

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

準備書面（90）

2019年11月7日

原告ら訴訟代理人

弁護士 河合弘之
外

水戸地方裁判所民事第2部 御中

記

第1 はじめに

被告日本原電は、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。」と述べている。すなわち、被告日本原電が想定する基準地震動を超える地震動が本件原発に襲来することを、被告日本原電は否定していない。

また、原発における深層防護の考え方は、第3層（設計基準事故の緩和と設計基準事故を超える事故の防止）を突破することはあり得ないという従前の考え方を否定したうえで、第4層（設計基準事故を超える事故の緩和）以降の事態が発生することを前提に、その安全確保策を求めているものであって、設計基準として定めた基準地震動を超える地震動が襲来することを想定することは、深層防護の考え方に根差すものである。

本準備書面は、被告日本原電が、基準地震動を超える地震動により設備が損傷する場合を想定して安全確保策を講じるべきところ、これを怠っているため、本件原発には原告らの生命・身体等の人格権を侵害する具体

的危険があることを主張するものである。少なくとも、被告日本原電が自ら行った耐震評価結果に基づき、尤度が小さいところについて、基準地震動を超える地震動による損傷が生じた場合に生じる事故及び対策の検討は、原発の安全確保のために必須の作業というべきである。しかし、被告日本原電はこれをしていないのである。

まず、圧力容器スタビライザの損傷による著しい炉心損傷の事故シーケンス及びこれを防止ないし緩和する対策が欠如していることを述べ、次に、その余にも尤度の小さい設備があり、それらが損傷して著しい炉心損傷に至ることを被告日本原電が検討していないことについて述べる。

第2 圧力容器スタビライザが地震により損傷する事故シーケンス検討の不備について

1 ストレステストにおける地震による圧力容器スタビライザ損傷事象の評価

(1) 平成24年8月に被告日本原電が行ったストレステストは、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を評価するもので、その評価は、評価対象とする設備等の損傷モードに対応する許容値等に対し、基準地震動 S_s に対して求めた評価値がどの程度の裕度を有するか、という観点から行われた。

地震については、地震を起因として炉心にある燃料の重大な損傷に至る起因事象として、「a. 外部電源喪失」「b. 原子炉冷却材喪失」「c. スクラム失敗」ならびに「d. 炉心損傷直結」を選定し、起因事象の収束に対する耐震裕度を求めた。

上記「a. 外部電源喪失」「b. 原子炉冷却材喪失」及び「c. スクラム失敗」については、それらの事象が発生した場合に、安全機能を達成するための別の系統の影響緩和機能が存在している。他方、「d. 炉心損傷直結」については、別の系統の影響緩和機能に期待することができない。したがって、炉心損傷直結の収束に対する耐震裕度は、その発生に対する耐震裕度に等しい。

(2) 被告日本原電によるストレステストでは、地震による炉心損傷直結

の事象として、原子炉建屋破損、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器破損の事象が掲げられ、その中で、最も耐震裕度が小さいものが、原子炉圧力容器付属構造物（原子炉圧力容器スタビライザ）の1.73である。

すなわち、基準地震動 S_s （当時600ガル）に対して求められた圧力容器スタビライザの評価値362MPaの1.73倍にあたる629MPaの応力が作用すると、圧力容器スタビライザが破損し、炉心損傷に直結する、とされている。

ところで、ストレステストの場合の構造強度評価に用いる許容値は、規格基準に基づく許容値算出の場合に用いられているF値である $\min(1.2S_y, 0.7S_u)$ ではなく、JSME設計・建設規格に定められる設計（許容）引張強さ S_u である。

S_u は鋼材の引張力に対する最大の強度であるが、設計における許容値に S_u そのものではなく、 $0.7S_u$ を用いるのは、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、または使用環境といった不安定要素が存在するからである。不安定要素があると鋼材の強度が低下するため、不安定要素を差し引いた値として、 $0.7S_u$ を使用しているのである。

しかし、ストレステストでは、これらの考慮すべき不安定要素を無視して、実験においてたまたま算出された S_u を用いて評価していることになる。それは裕度の最大値にすぎず、実際の裕度はそれよりも小さいことが推定される。

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 $0.7S_u$ を使用すべきであり、それによればクリフエッジは $629\text{MPa} \times 0.7 = 440\text{MPa}$ となり、安全裕度は $440\text{MPa} \div 362\text{MPa} = 1.21$ である。

- (3) いずれにしろ、被告日本原電が行ったストレステストによれば、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。圧力容器スタビライザが損傷すると、影響緩和機能が期待できず、炉心損傷に直結する、と評価されているのである。

2 重大事故等の評価における地震による圧力容器スタビライザ損傷事象 評価の欠落

(1) 被告日本原電は、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、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、圧力容器スタビライザ損傷が炉心損傷直結することを削除し、既存のL O C Aシナリオと同様の進展になると評価するにとどめ、地震による重大事故の発生を見逃している。

すなわち、「原子炉圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても、原子炉圧力容器の周囲を囲む原子炉遮蔽壁等の存在により原子炉圧力容器が大きく傾くことはなく、その影響は原子炉圧力容器に接続されている配管の一部破損に留まるものと考えられる。この場合は既存のL O C Aシナリオと同様の進展になることが想定される。・・・本事象については、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。」(丙H3 追補(添付書類十)のうち、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「I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について」別紙2-9)としている。

しかし、この影響評価は、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る。

原子炉圧力容器は、炉内の冷却水を入れると少なくとも何百トンもある剛な構造物である。そうした大きな重い構造物が支えを失い倒れれば、水平方向だけでなく、上下方向にも大きく変位する。位置によるが数センチから数十センチ以上の変位が生じることは確実であって、原子炉につながる再循環系配管、主蒸気系配管、給水系配管、さらには計測系のペネ(圧力容器貫通部)が原子炉付け根で同時に破断することが想定される。原子炉本体が支えを失って倒れたならば、設計で想定するL O C Aなどをはるかに超える多様な破壊と機能喪失が生じる。被告日本原電は、想定事故シナリオの大規模な損傷の場合には、「原子炉圧力容器の

損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の全周破断による原子炉注水機能の喪失や、炉内構造物の大規模破損による冷却材流路の閉塞により、炉心の除熱が困難となり炉心損傷に至る。」（丙H3 前記追補箇所別紙2-8）としており、既存のLOCAシナリオと同様ではない進展を認めている。それでいながら、既存のLOCAシナリオと同様の進展として新たな検討をしないことは自己矛盾も甚だしいものである。

そもそも、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。例えていえば、「航空機は墜落しても必ずしも人が死ぬとは限らない」とか「墜落しても、助かることがある」と言った類の証明困難な希望的観測（絵空事）に過ぎず議論に値しない。

(2) 被告日本原電は、「本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 2.2×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度（ 7.5×10^{-5} /炉年）に対して約0.3%と小さい。」（丙H3 前記追補箇所別紙2-9）といい、炉心損傷頻度が小さいことを新たな事故シーケンスとして取り上げない理由にしている。

しかし、炉心損傷頻度の小ささを理由にするのは誤りである。

第一に、被告日本原電は、令和元年10月7日、御庁で実施された本訴訟の進行協議の場で、「地震の年超過確率は参照に過ぎず、基準地震動の作成は決定論によって行っているので、確率的評価は地震動の策定に無関係である。」と述べ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。

第二に、設置許可基準規則の解釈37条1-1が定める(b)の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については、同(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加することを求めているのであるから、頻度だけで切り捨てることはできない。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のである。圧力容器スタビライザの損傷は、炉心損傷に直結するものであるから、そ

の影響の点からは、新たに重大事故シーケンスとして検討がなされなければならない。

- (3) 以上のように、圧力容器スタビライザの損傷は、炉心損傷に直結するのであるから、どれほどの地震動で損傷するかを検討し、その程度に応じた耐震性の強化を検討すべきであり、また、それを超える地震動でスタビライザが損傷することが想定されるならば、その場合にどのような対応が可能かについても検討すべきである。

被告日本原電は、以上の検討をしないまま、本件原発の運転を強行しようとしており、このままでは本件原発により原告らの人格権が侵害される具体的危険性があることは明らかである。

第3 その余の耐震裕度が小さい機器・配管系の危険性

- 1 圧力容器スタビライザだけでなく、耐震裕度が小さく、当該機器・配管系が損傷した場合、炉心損傷に至ると推測されるものが、本件原発では多数存在する（甲C75 茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所 安全性検討ワーキングチーム（第13回）に被告日本原電が提出した「補足説明資料 地震対策（耐震設計方針）について」）。

- ① 原子炉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は、発生値0.98、許容値1である。

耐震裕度は、 $1 \div 0.98 = 1.02$ である（同上 1-3-89）。

- ② 原子炉格納容器スタビライザのフランジボルトの引張応力の裕度は、発生値509MPa、許容値534MPaである。

耐震裕度は、 $534 \div 509 = 1.04$ である（同上 1-3-73）。

被告日本原電は、格納容器の大規模損傷の場合、「格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に構造損傷して、大規模なLOCA（Excessive LOCA）が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器が損傷しており、閉じ込め機能に期待することはできない。」（丙H3 前記追補箇所の別紙2-4及び2-5）と評価している。

原子炉格納容器スタビライザが損傷すると、原子炉压力容器スタビライザを水平方向に支えることができなくなるので、原子炉压力容器スタビライザが損傷していなくても、原子炉が転倒、倒壊することになる。

また、格納容器下部のシェルはその直径に比べて板厚が薄いので、座屈しやすく、降伏応力より小さな力で座屈する。円筒型の構造物に軸方向の力を加えると座屈するが、座屈しやすさは、円筒形の構造物の半径 R （または直径）と板厚 t の比で表される。この比が大きい部材は座屈しやすい。格納容器半径 R と板厚 t の比率（ R/t ）は400～450程度であり、その比率では上下方向の圧縮強度は、降伏応力の数分の1近くまで落ちている。このような薄肉シェル（半径と板厚比が数百倍）は、荷重が増加しても座屈強度（座屈が生じる上下方向の限界強度）に達するまでは、全く異常は見えないが、座屈強度に達した時に突然鋼板にしわができ、自重で崩壊してしまう。座屈した側が自重で下がるため、格納容器は傾き、格納容器の壁を貫通している各種配管及びECCS注入配管の同時損傷が起きる。

なお、格納容器スタビライザの損傷は、①トラス部材（パイプ状の強度部材）が圧縮力で座屈（細いパイプ状のトラス部材は、圧縮力が座屈強度に達すると、突然大きく横方向に曲って壊れてしまう）すること、②フランジボルトが破断すれば、同様にスタビライザのトラス部材が外れてしまうこと、という2つの裕度が低く、発生の可能性が高い。

- 2 被告日本原電は、高圧注水機能、低圧注水機能喪失を想定した重大事故に至るおそれのある事故に対する有効性評価について、常設低圧代替注水が有効に働き、炉心損傷を回避することができる、としている（丙H5 152頁～）。すなわち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉圧力の上昇に伴う逃し安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る事故を想定し、初期対策として逃し安全弁（自動減圧機能）を用いて原子炉压力容器を減圧し、常設低圧代替注水系ポンプにより炉心を冷却し、安定状態に向けて常設低圧代替注水系による炉心冷却を継続し、常設代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却と格納容器圧力逃し装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容

器からの除熱により炉心損傷防止対策が奏功する、としている。

しかし、地震によって、高圧注水系及び低圧注水系のポンプが機能喪失する場合に、常設低圧代替注水系ポンプだけは有効に働くという想定を合理的に説明することは不可能である。

常設低圧代替注水系ポンプの機能維持の裕度は、応答加速度（水平）の発生値は1.31G、許容値は1.4Gであるので、 $1.4 \div 1.31 = 1.06$ に過ぎない（甲C75 1-3-77）。

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。

以 上