、平成24年8月に、日本原子力発電所は当時の原子力安全・保安院に提出した。
- (2) なお、ストレステストとは、設計上の想定を超える地震や津波の発生とそれに起因する電源喪失等の事故の発生を仮定し、発電所の機器等の設計や安全対策等により、発電所全体として炉心の損傷や使用済燃料プールの燃料の損傷に至るまでに、安全上の余裕がどの程度あるかを評価するものをいう（甲C第16号証）。

## 2 ストレストテスト報告書の記載内容

### (1) 安全上の余裕の評価の方法

安全上の余裕の評価は、基準地震動と、炉心や使用済み燃料プールの燃料の冷却に寄与する機器等が機能を喪失し、炉心や燃料の損傷が回避できなくなる限界の地震の大きさ（「クリフエッジ」）との比較によって行う（甲C第16号証）。ストレストテスト報告書では、基準地震動を600ガルとしたときに、クリフエッジはそのX倍であるなどとして、安全裕度を評価している。

### (2) ストレストテスト報告書に記載された耐震裕度

ストレストテスト報告書においては、基準地震動を600ガルとしたときに耐震裕度をもっとも少ない部材として、原子炉圧力容器スタビライザ（原子炉圧力容器附属構造物）が挙げられており、原子炉圧力容器スタビライザの破断応力や許容値、クリフエッジまでの耐震裕度等について、次の値が記載されている。（甲第C第17号証[22/27]、同第18号証[2/2]）。

基準地震動  $S_s=600$  ガル

破断応力  $S_u=839$ MPa

ストレストテストで使用した許容応力  $\sigma_a=1.5 \times S_u(839\text{MPa}) \div 2$   
 $=629\text{MPa}$

基準地震動による発生応力  $\sigma = 362\text{MPa}$

クリフエッジまでの耐震裕度  $\sigma_a / \sigma = 629/362 = 1.73$

### (3) ストレストテストを前提にした東海第二原発の耐震性能

被告日本原電ホームページによると、原子炉圧力容器スタビライザの耐震性能（機能維持の限界となる地震動の地震加速度）は1038ガル相当であるとされている（甲C第19号証）。

これは、地震加速度(ガル)と応力は比例関係にあることを前提に、

「地震動が 600 ガルの場合に 362MPa の応力が発生するところ、362MPa の 1.73 倍が 629Mpa であるため、応力 629MPa を発生させる地震動は 600 ガルの 1.73 倍である 1038 ガルになる。」という計算をしたものである。

<概念図>

362MPa → 1.73 倍 → 629MPa  
| 対応      | |      | 対応  
600 ガル → 1.73 倍 → 1038 ガル

#### (4) 規格基準に基づく許容応力についての記載

ストレステスト報告書には、原子炉圧力容器スタビライザの規格基準に基づく許容応力( $\sigma a$ )は、「 $1.5 \times \min(1.2S_y, 0.7S_u) \div 2 = 440\text{MPa}$ 」と記載されている（甲C第17号証[22/27]）。

しかし、ストレステストにおいては、原子炉圧力容器スタビライザの耐震裕度及び耐震性能を計算する際、原子炉圧力容器スタビライザの許容応力( $\sigma a$ )を、「 $1.5 \times S_u \div 2 = 629\text{MPa}$ 」として計算している。

すなわち、ストレステストにおいては、規格基準に基づく許容応力よりも高い値、すなわち破断応力に近い値に許容応力を設定して、安全性の評価をしていたのである。

### 3 原子炉圧力容器スタビライザが破損した場合に生じる被害

#### (1) 原子炉圧力容器スタビライザとは

原子炉圧力容器スタビライザは原子炉上部の径方向と軸方向膨張を許容すると同時に地震やジェット反応により力が働いた際の水平方向の変位を制限するよう、原子炉遮へい壁（シールドウォール、生体遮へいともいう）と圧力容器を接続しているものである。原子炉圧

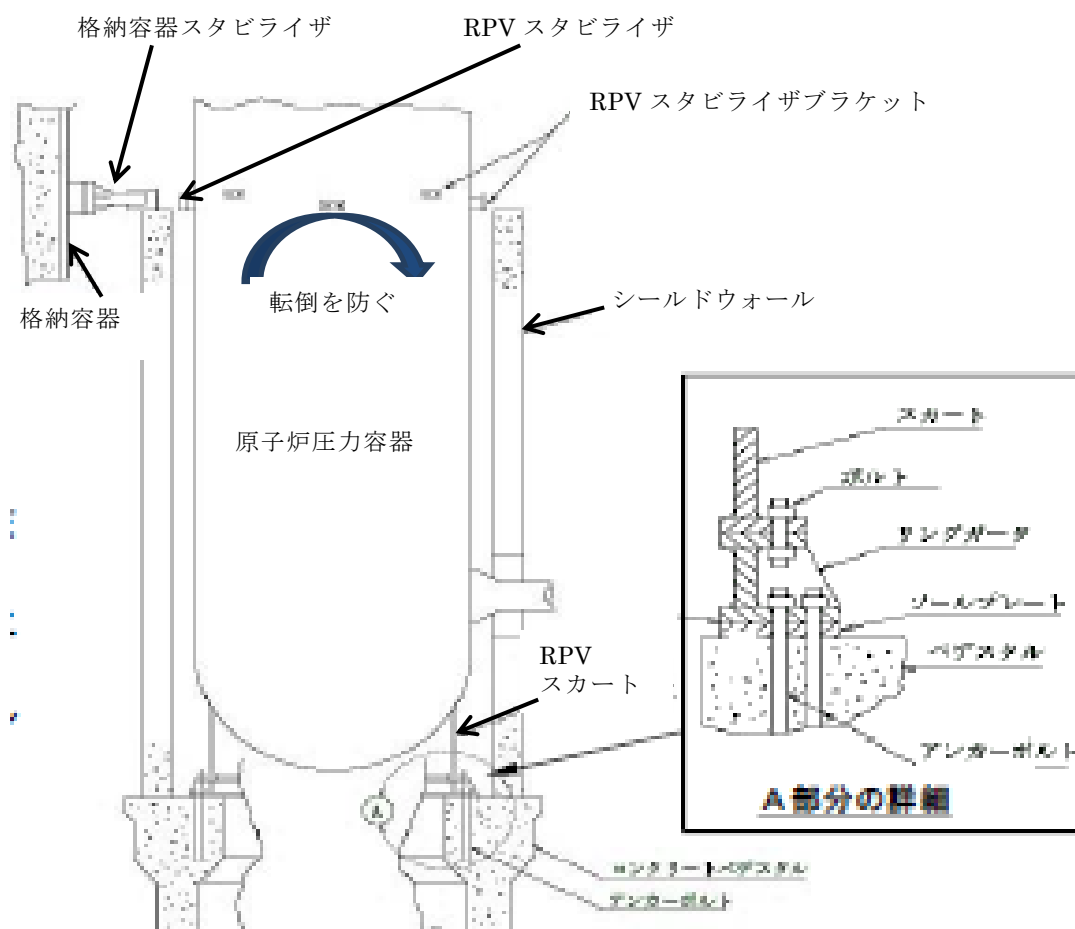
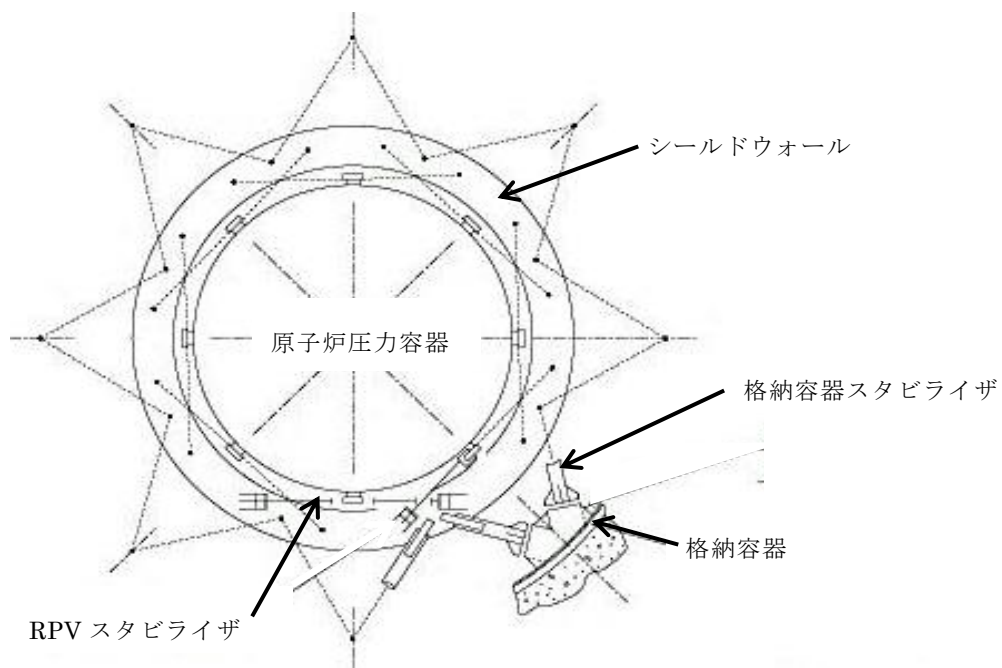
力容器 (RPV) には 8 つのスタビライザブラケットが設置されている。

それぞれのスタビライザはシールドウォール上部にあるガセット板、ピンでスタビライザブラケットに接続されたクレビス (U字型の固定金具)、スプリングカップリングロッドからなる。

なお、原子炉圧力容器 (RPV) スタビライザは、約 1m 以上の厚さのシールドウォールの内側に設置され、あらかじめ引張荷重をかけて原子炉圧力容器とシールドウォール上部でつなぎ、原子炉が転倒することを防いでいる。また、さらにそのシールドウォールを格納容器スタビライザが支え、格納容器の壁を介して、原子炉建屋に力を伝達できるようにになっている。つまり、原子炉圧力容器の上部は、原子炉圧力容器スタビライザでシールドウォールに支えられ、シールドウォールは、格納容器スタビライザで格納容器容器につながり、格納容器の外部をシアラグで原子炉建屋につながっている。

なお、原子炉圧力容器周辺は放射線量が高く人による作業は相当程度の被ばくが避けられず、原子炉圧力容器スタビライザの取り換えは相当困難な工事である。

<原子炉圧力容器スタビライザ 図 (甲 C 第 20 号証) >



(2) 原子炉圧力容器スタビライザが破損した場合に生じる被害

原子炉圧力容器は、下部を RPV スカートでコンクリートの基礎にボルトで定着し、上部の水平方向変位を原子炉容器スタビライザで支えている。原子炉圧力容器スタビライザが機能を失うと、原子炉容器は上部の水平方向の支えを失い、地震動により RPV スカートに過大な繰り返し荷重がかかりやがて破損することになる。原子炉圧力容器が転倒し、シールドウォールに倒れ掛かり、原子炉圧力容器に接続されていた複数の配管が同時に破損して、設計で想定している配管破断以上の大規模な冷却材喪失事故に至るおそれがある。また、原子炉圧力容器が垂直に維持されなければ、制御棒挿入も阻害される可能性があり、核反応を停止するという安全上最も重要な機能を失うことになり、きわめて危険な事態に陥る。そして設計の条件を超えている（原子炉の冷却装置の設計は、最大規模の 1 本の配管がギロチン破断するとして設計されているが、それを超える条件下ではもはや冷却ができない）ため、緊急炉心冷却系（ECCS）の能力も追いつかないことになる。こうなると、格納容器の設計条件（格納容の設計も 1 本の配管破断を前提にしている）も越えており、格納容器もやがて破損する可能性が否定できず、大量の放射性物質が環境に拡散し周辺住民の生命身体が重大な危機にさらされることになる。福島第一原発事故と異なり、原子炉本体が転倒し、一次冷却性系配管が複数破壊し、制御棒すら挿入できない事態は、設計条件をはるかに超えているだけでなく、現在行われている重大事故（過酷事故）対策ではもはや防ぎきれない最悪の事態のひとつである。

### 第 3 規格基準を採用した場合、東海第二原発の耐震性能は新基準地震動 1009 ガルを下回ること

#### 1 規格基準に基づく許容応力を採用した場合の耐震裕度

被告日本原電がストレステスト報告書及び被告日本原電ホームページで行っている耐震裕度及び耐震性能の計算方法を用いて、ただ許容応力については、規格基準に基づく許容値を代入した場合、すなわち、第2の2(2)(3)の数字の中で、「 $\sigma_a=1.5 \times Su(839\text{MPa}) \div 2=629\text{MPa}$ 」を「 $\sigma_a=1.5 \times 0.7Su(839\text{MPa}) \div 2=440\text{MPa}$ 」の値にして計算をした場合、東海第二原発の耐震裕度及び耐震性能は以下のようなになる。

基準地震動  $S_s=600$  ガル

破断応力  $S_u=839\text{MPa}$

規格基準に基づく許容値  $\sigma_a=1.5 \times 0.7Su(839\text{MPa}) \div 2$   
 $=440\text{MPa}$

基準地震動による発生応力  $\sigma = 362\text{MPa}$

ストレステスト時の耐震裕度  $\sigma_a / \sigma = 440/362 = 1.21$

耐震性能  $600 \text{ ガル} \times 1.21 = 726 \text{ ガル}$

(地震動が 600 ガルの場合に 362MPa の応力が発生するとの想定であるところ、362MPa の 1.21 倍が 440MPa であるため、応力 440MPa が発生する場合の地震動は 600 ガルの 1.21 倍の 726 ガルであり、これが東海第二原発の耐震性能ということになる。)

## 2 基準地震動 1009 ガルとの比較

平成 28 年 11 月 11 日、原子力規制委員会審査会合において、基準地震動を 1009 ガルとして東海第二発電所についての耐震強度の審査を行うとの決定がなされた（甲 C 第 14 号証）。

耐震性能 726 ガルは基準地震動 1009 ガルの 0.71 倍であり、すなわち、規制基準に基づく許容応力を採用した場合の原子炉圧力容器スタビライザの耐震性能は、基準地震動を大きく下回る。

以上、規制基準に基づく許容応力の値を用いた場合、東海第二原発の



耐震性能は、すでに新基準地震動 1009 ガルを下回っているのである。

#### 第4 ストレステストの記載を前提としても、東海第二原発の耐震安全余裕はないこと

##### 1 主張の概略

本項では、ストレステスト報告書等によると、東海第二原発の原子炉圧力容器スタビライザの耐震性能は 1038 ガルであり、そうすると、基準地震動 1009 ガルに対する余裕はわずか 1.03 倍であるところ、原子力発電所が壊れた際に甚大な被害が生じることや、すでに東海第二原発は老朽化のリスクつまり潜在的欠陥が生じている可能性もはらんでいることからすると、東海第二原発は耐震上きわめて不安全な状態にあることを主張する。

##### 2 一般工業界における耐震安全の考え方

###### (1) 強度計算の方法

一般に「材料力学」に基づいて強度計算を行う場合は、素材の破断応力 ( $S_u$ ) を「安全率」という係数 (通常は 3~4) で割った数値を許容応力 ( $\sigma_a$ ) として、もっとも厳しい条件において発生する応力が許容応力以下であるように設計する。

たとえば、一般的に使用されている鋼材は、JIS 規格の「一般構造用圧延鋼材 SS400」であるが、その鋼材の破断応力  $S_u$  は 400~510 MPa と規定されている。強度計算の基準としては、当然ながら規格最小値、すなわち 400MPa を使用する。したがって、この材料の許容応力 ( $\sigma_a$ ) は、安全率が 3 の場合は 133MPa ( $\sigma_a = 1/3 S_u = 1/3 \times 400\text{MPa}$ )、安全率が 4 の場合は 100MPa ( $\sigma_a = 1/4 S_u = 1/4 \times 400\text{MPa}$ ) となる。

## (2) 鋼材の破断応力の測定

製鉄所では、鋼材を製造したのちに、その製品が規格に合格しているかどうかを確認するところ、破断応力  $S_u$ （ないしは引張強さ）の確認は、まず、製造ロットごとに鋼材から試験片を切り出して、引張試験機に掛け、破断に至るまでの応力と伸びを計測する、という手順で行われる。

そのデータは図1のように表示される。これを「応力－ひずみ線図」という。一般の炭素鋼は初期に直線的な伸びを示す弾性域があり、降伏点という変曲点を経て塑性変形を呈し、最後に破断点に至る。

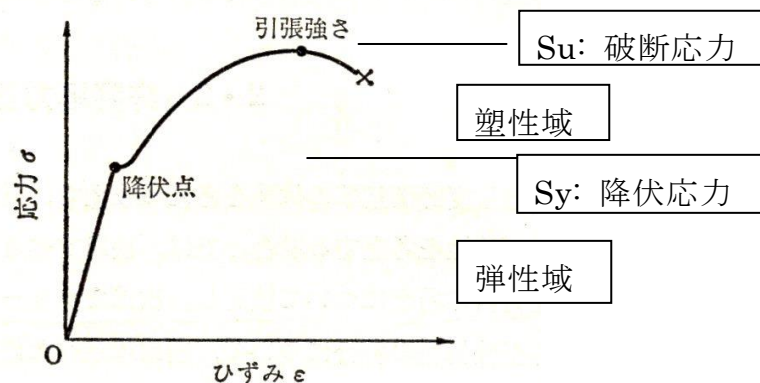


図1 鋼材の応力－ひずみ線

## (3) 素材が破断に至る経緯 ～「応力－ひずみ線図」の説明～

素材は、弾性域においては、応力に比例してひずみ（変形）が生じる。弾性域にある時点では、素材は、引っ張られた全体が伸びている状態となる。

しかし、降伏応力を超えて塑性域に入ると、素材の弱い部分の断面が小さくなり、さらに引っ張られることによりさらに断面が減少する。そのため、弾性域の場合よりも同じ応力で大きなひずみが生じることになる。そして、破断応力に近づくと、素材は破断寸前の状態になり、小さい応力でも簡単に伸び、やがて破断に至る。

#### (4) 安全率を設ける工学上の意味

一般工学設計上、上述(1)のように安全率を 3~4 とし、鋼材の許容応力 ( $\sigma_a$ ) を鋼材の引張強さ  $S_u$  の 1/4 倍~1/3 倍に設定して設計する理由は、設計後の製品の十分な安全余裕を確保する点にある。

例えば、鋼材はどの部位も同じ強度を有するわけではない。構成要素の偏在などにより、強度にバラツキが生じうる。そして、鋼材の引張強さは、鋼材の一部を取り出して引張試験機にかけて測定するものであるが、そのバラツキによっては、実験で用いた部分の引張強さよりも強度が弱い部分が鋼材の一部に存在することもありうる。

このように、安全率の工学上の意味は、材質や寸法のばらつき、溶接や保守管理の良否といったもろもろの不確定要素を考慮して、やむを得ず設ける「安全代（しろ）」なのである。

安全率を考慮した設計は、人間が行う行為の限界と社会が受け入れ可能な災害の程度の合意の結果として、近代工業発祥以来の社会契約的慣習が規格あるいは産業ごとの基準として定着しているものである。

### 3 ストレステスト報告書の記載を前提としても、東海第二原発には耐震安全余裕がないとの問題があること

#### (1) ストレステストにおける安全評価の考え方

ストレステストは、上述の通り、許容応力 629MPa と基準地震動 600 ガルにおける発生応力との比較により、耐震裕度は 1.73 倍であるとして耐震安全の評価をしている。そして、被告日本原電は、この結果をもとに東海第二原発の耐震性能は 1038 ガルであると示している。

かようなストレステストの結果を捉えるうえで重要な点は、「許容

応力」とは、炉心や使用済み燃料プールの燃料の冷却に寄与する機器等が機能を喪失し、炉心や燃料の損傷が回避できなくなる程度の応力のことを指す点である。「許容」という文言を用いてはいるが、「許容応力」という概念は、「同程度の応力が発生しても破損しない」ということを意味するのではなく、「同程度の応力が発生した場合には破損しうる」ということを示すのである。

以上を前提に、「東海第二原発の原子炉圧力容器スタビライザの耐震裕度は 1.73 倍で、耐震性能は 1038 ガル」という被告日本原電の発表は、そのまま、東海第二原発の原子炉圧力容器スタビライザは 1038 ガル程度の地震が発生した際に損傷することを意味することに注意が必要である。

(2) ストレステストの結果を前提にしても、東海第二原発は、安全余裕がまったくないに等しい不安全な状態にあること

ア 原子炉圧力容器スタビライザの耐震性能は上述のように 1038 ガルである。そうすると、基準地震動 1009 ガルに対する余裕はわずかに 1.03 倍しかない。

イ ここで、設計段階においては、安全率を 3～4 程度設けることが通常求められる一方で、既に建設された建造物について安全性の審査をする際には、設計段階程高い安全率は求められないとの考え方もありうる。

しかし、重要構造物について安全率が 1 しかない場合、破損あるいは大規模破壊に至る危険性は非常に高いところ、原子炉圧力容器スタビライザがクリフエッジに達して破断した場合には、上述のように住民が生命身体にさらされ、また原発周辺地域に長期間人が住めなくなるという社会的被害も発生しうるものであることからすると、原子炉圧力容器スタビライザをはじめとする原子力発電所の

重要な機器については、絶対に壊してはならないとの発想のもとで、耐震安全も評価すべきである。

さらに、原子炉压力容器スタビライザは溶接構造物にあたるどころ、溶接構造物では、複雑な形状による強度の低下（応力集中という）や溶接による熱の発生とその後の急速な冷却などの影響を受ける溶接熱影響部の脆化（脆くなること）や硬化（硬くなり割れやすくなること）、さらに潜在的な欠陥の存在などによる強度の低下やバラツキが出現してくるため、溶接構造物においては特に安全余裕を確保することが求められる。

ウ 1.03 倍という耐震余裕は、耐震余裕 1 倍をわずかに上回る程度の余裕しかないものである。これに加え、原子炉压力容器スタビライザが損傷した際に甚大な被害が発生しうること、及び溶接構造物がばらつきが出やすい特殊性を有することを考慮すると、原子炉压力容器スタビライザの耐震余裕 1.03 倍というのは、あまりにも不安全的な状態であるといえる。

以上、ストレステストの結果を前提にしても、東海第二原発は、安全余裕がまったくないに等しい不安全的な状態にあるものである。

(3) 東海第二原発の老朽化のリスクを考慮すると、東海第二原発はなおさら不安全的な状態にあること

東海第二原発のプラントは、稼働開始が 1978 年 11 月であり、すでに 40 年を経過しようとしている。プラントの設計寿命は 30 年あるいは 40 年程度であることからすると、東海第二原発のプラントはすでに腐食や劣化など経年に伴って弱体化している可能性があり、設計条件が変わらなくても未知のリスクをはらんでいる。

以上の東海第二原発の老朽化の潜在的なリスクを考慮すると、1.03 倍しか耐震余裕がない東海第二原発は、なおさら不安全的な状態にある

ものといえる。

## 第5 求釈明

### 1 ストレステストにおける破断応力設定の問題点

ストレステスト報告書では、原子炉圧力容器スタビライザの破断応力  $S_u$  の値を「839MPa」と記載されている。しかし、これまで、ストレステストでは破断応力の設定において、ミルシート値を「実力値」と称して採用することがしばしばあった。

ミルシート値とは、その材料の一部分の強度を示す、言わば抜き取り検査の値であって、当該部材全体の最弱点を保証するものではない。仮に上記ストレステスト報告書における破断応力  $S_u$  がミルシート値に基づいていたのであれば、それは最小破断強度を示すものではなく、なおさら安全性が不確かであることになる。

### 2 求釈明

以上、ストレステストにおける破断応力設定の問題点を挙げたものであるが、これらの問題は原子炉圧力容器スタビライザのみにとどまらず、他の強度審査対象箇所についても同じように問題となる。むしろ、ストレステスト報告書等には、クリフエッジまでの余裕が最も小さい箇所として原子炉圧力容器スタビライザが取り上げられていたが、強度審査対象箇所の公正な破断応力が明らかになれば、原子炉圧力容器スタビライザ以上に耐震裕度が小さい可能性もありうる。

そこで、ストレステストにおいて用いられた破断応力の値がミルシート値か否か、及びストレステストにおいて審査対象となった箇所の降伏応力等を明らかにすべく、少なくともストレステスト報告書において余裕率が 1.73~1.99 に入る 6つの部位について、次の点につき、釈明を

求める。

(1) 対象

ストレステスト報告書において、余裕率が 1.73～1.99 に入る次の 6 つの部位。

	部位（ストレステスト報告書記載）	裕度（同左）	記載箇所
I	主蒸気系配管	1.80	甲 C 第 18 号証 [1/2]
II	原子炉冷却材再循環系配管	1.77	
III	低圧炉心スプレイ系配管	1.88	
IV	残留熱除去系配管	1.80	甲 C 第 18 号証 [2/2]
V	原子炉圧力容器	1.89	
VI	炉内建造物	1.74	

(2) 求積明事項

- ① 強度が問題になっている箇所は、どの部位及びどの部品か。可能な範囲で図示されたい。
- ② 上記①の部品の材質の、a) 規格名、b) 規格番号、c) 破断応力の規格値、d) 降伏応力の規格値を示されたい。
- ③ ストレステスト報告書に記載された破断応力値  $S_u$  の採用値は、「ミルシート値」か「規格値」か、明らかにされたい。

## 第 6 基準地震動を 1009 ガルと規定することが不適當であること

### 1 東海第二発電所の基準地震動の変動

東海第二発電所の設計時には、基準地震動の考え方はなかったが、阪神大震災が発生したことを受けて、平成 7 年に、昭和 56 年策定の耐震指針へのバックチェックを定める際に、東海第二発電所の基準地震動が、380 ガルに設定された。その後、平成 18 年に、改定耐震指針（平成 18

年 9 月 19 日原子力安全委員会決定) を踏まえた耐震安全性の評価 (いわゆるバックチェック) において 600 ガルに改定された。

そして、東北地方太平洋沖地震後、平成 26 年に、東北地方太平洋沖型地震の、短周期レベルの不確かさを考慮した際の最大加速度として観測された 901 ガルと同値に基準地震動が改定されたのち、平成 28 年 11 月 11 日に、原子力規制委員会審査会合において、東北地方太平洋沖型地震の、SMGA 位置と短周期レベルの不確かさの頂上を考慮した際の最大加速度として観測された 1009 ガルと同値に、基準地震動が改定された (甲 C 第 14 号証)。

原告準備書面(7)(1)及び被告日本原電準備書面(2)においては、基準地震動 600 ガル、901 ガルの設定について論じていたものであるが、本書面においては、新基準地震動 1009 ガルについて論じるものである。

<東海第二発電所に設定された基準地震動の変遷 (甲 C 第 14、21 号証) >

時 期	基準地震動
平成 7 年 旧耐震設計審査指針バックチェック時 (阪神大震災を受け、昭和 56 年に策定された耐震指針へのバックチェックが国から指示された)	380 ガル
平成 18 年 新耐震設計審査指針バックチェック時 (平成 24 年 ストレステスト)	600 ガル (600 ガル)
平成 26 年 新規制基準対応	901 ガル
平成 28 年 新規制基準対応 (基準地震動の設定方法の変更)	1009 ガル

2 東海第二発電所の開放基盤表面における地震動の想定が不十分であること



(1) 被告日本原電の想定

平成 28 年 11 月 11 日の原子力規制委員会審査会合において、被被告日本原電は、基準地震動を 1009 ガルとするとした（甲 C 第 14 号証）。

これによれば、被告日本原電は、Ss-22 として、2011 年東北地方太平洋沖地震の震源域で、SMGA（強震動生成域）の位置と短周期レベルについて不確かさを考慮したモデルを設定し、最大加速度を NS 成分で 1009 ガルと算出して基準地震動としたとする。もっとも、この東北地方太平洋沖地震のモデルを用いて、短周期レベルの不確かさのみを考慮したとしても、NS 成分の地震動は、901 ガルに達している。さらには、内陸地殻内地震である F1 断層、北方陸域の断層、塩ノ平地震断層の連動による地震でも、短周期レベルの不確かさと破壊開始点を敷地に不利な位置に設定しただけで、NS 成分で 903 ガルという値となっている。この短周期レベルの不確かさを考慮するというのは、短周期レベルを平均像（平均的値）の 1.5 倍とするということである。

(2) 短周期レベルの不確かさを考慮するようになった理由とそれでは不十分であること

日本の全ての原発で、現在、短周期レベルの不確かさとして、平均像の 1.5 倍を考慮することとなっている。これは、中越沖地震の震源特性が平均像の 1.5 倍だったとされたからで、その中越沖地震の知見を踏まえるということで、全国の原発で、不確かさの考慮として、短周期レベルの値を平均像の 1.5 倍にするようになったものでしかない。もともと、危険な原発の耐震設計において、地震動の大きさを平均的値にしておけば足りるというわけもなく、出発点である平均的値をどれだけ上乗せしたら安全性が確保されるかの視点が必要である。しか

し、現実に行われていることは、詳細な地震観測網が整備されて以降の 20 年程度の期間での、原発で観測された地震の中の最大の震源特性（短周期レベル）を採用するというにとどまっている。

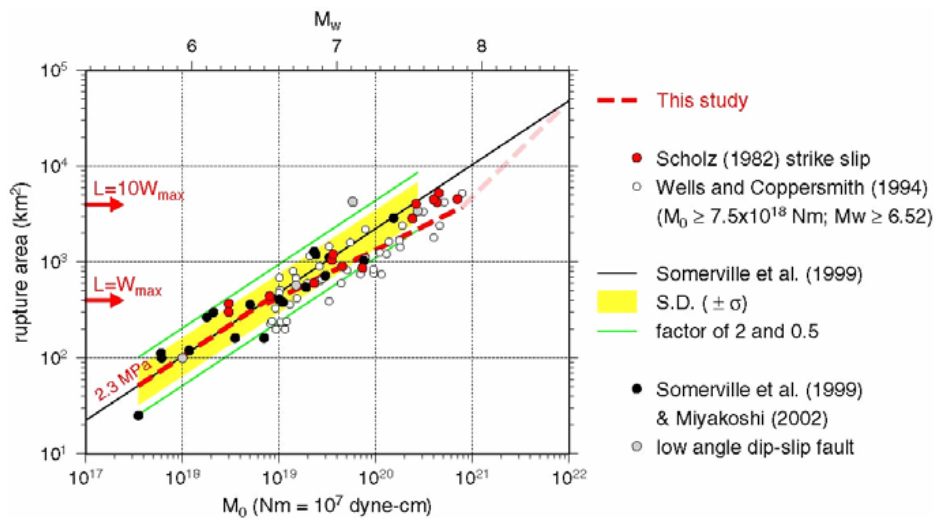
ところで、地震動を算出する強震動レシピによれば、短周期レベルを 1.5 倍とするということは、応力降下量  $\Delta\sigma$  を 1.5 倍とすることと同じであり、さらにはアスペリティ面積比が同じなら、地震モーメント  $M_0$  を 1.5 倍とすれば  $\Delta\sigma$  も 1.5 倍となるから、 $M_0$  を 1.5 倍とすることと同じこととなる。その  $M_0$  は強震動予測では、断層面積  $S$  とのスケーリング則（相似則・ $S$  が大きくなれば  $M_0$  も比例的に大きくなるという関係則）によって求められるが、 $S$  と  $M_0$  の関係式は入倉・三宅の強震動予測レシピでは（甲D第8号証）

$$S \text{ (km}^2\text{)} = 2.23 \times 10^{-15} \times M_0^{2.3} \quad : M_0 < 7.5 \times 10^{25} \text{ dyne-cm} \quad : \text{Somerville et al. (1999)}^{(2,2)}$$

$$S \text{ (km}^2\text{)} = 4.59 \times 10^{-11} \times M_0^{1.2} \quad : M_0 \geq 7.5 \times 10^{25} \text{ dyne-cm} \quad : \text{入倉・三宅 (2001)}^{(2,3)}$$

$$S \text{ (km}^2\text{)} = 5.30 \times 10^{-25} \times M_0 \quad : M_0 \geq 7.5 \times 10^{27} \text{ dyne-cm} \quad : \text{Scholtz (2002)}^{(2,4)}$$

とされており、図示すると次図となる（甲D第9号証）。



上図で見ると明らかなように、この  $S-M_0$  のスケーリング則のもととなったデータには大きなバラツキがあり、同じ断層面積 ( $S$ ) で

も、 $M_o$  が平均像の 2 倍を超えるものもいくつもあり、ほぼ平均像の 4 倍ほどにまでに達するデータも存在する。したがって平均像の 1.5 倍程度の設定値では、起こりうる地震の  $M_o$  や  $\Delta\sigma$  (応力降下量) や A (短周期レベル) の全体をカバーすることは到底できない。

この点は、東北地方太平洋沖地震のモデルを用いた解析にとどまらず、内陸地殻内地震である F1 断層、北方陸域の断層、塩ノ平地震断層の連動による地震においても同様であり、たとえば短周期レベルを平均像の 1.5 倍とするのではなく、仮に、1.5 倍の 2 倍の平均像の 3 倍の値を取れば、それだけで地震動の大きさは、1800 ガルを超え、東北地方太平洋沖地震モデルで被告日本原電の算出した 1009 ガルを 2 倍とすれば、2018 ガルとなってしまう。

- (3) 強震動予測手法には、(2) で述べた設定するパラメータのバラツキによる誤差のみならず、その後の地震動算出過程においても、少なくとも倍半分程度の誤差が存在する。

強震動予測手法で使われる地震動算出手法には、現実に起こった地震動でも、正しくは再現できない。再現のためにはインバージョン(逆解析)という手法が用いられるが、それはアスペリティの大きさや位置、 $M_o$  や応力降下量などを設定してみても地震動を算出し、もっとも実際の地震動に近いものを導こうとするものであるが、東北地方太平洋沖地震についての下図にあるように、そうやってみたとしてもモデル自体にも様々な見解が提示され、定まったモデルが確立されることにはなっていない(甲 C 第 22 号証)。

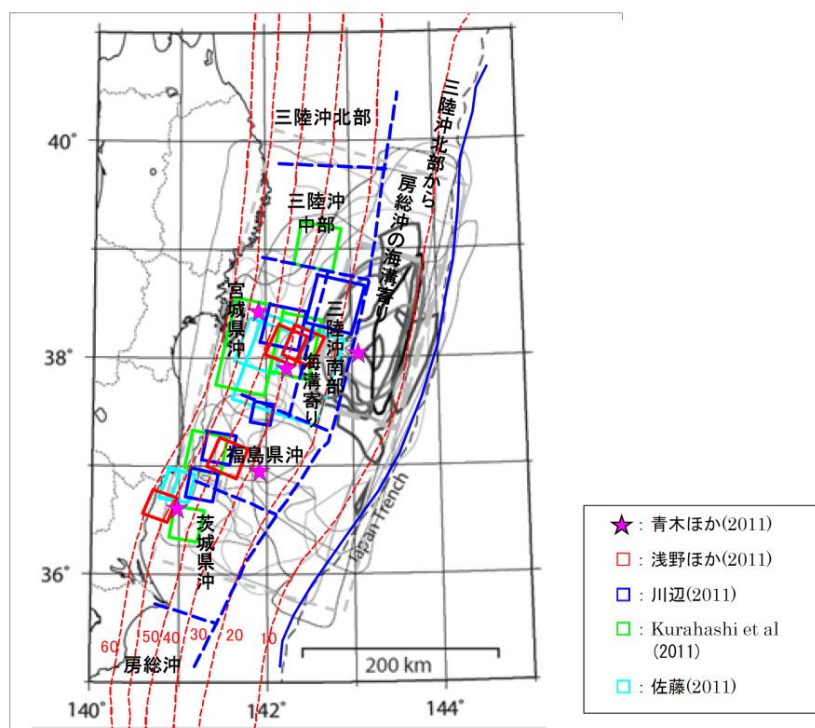


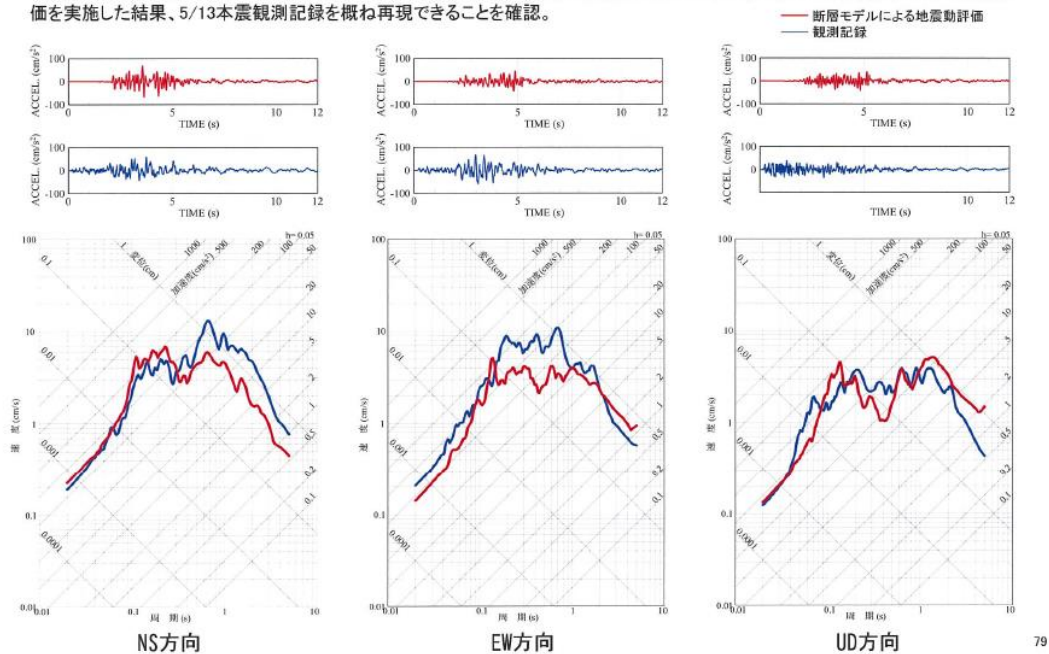
図1.3 東北地方太平洋沖地震の地震波形及び地殻変動による震源過程解析結果と強震動生成域

また具体的な地震動の再現事例として、九州電力が 1997 年 5 月 13 日鹿児島県北西部地震の地震動を再現してみたものを見れば、次図のとおりであった（甲C第23号証）。

### 3.5 1997年鹿児島県北西部地震の知見を踏まえた検討

#### 1997年鹿児島県北西部地震における敷地地盤の地震観測記録を用いた検討

前頁の特性化震源モデルにより、1997年5月25日余震における観測記録を要素地震とし、経験的グリーン関数法による地震動評価を実施した結果、5/13本震観測記録を概ね再現できることを確認。



図を見れば、赤線が断層モデルによる地震動評価であり、青線が観測記録であるが、その両者のかい離は、2倍にとどまらない程度に達する。ここから言えることとして、断層モデルによる地震動算出自体にも、少なくとも倍もしくは半分程度の誤差が認められるということである。

このように種々パラメータやアスペリティの位置等を変えてみて地震動を算出してみてもこの程度にしか再現できない。

#### (4) 強震動予測手法の精度

上記のように、強震動予測の手法には、パラメータ設定に伴う誤差やその後の地震動算出過程における誤差が重疊的に存在する。その誤差の程度は、何10%などというオーダーではなく、何倍、もしくは1桁ほどにまで達する、けた違いの誤差となる。一方、被告日本原電は、上記のように1009ガルという詳細な数字を算出して、あたかも4桁

の数値まで算出できるほどの精度（有効数字 4 桁、有効数字とは「近似値や測定値を十進記数法で表したとき、誤差を含む位より上の位にある有意義な数字」）があるように見せかけているが、現実には有効数字が 1 桁あるかどうかの程度の精度しかない。

算出手法の精度に大きな問題のある手法を用いて、被告日本原電は、かろうじてストレステストの結果（1038 ガル）を下回る 1009 ガルという新基準地震動を設定したものであるが、新基準地震動も以上のように誤差を大きく含む計算により策定されたものであることからすると、1009 ガルのわずか 1.03 倍（1038 ガル）を超える程度の地震は今後容易に発生すると考えられ、東海第二原発はなおさら耐震構造上不安全なものであることがわかる。

## 第 7 原子炉規制法、及び設置許可基準規則との関係

- 1 原子炉設置変更の許可には、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」が要求される（原子炉規制法 4 3 条の 3 の 8、同法 4 3 条の 3 の 6 第 1 項第 4 号）、同号で定める「基準」とは、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という）のことを指す。

そして、設置許可基準規則は、第 4 条 3 項において、「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。」と規定する。

## 2 「耐震重要施設」（設置許可基準規則第4条3項）

(1) ここで、「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の程度が特に大きいもの」（設置許可基準規則第3条1項）、具体的には、実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（以下「設置許可基準規則解釈」という）第4条2項1号に規定する施設を指す（設置許可基準規則解釈第3条1項）。

(2) そして、本書面により、少なくとも原子炉圧力容器スタビライザの耐震安全余裕がないことは明らかであるところ、原子炉圧力容器スタビライザは、「自ら放射物質を内蔵している施設」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拡散する可能性のある施設」（設置許可基準規則解釈第4条2項1号）にあたる。

## 3 「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」

(1) 「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」（設置許可基準規則第4条3項）ことの具体的内容を、設置許可基準規則解釈第4条6項は次のように規定する。

### 【設置許可基準規則解釈第4条6項】

第4条第3項に規定する「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」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

#### 一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・ 基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・ 建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構

造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

## 二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

（以下省略）

(2) 本書面により、少なくとも原子炉圧力容器スタビライザなどの耐震安全余裕がないことは明らかである。そうすると、東海第二原発は、「基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること」（設置許可基準規則解釈第4条6項1号第1文）との要件を満たしていないものである。

4 以上、東海第二原発は、その耐震性能ないしは裕度において、設置許可基準規則第4条3項の基準を満たさないものであり、したがって、東海第二原発については、設置変更許可をすることができるだけの要件を備えていないものである。

## 第8 終わりに



以上、東海第二原発は、新基準地震動 1009 ガルとの関係では、すでに耐震性能において基準地震動を下回り又は上回るとしても耐震安全余裕が全くない、はなはだ不安全な状態にある。

東海第二原発の耐震性能を上回る地震が発生した際に、原子炉压力容器の転倒により、周辺住民が生存を脅かされる危機に直面することからすると、かような不安全な原発の運転は許されるべきではない。

以上