令和４年（ワ）第４５号　福島原発避難者損害賠償請求事件（第４陣訴訟）

原　告　芹川輝男　外１０１名

被　告　東京電力ホールディングス株式会社

原告ら第 20 準備書面

（後藤政志意見書(甲 B95)に基づく主張）

２０２３（令和５）年９月５日

福島地方裁判所いわき支部　合議１係　御中

原告ら訴訟代理人弁護士　小野寺　利孝

同　鈴木　尭博

同　広田　次男

同　米倉　勉

同　鈴木　延枝

同　佐藤　剛志

同　菅野　哲

同　　磯　　秀一良

同　　永　山　健太郎

同　　大　木　裕　生

同　　櫛　田　　啓

同　　三　浦　学　人

原告ら訴訟復代理人弁護士　　杉　原　悠記子

外

目　次

頁

第１　はじめに　5

第２　原子炉圧力容器基礎（ペデスタル）のコンクリート欠損が明らかになったこと　5

第３　コンクリート欠損の意味－原子炉圧力容器基礎が欠損して耐震強度は大丈夫か？　6

第４　本件に関する東京電力の主張とそれに対する反論　7

１　ペデスタルの原子炉支持機能について　8

⑴　東京電力の説明と主張　8

⑵　東京電力の主張のまとめ　10

⑶　ペデスタルの原子炉支持機能に関する後藤の主張　10

ア　ペデスタルの４分の３の範囲は構造健全性が未確認である。　10

イ　溶融した燃料デブリの熱による影響で、コンクリート強度が落ちていることを評価していない。　10

ウ　溶融した燃料デブリの熱による影響で、コンクリートの物性が劣化して、変形しやすくなっていることをきちんと評価していない　11

２　スタビライザの水平方向支持機能について　13

⑴　東電の説明と主張　13

⑵　後藤のスタビライザの機能と詳細な説明　14

ア　スタビライザは原子炉から格納容器および原子炉建屋（遮へい壁）に荷重を伝達する　14

イ　シアラグの構造と機能　15

ウ　シアラグの機能喪失－シアラグが外れるー　17

エ　シアラグが機能を喪失するとどうなるか　18

第５　原発の耐震設計上の脆弱性　19

１　スタビライザとシアラグの耐震上の評価と機能維持　19

２　土木構造物の地震対策　―橋げたの落下を防ぐー　20

３　原子力発電所における想定以上の揺れに対して脆弱であること　22

第６　重大事故が起きた場合の対策を有効であるとするのは安全神話の再構築にすぎない　22

１　SA（シビアアクシデント）解析コード MAAP の限界　23

２　圧力容器、格納容器の貫通部の温度が分かっていない　23

３　格納容器からの水素の漏えいは、局所的な高温で決まる　23

４　重大事故条件の設定は、根拠がない。　23

５　過酷事故時の解析コードの限界をしるべき　24

第７　溶融デブリの厚さと広がりの影響　24

１　鉄筋コンクリート建物の火災による損傷　24

２　コンクリートの爆裂破壊について　25

第８　まとめ　26

第１　はじめに

2022 年 9 月 10 日付け後藤意見書（甲Ｂ９５）は、2022 年 7 月 20 日付け後藤意見書（甲Ｂ９０。一審被告控訴準備書面（７）（甲Ｂ８９）に対する反論。）の「４．福島第一原発 1 号機の格納容器内のデブリによる新たな破壊がみつかる」p.26 から 28 に対する補足説明を行ったものである。

第２　原子炉圧力容器基礎（ペデスタル）のコンクリート欠損が明らかになったこと

１号機 PCV 内部調査の状況について「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第３０回）資料１－１、2022 年 6 月 30 日（技術研究組合国際廃炉研究開発機構／東京電力ホールディングス株式会社)」によると、ペデスタル開口エリア(鉄筋露出有り)の写真で示したように、ペデスタルのコンクリートが全くなくなり鉄筋が露出してしまっており、しかもその範囲は相当の広がりをもっていると推測されている。2011 年 3 月 11 日の事故発生から 5 月半ばころまでは、東京電力は炉心溶融の事実さえはっきり認めようとしなかった。その後、種々のロボットを入れた調査とミュオン透過法測定（ミュオンは、宇宙から飛来する放射線が大気と衝突する過程で発生する二次的な宇宙線で、エネルギーが高く，物質を透過しやすい。）による原子炉圧力容器内の燃料デブリ分布の推測等がなされ、少しずつではあるが事実が分かってきた。高温の核燃料が、周囲の金属やコンクリートを溶かしながら浸食したであろうこと、そうした溶融デブリが、原子炉圧力容器をも溶かして、原子炉ペデスタル内の床（格納容器のコンクリート床）および、ペデスタルの外部の床に大量に存在していることはある程度分かっていた。しかしながら、2022 年 5 月に公表された水中ロボットから撮影された写真（図 1 参照：2022 年 7 月 20 日付け後藤意見書（甲Ｂ９０)、p.27 図 6 を再掲載）によると、鉄筋やインナースカート（円筒状の埋め込み鋼板）は残っているが、コンクリートはなくなっ

ていることがわかった、ことはすでに述べた通りである。

図１　原子炉圧力容器ペデスタルのコンクリート欠損の状況

第３　コンクリート欠損の意味－原子炉圧力容器基礎が欠損して耐震強度は大丈夫か？

鉄筋コンクリート構造物は、基本的にコンクリートが圧縮荷重を負担し、引張荷重を鉄筋が負担する。鉄筋同士は直接接続されていなくても、片方の鉄筋の荷重は、コンクリートが伝達することで、他方の鉄筋にもつたわる。逆に言うと、コンクリートがないと、鉄筋だけでは力を伝達できないため、構造体としての機能をはたすことができない。例えば、コンクリートが周囲にないと、荷重は一部の鉄筋にしか伝わらず、鉄筋は座屈（細長い棒状の部材は、圧縮荷重を受けると、ある荷重に達した時に、突然曲がって破壊してしまう。座屈が発生すると鋼材の強度よりはるかに低い強度になってしまう。）してしまう。原子炉圧力容器ペデスタルは、原子炉容器を支えている支持構造物であるため、自重や地震動による圧縮荷重が重なってかかるが、同時に、水平方向地震により、原子炉圧力容器を転倒させようとする力が働く。浮き上がる側の鉄筋には、

引張荷重がかかるが、周囲のコンクリートが欠損していると荷重を伝達できない。

核燃料や中の水を含めると、1000 トン近くある原子炉圧力容器の基礎の鉄筋コンクリートが鉄筋のみ残りコンクリートが欠損した状態になっている。この状態で、大きな地震が来た時、構造物の基礎として、原子炉や原子炉遮へい壁を支えられなくなる危険性があることは明らかである。

すでに核燃料の相当部分が無くなって落下しており、水もなくなっていて、重量として半分近くまで減っていると推測される。しかし、水平方向の地震に対して、原子炉の上部を支える原子炉スタビライザや格納容器スタビライザとそれを支えるシアラグという隙間のある金具(地震時に原子炉・格納容器から建屋に力を伝える楔のようなもの)を通して、原子炉建屋とつながっているが（図３のトラス上の構造体)、その健全性が確認できていない。事故で熱による変形や荷重を受けてそれらの構造が必ずしも機能を維持できているとは限らない。もちろん、コンクリート欠損部の範囲がどれだけかによって、どこがどのように壊れるかは、厳密には予測できないが、少なくとも初期の健全な状態とは程遠い極めて脆弱な状態にあることは間違いない。

原子炉規制委員会の更田委員長は「大きな地震に襲われたときに、(耐震性の）評価通りにもってくれるのかっていうのは懸念事項としてあります」と述べている（日テレ NEWS、2022 年 5 月 25 日）1 号機ペデスタルの水中写真の問題は依然として解消されていない。

第４　本件に関する東京電力の主張とそれに対する反論

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第３０回）資料１－１「1 号機 PCV 内部調査の状況について」2022 年 6 月 30 日（技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)／東京電力ホールディングス株式会社）によると、下記項目の記載がある。

①ペデスタルの原子炉支持機能／②スタビライザの水平方向支持機能／③燃料デブリの厚さと広がり

以下 1 項目ずつ IRID および東京電力の説明を引用しながら、他の筆者作成の資料もまじえて説明する。

1　ペデスタルの原子炉支持機能について

⑴　東京電力の説明と主張

図 2 に原子炉圧力容器（RPV とも言う）を支持する構造物と事故による支持機能への影響を示している。ただし、PCV とは原子炉格納容器のこと、スタビライザとは図 3 に示す原子炉スタビライザおよび格納容器スタビライザのことである。

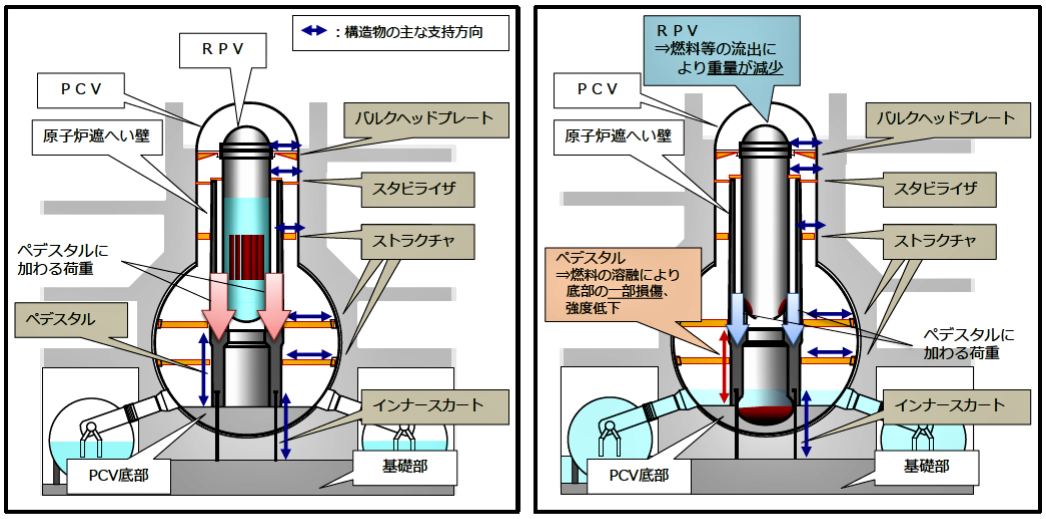

図 2　原子炉支持構造物（ペデスタル）とスタビライザの関係

図 2 の左図は、事故前の構造で、原子炉圧力容器（RPV）を支えている支持構造物がペデスタルであることを示している。地震力を含む上下方向の荷重はペデスタルを介して PCV 底部のコンクリート床に定着されている。

水平方向はスタビライザで支えられている。バルクヘッドプレートやストラクチャと示されている他の構造は、原子炉の転倒や水平移動に対して水平方向に働く荷重を十分支える構造にはなっていない。

図２の右図は、事故後の状態を示しているが、燃料の溶融でペデスタルの下部のコンクリートが欠損しており（図１）、しかも欠損している方向が図３に示すように右側下部に著しく偏っている。ただし、この想定は、図３の左側の図のように MCCI 解析で求めた床面のデブリ分布により推測したもので、「ペデスタルの損傷推定範囲」は周囲の限られた情報から推測したものにすぎず、現実がどうなっているかは分かっていない。これは、図３の右端の図に示すように、鉄筋露出範囲は損傷により構造体が欠損したと保守的な仮定を設けて強度評価したから大丈夫（であろう）と主張している。

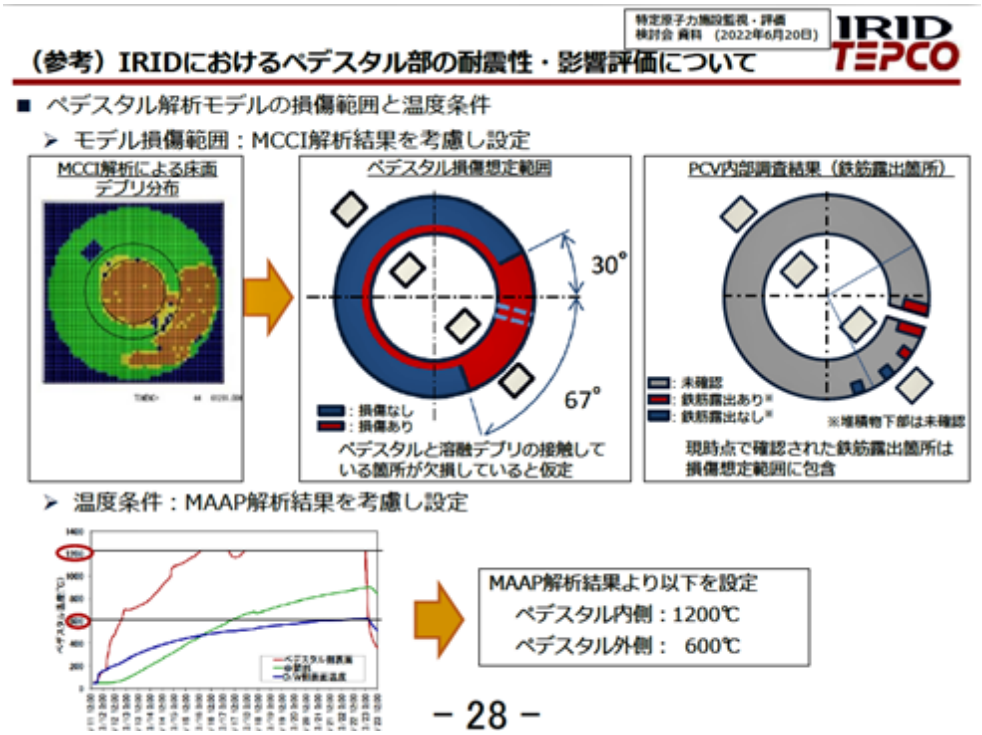

図３　ペデスタル損傷部位とペデスタル温度条件

また、さらに地震等でペデスタルが損壊しても、核燃料はすでに大半が格納容器床に落下しており、崩壊熱も減ってきており、冷却機能の必要性も少

なくなってきている。仮に原子炉圧力容器が沈下あるいは倒れるようなことはあっても、原子炉遮蔽壁があり、傾く程度で大きな被害になる可能性は小さいと主張している。

⑵　東京電力の主張のまとめ

「ペデスタルの損傷により想定される支持すべき構造物の水平方向への移動、衝突や鉛直方向への落下については、以下の理由から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定。

水平方向： RPV を水平方向に支持する構造物（スタビライザ等）があり、RPV の移動が拘束されていることから、PCV 等を損傷させる様な衝突に至る可能性は低いと考えられる。

鉛直方向： RPV を鉛直方向に支持するペデスタルに損傷が確認された一方、事故に伴う燃料等の流出により RPV 重量は減少していること、ペデスタルの支持機能喪失を示す形跡（露出する鉄筋の座屈等）はみられないことから、大規模な損壊に至るような RPV の鉛直方向への落下の可能性は低いと考えられる。」

⑶　ペデスタルの原子炉支持機能に関する後藤の主張

しかしながら、東電らのこの耐震解析・評価は、安全側の想定にはなっていない。その理由を説明する。

ア　ペデスタルの 4 分の 3 の範囲は構造健全性が未確認である。

コンクリート欠損部の範囲と程度が不明である。そうした状況で、多くの仮定のもとに強度解析をして、ペデスタル構造がくずれる可能性は小さいと結論づけている。

イ　溶融した燃料デブリの熱による影響で、コンクリート強度が落ちていることを評価していない。

ペデスタルの内外の温度を 1200℃と 600℃に仮定して温度分布解析をしているが、どこが何度まで上がったか、特にデブリ接触により、高温にさらされていた時間が長いと、コンクリートが欠損していなくても、高温で強度が大幅に失われている可能性も否定できない。コンクリートの加熱冷却後の圧縮強度残存比（元の圧縮強度に対してその後残っている圧縮強度の比率）は、300℃で 0.77、500℃で 0.45、600℃で 0.35、800℃になると 0.15 まで落ちる。日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック 2017 年第 3 版」より下記表-2 に圧縮強度残存比の提案値が示されている。提案値とはいえ、建築学会が提案した建築物が火災で熱にさらされた時の評価用推奨値で、原子力関係にはない重要なデータである。つまり、コンクリートは残存していても、高温にさらされた後冷却した部位の強度は相当落ちていることになる。

表-2　圧縮強度残存比の提案値[1)]

加熱温度 T, T_r（℃）	高　温　時		加熱冷却後	
	Eurocode (normal weight concrete)	提案値 κ_c（T）	Eurocode (normal weight concrete)	提案値 κ_{cr}（T_r）
20	1.00［1.00］*	1.00	1.00	1.00
100	1.00［0.95］*	0.09×W/B＋0.74	0.95	0.97
200	0.95［0.90］*	0.27×W/B＋0.78	0.86	0.93
300	0.85［0.85］*	0.21×W/B＋0.80	0.77	0.77
400	0.75［0.75］*	0.32×W/B＋0.64	0.68	0.61
500	0.60［0.60］*	0.31×W/B＋0.48	0.54	0.45
600	0.45［0.45］*	0.41×W/B＋0.24	0.41	0.35
700	0.30［0.30］*	0.40×W/B＋0.14	0.27	0.25
800	0.15［0.15］*	0.15	0.14	0.15

＊：表中の［　］は，本ガイドブック 2009 年版の記載値である。2005 年の Eurocode 修正に伴い，修正した。

日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック 2017 年第 3 版より抜粋

ウ　溶融した燃料デブリの熱による影響で、コンクリートの物性が劣化して、変形しやすくなっていることをきちんと評価していない。

高温に加熱され冷却したコンクリートのヤング率も、200℃で 0.70、300℃で 0.45、500℃で 0.15、800℃では、0 になることが、分かっている。同上、耐火性ガイドブックの表-3 を下記に示す。ヤング率とは、（ここではコンクリート）材料の構造解析をする時に、使う物性値で、加わった荷重とそれによる変位量の比率をいう。表―3 で加熱後、左から 2 列目に高温時におけるヤング率残存値の提案値が示されているが、3 列目に示す加熱冷却後の方が、ヤング率が下がっていることがわかる。したがって、ここでは、すでに冷却した後の値を用いる。材料に圧縮荷重をかけた時に材料がどれだけ縮むかを示す「変形しにくさ（固さ）」を意味するが、見かけ上コンクリートがあっても、材料の固さが低下しており、自重や地震力でペデスタルが沈下または傾いてしまう。

表-3　ヤング係数残存比の提案値[1)]

加熱温度 T, T_r（℃）	高温時 提案値 κ_e（T）	加熱冷却後 提案値 κ_{er}（T_r）
20	1.00	1.00
100	0.80	0.85
200	0.68	0.70
300	0.57	0.45
400	0.45	0.25
500	0.35	0.15
600	0.25	0.08
700	0.15	0.04
800	0.075	0

日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック 2017 年第 3 版より抜粋

耐震モデルによる地震動解析をやる場合にも、ペデスタルの欠損と熱で劣化した物性値が分からないままやっても意味がない。図２に示すように、自重を支えられないと、原子炉圧力容器が沈下するか傾くことになる。

２　スタビライザの水平方向支持機能について

⑴　東電の説明と主張

ただし、事故後は核燃料の多くがペデスタルあるいは PCV 底部まで落下したため、約 1000 トン近くあった重量が数百トン程度少なくなっている。東電は 500 トン程度まで重量が低下しているとして計算しているようである。確かに重量は 500 トンはともかく、落ちていることは確かであろうが、先に述べたように建設時と比べて重大な材料の欠損があること、材料自体の強度や硬さが大きく低下していることとの関係が問われていることになる。図４には、ペデスタルが大きく損傷していること、地震で原子炉圧力容器に水平方向の荷重を受けると、上部のスタビライザの水平力にペデスタル下部からの高さをかけた転倒モーメントが発生し、ペデスタル下部の上下方向の力によるモーメントで支えられる。スタビライザによる水平方向の荷重のかかり方は、少し説明を要するが、図５で解説する。

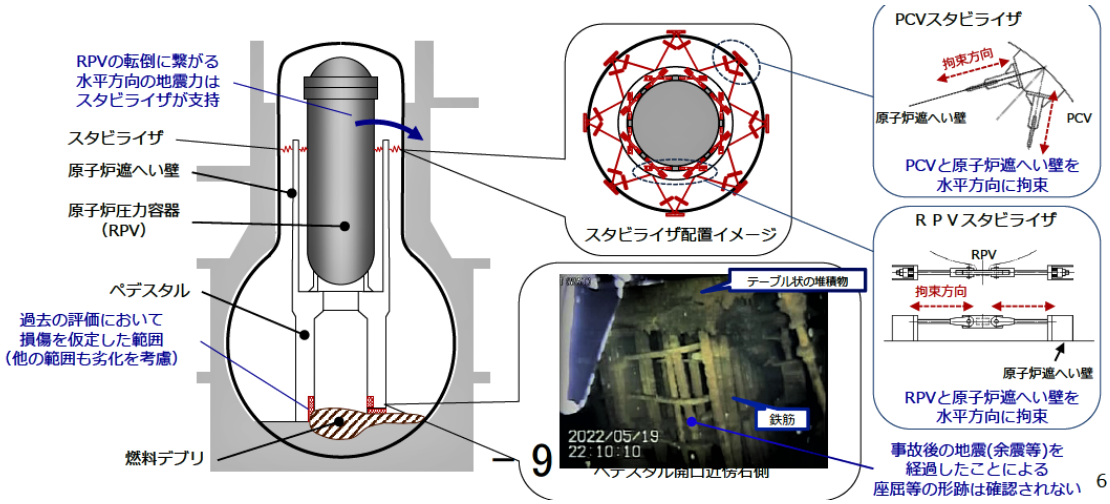

図４　ペデスタルの損傷とスタビライザによる水平方向の荷重のかかり

⑵　後藤のスタビライザの機能と詳細な説明

ア　スタビライザは原子炉から格納容器および原子炉建屋（遮へい壁）に荷重を伝達する。

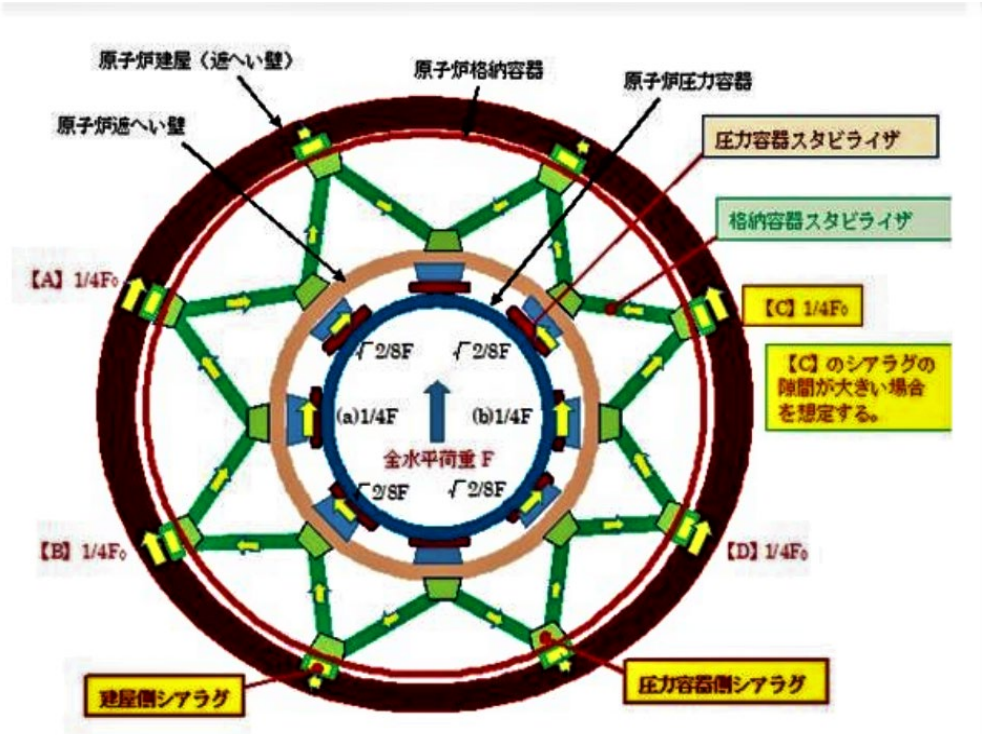

図５　原子炉圧力容器からスタビライザによる水平方向の荷重のかかり

図５に一般的な格納容器スタビライザと格納容器シェルおよび原子炉建屋との間にあるシアラグという金具が原子炉からの水平方向の荷重を原子炉建屋まで荷重伝達する仕組みを平面図で示している。

この図は、日本原子力発電の東海第二原子力発電所（マークⅡ型）のシアラグの仕組みを現しているが、原理は福島第一原子力発電所（マーク 1 型）と同じである。原子炉圧力容器の外側に８個の圧力容器スタビライザがあり、仮に原子炉圧力容器（濃い青の円筒）が上方向へ移動しようとすると、左右の（a）と（b）のスタビライザが図の上方向に力を受け、その力が外側の青い金具を介して、鉄筋コンクリート製の原子炉遮蔽壁（黄銅色の円筒）に伝わる。その力は、(a）と（b）の外側にある斜め上と斜め下にトラス状に延びた左右それぞれ 2 本の格納容器スタビライザに伝わる。その左側の上向きの力はさらに原子炉格納容器（赤い薄い円筒）の【A】および【B】でシェルに円周方向の力（斜め上方）として伝わる。同時に右側でも【C】および【D】としてシェル円周方向の力として働く。

イ　シアラグの構造と機能

こうして、原子炉の水平方向の力は、スタビライザのトラス状の斜め部材から格納容器シェルの円周方向の力に置き換えられて伝わる。

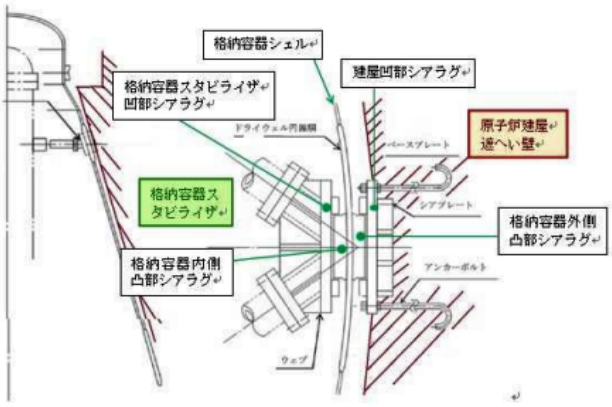

図２　シアラグの詳細構造

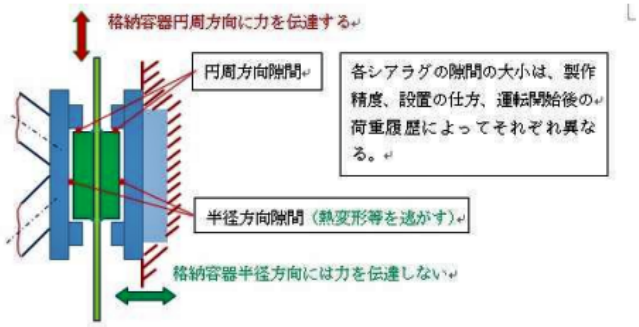

図３　シアラグ拡大図

図６　シアラグの構造とその働き

図６で、格納容器シェルは高さによるが直径約 7，8m から 10 数ｍで鋼板は、30mm 前後の鋼板でできているため、板厚に比べて直径が大きいため、部分的にシェルに面外荷重（板厚方向）をかけると大きく変形してしまう。格納容器は内圧で均等に力がかかる分には良いが、部分的な荷重には弱い。したがって、スタビライザの荷重を格納容器シェルに伝えるには、格納容器シェルと平行な力しかかけられない。

円筒状の構造物は、円周方向には強いが、円周と直角方向（面外方向という）には弱いため荷重をかけないようにするためである。こうした、円筒状の構造物である、原子炉圧力容器、原子炉遮蔽壁、原子炉格納容器、原子炉建屋遮へい壁も、構造設計上は半径方向には荷重がかからないように設計している。

そのために、わざわざシアラグという楔状の金具をつけて、格納容器の面に直角方向には、自由に変形でき、シェルと平行な荷重をシアラグが伝達するように設計されている。

図６の下図に示すように、左側のスタビライザと格納容器シェル本体と右側の原子炉建屋遮へい壁との間には、シアラグがあり、格納容器シェルと直角方向には、半径方向に隙間があり移動可能で荷重を伝えない形になっている。これは、通常時および冷却材喪失事故の時に、急激な温度上昇や急冷した場合に、熱変位を逃がすために必要な構造である。図６下図の上下方向（実際は水平方向）には地震荷重等が伝わる構造である。

図７は、地震動で格納容器スタビライザの揺れと格納容器シェルおよび原子炉建屋の遮へい壁の揺れが、周期が違うことによりシアラグが外れることが想定される。シアラグが外れた状態で、シェルと並行な荷重がかかると格納容器スタビライザは、荷重伝達機能を完全に失うことになる。

さらに地震動だけでなく、急激な温度変化によってもシアラグの隙間が変化するが、変位する方向が、シアラグと斜めになっている場所では、図８にように、【Ｃ】または【Ｄ】のように傾きの方向によって、楔部分の摩擦力によって、シアラグが荷重伝達し易くなる場合と、逆にシアラグが外れる方向に働くことがあり得る。【Ｄ】のような角度で地震やその他の変位が生じるとシアラグの機能喪失が発生しやすくなることが力学的に証明される。

ウ　シアラグの機能喪失－シアラグが外れる－

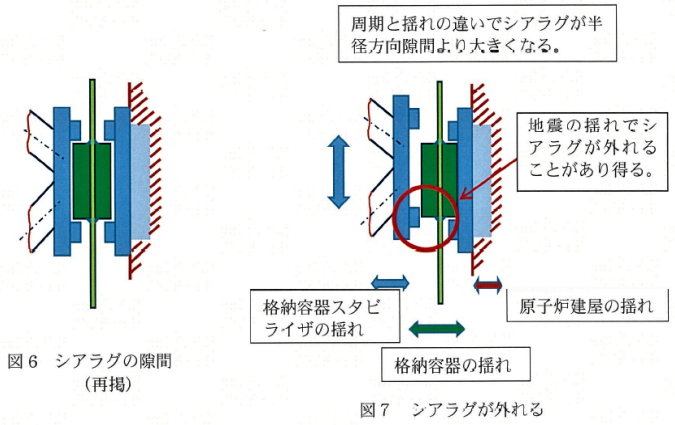

図７　大きな揺れでシアラグが外れる

地震動で格納容器スタビライザの揺れと格納容器シェルおよび原子炉建屋の遮へい壁の揺れが、周期が違うとシアラグが外れる

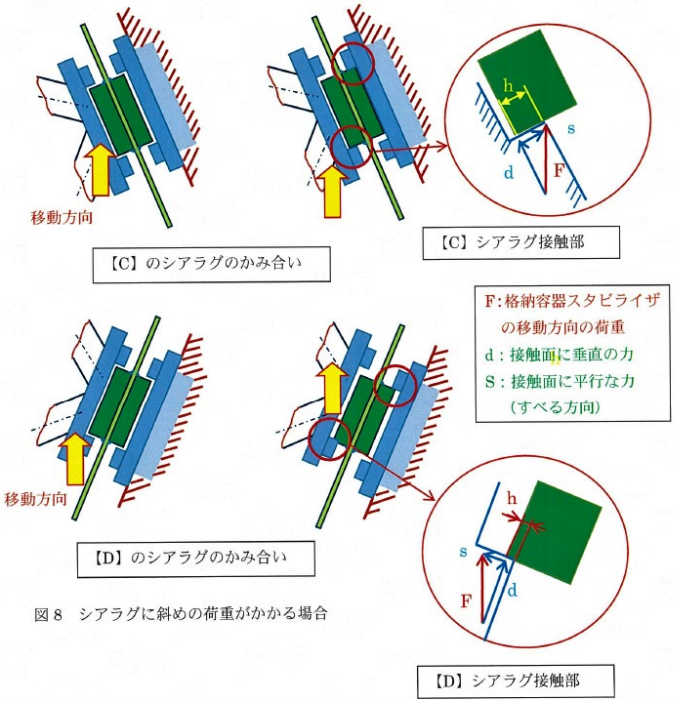

図８　斜め方向の移動ではより外れやすい方向がある

斜め【C】では、荷重のかかり方が、シアラグが深くかみ合う方向だが、【D】では、斜めの荷重がシアラグを外す方向に働く。

荷重のかかる角度によってシアラグが外れやすい方向がある。

エ　シアラグが機能を喪失するとどうなるか

シアラグが何らかの原因で、荷重伝達できなく（機能喪失）なると、スタビライザによる水平方向の支えを失い、図９に示すように、原子炉圧力容器の水平方向の地震による転倒モーメントは原子炉基礎ペデスタルの作用の上向きの力と下向きの力に置き換えられ、原子炉の転倒を防ごうとす

る。このペデスタルの上下方向の荷重に、自重や地震による鉛直方向の荷重が同時にかかる。この時、ペデスタルが、図１や図３のようにコンクリートが欠損しており、表２、表３のように高温にさらされた後、冷却したことにより、強度と剛性（変形し難さ）が損なわれていると、図９に示すように､原子炉圧力容器が転倒または､傾斜して落下することになり得る。（図９、10 はマークⅡ型格納容器の図であるが、原子炉直下のペデスタルの構造は同様であるので、説明用の図として流用した。）

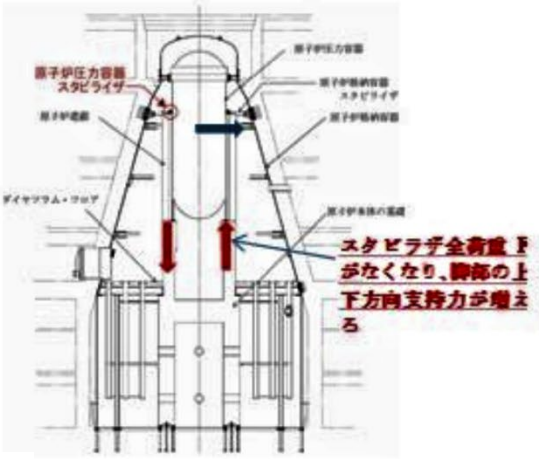

図９　スタビライザが壊れた状態
圧力容器下部の上下方向の力で支持

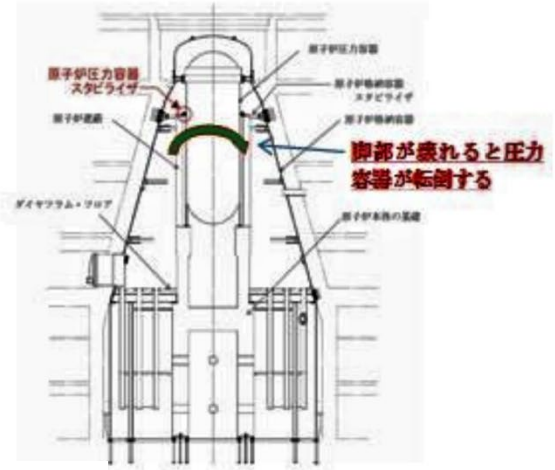

図１０　圧力容器下部の上下方向の力で支えきれない場合は転倒する

第５　原発の耐震設計上の脆弱性

１　スタビライザとシアラグの耐震上の評価と機能維持

原子力発電所のスタビライザおよびシアラグの地震力の荷重伝達機構を考えてみる。格納容器は高さ約 45m、直径約 10ｍから 25m 近い比較的薄板の鋼板構造で原子炉建屋基礎から独立に立ち上がって(フリースタンディング)

おり、原子炉圧力容器が載った基礎ペデスタルや、原子炉圧力容器周囲の原子炉遮へい壁、原子炉建屋の遮へい壁なども、それぞれ独立した構造物として構築されている。その上で、高さ 20 数mの位置で相互の構築物の間で水平方向の荷重を伝達する仕組みが、スタビライザ（上部）であると考えることができる。すでに述べてきた原子炉圧力容器スタビライザと格納容器スタビライザおよびシアラグ構造の機能喪失問題は、耐震設計上極めて重要な意味を持っている。なぜなら独立した構造物の相対的な変位を、スタビライザで吸収する構造になっているからである。地震動でシアラグが格納容器シェルと直角方向に揺れることがある。格納容器シェルでオーバル振動（格納容器は薄板なので、水平方向に振動した時に、シェルと直角方向に膨らんだり縮んだりする振動）が発生することもある。オーバル振動の発生自体は、多度津工学試験所の BWR 格納容器振動試験で確認されている。しかし、オーバル振動を考慮したシアラグ部の変位量は必ずしも検討されていない。過酷事故時の熱による変位が重なる場合もあるが、十分な検討がなされていない。想定以上の地震動や熱による伸びで格納容器スタビライザが座屈で変形する可能性もある。荷重伝達面積の少ないシアラグ自体が、衝撃的な揺れにより破損して、機能喪失することもあり得る。福島事故で設計条件を超えた熱履歴を経ているにも関わらず、スタビライザやシアラグの健全性について、全く報告されていない。事故後の耐震解析で主要な構造物の荷重伝達部の健全性を確認できていないまま耐震解析のやっても意味がない。

耐震応答解析では、一般に串団子モデルと言われる、1 本棒のモデルが使われるが、オーバル振動に代表される、3 次元的な影響は計算できない。厳密には有限要素法（FEM）で複雑な解析もできるが、実構造の設計では現実的ではない。また変位も計算できるが、その値は解析モデルの精度によって大きく変わってくる。例えば、スタビライザの高さで、圧力容器と格納容器および原子炉建屋が 30～40 ㎜程度の変位量と計算された場合に、それぞれ

の固有周期が違うので揺れ方が違い大きく変位することがあってもおかしくない。まして、想定以上の大きな衝撃的な荷重がかかった場合には、すでに述べたように、シアラグが外れることも想定しておく必要がある。

2　土木構造物の地震対策　―橋げたの落下を防ぐー

図１２　は、1995 年 1 月 17 日発生した兵庫県南部地震で、落橋した橋げたを示している。耐震解析上は、2 本の隣り合った橋脚の相対的な距離が数十センチ程度の揺れと想定していても、衝撃的な揺れで実際はそれ以上の 1 m近い変位が生じたことで、橋げたが落下したものと推測される。

「大規模事故は防げるか」
池田諭　講演録 pp.23
『エントロピー学会』
自主企画
2010 年 10 月 16 日

図９　想定外の振幅で落橋した橋（兵庫県南部地震）

兵庫県南部地震で、土木構造物の耐震設計が見直され、橋脚の揺れによる間隔が想定以上になっても、橋げたが落下しないように、ケーブルで双方の橋げたを結ぶ同時に衝撃的な荷重を吸収する仕組みを取り入れるようになった。図１３　にその写真を掲載する。

連結ケーブルによる落下防止装置

「道路橋示方書」（平成 24 年 3 月日本道路協会）に基づく移動量の確保、衝撃的な地震力の緩和、橋軸直角方向に追従可能。

図 13　左右の橋げたがずれて落下するのを防ぐ「落下防止装置」

この設計の考え方は、①橋脚が設計想定以上に揺れることがある。②少々揺れが大きくなっても、橋脚の上部の左右に橋げたを載せる台を設置し、橋げたが落下するのを防ぐ。③同時に、橋げた間をケーブルで結んで落下防止に資する。

つまり、解析ばかりに依存せず、想定外の揺れが発生しても、その大きな変位を確実に吸収できるように自然現象や工学的手法のばらつきを考慮した対策を取り入れている。安全性を基本に考えるならば、原子力こそ、無暗に理論や解析データのみによらず、並行してこうした確実に事故を防げる対策を進めるべきである。

3　原子力発電所における想定以上の揺れに対して脆弱であること

原子力発電所においては、基礎がコンクリートで固めてあるが、高さ約 20m もあるスタビライザの位置で、2 つの建物の間の相対変位が、ある BWR プラントでは約 30～40 ㎜程度であると言う。しかし、自然現象であること、変位量の解析は、モデル化や物性値の影響で大きく変わることがある。耐震

解析結果が出た場合に、実際の大きな地震でその値を超えることがないとどこまで言えるのか、確認する方法がない。地震動の不確かさや荷重のかかり方（衝撃的な荷重や長周期荷重など）、モデル化の精度の限界等多くの不確かさを考えると、変位量の精度は、安全性の観点から少なくとも 2～3 倍以上見込むべきだと考える。

原発の耐震設計では、細かい解析の議論はするが、想定をはるかに超えてしまった時の対策がなされていない。安全性の議論で、ことあるごとに、多重防護や深層防護を取り上げるが、ここで指摘したような、明らかに直接検討をできることを放置して、抽象的な議論でごまかしていることは、原子炉施設の致命的欠陥というべきところである。

第 6　重大事故が起きた場合の対策を有効であるとするのは安全神話の再構築にすぎない

重大事故（シビアアクシデント）時を対象にした解析コード MAAP 等は、決して万能ではなく、様々な欠陥（欠陥というよりあらゆる事故を対象にすることの無理）があることを認識し、その使用は慎重に限定的にすべきである。特に、事実を踏まえないで、単なるシナリオを描くための使用は誤った解釈に誘導することになる。

以下、福島事故の分析に係る検討会（第 30 回）参考一「解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について」2022 年 6 月 30 日　IRID／IAE のまとめを見ながら問題点を説明する。

1　SA（シビアアクシデント）解析コード MAAP の限界

1 号機ペデスタル下部のコンクリート喪失は全く予測すらできていなかった。

今回、1 号機ペデスタル周囲の水中カメラで発見された現実からみて、SA解析コードの使用とその評価は事実を全く反映していない。

2　圧力容器、格納容器の貫通部の温度が分かっていない

圧力容器や格納容器の MAAP 解析では、圧力の解析ばかり計算しているが、各部の実際の温度は全く分かっていない。特に、圧力容器のフランジの温度や格納容器の各部ペネ周りの温度は、相当高温（約 300℃～500℃以上）になった可能性が高いが、事実は全くわかっていない。

3　格納容器からの水素の漏えいは、局所的な高温で決まる

格納容器からの漏えい量は圧力 2Pd 程度までは、圧力より局所的な温度できまる。特に水素の漏えい経路評価は重要。なお、格納容器トップヘッドフランジ（格納容器上部の直径 10m 弱のフランジ）の圧力による開口量は、格納容器型式。特にボルト長さで大きく左右されるが、詳細に解析をしていない。

4　重大事故条件の設定は、根拠がない。

重大事故条件 2Pd、200℃は新規制基準の目標ではあるが、炉心溶融を起こすとほとんどの場合、条件を超えてしまい実現が難しい。

5　過酷事故時の解析コードの限界をしるべき

原子力では、設計条件が決められているにも関わらず、それを超えた重大事故（過酷事故）時の条件は、不確定な事象の連続で、定量的に決定できない。例えば、炉心溶融後のデブリの挙動など、1 号機のペデスタルのコンクリート欠損のような事態は全く想定できなかった。重大事故がおきても、そ

れに対して対策をするということは、建前に過ぎないことを明記すべきである。

第7　溶融デブリの厚さと広がりの影響

1　鉄筋コンクリート建物の火災による損傷

溶融デブリが鉄筋コンクリートに与える影響

「鉄筋コンクリート建物が火災を受けたらどうなる？」という日本コンクリート工学会の説明（2014年4月15日）を参考用に紹介する。

建物が火災を受けると1時間程度で約1000℃の高温にさらされる。

コンクリートがこのような高温を受けた場合は、コンクリート中の水分の脱水やセメント水和物の分解などの反応が生じセメント水和物が劣化するが、急激な乾燥や熱応力によってコンクリート表層にひび割れや剥離などの損傷や強度低下を引き起こすなどの劣化現象を生じる場合がある。

火災を受けたコンクリートの劣化の程度は、火災の規模、種類、コンクリートの受熱温度の高さや受熱時間、コンクリート表面の仕上げの種類、コンクリートの材料や配合、乾燥条件などによって異なる。

高温によってセメント水和物は、600℃程度まで水和物の脱水、600℃～900℃で水和物の分解、1100℃～1200℃でコンクリートの融解が起こり、また受熱温度が高いほどコンクリートの圧縮強度が低下し、500℃で常温時の約 50%、800℃で約 10%程度となる。コンクリート中の鉄筋の引張強度は 600℃程度までは冷却後は回復するが、600℃以上では強度が低下し、火災を受けた鉄筋コンクリート部材は耐力が低下することになる。

ただし、一般的には鉄筋コンクリート構造物は他の材料に比べ火災安全上優れた構造物であり、コンクリートのかぶり（鉄筋からコンクリート表面までの距離）によって鉄筋が保護されているため、一般的な1時間から3時間程度の

火災に対しては、構造物の崩壊などの重大な損傷には至らず、火災後、適切な診断に基づいて補修・補強することにより復旧することが可能である。

火災保険の保険料水準も、木造等の建物に比べたら割安である。しかし、上記の事から、全くリスクが無いというわけではない。　（※参考：日本コンクリート工学会）

したがって、p.6 から p.7 で述べた、ペデスタルの燃料デブリによるコンクリートの強度低下や劣化は、原因が火災かデブリの接触あるいは熱伝導によるものであるかが異なるとしても似たような状況になると推測できる。

2　コンクリートの爆裂破壊について

2022 年 7 月 20 日付け後藤意見書（甲Ｂ９０）で「（２）高温のデブリがコンクリート表面で爆裂破壊が起きた可能性」（p.27）を指摘したが、爆裂破壊のメカニズムについて、補足説明をしておく。火災の例であるが、コンクリート表面が加熱されると、コンクリート中に水分が蒸発し蒸気圧（引張応力）が発生することが知られている。他方、火炎でコンクリート表面に大きな圧縮応力が発生する。爆裂破壊は、この水蒸気圧説と圧縮熱応力説がありまだ定まっていない。（図１１参照）

コンクリートの爆裂は，6 つに分類することができる。すなわち，a）骨材の剥離，b）隅角部の剥離，c）表層の剥離，d）爆発的な剥離，e）脆弱的な剥離，f）冷却後の剥離である。それぞれを明確に区分けすることは難しいが，a）～ c）は火災の初期に生じ，d）～ f）は火災後しばらくしてから生じるとされている。

一般に爆裂破壊は表面から 10 ㎜程度のところで起こることが多いようであるが、溶融デブリとの折衝でどうなるかは今後解明が必要である。

原子力の業界では、MAAP など過酷事故解析のコードで、溶融デブリと接触した場合のコンクリートの浸食速度などを仮定して評価しているようだが、ペ

デスタルのコンクリートだけが欠損している状況は今回初めて発見された現象である。MCCI（コアコンクリート反応）の研究として、水蒸気爆発の研究と共に未解決の問題である。

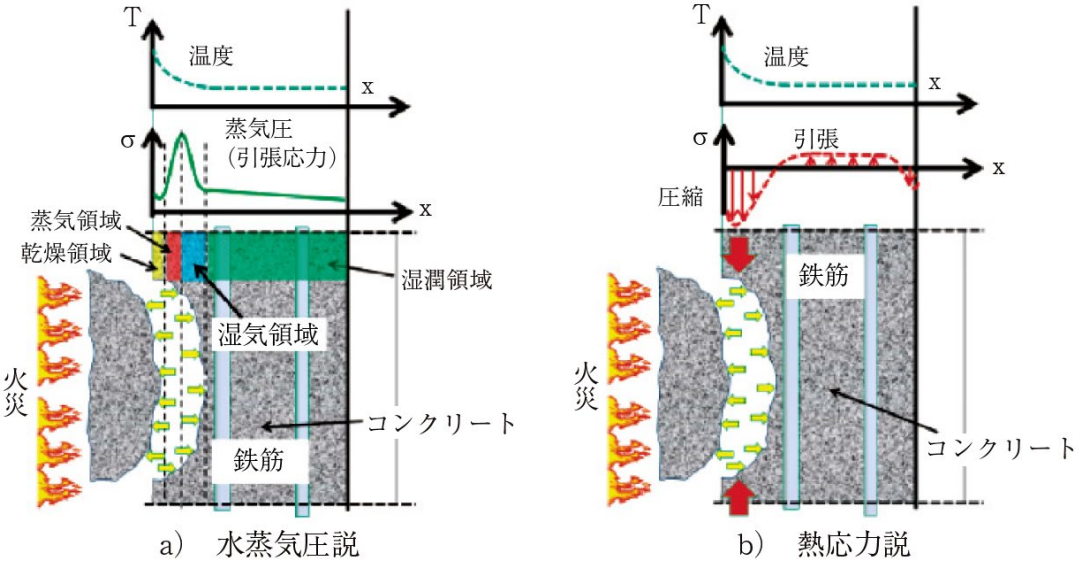

図１１　爆裂のメカニズム[1)]

第８　まとめ

現実の事故が事前に再現できず、福島事故が起きて 11 年以上経った現在も事故炉の状況はほとんど分かっていないことが、改めて分かってきた。廃炉に向けて、ロボットを開発し、デブリ取出しなど進めると言っているが、現実は遅々として進んでいない。それは、作業や分析を疎かにしているというより、物理的に現実が把握できない状態にあることを認識できていないのではないか。無理なデブリ取出しを検討することにこだわらず、安全性をいかに確保できるかを長期課題とした抜本的な対策を再構築しようとする事故当時者としての問題解決への姿勢を欠いているように映る。

なお、既に規制委員会の規制基準の審査は、事故を起こしたプラントと同型の BWR プラント 5 基（柏崎刈羽 6，7 号、東海第二、女川 2 号、島根 2 号）もすでに通っている。

他方で 2022 年 8 月 24 日に規制庁が発表した水素爆発対策については中間とりまとめの報告をしているだけで、事業者との意見交換はしているものの、全く見通しすら立っていない。現在のまま再稼働することは、法的にもできないはずである。

本件は、一見福島事故の被災者に対して直接影響があるとは見えにくいが、少なくとも福島事故のプロセスで重要なキーファクターである水素爆発の発生の機序とその対策が未解決であること。今回発覚した原子炉圧力容器ペデスタルの損傷状況や、ここ数年の間に次々に明らかになってきたシールドプラグの高濃度汚染や、ＳＧＴＳ配管の高線量配管撤去工事の失敗などを含めて、いずれも福島事故の直接的な影響にあることで、地元の被災者にとっては、看過しがたいリスクとして見えることになる。

一昨年頃から課題として指摘されている、核施設のセキュリティに関する杜撰な対応など、総合的にみて原子力事業者としての適格性に疑いが持たれており、東京電力は事故の筆頭責任者として、福島サイトと地元住民への放射性物質拡散リスクを十分に下げる努力とそのための作業が問われており、地元住民に安全で安心して暮らせる環境を提供する義務があると考える。

以　上