

## 1号機ペDESTAL損傷状況を踏まえた原子炉建屋への影響確認

令和5年10月5日

原子力規制庁

## 1. はじめに

東京電力が実施した1号機ペDESTAL損傷状況を踏まえたRPV基礎部及びPCVの構造健全性評価は不確実さが大きく、精緻な検討が困難であるため、本資料では極端な事象を仮定して原子炉建屋への構造的な影響を検討した。

具体的には、RPVスタビライザやPCVスタビライザが地震時の水平荷重を支えず、ペDESTALの損傷部より上部のRPVや原子炉遮へい壁(BSW)が転倒等しPCVによりかかり、そのRPV、BSW、PCVの荷重が原子炉建屋に直接伝達した場合の影響を検討した。

## 2. 検討内容

RPV、BSW、PCVの転倒等による荷重が原子炉建屋に及ぼす影響について、(1)建屋の全体的な構造健全性の観点と(2)建屋の局所的な構造健全性の観点の2点から検討した。

## (1) 建屋の全体的な構造健全性評価

検討内容：東京電力は資料2-1参考1において、Ss900時の水平荷重に加え、RPV、BSW、PCVの転倒等による水平荷重を追加的にオペフロ階に集中的にかけた場合の各階の最大せん断ひずみを算出し、評価基準値( $4 \times 10^{-3}$ )と比較しており、その結果、各階の最大せん断ひずみは評価基準値を十分下回っていることを確認できたことから、建屋の機能に有意な影響はない。

## (2) 建屋の局所的な構造健全性評価(詳細は別紙参照)

評価内容：原子炉建屋に、転倒等したRPV、BSW、PCV(合計約2000トン)が、地震時の加速度を考慮した速度で衝突した場合に、原子炉建屋内壁(厚さ約2m)を貫通するかどうか、裏面剥離するかどうかを評価した。

評価結果：衝突時の貫通限界厚さは約0.54mで、裏面剥離限界厚さは約1.2mとなった。よって、衝突部の原子炉建屋内壁(厚さ約2m)は貫通や裏面剥離することなく、建屋の機能に有意な影響はない。

## 3. まとめ

ペDESTALの損傷部より上部のRPVやBSW、PCVが一体となり原子炉建屋に転倒等し、原子炉建屋に直接衝突したり、水平荷重を伝達するという極端な事象を仮に想定した場合でも、原子炉建屋としての構造健全性は十分に維持できると考えられる。

## 建屋の局所的な構造健全性評価

## 1. 評価の概念

概略評価のため、極端な事象を想定しモデル化した。

具体的には、衝突物はペDESTALの損傷部より上部のRPV、BSW、PCVの質量を持った鋼製材（剛構造）と、衝突面積は格納容器上部で原子炉建屋と接続している格納容器シアラグの補強板1枚の面積と、それぞれモデル化し、それが地震により原子炉建屋内壁の鉄筋コンクリートに衝突するとして評価を実施した。

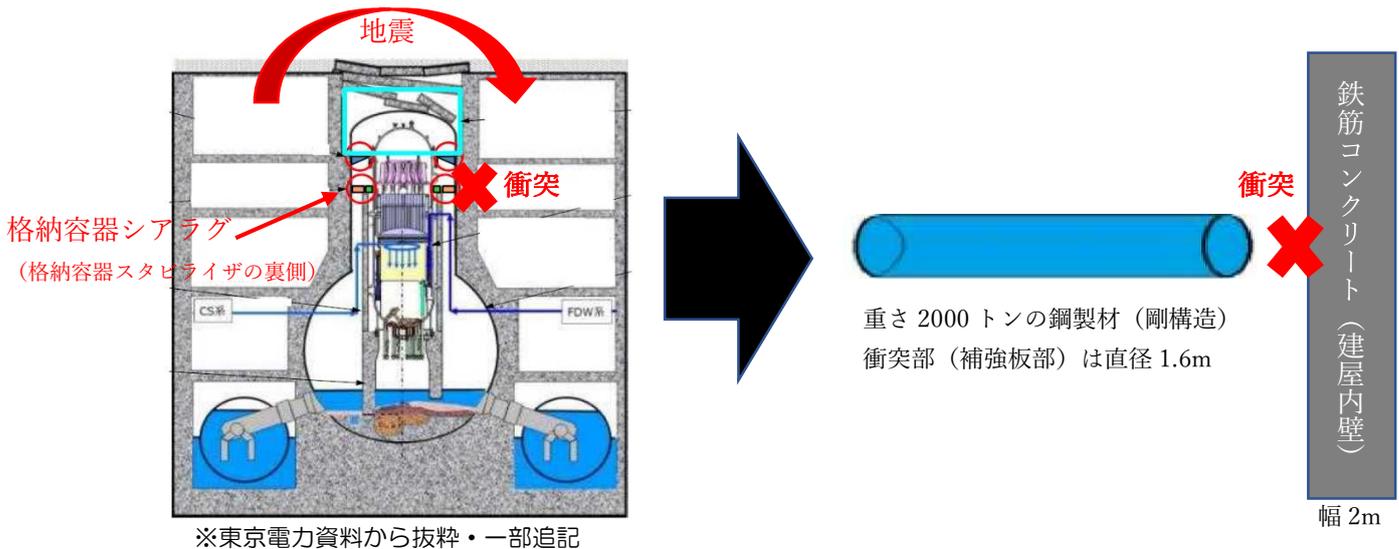


図1. 評価モデルのイメージ

## 2. 評価手法と評価内容

評価手法としては、米国 NRC の基準類に算定式として記載されており、国内の新規制基準適合性審査においても多数の許認可実績がある Degen 式（貫通限界厚さ）及び Chang 式（裏面剥離限界厚さ）を用いた。

## (1) 貫通限界厚さ：Degen 式

$1.52 \leq X/d \leq 13.42$  の場合、

$$e = \alpha_c \{0.69 + 1.29(X/d)\} \cdot d$$

$1.52 \geq X/d$  の場合、

$$e = \alpha_c \{2.2(X/d) - 0.3(X/d)^2\} \cdot d$$

ここで、貫入深さ (X) は、

$X/d \leq 2.0$  の場合、

$$X/d = 2 \{ (12,145 / \sqrt{Fc}) \cdot N \cdot d^{0.2} \cdot D \cdot (V/1,000)^{1.8} \}^{0.5}$$

$X/d \geq 2.0$  の場合、

$$X/d = (12,145 / \sqrt{Fc}) \cdot N \cdot d^{0.2} \cdot D \cdot (V/1,000)^{1.8} + 1$$

表1. 入力条件等

記号	単位	定義	入力値	備考
e	cm	貫通限界厚さ（鉄筋コンクリート）	—	
$\alpha_e$	-	低減係数	1	保守的に剛飛来物と仮定
X	cm	貫入深さ	—	
d	cm	飛来物直径	160	PCV シアラグ部の補強板の直径（設計値）
$F_c$	kgf/cm <sup>2</sup>	コンクリート設計基準強度	225	設計値
N	-	飛来物の形状係数	1.14	保守的に剛飛来物と仮定
D	kgf/cm <sup>3</sup>	飛来物直径密度（D=W/d <sup>3</sup> ）	—	
W	kgf	飛来物重量	2000000	上部のRPV,BSW,PCV の合計重量（概算値）
V	m/s	衝突速度	1.11	地震加速度（Ss900 のオペフロ 応答加速度：約 1200gal）と PCV と原子炉建屋内壁の距離から算出

(2) 裏面剥離限界厚さ：Chang 式

$$S = 1.84 \alpha_s \cdot \left( \frac{V_0}{V} \right)^{0.13} \cdot \frac{\left( \frac{W \cdot V^2}{g} \right)^{0.4}}{d^{0.2} \cdot f_c^{0.4}}$$

表2. 入力条件等

記号	単位	定義	入力値	備考
S	cm	裏面剥離限界厚さ（鉄筋コンクリート）	—	
$\alpha_s$	-	低減係数	1	保守的に剛飛来物と仮定
d	cm	飛来物直径	160	PCV シアラグ部の補強板の直径（設計値）
$f'_c$	kgf/cm <sup>2</sup>	コンクリート設計基準強度	225	設計値
V	cm/s	衝突速度	111	地震加速度（Ss900 のオペフロ 応答加速度：約 1200gal）と PCV と原子炉建屋内壁の距離から算出
$V_0$	cm/s	基準速度	6096	式の定義から 200ft/s
W	kgf	飛来物重量	2000000	上部のRPV,BSW,PCV の合計重量（概算値）

3. 評価結果

貫通限界厚さ	裏面剥離限界厚さ	(参考) 原子炉建屋内壁の厚さ
約 54cm	約 118cm	約 200cm

観察したこと	気がついたこと、問題意識	どのようなことをしたか (①：調査・分析を続ける ) (②：東電に必要な対策等の検討を指示) (③：規制への取り入れを検討 )
◆3号機原子炉建屋の爆発時の映像から、火炎や高く上がる黒煙が確認された。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 爆発はいくつかの段階を踏んで生じており、最初の爆発は原子炉建屋4階で生じた。</li> <li>● 爆発時には原子炉建屋内に可燃性ガス（水素など）が溜まっていた。</li> </ul>	③：原子炉建屋内に水素が溜まった場合の対策（水素濃度を低くする、水素を排出する等）を求めた。 ①：原子炉建屋内にどのような可燃物があるのか、可燃物からどのような可燃性ガスが生じるのかを調査・分析している。
◆1～3号機原子炉建屋のオペレーションフロア（オペフロ）では高い放射線量率が測定された。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器の上部にある構造物（シールドプラグ）に多量の放射性物質が付着している可能性がある。</li> <li>● 格納容器から出てきた放射性物質がシールドプラグの隙間を通してオペフロへ移動した可能性がある。</li> </ul>	①：多量の放射性物質が付着するメカニズム等について、調査・分析している。 ②：多量の放射性物質が付着していることを前提に、格納容器等からの燃料デブリ取り出しなどの廃炉作業が安全に実施できる手法を検討している。
◆弁などの機器が設計と異なる動作をした。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 設計と異なる動作をした原因として、機器周辺的环境変化（温度の異常上昇など）が考えられる。</li> </ul>	①：機器が設計どおりに動作するために必要な条件の特定、使用条件等の調査を進めている。
◆格納容器の内側から外側に繋がっている系統（機器、配管）で高い放射線量率が測定された。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 通常は放射性物質により汚染しない系統が放射性物質により汚染されている。</li> <li>● この系統の格納容器の内側の配管が損傷したことにより、格納容器の内側から外側に放射性物質が出てきた可能性がある。</li> </ul>	①：どのような経路を辿って放射性物質による汚染が生じたのかを調査・分析している。 ③：格納容器の内側と外側を隔離するための弁の設計の考え方を整理している。
◆原子炉圧力容器を支えるコンクリートが損傷していた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子炉圧力容器を支える機能が低下または喪失している可能性がある。</li> <li>● 鉄筋コンクリートのうち、コンクリートは損傷しているが鉄筋は損傷していない。</li> </ul>	②：原子炉圧力容器を支える機能が喪失しても安全性に影響がないことを確認する。 ①：コンクリートは損傷し鉄筋は損傷していない原因を解明するための調査・分析を行う。