

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4月15日

準備書面（98）

～圧力容器スタビライザの損傷について

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	はじめに
	第2	被告は算出した許容値をどのように評価しているか
	第3	被告主張の誤り
	1	延性破壊及び「応力-ひずみ線図」について
	2	様々な破損モードを検討すべきであること
	3	被告が主張する降伏点（ $S_y=679$ MPa）及び応力の最大値（ $S_u=839$ MPa）は、引張試験片による実験値にすぎず、実構造物にそのまま適用すべきでないこと
	4	結論
	第4	荷重伝達の役割を有するシアラグの健全性が損なわれることについて
	1	はじめに
	2	シアラグの構造
	3	シアラグの隙間の大きさに差異があるために発生する重大な結果
	4	シアラグが脱落する危険性について
	5	結論

第1 はじめに

1 東海第二原発に基準地震動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して炉心損傷に直結し、さらに格納容器が破損して放射性物質が大量に放出されることについては、原告ら準備書面（80）及び（86）で詳述したところである。

圧力容器スタビライザに耐震余裕がない理由を整理して述べると、以下のとおりである。

(1) 被告は、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、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 **JEAG4601-1984**、及び、一般社団法人日本機械学会の策定にかかる設計・建設規格 **2007** に基づいて設定した許容値が 440MPa である旨の解析を内容とした工事計画認可申請を行ない、原子力規制委員会は、2018年（平成30年）10月18日付でこれを認可している。

(2) 被告の前記解析結果によると、基準地震動 S_s に対する安全裕度が **1.07**

$$\text{※ 許容値} / \text{発生値} = 440\text{MPa} \div 410\text{MPa} \doteq 1.07$$

にすぎず、このようなギリギリの許容限界にある圧力容器スタビライザのロッドは耐震余裕がなく、耐震安全性を欠いている、といわざるを得ない。

2 これに対して、被告は、発生値の算出及び許容値の算出のいずれも余裕があると反論している。

とりわけ、許容値の算出に関しては、

(1) 圧力容器スタビライザのロッドの材料として用いられているニッケルクロムモリブデン鋼は、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°C での S_y 値（降伏点）と S_u 値（応力の最大値）が、それぞれ 679MPa と 839MPa であるのに対して、許容値 440MPa はこれらを大きく下回っており、機能喪失に至るまでに余裕がある（被告準備書面（15）3、11頁）。

(2) 被告は、工事計画認可申請にあたり、設計・建設規格 **2007** を運用基準にしており、同規格の改訂版である設計・建設規格 **2012** を用いていないが、設計・建設規格 **2012** を適用した場合の許容値は 587MPa となり、発生値である 410MPa との差分はさらに大きくなる（被告準備書面（15）11～13頁）。

(3) ロッドのミルシートに示される S_u 値は、 302°C における値として換算すると 906MPa であるところ、これはロッドの実強度にまさしく相当するものであって、設計・建設規格 **2007** に基づく S_u 値 839MPa を上回る分の

余裕も生じている（被告準備書面（15）14頁）。
などといい、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内在しており、被告の設定した設計上の許容値はギリギリの許容限界ではない、と主張する（被告準備書面（15）15頁）。

そこで、原告らは、後藤政志証人の作成にかかる意見書（甲C第76号証の1、同79号証、及び同96号証）を元に、上記の被告主張に対する再反論を行なう。

第2 被告は算出した許容値をどのように評価しているか

1 被告は、工事計画認可申請における圧力容器スタビライザのロッドの許容値を、以下の手順をもって算出した、と主張する（被告準備書面（15）28頁以下）。

(1) 圧力容器スタビライザのロッドは、JEAG4601-1984の定める「その他の支持構造物」に該当し、ボルト材でもあることから、JEAG4601-1984の2.9.1により2.8.1(3)の準用がなされる結果、許容値は次のように算出される。

① 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において、

$$S_y \text{ 値} = 679 \text{ MPa}$$

$$S_u \text{ 値} = 839 \text{ MPa}$$

である。

② 運転状態Ⅰ（原子炉施設の通常運転時の運転状態）の場合

$$\text{許容値} = \min(S_y, 0.7S_u) \div 2$$

$$= \min(679, 0.7 \times 839) \div 2$$

$$= \min(679, 587) \div 2$$

$$= 293 \text{ MPa}$$

③ 運転状態ⅢAS（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、弾性設計用地震動Sdにより生じる応力を考慮）の場合

$$\text{許容値} = 1.5 \times \min(S_y, 0.7S_u) \div 2$$

$$= 1.5 \times \min(679, 0.7 \times 839) \div 2$$

$$= 1.5 \times \min(679, 587) \div 2$$

$$= 440 \text{ MPa}$$

④ 運転状態ⅣAS（原子炉施設の安全評価の観点から、異常な状態を想定した運転状態、基準地震動Ssにより生じる応力を考慮）の場合

$$\begin{aligned}
\text{許容値} &= 1.5 \times \min (1.2S_y, 0.7S_u) \div 2 \\
&= 1.5 \times \min (1.2 \times 679, 0.7 \times 839) \div 2 \\
&= 1.5 \times \min (814, 587) \div 2 \\
&= 440 \text{ MPa}
\end{aligned}$$

- 2 また、被告は、設計・建設規格 2012 では、基準地震動 S_s に対する許容値につき、新たに次の評価式が加わった、という（被告準備書面（15）12～13頁）。

$$\begin{aligned}
\text{許容値} &= 1.5 \times \min (1.2S_y, 0.7S_u) \div 1.5 \\
&= 1.5 \times \min (1.2 \times 679, 0.7 \times 839) \div 1.5 \\
&= 1.5 \times \min (814, 587) \div 1.5 \\
&= 587 \text{ MPa}
\end{aligned}$$

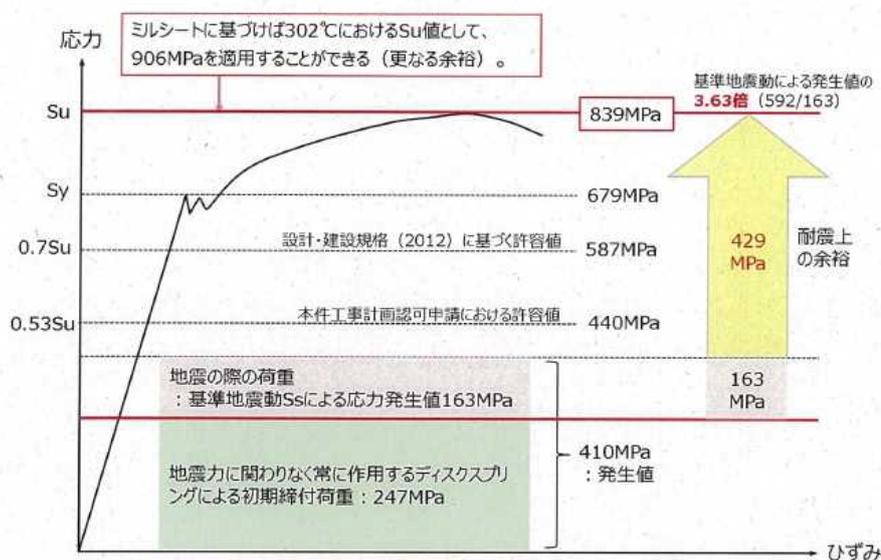
- 3 被告は、以上の手法で算出した許容値について、
(1) 一般に、材料は、外部から荷重を加えていくと、降伏点 (S_y) からひずみが残るようになり始め、そこからさらに荷重を加えていくと弾性限界を超えて塑性変形領域に入り、応力の最大値 (S_u) に達し、最終的には破損するとの挙動を示すところ、被告は、本件ロッドについて、 S_y 及び S_u を用いながら運転状態ごとに異なる検討を行って、各運転状態における許容値を設定している。

その結果により設定した基準地震動 S_s に対する機能維持の許容値である 440 MPa は、 $0.53S_u$ であり、上記の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ものである（被告準備書面（15）10～11頁）。

- (2) 加えて、この $0.53S_u$ である 440 MPa は、 S_y である 679 MPa をも大きく下回り、弾性範囲にとどまることを示すものである。すなわち、仮に地震による荷重が作用して本件ロッドに 440 MPa の応力が生ずる場合を想定しても、その応力は弾性範囲にとどまり、その点でも機能喪失に至るまでには余裕がある（被告準備書面（15）11頁）。
- (3) 設計・建設規格（2012）に基づく許容値は 587 MPa であり、本件工事計画認可申請に際して採用した 440 MPa より大きく、その分、発生値である 410 MPa との差分も大きくなるが、この許容値であっても、 S_u はもとより、 S_y をも下回り、弾性状態にあることに変わりはない（被告準備書面（15）13頁）。

などと評価し、もって、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内在する、と結論づけている。その評価を端的に表したものが、被告準備

書面（15）34頁に掲載された下記のグラフである。



【図2】本件ロッドの耐震上の余裕

第3 被告主張の誤り

1 延性破壊及び「応力-ひずみ線図」について

被告が、「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、応力の最大値（Su）に達し、最終的には破損するとの挙動を示す」と述べているのは、一般的な金属材料の破損モードである延性破壊のことである。

延性破壊の経過は、実験室において、引張試験片である金属棒の一端を固定し、金属棒が切れるまで荷重を加え続ける（具体的には、金属棒を引っ張り続ける）破壊試験によって観察することができる。

この過程をグラフ化したものが、「応力-ひずみ線図」である。「応力-ひずみ線図」では、荷重を試験片の断面積で割った値である「応力」を縦軸にとり、試験片に生じた変形（引っ張る方向に伸びる）を試験片の元の長さで割った値である「ひずみ」を横軸にとっている。第2の3項で掲載したグラフも、「応力-ひずみ線図」を用いたものである。

そして、破壊試験では、応力が降伏点（Sy）を超えると、荷重を取り除い

てもひずみは解消されず、引張試験片に変形が残留する（これを「塑性変形」という）。応力がさらに増加して引張強さ（ S_u 、被告のいう「応力の最大値」）に達すると、十分に伸び切った引張試験片にくびれ（ネッキング）とともに亀裂が発生し、それ以上に応力（荷重を元の断面積で割った見かけ上の応力で、最大荷重を意味する）が増加することなく破断に至るのである。

2 様々な破損モードを検討すべきであること

被告は、圧力容器スタビライザが破損する経過を、延性破壊だけで説明しているが、金属材料の破損モードは、延性破壊に限られるわけではない。延性破壊以外にも、降伏による過大な変形、脆性破壊、衝撃破壊、疲労破壊、座屈、及び、共振による揺れ、など様々な態様がある（甲C第88号証2頁）。

このうち、脆性破壊、疲労破壊及び座屈については、材料に形成された応力が当該材料の降伏点（ S_y ）に達する以前に破損をもたらす場合があることから、かかる破損モードを考慮しておかないと、重大な事故に至るおそれがある（甲C第96号証11頁）。

東海第二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。この場合、降伏点（ $S_y=679\text{ MPa}$ ）を下回る応力状態であっても、圧力容器スタビライザが疲労破壊を発生させることがあり得る。さらには、被告がJEAG4601-1984を用いて算出した許容値（ $=440\text{ MPa}$ ）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。

しかしながら、被告は、延性破壊以外の破損モードに一切触れようとしな

い。

3 被告が主張する降伏点（ $S_y=679\text{ MPa}$ ）及び応力の最大値（ $S_u=839\text{ MPa}$ ）は、引張試験片による実験値にすぎず、実構造物にそのまま適用すべきでないこと

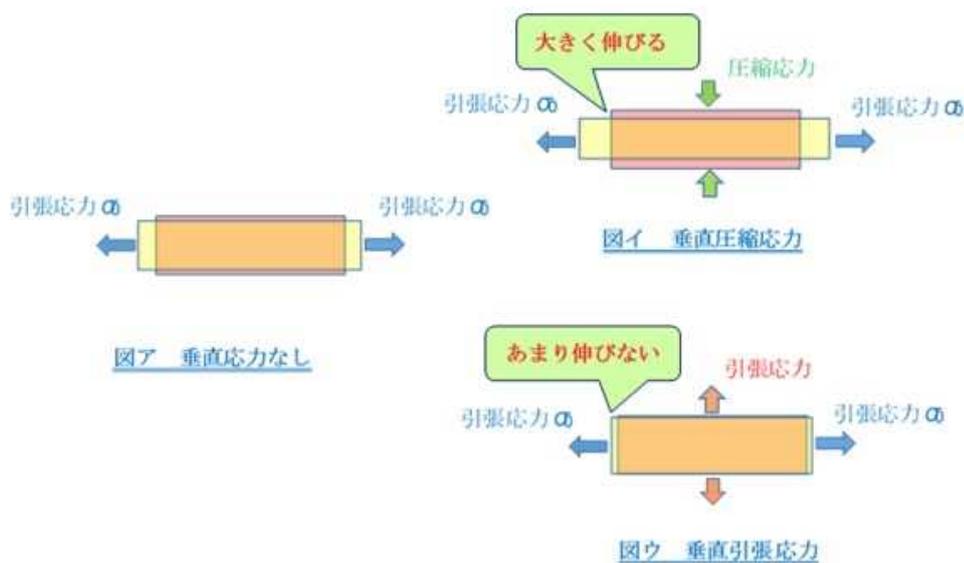
(1) 被告は、延性破壊の進行過程を1項で引用したとおりに述べているが、これは、丸棒の形状で、かつ、ひずみや応力集中のない均質な引張試験片を用意し、実験室でこの引張試験片に対して左右方向から引張荷重を加える、という手順で実施された破壊試験での結果にすぎない。ところが、実構造物においては、必ずしも破壊試験で観察された経過どおりに破壊が進むわけではない。引張強さ（ S_u ）は理想的な強度の上限界を意味しているにすぎず、実構造物では、ひずみ、応力集中部や潜在的欠陥によって、引張強さ（ S_u ）よりはるかに低い応力で、亀裂の発生、すなわち破壊が起こ

り得る。

- (2) 例えば、実構造物では、対象としている部位への引張荷重は、引張試験片のように単軸方向のみではなく、垂直方向にも働く場合がある。

甲C第96号証15頁に掲載された図（説明のため、二次元平面として考える）を以下に示す。図アは、左右方向に引張荷重を加えた状態であり、まさに実験室での引張試験片による破壊試験を表している。これに対して、図イは、左右方向への引張荷重と同時に垂直方向に圧縮荷重が加わった状態である。この場合、垂直圧縮荷重が加わることによって、左右方向への変形＝ひずみが増加する。他方、図ウは、左右方向への引張荷重と同時に垂直方向に引張荷重が加わった状態である。この場合、左右方向への変形＝ひずみはあまり増加しない。しかし、ひずみが十分に形成されていなくとも、材料に応力集中部や欠陥が存在する場合には、同所から亀裂が発生する。すなわち、実構造物では、破壊試験での結果とは異なり、材料が十分に伸び切らないうちに破断に至ることがあり得る（甲C第96号証14頁）。

なお、実構造では、構造体が左右上下に複雑な形状で広がっているため、方向による剛性（変形しにくさ）の違いが原因で、三次元方向への垂直荷重が発生することがある。本項では、二次元平面の問題として説明しているが、実際には三次元立体の問題であることに留意されるべきである。



- (3) また、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ることがある。この場合、塑性変形を原因とする崩壊（構造物全体が壊れること）あるいは機能喪失を来すことがあり得る。

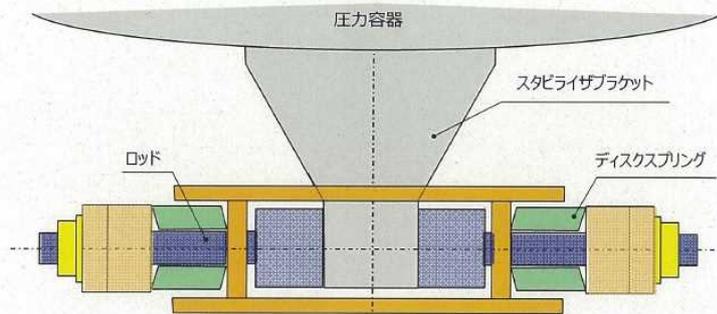
応力が降伏点 (S_y) を超えて材料に過大な変形が生じることと、応力が引張強さ (S_u) に達して材料に亀裂が発生することとは、全く別の物理現象であるが、いずれも実構造物の安全性に対する重大な脅威である点では共通している (甲C第79号証4頁)。そもそも降伏とは、材料がへたって健全性を失っていることを意味するのであって、一旦降伏点に達すれば、当該材料の再使用は困難である (甲C第96号証11頁)。したがって、材料の健全性を確保する観点からは、何よりも材料を降伏させないことが極めて重要であって、応力が引張強さ (S_u) に達しない限り問題はない、などと考えるてはならない。

- (4) 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。このため、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 (応力集中は、応力の伝達を表す「力線」の方向が急激に変わり、密度が高まる箇所が発生する～甲C第96号証27頁以下)。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。

そして、実構造物の材料にひずみ、応力集中部あるいは溶接等による構造的欠陥や脆化または軟化による材質の劣化などが内在していた場合、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。実構造物におけるひずみ、応力集中部、構造的欠陥、劣化は、検査の技術的限界や実務的な見落としもあり得るため、検査で発見、検証できるとは限らず、むしろある程度の潜在的なこれらの危険性或いは欠陥は存在する、と考えるべきである。したがって、破壊試験で計測された特定の材料の降伏点 (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って、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。

- (5) 以上述べたところによれば、被告は、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) が **679 MPa**、引張強さ (S_u) が **839 MPa** であるのに対して、許容値 **440 MPa** はこれらを大きく下回っており、機能喪失に至るまでに余裕がある、などと主張しているが、被告のいう降伏点 (S_y) と引張強さ (S_u) は、いずれも引張試験片を用いた実験値にすぎず、東海第二原発という実構造物にそのまま適用されるべき数値ではない。

被告は、圧力容器スタビライザの構造につき、被告準備書面 (15) 33頁に掲載された下記の図を示している。



【図1】 圧力容器スタビライザの構造

図によると、ロッドそれ自体は丸棒に近い形状を有しているようであるが、原子炉施設建設時に設置された圧力容器スタビライザが交換されることなく使用され続けている可能性があることからすると、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ものと推測される。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) = 839 MPa はおろか、降伏点 (S_y) = 679 MPa よりも低い応力の中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。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内在している旨の被告主張は、寸法形状が正確であることに加えて、構造的な応力集中がなく、材質を含めて全く欠陥のない理想的な材料や構造を前提にしたものであって、実構造物でそのようなことはあり得ず、およそ認めることができないのである。

- (6) なお、被告は、圧力容器スタビライザのロッドにつき、設計・建設規格 2012 を用いて算出した許容値 = 587 MPa と、発生値 = 410 MPa との差分の大きさについて指摘する。

しかしながら、上記許容値は、算定式： $1.5 \times \min(1.2S_y, 0.7S_u) \div 1.5$ によって求められた数値であるところ、 $S_y = 679$ MPa と $S_u = 839$ MPa が破壊試験での実験値であることは、既に述べたとおりである。実構造においては、材料の状態によっては S_y も S_u も大幅に引き下げられる可能性があり、その結果、許容値が 587 MPa を下回り、想定した発生値との差分が縮まることも十分にあり得る。

また、被告は、ロッドのミルシートに示される S_u 値が 906 MPa であって (丙D第155号証)、前記の $S_u = 839$ MPa を上回る分の余裕がある、とも主張している。

ところで、このミルシートは、ロッドの材料を製造したメーカーが材料

試験の結果を元に1974年（昭和49年）9月17日に作成した、とされている文書であるが、作成者であるメーカーの社名等がマスクングされており、書証としての真正に疑義がある。また、実際にミルシート上のSu値が906MPaであったとしても、これは材料の出荷時点で計測されたものにすぎず、ロッドの製造過程及び東海第二原発の長期間にわたる運転過程において、材料にひずみや劣化などが形成され、現時点でのSu値が大幅に低下している可能性が想定し得る。

したがって、上記の被告主張はいずれも採用することができない。

4 結論

被告主張は、要するに、圧力容器スタビライザのロッドの破損モードを延性破壊に限定したうえで、実験室での破壊試験で導き出された降伏点（Sy）ないし引張強さ（Su）と発生値とを比較することによって、ロッドには耐震上の余裕があるので延性破壊は発生しない、というものである。

しかしながら、この被告主張は、破損モードには様々なものがあるのに、延性破壊以外の検討を一切行わず、また、実験室での破壊試験と実構造物との違いや危険側になる要因を一切考慮しないという点で、構造強度評価上致命的な誤りがあり、失当である。

よって、東海第二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可能性のあることは、当然に認定されなくてはならないのである。

第4 荷重伝達の役割を有するシアラグの健全性が損なわれることについて

1 はじめに

被告は、東海第二原発の圧力容器スタビライザについて、地震の際の荷重がバランスよく分散されて伝達されるよう、耐震性に十分配慮した構造を採用している、具体的には、圧力容器スタビライザは、圧力容器に作用する地震時の水平方向の荷重を原子炉遮蔽に伝達する機能を備えるよう、原子炉遮蔽に設置されたベースプレート上に溶接し、円形を成す圧力容器を取り囲むよう45度の等間隔でもって、合計8個を設置している、地震時に圧力容器に作用する水平方向の荷重については、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、最終的に原子炉建屋に伝達されることから、全体として特定の部位に力が集中するようなことはない構造である、などと主張している（被告準備書面（15）2頁）。

しかしながら、被告がいうようなバランスのとれた荷重伝達は、以下に

述べるシアラグの構造からすると、実際には極めて困難である。むしろ、偏った荷重伝達が生じることによって、圧力容器スタビライザのロッドの受ける荷重が許容値を超える事態を招きかねず、圧力容器の健全性に対する脅威になることを、原告らは以下のとおり主張するものである。

2 シアラグの構造

最初に、圧力容器から原子炉建屋までの荷重伝達経路を説明する。

甲C第96号証30頁に掲載された図1を以下に示す。圧力容器の中心部に記入した水色の矢印は、全水平荷重Fが図の上方向に加わっていることを表している。この全水平荷重Fは、圧力容器の周囲に設置した圧力容器スタビライザの長手方向に力を受けて左右対称に伝わる。圧力容器スタビライザは、外側の格納容器スタビライザのトラス構造で支えられている。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た荷重は、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、最後には原子炉建屋へと伝わる(甲C第96号証30頁)。図1では、以上の伝達経路が黄色の矢印で模式的に表示されている。

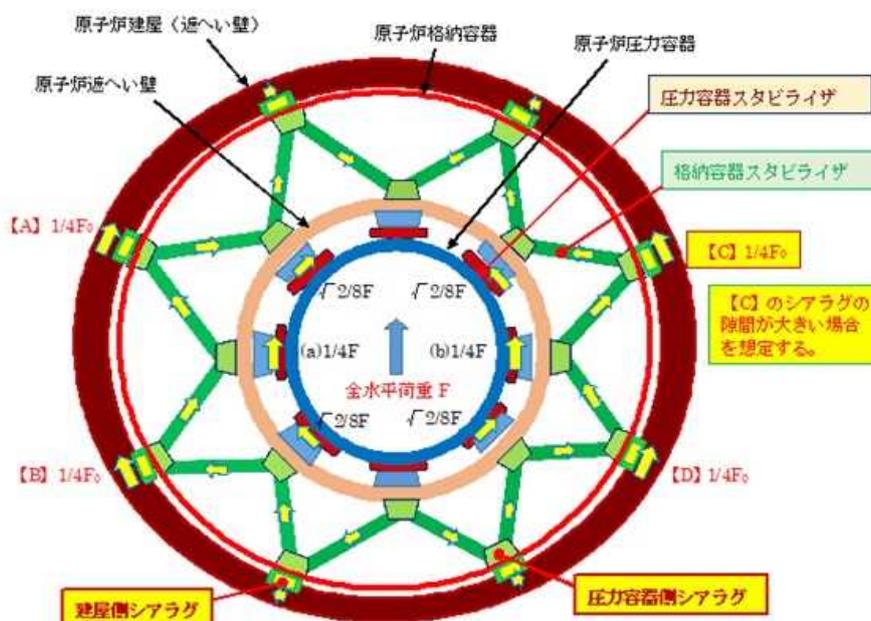


図1 圧力容器スタビライザの荷重伝達経路

次に、甲C第96号証31頁及び32頁に掲載された図2と図3を示し、シアラグの構造を述べる。格納容器スタビライザ凹部シアラグに格納容器内側凸部シアラグがかみ合い(図2)、格納容器円周方向にのみ力を伝達す

る（図3。なお、格納容器半径方向には力を伝達しない。以下同じ）。同様にして、格納容器外側凸部シアラグに建屋凹部シアラグがかみ合い（図2）、格納容器円周方向にのみ力を伝達する。他方、シアラグの格納容器円周方向には、製作上必要な隙間が設けられており、格納容器半径方向には、各構造物が熱膨張しても荷重が伝わらないように、比較的大きな隙間が設けられている（図3）。

問題は、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、シアラグの隙間のそれぞれの大きさに差異が生じることである（以上、甲C第96号証30～31頁）。

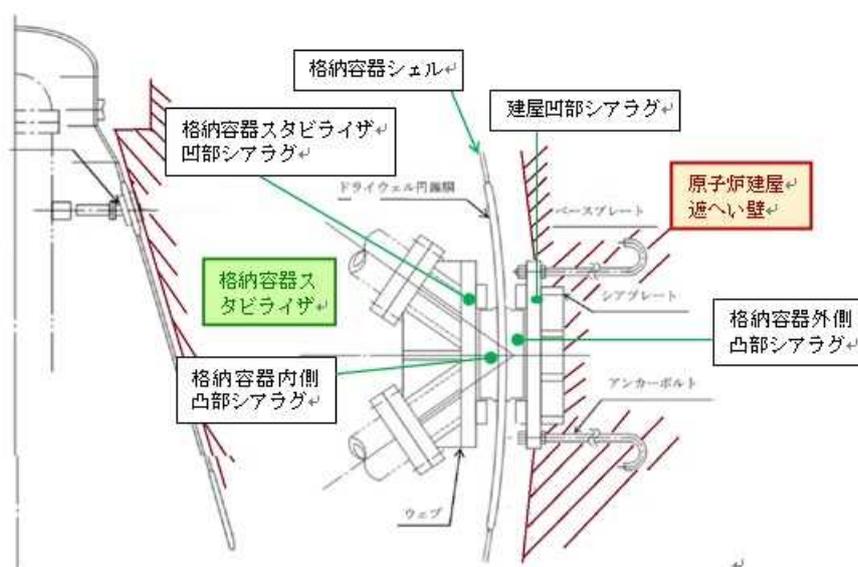


図2 シアラグの詳細構造

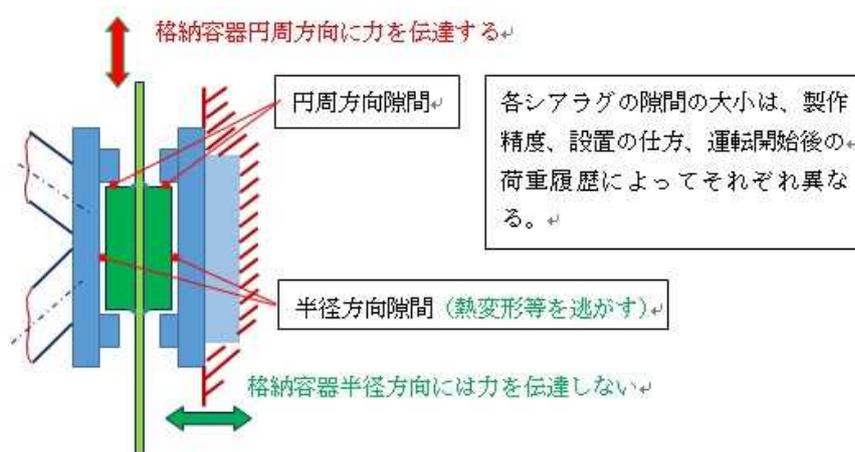


図3 シアラグ拡大図

3 シアラグの隙間の大きさに差異があるために発生する重大な結果

シアラグの格納容器円周方向隙間の大きさに差異が生じて構造全体が左右非対称となった状態を、甲C第96号証33頁に掲載された図5で示す。

前記の図1のように、全水平荷重Fが図の上方向に加わった場合、例えば、図5の左側にある【A】【B】の各シアラグでは、凹部シアラグと凸部シアラグが接触して荷重が伝達する（シアラグが接触することで反力が発生する）のに対して、図5の右側にある【C】【D】の各シアラグでは、凹部シアラグと凸部シアラグが接触しておらず荷重が伝達されない（シアラグに反力が発生しない）ことがあり得る。

いま、溶接構造として左右一体である格納容器スタビライザ全体が図5の上方向に移動するとき、シアラグの隙間分だけ移動するまでの間は、シアラグに反力は発生しない。隙間の小さい【A】【B】の各シアラグの凹部シアラグと凸部シアラグが接触を開始すると、その変位量に比例して反力が発生して支持されるようになり、その支持力も増加していく。この段階で、シアラグに支持された原子炉の左側の格納容器スタビライザとそれを支える圧力容器スタビライザに荷重が発生する。他方、【C】【D】の各シアラグの凹部シアラグと凸部シアラグは未だ接触していないので、右側の格納容器スタビライザや圧力容器スタビライザには荷重が発生していない。つまり、構造全体を見るならば、【A】【B】側の部材だけに荷重が発生している状態である。

その後、格納容器スタビライザ全体が移動して図5の右側の【C】【D】の各シアラグの凹部シアラグと凸部シアラグが接触すると、反力が生じて右側の格納容器スタビライザや圧力容器スタビライザに荷重が発生する。このとき、変位に比例して左側のシアラグの反力がさらに増大するので、それに応じて、左側の格納容器スタビライザや圧力容器スタビライザの荷重もますます増大する。結果として、図5の右側の格納容器スタビライザや圧力容器スタビライザに伝わる荷重よりも、左側の格納容器スタビライザの圧力容器スタビライザに伝わる荷重の方が大きくなる。

原子炉の左右で、このように荷重のアンバランスが生じるとすると、荷重が均等にかかる場合と比べて、理論上は最大2倍近い荷重を受け持つことが想定される。

理論値の2倍はともかくとして、上記の態様で左右の荷重バランスが変わった場合には、圧力容器スタビライザでの応力の発生値は、左側の圧力容器スタビライザにおいて相当大きくなることが明らかである。しかも、右側のシアラグに隙間が存在しているため、図5の上下方向の荷重が作用すること

によって、凹部シアラグと凸部シアラグが衝突して衝撃荷重が加わることになる。

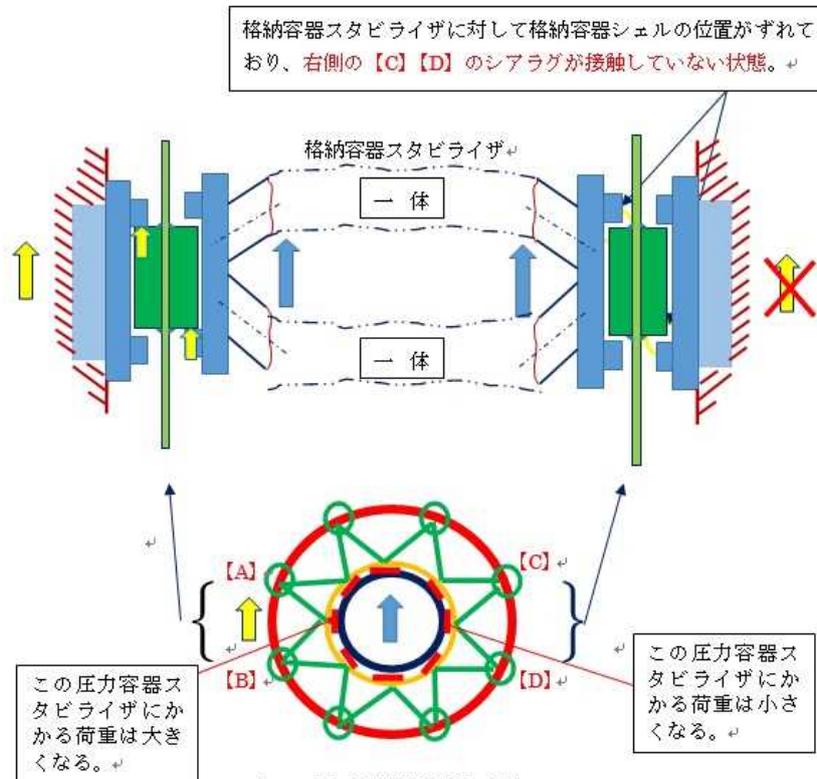


図5 左右非対称な隙間の場合

すなわち、8個ある圧力容器スタビライザの一部に力が集中するような構造ではない旨の被告主張は成立しない。それぞれの圧力容器スタビライザが受ける荷重は、必ずしも均等ではなく、その一部に荷重が偏ることによって、発生値が許容値を超える事態が発生して圧力容器スタビライザの破損に至ることを、常に想定しなくてはならないのである（以上、甲C第96号証33～35頁）。

4 シアラグが脱落する危険性について

なお、3項で述べたとおり、シアラグは、凹部シアラグと凸部シアラグとがかみ合う構造を有している。シアラグに想定以上の大きな地震動が到達すると、シアラグが格納容器の半径方向に移動して脱落することがあり得る（甲C第96号証35頁）。これを乙第96号証36頁に掲載された図7で示す。

シアラグが脱落した場合、当該シアラグの荷重伝達機能が失われるため、他のシアラグに接続する格納容器スタビライザ及び圧力容器スタビライザ

に加わる荷重が急増する。その結果、圧力容器スタビライザのロッドが受ける荷重が許容値を超えて破損に至ることがあり得る。

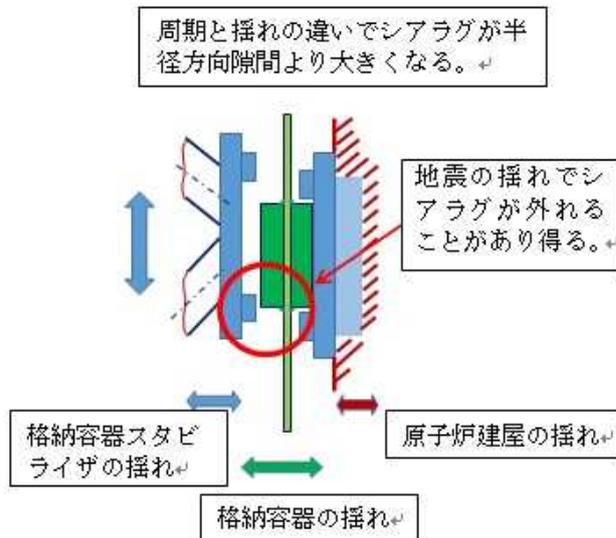


図7 シアラグが外れる

とりわけ、図5の【B】や【D】のシアラグでは、荷重伝達する方向（格納容器シェルに平行）が水平荷重（以下の図8の上方向）に対して斜めの位置にあるため、格納容器スタビライザの凹部シアラグが、格納容器内側の凸部シアラグから外れる方向に動き、シアラグが脱落する要因となることを無視できない。その機序を、【D】のシアラグを例にして、甲C第96号証37頁に掲載された図8の下半分で示す。

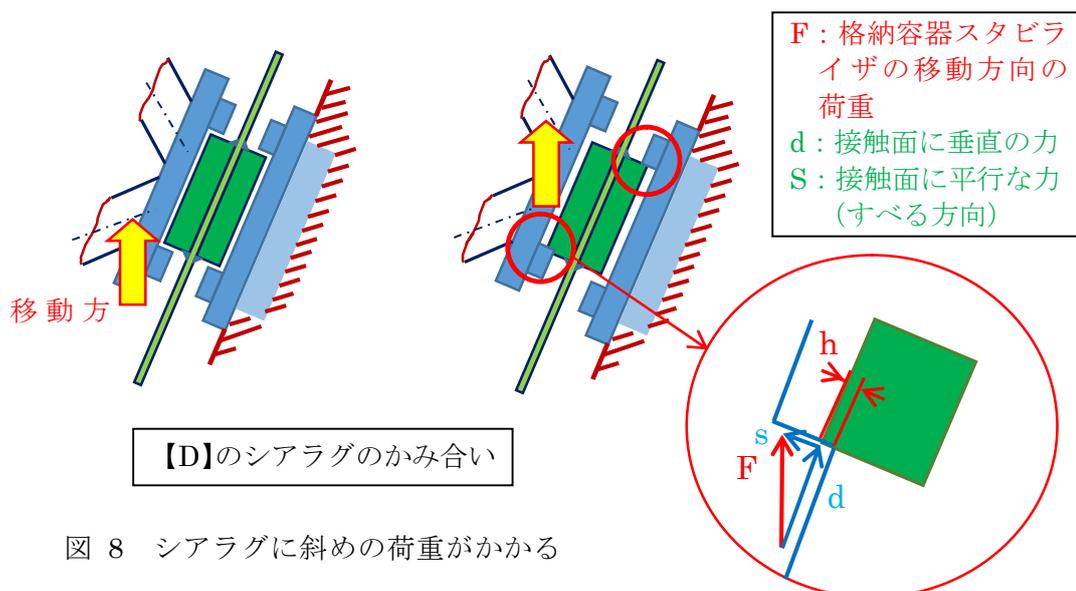


図8 シアラグに斜めの荷重がかかる

右下の「シアラグ【D】接触部」の図で表したように、シアラグ【D】では、水平荷重Fが図8の上方向に作用した場合、荷重Fは、接触面に垂直な抗力dと接触面に平行な力Sに分解される。このとき、荷重Fは、シアラグのかみ合いの深さhを減少させる方向に働くことから、地震動が伝わると、hの減少によってシアラグ【D】が脱落する可能性が高くなる。また、シアラグの脱落まではいかなくても、シアラグのかみ合い深さhが減少すると、抗力dによる接触応力が増大し、シアラグ自体が破損して機能喪失することも懸念される。

シアラグの脱落を防止するには、シアラグの図面上の隙間の寸法と、全シアラグの隙間の実測寸法を調査し、併せてシアラグのかみ合いと荷重のアンバランスの程度、及び、それに伴う各部の強度を確認することが不可欠である。そのような調査確認をすることなく、耐震強度を保障することは無理である（以上、甲C第96号証36～38頁）。

5 結論

以上述べたところからすると、シアラグの製作精度や熱膨張を原因とする変形等によって、各シアラグにおける地震荷重が均等にはなり得ないことに加えて、シアラグの脱落によって、シアラグと構造的に接続する格納容器スタビライザ及び圧力容器スタビライザに発生する荷重が、部位によっては、想定していた値よりも増えることがあり得る。とりわけ、シアラグの健全性を確保できない場合、荷重の伝達経路が変わるため、一部の圧力容器スタビライザにおける発生応力が急増することが容易に想定しうる。

シアラグの健全性を確保することは、一見すると、圧力容器スタビライザとは直接の関係がないようにも思われるが、実は、圧力容器スタビライザの損傷を防止するための不可欠な事項である。しかし、被告はこの点について何も言及していない。

基準地震動を超える地震動が東海第二原発に到来した場合、圧力容器スタビライザに耐震上の余裕がないことに加えて、シアラグの健全性も損なわれてしまえば、より確実に圧力容器スタビライザは損傷または機能喪失に至る。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は甚だしく侵害されるのである。