

東京電力福島第一原子力発電所 1号機ペDESTALの状況を踏まえた対応について

原子力規制庁
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

令和5年11月17日

○対応の流れについて

<経緯>

○2023年3月に実施した1号機原子炉格納容器の内部調査において、ペDESTAL内全周でコンクリートの損傷が確認されたことから、同年5月24日の原子力規制委員会で以下の対応方針を決定し、東京電力に指示。

①格納容器に開口部ができるという前提での環境への放射性物質の放出の影響の評価

②環境に影響があるという前提での対策の検討

③ペDESTALの機能喪失時の圧力容器、格納容器の構造上の影響の評価

○①②について、技術会合※及び監視・評価検討会※※において妥当性を確認し原子力規制委員会へ結果を報告。

○③について、検討状況を聴取し、以下の原子力規制庁の見解を監視・評価検討会にて共有。

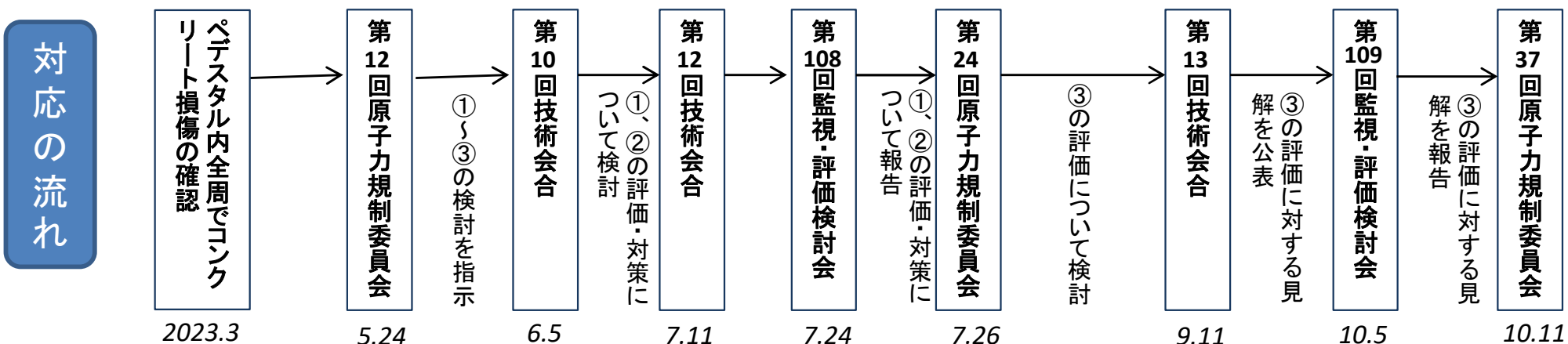
✓ 事故後の実態を反映した圧力容器、格納容器の構造上の影響評価には現時点では限界があり、仮定に基づいた評価の妥当性を判断することは困難。

✓ ペDESTALの損傷により圧力容器、格納容器等が一体となって転倒し、原子炉建屋へ直接衝突するという想定でも、原子炉建屋全体としての構造健全性は維持されることを確認。

⇒環境への影響は①の指示に対して示されたものが最大であることを再度確認。

○上記見解を原子力規制委員会へ報告し、今後は建屋の剛性の変化を監視するため、1号機原子炉建屋上部へ地震計を設置するよう東京電力を指導・監視していくこととした。

※特定原子力施設監視・評価検討会、※※特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合



○放射性物質放出による影響評価について(指示事項①)に対する回答)

○ペDESTALの支持機能喪失によって格納容器に大きな開口が生じ、それに伴って圧力容器の外表面汚染物、もしくは圧力容器内のデブリが飛散するケースを想定した場合においても、事象に伴って発生する放射性物質の飛散による敷地境界における実効線量は最大で0.04mSvにとどまり、通常の実用発電用原子炉の安全評価における事故時の基準である5mSvを大きく下回る。

ダスト発生シナリオと敷地境界での実効線量

ケース		A-0	A-1	B
ダスト発生シナリオ	事象	RPV支持構造物が 座屈 。 接続配管等を引っ張り ながらRPVが 沈下 。 PCVに 大開口 が発生。		
	発生モード	構造物の表面汚染物 が、 表面湿潤状態 で こすられて剥離 。	構造物の表面汚染物 が、 表面乾燥状態 で こすられて剥離 。	RPVに残存・付着した燃料デブリ が、 乾燥状態 で 振動により浮遊 。
	発生対象	なし。 (PCV内は湿潤環境となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的)	1号機AWJ最大ダスト濃度を記録した汚染表面の比例倍。 (RPV外表面積で剥離すると仮定)	燃料デブリ11.2ton ※ (燃料の全てが粉状と仮定)
実効線量		極めて軽微	約0.03mSv/事象	約0.04mSv/事象

<ダスト発生シナリオと被ばく評価条件の保守性>

- ・インナースカートは座屈に至らないと判断しているが、万が一座屈が生じたことと仮定(ケース共通)
- ・上部構造物(RPV/RSW/ペDESTAL他)が1.3m程度沈下した場合でもペDESTAL部の構造健全性(PCV閉じ込め機能)は維持されると考察しているが、PCVに大開口が発生すると仮定(ケース共通)
- ・PCV内は湿潤状態でダストは飛散し難い環境だが、乾燥状態を仮定(ケースA-1、B)
- ・RPVに残存・付着した燃料デブリは塊状になっているものも混在しているが、燃料の全てが粉状と仮定(ケースB)
- ・PCV内で発生したダストは、PCV内で時間の経過とともに拡がるが、瞬時に拡がると仮定(ケースA-1、B)
- ・PCVから漏れ出すダストは、PCVからの漏れ箇所の一部が捕集され、残りのダストは建屋内に滞留して沈着・沈降により減少し、建屋からの漏れ箇所ですらに捕集されて減少する見込みだが、PCVや建屋からの漏れ箇所での捕集効果、建屋での沈着・沈降効果がないと仮定(ケースA-1、B)

既往最大のダスト濃度を計測した1号機AWJ実績に基づく、**表面汚染物からのダスト飛散**を想定したシナリオ。

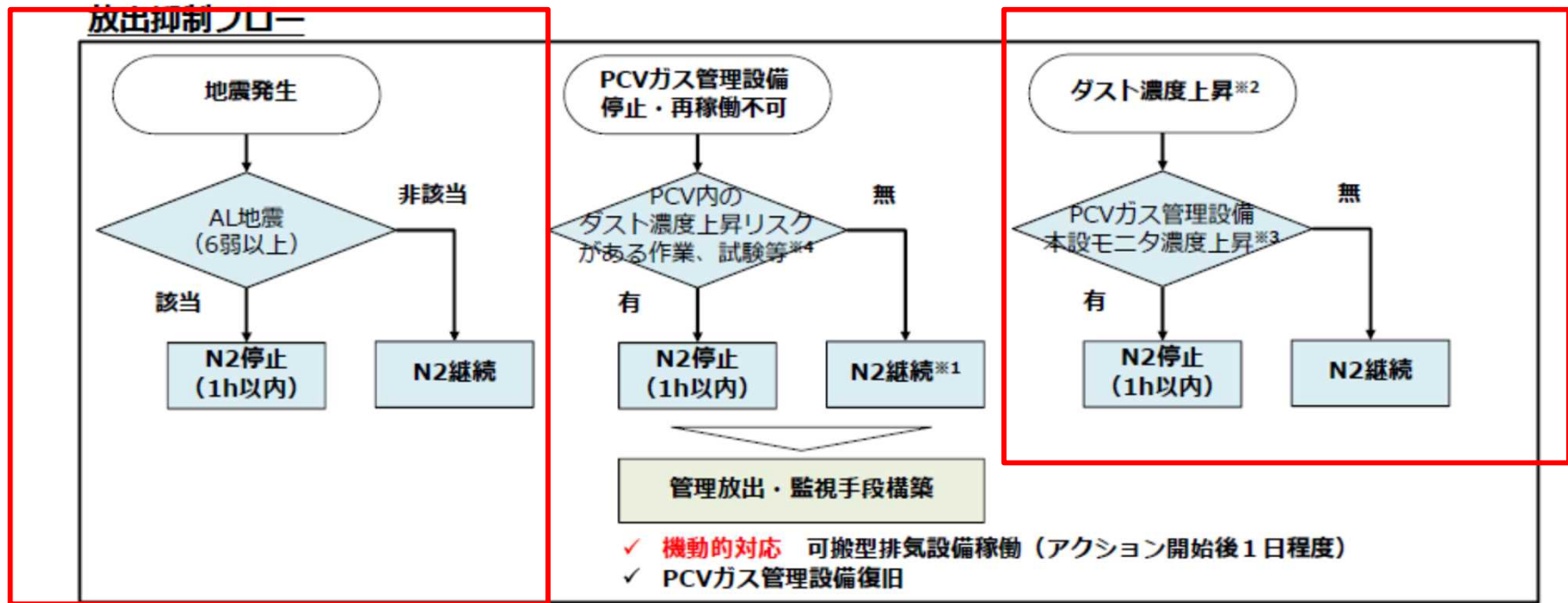
燃料デブリからダストが発生することを仮定したシナリオ。

2021年2月、2022年3月の地震(双葉町・大熊町：震度6弱)でも、構造物の表面汚染物や燃料デブリに力が加わった可能性はあるが、**PCV内ダスト濃度上昇として検知されるほどのダスト追加発生は確認されていない。その観測事実は考慮せず、当該状況が発生し、ダスト追加発生があるものと仮定**したシナリオ。

※以下の参考文献から、RPV底部およびRPV下部CRDハウジングに付着した燃料デブリに含まれる燃料(UO₂)として、11.2tonとした。(参考)平成26年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」、IRID

○放射性物質の放出に対する対策(指示事項②)に対する回答)

○格納容器に開口が生じている場合、格納容器への窒素封入を停止することで放射性物質の押し出しを抑制することができる。窒素封入を停止する手順を運転管理に関する文書に定め、対応を行っていく。具体的には、震度6弱以上の地震が発生した場合、もしくはPCV内のダスト濃度が上昇した場合に窒素封入を停止し、ダスト濃度が事象発生前と同等であることを確認できた場合窒素封入を再開する。



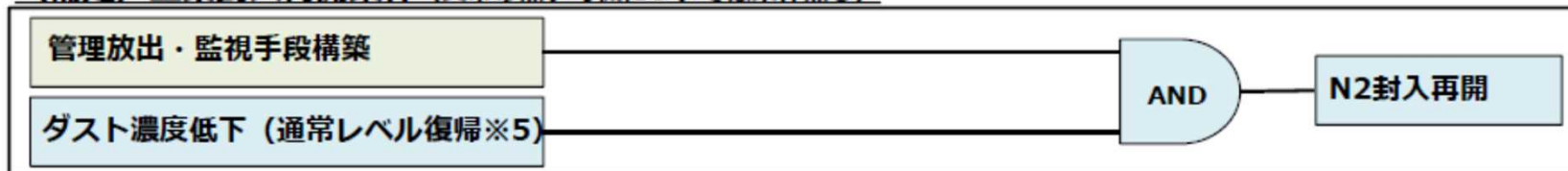
※1：長期のPCVガス管理設備の停止が見込まれる場合には、建屋ダストモニタ等の推移を確認し、万が一ダストの上昇が確認される場合にはN2封入量を低減する操作を検討する。

※2：廃炉を進めるための一時的なリスク上昇を伴う取り組み（PCV内作業や試験等）を実施している間は、この限りではない。

※3：明らかな異常が確認された場合（例：B.G.の10倍（実施計画3章2.2線量評価で想定した放出量と比べて桁違いに小さいレベル）等）

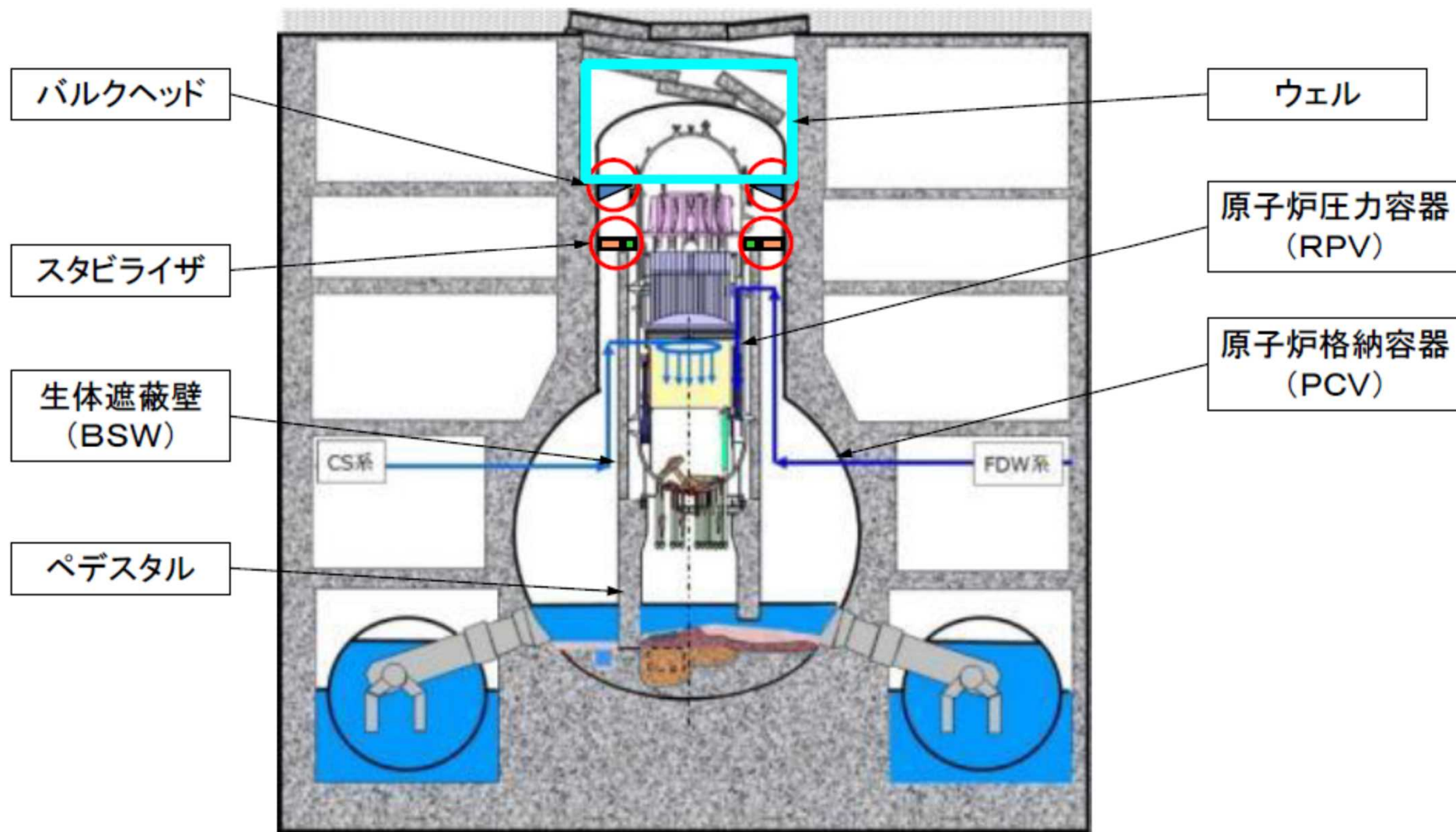
※4：※3相当のPCV内のダスト濃度上昇リスクがある作業や試験等

(補足) 窒素封入再開条件 (異常の無い号機については条件無し)



※5：基本的には事象発生前と同等レベルに下がる状態を想定。1号機AWJ時の実績に基づけば、1日以内には復帰する見通し。

○【参考】1号機 構造物配置概要



第109回特定原子力施設監視・評価検討会資料2-1抜粋(令和5年10月5日)

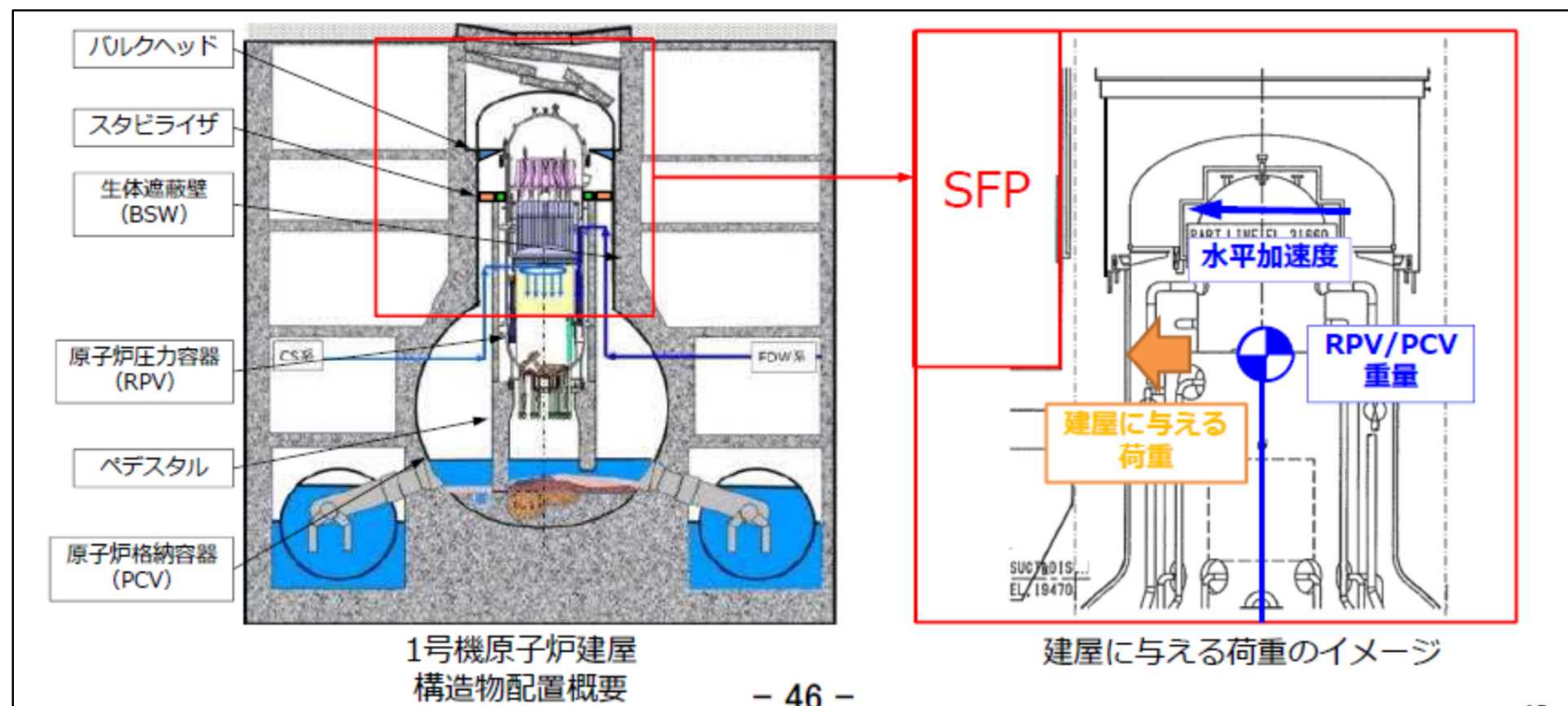
○RPV・PCVへの構造上の影響（指示事項③）に係る東京電力の評価と原子力規制庁の見解

○地震荷重・熱履歴・物性値等に不確かさがあり、事故後の実態を反映した評価を実施することには現時点で限界があることを認識した。

	東京電力評価	原子力規制庁の見解（評価の限界）
地震荷重	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTALの損傷が判明する前に行われたIRIDの建屋・機器連成地震応答解析の結果等を適用 ・インナースカートに負荷される地震荷重を考慮する上では、ペDESTALが損傷するとペDESTAL基礎部に負荷される荷重は減少するため、上記の適用は（不確かさはあるが）保守的 ・PCVスタビライザに負荷される地震荷重を考慮する上では、水平方向の荷重はピン支持の状態での最大になるため、上記の適用は（不確かさはあるが）保守的 <p>※下記個別評価に共通</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTAL損傷等により剛性低下した場合、ペDESTAL、RPV等の固有周期が変動し、これにより地震応答荷重が変動する可能性があり、IRIDの建屋・機器連成地震応答解析の結果等を用いることが保守的と判断できない。 ・一方、ペDESTALの損傷等の全容は判明していないため、適切なモデルにより建屋・機器連成地震応答解析を行うことは現時点で困難。
熱履歴・物性値（その他入力値）	<ul style="list-style-type: none"> ・構造部材の事故時到達温度等の熱履歴、縦弾性係数等の物性値は多くが推定値であり、一部に不確かな値あり ・腐食量等のその他の入力値についても、一部に不確かな値あり <p>※下記個別評価に共通</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・事故時の熱履歴等については想定に頼らざるを得ず、妥当性について判断することは困難。 ・入力値には不確かな値が多く含まれており、それに基づいた耐震評価の妥当性を判断することは困難。
インナースカート	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により発生する荷重をインナースカートは支持可能 ・以下の項目に不確かさあり <ul style="list-style-type: none"> ✓ ペDESTAL上部構造物の重量 ✓ 事故時の熱履歴 ✓ 事故時の熱履歴を反映した許容応力 ✓ 地震荷重 <ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL基礎部曲げモーメント／せん断力 ペDESTAL上部構造物鉛直方向地震応答加速度 	<ul style="list-style-type: none"> ・上記で示したように、地震荷重・熱履歴等に不確かさを多く含んでおり、耐震評価として妥当性について判断することは困難。 ・特に評価に用いる地震荷重については、上記「地震荷重」で示したように保守性を判断できない。
RPVスタビライザ BSW	<ul style="list-style-type: none"> ・RPVスタビライザについて、構造によりRPVとBSWの熱伸び差が吸収されるため、事故による熱履歴を経た後も健全な状態が保たれる ・既存のIRIDの耐震評価において、地震による発生応力が許容応力に対して十分余裕があることが確認されているため、改めての耐震評価は不要（BSWについては、許容応力に最小引張強さを適用） 	<ul style="list-style-type: none"> ・既存の耐震評価に用いられている地震荷重について、上記「地震荷重」で示したように保守性を判断できない。
PCVスタビライザ	<p><事故による熱履歴の影響></p> <ul style="list-style-type: none"> ・BSWとPCVの鉛直方向の熱伸び差の影響で変形するが、温度低下により元の形状に戻り、大きくは変形しない。 ・高温時の熱伸びが温度低下に伴い圧縮されるため、残留応力が残る。 ・以下の項目に不確かさあり <ul style="list-style-type: none"> ✓ 事故時の熱履歴を経た部材寸法・腐食量 ✓ PCVスタビライザの縦弾性係数 ✓ BSWの線膨張係数 ✓ 事故時到達温度（BSW/PCV） 	<ul style="list-style-type: none"> ・不確かさを含む定性的な評価であり、妥当性について判断することは困難。 ・事故時の熱履歴等については想定に頼らざるを得ず、現時点で現場の状況を確認することも難しいため、事故時のPCVスタビライザの挙動及び現在の形状について、正確に把握することは困難。
	<p><水平方向の支持></p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震により発生する水平方向の荷重をPCVスタビライザにより支持可能 ・事故時の熱履歴に起因する変形及び残留応力について把握することは難しく、PCVスタビライザが健全である場合の評価を実施 ・以下の項目に不確かさあり <ul style="list-style-type: none"> ✓ ペDESTAL上部構造物の重量 ✓ 事故時の熱履歴 ✓ 事故時の熱履歴を経た部材寸法・腐食量 ✓ 事故時の熱履歴による残留応力 ✓ 地震荷重 <ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL上部構造物水平方向地震応答加速度 	<ul style="list-style-type: none"> ・スタビライザが健全であるとした場合の評価であり、現在のスタビライザの状態を反映した評価ではない。 ・現状のスタビライザの支持力を、事故時熱履歴による変形の可能性等も考慮した上で、定量的に評価することは困難。 ・また、上記で示したように、地震荷重・熱履歴等に不確かさを多く含んでおり、耐震評価として妥当性を判断することは困難（特に評価に用いる地震荷重については、上記「地震荷重」で示したように保守性を判断できない）。

○極端な想定における評価(指示事項③)の評価状況を踏まえた検討)

- OPCV、RPVの構造上の影響について東京電力の評価の妥当性を確認することは難しかったため、ペDESTALの損傷によりRPVが転倒するという極端な仮定を行った場合の原子炉建屋への影響を検討した。
 - 具体的には、RPV、BSW、PCVが一体となって原子炉建屋へと転倒し、水平荷重もしくは原子炉建屋への直接の衝突が起きるといった極端な想定においても、原子炉建屋の構造健全性は維持されることを確認した。
- ▼
- 極端な仮定においても原子炉建屋が維持されるため、(仮に格納容器から放射性物質が放出される場合の)放出経路は格納容器の開口となり、指示事項①に対して示された環境への影響評価(敷地境界における実効線量 0.04mSv/事象)が保守的であり最大のものであることを改めて確認。
 - 極端な仮定においてもSFPを含む原子炉建屋の構造健全性は維持されるため、使用済燃料の外的損傷やSFPからの水抜けは考えられず、使用済燃料による環境への影響はない。



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(4×10^{-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。

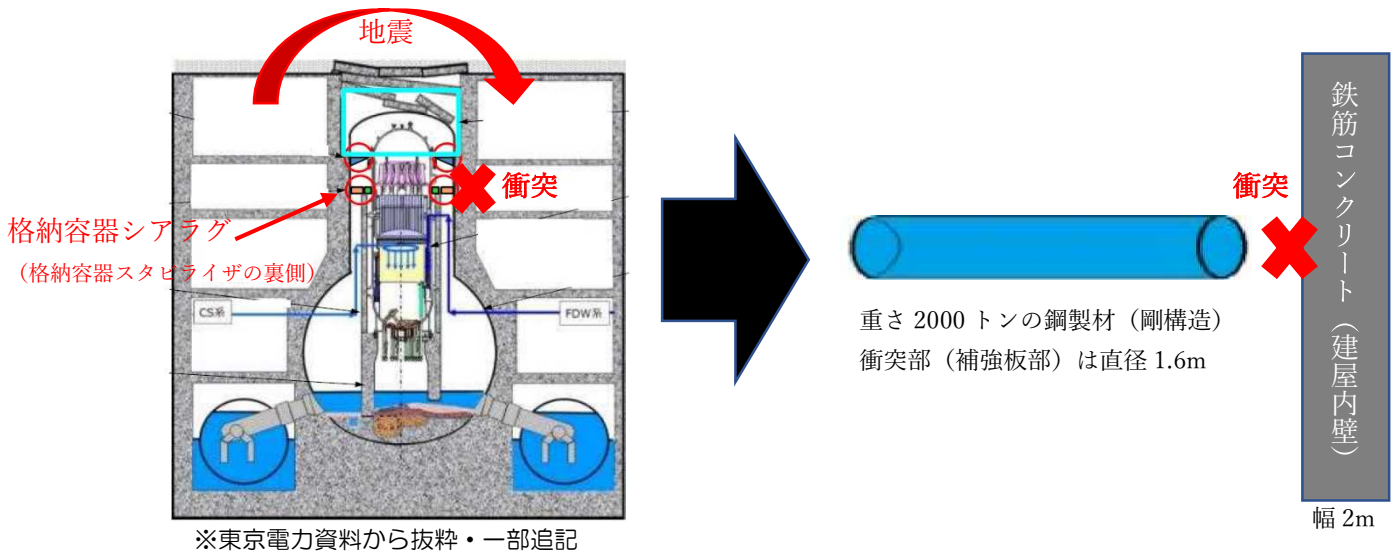


図1. 評価モデルのイメージ

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）	—	
α_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 ²	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 ³	飛来物直径密度（D=W/d ³ ）	—	
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）	—	
α_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 ²	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