

## 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策の確認

## 議論の状況の整理

※前回委員会からの変更点

## 目次

<b>【国が設置変更許可の審査内容の説明において、工事計画等の審査で確認するとされた事項】</b> .....	<b>1</b>
<b>1 建屋基礎底面の最大傾斜が目安値である1/2,000を上回ることの評価</b> .....	<b>1</b>
<原子力規制庁への確認内容> .....	1
<東京電力HD等への確認内容> .....	1
(1) 建屋の傾斜 .....	1
東京電力HDの説明概要 .....	1
ア 建屋傾斜量の評価 .....	1
イ 地殻変動との関係 .....	2
(2) 安全機能への影響 .....	2
東京電力HDの説明概要 .....	2
ア 地殻変動の考慮 .....	2
イ 中越沖地震の影響 .....	2
(3) その他（委員の追加質問） .....	2
<b>2 施設の液状化対策</b> .....	<b>4</b>
<原子力規制庁への確認内容> .....	4
<東京電力HD等への確認内容> .....	5
液状化対策の全体概要 .....	5
東京電力HDの説明概要 .....	5
ア 液状化対策の考え方 .....	5
イ 液状化対策の効果等 .....	5
(2) フィルタベント設備の液状化対策 .....	6
東京電力HDの説明概要 .....	6
ア 杭等の健全性の確認 .....	6
イ 伸縮継手の経年劣化 .....	6
(3) 耐震評価結果等 .....	6
東京電力HDの説明概要 .....	6
ア 地下水位の設定 .....	7

(4) その他（委員の追加質問） .....	7
<b>3 水撃による圧力波の冷却水系への影響 .....</b>	<b>12</b>
<原子力規制庁への確認内容> .....	12
<東京電力HD等への確認内容> .....	13
(1) 津波による圧力波の発生と影響の評価等 .....	13
東京電力HDの説明概要 .....	13
ア 圧力波の評価 .....	13
イ 海水ポンプの健全性 .....	14
<b>4 冷却水系、循環水系の損傷による内部溢水への対処 .....</b>	<b>15</b>
<原子力規制庁への確認内容> .....	15
<東京電力HD等への確認内容> .....	15
(1) 内部溢水への対策、電源設備の絶縁劣化や地絡短絡への備え等 .....	15
東京電力HDの説明概要 .....	15
(2) 海水系配管の損傷による内部溢水等 .....	16
東京電力HDの説明概要 .....	16
ア SB0（全交流電源喪失）時等の弁動作 .....	16
(3) その他（委員の追加質問） .....	17
<b>5 情報操作システムへの不正アクセス防止 .....</b>	<b>19</b>
<原子力規制庁への確認内容> .....	19
<東京電力HD等への確認内容> .....	19
(1) 発電所内の情報セキュリティ対策 .....	19
東京電力HDの説明概要 .....	19
ア サイバーセキュリティ対策 .....	19
<b>6 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び運用手順 .....</b>	<b>21</b>
<原子力規制庁への確認内容> .....	21
<東京電力HD等への確認内容> .....	22
(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備、運用手順、津波への備え等 .....	22
東京電力HDの説明概要 .....	22
ア 基準津波 .....	22
イ 海水ポンプの健全性 .....	23
ウ 圧力波の評価 .....	23
エ 貯留堰の沈降や隆起 .....	24
オ 津波による砂移動 .....	24

カ	設備の運用手順.....	26
キ	防潮堤の遮水工.....	26
ク	その他（委員の追加質問） .....	26
(2)	低圧注水系の冗長性等 .....	31
	東京電力HDの説明概要 .....	31
ア	低圧注水系の冗長性 .....	31
イ	代替熱交換器車の取排水.....	32
<b>7</b>	<b>格納容器の破損防止対策 .....</b>	<b>33</b>
	<原子力規制庁への確認内容>.....	33
	<東京電力HD等への確認内容>.....	34
(1)	PCV（格納容器）の加温破損防止対策等 .....	34
	東京電力HDの説明概要 .....	34
ア	格納容器下部注水.....	34
イ	特定重大事故等対処設備.....	37
(2)	RPV（原子炉圧力容器）上蓋からの水素ガス等の漏洩等 .....	37
	東京電力HDの説明概要 .....	37
ア	原子炉圧力容器の材料のクリープ特性 .....	38
イ	原子炉ウェル注水と格納容器主フランジのシール性能.....	39
ウ	事故進展と有効性評価 .....	42
エ	原子炉建屋（2次格納容器） .....	43
(3)	コリウム・シールドの信頼性.....	43
	東京電力HDの説明概要 .....	43
ア	コリウム・シールドの設計 .....	43
イ	その他（委員の追加質問） .....	44
(4)	RPV（原子炉圧力容器）スカート、スタビライザー.....	44
	東京電力HDの説明概要 .....	44
(5)	MAAP 解析における輻射熱等の扱いや精度 .....	44
	東京電力HDの説明概要 .....	44
ア	事故解析コードの精度 .....	44
イ	その他（委員の追加質問） .....	46
<b>8</b>	<b>計装設備の計測範囲の変更、電源設備の強化等 .....</b>	<b>48</b>
	<原子力規制庁への確認内容>.....	48
	<東京電力HD等への確認内容>.....	49
(1)	事故を踏まえた計装設備の改良、パラメータ把握の代替手段等 .....	49

東京電力HDの説明概要	49
ア 原子炉圧力容器の温度測定	49
イ 原子炉圧力容器の水位測定	49
ウ 電源設備の強化	50
<b>9 事故対応時の環境対策、体制等</b>	<b>51</b>
＜原子力規制庁への確認内容＞	51
＜東京電力HD等への確認内容＞	52
（1）中央制御室の放射線防護等	52
東京電力HDの説明概要	52
ア プラントデータの監視	52
（2）その他（委員の追加質問）	52
<b>10 重大事故対処手順、作業員の教育・訓練及び心理的負担</b>	<b>56</b>
＜原子力規制庁への確認内容＞	56
＜東京電力HD等への確認内容＞	59
（1）重大事故対処手順、作業員の教育・訓練	59
東京電力HDの説明概要	59
ア 防災体制への移行	59
イ ガスタービン発電機(GTG)や電源車による電源確保	60
ウ 数日にわたる訓練	60
エ 実地訓練（委員の追加質問）	60
（2）RCICの運転操作等	62
東京電力HDの説明概要	62
ア 格納容器圧力上昇時の低圧注水	62
イ 原子炉冷却材温度変化率 55°C/h	63
ウ 運転手順書の移行判断	63
エ その他（委員の追加質問）	63
（3）マニュアル作業の負担等	64
東京電力HDの説明概要	64
ア ドローンやスマートフォンの活用	65
イ その他（委員の追加質問）	65
（4）想定外事象への対応等	65
東京電力HDの説明概要	65
ア 訓練の実施	65
（5）その他（委員からの質問）	66

<b>11 運転適格性の確認</b> .....	<b>68</b>
<原子力規制庁への確認内容> .....	68
(1) 適格性判断の再確認 .....	68
<b>原子力規制庁の説明概要</b> .....	<b>68</b>
ア セキュリティとセーフティ .....	<b>69</b>
イ その他（委員の追加質問） .....	<b>70</b>
<b>【県からの依頼事項】</b> .....	<b>73</b>
<b>12 FV 関係：フィルタベント設備の耐震性（地下式含む）</b> .....	<b>73</b>
<東京電力HD等への確認内容> .....	73
(1) フィルタベント設備の耐震性 .....	73
東京電力HDの説明概要 .....	73
ア 格納容器の負圧破損防止 .....	73
イ 遠隔操作弁の操作性 .....	73
ウ 伸縮継ぎ手の耐震性評価 .....	74
(2) 代替循環冷却設備等 .....	75
東京電力HDの説明概要 .....	75
ア 想定外への備えの必要性 .....	75
イ 可燃性ガス排出時期(14日後)の妥当性 .....	<b>75</b>
<b>13 FV 関係：技術委員会にて指摘頂いた事項に対する対応状況</b> .....	<b>78</b>
<東京電力HD等への確認内容> .....	78
(1) ベント判断基準の妥当性 .....	78
東京電力HDの説明概要 .....	78
ア ベントの判断基準 .....	78
(2) ベント操作のパッシブ化 .....	79
東京電力HDの説明概要 .....	79
(3) 放射性物質の放出量等 .....	79
東京電力HDの説明概要 .....	79
ア 放射性物質の除去効率 .....	80
イ 放射性物質の放出量 .....	80
ウ PRA（確率論的リスク評価）について .....	80
エ その他（委員の追加質問） .....	81
<b>14 地下水対策</b> .....	<b>82</b>

<原子力規制庁への確認内容>.....	82
<東京電力HD等への確認内容>.....	82
(1) 汚染水の発生を防止するための対策（地下水の過酷事故時のくみ上げの 対応や耐震性等）.....	82
東京電力HDの説明概要.....	82
ア 汚染水の発生防止対策.....	82
イ 地下水の排水設備.....	83
(2) タービン建屋への地下水の流入等.....	83
東京電力HDの説明概要.....	83
(3) その他（委員の追加質問）.....	83
<b>15 緊急時対策所</b> .....	<b>84</b>
<東京電力HD等への確認内容>.....	84
(1) 施設の機能や広さ.....	84
東京電力HDの説明概要.....	84
ア 要員の宿泊場所.....	84
イ その他（委員の追加質問）.....	84
(2) 放射線防護等の設備.....	85
東京電力HDの説明概要.....	85
(3) 感染症対策、パンデミックへの対応等.....	85
東京電力HDの説明概要.....	85
<b>【その他追加事項】</b> .....	<b>86</b>
<b>16 水素爆発対策</b> .....	<b>86</b>
<原子力規制庁への確認内容>.....	86
<東京電力HD等への確認内容>.....	867
(1) 原子炉キャビティ内の水素爆発対策等.....	87
東京電力HDの説明概要.....	87
ア 水素再結合装置（PAR）.....	87
イ 水素の漏洩経路.....	88
ウ サプレッションプールの水素爆発対策等.....	89
エ 原子炉建屋トップベント・ブローアウトパネル.....	89
オ 水素等の発生.....	90
(2) その他（委員の追加質問）.....	92
<b>17 原子力災害時の情報発信</b> .....	<b>104</b>

<原子力規制庁への確認内容>.....	104
<b>18 耐震評価</b> .....	<b>106</b>
<原子力規制庁への確認内容>.....	106
<東京電力HD等への確認内容>.....	115
(1) 重要配管の耐震性 .....	115
東京電力HDの説明概要 .....	115
(2) ストレステストとクリフエッジ等 .....	115
東京電力HDの説明概要 .....	115
ア ストレステストの目的 .....	115
(3) その他（委員の追加質問） .....	115
<b>19 使用済燃料プールの安全対策</b> .....	<b>138</b>
<東京電力HD等への確認内容>.....	138
(1) 使用済燃料プールの安全対策設備等.....	138
東京電力HDの説明概要 .....	138
ア 使用済燃料プールの事故想定 .....	138
(2) その他（委員の追加質問） .....	138
<b>20 残余のリスク等への対応</b> .....	<b>141</b>
<原子力規制庁への確認内容>.....	141
<東京電力HD等への確認内容>.....	142
(1) 福島第一原子力発電所事故後に得られた新知見と継続的な改善 .....	142
東京電力HDの説明概要 .....	142
ア 重要なリスク情報への対応 .....	142
イ 安全系配管のガス溜まり対策 .....	142
(2) その他（委員の追加質問） .....	143
<b>21 自然現象への対策</b> .....	<b>145</b>
<東京電力HD等への確認内容>.....	145
(1) 火山対策 .....	145
東京電力HDの説明概要 .....	145
ア 火山影響評価 .....	145
イ その他（委員の追加質問） .....	145
(2) 竜巻対策 .....	146
東京電力HDの説明概要 .....	146
ア 基準竜巻・設計竜巻の設定 .....	146
イ 設計飛来物の設定 .....	146

ウ	構造健全性等の確認	146
エ	その他（委員の追加質問）	147
<b>22</b>	<b>核物質防護、不正入域</b>	<b>150</b>
	<東京電力HD等への確認内容>	150
(1)	核物質防護設備の機能の一部喪失	150
	東京電力HDの説明概要	150
ア	核物質防護設備の機能の一部喪失	150
イ	その他（委員の追加質問）	151
(2)	発電所建屋内への不正入域	151
	東京電力HDの説明概要	151
ア	発電所建屋内への不正な入域、IDカードの誤使用	152
イ	その他（委員の追加質問）	155
(3)	核セキュリティ文化	155
	東京電力HDの説明概要	155
ア	核セキュリティ文化	156
イ	その他（委員の追加質問）	158
(4)	核物質防護に関する改善措置活動	161
	東京電力HDの説明概要	161
ア	改善措置活動	162
	<原子力規制庁への確認内容>	162
(1)	IDカード不正使用事案及び核物質防護設備の機能の一部喪失事案に対する追加検査の中間とりまとめ	162
	原子力規制庁の説明概要	162
ア	追加検査の実施状況（中間とりまとめ）	162
(2)	新検査制度	165
	原子力規制庁の説明概要	165
ア	原子力規制検査	165
(3)	その他（委員の追加質問）	166
(4)	核物質防護に係る追加検査の結果	167
	原子力規制庁の説明概要	167
ア	追加検査結果について	167

## 【国が設置変更許可の審査内容の説明において、工事計画等の審査で確認するとされた事項】

### 1 建屋基礎底面の最大傾斜が目安値である 1/2,000 を上回ることの評価

#### <原子力規制庁への確認内容>

最大傾斜が 1/2000 を上回るが、事業者が「安全機能に影響を及ぼさないように設計する」とのことで適合性を確認されている。この最大傾斜の前提は運転認可期間中変化しないと判断したのか。また、目安値を超えた最大傾斜の安全機能への影響はどの程度であると判断したのか。実際の設計の確認は工事認可段階で行われると理解しているが、どのように設計に考慮することで適合性を確認したのか判断の理由を示していただきたい。

(平成 30 年度第 2 回 資料 No. 2 P3)

- ・ 基準地震動による地震力を作用させた動的解析を実施した結果、6 号炉及び 7 号炉原子炉建屋の基礎底面の最大傾斜は、基本設計段階の目安値である 1/2,000 を上回るが、これを保守的に設定した傾斜が残留すると仮定し、この傾斜による影響を建屋や設備に作用する荷重や変形量として設計に考慮する方針であることを確認している。
- ・ これによる安全機能への影響の程度については、工事計画認可の審査で確認を行う。

設計・工事計画認可の審査で、原子炉建屋基礎底面の傾斜が安全機能に与える影響をどのように確認し適合性を判断したのか。

- ・ 最大傾斜が目安値 1/2,000 を上回る場合、一時的な最大傾斜が残留すると仮定した上で、更に保守的な傾斜を設定した上で、建屋や設備に作用する荷重や変形量を考慮している。
- ・ 原子炉建屋の最大せん断力は、傾斜による荷重を加算しても許容限界を超えないこと等を確認している。
- ・ 機器配管系は、傾斜の影響を考慮した地震力を更に上回る設計用地震力により耐震設計が行われていることを確認している。また、原子炉建屋クレーン等の構造健全性及び制御棒挿入性に対する影響等についても問題ないことを確認している。

詳細については、令和 6 年度第 1 回資料 No. 6 P1[1627] 参照

#### <東京電力HD等への確認内容>

##### (1) 建屋の傾斜

##### 東京電力HDの説明概要

新潟県中越沖地震以降の各建屋の傾斜変化量は最大でも 1/3,000 程度であり、傾斜限界値の目安である 1/2,000 を十分下回っている。また、観測結果から有意な変化は見られていないことを確認している。今後も観測を継続し傾斜を確認していく。(令和 2 年度第 4 回 資料 No. 2 P5 [196])

##### ア 建屋傾斜量の評価

建屋変化量の観測値の推移をみると、2016 年付近から変動が大きくなって

いるように見えるが、東京電力はどのように評価しているのか。

(令和2年度第4回)

観測の誤差範囲に入っているくらいの値になっており、全般的に非常に小さな測定値が得られているという解釈をしている。観測している範囲では、何らかの傾向を示唆しているものとは評価していない。

補足回答については、令和2年度第6回 資料No.4 P1[352] 参照

・建屋傾斜の評価と事例

(令和2年12月7日 追加質問)

質問と回答については、令和2年度第7回 資料No.2 P1～2[394～395] 参照

### イ 地殻変動との関係

この地域の地殻変動は止まっていない。小さなものであるが、傾斜量の推移と地殻変動の関係について検討すべきではないか。

(令和2年度第4回)

観測値が誤差の範囲内であり評価しても得られるものはないが、地殻変動の観測を続ける。また、最新の知見を取り入れるということは継続していきたい。傾斜が大きくなるようなことがあれば、施設の健全性確認をしていく。

## (2) 安全機能への影響

### 東京電力HDの説明概要

- ・基礎地盤傾斜量が 1/2000 を超える施設として原子炉建屋、格納容器圧力逃がし装置基礎、大物搬入建屋、軽油タンク基礎、燃料移送系配管ダクト、スクリーン室、取水路、第一ガスタービン発電機用燃料タンク基礎、第一ガスタービン発電機基礎、取水路（6号機設備）を抽出した。
- ・最大傾斜が残留すると仮定した他、例えば原子炉建屋については 1/1700 を 1/1000 と仮定する等、基礎地盤傾斜量を保守的に考慮しても、前述の施設及びこれらの施設に設置される機器・配管系の耐震性が確保されていることを確認した。(令和2年度第4回 資料No.2 P4[195])

### ア 地殻変動の考慮

評価対象施設抽出や評価において、広域的な地殻変動のようなものを考慮しているのか。(令和2年度第4回)

地殻変動も考慮している。基準地震動による最大傾斜と地殻変動による最大傾斜の合算値を算定して評価している。

### イ 中越沖地震の影響

新潟県中越沖地震の際に、外壁にクラックが生じた。建屋内側は処置されたと思うが、建物外側のクラックから潮風が吹き込んで、中の鉄筋に何らかの影響を及ぼすことはないのか。建屋が健全であるという前提に立つということは妥当なのか。(令和2年度第4回)

新潟県中越沖地震後も、定期的に確認をして、幅が 0.2mm 以上のひびが存在する場合には補修している（建築学会基準）。ひび等をそのまま放置して、何か悪さをするという事は基本的にはないと考えている。

## (3) その他（委員の追加質問）

原子炉建屋のひび割れに関しては、原子炉事故が発生した場合、建屋の水密

性、気密性を低下させ、汚染した水や空気を外部環境に漏洩する原因となる。  
地震と建屋のひび割れの関係について、因果関係を説明いただきたい。

(令和3年度第1回)

建屋に発生するひび割れは、地震により生じる応力だけではなく、多くの要因が影響する。そのため、地震により発生したひび割れを特定することは困難であることから、地震後の臨時点検で、「定期的実施している目視点検結果との比較」と「ひび割れの状態」から、地震によって発生したことが否定できないひび割れを抽出し、すべて補修している。

水密性については、基準地震動  $S_s$  の地震応答解析により、残留ひび割れ幅を算定し、発生するひび割れ幅が有意でないことを確認している。また、万が一漏水が発生した場合でも、拭き取り等による回収が十分可能なことを確認しているため、溢水影響はないと評価している。

気密性については、壁の最大せん断ひずみが許容限界に達した際に発生するひび割れによる壁面からの空気漏えい量より非常用ガス処理設備の容量の方が大きいため、負圧を維持できることを確認している。

詳細については、令和3年度第5回 資料 No. 8-2 P2～6[688～692]参照

## 2 施設の液状化対策

### <原子力規制庁への確認内容>

フィルターベント装置や防潮堤などの重要構造物の立てられる地盤の支持力は、炉規法3条に言う、地盤に当たらないと考えているのか。地震に伴う液状化によってその支持力が不足していると考えられているにもかかわらず、その設計で了とした理由を明らかにしていただきたい。

(平成30年度第2回 資料No.2 P2)

- ・ 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の設置変更許可に関する審査において、格納容器圧力逃がし装置を設置する地盤は、当該装置が常設重大事故等対処施設であることから、設置許可基準規則第38条を踏まえて基準適合性を確認することを要求されている地盤にあたる。地盤の支持性能については、当該装置は杭基礎により西山層に支持させる設計としていることから、西山層において液状化等を起因とする施設間の不等沈下等が生じないと評価していることを確認している。
- ・ 液状化による施設への影響については、基本設計段階（設置許可段階）において、液状化により施設が重大な影響を受けないよう対策を講じる方針であることを確認し、詳細設計段階（工事計画認可段階）において、必要に応じて地盤改良等の液状化対策を行った上で、施設が構造強度を有していることを確認することとなる。
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の設置変更許可に関する審査においては、液状化に対し、地盤の強度が足りなければ地盤改良等の追加対策を行う方針であることを確認している。その上で、工事計画認可段階の審査の見通しを得るため、基礎構造の違い等から選定した代表施設について、液状化による影響を確認している。
- ・ 今後、設置変更許可の内容を踏まえた工事計画に関する補正がなされた後で、液状化に関する対策の詳細を確認していく。
- ・ なお、防潮堤を設置する地盤は、事業者が防潮堤を自主施設としていることから、設置許可基準規則第3条又は第38条を踏まえて基準適合性を確認することを要求されている地盤にあたらない。

設計・工事計画認可の審査で、施設の液状化対策の詳細をどのように確認し適合性を判断したのか。

- ・ 地盤の液状化及びサイクリックモビリティ（※）等による動的な相互作用を受ける建物・構築物は網羅的な調査を実施し、液状化強度特性のばらつきや不確かさを踏まえて有効応力解析を実施していることを確認している。
- ・ 格納容器圧力逃がし装置基礎は、施設外周に沿って地盤改良し、施設近傍の地盤が液状化しても施設に発生する応力が許容限界を超えないことを確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P2[1628]参照

防潮堤や取水路わきの地下には地震時に液状化を起こす恐れのある砂層があるが、それらが液状化しても問題ないという確認をしているのか。

(令和6年度第1回)

取水路周辺の側方は液状化土層等を改良し、取水路への影響を極力減らしており、基準地震動を受けて、地盤改良の外側が液状化したとしても、内部にある取水路にかかる応力は許容限界を満たしていることを確認している。また、取水路の下部にある古安田層についても液状化やサイクリックモビリティ（※）が発生しないか確認し、十分な支持性能を有していることを確認している。

※サイクリックモビリティとは、粒子が密な砂地盤で地震が起きたときに地盤の急激な変形（液状化）には至らないが地盤の変形が限定される（軟化する）現象

能登半島地震により新潟市で側方流動による被害が出た。柏崎刈羽原子力発電所に盛土があるが、側方流動による防潮堤等への影響について確認したのか。  
(令和6年度第1回)

- ・ 防潮堤は岩着していないことから自主設備となっており、ないものとして津波が遡上しないことを確認している。一方で、側方流動については有効解析を行い、Sクラスの重要な施設には影響がないことを確認している。影響がある場所については地盤改良を行って、それらの影響を受けないように頑丈に地盤を固める設計としていることを確認している。

#### <東京電力HD等への確認内容>

##### 液状化対策の全体概要

##### 東京電力HDの説明概要

- ・ 大物搬入建屋、K6軽油タンク基礎、燃料移送系配管ダクト、第一ガスタービン発電機基礎、第一ガスタービン発電機用燃料タンク基礎、地上式FV基礎、K6,7軽油タンク基礎、燃料移送系配管ダクト、K6,7海水貯留堰は変形抑制を目的に地盤改良を実施した。
- ・ K6,7スクリーン室、K6,7取水路、補機冷却用海水取水路は浮き上がり防止を目的に地盤改良を実施した。
- ・ 置換工法、機械攪拌工法等、様々な工法を用いて地盤改良を実施している。  
(令和2年度第2回 資料No.3 P2~4[65~67])

##### ア 液状化対策の考え方

対策の考え方がいろいろ出ており、その中で、変形抑制に対して何種類か上がっているが、それぞれの設備との関係で変形に対する考え方が違うのか。  
(令和2年度第2回)

工法の違いという考え方である。例えば、上側の資料No.3 P3 ①の変形抑制の図では、地盤改良体、杭があつて構造物がある。大物搬入建屋やガスタービン基礎等がこの形式であるが、この対策がとれるのは、上物の建物がない段階で地盤改良をし、その後、構造物を構築していくような場合である。

##### イ 液状化対策の効果等

液状化対策の前後の解析結果を示して、どう変わったのか示すことはできないのか。  
(令和2年度第2回)

あくまで対策後の構造物の応答解析が許容値を下回るどうかを評価しており、対策をする前にどういう応答であったか、どう変わったかという検討は行

っていない。

なぜ液状化対策が必要と判断したのか。 (令和2年度第2回)

設置変更許可の審査の中での指摘を踏まえ、一般的な基準（道路橋示方書等）では想定しない古くて深い砂層も液状化による影響評価の対象層として取り扱い耐震安全性評価を実施した。その結果、必要な安全機能が維持できないと判断した設備について液状化対策を行った。

詳細については、令和2年度第3回 資料No5 P8[177] 参照

## (2) フィルタベント設備の液状化対策

### 東京電力HDの説明概要

地上式FV基礎の周辺を地盤改良することにより、直下の地盤の液状化による変形を抑制している。

また、地震応答解析及び耐震評価により地上式FV基礎と原子炉建屋との相対変位（17.06cm）が配管伸縮継手の許容変化量（30cm）以内であること、耐震壁に生じるせん断ひずみは、全応力解析・有効応力解析ともに弾性範囲内であることを確認している。（令和2年度第2回 資料No. 3 P5～7[68～70]）

#### ア 杭等の健全性の確認

基礎板の真下にある液状化層が液状化する可能性は少し残ると思う。その場合、支持している杭の健全性は確認しているのか。

地盤変形で杭が損傷を受けると、基礎板も傾く可能性がある。杭が地震時に健全であるかどうかということも確認してあるのか。（令和2年度第2回）

液状化するという評価になっているが、その場合であっても、基礎の健全性は担保できるという評価になっている。

杭の健全性について、数値を示してもらえると分かり易い。

(令和2年度第2回)

地上式フィルタベント設備の杭の評価結果は許容限界以下であることを確認している。

詳細については、令和2年度第3回 資料 No5 P6～7[175～176]参照

水平2方向の同時入力を考慮して解析をしているのか。

(令和2年度第2回)

水平2方向を考慮した解析結果である。水平と垂直等の方向、すべてを加味して入力して計算している。3次元のモデルである。

#### イ 伸縮継手の経年劣化

海に近いので塩害などによる経年劣化の影響はないのか。

(令和2年度第2回)

伸縮継手は、直接外気に触れるようなことにならないよう、塗装した上でゴムのカバーをかぶせて保護する。

## (3) 耐震評価結果等

### 東京電力HDの説明概要

地盤の液状化現象を再現した解析により施設の耐震安全性を評価した。

評価では原子炉建屋を支持する西山層より浅い古安田層、埋戻土層等の砂

層の液状化試験を実施し、保守的な液状化強度特性を設定した。

耐震安全性評価の結果、液状化の影響によって必要な機能が維持出来ない結果となった施設に対して主に地盤改良による耐震強化工事を実施し、必要な機能を確保している。(令和2年度第2回資料 No3 P1, 11[64, 74])

#### ア 地下水位の設定

液状化対策について、さまざまな試算、そして確認のプロセスで地下水位はどのように検討したのか。(令和2年度第2回)

地下水位の観測井を敷地内に新たに複数設置した。その観測結果や建設時から不定期で観測している結果を見て地下水位を保守的に設定している。

地下水位の設定の具体的な方法や数値を示していただきたい。

(令和2年度第2回)

対象施設が地下水排水設備に囲まれている場合は、地下水排水設備による地下水位低下を考慮している。対象施設が地下水排水設備の外側に配置される場合は、地下水位観測記録、地質構造、潮位に基づく地下水位を検討し、地下水位を設定している。

詳細については、令和2年度第3回 資料 No5 P1～5[170～174] 参照

#### (4) その他(委員の追加質問)

アクセス道路の確保は、可搬式設備の運搬を含む重大事故時の活動において極めて重要で、液状化に伴う道路の損壊は、対応を遅らせかつ危険である。どのような施工の概念が用いられるのか説明を頂きたい。人工岩盤や杭打ちが適用されるものではないと推測するが、段差や亀裂ができないよう、配筋した厚い硬質のコンクリート舗装とするのか。なお敷地内のアクセス道路には、比較的勾配の急な箇所がところどころあり、冬季の凍結は危険である。どのような対策をするのか。(融雪剤、散水など)

(令和2年8月17日 追加質問)

液状化に伴い地中埋設構造物と周辺地盤の境界部で生じる段差が、緊急車両が徐行により走行可能な段差量15cm以下となることを確認している。

段差量が15cmを超える箇所については、次ページの段差対策の概念図に示すとおり、予め地中埋設構造物と周辺地盤の境界部に路盤補強材を設置し、段差対策を行っている。

また、液状化により地中埋設構造物の浮上りが発生する可能性がある場合は、下図の浮上り対策の概念図に示すとおり、地盤改良等による浮上り対策を実施している。

アクセスルートへの凍結に対しては、気象予報により事前の予測が十分可能であり、アクセスルートへの融雪剤散布を行うことでアクセスに問題が生じる可能性は小さく、また、路面が凍結した場合にも、走行可能なタイヤを装着していることから、アクセスに問題が生じる可能性は小さいと考えている。

詳細については、令和2年度第5回資料 No5-1 P1～2[277～278] 参照

敷地内には、ところどころに急な法面もある。特に5号機原子炉建屋の北東には標高100m近い丘陵があり、これが地滑りした場合には5～7号機の建屋周りがあるアクセス道路のループが遮断され、物資の移動に支障が生じるお

それがある。最近、線状降水帯が形成され、大量の降雨が長時間継続し、樹木を乗せたまま表土が流失する災害が頻発しているため、見直す必要もあるのではないのか。  
(令和2年8月17日 追加質問)

通行性への影響評価では、5号機原子炉建屋北東の斜面も含め、斜面が全て崩壊するものと仮定し、斜面の崩壊形状及び到達範囲を予測した上で、斜面崩壊後のアクセスルート上の幅員が、事故対応用の可搬型設備の通行に必要なとなる3.0m以上確保出来ることを確認している。なお、2007年に発生した新潟県中越沖地震では、発電所構内の一部の斜面において表層地盤の肌落ちが確認されたものの、通行性を阻害するような大規模な斜面崩壊は確認されなかった。

4号機と7号機の間にある高台に設けられた貯水池は、元々の地形を削って造成したのではなく、建設時に掘削した土壌を盛り上げて作ったものであり、そのような高台の下の岩盤はかなり深い。その一方で、地下水位も深いため、液状化の影響が起り難いようにも思われるが、貯水池の水が底部から地下に浸透して漏れる場合には、軟弱化することも考えられる。これらの点を踏まえ、貯水池、および貯水池からの水路に対する耐震性、液状化対策については、どのような設計上の配慮と、安全上の評価がなされているのか。  
(令和2年8月17日 追加質問)

高台に設置している淡水貯水池については、貯水池底部及び側面に伸縮性を有する遮水シートを設置し、地震時においても貯留水が漏れいしないよう配慮しており、貯留水が地下に浸透して軟弱化することは無いと考えている。

PPゲートの脱輪は、福島第一原子力発電所の事故対応の障害となった。液状化によってそのような問題が生じるおそれはないか。  
(令和2年8月17日 追加質問)

液状化により通行に障害が発生した場合でも、ホイールローダーにより撤去することが可能であることを確認している。

福島第一原子力発電所では、送電線の鉄塔も基礎が崩れて倒壊した。柏崎刈羽原子力発電所の鉄塔と開閉所に対する液状化対策についてどのように評価されているのか。  
(令和2年8月17日 追加質問)

送電線の鉄塔及び開閉所については、重要な安全機能を有する施設（Sクラス施設）のような液状化対策は実施していないが、一般産業施設、公共施設と同等の設計、検討は実施しており、開閉所の地盤については液状化しないことを確認している。送電線の鉄塔は、新潟県中越沖地震の強い揺れに対して、問題となる被害、損傷はなかった。

送電線は、送受電可能な回線として、500kV送電線2ルート4回線（新新潟幹線及び南新潟幹線）、及び受電専用回線として154kV送電線1ルート1回線（荒浜線）の合計3ルート5回線と複線化されている。

外部電源喪失時に備え、発電所内には非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、電源車を有しており、所内電源については確保出来ていると考えている。

なお鉄塔は基礎の安定性に影響を及ぼす要因（「盛土の崩壊」「地すべり」「急傾斜地の崩壊」）について評価を行い、影響がないことを確認している。

また、更なる安全性向上のための対策として、新新潟幹線No. 1及び南新潟幹線No. 1送電鉄塔基礎の補強及び送電鉄塔周辺法面の補強を実施し、安全性を向上させている。

万一、鉄塔が倒壊し屋外アクセスルート上に送電線が垂れ下がり、通行に支障が発生した場合、迂回することとしている。（徒歩の場合は、影響のある場所を避けて通行する。）

格納容器の窒素パージに必要な液体窒素タンクと気化装置が言及されていない。これらも重大事故時の対応において重要な設備である。どのような（液状化）対策がなされているのか。（令和2年8月17日 追加質問）

液体窒素タンクや気化装置は液状化対策を実施していないが、重大事故等時には機能を期待していない。使用可能であれば使うことも考えるが、格納容器の窒素パージには、可搬型窒素供給装置により窒素供給を行う。可搬型窒素供給装置は発電所構内の高台に配備しており、事故後にプラントの状態が安定してきた段階において、同装置を用いて格納容器内及びフィルタベント系統内に窒素を供給する。

モニタリングポストの情報は、重大事故時に事故の進展と環境への影響を把握する上で重要である。電源や信号ケーブルが液状化によって断線する可能性はないか。（令和2年8月17日 追加質問）

液状化によるケーブル断線等によりモニタリングポストが使用出来なくなった場合は、モニタリングカーを用いて放射線を測定する事としている。

モニタリングカーは液状化の影響を受けない保管場所に分散配置している。

免震重要棟は、条件付きで、重大事故時の対応拠点となっている。2017年に技術委員会が受けた免震重要棟の耐震性に関する情報については、液状化現象の視点から更新される必要はないのか。（令和2年8月17日 追加質問）

重大事故時の対応は、耐震性を確保した5号機原子炉建屋内緊急時対策所にて実施する。免震重要棟は緊急時対策所としての機能は有しておらず、被災後の状態を確認の上、バックオフィスとして活用することを考えている。

地震と液状化によるアクセス道路の損傷や、法面の崩壊などが起こった場合、所内スタッフによる復旧能力は十分か。訓練したがれき撤去よりも作業量が多く、段差に砂利を盛ったり鉄板を敷いたり、倒壊樹木を切ったり等の手作業も増える可能性があるように思われる。（令和2年8月17日 追加質問）

アクセスルートや法面の崩壊などは解析によって、どの程度の段差等が生じるか評価しており、その評価を踏まえて砂利などを近傍に配備している。

複数のアクセスルートを確保するとともに、実作業の増大に備えてホイールローダー5台の他、バックホウ2台などを所有するとともに、それらを扱える力量者を確保することで想定を越える状況にも対応できるようにしている。

5～7号機の変圧器（主変圧器、所内変圧器）およびIPBダクトに対する液状化対策は施工されているのか。また、変圧器油は、鉱油かシリコン油か。（令和2年8月17日 追加質問）

5～7号機の変圧器（主変圧器、所内変圧器）およびダクトについては、一般産業施設、公共施設と同等の設計、検討は実施しているが、重要な安全機能を

有する施設（Sクラス施設）のような液状化対策は実施していない。ただし、これらの施設については、人工岩盤もしくは杭を介して建屋と同じ岩盤（西山層）に支持されているため、地震に伴い建屋との境界において不等沈下が発生することは無いと評価している。変圧器油は鉱油。

対策工事の実施の有無にかかわらず、変圧器火災に対する自動消火設備の設置と有効なマニュアル消火手順が整備されているのか。消火手順については、所轄の消防署と確認できているのか。消火のための水源が、重大事故の対応のための水源と共用になっていないか。（令和2年8月17日 追加質問）

変圧器火災に備えた消火設備はあるが、巨大地震などと重畳した場合は機能しない可能性があるため、消防車や化学消防車、高所放水車、水槽車、泡薬剤搬送車など多様な可搬型設備を配備するとともに、消火戦略（手順）を定めている。

公設消防とも変圧器火災を想定した連携訓練をこれまでも実施しており、当社の対応を確認いただいている。

消防法で届け出ている消防用水利は消火栓（ろ過水など）となっており、重大事故対応のための水源とは別となっている。

変圧器に隣接する制御建屋の耐火壁の耐火等級は、予想される最悪の延焼時間を考慮して定められているか。当該の壁に面して、コンピューターなどの熱に弱い電子機器等が設置されていないか。（令和2年8月17日 追加質問）

コントロール建屋の外壁は、原子力規制委員会が制定する「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」において要求される3時間以上の耐火能力を有している。「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づき、隣接する変圧器の延焼継続時間を算出し、制御建屋外壁に対して影響がないことを確認している。

コントロール建屋内は換気空調系で室温が管理されていることから建屋内の設備に対する影響はないと考える。

地下洞道内に布設したケーブルの余長について断層による変位と地盤沈下による変位の両者を重ね合わせた量を十分に上回っているのか、実例で数値を示してご説明いただきたい。（令和3年度第1回）

洞道変位量の算出については、各位置において一次元地震応答解析を実施し、隣接する位置の時刻歴での変位量差分の最大値を最大相対変位量とし、その変位量に洞道の構造（形状、目地設置状況）、設置地盤の状況及び地すべり断層の分布を考慮した上で、洞道各位置での設計用相対変位量を算出。

各目地においては、設計用相対変位量に対して1.2倍の余長を確保しており、荒浜側高台エリアのガスタービン発電機車から荒浜側緊急用高圧電源盤を経由して7号機の高圧電源盤へ給電するためのケーブルは、総延長が約1.5kmあり、設計用相対変位量約10mに対し、約12mの余長を確保している。

詳細については、令和3年度第4回資料No6-1 P1[634] 参照

「1.2倍の余長を確保」の根拠となっているのが、一次元の地震応答解析ということだが、実際、地震動は三次元的に起こると思う。一次元地震応答解析でやったことによる妥当性をご説明頂きたい。（令和3年度第4回）

設計上考慮している変位量は、洞道の設置位置の地盤状況等において、必要と思われる複数箇所における変位量の評価をしている。その結果に、さらに1.2倍の裕度を見ているということで、保守的な評価あるいは設計上の考慮をしていると考えており、十分な裕度を確保していると考えます。

特重施設から原子炉建屋などにかけて地下に布設されると思われる配管や制御、信号ケーブルについて、どのような概念で液状化対策として有効な対策を施すつもりかご説明いただきたい。  
(令和3年度第1回)

特定重大事故等対処施設の耐震設計における液状化影響評価は、7号機本体の方針に準じた検討を進めている。

地中に埋設される構造物及びそれらに内包される配管やケーブルについては、地盤変状が生じた場合においても必要な機能が損なわれるおそれのないよう、適切な対策を講じた設計※としている。

※液状化の影響を考慮する必要がある地中埋設構造物の地震応答解析では、液状化の影響を考慮出来る有効応力解析を実施する。地震応答解析で使用する地盤物性値（液状化強度特性）は、ばらつきも考慮し保守的に設定し、この地震応答解析より算出した応答加速度、応答変位を用いて配管やケーブルの設計を行う。

液状化で決壊する1～4号機の防潮堤によって、敷地の全域及び6、7号機が脅かされる恐れがないか、5～7号機側や敷地内への影響全般を津波解析の結果に基づいてご説明いただきたい。  
(令和3年度第1回)

1～4号機側に設置された荒浜側防潮堤がない状態の地形に基づく津波遡上解析を実施した結果、荒浜側での最高水位はT. M. S. L+6.9mとなり、荒浜側敷地は浸水することになる。

6号及び7号炉の耐津波設計において、荒浜側敷地からケーブル洞道に流入する津波による浸水水位を保守的に荒浜側敷地における最高水位T. M. S. L+6.9mと同等になると仮定した場合でも、ケーブル洞道の底版上面高さを上回ることはないため、大湊側敷地に津波が流入することはないことを確認している。

詳細については、令和3年度第5回 資料No. 8-2 P8～10[694～696]参照

### 3 水撃による圧力波の冷却水系への影響

#### <原子力規制庁への確認内容>

福島第一原子力発電所事故では、海岸に向かって近づいてきた津波のフロントは、沖合では海岸線にほぼ平行（やや南南西）だったが、陸地に近づくとつれ、陸地からの反射などにより南北方向からの強い流れが発生した。陸地に近づいた津波の挙動は沖合にあるときよりずっと複雑で、単純に海岸線に平行に陸地まで押し寄せるわけではなく、学問的にも未解明の部分がある。さらに津波の影響は単に津波の水位高さや圧力を考えるだけでなく、津波が陸地の水路系へ強く打ち寄せた場合には水撃が発生する可能性も考える必要があり、水撃による圧力波の冷却水路系への影響も未知である。柏崎刈羽原子力発電所の審査ではこうした津波のふるまいをどのように解析し、評価しているのか。

（平成 30 年度第 2 回 資料 No. 2 P4）

- ・ 設置許可基準規則解釈別記 3 は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して適切に策定された基準津波に対して、津波を敷地へ遡上又は流入させないことを基本とし、更に津波の流入等が生じたとしても、重要な安全機能を有する施設がその機能を損なわない設計であることを求めている。
- ・ 設置変更許可に係る審査においては、津波の遡上域や浸水域を評価した上で、重要な安全機能を有する施設を津波が到達しない高さの敷地に設置するとともに、取放水路等の地下部から津波を流入させないように浸水防止設備を設置することで、津波を敷地に遡上又は流入させない設計とすることを確認している。更に、地震により海水系配管が破断し、そこから津波が流入することを想定しても、水密扉や止水ハッチ等による浸水対策を行う等により、重要な安全機能を有する施設の機能が損なわれない設計とすることを確認している。
- ・ 津波の遡上域や浸水域の評価に当たっては、敷地及び敷地周辺の地形、沿岸域の海底地形、潮位等を公的機関等のデータに基づきモデル化して遡上解析を行っていることを確認している。また、この遡上解析は、水位の変動、地震時の液状化や斜面崩壊に伴う地形の変化、防潮堤及び防波堤の損傷等の不確かさを考慮した上で、津波対策の前提となる津波の侵入角度、流速、衝撃力（波圧）、高さ等が保守的となるように行われていることを確認している。
- ・ これらの方針に基づいて行われる詳細設計の内容については今後、詳細に確認していく。

設計・工事計画認可の審査で、津波の流入対策、浸水対策の詳細をどのように確認し適合性を判断したのか。

重要な安全機能を有する施設が、基準津波の遡上波が到達しない高さの敷地に設置されていることを確認している。

取水路等からの流入を防止する浸水防止設備（取水槽閉止板等）や浸水防止設備（水密扉等）には、基準津波及び余震による荷重を用いて算定した部材応力が、許容応力を超えないことを確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P3[1629]参照

津波が放水口へ打ち寄せた場合に生じる、放水口内部の水圧上昇と水撃（圧力波）の発生、圧力波の水路上流への伝播、水路の途中に設置された機器への影響についてどのように評価しているのか。（令和6年度第1回）

- ・取水路側は、取水路等の点検用立坑の蓋が通気性を有しており、津波襲来時の圧力を逃がすことができる構造であることを確認している。また、管路解析を実施し、原子炉補機冷却海水ポンプに発生する応力が許容応力以下であること等を確認している。
- ・放水路側は、原子炉補機冷却海水系の配管出口が大気開放していること及び配管出口が津波の到達しない高さにあり津波が逆流しないため、原子炉補機冷却海水ポンプに対して、過大な圧力を与えることはないことを確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P3～4[1629～1630]参照

水撃の冷却水系への影響評価の中で、どのくらいの力が発生するか解析しているが、その解析手法については妥当性の評価を行っているのか。

（令和6年度第1回）

津波を入力とした管路解析を行い、そのうえで防潮壁やポンプの軸、プロペラに対する圧力による強度評価を行っている。

## <東京電力HD等への確認内容>

### （1）津波による圧力波の発生と影響の評価等

#### 東京電力HDの説明概要

取水路並びに補機取水路には点検用の立坑がある。開口部はグレーチング又はH鋼を並べた蓋で通気性を有しており、津波の圧力を逃がせる構造である。また、タービン建屋際の補機取水槽天井部（ポンプ設置床面）にも圧力を逃がす補機取水槽ベント管が敷設されており、補機取水槽内も空気圧縮による過大な圧力上昇はしづらい構造である。

原子炉補機冷却海水ポンプの津波波力への強度評価の結果、許容応力を満足していること確認している。

放水路側については、原子炉補機冷却海水系の配管出口は大気開放していること、放水路側の津波浸入高さが当該配管に到達しないことから、当該系統配管内に津波が逆流し、原子炉補機冷却海水ポンプに過大な圧力をあたえることはないと考えている。（令和2年度第4回 資料No.2 P6～8[197～199]）

#### ア 圧力波の評価

基準津波を与えて取水路の中をどう圧力が発生し伝搬したかを計算コードで解析したと思うが、その解析は圧縮性流体モデルか、非圧縮性流体モデルか。恐らく非圧縮性流体モデルで計算していると思うが、その場合は水撃が生じない。水撃の影響を検討する場合は圧縮性流体モデルで計算する必要がある。（令和2年度第4回）

- ・詳細な流体解析をしているかと言うご指摘だが、委員が指摘している衝撃荷重のようなものをモデル化して評価を精緻にやろうとすると、前提条件等、考慮すべき点が多岐にわたり、想定1つで結果がいろいろと変わってしまう

ため直接的にはそのような評価はしていない。

・解析は非圧縮性流体モデルである。(令和2年度第5回 資料No5-1 P7[283])

放水路側については、計算コードで解析して過大な圧力が生じないとの結論になったのか。(令和2年度第4回)

放水路側は、海と放水路が縁切りされ、大気開放しているため解析はしていない。

令和2年度第6回技術委員会に提出された資料No.4「委員から頂いた質問事項への回答」のp19[370]においても赤矢印で示したように、7号炉取水口や放水口前面の流速は急速に立ち上がっている時刻があり、これにより水路内部の水圧は急上昇し圧力波が発生する可能性がある。少なくともそのような可能性を圧縮性モデルで検証した上で、水路には影響はないという結論を出すべきであると考え、東京電力のご見解をお伺いしたい。

(令和2年12月8日 追加質問)

ご指摘頂いた7号炉取水口前面・放水口前面における流速の立ち上がりについては、陸上に遡上した津波が引いていく際に、護岸から海に向かって流れ落ちる流速が大きくなることにより生じるもの(第6回資料No4p.19[370]のVyの時刻歴参照)。

従って、これにより水路内部の水圧が上昇する可能性はないと考えている。

質問の詳細については、令和2年度第7回 資料No.2 P2~3[395~396] 参照

#### イ 海水ポンプの健全性

海水ポンプとしての機能はどの程度余裕があるのか。例えば、圧力変動がポンプに作用した場合、軸がずれるとか、ポンプの機能がなくなるレベルに対して影響はわずかと言えるのか。

過渡的な負荷にどのようにポンプが応答するか過渡応答を分析していただきたい。(令和2年度第4回)

取水口から補機取水槽まで全長150m以上あり、津波浸入時の管路解析の結果は、補機取水槽部において流速1.2m/sと比較的緩やかになっている。原子炉補機冷却海水ポンプの定格運転時の流速と比較しても津波による流速は小さいため、原子炉補機冷却海水ポンプの機能に影響を与えることはないと考えている。

なお、原子炉補機冷却海水ポンプのポンプ工場性能試験時に、原子炉補機冷却海水ポンプの定格運転時の流速に津波浸入時の補機取水槽部における流速が加わった際の流速よりも大きな流速でポンプ運転を行っているが、原子炉補機冷却海水ポンプの機能に影響はなかった。

(令和2年度第5回 資料No5-1 P7[283])

#### 4 冷却水系、循環水系の損傷による内部溢水への対処

##### <原子力規制庁への確認内容>

津波は防潮堤や水密扉、止水処置だけでは侵入を防げない恐れがある。地震により冷却水路系、循環水路系が損傷した場合を想定しているのか。その場合、損傷箇所からの海水流入に対処する方法をどう評価されたのか説明していただきたい。また、流入した海水による、非常用電源の高圧配線系の絶縁劣化や地絡短絡への対処方法をどう評価されたのか説明していただきたい。

(平成30年度第2回 資料No.2 P5)

- ・審査においては、地震により循環水系配管（循環水ポンプエリアの溢水）やタービン補機冷却海水系（海水熱交換器エリアの溢水）が破損した場合を想定した評価を確認しており、止水処置等により安全上重要な設備が設置されるエリアへの影響を防止する方針であることを確認している。
- ・また、溢水量を低減することを目的として、復水器の周辺で発生した溢水を検知し、自動的に循環水ポンプを停止するとともに、復水器出入口弁を閉止するインターロックを設置する対策を行う方針であることを確認している。
- ・このように、非常用電源の高圧配線等の安全上重要な設備に対して溢水による影響が及ばないように設計する方針であることを確認している。

設計・工事計画認可の審査で、溢水対策の方針をどのように確認し適合性を判断したのか。

- ・地震により破損した循環水系配管等からの溢水については、ポンプの停止や破損箇所の隔離に要する時間を考慮するとともに、破損箇所からの津波の流入を考慮して溢水量を評価していることを確認している。また、溢水が安全上重要な設備が設置されるエリアへ伝播しないよう、水密扉の設置、貫通部の止水処理などの対策を講じるとともに、水密扉等が地震力及び溢水による水圧に対して必要な構造強度を有することを確認している。
- ・循環水配管等の破断箇所からの溢水を自動検知し、ポンプの停止及び弁の閉止により破断箇所を自動隔離する設計としていることを確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P5[1631]参照

水密扉の管理の在り方はどのようになっているのか。水密扉を開けて現場確認に行くと、普通に行くより時間がかかってしまうと思うが、水密扉の管理について規制庁として何か考えているのか。(令和6年度第1回)

現場に確認に行くときに開閉により時間がかかるが、水密扉をきちんと閉めることを非常時を含めて日常的に管理することは非常に重要。例えば、津波や溢水の侵入防止のため必要な水密扉が閉まっていることを確認するなど事業者が水密扉の運用マニュアルを定めていることを確認している。

##### <東京電力HD等への確認内容>

###### (1) 内部溢水への対策、電源設備の絶縁劣化や地絡短絡への備え等

###### 東京電力HDの説明概要

内部溢水対策で設置する復水器水室出入口弁、タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁隔離システム、循環水ポンプを設置するエリアの壁の津波溢水の止水対策により、津波による海水の流入を防止している。

地震時に内部溢水は発生するものの、当該エリアに設置する耐震Sクラスの静的機器が機能喪失しないことを確認している。

(令和2年度第4回 資料No.2 P10、14[P201、205])

## (2) 海水系配管の損傷による内部溢水等

### 東京電力HDの説明概要

海水系配管の損傷による溢水は、以下の事象進展を想定して影響を確認している。

- ・復水器エリアにおける循環水配管の破損

地震により系統保有水及び海水が復水器エリアに流入するが、津波が到達する前に復水器水室出入口弁が閉止しているため、津波の流入は無い。復水器エリアに隣接する安全系である原子炉補機冷却系熱交換器エリアや、原子炉建屋、コントロール建屋まで海水は到達しないため、安全上重要な設備に対して溢水の影響が及ばないことを確認

- ・タービン補機冷却海水配管の破損

地震により系統保有水及び海水がタービン補機冷却系熱交換器エリアに流入するが、津波が到達する前に吐出弁が閉止しているため、津波の流入は無い。当該熱交換器エリアの上階にある安全系である原子炉補機冷却系熱交換器エリアまで海水は到達しないため、安全上重要な設備に対して溢水の影響が及ばないことを確認

- ・循環水ポンプエリアにおける循環水系の破損

地震により系統保有水及び海水が循環水ポンプエリアに流入し、循環水ポンプの押込みにより、水位がT.M.S.L.約+11.85mまで上昇するが、循環水ポンプ電動機の浸水によりポンプが停止して内部溢水が停止。津波の到達により津波が流入するが、耐震壁及び止水対策により隣接する安全系である原子炉補機冷却系熱交換器エリアまで海水は到達しないため、安全上重要な設備に対して溢水の影響が及ばない。

(令和2年度第4回 資料No.2 P11～13[202～204])

### ア SBO(全交流電源喪失)時等の弁動作

タービン建屋への浸水を防止する弁がSBOでは動作するのか。

(令和2年度第4回)

当該弁は電動弁のため、SBOになると動作せず、「閉」にはならない。

当社は原子力発電所の安全性確保のために、考え方の一つとして「深層防護」に基づき、各種対策を講じている。

津波による溢水への対策は第1層の「異常の発生防止」に位置付けられるものであり、津波の敷地への遡上及び建屋内への浸水を津波防護設備、浸水防止設備により防止し、ある程度の建屋内への浸水があっても、重要区画内の安全機能を有する設備の機能喪失を防止する対策になる。タービン建屋への浸水を防止する弁もこれらの対策の一つとしてこの第1層に属し、耐震性を持たせた非常用電源により津波の襲来以前に閉止することで、建屋内への浸水を防止する設計としている。外部電源がなくなると非常用ディーゼル発電機で電源供給する。更にそれが使えなくなるとガスタービン発電機を使うことになる。弁の

電源は事故時に使える電源を想定して設計している。

ガスタービン発電機や電源車を使うために1時間くらいの時間が必要ではないのか。その頃に津波が来る。東京電力HDが想定するSBOを伴うシビアアクシデントにおいて、弁が閉まることを想定できないのではないか。

(令和2年度第4回)

津波の敷地への遡上及び建屋内への浸水を津波防護設備、浸水防止設備により防止し、ある程度の建屋内への浸水があっても、重要区画内の安全機能を有する設備の機能喪失を防止する対策をしている。タービン建屋への浸水を防止する弁はこれらの対策の一つとして深層防護第1層の「異常の発生防止」に属し、耐震性を持たせた非常用電源により津波の襲来以前に閉止することで、建屋内への浸水を防止する設計としている。

一方、SBOに対しては、第1層における対策が十分に効果を発揮しないという仮定のもと、第3層の「炉心損傷の防止」として多様または多重の設備による原子炉の冷却を可能とすることで、炉心損傷を防止する対策を講じている。

例えば、設計基準を大幅に超える津波が発生した場合や、津波の襲来以前に全交流電源喪失している場合は、建屋内への大幅な浸水が想定されるが、高压代替注水系（HPAC：海水による機器の冷却や非常用交流動力電源に頼らない注水）は一定程度の水没に耐えうる設計としており、また、代替として用意したSA直流電源（AM用直流125V蓄電池等）がなくとも注水開始は可能で、炉心の損傷防止及び損傷の拡大を防止することが可能。更に、その想定を大幅に超え、あらゆる常設設備が使用できない場合においては、消防車による外部からの注水、又は、放水砲などによる拡散抑制など、大規模損壊時の対応へ移行し、高台へ保管されている可搬型の設備を中心とした緩和措置を講じることになる。

(令和2年度第5回 資料No.5-1 P7~8[283~284])

弁はセンサーで漏水を検知して動作するということであるが、センサーを含め、重要度分類でどのような管理をしているのか。

(令和2年度第4回)

インターロック、弁の電源を含め、基準地震動 $S_s$ の地震でも機能維持できるように設計している。

### (3) その他（委員の追加質問）

水密扉の水密機能は、内側での溢水には有効であるが、外側からの溢水には有効ではないといった方向性があるのかご説明いただきたい。

水密扉には、閉め忘れを知らせる警報機能が、当該の扉と中央制御室に備わっている必要があると考えられるが、これについてご説明いただきたい。

(令和3年度第1回)

水密扉は、発生を想定する内側および外側の溢水による水圧の作用方向別に強度評価を行い、止水性の維持を確認している。また、水密扉に開閉状態検出器を設置し、表示ランプ・電子ブザーによる監視装置を当該の扉と中央制御室に備えている。

詳細については、令和3年度第5回 資料No.8-2 P12~17[698~703]参照

定期検査時に、地震が発生して作業員が止水ドアを閉めないで避難してしま

うと、津波が来た時に水が入り止水対策が効果を発揮しない。学会の活動でそのようなリスクが高いとされているが、そういう場合にどのように対応するのかご説明いただきたい。  
(令和3年度第1回)

定期検査時に考えうる建屋外部からの溢水の流入経路を確認し、必要な対応をとることで、(すべての)安全機能を(同時に)喪失しないことを確認している。

水密扉は閉止を原則とし、開閉状態を中央制御室で監視している。また、重要な設備エリアには自動閉止機能を設置し、閉止操作ができなかった場合の影響を緩和する。

詳細については、令和3年度第5回 資料 No. 8-2 P18～22[704～708]参照

## 5 情報操作システムへの不正アクセス防止

### <原子力規制庁への確認内容>

電磁的障害について、ハード面の防止対策に対しては審査されているが、ソフト的なセキュリティ対策はどのような審査が行われたのか。

(平成30年度第2回 資料No.2 P6)

- ・審査において、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報操作システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為を受けないよう当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とすることを確認している。
- ・また、安全保護回路に係るセキュリティ対策について接続部の施錠等によりハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とすること、目的外の通信を遮断した上で、通信を送信のみに制限することで機能的に分離する設計とすること、固有のプログラム言語を使用すること、保守ツールのパスワード管理による承認されていない変更等を防止すること等を確認している。

設計・工事計画認可の審査で、セキュリティ対策の設計方針をどのように確認し適合性を判断したのか。

- ・原子炉施設の運転等のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、インターネットとの直接接続を禁止するなどの対策により、外部からのアクセスを遮断する設計としていることを確認している。
- ・安全保護回路は、接続部の施錠等によりハードウェアを直接接続させない設計としていること、通信を送信のみに制限する設計としていること、固有のプログラム言語を使用して一般的なコンピュータウイルスが動作しない設計としていること、施錠等の措置の実施について保安規定に定めるとしていることを確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P6[1632]参照

### <東京電力HD等への確認内容>

#### (1) 発電所内の情報セキュリティ対策

##### 東京電力HDの説明概要

情報システムが電気通信回線を通じて妨害行為又は破壊行為を受けないように、外部からのアクセスを遮断している。安全保護系盤は、防護装置を設けて外部ネットワークと直接接続せず、制御装置には固有のプログラム言語を使用している。また、安全保護系制御装置の保守ツールの接続部に対して施錠を行い、関係者以外のアクセスを防止している。

(令和2年度第3回 資料No.2 P3[110])

#### ア サイバーセキュリティ対策

何年か前の年金機構のセキュリティのように、LANの中にセキュリティホールを使ってバックドアが作られて侵入されたという事件がある。外部からのアクセスを切断してもなおLANに侵入する方法はあるということから、セキュリティをどのように確保するのか。イランのスタックスネットのように、最近ではスタンドアロンの機械に対してまでセキュリティの侵入が起こるとい

うことが分かっている。そのような点まで考えているか。

(令和2年度第3回)

産業界全体でもガイドラインを作って共通的に対策を向上させるような努力をしている。例えば、組織的な定期レビューの実施、コンピュータシステムのリスト化、システム構成図の管理、異常が確認されたときの対処方法やその運用の確立、検知・対処方法についての多重的な対応等をガイドラインとして定めて実施している。詳細は、セキュリティに関わる事項のため、概要程度にさせて頂く。

スタックスネットではUSBメモリにプログラムを組み込んで発電所に持ち込み、モーター系をみんなだめにした。日本の発電所も余計なUSBポートを作らない対策したと聞いているが、確認していただきたい。

(令和2年度第3回)

USBメモリを持ち込ませない対策、ポートを限定的なものにする対策をとっている。

テロを仕掛ける側はあらゆる手を使ってシステムをだめにしようとするので、システムがあるから大丈夫というロジックが成立しなくなる。

様々なマルウェアが計測系の中に入り込んで誤った信号を出す等への対策をどうしているのか。

(令和2年度第3回)

テロについては、中央制御室に近寄らないようにするため、いくつもの障壁を設けている。防護区域の設置や警備員の配置、侵入を検知する設備を付けている。検知した場合は、担当部署に連絡して対応することになる。

また、プラントの制御系については外のシステムとつながないことを原則としている。ただし緊急時対応には接続が必要となるので、強固なファイヤーウォールをつけて限定的なデータを出し入れしている。

セキュリティー対策については繰り返しチェックするルールを作って取り組んでいる。常に外からの攻撃を監視して、異常があった場合には要員がネットワークを遮断することを定めている。

監視システムに入り込んでセキュリティーを破り、物理的に攻撃するというシナリオについても対策を考えていただきたい。また脆弱な部分が見つければ、それをどのように補強するか検討をお願いしたい。(令和2年度第3回)

国の信頼性確認制度というものがあり、発電所内に入構する人については全員、人体的なチェックをするという制度がある。

また、様々なことを想定した訓練を継続してやっている。安全に対する考え方を止めないということが非常に重要と受け止めている。

## 6 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び運用手順

### <原子力規制庁への確認内容>

審査の概要を読むと、事故収束シーケンスの説明では、原子炉燃料の崩壊熱を最終的に海へ捨てるとしているが、それが冷却水路や熱交換器などの機能に何の制約も受けずに実行できるかのように描かれている。しかし、冷却水をどういう手段・ルートで海まで連続的に移送できるか、その手段・ルートが地震や津波でどのような制約、機能損傷を受けるかについての検討が不足していると感じる。特に、津波の陸地への遡上が防潮堤によって防がれたとしても、海面下に口を開いている取水口、放水口からの津波水圧や水撃（急激な津波の打ち寄せによって発生した圧力波）の影響を十分検討し、対策を立てる必要がある。海（最終ヒートシンク）までの冷却水路の途中が津波によって損傷しないか評価しているのか。熱交換器系やポンプ、水路の冗長度は評価したのか。津波による水路系への水撃発生を評価したのか。

（平成 30 年度第 2 回 資料 No. 2 P9）

- ・まず、津波に関して、設置変更許可の審査では、基準津波に対してその設備に要求される機能を保持する方針であることを確認している。
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対策としては、取水機能が喪失した場合における熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット）を用いた可搬型設備による対策と残留熱除去系が使用不可能な場合における格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を用いた常設設備による対策を整備する方針であることを確認している。
- ・ご指摘の海（最終ヒートシンク）までの熱の輸送経路としては、取水機能が喪失した場合の可搬型設備を用いた対策が該当する。この場合、原子炉建屋内にある残留熱除去系に原子炉建屋の外から可搬型の熱交換器ユニットを接続し、大容量送水車により海水を供給することで、熱を海へ輸送する。本対策に必要な重大事故等対処設備は、基準津波による遡上波が到達しない十分に高い敷地にあることなどを確認しており、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれない設計としていることを確認している。また、海水の取水場所については、離れた複数箇所に確保することを確認している。さらに、当該海水取水場所での取水ができない場合には、位置的分散が図られた格納容器ベントによる除熱に切り替えることを確認している。
- ・なお、柏崎刈羽 6、7 号機の崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の有効性評価においては、事象発生から 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉格納容器からの除熱を行うことにより炉心損傷防止対策が成立することを確認しており、さらに、代替原子炉補機冷却系の操作開始が遅れる場合においても原子炉格納容器の限界圧力に至るまでには、約 18 時間以上の余裕があることも確認している。

設計・工事計画認可の審査で、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備や運用手順をどのように確認し適合性を判断したのか。

- 熱交換器ユニット及び大容量送水車を用いた可搬型設備による対策、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を用いた常設設備による対策を

整備することを確認している。

○可搬型設備による対策に用いる熱交換器ユニット及び大容量送水車について、以下の事項を確認している。

- ・重大事故等の収束に必要な量に対し、十分な余裕を有していること。
- ・原子炉建屋への接続口を複数の場所に設置すること。
- ・海水の取水場所を複数箇所確保すること。
- ・常設重大事故等対処設備が設置されている建屋等から十分な離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管すること。
- ・保管場所から設置場所までのアクセスルートは、地震・津波等を想定し、複数確保するとともに、早期に復旧可能なルートを確保するための措置を講じること。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P7[1633]参照

### <東京電力HD等への確認内容>

(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備、運用手順、津波への備え等

#### 東京電力HDの説明概要

(海へ熱を逃がす設備)

取水路・放水路・原子炉補機冷却系の海水ポンプ・代替原子炉補機冷却系がある。

柏崎刈羽原子力発電所に襲来する津波(基準津波)は、ゆっくりとした水位上昇と下降を繰り返す特性を有する。取水路の津波浸入時の管路解析の結果は補機取水槽部において最大で流速1.2m/s程度と比較的緩やかであり、ポンプの定格運転時の流速と比べて小さいため、ポンプの機能に影響を与えることはないと考えている。また、放水路における原子炉補機冷却海水系の配管出口は、大気開放していること等から、原子炉補機冷却海水ポンプに対して津波逆流で過大な圧力をあたえることはないと考えている。更に、津波による砂移動の取水路・放水路への影響はないことを確認している。

代替原子炉補機冷却系は、有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」の例では、事象発生から約20時間後に運転することとしており、準備操作に必要な時間や要員の人数などを確認している。

(大気へ熱を逃がす設備)

フィルタベント設備・耐圧強化ベント設備がある。

フィルタベント設備は、有効性評価シナリオ「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失(代替循環冷却設備を使用しない場合)」の例では、事象発生後約38時間後にベントすることとしており、準備操作に必要な時間や要員の人数などを確認している。

(令和2年度第5回資料No.3 P3~14[241~252], 16~18[254~256])

#### ア 基準津波

基準津波のどのように策定しているのか。策定にあたって歴史上の津波をどの程度遡って確認しているのか。(令和2年度第5回)

歴史上知られている津波は評価の中に入れていない。日本海側だと越後高田の

地震 1,600 年くらい前のものがあつたと思う。古文書などで確認しているものでは古いもので 700 年くらい前のものがある。

ただし、日本海側には多数の断層があるので、そういうものが複数連動した場合に起きるとした上で、断層の規模とか走向、傾斜、位置といったものをいろいろパラメータスタディして、数百ケースの計算を行い、その中の最も発電所に厳しくなるものを基準津波として選定している。一つの例としては、基準津波 1 の地震規模としては、 $M_w$  (モーメント・マグニチュード) 8.6 で長さが 350 km。場所としては佐渡の北側から北海道の南端にかかるくらいまでの巨大な活断層を考慮して津波の検討を行っている。

基準津波はどのような解析をして決めているのか。不確かさの評価をしているのか。  
(令和 2 年度第 5 回)

不確かさがあるところは保守的に幅広く様々なケースの解析をしている。保守性の内容や根拠については、国の審査の中で確認いただいている。

柏崎刈羽 6 号機と 7 号機の取水口及び放水口前における津波の波高及び流速の時間歴 (グラフあるいは数値データ) をご提示ください。  
(令和 2 年度第 5 回)

回答については、令和 2 年度第 6 回 資料 No. 4 P1 [352, 363~366] 参照

#### イ 海水ポンプの健全性

海水ポンプに対して、流速 1.2m/s と穏やかなものだからポンプの機能には影響を与えることがないという説明であつたが、逆流してくるといふ事か。そうであるなら、海水の逆流によってポンプにブレーキが生じることはないのか。  
(令和 2 年度第 5 回)

津波による最大流速 1.2m/s は逆流ではなく、吸い込み方向に押し込んでくる流れとなる。

#### ウ 圧力波の評価

津波による水路への影響を非圧縮性モデルで解析されているが、圧縮性モデルでも解析して、圧力波の影響はないことを論証する必要があるのではないか。  
(令和 2 年度第 5 回)

取水路は大気開放しているところがある。また、そもそも津波の流速や水位上昇が比較的穏やかな津波が想定されており、圧力波が発生するのではなく、津波の力が大気開放しているところから外に抜けていくと思っている。

仮に津波の流速や水位上昇がもっと大きければ、圧力波が発生する可能性があると考えていいのか。  
様々な可能性について考慮していくことが安全上必要ではないのか。  
(令和 2 年度第 5 回)

科学的に圧力波が発生するのか十分な検証、証拠は持ち合わせてはいないが、単に原子炉補機冷却海水ポンプがとまっただけなら再起動すればいいし、再起動できないのであれば可搬式の設備を使うなど、別の対策でプラントを守っていく。段階的、多重的、多層的な対策をとって、可搬設備を含めて対策を行い、様々なシナリオを想定した訓練をすることが福島第一原子力発電所事故の教訓であると思っている。

## エ 貯留堰の沈降や隆起

地震による貯留堰の沈降や隆起を評価しているのか。

(令和2年度第5回)

地震による沈降、隆起についても津波の計算の中で考慮している。水位低下側については、隆起させる方向でより取水が厳しくなる方向で考慮している。

## オ 津波による砂移動

藤井他・高橋他と2つのモデルで解析しているが、解析結果が大きく異なっている。この要因は何か、東京電力はどのように評価しているのか。

(令和2年度第5回)

砂が巻き上がる量や沈降する量は実験式によって提案されている。実際と合致するかは分からないので、両方の解析を使って堆積量などを計算し、一番厳しいものでも安全性が確保できるという評価を行っている。

藤井他・高橋他の論文は1990年代末に出されているが、その後のフォローをどのようにされているのか。

(令和2年度第5回)

違う実験式も提案されているが、現状では、藤井他・高橋他の実験式の信頼性が高いと考えて採用している。東日本大震災の津波の前後で海底地形の測量結果と解析結果が合うかを検討し、全く同じにはならなかったが、大きな傾向としては再現できることは確認している。

実際に柏崎刈羽原子力発電所の砂を調べて解析と合うことを確認しているのか。解析モデルを使うことの妥当性について確認することが必要と思う。

(令和2年度第5回)

藤井他・高橋他の実験式の中には砂の粒径などのパラメータがあり、柏崎刈羽原子力発電所の現地の砂を採取した結果を反映している。

ただし、モデルにより計算結果が変わるので、解析結果を絶対値として評価するよりはある程度余裕を見て考えるべきと思っている。

詳細については、令和2年度第6回 資料No.4 P2[352]参照

砂移動の解析に関して、東日本大震災による津波が福島第一原子力発電所に襲来した前後での海底地形測量結果と、「高橋ほか」「藤井ほか」の解析結果を比較検討したレポートを提示して欲しい。

(令和2年度第5回)

令和2年度第6回 資料No.4 添付資料P16[372]をご覧ください。

高橋ほか(1999)は港口・防波堤近傍での浸食、港湾中央付近での堆積など全体傾向は概ね一致することを確認している。

津波で巻き上げられた砂は海水ポンプまで到達するのか。その影響を考慮する必要はないのか。

巻き上げられた砂を含む海水が吸い込まれていくのではないのか。

(令和2年度第5回)

取水口から先には砂がないので、ある程度の距離で沈降し、大量に到達することはないと考えている。

解析により、原子炉補機冷却海水ポンプの位置では砂がほとんどなくなっていることを確認している。

砂移動の解析で用いている「藤井ほか」「高橋ほか」の手法について、定

性的にも違いが出てきているように見える。計算、過去の文献を使う場合には、その仮定がどういう範囲で正しいのかということを確認していただくようなことが少なくとも必要であり、特に原子力発電所のような、もしどうなったら大変なことになるというような状況なので、その場合にそのモデルが適用できるのかという妥当性を確認するくらいはしておいて欲しい。

(令和2年度第5回)

令和2年度第6回 資料 No. 4添付資料のP17～19[373～375]をご覧ください。

「藤井ほか」「高橋ほか」のモデルについては、1960年チリ津波時の気仙沼港における海底地形変化事例に対して再現計算を行い、モデルが検証され、津波による侵食、堆積の傾向が合致していることが確認されている。

また、東北地方太平洋沖地震津波についても、「高橋ほか」のモデルについて宮古港における海底地形変化事例に対して再現計算を行い、傾向が合致していることが確認されている。

以上のことから、「藤井ほか」「高橋ほか」のモデルについては、妥当性が確認されているものと考えている。

砂移動の解析モデル藤井ほか、高橋ほかのモデルの検証について、両モデルはなぜチリ津波時の砂移動に対しては、一致した結果を示したと書いてあるが、今回の計算ではあまり良好な一致を見ていない。その理由を説明していただきたい。  
(令和2年12月1日、7日 追加質問)

津波による砂移動解析モデルの妥当性を検証するためには、実際の津波前後の海底地形データが必要であり、そのような検証に用いることができるデータは、津波が希な自然現象であることから現状限られている。

このため、モデルの妥当性の検証においては、侵食・堆積の傾向や侵食・堆積量のオーダーが概ね一致することで判断されているというのが実情と考えている。

その観点で、藤井ほか・高橋ほかのチリ津波時の砂移動解析では、湾中央付近で侵食、湾奥及び湾口で堆積し、概ね同様の侵食・堆積傾向を示しており、侵食・堆積量のオーダーも概ね一致していると考えている。

また、柏崎刈羽原子力発電所の砂移動解析においても、港口付近や防波堤先端部付近で侵食、その周辺の港内で堆積し、侵食・堆積傾向は両モデルで概ね同様の傾向を示しており、侵食・堆積量のオーダーも概ね一致していると考えている。

このような解析技術の現状も踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所における評価では、安全側の評価となるよう両モデルでの解析を実施し、結果的に砂の堆積量及び堆積厚さが大きくなる「高橋ほか」の結果を考慮し、その上で海水の貯留量等に十分な裕度\*があることを確認している。

注記\*：・貯留堰内最大堆積量：351m<sup>3</sup>（全体貯留量7号機の約8,000m<sup>3</sup>、6号機の約10,000m<sup>3</sup>に対して約4%程度であり、取水性に影響はない。）

・取水口前面最大堆積厚さ：約0.6m（取水路の高さ（5m程度）に対して十分小さく、砂の堆積による取水性への影響はない。）

- ・放水口前面最大堆積厚さ：約0.4m（放水路の高さ（3m程度）に対して十分小さく、砂の堆積による閉塞の影響はない。）  
（第5回資料No. 3P 7～11[245～249]参照。）

#### カ 設備の運用手順

ドライウェルの耐圧強化ベントはプールのスクラビング効果がない。実施の際には事前に避難を確認してから放出する手順になっているのか。  
（令和2年度第5回）

フィルタベント設備を使う場合でも、サイト内にいる人間は希ガスの影響があるので、遮蔽がある場所に一時避難して、プルームの影響を避けるという手順になっている。

#### キ 防潮堤の遮水工

防潮堤に遮水工は入っているのか。遮水工が入っていないと、津波が襲ったとき、防潮堤周辺の地盤が破壊される可能性があります。もし、入っていないとしたら、津波が襲来したときのパイピング事象について、どのような対策を施しているのか、明らかにしていただきたい。  
（令和3年3月19日 追加質問）

防潮堤自体は自主設備の位置づけとしているものの、荒浜側防潮堤直下及び大湊側敷地前面の斜面の地盤改良を行っていることから、津波時にパイピングにより防潮堤の内側に水が入ってくることはないと考えている。

#### ク その他（委員の追加質問）

東京電力が平成26年度第3回技術委員会で説明した、選定したベントシナリオ解析条件の妥当性について、に関するベントシナリオについては、DBA-大破断LOCAと同様に、起因事象を特定せずに保守的な条件を想定したと理解している。その際、RHR配管の破断と他系統RHRの機能停止、SBOという極めて重大な条件を想定する一方で、RHR系やD/G系より頑丈だとは思えない低圧注水系だけは機能を維持している（損傷しない）というのは、どう考えても違和感が残る。

なぜ低圧注水系だけが機能を維持できると想定したのか。

（令和2年度第3回 資料No. 1 P5[99]）（令和2年10月28日 追加質問）

「設計基準対処設備」が健全な状態では、「重大事故等対処設備」よりも先に「設計基準対処設備」を使用することになり、「重大事故等対処設備」の有効性を確認するという有効性評価の目的が達成できないため、「設計基準対処設備」を無条件で機能喪失させている。

代替循環冷却設備で低圧注水系として用いる復水移送ポンプは、新規制基準導入に伴い「重大事故等対処設備」として強化している。具体的には、事故対応において必要な範囲を耐震強化工事により基準地震動に対して耐性を持たせ、基準地震動に対して同じ低圧注水機能をもつ残留熱除去系と共通要因で故障することを防止している。これは、津波、その他の自然現象、人為事象、溢水、火災といった共通要因についても同様です。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、「設計基準対処設備」である残留熱除去系、非常用ディーゼル発電機の機能は期待せず、「重大事故等対処設

備」である復水移送ポンプの機能を期待している。

質問の詳細については、令和2年度第5回資料No.3 P35～38[273～274] 参照

1. 想定シナリオについて

苛酷事故を想定した場合、どのような経過を辿って冷温停止に至ると想定されているのか、MAAP その他の計算コード解析による経時変化を示すグラフや数値を用いて説明してください。 (令和2年12月8日 追加質問)

一連の質問と回答については、令和2年度第7回 資料No.2 P5～16[398～409] 参照

想定シナリオについて[398] (令和3年1月12日 追加質問)

上記の回答に対する一連の質問と回答については、令和2年度第8回資料No.3 P1～13[448～460] 参照

LUHSシナリオと炉心損傷 (令和3年3月4日 追加質問)

上記の回答に対する一連の質問と回答については、令和3年度第1回 資料No.7-1 P2～13[513～524] 参照

事故シナリオ対策についての判断根拠として、PRA（確率論的リスク評価手法）等の結果を持ってやっているのか。 (令和3年度第1回)

PRA を用いて最終的に評価する事象を決定しなさいという規制基準上の立て付けになっているため、PRA を実施しそれを基に事象の評価を実施して、対策を取っている。決定論的な視点から選んでいる。

低圧注水系は炉心と格納容器上部にそれぞれ1系統しかない。低圧注水ポンプも1台のみ。これらは炉心と格納容器冷却の唯一の手段であるが、冗長性を有していない。仮に事故発生のごく初期の時点で注水動作を開始しなければ、大規模な炉心損傷と格納容器内圧上昇をもたらす。

冗長性を追加することはできないのか。 (令和2年10月28日 追加質問)

代替循環冷却設備として用いる復水移送ポンプは3台あり、2台運転、1台予備となっており、冗長性を有している。

なお、原子炉への注水、格納容器スプレイという機能のみを考えれば、可搬型設備である消防車による対応も可能であり、冗長性を有している。

また注水量は直接計測するのではなく中操でポンプ流量と経過時間から（間接的に）求めるとしている。これは緊急時に運転員の誤認識を生じるリスクがあるのではないかと (令和2年10月28日 追加質問)

原子炉注水量、格納容器スプレイ量は、復水移送ポンプ出口の流量計で計測しており、いずれも中央制御室で確認可能です。

東京電力は、6号機7号機の想定事故（SA）において炉心の崩壊熱を熱交換器やポンプを通して最終ヒートシンクの海へ導くとしているが、このパスに冗長性はあるのか。また、津波が構造物に与える力学的負荷は、津波の波力のみならず、圧力波が重要である。 (令和2年10月28日 追加質問)

最終ヒートシンクである海へ熱を導く、代替熱交換器車は、6/7号機で事故対応に必要な台数5台（2台/1プラント、共通予備1台）と予備2台の計7台を配備している。海水の取水に用いる大容量放水車も同数配備している。

また、代替熱交換器車の接続口も2箇所設置している。

圧力波が放水路を破損させる可能性はないのか、評価したのか。

(令和2年10月28日 追加質問)

放水路は鉄筋コンクリート製の開口部を有した水路構造であり、また、その外側は土で囲まれていることから土圧等を考慮して設計しているため、水圧の上昇があっても破損することはないと考えている。

なお、2019年9月、現地でご覧いただいたように、放水口からタービン建屋の海側までは暗渠が続くが、タービン建屋の海側には開口である放水庭があり、補機からの排水はここを経由して海側に流れる。放水口側（海側）からの流れが生じて圧力が高まったとしても、この放水庭の開口があるため、ここで圧力が逃げることとなる。

津波によって運ばれた海底の大量の砂が、放水路・取水路に堆積して水路を塞ぐ可能性を考慮しているか。あるいは地震によって放水路末端箇所が損傷した場合のことを考慮しているか。 (令和2年10月28日 追加質問)

津波による砂移動の取水路、放水路への影響を評価している。

評価の結果、いずれも水路の高さに対して十分小さく、影響がないことを確認している。

- －取水路：6/7号機取水口前面の最大堆積厚さは約0.6m程度であり、取水路の高さ（5m程度）に対して十分小さく、原子炉補機冷却系の取水性への影響はない
- －放水路：放水口前面の最大堆積厚さは約0.4mであり、放水路の高さ（3m程度）に対して十分小さく、閉塞の影響はない。

令和2年度第5回技術委員会 資料No. 3 P14[252]の左側：原子炉急速減圧→低圧代替注水について

スクラム後約3時間後に、逃し安全弁による原子炉急速減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行う、との記載がある。福島事故の3号機の例に言及するまでもなく、原子炉を急速減圧した後に低圧注水する場合は、格納容器内圧が過度に上昇しないための準備をしたうえで、減圧後に間髪を入れずに低圧注水を十分な流量によって開始することが必要です。こうした条件をどのように担保するのか、具体的に説明していただきたい。

(令和2年10月29日 追加質問)

原子炉スクラム3時間後の崩壊熱は概ね1%程度であり、この状態で急速減圧しても原子炉水位は一時的な燃料露出に留まり、十分原子炉水位回復が可能であることを解析にて確認をしている。

ご指摘の通り、減圧後に間髪を入れずに低圧注水を十分な流量によって開始することが必要であり、事故時の運転操作において原子炉を急速減圧する際には、低圧注水系が確保されていることを確認する。

具体的には、

- －常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を手動起動する。また、原子炉注水に必要な電動弁が開動作可能であることを確認する。低圧代替注水系（常設）のバ

イパス流防止系統構成のためにタービン建屋負荷遮断弁を全閉にする。  
ー中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁2個を手動開操作し原子炉を急速減圧します。逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。最大300m<sup>3</sup>/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

急速減圧により格納容器圧力は上昇に転ずるが、サプレッションプール水にて蒸気は凝縮するため、その圧力上昇は数十kPa程度となる。なお、格納容器圧力上昇に対しては、復水移送ポンプによる代替格納容器スプレイも可能であり、原子炉水位を回復したことを確認後、スプレイを開始する。

質問の詳細については、令和2年度第6回 資料No.4 P3[354] 参照

「代替循環冷却設備」が確実に機能すればベント操作は不要になり、周辺住民の被曝は発生しない。従って当該設備の使用に関する訓練及び点検が重要であることから具体的にどのように行うのかご説明いただきたい。

(令和2年度第9回 資料No.6-1 P6)

#### 【訓練内容】

目標時間内に設置できるよう、年1回/班の頻度で訓練を実施している。

#### 【点検内容】

点検は、計画を定め実施している。

また、保安規定に基づきポンプ、弁等の機能が維持されていることを定例試験により確認している。

詳細については、令和3年度第2回 資料No.7-1 P6～10[547～551] 参照

代替循環冷却設備を定期的に訓練することは、重要なことだと思うが、時間ではなく、確実に少なく行うような方向で訓練を進めていただければと思う。関連して、夜中とか、大雪とか大雨、台風とか、地震が来て路面がガタガタになってしまうとか、いろいろな状況が考えられると思うが、そういったところはどのように反映されているか。

(令和3年度第2回)

訓練時間は要求時間とご理解いただきたい。全ての班が同じようにできるよう訓練しているが、相互の不測事態、例えば、ホースに穴が開いてしまったとかそういうものも含めて、対応を共有しながら、訓練の中でいろいろな想定外を想定内にするようなことも訓練している。

全て想定できるわけではなく、まだ実際の大雪の訓練はできていないが、夜間の訓練、大雨の訓練も、できるところを想定しながら、要求時間を満たせるよう訓練している。

#### 代替冷却設備について

(1) 復水移送ポンプ等が動かなかった場合を考えおく必要があると思う。

その場合の対処はどのようにするのか。

(2) 復水移送ポンプ等が実際に動いて機能していることを、どのように確認するのか。福島第一原子力発電所では非常用復水器が動いているかどうかの判断がきちんとできなかつた。したがって、実際に動き冷却を行っていることを、当該の代替冷却設備とは別の手立てで確認する必要があると考える。

(3) 廃棄物処理装置建屋から原子炉までの配管が破損した場合、どのように

対処するのか。

(4) 熱交換器から廃棄物処理装置建屋までの新設配管の訓練もしているのか。 (令和3年度第2回)

格納容器の除熱が必要な場合には、設計基準事故へ対処するため多重性（3系統）を持たせて設置している残留熱除去系による循環冷却を基本としており、残留熱除去系が全て機能喪失しない場合には循環冷却による事故収束は可能と考える。代替循環冷却設備は、残留熱除去系が使用できない場合に活用する手段として配備している。

(1)

復水移送ポンプ等が動かなくなる要因としては、電源の喪失や系統の配管・弁の損傷等が考えられるが、それらの事象が発生した場合には現場の状況を調査し、電源の復旧や修理等により故障要因を除去し復旧に努める。また、並行して残留熱除去系の故障要因の特定と除去も行う。

上記の要因特定と除去が早期に困難な場合には、代替循環冷却設備を用いた循環冷却はできなくなるため、フィルターベントを用いたベント操作を実施し、格納容器の過圧を防止することになる。

なお、上記の設備は耐震性及び火災・溢水からの防護等を考慮し設計するとともに、計画を定め巡視・点検及び保全を行い、異常の早期発見に努め、故障のリスクを低減するように努めている。

(2)

復水移送ポンプの運転状態は、系統流量、系統圧力等の中央制御室の複数の計測制御装置で確認することができる。また、系統の運転の結果として格納容器が冷却されることを格納容器内の雰囲気を測定する温度計、圧力計等から確認することが可能。

なお、福島第一原子力発電所の非常用復水器とは異なり、復水移送ポンプは、電源がない状態では運転できない系統であり、ポンプの運転状態が中央制御室に表示されるため、電源が喪失し運転できていない状況は中央制御室で把握できるようになっている。

(3)

残留熱除去系が全て機能喪失し、なおかつ廃棄物処理装置建屋から原子炉までの配管が破損した際には、可能な限り補修を行うが、それが困難な場合においては（1）の回答に記載した通り、フィルターベントを用いたベント操作を実施し格納容器の過圧を防止することになる。

なお、代替循環冷却設備の廃棄物処理装置建屋から原子炉までの配管については耐震性を強化してきており、設計基準としている地震動においても破損しないよう、設計上考慮している。

(4)

熱交換器から廃棄物処理装置建屋までの新設配管には、複数の電動弁が設置されているが、これらの弁を含め代替循環冷却設備の操作について、運転員が年1回/班の頻度で訓練を実施している。

現場の状況を調査して、適切に復旧するとは、具体的にどういう操作をして、どういう復旧の仕方をするのか。例えば、今問題にしている施設が地震

動で故障する場合にこんな故障が考えられるとか、あるいは、この部分を重点的に見なければいけないとか、そういう備えが必要ではないか。

(令和3年度第4回)

装置に異常が発生した場合の対応を「警報発生時操作手順書」に定めている。

例えば、復水移送系（当該系統のポンプは代替循環冷却で使用）の「ポンプ過負荷トリップ」が発生した場合には、ポンプの吐出圧力、ポンプの現場状態、電源の保護リレーの動作状況、モータの絶縁抵抗を確認する。また、現場確認では、機器の異音や異臭、異常振動、過熱、流体の漏えいの有無を調査する。

これに基づき原因を特定し、復旧することになるが、復旧にかかる時間が相対的に長くなる場合には、後備の設備の使用を優先することになる。

なお、事故対応に使用する設備は、基準地震動の地震に対して機能喪失しないよう、設計している。

詳細については、令和3年度第5回 資料No. 8-1 P2～4[672～674] 参照

## (2) 低圧注水系の冗長性等

### 東京電力HDの説明概要

代替循環冷却設備による低圧注水は、復水移送ポンプを用いる。新規制基準導入に伴い、重大事故等対処設備（シビアアクシデント設備）として強化している。

基準地震動 $S_s$ の他、津波その他の自然現象、人為現象、溢水、火災により、同じ低圧注水機能を持つ残留熱除去系と共通の要因で故障することを防止している。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、設計基準対処設備である残留熱除去系、非常用ディーゼル発電機の機能に期待せず、重大事故等対処設備（シビアアクシデント設備）である復水移送ポンプの機能を期待して評価している。

復水移送ポンプは3台ある。2台で運転し、1台が予備となっており、冗長性を有している。系統流量は、復水移送ポンプ出口の流量計で、原子炉注水量、格納容器スプレイ量は、いずれも中央制御室で確認することが可能となっている。

(令和2年度第5回 資料No. 3 P15[253])

### ア 低圧注水系の冗長性

復水移送ポンプが3台あるのは分かったが、復水移送ポンプから原子炉又は格納容器スプレイまでの配管が1本しかない。ここが地震で壊れてしまったらどうするのか。

(令和2年度第5回)

注水系統は耐震補強をしているので地震で壊れることはないと考えている。ポンプとか弁のような動的機器の場合は単一故障を想定するが、配管や構造物のような静的機器の場合は想定しない。注水配管の代わりは考えていない。

福島第一原子力発電所の復水移送ポンプは使える状態だったのか。

柏崎刈羽原子力発電所の復水移送ポンプは福島第一原子力発電所のような状態になっても使えるのか。

(令和2年度第5回)

福島第一原子力発電所の復水移送ポンプは電源を喪失していたので使用できなかった。

柏崎刈羽原子力発電所の復水移送ポンプは、津波や内部溢水の影響がない場所に設置しており、耐震性も基準地震動S sで機能できるようにしている。元々常用系のポンプであったが、過酷事故対策に使うという位置づけとし、水密対策、電源強化、耐震性の向上を図っている。福島第一原子力発電所事故の時に比べると別物といっていっくらい強化されている。

補足回答については、令和2年度第7回 資料No.2 P4～5[397～398] 参照

#### イ 代替熱交換器車の取排水

海水を取水・排水するホースを降ろす地点の海岸線が地震によって崩れたりして、取水・排水ができなくなることはないのか。 (令和2年度第5回)

緊急時対応に必要な資材、要員のアクセスルートは、地震や火災等で通行、使用ができなくなるよう対策を講じている。海水の取水、放水については、場所を選ばず対応ができると思っているが、万が一、どこにもないということになった場合には、ホイールローダー等でがれきを撤去する、それから道路の復旧などをする重機を用意して、そのために必要な訓練等を実施している。

補足回答については、令和2年度第6回 資料No.4 P4[355] 参照

## 7 格納容器の破損防止対策

### <原子力規制庁への確認内容>

格納容器雰囲気直接加熱等の健全性に影響を与える現象に対して、原子炉格納容器の健全性の説明で、格納容器内の圧力及び温度がそれぞれ限界圧力及び 200℃以下であるとされているが、それぞれの現象での格納容器構造物の温度分布及びその分布による変形、並びに圧力による構造物変形を踏まえた健全性が審査において確認しているのか。格納容器のトップヘッドフランジ付近は大口径の薄肉構造物をボルトで留める構造であり、フランジのシール性に対してトップヘッドの変形が大きく影響するものと考えられる。フランジシール性が各現象下でのこのような変形を考慮して評価されたものであるかを確認させていただきたい。(トップヘッドのシェルがフランジに比べ高温になっている状態で加圧されるとフランジの変形が大きくなり、シールの締め付け力が弱まるため、これを抑えるにはトップシェルへの積極的な冷却が必要になる可能性もあると考える。)

(平成 30 年度第 2 回 資料 No. 2 P7)

- ・原子炉格納容器の重大事故環境下における健全性評価は、原子炉格納容器全体を、格納容器本体（コンクリート部及びライナ部）、トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ類、エアロック、配管貫通部、電気配線貫通部等の部位に分け評価を行っています。評価にあたっては各部位ごとに、有限要素法による解析、日本機械学会設計・建設規格、実験結果等のいずれかによる評価を行い、申請者の設定した 200℃、2Pd (2Pd = 0.62MPa)、いわゆる限界温度、限界圧力における健全性を確認している。
- ・格納容器のトップヘッドフランジは、締め付けボルトで固定する構造であり、フランジにはシール溝が二重に設けられている。このシール溝に耐熱性、耐放射線性が確認されている改良 EPDM 材が取り付けられる方針であることを確認している。
- ・格納容器のトップヘッドフランジの変形については、フランジ部、ボルト、シール溝のほか、トップヘッド全体をモデル化し、実機を模擬した有限要素解析により 200℃、2Pd での健全性を確認している。
- ・格納容器雰囲気直接加熱等の物理現象における格納容器内の温度及び圧力が、上記の 200℃、2Pd 以下であることを格納容器破損防止対策の有効性評価において確認することにより格納容器の構造健全性を確認している。
- ・なお、評価上は格納容器雰囲気直接加熱等の物理現象に対して格納容器が健全であると考えられるが、東京電力ホールディングス株式会社は自主対策として格納容器頂部のウェルに注水し、格納容器の頂部を冷却することにより原子炉建屋への水素漏えいを抑制する手順を整備する方針としている。

設計・工事計画認可の審査で、格納容器の健全性をどのように確認し適合性を判断したのか。

- ・格納容器全体を、格納容器本体、トップヘッドフランジ、配管貫通部等に分け、各部位ごとに、有限要素法による解析、日本機械学会設計・建設規格、実験結果等のいずれかによる評価を行い、申請者の設定した 200℃、2Pd

(0.62MPa)における健全性を確認している。

- ・トップヘッドフランジのシール性能は、フランジ部、ボルト、シール溝のほか、トップヘッド全体をモデル化し、実機を模擬した有限要素法解析により、限界温度、限界圧力におけるフランジ部の開口量(変位量)を評価した結果、改良EPDM材の試験結果等から算出された許容開口量(許容変位量)を下回り、シール機能が維持されることを確認している。
- ・トップヘッドフランジに温度分布が形成されると仮定してフランジ部の開口量(変位量)を評価しても許容開口量(許容変位量)を下回り、シール機能が維持されることを確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P8[1634]参照

改良EPDM材が高温・高圧に耐える旨の説明があったが、高放射線にも耐えることを確認しているのか。 (令和6年4月30日追加質問)

改良EPDM製シール材の試験は、800kGy<sup>\*</sup>を照射した試験片を用いて実施し、その結果を基に許容開口量(許容変位量)を設定していることを確認している。

※フランジガスケット部の重大事故等発生後7日間の累積放射線照射量の目安  
詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P1 [1685]参照

#### <東京電力HD等への確認内容>

##### (1) PCV(格納容器)の加温破損防止対策等

##### 東京電力HDの説明概要

格納容器破損防止対策として、次の対策を講じている。

- ・格納容器頂部注水  
格納容器頂部を冷却し、格納容器トップヘッドフランジ部のシール性を確保。水素ガス等の漏洩を防止する。(自主対策設備)
- ・格納容器シール材の強化  
シビアアクシデント時の温度・圧力環境(200℃、620kPa)が長時間継続しても漏洩が生じないように、改良EPDM製シール材を採用
- ・代替格納容器スプレイ  
復水移送ポンプにより復水貯蔵槽の水を格納容器内にスプレイする。消防車を用いたスプレイ手段も整備
- ・格納容器下部注水  
復水移送ポンプにより復水貯蔵槽の水を格納容器下部へ注水し、格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。消防車による注水手段も整備
- ・コリウムシールド  
ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を抑制する。溶融炉心が格納容器バウンダリに接触することを防止する。

(令和2年度第6回 資料No.3 P4~10[295~301])

##### ア 格納容器下部注水

格納容器下部注水により2m水張りすることになっているが、水深に何か根拠があるのか。よく懸念されるのは、水の中に溶融炉心が落ちると水蒸気爆発が起きると言われているが、水蒸気爆発等についてどのような議論があ

ったのか。

(令和2年度第6回)

水蒸気爆発のエネルギーが大きくなり、かつ溶融炉心による浸食を一定程度抑制できるよう2mという水深を設定している。

溶融炉心が水に落下した時の影響として、水蒸気爆発と圧力スパイクについて考慮している。

水蒸気爆発については、ウラン燃料では起きにくいという実験の知見が得られているが、JASMINEという水蒸気爆発コードによって、ペDESTALが水蒸気爆発による水の衝撃波によって壊れることがないことを確認している。

圧力スパイクについては、蒸発量を計算して格納容器の圧力上昇を評価し、格納容器が突如として加圧破損しないことを確認している。

格納容器下部注水により2m水張りすることになっているが、溶融炉心により水深や水温が変化するのはではないか。水蒸気爆発の影響は変わらないのか。

(令和2年度第6回)

大事なことは溶融燃料をしっかりと冷却して、MCCI(溶融燃料とコンクリートの反応)を防止すること。合わせて水蒸気爆発の影響を極力避けること。継続的にデブリが冠水する程度の水をかけ続けるような対応を考えている。

格納容器下部注水の注水配管やノズルは溶融デブリによる損傷を受けることがないように、アクセストンネル内に設置しているとの回答があったが、どのような構造になっているのか。

(令和2年度第7回)

ペDESTALまでノズルが出ていると溶融物にあたるので、ペDESTALの直前まで配管を引いて、そこからは吐出圧力で下部ドライウェルに注水できるような配管構成としている。

復水貯蔵槽の水は設計基準事故にも重大事故にもいろいろな用途に使われる。格納容器下部注水の水が不足することはないのか。(令和2年度第7回)

復水貯蔵槽には1,700m<sup>3</sup>近く水が蓄えられている。また、水が補給できるように可搬の消防車を用意している。安全解析上は12時間まで復水貯蔵槽に給水をしなくても事故対応に必要な水は十分用意している。

RCICやHPCFの水源となっているが、設計基準事故で使う場合はサブプレッションプールの水位が5cm上昇すると水源はサブプレッションプール側に切り替わり、復水貯蔵槽の水を大量に使うことはない。

炉心溶融物が落ちてくるような条件の時に、格納容器下部の水位計は見続けることができるのか。初期水位2mを入れた後は見られなくなってしまうことはないのか。

(令和2年度第7回)

格納容器下部の水位計は電極式で、ケーブルはMI(無機絶縁)ケーブルで材料は全て金属で耐環境性がある。耐環境性の試験をしている。

一方で、炉心溶融物が落ちてくる中で、絶対に使用し続けられるという保障もないため、落下後は崩壊熱相当の注水を継続することを優先する。

・令和2年度第6回技術委員会 資料No.3 P7[298]によれば、注水開始のタイミングは、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した時で、初期の注水量は水位2mとある。また、この場合の注水ポンプは復水移送ポンプで、水源はCSTとある。

Q1. 温度センサー（TC？）は、下鏡の金属表面に直接貼り付けられるのか、CRDハウジングなどに貼り付けられ、下鏡の下の空間領域の温度を計測するのか。（令和2年12月11日 追加質問）

温度センサーは、下鏡の金属表面に直接取り付けられている。

Q2. 温度センサーとそのケーブルの種類は。使用上限温度は何℃か。（令和2年12月11日 追加質問）

温度センサーは熱電対（TC：T型）で、温度－熱起電力の直線性が得られる上限は350℃になる。格納容器内ケーブルは、MI（無機絶縁）ケーブルで、一般的に1000℃以上の温度でも使用可能。

Q3. 300℃に達した時点で、自動起動か、運転員の操作に依存するのか。後者の場合、300℃に到達した時点で、これを知らせる警報があるのか。（令和2年12月11日 追加質問）

300℃に達した時点で、運転員の手動操作により実施する。なお、300℃に到達した時点で運転員にこれを知らせる警報はない。

しかしながら、炉心損傷の徴候を確認した後は圧力容器下鏡部の温度を継続的に監視し、300℃に達した場合には格納容器下部注水を実施する運転操作手順としている。

Q4. 復水移送ポンプの電源は、SBO発生時にどのようにバックアップされるのか。（令和2年12月11日 追加質問）

SBO発生時はGTG、電源車、他号機からの電力融通により給電することが可能となる。

Q5. CSTの水源を格納容器下部に導くための弁切換は、遠隔操作か、現場で手動弁の開閉操作を必要とするのか。開閉操作の必要な手動弁がある場合、その取り付け場所とアクセス・ルート環境（温度、放射線レベル）は。（令和2年12月11日 追加質問）

本操作は、すべて中央制御室からの遠隔操作で実施可能。

Q6. 注水ラインの布設ルートと注水ノズルは、下鏡からの溶融デブリの噴射によって損傷や閉塞を受けることはないか。（令和2年12月11日 追加質問）

注水用の配管及びノズルは溶融デブリによる損傷を受けることがないように、下部ドライウェル内ではなくアクセストンネル内に設置されている。

Q7. CSTは、RCICとHPCFの主要水源である。格納容器下部注水は、時系列上、RCICやHPCFの後になるため、必要時にはすでにCSTの水位が大幅に低下している可能性がある。CSTの水源は、重大事故時の対応として本用途以外にも予定されていないのか。あるとすればどのような用途か。CSTの水源について、このような複数の用途を考慮した場合、用途が重なって流量が低下することはないのか。十分な水量が確保されるのか。（令和2年12月11日 追加質問）

格納容器下部注水は複数の炉心注水設備が機能喪失した場合に実施するものであることから、CSP内に必要な水量は確保されている。

また、CSPに対する補給設備として、可搬型代替注水ポンプ（消防車）があ

り、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池の淡水を CSP に補給することで、十分な水量を確保することができる。

Q8. 格納容器下部注水が、通常運転時に過って注水されないための対策は。施錠管理が行われるのか。 (令和2年12月11日 追加質問)

施錠管理されたスイッチを操作することにより、格納容器下部注水弁の操作が可能となる。鍵は当直長が適正に管理している。

Q9. 300℃に達してから、実際に注水が開始されるまでの時間 (T1)、および水位が2mに達するまでの時間 (T2) は、それぞれ何分か。そのような所要時間について、訓練による裏付けはあるのか。そのような所要時間に対し、炉心溶融物の噴射が始まる時間 (T3) は何分と推定され、T3は、T1、T2とどのような関係か。 (令和2年12月11日 追加質問)

原子炉圧力容器下鏡部温度「300℃到達」確認後、速やかに格納容器下部への注水を開始する。(T1:0分)

格納容器下部への水張りは「90m<sup>3</sup>/h程度」で実施するので、水位2m (総注水量180m<sup>3</sup>) に達するには約2時間になる。(T2:2時間)

有効性評価において、原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する時間は事故発生約7時間後と評価されている。(T3:7時間)

以上により、T1:0分、T2:2時間、T3:7時間になります。T1の起点が事故発生約3.7時間後になるので、格納容器下部への水張り完了は「事故発生約5.7時間後」になる。

本操作の訓練については、机上での事故手順の訓練及びシミュレータを用いた操作訓練を実施している。

Q10. 注水開始後からの水位は、どのように把握するのか。水位計か積算流量計があるのか。水位はどこで監視するのか。中央制御室か。積算流量計が使われる場合、流路の分流などで実際には格納容器下部注水が予定通り進んでいない場合もあり得る。水位計は、温度や圧力の上昇によって、信頼性が低下しないか。 (令和2年12月11日 追加質問)

格納容器下部から1m、2m、3mの高さに電極式水位計を設置しており、格納容器下部水位を中央制御室にて監視可能。電極式水位計のため、温度や圧力の上昇によって信頼性は低下しない。また、水中環境/蒸気環境の判別も可能であることを確認済み。

#### イ 特定重大事故等対処設備

特定重大事故等対処設備にも循環的な設備があると思うがどのような機能があるのか説明してもらいたい。(令和2年度第6回)

特定重大事故等対処設備は、原子炉を減圧する機能、原子炉へ注水する機能、格納容器へ注水する機能、代替循環冷却による格納容器を除熱する機能、フィルタベント設備によって格納容器を減圧する機能を有している。

重大事故等対処設備とは別に設けることとしている。

### (2) RPV (原子炉圧力容器) 上蓋からの水素ガス等の漏洩等

#### 東京電力HDの説明概要

RPV主フランジ (上蓋) からの漏洩等を防止するために、柏崎刈羽原子力

発電所7号機では以下の対策を講じている。

・RPV主フランジからの漏洩防止

原子炉圧力容器が高压の状態が維持されたまま破損に至ることのないよう原子炉水位が燃料の下端より10%に到達した時点で原子炉を減圧する。

・格納容器フランジからの漏洩防止

熱的耐力の向上した改良EPDM製シール材を採用、更なる対策としてバックアップシール材を塗布。また、格納容器頂部注水系を用いた原子炉ウェル注水により、PCVトップヘッドフランジ部を直接冷却する。

・水素爆発防止

原子炉建屋上部に触媒式水素再結合装置（PAR）を56台設置。

なお、原子炉建屋内に設置した水素濃度計等により、格納容器からの顕著な漏洩が確認された場合においてもベントを実施する。

（令和2年度第6回 資料No. 3 P15～18[306～309]）

有効性評価シナリオの1つである高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（DCH）の対策としてBAF+10%で原子炉を減圧し、RPVの圧力が高い状態で破損することで、高温高压のガスが急速に放出されることを防止している。また、RPV主フランジから漏洩が生じると仮定し、PCVトップヘッドフランジの温度をMAAPにより解析した結果、限界温度である200℃以下で推移することを確認している。（令和2年度第7回 資料No. 1 P2～5[384～387]）

前述の解析は、DCHシナリオにおいて、RPVの気相温度が500℃に到達した時点でRPV主フランジから漏洩が生じると仮定したもの。

RPVやRPV内の水位、圧力、温度等の解析結果から、PCVトップヘッドフランジの温度は、漏洩を仮定することで上昇するものの、ウェル注水による冷却効果により、200℃を下回ることを確認している。

なお、DCHシナリオにおいて、RPV主フランジの温度は、クリープを考慮する必要がある温度（フランジ・ボルト370℃、Oリング430℃）に達しないことから、RPV主フランジからの漏洩の可能性は低いと考えられるが、PCVトップヘッドフランジ温度上昇の観点で厳しくなる条件として、保守的にRPV主フランジから漏洩が生じると仮定している。（令和2年度第8回 資料No. 2[436～447]）

## ア 原子炉圧力容器の材料のクリープ特性

原子炉圧力容器主フランジのボルト等の材質は何か。

高温クリープ特性を材料ごとに持っておく必要はないのか。そういうデータがないとシビアアクシデントが起きた時に大丈夫であるか、シミュレーションもできないのではないかと。時間はかかるが、材料試験をやる必要があると考えている。（令和2年度第6回）

原子炉圧力容器主フランジのボルトはSNB24鋼材。クリープを考慮する必要があり、規格に基づいて設計している。

シビアアクシデント時にクリープするという可能性は否定しないが、それが起きた時に何がおきるか、何をしたらいいのかという観点で事故対応を考えている。減圧手段だとか、注水手段を多重に持つことで、炉心溶融するような場合にも事態の影響を緩和するという考え方に立っている。

クリーブ試験は、知見を収集し、事故対応を充実させるという観点で吟味し、必要と判断すれば行うこととしている。

#### イ 原子炉ウェル注水と格納容器主フランジのシール性能

原子炉ウェル注水のタイミングと注水量を教えてください。

(令和2年度第6回)

格納容器内の温度が設計温度を超えて上昇しつづけていることを検知すれば注水を開始する。格納容器主フランジ面が全て水没するくらいの水を入れる。

格納容器主フランジのOリングは2つある。原子炉ウェル注水により外側のOリングは直接水と触れて冷却されると思うが、内側のOリングはどれくらいの温度になると計算しているのか。

(令和2年度第6回)

事故時には、格納容器内が200℃になると評価している。改良EPDMという材料に変えて、250℃でも7日間のシール性を維持できることを確認している。

シール部が水で直接冷却されるのではなく、格納容器主フランジ面全体が冷やされてシール部が冷却されると思っている。

原子炉圧力容器主フランジから高温高圧のガスが漏洩すれば、格納容器主フランジの内側のOリングの温度は相当高くなるのではないかと。千数百℃のガスが出てくる可能性があると思うが対応できるのか。

(令和2年度第6回)

福島第一原子力発電所事故時の状況を見ても、格納容器の中で200℃、300℃を超えて異常な温度になるような状況ではないと思っている。ただし、できる限りの対策をするということで、原子炉ウェル注水で冷却した上で、シール材を交換するという対策をとっている。

仮に格納容器内の温度が200℃を超えるような状況になった時にどうなるのかということを知りたい。

(令和2年度第6回)

原子炉圧力容器は燃料が溶ける温度で高圧のまま維持されないよう、水位が燃料の下端10%で減圧をすることとしている。エネルギーをサプレッションプールに移行させることが大事と考えている。

ただし、高温になる可能性も踏まえて原子炉ウェル注水をし、更に格納容器からの漏洩した時には格納容器を減圧するなどの段階的な措置を講じている。

水位が燃料の下端の10%に低下するまでに、原子炉圧力容器内のシュラウドが溶けてしまうことはないのか。MAAP解析において、シュラウドはどのように扱っているのか。

(令和2年度第6回)

燃料の下端10%までの水位では、蒸気によって燃料を冷却できるのでシュラウドが機能喪失することはないと考えている。それ以下の水位では、水ジルコニウム反応で燃料の加熱が加速するので、それまでに減圧をするという考え方である。燃料が溶け始めると、シュラウドを浸食する可能性は否定できないと考えている。

格納容器フランジの漏洩防止対策として、バックアップシール材の塗布とあるがどのようなものか。原子炉ウェル注水の邪魔にはならないのか。

(令和2年度第7回)

バックアップシール材はコーキング材で歯磨き粉のようなもの。格納容器フランジ面のOリングの外側全周に塗布する。上蓋とフランジ側が圧着すること

で新たなバウンダリーを構成する。原子炉ウェル注水に影響を与えるものではない。

福島2、3号機の遮蔽プラグの内面が非常に強い放射能を持っていることが最近判明したが、これは主にCsの沈着と考えられる。とすれば、FPがRPVから格納容器内に漏洩した経路として、RPV上鏡部のフランジの隙間、およびそこに近接している格納容器の上蓋フランジの隙間の可能性が高いと思われる。これは、SAにおいてRPV及び格納容器のフランジのシール機能が損なわれる現実の可能性を意味すると考えられ、柏崎刈羽原子力発電所においても対策が必要と思われるが、この可能性に関する東電の見解を問う。

(令和3年3月2日 追加質問)

福島第一原子力発電所2、3号機の遮蔽プラグの内面が非常に強い放射能を持っていることについて、RPV上鏡部のフランジの隙間からの漏えいの可能性を示すものかどうかについては断定できないが、格納容器の上蓋フランジの隙間からの漏えいについては、当社も事故時の主要な漏えい経路であったと考えている。

柏崎刈羽原子力発電所では、福島第一原子力発電所での事故を踏まえて、まず、炉心損傷によりRPVが高温、高圧にならないように、多種多様な電源、注水、減圧手段を確保している。

それでも炉心損傷が発生した場合には、RPVが高圧の状態が維持されたまま破損に至ることがないように、原子炉水位が燃料の下端より10%に到達した時点で、原子炉を減圧する手順としている。

このような対策によっても、原子炉圧力容器からの漏えいが発生した場合に備え、格納容器の上蓋フランジの隙間から外部へ放射性物質が漏えいすることがないように、格納容器シール材の強化や格納容器頂部注水により、格納容器の上蓋フランジ部のシール性能を確保することで、格納容器外への漏えいを防止する対策を行っている。

また、それでも原子炉建屋へ漏えいした場合に備え、原子炉建屋上部に触媒式水素再結合装置(PAR)を56台設置し水素爆発を防止する対策を行っている。

詳細については、令和2年度第6回技術委員会（令和2年11月25日開催）の資料No. 3のP5, 15～17[296, 306～308]及び令和2年度第7回技術委員会（令和2年12月25日開催）の資料No. 1のP1～5[383～387]を参照。

・フランジからの漏洩防止

令和2年度第6回技術委員会 資料No. 3 P15 [306]では、原子炉水位が燃料の下部10%に低下するまでの間は、RPV主フランジからの漏洩が起これない旨の説明をしている。しかし、当該水没部における発熱量は、全炉心の発熱量のせいぜい数%であり、その熱によって発生する蒸気のみで、気相部の炉心を十分に冷却できるとは考えにくい。炉心上部は、かなり高温の過熱蒸気となっており、高温クリープに対して最も厳しいと考えられる主フランジの金属Oリングが、応力緩和を呈しないことを裏付けるのは難しいと思われるがどうか？

Q1. 原子炉水位が燃料の下部10%に低下するまでの間に、主フランジの金属

○リングが曝露される熱的環境（温度、時間）と当該金属○リングの材料（ニッケル基合金および銀被覆）の熱的強度の関係から、前者が後者を上回らないことが裏付けられているのか。（令和2年12月11日 追加質問）

原子炉圧力容器の金属○リング（高ニッケル合金）については、国内外の規格で設計上クリープを考慮する温度は約430℃前後とされている。

原子炉への注水機能が全て喪失したことを仮定した事故の解析において、原子炉水位がBAF+10%に到達するまでの間に原子炉圧力容器の主フランジ温度はこれを上回ることはないことから、金属○リングの健全性が損なわれることはないと考えている。

Q2. 原子炉水位が燃料の下部10%に低下した場合の水位計の信頼性は、上記のように炉内の環境が飽和蒸気ではなく過熱蒸気で満たされていることを考慮しても十分であると考えられるのか。（令和2年12月11日 追加質問）

基準面器内の水が蒸発した場合には、原子炉水位計にて正確な水位計測は困難になる。

格納容器内温度が原子炉圧力の飽和温度以上になった場合、基準面器内の水が沸騰し水位計が正確な指示を出さなくなる可能性を考慮して、水位不明と判断する。また、基準面器に新たに設置した温度計から基準面器内の水位の減少を把握して、水位不明と判断する。

水位不明時には、注水可能システムにより原子炉を満水にする操作を実施する。原子炉の満水操作とは、目標水位を定めて注水するのではなく、原子炉圧力容器を水で満たすことを目的とした注水操作である。なお、水位計測の代替手段として、原子炉圧力容器への注水量から原子炉水位を推定する手段も整備している。具体的には、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。

詳細については、令和2年度第7回資料No.2 P21～24[415～416]参照

Q3. RPVに対して長時間にわたって高温高压の負荷を加え続けるよりも、早めに減圧して注水した方が良策であるように思われるが、なぜ無理を強いるのか。これは、注水できない場合を想定した措置で、なるべくRPV下鏡の損傷時期を遅らせたいという意思を反映した考え方ということなのか。減圧時期を遅らせることの正当性は、どのようなリスク評価、長短比較に基づくものなのか。（令和2年12月11日 追加質問）

低圧注水系による注水が可能であれば原子炉を減圧し、原子炉へ注水する。

原子炉への注水ができない状態で原子炉を減圧させると、原子炉冷却材を流出させるだけになり、原子炉水位は急速に低下してしまう。「BAF+10%」で減圧することで、その間、蒸気による燃料の冷却効果を得ることができ、RPVの破損を早めることなく、事象を収束させることが出来ることを確認している。

Q4. PCVトップヘッドのシールに関連して言及されている「バックアップシール材の塗布」とはどのような性状の材料のことか。「塗布」とは液状の物質を刷毛やスプレーで塗るイメージであるが、特別な技量が要るものなのか。（令和3年3月2日 追加質問）

バックアップシール材は、格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を目的として、現行のシール溝よりも外側のフランジ面全周に塗布するペースト状のシーリング材。

また、バックアップシール材の塗布にあたっては、試験でシール機能を確認した「塗布幅」や「塗布厚さ」を施工時に品質を確保するための要求としているが、簡易な治具で塗布が可能であり、実際に現地で作業員が塗布作業を問題なく行っているため、特別な技量は必要ない。

Q5. 格納容器のベントの基準として、「格納容器からの顕著な漏洩が確認された場合」も挙げているが、顕著な漏洩とは、どれほどの漏洩率を意味するのか。どのような確認方法が使われるのか。一般に、一旦漏洩が始まってからの緩やかな減圧は、漏洩を阻止する手段として有効ではない。ベントの最中にも漏洩が続いていく懸念について、これを払拭する実験的なデータはあるのか。つまり、ベントを行うや否や顕著だった漏洩が止まるという根拠はあるのか。  
(令和3年3月2日 追加質問)

PARによる水素処理能力（10%/日）を超えた漏えいが発生した場合を想定している。

上記のPAR処理能力を超えた漏えいが発生し、原子炉建屋オペレーティングフロア上部の水素ガス濃度が「2.2vol%」に到達した場合に格納容器ベントを実施することとしている。

格納容器からの顕著な漏えい確認された場合の格納容器ベントは、格納容器の圧力を下げることで漏えい箇所からの放出を抑制することを目的としている。

#### ウ 事故進展と有効性評価

BAF+10%に水位が下がるまでに燃料が破損しないとの説明を聞いたが、炉心は相当なダメージを受けているのではないかと。(令和2年度第7回)

BAF+10%は燃料の加熱がはじまっているが、燃料が破損する前か後かについてはかなり不確かさがある。ただし原子炉水位が低下することは蒸気が上っているということであり、その蒸気による冷却は一定程度期待ができる。

補足回答については、令和2年度第8回 資料No.3 P15～16[462～463] 参照

原子炉圧力容器（RPV）がヒートシンクになるとの説明があったが、RPVの周りには立派な金属保温材がついている。外側に熱を逃すようになっていないのではないかと。(令和2年度第7回)

簡略的なモデルではあるが保温効率も踏まえた上でヒートシンクを設定して評価している。温度差があれば伝熱の効果は一定程度あると考えている。

補足回答については、令和2年度第8回 資料No.3 P15～16[462～463] 参照

燃料の融点が2,500Kとの説明があった。炉心損傷の実験では、二酸化ウラン単体の融点と比べ、被覆管や制御材などがあると共晶反応が起きて、低い温度で溶けてしまうのではないかと。(令和2年度第7回)

共晶反応を考慮して計算している。

事故進展の時系列を文章や図で説明してもらいたい。

RPV 主フランジから漏洩しない解析結果やPCV トップヘッドフランジの温

度を示してもらいたい。

RPV 圧力や漏洩率、気相温度、PCV トップヘッドフランジ温度等の挙動について解説してもらいたい。

(令和 2 年度第 7 回、令和 3 年 1 月 5 日 追加質問)

回答については、令和 2 年度第 8 回 資料 No. 2 P1~12[436~447]、資料 No. 3 P15~18[462~465] 参照

解析結果では PCV トップヘッド頂部壁面温度に時間変化があるが、PCV 側と原子炉ウェル側にほとんど温度差が生じていない。その理由が理解できないが、PCV トップヘッドの寸法を教えてください。(令和 2 年度第 8 回)

寸法はノウハウのため公開していないが、数センチの厚さである。金属のため、比較的速やかに原子炉ウェル注水の冷却効果が内側までいきやすい。

### エ 原子炉建屋（2次格納容器）

設計基準事故時には SGTS（非常用ガス処理系）が働き原子炉建屋から環境への放出を抑制する。格納容器から放射性物質が漏洩するような重大事故時にも、SGTS の機能を担保できるのか。その電源は強化されているのか。

(令和 2 年度第 8 回)

SGTS は重大事故時に使うことを想定し、シビアアクシデント用の非常用電源から電気を供給できるよう設計している。ただし格納容器の設計漏洩率を想定しているため、漏洩が大きくなるような場合には SGTS で全て処理することは難しいと考えている。そのような場合は、水素濃度等から漏洩を検知し、フィルタベントで放射性物質を除去して放出して、圧力を下げることとしている。

放射性物質が原子炉建屋から環境へ出て行くときに、原子炉建屋がフィルタの役割をするのではないか。有効性評価において、原子炉建屋の効果を見込んでいるのか。(令和 2 年度第 8 回)

事故の状況により除染効果がかなり変わるので、許認可では見込んでいない。一方で、フランジシール部からの漏洩を模擬した実験では、粒子状は大体数百分の一になるという知見が得られている。福島第一原子力発電所のウェルプラグにもセシウムが大量に付着していると言われているが、複雑な流路を通る時には沈着する。原子力規制庁とは除染係数 10 くらいを見込んでもいいのではないかと技術的な議論をしている。

### (3) コリウム・シールドの信頼性

#### 東京電力HDの説明概要

溶融炉心の床面の浸食量等を考慮してコリウムシールドの寸法を決定。

また、コリウムシールドには、通常運転中に水を流せるようにスリットを設置。溶融炉心がスリットを通過してドライウェルサンプへ流入しないよう、凝固評価に基づいてスリットの寸法を決定している。

(令和2年度第6回 資料No. 3 P9[300])

#### ア コリウム・シールドの設計

コリウムシールドの高さは、溶融炉心が大量に落ちてきてもドライウェルサンプに行かないようになっているのか。(令和 2 年度第 6 回)

原子炉の全燃料が流れてきても越流しないようにしている。

## イ その他（委員の追加質問）

2. 格納容器のバウンダリー 令和2年度第6回 資料No.3 P8 [299]の挿絵について。

Q1. ドライウェルサンプの底面は、格納容器のバウンダリーを構成しているのか。それとも同バウンダリーは、さらのその下に設置されているのか。前者の場合、当該鋼板の材料と厚さは。当該鋼板が、腐食性の強い水に長期間（～10年）曝露され続けた場合、腐食が貫通するおそれはないのか。

（令和2年12月11日 追加質問）

ドライウェルサンプ底面は格納容器のバウンダリーではなく、格納容器のバウンダリーはドライウェルサンプ床面の更に下に設定されている。

### （4）RPV（原子炉圧力容器）スカート、スタビライザー

#### 東京電力HDの説明概要

原子炉圧力容器を支持するため、胴部全周に原子炉圧力容器支持スカートが設置されている。また、地震発生時に原子炉圧力容器の振動を抑制するため、原子炉圧力容器スタビライザーが設置されている。

原子炉圧力容器支持スカートについては、発生応力が許容応力の1割程度であること、多種多様な注水手段を確保していることから、直ぐにクリープの影響を受けることはないと考えている。

原子炉圧力容器スタビライザーについては、地震時に機能を発揮するものであり、重大事故時に機能することを期待するものではない。

（令和2年度第6回 資料No.3 P10～14[300～305]）

### （5）MAAP解析における輻射熱等の扱いや精度

#### 東京電力HDの説明概要

MAAPは、軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力／核分裂生成物（FP）の放出・移行挙動を同時に解析できる。

シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化している。

炉心から上部プレナム及びシュラウドへの輻射熱の伝達を考慮している。

種々の事故解析や実験解析により妥当性確認がなされており、福島第一原子力発電所事故の知見反映など、継続的に改善がなされている。

MAAPとMELCORでは、燃料溶融、移行、デブリ冷却モデル等に違いがみられるが、どちらか一方が正しいという結論はなく、解析コードの特徴や不確かさを踏まえて安全対策を実施することが重要と考えている。

なお、運転員等の操作は解析結果によらず、圧力・温度等のパラメータを見て実施する。

（令和2年度第6回 資料No.3 P19～25[310～316]）

#### ア 事故解析コードの精度

MAAPコード、MELCORコードともに高い精度では妥当性が確認されておらず、解析結果に頼りすぎでは危ないと思う。例えば、教育訓練などでシミュレータを使っていたら注意が必要で、事故解析コードの不確実性について十

分注意すべきだと思う。

(令和2年度第6回)

解析コードの特性上、不確かさというものが生じるため、安全審査の中でも解析コードが持つ特徴を踏まえて、不確かさによって挙動がずれた時に対応できるかということを説明している。解析コードありきで操作をするのではなく、プラント等の状態を踏まえて操作を開始することを基本としている。

原子炉压力容器内には、気水分離器や蒸気乾燥器のような構造物がある。MAAP コードで原子炉压力容器の上部の温度を推定することは難しいのではないのか。不確かさをみて保守的に評価すべきではないか。

(令和2年度第6回)

MAAP については、個別の物理事象については確認しているが、プラント全体の過酷事故をしっかりと再現できるか、解析モデルの精緻化とか実験との整合性をより突き詰めていくようなことは必要と考えている。国際的にもデータを持ち寄って解析モデルの改正や精度の高い再現ができるような活動をしている。

原子炉压力容器主フランジからの漏洩を 500℃だけでなく、400℃や 600℃とパラメータを振って検討することが重要ではないか。

また、MAAP 以外の解析コードでも評価できると信用性がでる。

(令和2年度第7回)

回答については、令和2年度第8回 資料 No. 3 P16[463]、添付資料 1[310～316]参照

原子炉の上部温度が問題と考えているが、MAAP では、原子炉内上部の蒸気乾燥器や気水分離器等の構造物をどのようにモデル化しているのか。

(令和2年度第8回)

モデルの概要は、令和2年度第6回 資料 No. 3 P20, 21[311～312]でお示している。

MAAP は当社で開発したものではなく、世界のスタンダードとして使っているもの。MELCOR との比較評価や予測精度を高める試みはされているが、現実を完全に再現しているものではない。解析結果が全て正しいという考えだけで設備を構築することはあってはならないと理解している。

水蒸気が赤外線を吸収したり放出したりするが、燃料から原子炉上部への伝熱をどのように計算しているのか。

(令和2年度第7回、令和2年度第8回)

輻射については特別なことはしておらず、シュテファン・ボルツマンの法則に従い、温度の4乗に比例するとして計算している。スリーマイル島原子力発電所事故の炉心の状態と MAAP の解析が概ね一致すること等から、全体の状況としては概ね推定できるものとして使っている。

補足回答については、令和2年度第8回 資料 No. 3 P14[461] 参照

セシウムやヨウ素のような揮発性の核分裂生成物 (FP) が原子炉上部の上鏡部分等に沈着して発熱すると考えるが、FP の影響をどのように計算しているのか。

(令和2年度第7回、令和2年度第8回)

スクラムして5分後くらいに崩壊熱は数%に落ちるが、その崩壊熱の数%くらいが原子炉内の構造物や壁面にくっついて発熱しつづけるという仮定をして

いる。原子炉内を模擬した実験から得られたものではない。FPの影響の不確かさはかなり大きいと認識している。

補足回答については、令和2年度第8回 資料No.3 P13[460] 参照

福島第一原子力発電所2、3号機の遮蔽プラグにセシウムが大量についていたが、MAAP解析の結果と違っているのではないのか。もっと福島第一原子力発電所事故の状況を検証したうえで計算を行い、保守性を担保した結果を示すべきではないのか。  
(令和2年度第8回)

解析をすべて信じるのではなく、不確かさを踏まえて安全対策を用意しているが、福島第一原子力発電所事故を解析で再現できるようにすることは、課題だと考えている。これから事故の調査が進んでいろいろ見えてきた段階で、更に解析側にフィードバックできるような案件も出てくると思うので、その辺を十分注視して改善したいと思っている。

MAAP解析の結果には不確かさがある。また、クリープを考慮すべき温度にも不確かさがある。クリープを考慮すべき温度が解析結果より2、3割高いからといって、(漏洩の可能性を)考慮しなくていいという話にはならないと思うがどうか。  
(令和2年度第8回)

おっしゃるとおりだと思う。MAAP解析の特性からすると、数%まで精度を出せるものではないという認識。ただし、事故進展の予測はそれなりにできるし、各国のコードを持ち寄ってバリデーションのようなこともしている。感覚としては数割程度の精度だと思う。MAAPの解析結果がこうだから大丈夫だと、何か対策することを排除することはしないようにしている。

#### イ その他（委員の追加質問）

RPV上鏡温度の評価(MAAP解析方法)：令和2年度第7回 資料No.1 P10[392]  
「図3. 原子炉圧力容器温度の推移」について

RPV上鏡部の温度の計算においては、どのようなメッシュ体系で伝熱と温度分布を計算したのか。単に一つの塊に対する伝熱(入出熱量の差)による温度変化を計算したのか、それとも3Dメッシュ体系における伝熱計算を行って温度分布を計算したのか。

- ・熱源(入熱量)の不確かさに対する感度解析を行ったのか。
- ・解析にはどの程度の保守性を見込んでいるのか。

(令和3年1月12日 追加質問)

RPV上鏡は、単一のノードではなく、下図のとおり軸方向5分割×半径(鋼材厚み)方向5分割と25分割し評価を行っている。

熱源は、炉心及び炉心から放出された放射性物質の崩壊熱、ジルコニウム-水反応による化学反応熱等が考慮されている。また、伝熱計算では、対流熱伝達、輻射、熱伝導、各領域間の熱の出入りが考慮されている。

崩壊熱については、崩壊熱が高くなるサイクル末期炉心の崩壊熱に対して、10%の保守性を考慮した値を用いて評価を行っている。また、ジルコニウム-水反応による化学反応熱については、感度解析を行っており、ジルコニウム-水反応に寄与する燃料被覆管の面積を2倍と仮定した場合においても、反応熱増加に伴う影響が軽微であることを確認している。

RPV主フランジからの漏えいの可能性は低いものと考えているが、ご指摘のとおり、RPVフランジからの漏えいには不確かさがあると考えており、ウェル注水の効果を保守的に評価するため、RPV主フランジからの漏えいを考慮し、評価を行っている。詳細は令和2年度第8回 資料No. 2参照。

回答の詳細については、令和2年度第8回資料No. 3 P14～15[461～462]参照

## 8 計装設備の計測範囲の変更、電源設備の強化等

### <原子力規制庁への確認内容>

計装設備は改良されているのか。改良されているとすれば、以前のものとどの性能を比較したデータを示していただきたい。

(平成 30 年度第 2 回 資料 No. 2 P11)

- ・重大事故等の対処に必要な既設の計装設備については、重大事故等時の環境条件を考慮し、計測範囲の変更、電源設備の強化等を行う方針であることを確認している。具体的には、原子炉圧力容器温度、サプレッション・チェンバ氣體温度等の計測範囲の変更、ガスタービン発電機からの給電ができる設計とすることを確認している。
- ・また、上記に加え、重大事故等の対処に必要な計装設備を新たに整備する方針であることを確認している。具体的には、重大事故等時の耐環境性が確認された原子炉圧力 (SA)、原子炉水位 (SA)、高圧代替注水系系統流量等を新たに整備する方針であることを確認している。
- ・さらに、計装設備の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための設備及び手順等を整備する方針であることを確認している。
- ・計測範囲の変更については、原子炉圧力容器温度は、重大事故等時における損傷炉心の冷却を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対応するために、計測範囲の上限を 300℃から 350℃に変更し、また、サプレッション・チェンバ氣體温度は、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) に対応するために、計測範囲の上限を 200℃から 300℃まで測定できるように変更している。各計測器の仕様は、東京電力ホールディングス株式会社の資料に示されている。<https://www.nsr.go.jp/data/000194745.pdf>

設計・工事計画認可の審査で、計装設備の計測範囲、電源設備等をどのように確認し適合性を判断したのか。

○設置変更許可を受けた以下の設計方針どおり設計されていることを確認している。

- ・設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計としていること
- ・重大事故等対処設備として耐震性、耐環境性を有する設計としていること
- ・非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失した場合には、代替電源設備としてガスタービン発電機等を使用できる設計としていること
- ・計装設備の故障等によりパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための設備及び手順等を整備していること。

詳細については、令和 6 年度第 1 回資料 No. 6 P9[1635]参照

## ＜東京電力HD等への確認内容＞

### (1) 事故を踏まえた計装設備の改良、パラメータ把握の代替手段等

#### 東京電力HDの説明概要

重大事故時の環境条件を考慮し、計測範囲の変更、電源設備の強化を実施している。また、必要なパラメータを計測することが困難となった場合でも当該パラメータを推定出来るよう設備及び手順を整備している。

重大事故等時の耐環境性が確認された原子炉圧力(計SA)、原子炉水位計(SA)等を新たに設置している。

(令和2年度第3回 資料No.2 P5～7[112～114])

#### ア 原子炉圧力容器の温度測定

ボルトの荷重が、クリープによるリラクゼーションみたいなことが起きているか起きていないかを知るには、ボルトの温度そのものが重要な意味を持つ可能性がある。ボルトかナット、その辺が何度になっているかは重要な情報だと思うが測定しないのか。

(令和2年度第3回)

原子炉圧力容器上蓋、フランジ部及びスタッドボルトに合計6個の温度計を設置している。これらは、起動・停止を含む通常運転中に原子炉圧力容器が脆性破壊しないよう、最低使用温度よりも高い温度で使用(加圧)していることを確認するために設けているものである。

また、原子炉圧力容器フランジヘッド周囲の雰囲気温度監視用に温度計を10個設置している。これらは、通常運転時における換気空調系や保温材の適切性を監視する目的で設定している。(令和2年度第4回 資料No5 P1[232])

水素爆発とかそういうことを考えると、変更前の2倍くらいの計測範囲に変えてもいいのではないか。

(令和2年度第3回)

原子炉圧力容器温度としては「原子炉圧力容器下鏡部温度」を監視することとしており、300℃に達した場合、損傷炉心の冷却が出来ていないと判断し、原子炉格納容器下部への水張りを実施する。この判断基準(300℃)に対して、当該温度計の計測限度である350℃まで監視可能となるようにしている。

また、350℃以上となった場合でも、注水などの対策に変更はないため350℃の計測範囲は妥当と考えている。

なお、重大事故等時においては酸素及び水素の濃度を監視し、これらの濃度が燃焼範囲に到達する前に、フィルタベント等を使って格納容器内の可燃性ガスを排出することを定めており、これにより水素爆発を防止することが可能と考えている。

詳細については、令和2年度第4回 資料No5 P2[233]参照

#### イ 原子炉圧力容器の水位測定

原子炉水位(SA)を2個設置するという話、福島第一原子力発電所事故でも使っているような差圧計だと思う。福島第一原子力発電所事故では炉心の損傷が進むような時に炉心側計測ラインの水が蒸発し、炉心の水位が下がり、実際は水位がほとんどないにも関わらず高めの指示となり、誤読のおそれがあった。これも同じ原理だと、炉心損傷が進行するような時には誤読するおそれがあると思うがどう考えているか。

(令和2年度第3回)

水位計の指示については、格納容器内の温度が原子炉圧力飽和温度以上になった場合には、水位計の計測ラインに水がなくなっている可能性を考慮し、不明であると判断する。

また、基準面器には新たに温度計を設置し、温度が高く基準面器内の水位が減っていると考えられる場合は水位不明の判断をする。

#### ウ 電源設備の強化

ガスタービン発電機の連続運転可能時間はどのくらいか、燃料の補給は問題ないか。ガスタービン発電機で駆動できる設備はなにか、容量は十分か。複数のガスタービン発電機を並列運転した場合、周波数は問題ないのか。

(令和2年度第3回)

回答については、令和2年度第4回 資料 No. 5 P3～4[234～235] 参照

ガスタービン発電機や電源車を整備しているが、これらをどの母線に接続するのか、母線が使えなくなると電源供給ができなくなるのではないか。また、常用の母線にはどのように電源供給されるのか。

(令和2年度第8回)

ガスタービン発電機や電源車等のシビアアクシデント用の電源については、基本的に非常用電源の母線の一部の母線に接続するようになっている。また、シビアアクシデント用の電路を設けており、非常用電源の母線が使えなくなっても電源供給ができるように設計している。

事故時には、基本的に常用の母線にガスタービン発電機や電源車により電源供給しない。

いろいろ強化したガスタービンとか仮設電源車とかの電源がどこにプラグインされるのか。電源は十分だけれども、その母線自体が死んでしまうと、そこへ繋がないでも十分電気が行き渡らないということにならないか。

交流電源だけではなく直流電源についても説明いただきたい。

(令和2年度第8回)

回答については、令和3年度第1回 資料 No. 7-1 P13～20[524～531] 参照

複数の非常用電源を接続するときの相を一致させる装置を、どのようにセットされるのか、図面にしていきたい。

(令和2年度第8回)

回答については、令和3年度第1回 資料 No. 7-1 P21～23[532～534] 参照

## 9 事故対応時の環境対策、体制等

### <原子力規制庁への確認内容>

- ・中央制御室待避室は、遮蔽もあり、陽圧が保たれ、より被ばくが少ないと考えられるが、約 91mSv/7 日間との評価は、7 日間のうちこの待避室に何時間待避した仮定での計算なのか。
- ・また、その時間待避した場合でも、中央制御室での事故対応が十分できることをどのような考え方（あるいは根拠）から評価したのか。
- ・緊急作業時被ばく線量限度の 250mSv への引き上げは考慮されていませんが、その分は裕度として確保されていると考えていいのか。

(平成 30 年度第 2 回 資料 No. 2 P12)

- ・被ばく評価の運転員の交替については、実態に合わせて、運転員を 5 班に分け 1 日 2 直となるよう 5 直 2 交替として評価している。具体的には、A から E 班までの 5 班に分け、1 直が 8 時 30 分から 21 時 25 分、2 直が 21 時から 8 時 55 分としている。約 91mSv となる班は、ベント開始後に交替となる C 班であり、約 26 時間程度の滞在を仮定した計算となる。
- ・また、中央制御室待避室には、緊急時対策所と通信連絡を行うための無線連絡設備及び衛星電話、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためのデータ表示装置等を設置する方針としており、中央制御室待避室において継続的にプラントの監視を行うことが可能であり、必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことを確認している。
- ・緊急作業時の被ばく線量については、設置変更許可の審査では、原子炉制御室等の居住性や重大事故対策の成立性の目安として 7 日間で 100mSv を示しており、それに適合するかを確認しているものである。

設計・工事計画認可の審査で、中央制御室の居住性や重大事故対策の成立性をどのように確認し適合性を判断したのか。

- ・中央制御室の居住性は、運転員の被ばくが最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用、運転員の交代、中央制御室待避室の遮蔽等により、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計としていることを確認している。
- ・緊急時対策所の居住性は、放射性物質の放出量等の想定を福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスク着用、安定ヨウ素剤の服用がなく、要員の交代等を考慮しない条件においても、気密性確保等により要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計としていることを確認している。
- ・中央制御室の退避室は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、待避室に退避した運転員が、衛星電話設備等により緊急時対策所と通信連絡でき、待避室の外に出ることなく原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計としていることを確認している。

詳細については、令和 6 年度第 1 回資料 No. 6 P10[1636]参照

## ＜東京電力HD等への確認内容＞

### (1) 中央制御室の放射線防護等

#### 東京電力HDの説明概要

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、以下の対策により運転員は継続的にプラントの操作・監視が可能である。

- ・中央制御室の遮蔽は、運転員の被ばく線量を低減するために必要な遮蔽厚さを有している
- ・中央制御室外の火災により発生した燃焼ガスや、有毒ガスなどに対して換気空調系を再循環運転に切り替えることにより外部雰囲気から隔離
- ・可搬型陽圧化空調機により、中央制御室内を陽圧化し、中央制御室への外気の流入を防止
- ・ブルーム通過時の運転員の被ばくを低減するため、中央制御室に中央制御室待避室を設置 (令和2年度第3回 資料No.2 P9～10[116～117])

#### ア プラントデータの監視

仮に中央制御室が使えなくなった場合に、プラントデータはどこで見ることができるのか。使用済み燃料プールの水位、原子炉建屋内の水素、原子炉圧力容器の下鏡の温度、格納容器下部の水位等をどこかで見ることができるのか。(令和2年度第7回)

シビアアクシデント時に必要なプラントデータは緊急時対策所で確認できるようになっている。

### (2) その他(委員の追加質問)

中央制御室の吸気口に有毒ガスや煙が入る可能性はないか。そのような可能性がある場合に、循環運転に切替えるよう手順書に定められているか。(令和2年8月17日 追加質問)

中央制御室外の火災により発生した燃焼ガスや、有毒ガスなどに対して中央制御室の換気空調系を再循環運転に切り替えることにより外部雰囲気から隔離する手順となっている。

手動弁、電動弁、空気作動弁の強制的な開閉操作の作業場所や、現場で計器を直読しなければならない場合の当該計器が取り付けられた計装ラックの設置場所など、およびそれらの場所へのアクセス・ルートに沿っては、適当な常用、非常用の照明が備えられていなければならないが、どのような機種(蛍光灯、白熱灯、水銀灯、LED灯など)が選定されているのか。それらの耐震性と、蓄電池によるバックアップの持続時間が適切か。それらが、可燃性ガスを着火させる原因となるおそれはないか。

特に、RCICの「ブラック・スタート」、「ブラック・ラン」に対しては、これらの既設をすべて失った場合でも、携帯の照明だけで対応できるよう訓練しておく必要があると思われる。どのような悪条件を想定しているのか。

(令和2年9月3日 追加質問)

常設の作業用照明として、非常用照明や直流非常灯、蓄電池内蔵型照明が設置されており、蛍光灯、水銀灯、白熱灯等が使われている。非常用照明(12時

間運転可能)は、外部電源喪失時にも非常用ディーゼル発電機から電力を供給する設計としている。直流非常灯、蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで点灯可能な設計としている。可燃性ガス等が発生する可能性のある箇所には防爆仕様の機器を使用しており、着火の原因となる恐れはない。

また、可搬型の作業用照明として乾電池内蔵型照明を配備し、全要員はヘッドライトを装着したヘルメットや懐中電灯で事故対応をすることとしている。実際にRCIC ブラック・スタートの訓練を過去に実施した際には、暗闇を想定して対応している。

詳細については、令和2年度第5回 資料No.5-1 P9[285] 参照

上記の作業場所や設置場所、およびそれらの場所へのアクセスルートが、誘発火災による煙で視界が低下した場合には、消火や排煙処理との並行作業となる可能性がある。既設の換気系が停止している場合、どのように対処する計画か。可搬式の排煙装置（ブロワー、蛇腹ダクト）などは用意されているのか。

また、防火・防煙扉の自動作動などでアクセスルートが遮断されてしまう可能性はないのか。  
(令和2年9月3日 追加質問)

アクセスルートにおいて煙で視界が低下した場合には、サービス建屋に保管する可搬型の排煙設備を用いて対応することも可能。また、防火扉が自動作動した場合にも手動で扉の開閉は可能であり、アクセスルートが遮断されることはないと考えている。

なお、原子力発電所の建屋内においては火災の発生防止策を講ずるとともに、可燃物の少ないルートを選定している。一部の区画では、自動または遠隔手動起動の固定式消火設備を配備し、早期消火が可能な設計としている。

使用済燃料プールの水位監視用など、建屋内に設置されているテレビカメラは、外部照明を必要とするのか、それ自体に備えられた照明によって十分な解像度の映像が得られるのか。録画機能はあるのか。赤外線カメラやサーモグラフィのバックアップはあるのか。そのようなテレビカメラの電源は、どのような系統によって供給されるのか、蓄電池によるバックアップはあるのか。停電でも時刻に狂いが生じる恐れはないのか。

(令和2年9月3日 追加質問)

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、赤外線サーモカメラであり、万が一外部照明が喪失した場合においても、使用済燃料貯蔵プールの状況を監視可能。

映像は、中央制御室、緊急時対策所で監視可能であり、各中央制御室にて記録（録画）される。

電源は、通常時はバイタル交流電源から給電され、重大事故時には代替電源設備から給電される。

時刻は、記録（録画）側の設備にて映像と組み合わせて保存され、記録（録画）側の設備に対しても代替電源設備から給電されるため、大幅な狂いは生じない。

なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラが、万が一機能喪失した場合においても、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタにて、使用済み燃料プールの状態を監視可能。

中央制御室が火災などによって滞在不能になり、脱出しなければならなくなった場合に備え、中央制御室の外部からでも安全停止操作ができるように、遠隔停止操作室が備えられている。

Q1. 同室においては、今回追加した監視範囲を拡大した使用済燃料プールの水位監視や、原子炉建屋内の水素濃度計による監視も可能であるのか。RPV 下鏡の温度や注水後の水位監視は可能なのか。これらの監視機能に差異がある場合、その差別化の基準は何か。 (令和2年12月11日 追加質問)

SA時に必要なパラメータは中央制御室以外では、緊急時対策所にて全て監視可能。

遠隔停止操作室では、原子炉水位、原子炉圧力などは監視可能だが、使用済燃料プール水位、原子炉建屋内水素濃度、RPV 下鏡温度は監視できない。SA 時の監視は、中央制御室と緊急時対策所にて実施することとしている。

Q2. 同室においては、フィルター付きベントの操作（電動弁の発停）も可能であるのか。 (令和2年12月11日 追加質問)

遠隔停止操作室からフィルターベントの操作（弁の開操作）を実施することはできないが、フィルターベントについては、中央制御室からの操作ができない場合に備え、放射線量の低い原子炉建屋二次格納施設外より遠隔操作ができる構成としている。

Q3. 同室においては、復水移送ポンプの発停、系統構成のための弁操作も可能であるのか。 (令和2年12月11日 追加質問)

遠隔停止操作室から復水移送ポンプ及び系統構成の弁操作はできないが、復水移送ポンプが使用できない場合においても、消防車等の可搬式の設備を備えており、弁操作を含め現場での操作が可能な構成としている。

Q4. 同室には、今回中央制御室に追加された清浄な空気を供給する設備と同等なものが追加されているのか。 (令和2年12月11日 追加質問)

遠隔停止操作室には、中央制御室に追加したような空調設備の追加はしていないが、非常用系の送風機から清浄な空気を供給する構成としている。

Q5. SBO発生時、同室のバックアップ電源はあるのか。

(令和2年12月11日 追加質問)

SBO時において遠隔停止操作室からの操作は期待していないため、バックアップ電源はない。

Q6. 遠隔停止操作室の電源はどのような多重性をもって確保されるのか。

遠隔停止操作室と原子炉をつなぐ配管の種類と、その耐震性はどのようなものか？ (令和3年1月12日 追加質問)

SBO時において、遠隔停止操作室電源に多重性はない。遠隔停止操作室は非常用電源であるDGから給電することができるが、DGが全台使用できない場合に代替電源であるGTG、電源車、他号機融通等から給電することはできない。

遠隔停止操作室に直接原子炉と接続する配管はない。遠隔停止操作室から遠

隔操作する安全系の注水設備としては残留熱除去系などがあるが、それらの耐震性は耐震Sクラスで基準地震動に対して耐震性を有する設計としている。

訓練とDCHシナリオの話と両方になるが、炉心溶融している状況で人が作業できるのかということが、規制委員会の審査の中で検討済みなのか確認したい。それと実際に訓練する場合、放射線量なども考えたうえで訓練をされているのか確認したい。  
(令和3年度第1回)

審査の中で、操作性、アクセス、作業の点から、成立性があるかも議論されており、被ばく評価も同様に考慮している。訓練においても、線量を確定しているわけではないが、空間線量の想定と時間、防護服を確認しながら、要員を割り当てて対応の可否を考え実施している。

## 10 重大事故対処手順、作業者の教育・訓練及び心理的負担

### <原子力規制庁への確認内容>

(重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項)

重大事故等に対処するために、可搬設備の整備など従来以上に設備が強化されており、重大事故時にはこれら設備が計画通りに機能することが設置変更審査の前提であると理解される。運用段階ではこれら設備の適切な保守が必要であり、これらは保安規定等に反映されると理解する。保守に関しては具体的な管理の仕組みの構築とともに、保守要員に対する教育、訓練が重要であると考える。審査において保守に関する方針をどのように確認したのか。特に教育、訓練では保守要員が対象設備の重大事故における機能を正しく理解し、それに応じた適切な点検等を保守の中で行うことが重要であるとする。

(Accident Management における心理的負担、被ばくと業務命令)

原子炉事故時には、現場の運転員は福島事故の記憶をよみがえらせ、余分な恐怖を感じて心理的に追い詰められ正常な判断力を鈍らせる恐れもある。たとえ手順書がよく整備され改定されていたとしても、それを落ち着いて参照することがどこまで可能かは疑問である。人間である以上、これを訓練による習熟で乗り越えられると考えるのは楽観的過ぎる。また、事故の進展とともに空間の放射線が強くなって生命身体への危機が迫る中でどこまで現場に踏み止まれるかも考えるべき問題である。危機が迫る状況において単に運転員の責任感や使命感に依存することが AM を成功させる重要な要素となることは危険である。こうした、経験したことのない状況における心理的負担をどのように検討したのか。

また、生命身体への危機があるにもかかわらず現場に踏みとどまれ(さもないと AM は不可能になる)と業務命令を発することが法的に可能なのか、倫理的に許されるのかという根源的な問題があるが、こうした問題は検討されたのか。

(平成 30 年度第 2 回資料 No. 2 P8, 14)

(重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項)

- ・ご指摘の通り、設備の保守管理に関する事項については、後段規制の保安規定等に反映されることになる。
- ・設置変更許可の審査においては、重大事故等対処設備の健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とすること、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行うこと等を確認している。
- ・教育、訓練については、社員自ら行う保守点検活動から部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針であること等を確認している。

- ・これらの基本方針を踏まえ、引き続き、保安規定の変更について審査していく。

(Accident Management における心理的負担、被ばくと業務命令)

- ・原子炉等規制法及び原子力災害対策特別措置法では、原子力事業者に対し原子力災害が発生するおそれのある場合や発生した場合における必要な措置の実施義務を規定しており、シビアアクシデントのような原子力災害が発生した場合における必要な措置の実施は、原子力事業者の法的な義務となる。
- ・このような原子力事業者における必要な措置を実施するために必要な設備や体制等が整備されるかどうかについては、審査において確認している。
- ・なお、原子力規制委員会は、仮に原子力災害が発生した場合に原子力事業者の行う措置が十分に機能していない等の場合には、法令に基づき原子力事業者に対し必要な措置を行うことを命じる権限を有している。

保安規定の審査で、設備の保守管理や事故時対応訓練をどのように確認し適合性を判断したのか。

- ・設備の保守管理は、重大事故等対処設備を保全の対象とした施設管理計画を定めて適切に実施することを確認している。また、この施設管理計画において、保全重要度を勘案した保全計画の策定、保全の実施、保全の有効性評価の実施等による PDCA サイクルを通じて、施設管理の継続的改善を図ることを確認している。
- ・事故時対応訓練は、力量付与のための教育訓練を重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用される日までに実施すること、力量の維持向上のための役割に応じた教育訓練を年 1 回以上実施すること、中央制御室の操作及び現場の操作に係る成立性の確認訓練をそれぞれ年 1 回以上実施することを確認している。
- ・保全活動を社員自らがを行い実務経験を積むこと等により、原子炉施設等について熟知すること、設備及び事故時用の資機材等に関する情報やマニュアルを即時に利用できるよう準備し、それらを用いた事故時対応訓練を行うことが保安規定に規定されていることを確認している。

詳細については、令和 6 年度第 1 回資料 No. 6 P11[1637]参照

事故時に使用する安全系の動作とその有効性を担保するために、実地訓練をしているのか確認することが重要であると考えているが、次の点について説明いただきたい。

- ① 原子力規制委員会は事業者に対してどのような実地訓練を求めているのか。
- ② 事業者の自主的な判断やシミュレーションに任せるのではなく、実効ある訓練に何が必要か検討し、事業者に求めるべきではないか。例えば、大雪や暴風雨の日に訓練を実施すること等を求めるべきではないか。

(令和 3 年 3 月 4 日 追加質問)

- ・新規制基準では、重大事故やテロリズムによる大規模な損壊が発生した場合等に適切に対処するため、必要な要員の配置、手順書の整備、教育・訓練の実施等、運用面での体制をあらかじめ整備するとともに、体制を維持することを保

安規定に定め、遵守することを事業者に求めている。

- ・適合性審査では、事業者が、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行うことを確認している。
- ・柏崎刈羽原子力発電所において重大事故等又は大規模損壊が発生した場合の対処に係る実動訓練（成立性確認訓練）の実施状況を原子力規制検査で確認している。
- ・運転段階においても、事業者が、保安規定に定めた事故対処に係る事項を遵守し、実動訓練が適切に実施されているか、原子力規制検査により継続的に監視していく。
- ・原子力規制検査では、検査官が実動訓練に立ち会い、適合性審査で確認した時間内に必要な操作が実施できているか、要員が手順に従って事象に対応できているか等の観点から確認を行うとともに、事業者の自己評価により、訓練活動の改善点が抽出され継続的な改善が適切に実施されているか確認する。
- ・原子力事業者は原子力災害対策特別措置法に基づき原子力事業者防災訓練を実施しているが、原子力規制庁と原子力事業者間で意見交換を行い、より実効性をもたせる多様なシナリオによる訓練を行う等の取組を進めている。
- ・機器の実動作に関して、事業者は、実機を用いたサーベイランス試験により、事故時の条件下でポンプ等の機器の性能が発揮できること等を確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P12[1638]参照

機器の実動作はサーベイランス試験により確認するが、「悪影響があるものは模擬動作が適切」との記載があり事業者任せに感じる。事業者任せでなく、模擬動作も含めて全体として機器の訓練がされていることを規制庁として確認しているか。  
(令和6年度第1回)

模擬動作でしかできないものは、事業者が現場での動作や手順書などで確認するが、訓練をするときに手順書化がきちんとできているかどうか、手順書に従って実際に動いているか検査官が現場で確認する。それと合わせて、定期的なサーベイランス試験の確認を行い、全体として機能が維持されていることを担保している。

原子力規制委員会は、緊急時対策支援システム（ERSS）を事故進展の評価や情報発信に活用すべきと考えるが、ERSSをどのように活用するのか説明をいただきたい。  
(令和6年度第1回)

- ・ERSSからは以下の情報が得られる。

①発電所情報

原子炉圧力や温度、水位等のパラメータ情報、非常用炉心冷却装置等のポンプや弁、電源の運転・停止等の状態の情報

②環境パラメータ

発電所敷地周辺の放射線測定値及び気象情報

- ・原子力規制委員会では、プラントの状態を把握・分析するとともに、今後、事故がどのように進展するのか予測するために、ERSS等から得られる各種情報を活用することとし、そのための訓練も行っている。

- ・必要に応じ、ERSSで把握できる情報を、記者会見等で表示することとしている。

詳細については、令和6年度第1回 資料No.6 P14～15[1640～1641]参照

ERSSの電源及び信号伝送系は、多重化／多様化による信頼性確保がなされているのか。 (令和6年4月30日 追加質問)

ERSSは、2つのデータセンターに整備しそれぞれ独立で常時稼働しており、一方が使用できなくなっても機能を維持できる構成としている。

電源については、データセンター、緊急時対応センター、オフサイトセンター等の各拠点において、外部商用電源及び非常用発電機から電源供給できるよう多様化し信頼性を確保している。

信号伝送系については、各拠点を接続する統合原子力防災ネットワークの通信機器、地上回線を多重化するとともに、地上回線が使用できなくなった場合は、衛星回線でデータを受信できるよう多様化し信頼性を確保している。

電力事業者においてもERSS等へ必要なデータを伝送する設備が常時使用でき、通信の多様性を確保していること等を確認している。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P1～2 [1685～1686] 参照

#### <東京電力HD等への確認内容>

##### (1) 重大事故対処手順、作業員の教育・訓練

###### 東京電力HDの説明概要

発電所の保安に関する業務に従事する者に対して「入所時教育」、「放射線業務従事者教育」、「その他反復教育」を実施している。

協力企業など、外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように必要な資格や技能の習得に努めている。また、「初動」では、発電所内に配備している資機材を使用した事故収束活動を、「中長期」では、外部の支援による復旧や設備の復旧など、原子炉の安定冷却に向けた対応が必要であり、下記のような訓練を実施している。

- ・原子炉や使用済燃料プールへの代替注水確保（初動）
- ・ガスタービン発電機(GTG)や電源車による電源確保（初動）
- ・外部電源復旧（中長期）
- ・常設モーター取り替え他個別訓練（中長期）等

また、原子力防災組織を見直し機能毎に統括を置き、各管理者の監督人数を低減することで、本部長が重大な意思決定・指揮に集中できる組織を構築した。更に、同時に多くのプラントが過酷な状況になることを想定し、中央操作室とのカウンターパートとして各号機の号機統括を配置、各統括・班長に権限を委譲し、緊急時対策本部の指揮命令系統を明確化した。キーマンである副本部長や統括、班長は4名体制として交代要員を確保。総合防災訓練（年12回）の実施及び同一役割者による訓練評価を行っている。交代要員は訓練を通じて力量を向上している。

(令和2年度第3回 資料No.2 P12～14[119～126], 29～43[136～150])

#### ア 防災体制への移行

防災組織について、これはどういう時点で移行するのか。平常時はこのよ

うな体制ではない。今、KK6,7号機を動かそうとしている。(通常時の)組織と原子力防災の組織が必要になるとき、誰がどのように判断してこういう体制に変わるのか。(令和2年度第3回)

通常時は、宿直当番、休日宿直当番が駐在している。本部長代行として統括責任者いるため、緊急事態が起こったときは、体制を移行する発令をその者が権限を持って行う。その後、要員が参集し防災組織に移行する。

#### イ ガスタービン発電機(GTG)や電源車による電源確保

ガスタービン発電機は燃料を大量に消費すると思うが持続時間はどれくらいか。燃料の補給はできるのか。どの範囲の設備を駆動できるのか。並列運転はできるのか。(令和2年度第3回)

ガスタービン発電機は常設のタンクを持っていて7日間連続で運転できる。事故時対応としては十分な容量を持っている。重大事故等対処設備を運転できるだけの発電容量を持っている。

#### ウ 数日にわたる訓練

フランスなどでは実際の事故と同じように数日かけて訓練をブラインドで実施している。東京電力は2、3日かけて訓練をするようなことも考えているのか。

外国の例では、同じ人が24時間を3日やるのではなくて、情報を引き継いで、交替も含めて訓練をする。そういうものが実態の事故対応に近いと思う。(令和2年度第3回)

1日で訓練を成立させるために、時間を一旦スキップして、また再開するという形でやっている。

委員のご意見については参考にさせていただく。

#### エ 実地訓練(委員の追加質問)

気象が大きく変化した場合、たとえば、大雪が降り積もった場合、暴風雨の場合、地震が起きた場合、などについてはどのような保守的な想定をした訓練をしているのか。(令和3年3月4日 追加質問)

雪が降った場合は、構内外の4地点において5~10cmの積雪が確認され、その後も降雪が予想される場合に除雪の出動指示を出しており、今年1月の積雪時も同様に除雪作業を行った。

大雪にあわせて消防車等を使ったホース敷設や電源車のケーブル敷設訓練を実施したことはないが、酷暑期、厳冬期や夜間の暗闇時、雨が降っている状態などコンディションが悪い気象条件下で訓練を実施している実績がある。

総合訓練では、大雨を想定して、一部のアクセスルートが水没させて通行不能になる前提条件や、地震を想定してアクセスルートが通行不能になる前提条件を付与して本部側の戦略変更を促すような判断も行っている。

なお、巨大な台風や豪雪など過酷な気象条件に至ることが気象予報等で予測される場合は、事前に非常態勢を発令して要員を参集しておき、予報を大きく超えるような暴風等で外部電源の喪失(送電鉄塔の倒壊)などの事態が生じた際にも対応できるようにすることとしている。

人員が所内待機人数で足りない場合、所外から大雪、暴風雨、地震による交通渋滞を越えてどう参集するのか。そのような状況を想定した訓練をしているか。  
(令和3年3月4日 追加質問)

事故後10時間は所内の初動要員での対応となる。この要員は運転員の他、緊急時対策要員他として51名（自衛消防隊長含む）が所在している。その他の要員は柏崎市内、刈羽村内などからの参集となる。

中越沖地震の時に渋滞し車両での参集が難しかった事象も想定しており、これまでも3月11日の日に合わせて柏崎市内の参集拠点（エネルギーホール）や刈羽寮から、約30名で衛星携帯電話を拠点から持ちだし発電所まで徒歩参集する訓練を実施している。雪が降る日もあったが約2時間で参集している。

なお、今年1月はかなりの積雪があったが運転員などの交代は問題なく行われている。

地震により所内敷地に大きな段差ができた場合、人員や安全対策機器などの移動はどう確保されるのか。どのように段差を越えて海水冷却パイプを敷設したり、非常用電源ラインを建屋外部から繋ぎ込むのか。大雪や暴風雨の場合はどうするのか。  
(令和3年3月4日 追加質問)

発電所へのアクセス道路の下に設置されている埋設構造物の一部が地震時の液状化により浮上る可能性があることから、構造物周辺の地盤が液状化しないよう、構造物周辺の地盤改良を行うなどの対策を行っている。

また、所内の各所には碎石を配備しており、保有するホイールローダーや、バックホウ、ブルドーザーなどで段差解消などの啓開活動を実施する。この活動は社員の瓦礫撤去隊が実施することとしており、繰り返しの訓練で力量確保を行っている。

① 格納容器内で進行している事故事象に対して、格納容器スプレイ、炉心へのHPACによる注水、炉心への低圧注水、デブリ受け止めのためのドライウエル注水、サブプレッションチェンバープール水冷却、格納容器フランジ部注水などの実地訓練（実際に装置を動かして注水などを行う）は実施しているか。

注水量や注水流量および炉水位並びにドライウエル水位の、中操におけるモニタリング訓練は実施しているか。

② 実施していない項目（できない項目）については、その項目と理由を示していただきたい

③ 特にRPV低圧注水や格納容器スプレイについては、実地訓練が重要である。格納容器内のスプレイ試験は、その流量制御やポンプの作動など、事故収束にとって死活的に重要であるので、実地訓練をしない（できない）ことは避けるべきである。できない場合はその項目と理由を示していただきたい。

(令和3年3月4日 追加質問)

事故時の対応操作訓練は、実機では模擬できないため、運転員はシミュレータによる機器の操作・各種パラメータ挙動のモニタリングの訓練に加え、モックアップ訓練として、操作手順書の確認、実際の現場において操作手順書に基

づき操作する機器の模擬操作、機器動作時に確認する計器の確認といった訓練を組み合わせて実施している。また、実際に炉心への注水や格納容器へのスプレイはできないため、テストラインを用いて機器を動作させて定期的に試験をすることで、各機器の操作を行っている。

実機を用いた対応操作訓練を実施していない理由は質問②の回答のとおり。

質問と回答の詳細については、令和3年度第1回 資料No. 7-1 P25～27[536～538] 参照

実地訓練をしなければリスクが高くなるというのは短絡的に見える。実際にどういう訓練をされているのか。いろいろな状況での緊急時対策訓練や、BTC（BWR運転訓練センター）などの非常に充実度の高いシミュレータではプラントの挙動というものは再現できるが、緊急時対策訓練などの現地での実施状況をきちんと周知しているのか。（令和3年度第1回）

実際の訓練そのものにフォーカスした現地確認はやっていないが、2年前に現場確認では、淡水貯水槽から水を汲んで防水訓練等を確認してもらっているが、部分的、体系的な説明の実施や現地での確認はなかった。

## （2）RCICの運転操作等

### 東京電力HDの説明概要

福島原子力事故の教訓を踏まえた手順書の整備に関する課題と、新規制基準への適合および自主的な取り組みとして以下の対応を実施している。

- ・全電源喪失時の手順を整備し重大事故等にも対応できる手順を整備
- ・電源機能が喪失した場合でも重要なパラメータについては確認できるよう搬型の計測器を使用したパラメータの確認手順を整備
- ・新規設備を操作する手順書を整備

RCICについては、中央制御室から制御できなくなった場合には、運転員が現場にいき、ポータブルの回転計を見ながらバルブを手動であけて流量を調整できるようにしている。（令和2年度第3回 資料No. 2 P16～27[123～134]）

### ア 格納容器圧力上昇時の低圧注水

福島第一原子力発電所事故では原子炉を減圧した結果、格納容器圧力が高くなり、原理的に格納容器圧力以下には原子炉を減圧できないため、それがリミットになって注水ができなくなるということが起こった。格納容器を設計圧力の2倍、2Pdまで上げたときに、ディーゼルモーター、消防車が十分な吐出流量を確保できるのか、どういうレビューをしたのか。

（令和2年度第3回）

格納容器圧力が上がるような場面では、格納容器スプレイの他、新しく追加した設備、消防車、MUWC（復水補給水系）ポンプを使って格納容器圧力を下げることとしている。

代替注水系としてはDDFP（ディーゼル駆動消火ポンプ）や消防車は吐出圧力が決まっているため、原子炉圧力容器の減圧をして注水する手順になる。この場合も高圧注水設備を追加するとともに、手順を定め、確実に操作できるようにすることによって、格納容器圧力が高くて低圧注水が出来ないという状況を

招かないようにしている。

#### イ 原子炉冷却材温度変化率 55°C/h

保安規定には非常事態や緊急事態の時は（原子炉冷却材変化率）55°C/hに拘束される必要はないとある。大津波警報が出なくても、異常と判断し55°C/hに拘束されずに運転をし続けるという選択肢もあったと思う。今回、大津波警報が出ない限りは55°C/hに拘束されずとっさの判断を運転員がするということはないのか。

基本的に熱疲労に関することを考えていると思うが、低温の場合は別だが高温では大きな問題はない。中央操作室の状況とか当直長の考えでそれを自由にアドリブ的な運転をしてもいいのかどうか。そのようにしてあるべきだと思うがどうなのか。  
(令和2年度第3回)

大津波警報が発令された場合と全交流電源が喪失した場合は、55°C/hを超えた冷却率で温度を下げてよいということを手順に追加している。

全交流電源喪失時など、蒸気を使って冷却する設備とSR弁を使って減圧し低圧にするという手段が限られてくる場合には、早い段階で除熱する手順としている。

#### ウ 運転手順書の移行判断

福島第一原子力発電所のAOPに地震時対応の項目（第4編自然災害対策編第22章 自然災害事故）があるが、事故当時の対応を見ると、これを参照していなかったのではないかと考えている。柏崎刈羽原子力発電所では、どのような場合に地震時対応の項目を使うのか、ガイドラインのようなもので明確になっているのか。  
(令和2年度第3回)

柏崎刈羽原子力発電所では、大規模な地震または、津波注意報以上が発令発生した場合、事故時運転操作手順書（事象ベース）の（自然災害「大規模地震／津波発生の場合」）を使う。

大規模な地震：柏崎、刈羽、西山、出雲崎のいずれかにおける震度が5弱以上または、地震加速度が65gal以上であった場合

津波注意報以上：津波注意報、津波警報、大津波警報が発令された場合  
事故時運転操作手順書（事象ベース）における（自然災害「大規模地震／津波発生の場合」）の対応として、原子炉の制御、人身災害対応、設備の健全性確認、火災・災害対応、設備漏えい対応のパートがあり、運転員はこの対応手順に従い対応を実施する。

また、原子炉スクラム後には事故時操作手順書（徴候ベース）の「RC スクラム」項目を並行して使用し、徴候に応じた原子炉制御操作を徴候ベース手順書で、地震／津波事象特有の対応パートは事象ベース手順書で実施する。

(令和2年度第5回 資料No. 5-1 P12[288])

#### エ その他（委員の追加質問）

これまで実施した空気作動弁の手動操作訓練や、RCICの「ブラック・スタート」、「ブラック・ラン」については、どのような状況か。他に、特に難易度の高い項目に対しては、どのような技量向上のための取り組みを行っているのか。  
(令和2年9月3日 追加質問)

これまでの運転員訓練では、ご質問にある空気作動弁の手動操作訓練を実施している。RCICのブラック・スタート訓練についても実施している。技量向上の取り組みとして、通常の業務の範囲内で経験する事のない項目については、習熟出来るまで繰り返し訓練を行っている。

運転員訓練では、「訓練確認者」が各人・各班の力量の確認を行う。訓練実施後の振り返りの時間を使い上位職・訓練確認者から、運転員としてスキルアップする為のアドバイスを実施している。

総合訓練では、評価者からのフィードバックやプレーヤーからの意見を取り入れて改善を行っている。シナリオの難易度は、複数プラントの同時被災やバックアップの設備が損傷するパターンや運転員の損耗などを様々な状況を組み合わせ合わせた難易度のシナリオを用意している。過酷な状況においても、常に復旧戦略、バックアップ戦略が本部内で意思決定されているか、コミュニケーションロスがなくEALの判断、通報など、適切に実施できているか評価するような訓練を実施している。

質問の詳細については、令和2年度第5回 資料No. 5-1 P10～11[286～287] 参照

・RCICを手動で起動・操作することになった場合、これをどのようなタイミングで停止させるのかについて、どうガイドラインに定められているのか。  
Q1. 運転できる限りは運転を継続するという考え方か。たとえば、原子炉水位がTAF以下となった場合でも続けるのか。サプレッション・プールの圧力、温度、水位は。CSTの水位が低下した場合のサプレッション・プールへの切り替えはどうか。 (令和2年12月11日 追加質問)

RCICは運転出来る限りは運転を継続するという考え方。

ただし、RCICが運転中でもTAF以上の水位が維持出来ず、水位回復が見込めない場合等、急速減圧の移行条件に至った場合には、低圧注水設備等の原子炉に注水可能な設備の起動を確認した後、原子炉の急速減圧に移行する。この急速減圧時において駆動蒸気圧減少によりRCICが停止する。

RCICの現場手動起動時は復水貯蔵槽のみを水源とする手順となっている。

復水貯蔵槽の水位が低下した際には、防火水槽等の外部水源から消防車を用いる等にて、復水貯蔵槽へ水を補給する手順としている。

Q2. 運転が長期化（2～3日）した場合には、当直体制で行うのか。 (令和2年12月11日 追加質問)

事故時においても、二交代勤務の当直体制を維持する。

### (3) マニュアル作業の負担等

#### 東京電力HDの説明概要

協力企業など、外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように必要な資格や技能の習得に努めている。また、「初動」では発電所内に配備している資機材を使用した事故収束活動を、「中長期」では、外部の支援による復旧や設備の復旧など、原子炉の安定冷却に向けた対応が必要であり、下記のような訓練を実施している。

・原子炉や使用済燃料プールへの代替注水確保（初動）

- ・ガスタービン発電機(GTG)や電源車による電源確保(初動)
- ・外部電源復旧(中長期)
- ・常設モータ取り替え他個別訓練(中長期)等

(令和2年度第3回 資料No.2 P30~38[137~145])

#### ア ドローンやスマートフォンの活用

ドローンは事故時の情報収集に非常に有効である。ドローンの活用を検討して方が良い。

また、スマートフォンに情報を入れて共有できるようにしてはどうか。非常にパワフルなツールになると思う。(令和2年度第3回)

事故時の状況把握に使うため、ドローンは2台保有している。また、ドローンの運転する人を育成する訓練センターが美浜発電所にあり、そこで力量を得た者が発電所に15名いる。

また、スマートフォンは、日常的に現場の画像を確認する時などに活用をしている。

#### イ その他(委員の追加質問)

新規制基準対応で、SA対応や特定重大事故等対処施設が追加され、これに応じて膨大な量の運転手順書類も追加される。従来の設計基準関連の手順書類を熟知するだけでも大変なのに、SA対応及び特定重大事故等関連の手順書類を熟知し、事故等に対して適切に対処するためには、従来の体制では運転員に過大なロードが掛かってしまうと考える。これに対する基本的な考え方と具体的な対処法について知りたい。(令和3年1月18日 追加質問)

新規制基準対応の追加に伴い、運転員、復旧班員等緊急時対応を行う要員を増員している。例えば、建屋内で事故対応に必要な操作を行う運転員や、屋外で可搬設備を操作する復旧班員の増員等を行っている。

運転員、復旧班員等緊急時対応を行う要員は、机上教育や実働訓練等の教育訓練を通じて、追加された重大事故等対処設備や事故対応手順に対する力量の維持・向上に努めている。

以上のとおり、事故対応等への対応は、あらかじめ所掌及び手順を定め対応することとしており、運転員に過大な負荷がかかることはない。

なお、特定重大事故等対処施設については、設置変更許可申請を原子力規制庁に審査頂いている段階だが、施設運用開始までに必要な教育を受けた要員を配置することとしている。

#### (4) 想定外事象への対応等

##### 東京電力HDの説明概要

多様なシナリオを想定した総合訓練を実施し、事故時対応能力を向上中。中央操作室との連携訓練の実施によりプラント状況をリアルに模擬し「シナリオをブラインド」「使用可能な機器が刻々と変化」「事故対応以外の外乱発生」など、判断の難易度を上げ、リアリティのある訓練を実施している。

(令和2年度第3回 資料No.2 P43[150])

#### ア 訓練の実施

訓練を実施した後、改良や手順の見直しを行い、それを紙に起こして周知

するようなことは行っているのか。

(令和3年度第1回)

班ごとに概要ページの中へのフィードバックを実施している。その想定をする対応の範囲と改善の範囲がある。改善を継続して行っていくということはこれからも続けていく。

訓練の実施にあたり、世代構成というか、年齢構成も含めたうえでの人材確保というものは、今どう進められていて、どういった状況なのか。若手の確保は十分か。

(令和3年度第1回)

まずはシミュレータを用いた訓練を頻繁に行っている。運転を知らない経験の浅い若手についても、経験者が現場と一緒に行って、ポイントを教え込むとか、知識を見える化しリレーするようにしている。若手人材も確保している。

#### (5) その他 (委員からの質問)

定期検査時で圧力容器と格納容器の蓋を外した時に著しいヒューマンエラーによって水が抜けた場合、フィルターベントも代替循環冷却設備も使えないが、そういう場合にどのように対応するのか説明していただきたい。

(令和2年度第9回)

炉心に燃料を装荷した状態で冷却材流出のリスクとなる点検・保守等を可能な限り実施しないこととしている。また、定期検査時に炉心への注水系統を複数確保しておくことにより冷却材流出リスクに対応することとしている。なお、万一の冷却材流出事象においても、残留熱除去系等で注水・除熱を行うことで炉心損傷しないと評価している。

詳細については、令和3年度第5回 資料No. 8-2 P30～32[716～718]参照

発電所員への脅威となるセキュリティ上の事象や、機器に対する損傷が発生した場合の対応がどのように保安規定に反映されているのか説明していただきたい。

(令和2年度第9回)

セキュリティ上の事象に関する対応は、原子炉等規制法律第四十三条の三の二十七に基づき核物質防護規定を定めている。セキュリティ上の事象による緊急事態等発生時には、事故事象による事態と同様に原子力防災態勢を立ち上げ、原子力災害対策特別措置法に基づく措置を行う。

詳細については、令和3年度第5回 資料No. 8-2 P33～35[719～721]参照

東京電力が提示するMAAP解析の結果は、参考にはなるが、重要な判断基準として用いる場合には注意が必要と思われる。

その一方で、事故が発生した場合の予想の精度が比較的高くニーズも高いと思われるパラメータに対しては、実際の事故の発生状況と進展に応じ、なるべく正確な解析値が目安として求められるものと思われる。

そのため、MAAPの解析を実施する機能が、緊急時対策所にあるのが理想であるが、それができない場合には、解析技術者と緊急時対策所が直結し、適時アップデートしながら情報を送り続ける体制が望まれる。そして、この情報がオフサイトセンターとも共有されることによって、必要な避難行動にも活用されることになる。

東京電力に対しては、このようなMAAP解析との連携した事故進展予測も緊急時対策所の役割に追加してもらい、定期的な訓練項目に含めてもらうよう

要求するべきであると考える。

(令和2年度第9回)

緊急時対応においては、設備や現場の状況に加え、事象の進展予測を踏まえた戦術の選択や優先順位の設定、プラント毎の戦略を決定して行動することが重要であり、従前よりこれに取り組んでいる。

事象進展予測においては、実パラメータの変化率からの評価のほか、平常時に MAAP コード等による解析を行った結果を用いた評価を行っている。

詳細については、令和3年度第5回 資料 No. 8-2 P36～41[722～727]参照

## 11 運転適格性の確認

### <原子力規制庁への確認内容>

東京電力の運転適格性を認めた根拠について、改めて説明をお願いしたい。  
(平成30年度第2回 資料No.2 P13 及び別添資料)

- ・ 柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性審査は、柏崎刈羽原子力発電所の設置変更許可の申請者である東京電力が福島第一原子力発電所事故を起こした当事者であることを踏まえ、東京電力が原子力発電所を設置・運転する適格性を有するかどうかにつき審査することとしたもの。
- ・ この審査は原子炉等規制法に定める許可の基準のうち、発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力、運転を適確に遂行するに足る技術的能力に係る審査の一環として行ったものであり、通常より丁寧に調査したもの。
- ・ 平成29年12月27日、原子力規制委員会は、申請者である東京電力については、柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性の観点から、原子炉を設置し、その運転を適確に遂行するに足る技術的能力がないとする理由はないと判断

- ◆ 核物質防護に関する一連の事案を受け、令和3年4月、県は、原子力規制委員会に東京電力の能力の再評価を求めた。また、令和5年12月、追加検査の結果等の説明を求めた。

#### (1) 適格性判断の再確認

##### 原子力規制庁の説明概要

※関連項目 22 核物質防護、不正入域 (4) 核物質防護に係る追加検査の結果

##### 【平成29年の適格性審査】

柏崎刈羽原子力発電所6, 7号炉の新規制基準適合性に係る設置変更許可の審査において、東京電力が福島第一原発事故の当事者であることを踏まえ、原子炉設置者としての適格性を有するかどうかについても審査を行った。

審査の結果、「東京電力については、柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性の観点から、原子炉を設置し、その運転を適確に遂行するに足る技術的能力がないとする理由はないと判断した」との結論を決定した。

また、審査の過程で、7つの約束を保安規定に明記することを東京電力に求め、東京電力は7つの約束を「原子力事業者としての基本姿勢」として保安規定に記載した(令和2年10月30日認可)。

##### 【適格性判断の再確認】

令和5年6月、原子力規制委員会は、核物質防護に係る追加検査の終了等を審議する際、上記の東京電力の原子炉設置者としての適格性判断について、改めて確認することとした。

##### 【確認事項・結果】

1 これまでの検査で確認された設備等の故障やトラブルがどの程度原子力

安全に影響しているか

⇒令和2年度から令和5年12月までの検査指摘事項は6件で、いずれも安全重要度は緑（安全への影響は限定的かつ極めて小さいもので事業者による自主的改善が見込める水準）で、事業者により再発防止対策が講じられていた。

2 核物質防護の追加検査で確認された経済性優先の意志決定が原子力安全の対策にも及んでいたか

⇒不適切なコストダウンの指示や不適切な技術的検討といった原子力安全に影響を及ぼすような活動は確認されなかった。

3 「原子力事業者としての基本姿勢」で示した約束を守るためにどのような取組が行われてきたか

⇒原子力規制検査、現地調査、東京電力社長との意見交換を実施し、「原子力事業者としての基本姿勢」に則った取組を行っていることが確認された。

#### 【結論】

- ・平成29年の適格性審査の結論を変更する理由はないと判断した。
- ・東京電力に、改めて原子炉設置者としての責任を自覚し、保安規定に定めた「原子力事業者としての基本姿勢」を遵守する取組を行うことを求めるとともに、その実施状況について原子力規制検査をはじめとする規制活動を通じて東京電力を監視していく。

(令和5年度第3回 資料No.1 P35～51[987～1003]、資料No.2 P8～13[1014～1019])

#### ア セキュリティとセーフティ

核物質防護設備の機能喪失という重要度「赤」事象が、経費削減のために生じている。経済的な理由でセキュリティ上の赤事象が発生したのであれば保安規定の基本姿勢3（いかなる経済的要因があっても安全性の確保を前提とする）が遵守されていないという判断になるのではないか。

(令和5年度第3回)

保安規定はセーフティの部分を選んだものであり、セキュリティの観点から確認するものではない。あくまでもセーフティの側から見て、基本姿勢は守られているという判断をしている。

保安規定はセーフティの話だということは分かるが、それならば核物質防護規定にも基本姿勢を書き入れるべきではないか。(令和5年度第3回)

核物質防護規定にもセーフティの7つとほぼ同じ内容の5つの基本姿勢が追記され、運用され始めているというのを確認している。

適格性は、発電所の安全が守られるかどうかということなので、セキュリティとセーフティ両方併せて適格でないといけないと思う。セーフティ側だけでは適格性があるとは言えないのではないか。

(令和5年度第3回)

今回の事案で、7つの約束に近いものを核物質防護規定に定めて、セーフティとセキュリティ併せて運用、守っていくという考えになった。追加になった

部分がしっかり守られているかは、セキュリティの検査で確認していく。

核物質防護の事案を受け、核物質防護規定に基本姿勢を追加したが、平成29年の規制委員会による適格性の判断にはセキュリティに関する視点が欠けていたという理解でよいか。また、令和5年の適格性の再確認においては、保安規定に記載の基本姿勢7項目のみを確認しているようだが、セーフティとセキュリティ両方の視点から適格性を確認したことになるのか。

(令和6年3月3日 追加質問)

- ・平成29年に行った適格性の確認は、東京電力の柏崎刈羽原発の運転主体としての適格性を、セーフティの観点より審査し、保安規定に「原子力事業者としての基本姿勢」を位置づけた。今回行った適格性判断の再確認では、「原子力事業者としての基本姿勢」の遵守のための取組実績を確認した。
- ・このなかで、核物質防護規定の「防護活動における原子力事業者としての基本姿勢」は確認していないが、柏崎刈羽原子力発電所に対する追加検査において、核物質防護措置の劣化について改善が図られ、核物質防護措置の劣化が発生しても、長期間継続することなく、重大な劣化に至る前にそれを検出して自律的に改善できる『改善措置を一過性のものとししない仕組』も構築されていることを確認しており、全体として防護活動における基本姿勢を遵守する取組はなされているものと考えている。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P18[1644]参照

原子力規制検査において、セーフティとセキュリティはそれぞれで検査が行われているが、再発防止が一方に留まってしまいもう一方の改善に繋がらないこと等を危惧している。

原子力規制庁は核物質防護に関する専門職員を配置しているが、どのようにセーフティ担当の職員とセキュリティ担当の職員の双方の情報共有や意思疎通を図り、横断的な視点で監視・評価を行っているのか。

(令和6年度第1回)

- ・原子力規制委員会は令和6年4月から、核物質防護についても原子力安全と同様に原子力規制事務所に配置した専門職員（核物質防護対策官）による日常検査を実施することとした。柏崎刈羽原子力規制事務所では、日常的に所員同士で気付き事項等の情報を共有する打合せを実施しており、セーフティ、セキュリティを含む事業者の安全活動を総合的に監視することになる。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P19[1645]参照

核物質防護対策官と原子力運転対策官がしっかりと情報交換しているということだが、セキュリティについてはある程度教育なり資格を持った人でないとアクセスできないと思う。セキュリティの情報共有についてどのような工夫をしているのか。

(令和6年度第1回)

- ・検査官全員が信頼性確認という資格を有しており、機微な情報もその場で共有できるようになっている。本庁の中でもセーフティ側とセキュリティ側が連携を図って審査や確認をしている。

#### イ その他（委員の追加質問）

東京電力の適格性を再確認したという結論は妥当か。原子力事業者として

の基本姿勢に、「福島第一原子力発電所の廃炉を主体的に取り組み、やりきる覚悟とその実績を示す」とされているが、燃料デブリの取り出しの見通しがたっていない他、放射性廃液が外部に漏れ出す事故も発生した。また、「地元をはじめ関係者の関心や疑問に真摯に答え、正確な情報発信を通じてご理解を得ながら取り組み、廃炉と復興を実現する」とされているが、ALPS処理水の海洋放出を開始した。(令和6年2月27日 追加質問)

- ・適格性判断の再確認に当たっては、原子力規制検査における指摘事項、追加検査結果の原子力安全（セーフティ側）への影響、「原子力事業者としての基本姿勢」の遵守のための取組実績の3つを踏まえ総合的に判断した。
- ・福島第一原子力発電所の廃炉作業は、当初計画どおりには進捗していないものもある一方、目標が達成された課題も多くあり、総じて廃炉作業及びリスク低減が進捗している状況にある。
- ・適格性判断の再確認は、令和5年第2四半期までの検査実績を確認したもので、汚染水が漏えいした事案については考慮していない。また、「地元をはじめ関係者の関心や疑問に真摯に答え、正確な情報発信を通じてご理解を得ながら取り組み、廃炉と復興を実現する」との基本姿勢は、規制に直接的に関連するものではないことから、今回の対象から外している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P16～17[1642～1643]参照

適格性というときには事業者の誠実、真摯な対応という点も重要だと思う。保安規定に「地元をはじめ関係者の関心や疑問に真摯に答え、正確な情報発信を通じてご理解を得ながら取り組み、廃炉と復興を実現する」と明記させたことと、ALPS処理水の海洋放出を開始したことを確認対象から外したことは矛盾しているのではないか。(令和6年度第1回)

- ・適格性の確認は東京電力にセーフティに関する技術力があるかどうかを確認したものであり、ご指摘の件は、今回の確認の趣旨からは外れたもの。

核物質防護規定の中に新たに追加した基本姿勢が実施できる能力・体制になっているかどうかを核物質防護規定の審査の中で確認しているのか。(令和6年度第1回)

- ・基本姿勢をどういった体制で守っていくか、どのようにPDCAを回していくかということについても核物質防護の審査の中で確認している。

核物質防護規定で約束した基本姿勢を守ることが出来るのか、核物質防護規定の審査の中で確認しているのかとの質問に対し、核物質防護規定の審査に直接携わったわけではないとの前置きがあったうえで説明いただいたが、追加の内容などがあれば説明いただきたい。(令和6年4月30日 追加質問)

核物質防護規定の変更認可の申請にあたっては、東京電力から詳細な説明を受けたほか、追加検査を通じて核物質防護業務を特別視せず、PDCAサイクルを確実に回していく体制が構築・実行されていることや核物質防護業務についての経営配分が経営計画に明記され、実行されていることなどを把握し、特定核物質の防護のために必要な体制を確認できたことから、核物質防護規定の変更認可を行った。

今後は、原子力規制検査を通じて基本姿勢の遵守状況を鋭意確認していく。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P2 [1686] 参照

柏崎刈羽原子力発電所について、当面の間は「他施設よりも手厚く監視していく」とのことだが、どのような評価指標やプロセスで通常の監視に戻す判断をするのか。  
(令和6年度第1回)

- 追加検査の中で重要な課題とされた3項目（荒天時の監視、PPCAP（是正措置活動）の状況、核物質防護モニタリング室の活動）について原子力規制検査（基本検査）の中で重点的に行う検査を令和6年1月から開始した。
- 原子力規制委員会としては、「手厚い監視」をいつまで続けるかは現時点で決めていないが、事業者の安全活動の実績に応じて判断することとしている。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P19[1645]参照

東京電力ホールディングスの調達先が原因で起こった不適合がかなりある。それらが是正され、有効に働いているという確認を行ったうえで、適格性の判断がされているのか。  
(令和6年度第1回)

- 調達ミスもQMSの検査などで検査を行い、何かあれば指摘事項として、重要度を評価している。原子力規制検査ができてから洗いざらい確認したうえで、適格性を確認している。

## 【県からの依頼事項】

### 12 FV関係：フィルタベント設備の耐震性（地下式含む）

#### <東京電力HD等への確認内容>

##### （1）フィルタベント設備の耐震性

###### 東京電力HDの説明概要

耐震性確保策として、以下を実施している。

- ・ 不等沈下対策として、原子炉建屋と同じ支持層までの杭基礎構造
  - ・ 地震時における液状化対策として、FV 基礎部周囲を地盤改良
- また、地震により生じる相対変位への対策として以下を実施している。
- ・ 原子炉建屋とフィルタベント遮へい壁の配管渡り部には、水平方向・鉛直方向の相対変位を吸収する伸縮継手を設置し、十分な余裕を持った設計
  - ・ 基準地震動による相対変位量が伸縮継手の許容変化量を下回る事を確認
  - ・ 深層防護の観点から、万一に伸縮継手が破損する場合にも備え、常設の吊り具による交換手段を予め確保
  - ・ 系統内に充填している窒素ガスの圧力降下の有無を監視することで異常を早期に検出

地上式 FV は耐震性の確保により、配管破損による放射性物質の放出の可能性を軽減、事象発生から 38 時間後の Cs-137 放出量は最大約 2.0TBq となり【大規模な土壌汚染回避】の効果が期待できる。

（令和 2 年度第 1 回 資料 No. 4 P4～9, 19[5～10, 20]）

地上式フィルタベント設備に関する耐震評価として、配管・弁、配管支持構造物、フィルタ装置等が基準地震動  $S_s$  に対して機能維持出来ることを評価、確認している。地震荷重の他、自重や使用圧力を考慮している。

地下式フィルタベント設備の耐震性は基準地震動による地震力に対し一定の裕度を持って設計。また、性能・ベント判断等の運用は地上式フィルタベントと同様とする方針。（令和 2 年度第 2 回 資料 No. 4 P2～6[77～81]）

###### ア 格納容器の負圧破損防止

水素爆発防止や、38時間後のベント、14日後の可燃性ガスの排出など、ベントを開くシナリオを考えているが、この場合、窒素も一緒に出てしまう。事故によってかなり水蒸気が中に充満しており、水の流量・温度によってはその蒸気が一瞬にして凝縮し、負圧になって格納容器が外圧で破損してしまうおそれがある。それを設計上ないし運用上でどう防止するように考慮されているのか。（令和2年度第1回）

格納容器ベントをすると非凝縮性ガスが排出されるため、格納容器スプレイ（格納容器の温度を下げるための格納容器へのスプレイ）をせず、窒素を封入し、不活性化する手順になっている。

###### イ 遠隔操作弁の操作性

バルブを手動で、ハンドルで開けるといふ図になっている。何箇所もソリッドなジョイントバーが仲介しながら動力を伝達していくようになっている。このメカニズムは2007年の地震の時に天井クレーンでこういうところが

やられている。フレキシブルシャフトを使っているとか、そういうことであれば補足をお願いしたい。

また、地震があると、ほこりで消火設備が作動したりすることがある。消火ガスとしてハロンガスを使うことになっていると思うが、ガスの放出で作業場所が酸欠場所になるのではないか。そういうレビューはされているのか。  
(令和2年度第1回)

格納容器ベント操作は最後の除熱手段のため、遠隔手動操作弁の操作機構はフレキシブルに作り信頼性高く設計している。手動で回す以外にも遠隔で開放できるような措置を施している。

火災のハロンガスが出てきて近づけないという状況になったとしても、遠隔で確実にベント操作が出来るよう操作に対する多様性も確保している。

#### ウ 伸縮継ぎ手の耐震性評価

伸縮継ぎ手の相対変位量を算出する際に用いた基準地震動の具体的数値を教えてください。  
(令和2年度第1回)

相対変位量の最大値を記録した基準地震動はSs-1  
(最大加速度 水平方向1050gal 鉛直方向650gal)

詳細については、令和2年度第2回 資料 No. 5 P1[89]参照

相対変位量は地震時に生じる最大変位のことか。

(令和2年6月5日 追加質問)

相対変位量は地震時に発生する最大の変位量を示している。

具体的には原子炉建屋とフィルタベント遮へい壁で各々地震応答解析を行い、原子炉建屋基礎下端レベル(T. M. S. L-13.7m)を基点とした最大応答変位の和\*として相対変位量を設定している。

\*：各々の建屋における最大応答変位が同時刻かつ逆方向で発生するという保守的な評価をしている。

鉛直の相対変位量が小さいが、上下動は入力しているのか。

(令和2年6月5日 追加質問)

上下動も考慮した地震応答解析を行っている。

上下方向の相対変位が小さい主たる要因としては、以下が挙げられる。

①：基準地震動の最大加速度が、水平方向1050galに対して鉛直方向650galと小さいこと

②：フィルタベント遮蔽壁は杭を介して支持地盤に支えられていること

水平の相対変位量は、紙面に垂直方向のものか、紙面内方向のものか。

(令和2年6月5日 追加質問)

資料に記載した水平の相対変位量17.06cmは紙面垂直方向の値になる。

なお水平の相対変位量は紙面に垂直方向、紙面内方向の両方計算している。

詳細については、令和2年度第2回 資料 No. 5 P4[92]参照

伸縮継ぎ手は圧縮力が作用しても問題はないのか。

(令和2年6月5日 追加質問)

伸縮継手は、変位が発生した場合には、中央に設置されたベローは軸方向に、左右に設置されたベローは軸直角方向にそれぞれ伸縮することにより、軸

方向・軸直角方向のいずれの変位にも追従できるようになっており圧縮力が作用しても問題ありません。

詳細については、令和2年度第2回 資料No.5 P5[93]参照

相対変位量を算出した地震応答解析モデルを示して欲しい。

(令和2年6月5日 追加質問)

構造物はいずれも質点系モデルを採用して地震応答解析を実施している。

原子炉建屋は地盤との相互作用をスウェイばね・ロッキングばねで考慮したモデルとし、フィルタベント遮へい壁は地盤を3次元有限要素法で考慮したモデルを採用している。

詳細については、令和2年度第2回 資料No.5 P6[94]参照

## (2) 代替循環冷却設備等

### 東京電力HDの説明概要

格納容器圧力と温度が上昇しても、出来るだけベントを実施せずに（放射性物質を可能限り放出せずに）格納容器の破損を防止する方法を検討、「代替循環冷却設備」を考案。代替循環冷却設備を優先的に使用することとし、代替循環冷却設備が使用不能の場合に地上式フィルタベント設備を使用する。

代替循環冷却設備を優先使用することで以下の効果が期待される

- ・ 事象発生から7日間はCs-137の放出なし⇒【土壤汚染の更なる低減】
- ・ 水素爆発防止を考慮しても放出タイミングは38時間後から14日後（設備の復旧に期待しない場合）⇒【避難に要する時間余裕の確保】【被ばく低減】（設備の復旧に期待できる場合は、放出しない可能性あり）
- ・ 14日後に放出したとしても、Cs-137の放出量は1/2程度、希ガスの放出量は1/10程度⇒【被ばく低減】【土壤汚染の更なる低減】

(令和2年度第1回 資料No.4 P10～16, 19[11～17, 20])

### ア 想定外への備えの必要性

こういう仕組みを作って安全性の向上に努めていることはよく分かったが、こういうシステムが全く使えなくなる可能性、一番どこが弱いのだろうというストレステストのような考え方に基づいて、シナリオがどんどん悪くなっていくときを考え、この事象とこの事象が重畳するとこれは非常に厳しいとか、そういう視点を持って安全性の向上というものを考えていただきたい。

(令和2年度第1回)

遠隔手動弁操作設備は、本来、リモートでやれることができなくなったときの最終手段として設けている。最悪、人力で何でもできるようにしようという設計をしているのが、今回の3.11の教訓と反省という意味では重要な点。よりこういうことがあったらどうかという指摘のようなことを考えながら安全性の向上に努めていくというのが我々の姿勢、あるいは組織としてコンセプトは大事にしていきたいと思っている。

### イ 可燃性ガス排出時期(14日後)の妥当性

酸素ガスが増え、可燃限界に至るが14日後と示されているが、この14日と

いう数字はどこまで信頼できるのか。十分保守的な見積もりがされているのか、あるいは正確なデータに基づいた数値なのか知りたい。放射線分解により酸素と水素がどのように出てくるのかということに関する基礎的なデータあるいは実験報告があったら見せていただきたい。(令和2年度第1回)

・電力共同研究においてシビアアクシデント時の環境を模擬した実験に基づき、水素・酸素のG値(水の吸収線量あたりの酸素発生量)を0.03と評価している。

シビアアクシデントの環境条件のうちG値に影響を与える因子は以下の通りです。これらの因子の影響を考慮してもG値を0.03とすることに影響がないことを確認している。

よう素濃度(炉心からの放出割合)  
水素濃度(ジルコニウム-水反応割合)  
初期酸素濃度不純物(金属イオン、ホウ素、コンクリート等) 温度 pH など  
詳細については、令和2年度第2回 資料No.5 P2参照

・水の放射線分解の評価について

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉有効性評価について 添付資料3.4.2  
(令和2年度第3回 資料No5 添付資料[178~190])

酸素発生G値を検討する際、電共研の実験でシビアアクシデントの環境を模擬した実験に基づき設定しているとのことだが、不純物としてセシウムやストロンチウムが存在する環境下で試験を実施する必要があるのではないか。(令和2年度第4回)

不純物としてはヨウ素並びに金属イオンとして鉄、銅及びホウ素イオン等の影響を確認している。文献調査においては、G値に対するセシウムやストロンチウムの影響が報告されたものは確認されておらず、上記不純物で影響は確認できているものと考えている。

格納容器内の水素及び酸素濃度が事象発生約14日後に可燃限界に達し、可燃性ガスを排出するとのことだが、排出のタイミングが14日より早くなった場合にどの程度まで対応が可能か。(令和2年度第4回)

可燃性ガスを排出するタイミングは14日より早くなる又は遅くなる可能性があると考えている。水の放射線分解の反応量は主に圧力容器からサプレッションプール(S/P)に移行した核分裂生成物(以下、FP)の量に依存する。そのため、実際の炉心への注水が評価よりも早くなされた場合は、FPの移行量は少なくなると、水の放射線分解の量も少なくなることから、可燃性ガスを排出するタイミングは評価よりも遅くなるのが想定される。逆に、注水が想定どおり行われない場合や可燃性ガスが評価よりも多い場合は、可燃性ガスを排出するタイミングが評価よりも早まることが想定される。

したがって、大事なことは14日という期間の妥当性ではなく、事故シナリオやG値には不確かさがあることを考慮したうえで対応が可能であるかということと考える。格納容器内の水素燃焼防止の手順として酸素及び水素の濃度を監視し、これらの濃度が燃焼範囲に到達する前に、フィルタベント設備等を使って格納容器内の可燃性ガスを排出することを定めており、これにより水素爆発

を防止することが可能と考えている。なお、設置許可の審査においてもこうした点が着目され議論がなされている。

### 13 FV関係：技術委員会にて指摘頂いた事項に対する対応状況

#### <東京電力HD等への確認内容>

##### (1) ベント判断基準の妥当性

##### 東京電力HDの説明概要

ベント判断条件として格納容器の最高使用圧力の2倍(2Pd)のみ条件としていることについて、「フランジ部の温度が不均一となり、部分的に高温となる可能性は無視できないため、その高温部を的確に監視できるよう、温度検出器(熱電対)の設置数を大幅に増やすべき。また、ベント判断のフローチャートに当該箇所の温度監視を踏まえた手順が示されていないため、フローチャートや手順書等に明確に記載すべき。」との指摘について以下のとおり対応している。

- ・7号機の格納容器ドライウェル上蓋近傍に温度計を10点、分散して設置
- ・格納容器内は格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果も期待できることから、温度分布が局所的になり難いと考えているが不均一になったとしても上記の通り、複数の計器で監視可能
- ・事故対応をする上で、トップフランジ近傍の格納容器雰囲気温度を監視するよう手順書に記載

「格納容器の余震による影響の評価については、更なる安全性向上のために、格納容器の内圧と地震加速度を変数とした荷重の組み合わせについて評価すべき」との指摘については、以下のとおり対応している。

- ・シビアアクシデント事象の発生確率と地震の発生確率の組み合わせを考慮して、格納容器内圧が2Pdの状態と弾性設計用地震動Sdを想定し評価

(令和2年度第2回 資料No.4 P8~9[83~84])

#### ア ベントの判断基準

過去にフィルタベントの運用の基準として2Pdのほかにも200°Cがあったが今はないのか。(令和2年度第2回)

現在は格納容器ベントの基準に温度は入っていない。格納容器圧力で2Pdに至る前にベントする。または、格納容器からの顕著な漏洩を検知したらベントするという手順にしている。

上蓋の内部に温度計10点を分散して設置していると書いてあるが、どのくらい温度が高くなると何をするのか。ベントするのか。運転手順書に反映するのか。(令和2年度第2回)

温度は、格納容器ベントの判断基準になっていないが、格納容器からの漏洩の兆候というところを掴む必要があるため、これは見ながら運用していくことになるが、判断基準として具体的には明示してはいない。

温度分布が局所的になる可能性はないのか。(令和2年度第2回)

対流があるので格納容器温度としてはある程度ならされた状態になると考えている。

Cs137の放出量は100TBqを許容値としている。2Pdにこだわるために、かえって致命的な漏えいを起こしてしまう事態を避けなければならないと思う。もっと低い圧力で放出を始めるという考え方があるのではないかと思っ

ている。 (令和2年度第2回)

いろいろな考え方があるし、それももつともな考えだと思っている。いろいろな形で議論させていただければと思う。

ベントを実施する条件について、どういうフローでベント実施を考えているのかご説明いただきたい。 (令和2年度第9回)

ベントを実施する条件として判断基準を事故時運転操作手順書に定めている。

炉心損傷を判断した場合、格納容器の過圧・過温による破損を防止するため、事故時運転操作手順書に定めたフローに基づきベントを実施する。

詳細については、令和3年度第2回 資料No. 7-1 P3~5[544~546] 参照

ベント実施判断基準において、2Pdに抑制する見込みがないというのは、具体的に何か定義があるのか。2Pd以上に上昇しそうだというように判断した場合にベントを実施するというのか。 (令和3年度第2回)

格納容器圧力を2Pd以下に抑制する見込みがないとは、例えば、代替格納容器スプレイが想定したとおりに動かず、格納容器の圧力を制御する手段がない場合などがある。手段がないと、いずれ2Pdに達することになるので、2Pdに達する前に状況を踏まえてベントを判断する、そういうこともありうるということ。

代替循環冷却設備などの復旧や準備がうまくいかないということが見えてきたら躊躇なくベントするといった考え方。

## (2) ベント操作のパッシブ化

### 東京電力HDの説明概要

「格納容器の破損回避とベント操作の更なる確実性を求める上で、今後の安全性向上のための継続的な改善の中で、現行のアクティブ設計にパッシブにベント操作できるような構成を並列に追加するなど、パッシブ設計を検討すべき。」との指摘については、以下の通り考えている。

- ・ベント実施に当たっては、当社は責任を持って判断・通報した上で、人間の手を介在させ操作する
- ・人的対応については、全電源喪失環境下やシビアアクシデント環境下においても安全かつ確実にベントできるよう、二次格納容器の外側からポンペや人力の手動操作によってベントが実施できる

(令和2年度第2回 資料No. 4 P10[85])

## (3) 放射性物質の放出量等

### 東京電力HDの説明概要

「放射性ヨウ素の放出量について、敷地内のモニタリングポストやダストモニタ等の活用も含め、迅速に把握できる方法等を検討すべき。」との指摘については、以下の対応を取ることになっている。

- ・施設敷地緊急事態 (SE) が発出された場合は、国の緊急時モニタリングセンターが設置され、緊急時モニタリングセンターの下、空間放射線量率、大気中の放射性物質濃度 (放射性ヨウ素濃度等)、環境試料中の放射性物質濃度 (放射性ヨウ素濃度等) について、速やかに緊急時モニタリングを

行いその結果等を踏まえ防護措置を講じる

「MAAPコードが基づいている実験データは限定的であり、今後の実験の進展により改良することで信頼性を向上させ、それにより放射性物質の放出開始時間と放出量の評価を継続的に見直し、保守性を評価すべき。」との指摘については、以下の対応をとることとしている。

- ・未解明問題への取り組みなどで得られた知見の反映、許認可等の解析での経験を踏まえたユーザーの視点からのモデル改良の提案など、引き続き、継続的に改善の取り組みを行う。(令和2年度第2回 資料No. 4 P11～12[86～87])

#### ア 放射性物質の除去効率

福島第一原子力発電所事故の際、3号機の格納容器圧力は短い時間に急激に上昇したり減少したりしている。そのような場合も除去効率が設計値を達成できることを検討しているのか。気泡が潰れたり発生したりして物理現象が大きく変わる。(令和2年度第7回)

試験装置の性能で圧力を変動させて確認することができないが、時間的に圧力の変動は長く続くものではないこと等から性能は十分出ると考えている。

ベント後は開放を継続するので福島第一原子力発電所3号機のような圧力変動は想定しなくてもよいと考えている。

補足回答については、令和2年度第8回 資料No. 3 P20[467] 参照

#### イ 放射性物質の放出量

様々な事故が起こった場合に環境に放出される放射性物質の全体量の評価についてご説明いただきたい。(令和2年度第9回 資料No. 6-1 P4)

回答については、令和3年度第2回 資料No. 7-1 P11～14[552～555] 参照

上記回答 資料P14[555]でセシウム137の放出量は、表の中だと40TBqだが、※3のセシウム137の放出量は14TBqで、合っていないのでは。

(令和3年度第2回)

表で、セシウムとあるのは、137以外に、例えば134など他の同位体も含めた値を記載している。セシウム137だと、14TBqとなるが、表内の数値は137、134などの他の核種も含めた値を記載している。

#### ウ PRA(確率論的リスク評価)について

PRAの確率評価において人のエラー割合は評価されるのか。組織の技能の高さが劣化したら確率が上がる可能性もあるのか。(令和3年度第2回)

PRAにおいて人の操作が介入するところは、人の失敗確率も含めて計算している。例えば、運転員の習熟度、時間余裕に応じてどのくらいの失敗が生じるかを国内外の文献などを含めて値として入れ込んだ形で評価をしている。

訓練が十分に行われていないと、失敗の確率として上がることはありうるかと考えている。ただし、1回訓練に失敗すると、即座にPRAに反映されて失敗確率が上がって炉心損傷確率なりが上がっていくところまで精細化はしていないので、そこまで反映し切れているような人的過誤率のデータの状況ではまだない。

いろいろな安全対策の中でどれが有効で、どこまでやれば十分なのかを、今後検討していく必要があるが、特に柏崎刈羽原子力発電所のプラントはモデルプラントになっていると思うので、確率論的リスク評価、PRAなどの

手法構築がどこまでできているか紹介していただきたい。

(令和3年度第2回)

福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、リスクに正面から向き合うこと、また、規制の枠組みにとどまらずPRAの結果を安全性向上へ活用するという観点から、プラントの状態を正しく把握して、リスクを共通の尺度として改善に向けた速やかな意思決定を行うRIDM(リスク情報を活用した意思決定)プロセスの導入を決定した。これにより、自律的かつ継続的な発電所の安全性向上を実現していく。

例えば、停止時安全管理(工程変更)、リスク重要度評価を用いた設備ガード(接触防止のためのパイロン・テープ・表示等を使用した物理的・視覚的保護)対象の見直し、リスクモニタを用いたリスク予報などを実施することで、プラントの安全性向上や安全なプラント運用につなげる。

詳細については、令和4年度第2回資料No.6-1 P8~35[741~768] 参照

地震については炉心損傷直結事象ということで、シビアアクシデント対策の効果が見えにくいということだが、地震に関する残余のリスクを最小にしていくにはどういった方策があるのか。

また、特重施設はこの解析の中に含まれているのか、あるいは今後含まれるのか。含んだとしたらどういう効果があるのか。(令和4年度第2回)

地震PRAは、あまりいい評価になっていないのが実態で、より現実的な評価をしていくことが必要と考えており、電力中央研究所を中心として研究を進めている。

なお、今回示した評価は、特重施設が無い状態で再稼働した時点でのプラントを想定した評価となっている。

今回示した停止時の安全管理の活用例は、10のマイナス15乗レベルの話。このくらいの減った、増えたという議論をするよりも、リスクの高い脆弱性を見つけるという本質的な意味でPRAを安全性向上に活用することが重要である。(令和4年度第2回)

PRAの活用法としては設備改造等による安全性の向上と通常のプラント運用への活用といった両面があるので、ご指摘の点も踏まえ、引き続きプラントの安全性向上に生かしていく。

#### エ その他(委員の追加質問)

ベントに至る判断をするときに、周辺住民の避難状況とか、そのときの風向風速とか天候状況とかの条件は配慮されるのか。避難は新潟県や柏崎市で、十分な情報交換をして、避難をきちんと前もって行うような段取りにいるのか。ベントの前には大体避難を終わっているのか。(令和3年度第2回)

基準に到達しそうなどときにはベント判断をさせていただくが、そこに至る可能性の前の事象が発生したら、格納容器の圧力の上昇度合などのパラメータや進展予測を逐一、県、国にも情報提供していくので、それを踏まえて避難の判断が行われると考えている。

## 14 地下水対策

### <原子力規制庁への確認内容>

汲み上げ井戸は耐震設計上の基準は全くないのか。地下水は柏崎刈羽原子力発電所にとって非常に大きな問題なのでぜひ扱っていただきたい。

(平成30年度第2回)

- ・設置許可の段階では、津波や溢水の中で扱っている。サブドレン等が停止したという仮定を設けて、地表面まで地下水位が上がったらどうなるかということを実業者に説明させている。
- ・基本的には、建屋の開口部、隙間等に関しては止水処置を行って、防護すべき区画には浸水させない設計方針としていることまでは確認している。
- ・それ以後の、実効性、耐性等は工事計画認可の審査の中でその方針が成立するかどうかを確認していく。それができていなければ、大きな補修や改造に繋がると考えている。

設計・工事計画認可の審査で、地下水対策の実効性についてどのように確認し適合性を判断したのか。

- ・地下水排水設備によって地下水を排水し、建屋内への流入を防止する設計としていること、その地下水排水設備は、基準地震動に対して機能喪失しない設計としていること等を確認している。
- ・また、地下水排水設備の停止により建屋周辺の水位が地表面まで上昇することを想定し、壁、扉、堰等により、建屋内への流入を防止する設計としていること、これらの浸水防護施設が基準地震動に対して機能喪失しない設計としていることを確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P20[1646]参照

### <東京電力HD等への確認内容>

(1) 汚染水の発生を防止するための対策（地下水の過酷事故時のくみ上げの対応や耐震性等）

#### 東京電力HDの説明概要

7号機地下水排水設備の耐震性を確保することで、地震時及び地震後においても溢水源である地下水の水位上昇そのものを抑制し、建屋内への浸水の可能性を排除する設計としている。また、耐震性を有していること、湧水量に対して十分な裕度の排水性能があることを確認している。

(令和2年度第4回 資料No.2 P19[210])

#### ア 汚染水の発生防止対策

水が入ったところに放射性物質があるから汚染水になる。メルトダウンしているような状態で建屋の中に地下水なりが入ってくるとそれが汚染水になる。まずは、そうならないようにするために、地震動とかで地下水が建屋の中に入ってきて、安全機能には影響を与えないということを確認しているという理解で良いか。

(令和2年度第4回)

大事なことは汚染源を作りださないということであり、まずは炉心を守る。万が一炉心損傷した場合も格納容器の健全性を維持し、格納容器の外に出さな

ということが一番大事だと考えている。

万が一、過酷事故が起きて燃料が压力容器の外に出たときに、ペDESTルに水を張って燃料を受けるといったシナリオになっていたと思う。そういう場合でも汚染水が建屋全体に広がらないようになっているのか。

(令和2年度第4回)

建屋内の配管が破断して出た水が安全機能に影響を与えないよう、区画ごとに水密扉をつけたり、貫通部の止水処理をしたりする内部溢水対策により建屋内部での水の拡散を防止している。

#### イ 地下水の排水設備

柏崎刈羽原子力発電所における浸水防護対策で、耐震性を有する地下水排水設備（ポンプ）を設置と記載されている。また、この耐震性能については十分な裕度のあることを確認とあるが、具体的にどの程度の耐震性なのか。また、湧水量をどのように見積もっているのかを明らかにしていただきたい。

(令和2年10月1日 追加質問)

地下水排水設備（ポンプ）の耐震性については基準地震動S<sub>s</sub>で機能維持を図っている。

建設時の浸透流解析結果から想定湧水量を設定している。この値は地下水排水設備の排水実績と比較しても十分に裕度を持ったものである。

### (2) タービン建屋への地下水の流入等

#### 東京電力HDの説明概要

地下水に対する浸水防護対策は、建屋外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計としている。一部の地下部外壁（地下トレンチ）に発生を想定する貫通部等からの浸水量を保守的に仮定しても、外部の支援を期待しない7日間において、KK6, 7号機共用コントロール建屋への地下水流入を防止し、安全機能へ影響を与えない範囲で貯留できることを確認している。

(令和2年度第4回 資料No.2 P19[210])

### (3) その他（委員の追加質問）

・柏崎刈羽原子力発電所の敷地内には、破断した際、放射性物質を含んだ液体か気体が流出する埋設配管が地下に布設されていないか。

Q1. そのような配管はすべて特定されているか。最大口径は。流体中に内包される放射能濃度は。配管の材質は。

Q2. 地下水に混じった場合の対処法は考慮されているか。

(令和2年12月11日 追加質問)

柏崎刈羽原子力発電所においては、放射性物質を含んだ流体又は気体を含む配管については、トレンチ内に布設する構成としており、敷地内に直埋設している配管はありません。

## 15 緊急時対策所

### <東京電力HD等への確認内容>

#### (1) 施設の機能や広さ

##### 東京電力HDの説明概要

重大事故等に対処するために必要な数の要員184名を収容できる広さとしている。また、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう離れた位置に設置している。電源設備の多重性又は多様性の確保、対策要員に対する居住性対策等、規制要求を満足するよう設計している。

重大事故等に対処するために必要な情報を把握するために安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置している。

衛星電話設備、無線連絡設備等発電所内外との通信連絡設備を配備している。  
(令和2年度第3回 資料No.2 P47～53[154～160])

##### ア 要員の宿泊場所

緊急時対策所の要員はどこで宿泊するのか。(令和2年度第3回)

状況にもよるが、帰ることが可能であれば家に帰るし、帰ることができない場合は発電所の適当な場所で待機、休養することになる。

##### イ その他(委員の追加質問)

テレビ会議の録画は、後日、重大事故にどう対処したかを分析するのに有力な情報とはなるが、逆にそのことを恐れ、実際の対応者の言動を萎縮させ、迅速性の求められる事故対応に対して制動効果を与えてしまう懸念はないのか。この情報の提供や扱いについての規制上の要求はあるのか。録画をするのか。これを公開するのか。(令和2年9月3日 追加質問)

事故対応記録を録画することは当社のマニュアルで定めている。また、事故時においても確実に録画が行われるよう、通常の訓練でも録画は欠かさず行っている。

録画の有無が事故対応の言動に影響するような事はないものと考えている。

録画データの取り扱いについては、公開を前提に録画しているものではないが重要な記録として保存することとしている。

・5号機に設置される緊急時対策所には、何かと不便が多いと予想される。  
Q1. エレベーターが使えない場合の物資や人の移動に困難と不便があるが、克服方法が考慮されているのか。(令和2年12月11日 追加質問)

緊急時対策所の近くにはエレベーターが設置されているが、大規模な地震などが発生した場合は機能停止することとなるので、必要物資などの搬入は階段となる。よって、初動で必要な物資(水や食料、放射線防護具など)は緊急時対策所近傍に7日分確保している。

なお、重大事故時には原子炉建屋内のアクセスルートを使用して緊急時対策所に移動するが、約2～3分程度で到着できるので、移動が困難とは考えていない。

Q2. 保護具、保護衣、線量計の配備場所、脱着場、除染室、休憩・仮眠室、食事の場所、復旧班に作業指示する打合せの場所等は、どこに確保するのか。  
(令和2年12月11日 追加質問)

放射線防護具（線量計含む）は、緊急時対策所の近傍に配備されている。着脱場、除染室も緊急時対策所の近傍にチェンジングプレースを設置する。

休憩や仮眠は、宿直室（5号機サービス建屋）が近傍にあり、30床分のベッドが用意されている。食事や打ち合わせが必要な場合も5号機サービス建屋に執務室があるので、使用は可能。

Q3. 緊急時対策所には、中央制御室の安全パラメータ表示システム（SPDS）の情報がすべて送られるようになっているのか。すなわち、緊急時対策所においては、プラントのパラメータや警報がリアルタイムで把握できるのか。中央制御室やプラント内の状況を視覚的に知るためのテレビカメラは設置されているのか。  
(令和2年12月11日 追加質問)

SPDSのデータはすべて緊急時対策所に送信されており、リアルタイムで確認は可能だが、中央制御室の主盤で発報する警報の送信はない（伝送異常などの警報は送信される）。

中央制御室の状況は平時においても当直長とテレビ会議を実施しており、接続は可能。また、プラント内の各所にカメラが設置されており状況の確認が可能。ただし、カメラはシビアアクシデント設備ではないため、重大事故などにおいて確実に使用可能な設備ではない。

## （2）放射線防護等の設備

### 東京電力HDの説明概要

対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないよう十分な遮蔽厚さを確保するとともに、室内の気密性を確保し、陽圧化により内部・外部被ばくを抑制している。実効線量としては、対策本部で約28mSv/7日間、待機場所で約46mSv/7日間であることを確認している。

(令和2年度第3回資料 No. 2 P50～51[157～158])

## （3）感染症対策、パンデミックへの対応等

### 東京電力HDの説明概要

新型コロナ感染症対策として、①日々の感染予防 ②3密への対策 ③感染者が発生した場合の対応整備 ④換気を行っている。最新の知見を踏まえながら対策を取り入れていくこととしている。

(令和2年度第3回資料 No. 2 P57[164])

## 【その他追加事項】

### 16 水素爆発対策

#### <原子力規制庁への確認内容>

GOTHIC と他のコードの比較による不確かさの評価、あるいは、同モデルによる水素拡散モデル実験を実施することで GOTHIC による解析手法の健全性を評価することが必要と思われる。このような解析手法の高度化は、シビアアクシデント対策の基本と考えるが、国としてどう考えているのか。

(令和 6 年 4 月 29 日 追加質問)

GOTHIC については、PWR の原子炉建屋へ漏えいした水素挙動に係る条件に近い条件のテストケースの結果と、同試験を模擬した GOTHIC による解析結果とを比較し、解析によるガスの濃度分布等の再現性を確認することにより、妥当性が確認されている。

なお、原子炉建屋の水素防護については、水素挙動の評価は一定の条件を仮定したものであり、その結果には大きな不確かさを含んでいること等を考慮し、原子炉建屋への水素の漏えい抑制や漏えいした水素の排出・処理の対策を求めており、原子炉格納容器ベントの実施判断基準の設定を含む体制が整備されていること、静的触媒式水素再結合器の設置、原子炉建屋トップベントの手順整備等の対策が実施されていることを確認している。

詳細については、令和 6 年度第 2 回資料 No. 6 P3 [1687] 参照

GOTHIC による解析結果と試験結果の比較の際、解析結果の不確かさがどれくらいか数値で確認しているか。 (令和 6 年度第 2 回)

数値は示すことはできないが、審査の中で審査官は数値を見た上で判断している。

国の回答の中に、水素挙動の評価結果には大きな不確かさがあると書いてあるが、GOTHIC コードが妥当とすることと矛盾しないか。 (令和 6 年度第 2 回)

GOTHIC コードを用いること自体は問題がないと考えているが、福島第一原子力発電所事故の原因分析の経験を踏まえると、水素の挙動についてはどんなコードを使ったとしても大きな不確かさがあるという意味で記載している。

現状、どこまで PAR を柏崎刈羽原発に導入済みで、どこまで動作確認を行ったのか。水素爆発が起きるような状況では、地震や津波により PAR や配管にも被害が想定される。地震が発生した場合、PAR による水素爆発対策が問題なく機能することを検証する必要があるが、数値シミュレーションを含めた実証試験は検討しているのか。 (令和 6 年 4 月 29 日 追加質問)

全 56 基の PAR について使用前事業者検査が行われており、その中で触媒カートリッジの機能検査が行われている。使用前事業者検査に対し原子力規制検査を実施した結果、PAR の設置に関して特段の問題は確認されていない。

また、PAR 本体、架台、取付ボルト及び基礎ボルトについて、基準地震動 Ss による地震力に対して十分な構造強度を有していることを耐震計算書で確認している。PAR に配管や動的機器は接続されておらず、周辺の雰囲気は自然対流により直接取り込む構造となっており、地震時にも形状が維持され、機能を発揮していることを確認している。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P4 [1688] 参照

PARが自然対流で性能を発揮することを確認しているのか。

(令和6年度第2回)

PARは、原子炉建屋の最上階にあるオペレーティングフロアの上部に分散して56基配置しているが、GOTHICコードで解析して配置を決めており、この配置により水素が再結合されると認識している。

自然対流で流れている状態でPARの性能を確認する必要があるのではないか。

(令和6年度第2回)

PARについては、構造上、上と下の部分が開口している。水素の結合反応が進めば温度が上がるが、上の穴から熱くなった蒸気なり気体が抜けていくので、下から冷たい物が入ってきて自然対流が発生する。水素は下から入って上に抜けていくという状態が、水素が発生してくれば出てくる。

水素爆発等が起きると、数百℃という温度になると思うが、PARの性能は常温の場合と比べて下がることはないのか。PARの性能の温度依存性の質問です。

(令和6年度第2回)

PARの設計温度は300℃。原子炉建屋に漏れいする水素の量を保守的に評価して、それを処理することで原子炉建屋の水素濃度が4%を超えないようにするために56基のPARが設置されている。1つ1つのPARについては、水素濃度が4%以下であれば温度は300℃以下になるということが試験で確認できており、設計温度は300℃になっている。

#### <東京電力HD等への確認内容>

##### (1) 原子炉キャビティ内の水素爆発対策等

###### 東京電力HDの説明概要

格納容器内の水素濃度を把握するため水素濃度計を設置（4箇所）。また、原子炉建屋内の水素濃度を把握するため、格納容器内の水素が漏洩する可能性がある箇所（5箇所）及び最終的に水素が滞留するオペレーティングフロアに水素濃度計を設置（3箇所）。水素濃度は中央制御室で確認することが可能。

原子炉ウェルシールドプラグは格納容器の上蓋に設置するコンクリート製の蓋で、外周部等に隙間があり気密性はなく、水素は滞留しない。

原子炉建屋のオペレーティングフロアに滞留した水素を処理するため静的触媒式水素再結合装置（PAR）を計56台設置。この装置は起動操作や電源が不要である。

(令和2年度第6回 資料No.3 P27～29[318～320])

###### ア 水素再結合装置（PAR）

水素再結合装置（PAR）の処理能力について教えてもらいたい。

(令和2年度第6回)

原子炉内の全てのジルコニウムが水と反応して出る水素の量を処理できるだけの装置を設置している。

オペレーティングフロアは広い空間になっている。壁面に設置されている水素再結合装置（PAR）で処理できるのか。水素が攪拌されるのか、滞留してしまうことはないのか。

(令和2年度第7回)

再結合の際の発熱エネルギーにより攪拌する。GOTHIC 解析により水素濃度分布が全体的に同じになることを確認している。解析コードは様々な実験によりバリテーション（検証）されていることを確認している。

・令和2年度第7回 資料No. 3 P29[320]に挿入された写真によれば、PARは原子炉建屋最上階の壁面に沿って、しかも天井クレーンの走行架台より低い高さに設置されている。

Q1. このような位置に取り付けても、水素・水蒸気のプルームは、ほとんどが PAR をバイパスして上昇し、そこで水蒸気だけが冷却されて水素が濃縮され、天井付近に滞留するのを防ぐことはできない。PAR は、装置単体としては機能を発揮するであろうが、プルームを PAR に導く有効な手段がないため、水素爆発防止の対策としては、極めて期待が薄い設備であると思われる。このような懸念については、どのような検討がなされ、有効であるとの結論に至ったのか。 (令和2年12月11日 追加質問)

PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR による上昇気流が発生する。したがって、オペレーティングフロア内に PAR を分散配置することで、オペレーティングフロアの水素ガスが対流によって攪拌され、水素ガス濃度はオペレーティングフロア全体で均一化される。この PAR 分散配置による効果は解析によりその有効性を確認している。

Q2. このような概念よりも、天井部付近に設置した水素濃度検出器の信号によって、自動的に開く天井ハッチの方がはるかに効果的であると思われるが、検討はしなかったのか。 (令和2年12月11日 追加質問)

自主対策設備として原子炉建屋トップベント設備を設置しているが、放射性物質の建屋外放出抑制の観点から、PARによる水素ガスの処理が可能な設計とし、PARを優先的に使用する。

なお、PAR で水素ガスが処理しきれず、オペレーティングフロア内の水素ガス濃度が上昇し続ける場合には、フィルタベントによる格納容器内の水素パージ（発生源の除去）、さらには原子炉建屋トップベント設備によって原子炉建屋の水素爆発防止を実施する。

PAR の性能は、実験で出てきたものを使い、それをコンピューターの中に取り込んで、計算するというイメージなのか。また、温度も関係してくるのか。実際の解析モデルでは、水素濃度の方程式の他に温度、速度の方程式を連立して解いていると考えていいか。 (令和3年度第4回)

委員ご指摘の通り、PAR については海外で試験をし、実験をメインで評価し、確認している。温度も関係してくる。水素分子が軽いからの浮力だということよりも、温度によって浮力が出てくるのだろうと考えている。

#### イ 水素の漏洩経路

- ① 東電による1F1の水素爆発の解析では、換気ダクト系を水素流動と燃焼の解析対象に入れていない。これでは解析結果の信頼性が低くなるのではないか。
- ② 柏崎刈羽6、7号機ではこうした換気ダクト系はどういう構造となっているのか。構造を示していただきたい。水蒸気や水素の移動経路として検討し

ているのか。

(令和2年12月8日 追加質問)

- ① 水素爆発解析では、水素の移行や燃焼伝播を考慮する流路については、主要な流路として、階段開口部、換気ダクト、燃料プールのダクト、機器のハッチの隙間をモデル化しています。
- ② 柏崎刈羽原子力発電所6、7号機のRCCVトップヘッドフランジ周辺及びウェルプラグ周辺に1Fのような換気用ダクトはありません。

質問の詳細については、令和2年度第7回資料No.2 P16～18[409～411]参照

1F1では原子炉建屋の機器ハッチが閉まっていたが、爆発によって飛んだという議論をした。柏崎刈羽原子力発電所6、7号機では、機器ハッチは開いたままなのか、閉まっているのか。閉まっていれば、それ以外のダクト等も（水素の移動）経路として考慮に入れなければいけない。

(令和2年度第7回)

柏崎刈羽原子力発電所6、7号機の原子炉建屋にある機器ハッチは、通常運転中は開放している。従って、機器ハッチが開放した条件で、静的触媒式再結合装置（PAR）の性能評価を行っている。

吸気ダクト内のダンパは、火災時に外からの空気を遮断するためにつけている役割のものもあると思うが、水素対策で空気を取り入れるためにダンパを撤去すると、火災が起きたときに外からの空気が入ってこないようにするということの整合が取れているのか。

(令和3年度第2回)

撤去するダンパは、消防法で設置が要求されている防火ダンパではない。

#### ウ サプレッションプールの水素爆発対策等

格納容器ベント後にサプレッションプールが水蒸気と水素で満たされる。時間がたって負圧になるとバキュームブレイカーが開いて、原子炉建屋の空気がサプレッションプールの中へ入り、水素と酸素が混合した気体ができるのではないかと。

(令和2年度第8回)

ABWRのRCCV（鉄筋コンクリート製原子炉格納容器）にバキュームブレイカーはない。水素は1回目のベントでほぼ出ていくが、水蒸気の放射線分解に注意する必要がある。酸素濃度計はサプレッションプール側、上部ドライウェル側の両方についている。ベントを閉じた後は酸素濃度に注意する必要がある。また、負圧になると外部からの気体の取り入れも懸念されるので、中長期の対応となるが窒素を注入する可搬型設備で不活性化する対策を用意している。

事故時にFCS（可燃性ガス濃度制御系）は使用することができるのか。

(令和2年度第8回)

FCSはシビアアクシデント時には期待していない。設計圧力が1Pd（格納容器の最高使用圧力）のため、それより高い圧力時の健全性が確認できていない。

#### エ 原子炉建屋トップベント・ブローアウトパネル

柏崎刈羽原子力発電所に積雪がある場合、屋上まで行ってトップベントのところを除雪するか、あるいは雪が積もっている状態でトップベントを開けるとか、そういう作業は十分可能と判断されているか。

(令和3年度第2回)

一定の積雪量になったら除雪して、アクセスができるようにする手順となっているので、大雪の時にも対応はできると考えている。

ブローアウトパネルは動力で遠隔操作だが、トップベントは人力で巻き上げるとするのは矛盾していないか。ブローアウトパネルは開けたあとにあとから閉じられるか。  
(令和3年度第2回)

ブローアウトパネルの強制開放装置が電動で、トップベントが手動になっている理由は、設置の成り立ちが少し異なっているため。

事象発生により格納容器から原子炉建屋内に漏えいが発生してから SGTS を起動させるまでの時間は、操作員の被ばくを考えると 40 分以内に起動させないといけない。

例えば、S s (基準地震動) 地震などが起きて、もし炉心損傷が起こった場合に、ブローアウトパネルが開いてしまい、40 分以内に閉じないと SGTS を回しても建屋の負圧が維持できない状態になる。30 分で復電し、10 分以内に SGTS を回して負圧を達成させなければいけないので、ブローアウトの強制開放装置は遠隔操作になっている。

一方、単純に水素だけがたまって、トップベントを開けようとする、55 分あれば十分、濃度に達する前に開けることができる、そういうふうに、事の成り立ちが違うため、このような設備の違いになっている。

#### オ 水素等の発生

発生する水素の量について、次の想定で間違いないか。

A : 格納容器内での水素爆発対策

炉心全体の Z r 全量の 75% が水と反応して発生する量

B : 建屋内での水素爆発対策

燃料有効部の Z r 全量が水と反応して発生する量

- ① A のほうが B より多いのではないか。
- ② そうであれば、建屋内での水素爆発対策で考えている水素量は過小評価ではないのか。
- ③ なぜ、2 つの想定をしているのか。多い方で統一すべきではないのか。
- ④ 格納容器から建屋への水素の漏洩率は、格納容器内の圧力が 2P d (最高仕様圧力の 2 倍) として評価されているが、ベントの失敗や格納容器の冷却不足などがあれば、2P d より高い場合も想定すべきではないのか。
- ⑤ PAR は、吸い込みファンもついていない。本当に、建屋内に流れ込んだ水素を効率よく処理できるのか疑問がある。実際に PAR を設置して水素の除去能力を測定した試験は実施されているのか。シミュレーション結果であれば、その信頼性はどれくらいあると考えているのか。

(令和3年度第2回 追加質問)

(水-Zr 反応により) 発生する水素の量に関するご回答

A については、「炉心全体の Zr 全量の 75% が水と反応して発生する量」は想定しておらず、過酷事故解析コード MAAP による評価結果である約 600kg を想定している。理由は次のとおり。

格納容器内が窒素で不活性化 (酸素除去) された BWR においては、格納容器内の水素燃焼防止の観点では酸素の相対濃度を水素燃焼範囲の下限値以下に抑

制することが重要となるが、水素発生量を過度に高く想定してしまうと酸素の相対濃度の評価値を下げる結果となり、非保守的な評価となる。したがって、格納容器内の水素燃焼防止対策の検討における水素発生量は「炉心全体のZr全量の75%が水と反応して発生する量」を用いず、現実的な値を想定している。

Bについては、ご認識のとおり。

①及び②へのご回答

A（格納容器内の水素燃焼防止）＜B（建屋の水素燃焼防止）の大小関係。

③へのご回答

A（格納容器内の水素燃焼防止）でB（建屋の水素燃焼防止）に比べ小さい値を想定している理由は先述のとおり。

なお、建屋内の水素処理設計の観点で重要となる単位時間あたりに建屋に流入する水素の量の想定は、格納容器内の水素発生量だけでなく、格納容器から建屋への漏えい率にも依存するが、④で述べるとおり、静的触媒式水素再結合器（PAR）の設計においては、建屋への漏えい率に保守性を取っていることから、設計で想定する、単位時間あたりに建屋へ流入する水素の量には十分な余裕が確保されているものとする。

④へのご回答

格納容器の冷却・除熱のために多種多様な手段を確保しており、格納容器圧力が2Pdを超えて上昇し、格納容器が過圧破損するような事態が発生するリスクを低減している。また、静的触媒式水素再結合器（PAR）の設計において、格納容器から建屋への漏えい率は、格納容器圧力2Pdでの漏えい率の評価値である約1.0%/日に対して、10%/日と余裕をとって設定している。

⑤へのご回答

PARは、上部ならびに下部に開口を有する筐体内に触媒カートリッジを設置した構造であり、触媒カートリッジ部において水素・酸素の結合が開始されると、反応熱によりガス密度が低下し、浮力による上昇気流が生成されることで筐体の上部開口より排気される。同時に筐体の下部開口から周囲ガスが流入し、触媒カートリッジ部で水素・酸素が反応します。この一連のサイクルにより、効率的に周辺雰囲気中の水素を処理することができる。

また、実際にPARを設置して水素の除去能力を測定した試験も実施しており、その有効性を確認している。

水素以外の可燃性ガス（ケーブル及び塗装の分解ガス、潤滑油やグリスが揮発化したもの、MCCIによるコンクリートの分解ガス（一酸化炭素））等への対応についてご説明いただきたい。 （令和2年度第9回）
--

原子力規制委員会の「事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」において福島第一原子力発電所3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高く、爆発時に上昇する噴煙は原子炉建屋内に存在していた可燃性ガスが上昇しながら燃焼するのに伴って生じた煤や煙ではないかとの見解が示された。

当社としても、物量の多いケーブルや塗料に対して発生する可燃性ガスの種類、量を把握し、必要な対応策を講じていくこととしている。

なお、格納容器内で発生する非凝縮性ガスとしては、ジルコニウム-水反応

により発生する水素ガスがMCCIにより発生する非凝縮性ガス等と比べても支配的※であり、可燃性ガスとしての一酸化炭素の影響は小さいと考えられる。

※ジルコニウム-水反応による発生する水素ガスの発生量（約1400kg：評価値）に対し、MCCIによる一酸化炭素の発生量の評価値は、コンクリートが侵食しやすい状況を仮定しても約25kgと小さい。

## （２）その他（委員の追加質問）

水素爆発が発生した際の対策として以下の点を含めご説明いただきたい。

- （１）原子炉建屋最上階で水素爆発が起こった場合に発生し得るデブリが、燃料ラックに貯蔵された使用済み燃料の真上（上部タイプレート）に落下した場合、燃料破損（被覆管の損傷）は起こるか。
- （２）当該デブリがプールの底まで落下した場合、プール底面のライナー材を貫通させる可能性はあるか。貫通が生じた場合、漏洩検出器によって漏洩の有無と漏洩量の把握は可能か。
- （３）原子炉建屋最上階で起こり得る最大規模の水素爆発が発生した場合、使用済燃料プールは破損しないか。
- （４）福島事故の教訓として新たに設置した使用済燃料プールの水位計は、水素爆発やデブリの落下によって破損や故障を起こす可能性がないか。

（令和３年度第１回）

炉心損傷が発生しても原子炉建屋内での水素爆発に至る可能性を排除するため、①格納容器からの水素漏洩の防止、②局所エリアへの水素滞留の防止・検知、③原子炉建屋に漏洩した水素の処理の各段階で対策を取っている。

仮に水素爆発が発生し、原子炉建屋最上階が損壊しても、デブリにより使用済燃料が破損する等の可能性は小さいと考えているが、最大規模の水素爆発でも燃料破損が発生しないことを定量的に示すのは、評価の不確かさが大きく現実的ではないと考える。

使用済燃料プール底面のライナー材に貫通が生じた場合、使用済燃料プールの水位計以外にも検出器により漏洩の有無の把握は可能であり、漏えいにより水位が低下する場合は消防車により注水する。

原子炉建屋最上階が損壊してデブリにより多数の使用済燃料が破損し、かつ使用済燃料プールの水位が大幅に低下するような極端な組合せを仮定した場合に対しても、大容量放水設備により原子炉建屋上部に放水を行い、放射性物質を敷地内に落とすことで放射性物質の敷地外への拡散を抑制する手段を設けている。

放射性物質の拡散防止について

- （１）大容量放水によって敷地内に落とされた放射性物質は、その後、地下水・海水に流れ込むと考えられる。敷地内に落とした後の地下水・海水への影響を、どのような手立てで防ぐのか。
- （２）季節や天候、風の状態等によって、大容量放水を実施しても敷地内に落とせない場合も予想されるが、それについてはどのように対処するのか。
- （３）原子力発電所から放出された放射性物質の拡散・蓄積の仕方・地域は、

季節や天候、風の状態等によってかなり変わってくると予想される。例えば、冬の悪天候時には北西風が強くと吹くため、柏崎刈羽原子力発電所から放出された放射性物質は東-南に向かって流れ、福島第一原子力発電所の時よりもかなり多くの量が内陸の平野・山地に蓄積されることが考えられる。積雪時であれば、雪の中に蓄積される。季節や天候、風の状態等を変えてシミュレーションし、放射性物質の拡散・蓄積の仕方・地域を予測して、それを公表すべきであると思う。シミュレーションを実施し、その結果を公表されているのか。 (令和3年度第2回)

(回答)

(1)

炉心損傷及び格納容器破損を防止するため、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた多様な手段を確保している。

それでもなお、上記の設備がうまく働かずやむを得ず格納容器が破損する事態に至った場合においては、大容量送水車により放射性物質の拡散抑制を実施することになるが、放水により敷地内に落水する水の海洋流出を最小化するため、複数の排水路に吸着材を設置する。

さらに、海洋流出した放射性物質の影響範囲を限定するため、シルトフェンスを設置する。

(2)

季節や天候、風の状態等により、放水がうまく拡散抑制に機能しないことも考えられるが、このような場合には大容量送水車の放水地点や角度を調整することにより、可能な限り効果的に拡散抑制できるよう調整する。

(3)

平成27年度第3回技術委員会（平成27年12月16日）資料1-3において、事故ケースを想定し格納容器ベント時の放射性物質の拡散影響評価結果についてご説明している。なお、評価においては気象データとして風向、風速、降雨有無を入力し拡散計算を行っている。

原子力災害時には令和2年10月16日に締結した「原子力防災に関する協力協定」に基づき、新潟県に対し当社の放射性物質拡散予測情報を提供する。

参考：平成27年度第3回技術委員会資料1-3抜粋

詳細については、令和3年度第4回 資料No. 6-1 P25～26[658～659]

マニュアル的なものを作って、こういう場合にはここに置いたほうがいいということをモデル化というかシミュレーションして対処していただきたい。実際にことが起こったときに慌てて場所とか角度を考えるというのだと、やはり手遅れになる可能性もあるので、ぜひ、マニュアル的なものを作っていただきたい。 (令和3年度第4回)

大容量放水設備に限らず、目的を達成するため必要となる事項を事故時手順書として定めている。

放水砲については、放射性物質を敷地内に落とすことで敷地外への拡散を抑制することが目的であり、放水砲の設置位置、設置位置までのルート、海水取水箇所、ホース展開ルートを放水砲の性能を考慮して検討し、事故時手順書と

して整備している。

放水開始後は、原子炉建屋の破損箇所や、風向、風速に応じて調整することとしており、放水砲訓練を通じ、放水の角度によりどの程度の高さになるか体得し、知見蓄積している。

現場で測定可能な場合は、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出することで、放射性物質の放出箇所を絞り込み放水効果を高めることとしている。

詳細については、令和3年度第5回 資料No. 8-1 P5～8[675～678]

大容量放水設備の対応について、時間的なものはどのように位置づけられているのか。マニュアル化というのは大変難しいことだと思うが、この設備を使ううえで、いつ、どういうところで準備するものなのか。

(令和3年度第5回)

事故時にどういう状況になったらどういう準備をするとか、どういうものを使うということはマニュアルである程度決めているが、それをいつ、どういう優先順位で適用するかは、訓練等を通じてスキルを身につけ、柔軟に対応していくというのが基本方針となる。

放水砲の訓練で、実際の原子炉建屋に放水するという練習はしていないのか。

ガンマカメラやサーモカメラは、実機を使ってどのように見えるかという訓練も行っているのか。

(令和3年度第5回)

原子炉建屋に対して放水する訓練は実施していないが、どういう角度で撃つとどの距離に対してどの高さに届くか(射程、射高)は把握している。

ガンマカメラ、サーモカメラのセットアップ訓練は実施している。特にサーモカメラは、普通の保全業務にも使用するので慣れている。ガンマカメラは放射線源がないと画像が映し出されないため、訓練の中では適用していないが、今後、実際に放射線源を見るような訓練も検討する。

なお、ガンマカメラは、福島第一原子力発電所で使い勝手の確認を実施している。

水素拡散計算において加速計算(流速を過大にすることで、計算時間を短くする方法)を導入した結果とそれを導入なしの結果は、一致しないことがわかった。従って加速計算の導入は不可と考える。もし、今回の結果に加速計算を使っていたら、加速なしの結果に差し替えていただきたい。

(令和3年度第2回 追加質問)

水素解析において、流速を過大に設定するなどの計算時間を短くするための解析条件の設定は行っていない。

排気ダクトは強制対流を起こさせる装置と理解しているのか。解析モデルの話もしてほしい。どういう近似のもとで計算したのかシミュレーション結果を出してほしい。何kg与えたかという量や初期条件をきちんと説明してほしい。

(令和3年度第2回)

回答については、令和3年度第4回資料No. 6-1 P6～18[639～651]参照

1ノードをどのくらいのメッシュに切っているのか。

ノードやメッシュを変えてみたときに、その結果はあまり変化しないということの確認はしているのか。ノードとメッシュに対する依存性がどうなっているのか。解析結果がそういうものに関係しないということをも説明すべき。

(令和3年度第4回)

原子炉建屋解析モデルはオペレーティングフロアを100区画のノードに分割し、その他のエリアは2分割または分割せずにモデル化している。オペレーティングフロアについては、分割した各区画毎の水素濃度に差はなく、水素が成層化していないこと、その他のエリアについては、空間容積が最大かつ下階で発生した水素が集約され滞留するオペレーティングフロアで成層化していないこと、また、局所エリア解析でも滞留が発生しないことを確認することで、本モデルのノード分割の妥当性を確認している。

局所エリア解析におけるメッシュ幅は1/3mとしており、メッシュ数は各エリアの空間容積にも依存し、約2,000～約6,000となる。

局所エリア解析の結果はメッシュ幅に依存するが、感度解析においてメッシュ幅を変化させても水素濃度の挙動が類似していることを確認することで、メッシュ幅を1/3mとすることの妥当性を確認している。

回答については、令和4年度第3回資料No. 6-1 P1～7[812～818]参照

水素濃度の時間変化（資料No. 6-1 7ページ）の結果を見るとピークの辺りで20%程度違いがある。こういうときはメッシュをもっと細かくする必要があると考えるがどうか。

(令和4年度第3回)

質問のとおり、メッシュ幅1/3mの方が20%くらい上がっている。水素濃度は、1m幅、1/3m幅、それぞれ同じような挙動を示しており、水素の挙動を把握するという目的に十分になつたメッシュの分割ができていると考えている。青い線は、全メッシュの中で最大の濃度になった水素濃度の値を示しているが、メッシュを細かくしている方が値は上がっている。これはメッシュ幅を小さくして格納容器近傍を細かく見ることで、当然、格納容器から漏れてくるガスの組成に近い値になっていくことを示しているのもであって、水素の挙動を見るという事に対しては、問題ない解析ができていると考えている。

メッシュをもう少し細かくするという事は意味がないわけではないと思う。それをなぜやらなかったのか。

(令和4年度第3回)

メッシュを切れば切るほど解析に非常に時間がかかるということが一番の理由。メッシュを切れば切るほど、格納容器から漏れるガスそのものになってくるので、濃度が上がってくるというのはある意味自明。また、メッシュ幅1/3mと1mを比較することで、挙動としては把握できているのではないかとこのころで、それ以上細かい解析はやっていない。

1mメッシュと1/3mメッシュの計算時間を教えてもらいたい。

(令和4年度第3回)

1mメッシュでどれくらいかかったのかというのは手元にはないが、1/3mメッシュで14日、半月くらいの期間を要している。

メッシュ幅 1/5m と比較して、2 時間程度までの計算結果を示し、メッシュ幅 1/3m の結果と比較し格子依存性を確認するべき。

(令和 4 年度第 3 回)

メッシュ幅 1/5m とした解析結果はメッシュ幅 1m、1/3m の解析結果と有意な差がないことを確認した。この結果から、メッシュ幅による格子依存性を排除できており、解析は妥当と考えられる。

解析結果については、令和 4 年度第 4 回資料 No. 6-1 P2, 3 [843~844] 参照

メッシュ幅 1m と 1/3m の結果を見て、1/3m でのメッシュの周りの  $3 \times 3 \times 3 = 27$  個のブロックを取ってくれば 1m に本当に戻るのか。その確認が必要ではないか。

(令和 4 年度第 3 回)

メッシュ幅 1m、1/3m、1/5m、それぞれの  $1 \text{ m}^3$  における水素濃度の平均値を比較し、水素濃度に有意な差がないことを確認した。この結果からも、メッシュ幅による依存性を排除できており、メッシュ幅を 1/3m とすることは妥当であると考えられる。

解析結果については、令和 4 年度第 4 回資料 No. 6-1 P4 [845] 参照

格子依存性が飽和傾向にあることは理解するが、解析結果に見られるように、メッシュ幅 1/3m と 1/5m で水素放出初期時間において水素濃度の微妙な違いがある。また、1メッシュでの水素濃度比較において濃度の相対値に 6 倍にも及ぶ大きな違いがある。メッシュ幅ごとの違いは、水素濃度のピークが可燃限界である 4% 程度になる場合に、問題はないのか。

(令和 5 年 2 月 14 日 追加質問)

- ・水素放出初期から流れが安定するまでの時間は限定的であり、水素濃度がピークに到達する時刻でメッシュ幅 1/3m と 1/5m の水素濃度の差は解消される。
- ・メッシュ幅が小さくなるにつれて、漏えいする格納容器ガスの組成値に近づく。1メッシュで比較すると、メッシュ幅が小さいほど水素濃度は高い傾向となるが、漏えい箇所（フランジ）近傍の同じ  $1 \text{ m}^3$  の水素濃度の解析結果を比較するとメッシュ幅による有意な差はない。

以上のことから水素濃度が可燃限界である 4% 程度の場合にも、解析に問題はないと考えられる。

解析結果については、令和 5 年度第 1 回資料 No. 6-6 P1~8 [886~893] 参照

建屋の中の水素濃度の結果を見ると、1% とかで水素濃度が上がりませんという結果なのだが、もしこれが集中的にどこかで発生すると 4% を超えるということにはならないのか。

例えば、全部厳しい条件にする必要はないが、考えられる通常のシナリオで発生した水素が全てどこか 1 か所から漏れたとすると大丈夫なのか。

(令和 3 年度第 4 回)

特定の箇所から集中的に漏えいが発生する可能性は否定できないため、評価上最も厳しい箇所からの集中漏えいを想定した解析を行い、一部の解析ケースにおいて最大水素濃度が可燃限度 4% を超えるものの、爆燃領域には入らないことを確認している。

回答については、令和4年度第3回資料No. 6-1 P8～P11 [819～822] 参照

サブプレッション・チェンバの出入口で集中的に漏れた場合、フローチャート（資料No. 6-1 14ページ）でブローアウトパネルを最後は開くという操作になっているが、万が一、本当にサブプレッション・チェンバの出入口で全部漏れたときに、これはどういう意味があるのか。

（令和4年度第3回）

局所エリアに漏れ出た水素は、最終的には原子炉建屋の最上階のオペレーティングフロアに上がって行って滞留し、そこでPARによって処理される。

PARの処理を踏まえても、まだ水素濃度の上昇が収まらないような場合にはベント操作を行う。なおかつ、水素濃度が下がらないような場合には、最終的に原子炉建屋トップベント、あるいは、ブローアウトパネルの開放操作を行うことになる。サブプレッションチェンバ出入口室で漏れ出たものは、最終的には建屋の最上階に上がっていくと考えている。

水素濃度が気になったのだが、出入口のところに着火の原因になるようなものがあるのか、もしあるのだったら、それに対してカバーをつけるとか何かで着火しないよう対策は可能か。

（令和4年度第3回）

サブプレッション・チェンバ出入口室のエリアで、着火に至る可能性のあるものとして、水素濃度計、計測機器、あるいはそれにつながるケーブル等があるが、いずれも耐圧防爆仕様、あるいは事故環境で健全性を保てる仕様のものを用いているので、着火源になるリスクは非常に抑え込まれていると考えている。

解析で、いろいろなところから集中的に水素が漏れる場合を計算しているが、結果的には上部ドライウェルから漏れると言うのが一番想定されているという理解でいいか。

（令和4年度第3回）

一番弱い部分というか、漏れるリスクがあるという観点では上部ドライウェルのところだと考えている。

漏れる場合があるということであれば、上部ドライウェルを弱くするのではなくて、それ以外の部分の強度をあげることにして、必ず上部ドライウェルから漏れるという状況にしたほうが非常に対策も取りやすいし、非常に評価もしやすいのではないかと思うが、どのように考えているのか。

（令和4年度第3回）

基本的には、全体として漏れを抑えるためにどこを弱くする、どこを強くするというのはあまり現実的ではないと考えている。例えば、全体として格納容器の圧力が上がって持たなくなった場合、当然、限界圧力まではもつ、そういったようなことを確認しつつ、それを越えた場合には、例えば、格納容器ベントのようなやりかたで、最終的には格納容器の圧力を逃してやる、そのようなことと考えている。

原子力規制委員会の事故調査中間報告では、最上階（オペフロ）下階での水素爆発が報告されており、藤澤委員の水素拡散シミュレーション結果とも

整合する。最上階（オペフロ）以外の対策や、水素濃度検知装置やP A Rの設置場所が最上階のみで有効なのかなど疑問があり、そのような観点から柏崎刈羽での対策について説明してもらいたい。（令和2年度第9回）

原子炉建屋最上階に設置しているP A Rが有効に機能するよう、水素が滞留する箇所を特定し次の対策を講じている

- ・ P A Rの設置位置

他設備との干渉や、P A Rの触媒反応時の温度上昇と排気ガスによる熱影響を受けないための離隔距離を踏まえ決定

- ・ 格納容器からの水素漏えい箇所の想定

開口部の口径大＝水素漏えいポテンシャル大と想定し、解析における漏えい箇所を選定

- ・ 局所エリアへの水素滞留対策

解析により水素滞留が確認された局所エリアについては、滞留対策（給気ダクト内の重力ダンパを撤去、局所エリアの境界扉に開口部を設置）を実施。

- ・ 原子炉建屋最上階への水素流路

機器搬入用ハッチをプラント運転中は常時「開」運用とすることで原子炉建屋最上階への水素流路を確保。

- ・ 原子炉建屋水素濃度解析結果

これらの対策によって、P A Rが有効に機能し、各フロアの水素濃度が可燃限界未満に維持されることを解析により確認

<追加対策>

令和4年度第38回原子力規制委員会において、「沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策に係る規制上の取扱いの考え方」が示された。

「現行の規制基準において原子炉格納容器の破損防止を目的としている原子炉格納容器ベントについて、その目的に原子炉建屋の水素防護が追加」されることとなったが、当社は既に原子炉格納容器ベントを水素防護対策設備として手順を整備している。

また、「水素爆発のリスクの更なる低減の観点から、原子炉施設ごとの特徴に応じた対策を自律的かつ計画的に実施することを事業者に求める」こととしており、水素防護対策について追加の対策も含め検討を継続していく。

回答については、令和4年度第3回資料No. 6-1 P12～P15 [823～826] 参照

もともと格納容器のベント条件として2Pd、200℃というものがあるが、その条件に至らなくても水素濃度が上昇したときにベントを決断するのか。また、そういうシナリオは、どの程度起こるものと想定しているのか。

（令和5年度第2回）

指摘のとおり圧力、温度といった基準とは独立に設けていて、水素濃度の基準に達したらベントを行うという手順になっている。

どれだけ蓋然性のあるシナリオかということだが、格納容器のハッチ部などの改良により水素漏えいの可能性が低いこと、仮に漏れたとしてもP A Rなどで処理することによってベント基準に達しないことを確認している。そういう

状況を踏まえたうえで、不確かさを考慮して、手順を準備しているものであって、蓋然性は非常に低いと考えている。

水素濃度による判断基準があるわけだが、フロー図の1.3%や2.2%という値はどこの濃度に対応するのか。どこか一つでも基準値になればすぐにベントを決断することになるのか。シビアアクシデント下での濃度計の信頼性の問題はどうか。 (令和5年度第2回)

基準については、具体的には原子炉建屋の一番上の階のオペレーティングフロアに水素濃度計を3台設置しており、これが2.2%になったらベントの基準に達したと判断する。

非常に蓋然性が小さい、あまりこのようなことは起こりえないというときに、1つ基準値を超えるモニターが出たときに判断するのは難しい。ベントを決断するということができるのか。決まりとしてやるのだという話なのか、もう少し解析的なシナリオやシーケンスを考えながらやるということになるのか。 (令和5年度第2回)

基準に至るまでどういう過程があるか、例えば、本来動くべきPARが動いているかどうか、ということを考える必要はあるかと思うが、基本的にはこの値に基づいてベントの判断をしていくことになると考えている。

計算のインプットの間違いを、今回は担当者がたまたま見つけたということだが、これが見つからなかった場合に、例えば、規制側でクロスチェックのようなことは予定していたのか。 (令和5年度第2回)

クロスチェックの観点から言うと、保安規定変更認可申請の審査の段階において、規制庁の現場確認も行われており、今回の解析誤りで、扉との隙間の観点で大きく異なっているので、規制側でも分かり得た状況であると思っている。

資料No. 6-1の9ページの確認ポイントに新しく赤字で、3H作業に対するリスク低減の取組みを確認という項目が追加になっているが、今までやっていた確認ポイントとの違いがよく分からない。今までの取組みがしっかりしていれば、今回もきちんとできたのではないか。新たなチェックポイントを設けることによって余計な負担が増えて、有効性が上がらないのではないかと懸念している。 (令和5年度第2回)

今回追加した確認ポイントと従来からの取組みとの違いは、従来は解析を実際に回すという段階において新規性・3Hの要素がないかという視点で確認をしてきた。今回はその前段階の解析根拠書の作成で不適合が発生し、そういった前段階においても新規性・3Hの要素があるかないかという観点でリスクをとらえて確認するという取組みが抜けていたということで、対策として上げたものである。

取組みの違いは理解したが、新たに設けるよりは、既存の中に前段階の確認を追加したほうが分かりやすいと思った。運用する側で判断していただきたい。 (令和5年度第2回)

ガイドに落とし込む際には、新しい項目として入れるというよりは、新規性・3Hの項目の中に少し追記するという形で考えていきたい。

資料 No. 6-1 の 5 ページに、委託先との確認不足、意思疎通がうまくいっていないというような話を書いてある。解析に関わる人員間での連絡、確認、報告ができていないから新たに手順を加えたのだと思うが、解析以外の部分にも、人と人との間の確認、報告があり、それらが根本的にきちんとしているかというのが問題である。もう一度、全体的にいろいろな作業についてチェックしてほしい。  
(令和 5 年度第 2 回)

解析業務にかかわらず、発電所に関する業務全般に共通する話だと思うので、そういった観点も含めて、引き続き取り組んでいく。

(令和 5 年度第 2 回資料 No. 6-2 16 ページ左側の追加フローに) 常用換気空調系を起動とあるが、起動するときモーターがあるエリアの水素濃度が上昇していて、スイッチを入れることで着火源になるということはないのか。  
(令和 5 年度第 2 回)

原子炉建屋内の水素濃度も踏まえた上で起動するので、可燃限界に至っていると判断される場合に起動するというものではない。燃焼に至る可能性の小さい範囲で起動するという手順として考えている。

換気空調系のファンがある場所で水素濃度を測っているのか。起動するとき、辺りに爆発する気体がないということをどうやって担保するのか。解析上、その濃度が上がる前に別の場所が上がるから大丈夫だとか、どういうロジックを組んでいるのか。  
(令和 5 年度第 2 回)

実際に測っているエリアと換気空調系のファンのモーターがある場所は異なり、ファンのモーターは原子炉建屋の外にある。基本的に格納容器から漏れてきた水素が流れ込むのは、原子炉建屋の中で、それが流動によって建屋の上のほうに上がってくると仮定している。

ファンのモーターのある場所に水素が流れ込んでくることは基本的にはない。

水素はまず原子炉建屋に漏れてくるが、建屋と換気空調系の配管の境界に隔離弁が設けてあり、事故時には隔離弁が自動で閉止され、原子炉建屋の中に漏れてきた水素が換気空調系のほうに流れていくということはない。

水素挙動解析モデルについて、2mm の隙間を解析上どのように扱っているのか、十分な精度が望めるのか、具体的にモデルを示して説明いただきたい。  
(令和 5 年 9 月 8 日 追加質問)

局所エリアの水素挙動解析にはGOTHICという解析コードを用いている。

- ・ 解析モデルは、空間をメッシュ (ボリューム) で定義し、流路はメッシュに接続する一次元のフローパス (ジャンクション) として設定
  - ・ 局所エリア水素挙動解析のメッシュサイズは1/3mに設定
  - ・ ダクトや扉の隙間は開口面積、圧力損失係数を模擬したフローパスを設定して解析モデルに組み込む
  - ・ 局所エリア外の環境を境界条件として与え、ガスの排出や流入を再現
- 遮蔽扉と躯体との隙間2mmは、全周2mの隙間として開口面積を計算し、フローパスの開口面積に設定している。このようなモデル化により、現象を十分に再現できると考える。

詳細については、令和5年度第4回資料No. 6-1 P7～8[1053～1054]参照

下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室の解析結果を見ると、隙間変更によって水素濃度が0.79%から3.03%へと急激に増大している。この増大のメカニズムについて伺う。  
(令和5年9月8日 追加質問)

下部D/W機器搬入用ハッチ室は、今回の変更で開口面積が大幅に減少し、空気の流出入が大幅に低下したことから、水素濃度の大幅な上昇に至ったと考えている。

詳細については、令和5年度第4回資料No. 6-1 P9～11[1055～1057]参照

この種の解析は20-30%程度の誤差を伴う。水素の可燃限界4%に誤差を考慮すると3-5%となり、可燃範囲に入るエリアもある。火元があれば爆発の可能性があるため、水素濃度を低下させる必要があるのではないか。また、解析モデルの有効性と誤差の検証が必要ではないか。  
(令和5年9月8日 追加質問)

ガス漏えい率や、水素の量について、保守的な数値を入力条件として解析を実施し、誤差により結論が変わらないよう考慮している。例えば、格納容器から原子炉建屋への漏えい率については解析で約67%以上大きく設定していることから、解析に20-30%程度の誤差が伴っても結論は変わらない。

なお、解析に用いたGOTHICは実験結果との比較による検証により妥当性が確認されている。

詳細については、令和5年度第4回資料No. 6-1 P12～17[1058～1063]参照

本解析モデルで得られる水素濃度は、計算格子体積の平均値になっているのではないか。このため局所的に高濃度の部位があっても、平均化され最大濃度が低めになるのではないか。  
(令和5年9月8日 追加質問)

計算格子内の水素濃度は一様（平均値）となっている。従って各計算格子内の水素濃度は可燃限界濃度以下となっているが、漏えい箇所から1/3m以内の限定的な領域は、格納容器から漏えいする水素濃度が30vol%であるため、可燃限界濃度以上となる。

水素濃度が4%を超えた領域が一つでもあれば爆発するというのではなく、着火源があるかということが大事なので、それを含めた説明をお願いしたい。  
(令和5年度第2回)

漏えい箇所から1/3m以内の領域に、着火リスクのある機器（火花を発生させる可能性のある電気・計測制御機器）は設置していない。

詳細については、令和5年度第4回資料No. 6-1 P18～22[1064～1068]参照

遮蔽扉を事故時に1/3開放する運用としているが、1/3開放して水素濃度を低減することと遮蔽機能の担保は両立するのか。  
(令和5年度第4回)

通常運転中のパトロールや作業で作業員がアクセスするようなときは遮蔽機能を担保させる必要がある。一方、過酷事故が発生した状況においては、水素爆発の回避と、遮蔽機能の担保とどちらを優先するかという判断になる。我々としては、水素爆発の影響度は非常に大きいと思っており、扉を開放して爆発を回避する方が優先だと考えている。当然ながら近づくことが危険な状況であれば、遮蔽効果が得られていないエリアの立ち入りを制限するという対策をセ

ットで講じる必要がある。

水素のピーク値を水素爆発の判断材料に使っているため、解析において高い空間解像度が要求されるのではないかと考えている。今回使用している GOTHIC は空間解像度が十分取れないということだが、汎用 CFD コードで解像度を上げた解析を行えば、ピーク値が 3 割とか 5 割くらい違うのではないかと考えている。CFD コードでも計算して評価に使えばいいのではないかと考えている。

(令和 5 年度第 4 回)

解析の解像度を上げた場合、格納容器から漏えいした水素濃度約 30% のガスがどんどん拡散していく現象が見えるのではないかと考えている。

CFD コードで細かく計算すれば 1/3m の内側の領域の濃度分布がよく分かると思うが、その領域に水素爆発を起こすような着火源がないことを確認している。CFD コードでその領域を細かく見ても、原子力安全に寄与するものがないと考え、GOTHIC で解析している。

GOTHIC コードの解析に加え FLUENT 等の熱流体解析も交えて問題解決策を考えるべきではないかと考えている。GOTHIC コードは比較的大きな空間の平均値になるので、科学的レベルの数値的な議論には向かないと思う。

(令和 6 年 2 月 19 日 追加質問)

ATENA/電力大で追加の水素防護対策や解析に関する検討は継続するが、以下のことから解析の目的に対する評価および対策は実施できていると考えている。

- ・局所エリア水素挙動解析は、水素滞留防止対策の要否と、対策の有効性（水素の滞留が生じる場所がないこと）を確認することを目的に実施している。
- ・一部の局所エリアに対しては、水素滞留防止対策（スリット式扉への変更、逆流防止ダンパの撤去）を実施し、解析結果から全局所エリアにおいて可燃領域に入るような水素の滞留が生じないことを確認している。
- ・格納容器内のガスの漏えい箇所近傍（GOTHIC コードの解析メッシュサイズ 1/3m 範囲内）に、着火源となる機器を設置しない水素爆発防止対策を講じている。

詳細については、令和 6 年度第 1 回資料 No. 7 P 1 ~ 2 [1659 ~ 1660] 参照

GOTHIC の解析結果と空間解像度に優れた FLUENT の解析結果から得られる最大濃度を比較しながら、現象をより良く理解することで、より良い水素挙動解析ができるのではないかと考えている。

(令和 6 年 2 月 19 日 追加質問)

漏えい箇所近傍でメッシュを細かくすれば格納容器から漏えいするガスの水素濃度に漸近する結果が得られると考えているが、格納容器漏えい箇所近傍には、着火源となる機器を設置しない対策を講じていることから、解析の結果、新たに水素爆発防止対策が必要となることはないと考えている。

実現象としては、水素とともに水蒸気も漏洩し凝縮が起こる。水蒸気凝縮を考慮しない解析を実施しても、それは実現象とは離れたものになる。

令和 5 年度第 4 回資料 No. 6-1 p. 28 の GOTHIC と FLUENT の解析結果の比較を最大水素濃度に対して行っていただけないか。両計算を凝縮ありなしの条件で

比較すると、どの程度一致するかを知ることができる。

(令和6年2月19日 追加質問)

水素濃度の真値が分からず、GOTHIC と FLUENT、どちらのコードの計算結果が正しいかを判断できないことから、コード同士の比較を実施する必要はないと考える。

原子炉建屋内の水素挙動においては、実験結果を使用したベンチマークを実施することにより、水素挙動を評価するために考慮すべき現象が適切に取り扱える性能を有していることを確認、検証したコードを用いた上で、不確かさを考慮して保守的な設定をすることが重要であると考えている。

GOTHICコードの解析結果とある実験結果が一致したからと言って、柏崎刈羽原発での解析結果が正しいとは言い切れない。確認実験と解析の高度化が必要不可欠ではないか。

(令和6年2月19日 追加質問)

今後も、ATENA/電力大で追加の水素防護対策や解析に関する検討は継続していくが、解析の目的に対する評価および対策は実施できていると考えている。

GOTHIC コードは、水素濃度の高い壁近傍の空間解像度の問題があり、計算の不確かさも含まれるため、水素爆発対策の基礎資料とするには、計算の高度化は必須と考えている。特に、境界付近で格子が粗い影響は、それ以外にも伝播するので検討が必要。GOTHIC と FLUENT の結果にわずかな差しか生じないと回答しているが、解析コードの比較も含めて計算結果の不確かさの評価をしていただきたい。コードの比較は、計算結果の不確かさ評価のためにしばしば使われており有効な手段。両コードの比較は、圧力差ではなく、最大水素濃度について行わないと意味がないと思う。

(令和6年4月18日追加質問)

GOTHIC コードは水素挙動を評価するために考慮すべき現象が適切に取り扱える性能を有していることを確認、検証されている。また、不確かさを考慮し、保守的な条件設定をしている。そのため、当コードを使用した解析により今回の解析の目的に対する評価および対策は実施できているものと考えている。なお、今後も ATENA/電力大で追加の水素防護対策や解析に関する検討は継続していく。

これまで最大水素濃度の数値だけ示されてきたが、最大水素濃度の空間位置を示してもらいたい。また、凝縮等の発生位置も示してもらいたい。

(令和6年2月19日 追加質問)

いずれのケースにおいても、水素濃度が最大となる箇所は、格納容器漏えい箇所直近のメッシュとなる。水蒸気の凝縮については、主に原子炉建屋の躯耐(壁・床・天井)と接するメッシュにて発生する。

前回回答いただいた水素濃度が最大となる箇所、水蒸気の凝縮が発生する箇所について図で説明していただきたい。

(令和6年4月18日追加質問)

水素濃度が最大となる箇所、水蒸気の凝縮が発生する箇所は図のとおり。詳細については、令和6年度第2回資料 No. 7 P2 [1699] 参照

## 17 原子力災害時の情報発信

### <原子力規制庁への確認内容>

正確かつ迅速な情報発信のため、一元的な情報発信の体制や方法、発信すべき内容をあらかじめ定めておくことが必要と考えるが、原子力災害時の発電所の状況に関する国からの情報発信の内容、体制はどのようなになっているのか。  
(令和2年度第7回)

- ・警戒事態以降は、施設敷地緊急事態や全面緊急事態といった状況の変化に対応して、事故警戒本部等の情報収集・連絡・共有の体制を整えている。緊急時の情報提供システムを用いた原子力施設の状況の第一報に始まり、順次、官邸、内閣広報室、オフサイトセンター（OFC）、原子力施設事態即応センター等の関係部署との情報連絡・共有を行うとともに、政府としての一元的な情報発信のための広報体制を構築して、随時情報発信を行うこととしている。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P21[1647]参照

「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」第7条によれば、法10条に基づき通報すべき事象として、原子力緊急事態に至る可能性のある事象を14項目に分けて列挙している。これらの事象について情報発信する場合、リスク・コミュニケーションの観点から、どのような説明内容を事前に準備しているのか。

(令和3年3月17日 追加質問)

- ・原子力災害時には、原子力発電所の状況をまとめた資料を作成することとしており、その資料の中で、14項目に相当する「止める・冷やす・閉じ込める」といった安全機能に関する情報も記載することとなっている。訓練においては、それら情報について、必要に応じて図を使用するなど、分かりやすい説明となるよう改善を重ねている。記者会見時には当該資料を配布した上で、広報官が説明することとしている。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P21[1647]参照

福島第一原発事故時には、政府および東電は意図的にメルトダウン等の用語の使用を避けた。原子力規制委員会の設置と新規規制基準の制定等によって、原子力災害時の情報発信にも大きな変更があったものと考えているが、現在の原子力災害時のリスク・コミュニケーションの基本原則について説明をいただきたい。

(令和3年3月17日 追加質問)

- ・原子力災害時の情報発信の原則は、事業者から正確な情報収集に努め、それに基づき、原子力発電所の安全を確認する上で重要となる「止める・冷やす・閉じ込める」の安全機能に関する情報等を正確かつ速やかに伝えること。ただし、緊急時には不確定な情報が発信されることもあり得るため、正確な情報が得られれば直ちに訂正したり、状況が落ち着いた後に、より正確な情報収集に努め、発信することも重要と考えている。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P22[1648]参照

燃料被覆管の障壁が喪失するおそれがある場合において、メディアがメルトダウン等と報道した場合、国はどう対応するのか。

(令和3年3月17日 追加質問)

- ・原子力規制委員会は、事業者からの報告に基づき、記者会見、ホームページ、SNS等を通じて、原子力発電所の状況について、科学的な事実を発信する。詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P22[1648]参照

核物質防護に係る不適合が発生した場合の公開する内容や方法をどのように定めているのか。また、原発の運転については国民の理解が必要。原子力規制委員会の活動や新規制基準に、福島第一原発事故の経験がどのように活かされているのか、新規制基準により原子力発電所がどう安全になったのか等について、国はどのような情報発信をしているのか。(令和2年度第9回)

- ・核物質防護に係る検査指摘事項は、公表することにより支障が生じるものを除き、その内容、評価結果等を公表している。
- ・原子力規制委員会が行う審査や検査の内容を分かりやすく説明することが大切な役割だと考えており、科学的知見や規制制度の分かりやすい説明資料を作成する取組を開始している。また、規制基準の内容や審査、検査の結果等について、ホームページに掲載するとともに、地元自治体の要請に基づき、当該自治体や議会、住民説明会等の場で説明する取組を行っている。
- ・今後も地元自治体からの要請を踏まえ、できるだけ分かりやすい説明に努めたいと考えている。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P22～23[1648～1649]参照

能登半島地震のような時や積雪などの複合災害では避難が難しい場合があり、適切な情報を遅延無く伝達することが重要であると考えている。国、県、地元市町村、東京電力とのやりとりを行うシステムについても確認しているか。あるいは、訓練などを行うことは考えているか。(令和6年度第1回)

- ・原子力防災ネットワークという電力事業者、国、地方自治体等を結んだ独自のネットワークを組んでいる。また、関係者がクロノロジーによりリアルタイムで情報交換を行う体制を整備している。また、原子力防災訓練を年1回くらい行い、電力事業者や規制庁の職員も参加して情報共有の方法を確認している。

## 18 耐震評価

### <原子力規制庁への確認内容>

基準地震動の策定で、色々厳しい地震の応答スペクトルを8つくらい出して、一見すると安全側に感じるが、もともと応答スペクトルというのはいろいろな波形をなめらかな曲線で包絡するという考え方があった。応答スペクトルをたくさん出しているが本当に保守的なのか、起こりえることを包絡しえるのが大事なポイントだ。なぜ原子力規制庁としてこのやり方を承認したのか  
(平成30年度第1回)

- ・委員指摘の応答スペクトル法も使っているが、それとは別にピークを算定できるような応答スペクトル法以外の断層モデルを採用している。
- ・まだ設置許可の段階なので、今後、決めた基準地震動をどういう形で設計に反映しているのか(動的解析にそのまま使うという手法、包絡させた形で動的解析をやる場合、弾性設計地震動  $S_d$  という形で  $S_s$  の3分の2を取って簡易解析をやるという方法もある)については、詳細設計のなかできちんと見ていくという考えである。

設計・工事計画認可の審査で、基準地震動をどういったかたちで設計に反映し、どのように設備の適合性を判断したのか。

- ・設置変更許可申請書の設計方針に基づくとともに、耐震設計に係る工認審査ガイドを踏まえ、J E A G 4 6 0 1等の規格及び基準等に基づく手法を適用し、それぞれの施設の耐震重要度分類に応じた地震力に対し、構造強度を確保する設計としていることを確認し、強度評価に用いる許容限界については、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき、施設の機能を維持又は構造強度を確保できる設定としていること確認している。
- ・建物・構築物については、施設及び地盤の構造特性等を考慮したモデルを用いて、全ての基準地震動に対する時刻歴応答解析を行い、構造全体としての変形及び各部位の応力の最大値が許容限界を超えないことを確認している。
- ・屋外重要土木構造物については、施設及び地盤の構造特性、振動特性に加え、地盤の液状化及びサイクリックモビリティ(※)等による動的な相互作用を考慮して、有限要素法モデルによる時刻歴応答解析(有効応力解析)を行い、全ての基準地震動に対する各部位の応力の最大値が許容限界を超えないことを確認している。  
※サイクリックモビリティとは、粒子が密な砂地盤で地震が起きたときに地盤の急激な変形(液状化)には至らないが地盤の変形が限定される(軟化する)現象
- ・機器・配管系については、全ての基準地震動による応力解析に基づいた地震応力と組み合わせべき他の荷重による応力との組合せ応力が、許容限界を超えないことを確認している。また、地震時及び地震後に機能維持が要求される設備については、設備に作用する加速度が当該設備の機能維持を確認した加速度を超えないこと等を確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料 No. 6 P24[1650]参照

2020年12月、大阪地裁は大飯原発3、4号機の設置変更許可を取り消す判決

を出したが、柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動の算定に関して、どのように「経験式の有するバラツキ」を評価しているのか。 (令和2年度第7回)

- 6及び7号炉の審査において東京電力は、検討用地震として、F-B断層、長岡平野西縁断層帯を選定し、地震動評価を行っている。
- F-B断層については、2007年新潟県中越沖地震の知見や地質調査の結果を踏まえた中越沖地震拡張モデル(断層長さ36km)を設定するなど震源断層の長さを保守的に設定し、応力降下量、断層傾斜角等の不確かさを考慮した地震動評価を東京電力が実施し、その評価結果の妥当性を確認している。
- 長岡平野西縁断層帯については、長岡平野西縁断層帯(断層長さ91km)に加え、その南方に位置する山本山断層(断層長さ8km)と十日町断層帯西部(断層長さ33km)との連動を考慮(断層長さ132km)するなど震源断層の長さを保守的に設定し、応力降下量、断層傾斜角等の不確かさを考慮した地震動評価を東京電力が実施し、その評価結果の妥当性を確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P24～25[1650～1651]参照

2015年、2016年頃の東京大学地震研のレポートで、佐渡海盆東縁断層に微小地震が集中しているとある。活断層かどうかという評価は分かれていると思うが、基準地震動の策定に関する「経験式の有するバラツキ」に関わっているのか。 (令和6年度第1回)

- 佐渡海盆東縁断層については、審査の中で東京電力だけでなく石油公団など他機関の調査結果や文献、海上音波探査の記録から、この位置に活断層は認められないことを確認している。海域の活断層については、佐渡島の東方沖から南方にかけて連動も考慮して136kmくらいの長さとし、こちらの方が影響の方が大きいと評価している。保守的な評価も含めて、ある程度の評価をしていると考えている。

地震記録は、プラントの耐震性や地震動の伝播予測の妥当性を評価する上で重要なデータとなるが、原子力規制委員会は、次の事項について事業者に対しどのように指示を出しているのか。

- ① 原子力発電所における地震計の設置位置、台数と保守点検の状況の把握
- ② 長時間の地震に対して記録容量が十分か。記録メモリサイズが不十分でデータが上書きされるような設定になっていないか。
- ③ 地震動が記録計のフルスケールを超えるような設定になっていないか。
- ④ 地震計のデータの伝達経路と保存場所、活用方法 (令和2年度第9回)

- 地震計には、規制要求されている地震計(原子炉保護計用地震計等)とそれ以外の地震計(広報用地震計等)がある。原子炉保護用の地震計は、安全保護装置の一つとして施設し、地震の発生により原子力発電所の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統その他系統とあわせて機能することを要求している。
- 規制要求されている地震計は複数台設置されているが、各発電用原子炉設置者が許認可のとおり設置しているか、また、設備の機能が維持されているかなど、保守点検状況を原子力規制検査の枠組みの中で厳格に監視している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P25～26[1651～1652]参照

審査書では仮称である古安田層をそのまま用いている。学会で承認されていない、定義も曖昧な地層名・年代をもとに、断層の活動年代を論じた東京電力の申請を適合しているとした原子力規制委員会の判断の科学的根拠を説明いただきたい。  
(令和6年4月8日 追加質問)

- ・新規制基準への適合性の判断は、古安田層（仮称）という地層名称を用いるか否かによって左右されることはない。
- ・原子力規制委員会としては、断層の活動性について、東京電力から、上載地層である古安田層（仮称）との関係を直接確認した調査を含む各種調査を踏まえ、断層の性状及び上載地層の年代に着目した手法等により検討した結果、いずれも阿多鳥浜テフラ（約24万年前）が挟在する層準より下位の古安田層（仮称）に変位・変形を与えていないことから、将来活動する可能性のある断層等ではないという説明を受け、その評価の妥当性を確認している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P26[1652]参照

能登半島地震を踏まえて、地震・津波について検討し、必要があれば評価の見直しと安全対策の追加などのバックフィットをすべきではないか。  
(令和6年2月9日 追加質問)

- ・能登半島地震の知見については、地震調査研究推進本部等の関係機関において調査・検討が進められていると承知しており、原子力規制庁が公開で実施する技術情報検討会の枠組みの中で収集・検討しており、今後も情報収集を継続する。
- ・原子力規制委員会としては、新たな知見が得られれば、規制に取り入れる必要があるかどうか、必要があるとすればどのように取り入れていくのか適切に判断していく。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P26～27[1652～1653]参照

能登半島地震を引き起こした震源断層と地震に伴う地殻変動・地盤変状との関係や能登半島地震の教訓を、柏崎刈羽原子力発電所の安全対策にどう活かすのか説明が必要ではないか。  
(令和6年4月8日 追加質問)

- ・能登半島地震の知見については、地震調査研究推進本部等の関係機関において調査・検討が進められていると承知しており、原子力規制庁が公開で実施する技術情報検討会の枠組みの中で収集・検討しており、今後も情報収集を継続する。
- ・原子力規制委員会としては、新たな知見が得られれば、規制に取り入れる必要があるかどうか、必要があるとすればどのように取り入れていくのか適切に判断していく。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P27[1653]参照

能登半島地震の教訓について、「新知見がまとまれば検討する」としているが、それを待たずに、原子力発電所の安全性との関わりで、規制庁/規制委は主体的に能登半島地震の震源断層やその伝搬/増幅過程と原発の安全性との関連を検討するべきではないか。  
(令和6年4月30日 追加質問)

能登半島地震については、地震調査研究推進本部等の関係機関において調査・検討が進められているものと承知しており、そこで得られた知見を、原子力規制庁が公開で実施する技術情報検討会の枠組みの中で収集し、検討している。

なお、原子力規制委員会として、能登半島地震の状況を把握するためこの夏に現地確認を行うべく準備を進めている。

現時点で把握できている情報からは、ただちに規制に反映すべき新たな知見は得られていないが、今後も各研究機関や学協会等の調査により日々知見の更新が図られていることから、今後も引き続き情報収集を行い、規制に取り入れる必要があるかどうか、必要があるとすればどのように取り入れていくのか適切に判断していく。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P5 [1689] 参照

能登半島地震時には数mに及ぶ隆起、沈降という現象が発生したが、隆起・沈降についてどのように評価をしているのか。 (令和6年度第2回)

能登半島地震では輪島市などにおいて、約4mの隆起が確認されているが、中位段丘面の高度差も含めていろいろ分析されており、断層の連動を含めた震源断層と整合することについて、技術情報検討会でも紹介されている。

能登半島地震の教訓の一つは、地震により発生した大きな隆起・地殻変動であり、あらかじめ能登半島北岸の中位段丘の分布高度を検討していれば、その隆起運動の想定が可能であったと思われる。柏崎刈羽原発の敷地並びにその周辺でも、中位段丘の高度分布をもたらした運動像を詳しく明らかにする必要があるのではないか。 (令和6年4月30日 追加質問)

質問の全文は、令和6年度第2回資料No.6 P6 [1690] 参照

地震により発生した隆起や地殻変動に係るものを含め能登半島地震による知見については、現時点で把握できている情報からは、ただちに規制に反映すべき新たな知見は得られていないが、今後も情報収集を行い、規制に取り入れる必要があるかどうか、必要があるとすればどのように取り入れていくのかについて適切に判断していく。

新規規制基準は、内陸地殻内地震に関し、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形・地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置・形状・活動性等を明らかにすることを要求しているが、御意見にあるような運動像を明らかにすることを求めているものではない。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P6 [1690] 参照

中位段丘の高度分布の成因と運動像の解析について、日本地質学会の発表も含めて解析をしていただきたい。 (令和6年度第2回)

中位段丘の高度分布についても審査の中で確認したうえで、文献で示されている断層やリニアメントについて、東京電力のボーリング調査等を含めて、中位段丘面に変位を示すようなものがないこと、そういったものが否定できない場合には、震源断層として考慮する等、高度分布に関して確認したうえで、現在の審査結果になっている。

柏崎刈羽原発周辺の断層の連動についてどのように考えているのか。例えば、文部科学省委託研究「ひずみ集中帯の重点的調査観測・研究」総括報告書（平成25年5月）の東-南東傾斜断層群とF-B断層あるいは佐渡海盆東縁

断層の連動、さらに、佐渡島南方断層との連動についても見解・考えを説明  
いただきたい。 (令和6年4月30日追加質問)

質問の全文は、令和6年度第2回資料No.6 P6 [1690] 参照

活断層の連動性評価に当たっては、詳細な地質調査等の結果に基づき、断層同士の離隔距離・傾斜方向・断層の位置関係・地下構造の連続性等を総合的に評価することが重要であると認識している。

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の審査においても、この考え方に  
基づき、F-B断層とそれ以外の震源として考慮する活断層に関して、東京電力が行  
った活断層の連動性評価結果の妥当性を確認している。

今回の能登半島地震については、現時点で把握できている情報からは、ただち  
に規制に反映すべき新たな知見は得られていないが、地震調査研究推進本部等  
の関係機関において調査・検討が進められていると承知しており、それによっ  
て得られた知見については、適切に対応していく。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P7 [1691] 参照

能登半島地震時には思いのほか連動したが、地震前の連動の評価の妥当性  
を確認し、柏崎刈羽原発周辺の断層の連動についても議論してもらいたい。

(令和6年度第2回)

断層の連動については、断層同士の離隔距離、傾斜方向、併走区間における断  
層深部での位置関係、地震活動の有無、重力探査等により推定された地下構造の  
連続性または不連続性を検討し総合的に評価しており、今のところ F-B 断層の  
連動等について、審査で確認した内容を否定するような要素はまだない。地震調  
査研究推進本部も含めて、いろいろな機関が評価を実施しているところであり、  
知見が整理されたら、技術情報検討会、さらには原子力規制委員会で対応を検討  
していく。

ひずみ集中帯の重点的調査観測・研究では、佐渡と新潟の間から高田にか  
けてのいくつかの断層面が震源断層として矩形モデル化されている。断層面  
の向きから、同時に活動する可能性は非常に大きい、そういう評価はされ  
ていない。最大限のリスクを取るべきだと思う。 (令和6年度第2回)

断層の連動については、ひずみ集中帯の重点的調査観測・研究や、地震推進本  
部の長期評価において同時活動が考慮されていない。また、各断層の傾斜方向が  
異なること、各断層の間に連続するような活構造がないこと、断層の境界付近で  
重力異常が不連続になっていること、そういったことを総合的に検討して、断層  
の連動がないことを評価しており、その妥当性を審査で確認している。

F-B断層、米山沖断層、高田平野西縁断層、これらは連動しないと解釈した  
のか。 (令和6年度第2回)

F-B断層、米山沖断層、高田平野西縁断層の連動については、既往文献におい  
て同時破壊が考慮されていないこと、各断層の傾斜方向がそれぞれ異なって  
おり、これらの断層の間には連続する活構造が存在しないこと、両断層の境界付近  
では重力異常が不連続となっていることなどを総合的に検討して、連動しない  
との評価を確認している。

能登半島地震や東日本大震災の時には、その連動の評価方法で妥当だった

ということか。それを考えない限り、連動するかしないかの議論はできないのではないか。  
(令和6年度第2回)

能登半島地震で、傾斜が逆のところ为本震で連動したところまではまだ知見として確定はしていない。実際の知見がどうなのかをしっかりと見てから、新規制基準に反映すべきものであれば反映したいと考えている。

海上音波探査によって佐渡海盆東縁断層が見つからないが、科学的論争は未だ決着していない。能登半島地震の教訓を生かし、佐渡海盆東縁断層からひずみ集中帯総括報告書の23断層、高田平野西縁断層の連動による影響を評価していただきたい。

また、原子力発電所と地震や断層について、科学的に決着していない対立する問題がある場合、一方を取り上げない理由についても説明いただきたい。

(令和6年4月30日 追加質問)

質問の全文は、令和6年度第2回資料No.6 P7 [1691] 参照

今回の能登半島地震については、現時点で把握できている情報からは、ただちに規制に反映すべき新たな知見は得られていないが、地震調査研究推進本部等の関係機関において調査・検討が進められていると承知しており、それによって得られた知見については、適切に対応していく。

なお、審査においては、事業者が、見解が分かれる複数の文献も取り上げた上で総合的に検討し活断層の評価等を行っていることを確認している。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P7～8 [1691～1692] 参照

変動地形学の方は、佐渡海盆東縁断層があるのではないかと懸念している。佐渡海盆東縁断層を震源断層として考えない理由は何か。

(令和6年度第2回)

佐渡海盆東縁断層についても審査の中で確認しており、どちらかの意見を切り捨てるのではなく、どちらも見た上で総合的に検討し、現在の評価結果になっている。

なお、変動地形学の観点から佐渡海盆東縁断層の存在を指摘する文献は確認したが、海上音波探査の解析結果、それから他機関の調査結果及び文献調査結果に基づき総合的に検討した結果として、佐渡海盆東縁断層の存在を示唆する構造は認められないと評価している。

#### 【佐渡海盆東縁断層に関する2つの意見】

##### (委員の意見)

地震波探査で分からない場合もあるのではないか。古地震の解析で東北沖の大津波に匹敵するような津波もあったという報告があったわけだが、東電はそれを考慮せずに、結局、福島第一原発事故を招いてしまった。最大限のリスクをとるような形で変動地形の断層を評価したほうがいいのではないか。

##### ・規制庁の説明

震源として考慮する活断層の評価に当たって、既往文献も調査するし、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査といったものを総合的に組み合わせて判断する。変動地形学的な観点を無視するとかそういったことをお答えしているつもりはない。他機関の調査結果、文献調査も含めて、いろいろな調

査結果を総合的に判断した結果として、そういう構造を示唆するようなものはないという評価をしている。

(委員の意見)

佐渡海盆東縁断層については、原子力安全委員会でも検討したが、そこが活断層と言う人は、大陸斜面が断層でできた斜面であるということを主張している。しかし、大陸斜面の形態は断層でできる断層崖の形とは全く違っている。さらに、その下には堆積構造が見えているだけで、断層に伴う変形は反射法で全く見えていない。それを断層として評価しないのは当然だと思う。

東日本大震災の津波評価の話と全く同じようなことを言われているような気がする。貞観地震とかそういう大きい津波の話があったが、考慮しないという話と同じようなまとめ方のような気がするが、そういうことではないのか。

(令和6年度第2回)

例えが理解できないところがありお答えすることは困難です。

(他の委員の発言)

東北太平洋沖地震の津波に関する貞観地震の古地震データによる解明で分かっていたのは、福島第一原発の敷地北方の近いところでシミュレーションすると、津波の高さは8mから10m。それはマグニチュード8.4しか予想されていなかったからで、古地震データで分かっていたことを無視したから福島第一原発事故が起きたというのは誤解です。

柏崎沖から佐渡海盆東縁に沿って延びる帯状地震活動・震源分布が何を示すのか、その解析を含め、考えを説明いただきたい。

(令和6年4月30日 追加質問)

柏崎沖から佐渡海盆東縁に沿って延びる帯状地震活動・震源分布について、活断層との関連性に係る議論がなされていることは承知しているが、未だ統一的な見解は示されていないと認識している。

現在、地震調査研究推進本部において海域活断層の長期評価が検討中であり、今後、地震調査研究推進本部等の関係機関において新たな知見が得られた場合には、適切に対応していく。

なお、御意見の帯状地震活動・震源分布が何を示すのか、解析等を行うかについて、審査では確認していない。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P8 [1692] 参照

審査資料では $\alpha$ ・ $\beta$ 断層の活動は古く、古安田層 A3 部層より上位の地層に変位・変形を与えていないことが論じられているが、古安田層を学術的に定義し、上下の地層・段丘との関係や堆積年代を明白にする必要がある。学会で未だに承認もされていない、定義も曖昧な地層名・年代をもとに、断層の活動年代を論じた東京電力の申請を適合しているとした規制委の判断の科学的根拠を説明いただきたい。

(令和6年4月30日 追加質問)

質問の全文は、令和6年度第2回資料No.6 P8~10 [1692~1694] 参照

東京電力が用いている「古安田層」という名称は、安田層下部層の一部の地層に対して、原子炉設置変更許可申請の中で仮称として用いているものであると

認識しており、新規制基準への適合性の判断については、古安田層（仮称）という地層名称を用いるか否かによって左右されることはないと考えている。

規制委員会としては、断層の活動性について、東京電力から、上載地層である古安田層（仮称）との関係を直接確認した調査を含む各種調査を踏まえ、断層の性状及び上載地層の年代に着目した手法等により検討した結果、いずれも阿多鳥浜テフラ（約24万年前）が挟在する層準より下位の古安田層（仮称）に変位・変形を与えていないことから、将来活動する可能性のある断層等ではないという説明を受け、その評価の妥当性を確認している。

$\alpha$ 断層及び $\beta$ 断層は、東京電力が、いずれも深部に連続しないこと、中期更新世の古安田層（仮称）中で消滅し、古安田層（仮称）を不整合で覆う後期更新世の大湊砂層に変位・変形を与えていないことから、震源として考慮する活断層ではないと評価しており、その評価の妥当性を確認している。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P10 [1694] 参照

古安田層について、阿多鳥浜テフラを切っている断層が東電の資料にあるが、地層の年代をどう判断されたのか。 (令和6年度第2回)

古安田層をすべての断層の活動性評価に用いているわけではなく、後期更新世以降（12から13万年以降）の活動性がないことを示すことが重要。いわゆる飯縄上樽Cテフラ（13万年前）が共在している大湊砂層の年代値は13万年前となる。そこに変位、変形を与えていなければ、規制基準上は適合しているということになる。

1号炉北側法面スケッチに示されているような地すべりの形状や基底すべり面の位置、すべり方向などを解析し、地震時の敷地の地盤変状について再度考察する必要があると考えるが、規制庁の考え・見解を説明いただきたい。なお、敷地内の地すべりは全て除去したとの説明もあるが、西山層まで含む深部地すべりについては言及されていないと思われる。

(令和6年4月30日 追加質問)

質問の全文は、令和6年度第2回資料No.6 P10～11 [1694～1695] 参照

新規制基準は、耐震重要施設等の重要施設を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

審査では、東京電力から申請があった柏崎刈羽6号炉及び7号炉の重要施設の設置位置に認められる断層等が「将来活動する可能性のある断層等」ではないことを確認しており、1号炉北側法面スケッチで確認される地すべりは、6号炉及び7号炉の審査の対象には含まれない。

一方、6号炉及び7号炉原子炉建屋等の重要施設を設置する支持地盤については、東京電力が、敷地内におけるボーリング調査、試掘坑調査等の結果、御指摘の1号炉北側法面スケッチで確認されたような地すべり等を含む将来活動する可能性のある断層等は認められないと評価しており、その評価の妥当性を確認している。

また、新規制基準は、基準地震動による地震力が作用した場合においても十分に支持することができる地盤に重要施設を設置することを要求しており、東京電力が、6号炉及び7号炉原子炉建屋等の重要施設の支持地盤を対象とした地

盤安定性解析により、基準地震動による地震力が作用した場合にも地すべり面を含む弱面上のずれ等が発生しないと評価しており、その評価の妥当性を確認している。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P11 [1695] 参照

$\alpha$ と $\beta$ 断層について、東電のモデル化では説明できないと考えているが、東京電力の説明のとおりだと評価する理由を聞かせていただきたい。

(令和6年度第2回)

$\alpha$ 、 $\beta$ 断層については、古安田層中の低角度小断層で止まっており、これより上位に伸びていないということで、大湊砂層には変位変形を与えていないということを確認している。したがって、後期更新世以降の活動は認められないという評価をしている。

$\alpha$ 、 $\beta$ 断層が同時に活動するということもありうるのではないかと。そうすると、古安田層より上を切っていないという話にならないのではないかと。

(令和6年度第2回)

$\alpha$ 、 $\beta$ 断層については、重要施設の支持地盤に分布していないということを確認している。そうすると、震源断層であるかということが重要になってくるが、低角断層としても深部には連続しないことをもって、震源断層ではないという評価をしており妥当と考えている。

低角断層が同時に動いたとすると、大湊砂層も切っていくような断層になるが、重要施設の下にはないけれども敷地内にはあるということでしょうか。

(令和6年度第2回)

6、7号機の審査をしており、6、7号機の耐震重要施設等重要な施設を設置している地盤に $\alpha$ 断層、 $\beta$ 断層はないということを確認している。

敷地内の深部地すべり、1号炉の北側法面で、非常に深部の地すべりがあるようなスケッチがされている。地すべりの形状を示さずに、なぜ重要施設内に地すべり面が伸びていないと言えるのか。

(令和6年度第2回)

あくまでも重要施設が設置されている地盤に変位を及ぼすような断層がないということを確認したうえで、震源となり得るかどうかを確認している。 $\alpha$ 、 $\beta$ に関しては、深部まで連続しないとかそういったことも確認をしたうえで、震源断層ではないという評価をしており、地すべりとか成因を確認する必要があるとは考えていない。

深層の地すべりというのは地震で動きうる。かなり大きな範囲が動くことになる。1号炉の北側でもかなり大きい地すべりが想定されるスケッチが出されている。重要施設を乗せたまま動くというか、重要施設に影響を与える可能性があると思う。地すべりの形くらいはきちんと把握しておかないと、施設に影響があるかどうかの判断はできないと思うがいかがか。

(令和6年度第2回)

基準地震動に対して安全性評価を実施している。耐震重要施設の下方、周辺にそういった断層がないということを確認したうえで、評価対象になっているような断層で実際に滑りに影響するか否かということモデル化したうえで、滑

り安定性を評価している。耐震重要施設の下にはそういった活動性が否定できないような小断層も含めた変位というものについてはないということを確認したうえで、地震時の滑り安定性を検討している。

## <東京電力HD等への確認内容>

### (1) 重要配管の耐震性

#### 東京電力HDの説明概要

耐震Sクラスの設計基準対象設備、及び重大事故等対処設備の配管が基準地震動S<sub>s</sub>に対して機能を維持できることを評価、確認している。

地震力だけでなく、自重や重大事故等の状態で作用する圧力荷重・機械的作用も考慮している。また、基準地震動S<sub>s</sub>も新たに策定している。

(令和2年度第5回 資料No.3 P20～23[258～261])

### (2) ストレストテストとクリフエッジ等

#### 東京電力HDの説明概要

現状は新たに策定された基準地震動に対して、炉心損傷防止、格納容器破損防止の観点から、低圧代替注水系、高圧代替注水系、フィルタベントなど、新たに追加したシビアアクシデント対策設備の耐震強化を行い、必要な安全機能を確保している。また、消防車、電源車、大容量放水車など、シビアアクシデント時の対応の柔軟性を増すための緩和設備も配備している。

原子炉起動後の安全性向上評価において、安全裕度評価を行い、継続的に安全性の向上に努めていくこととしている。

(令和2年度第5回 資料No.3 P24[262])

#### ア ストレストテストの目的

様々なリスクに対してある種の荷重をかけてストレストテストを行い、弱点を探ることにより安全対策を向上させていくのが一番有効と思っている。裕度評価という絶対的なものが求まるように見えてしまうが、どのように考えているのか説明をいただきたい。

(令和2年度第5回)

様々なリスク情報を含めて脆弱性をとらえ、弱いところをより強くしていくことで、全体として安全向上に寄与するような部分を探していく活動と思っている。

何故、再稼働前にストレストテストを実施しないのか。

(令和2年度第5回)

現状、新規制基準に適合する安全対策やそれ以上の対策も講じており、プラント全体の安全性について確認していると考えている。

プラント全体の安全性を向上していくため、現状に満足することなく、継続的に見直しを行い、弱みがあれば対応していくこととしている。

### (3) その他(委員の追加質問)

12月4日に大阪地裁で出された関西電力大飯原子力発電所の設置許可は違法とする判決について、原子力規制委並びに東京電力の見解を問うとともに、規制委の審査が違法とされた論拠「経験式のバラツキ」に対して、東京

電力は柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動算定の際にどのような考慮を行ったのか、又、原子力規制委はこの東京電力の算定を妥当だと判断した経緯を明らかにされたい。  
(令和2年12月7日 追加質問)

国に対する行政訴訟であること、また、他社の発電所に関しての訴訟であることから、当社は判決について見解を申し上げる立場にはない。

柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動は、断層をさらに保守的に連動させたケースも考慮するなど、平均より大きな規模の地震も考慮して保守的な評価となるよう策定している。

規制基準の耐震設計に関する審査ガイドにおいて、基準地震動を策定する際には経験式によるばらつきを考慮しなさいと記載されているが、このばらつきの考慮とは何か、東京電力からもご説明いただきたい。(令和2年度第9回)

「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」は原子力規制委員会が制定している文書であり、当社からガイドの記載内容である「経験式が有するばらつきの考慮」の内容について説明することは控える。

柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動の策定においては、経験式がばらつきを有するデータに基づき設定されたものであることに留意した上でこれを用いており、断層をさらに保守的に連動させたケースを考慮するなど、平均より大きな規模の地震も考慮して保守的な評価を行っている。

例えば、長岡平野西縁断層帯を対象とした地震動評価では、さらに十日町断層帯西部まで連動した場合を保守的に考慮している。その上で、断層の傾斜角を保守的に設定し、調査結果よりも震源が大きくなりかつ敷地に近づくようなケースも考慮するなど、保守的な地震動評価を行い、基準地震動を策定している。詳細については、令和3年度第4回 資料No. 6-1 P27[660]

KK6、7号機の基準地震動や基準津波の想定は、前後【3.11福島第一原子力発電所事故の前（中越沖地震後に再稼働を開始した時点）と福島第一原子力発電所事故後の新規制基準適合審査後】での差はあるのか。

(令和3年1月12日 追加質問)

基準地震動については、中越沖地震後に $S_s-1\sim 5$ を策定していたが、その後、東北地方太平洋沖地震より得られた知見や新規制基準に基づき $S_s-6\sim 8$ を追加している。

基準津波については、東北地方太平洋沖地震より得られた知見や新規制基準に基づき評価している。

詳細については、令和2年度第8回 資料No. 3 P21～24[468～471]

タンクやフィルタベント装置などの地盤の強化処置を別にして、プラント（RPV一次系、格納容器、原子炉建屋、タービン建屋内施設など）の耐震強度の評価に前後で差はあるのか。これらにおいて新たな耐震補強を行った部分はあるのか。  
(令和3年1月12日 追加質問)

基準地震動の変更等により、新規制基準施行以前とは耐震評価の条件が変更となっている。

また、新規制基準施行以降、重大事故等対処設備が導入され、これらも耐震強度評価の対象となっている。例えば、代替循環冷却設備で使用する復水移送

ポンプは、重大事故等対処設備に位置付けられており、必要な耐震性を有しているかどうか評価を行っている。

詳細については、令和2年度第8回 資料No. 3 P21～24[468～471]参照

柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動の算定、とりわけ、保守的に算定したとする内容を説明していただきたい。 (令和3年1月20日 追加質問)

基準地震動の策定においては、従来からSs-3～5として考慮していた長岡平野西縁断層帯について、東北地方太平洋沖地震により得られた知見や新規規制基準に基づき、さらに十日町断層帯西部まで連動した場合を保守的に考慮することとしている。その上で、例えば断層の傾斜角を保守的に設定することで、調査結果よりも震源がより大きくなりかつ敷地に近づくようなケースも考慮する等、保守的な地震動評価を行い、これらを基準地震動Ss-6及び7として策定している。

詳細については、令和2年度第8回 資料No. 3 P24～25[471～472] 参照

- ① 地震記録は、プラントの耐震性や地震動の伝播予測の妥当性を評価する上で重要なデータとなるのではないか。これに関する見解を問う。
- ② 現在の柏崎刈羽発電所の各号機の地震計の設置位置、台数と機能維持の確認状況を示していただきたい。具体的なポイントとしては、
  - ・長時間の地震に対して記録可能時間は十分か（記録メモリサイズが不十分でデータが上書きされるような設定になっていないか）。
  - ・地震動が記録計のフルスケールを突破するような設定になっていないか。
  - ・各地震計のデータはどのような伝達系を使ってどこに集中され、比較されるか。(令和3年3月4日 追加質問)

委員ご指摘のとおり、地震観測記録は基準地震動や原子炉建屋の振動特性を検討する上で重要なデータと認識しており、このため敷地地盤や原子炉建屋において地震観測を実施しているものである。

なお、柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動の策定においては、中越沖地震を含め取得された多くの地震観測記録を活用して評価を行っている。

原子炉建屋の地震計は、屋の形状・炉型等が共通な号機があることを考慮して配置しており、その設置台数は号機により異なるが、最も重要な基礎版上（最地下階）では1～9台、その他の階では1～32台をそれぞれの号機に設置して、地震観測を行っている。

地震計のメモリについては、中越沖地震後に増強する対策を実施しており、長時間や長期間の観測に対し十分な容量を確保している。

地震計の測定可能範囲については、適切に記録を取得できるよう±2097ガルの地震計を主に配置している。

取得した観測記録については、各号機の中央制御室や地震観測室に設置した地震観測用のパソコンに保存された上で、当社専用回線にて本社側にも送信されるようにしている。

質問の詳細については、令和3年度第1回資料No. 7-1 P27～29[538～540]参照

中越沖地震時の加速度の説明があったが、地盤条件や造られた時期などの情報も加えて頂けると分かりやすい。たしか、号機によっては人工地盤の所があった。その辺を少し補足してほしい。  
(令和3年度第1回)

6号機及び7号機の原子炉建屋支持岩盤に使用している人工岩盤には、マンメイドロックを用いている。マンメイドロックとは、長期的に安定しているセメント系の材料で、掘削工事で発生した西山層の泥岩に水を加え細かく粉碎しスラリー状（泥岩を砕いて水と混合して泥状にした状態）にしたものに、現地の砂、固化剤を加えて固めたもの。基礎岩盤である西山層と同等又はそれ以上の強度や変形特性を有する。

詳細については、令和3年度第3回 資料No. 2-1 P1~4[626~629] 参照

地震計の主な測定可能範囲±2097ガルに関して、基準地震動Ssを用いた応答解析結果において、該当箇所の応答はこの範囲以下の値になっているか。  
(令和3年度第2回)

新規制基準による基準地震動Ssを用いた応答解析について、設計及び工事の計画の認可を受けた7号機の原子炉建屋の結果、該当箇所の応答は、地震計の測定可能範囲（±2097ガル）以下の値となっている。

詳細については、令和3年度第3回 資料No. 2-1 P8[633] 参照

解放基盤位置等も含めた地盤系の地震観測も実施されていると思う。より厳しい環境の中で経年変化も生じやすいと思われる。建屋系も含めた地震計（計測システム）のメンテナンスの計画について教えて欲しい。

(令和3年度第2回)

地震計については、毎日のキャリブレーション※により常に動作状況及び感度を監視しており、加えて年に1回の定期点検により詳細な周波数毎の感度の確認等を実施している。

これらの結果から、経年劣化による動作不良や感度低下等を確認した場合は、適宜修理を行っている。

※キャリブレーション：センサーに既定の入力を与え、その出力を確認することで、地震計の動作及び感度を把握することが可能な試験で、毎日実施している。

地震計のメンテナンス計画について

回答のメンテナンス計画は、いままで御社において実施されてきたことか、それともこれからのことを言っているのか。

(令和3年度第3回以降追加質問)

回答した内容は、当社でこれまで実施しており、今後も継続して実施する。

いつ発生するか分からない大地震の観測を确实(正確)に行うためには、日頃から実際の観測記録を用いて確認しておくことも必要と考える。

現在、柏崎刈羽発電所で実施されている地震観測は中小地震も含めて行われているものと思う。

例えば、年1回の定期点検の時に、前回の確認からの観測の中で代表的なものを出力し、各記録に整合性がとれているかなどを確認し、結果を保存して残しておくことなどをメンテナンス計画に加えてはどうか。実施の必

要性等についてもご意見を頂きたい。 (令和3年度第3回以降追加質問)

地震計のメンテナンスを行う上では、前回ご回答した毎日の監視等に加え、ご指摘の通り、得られた観測記録を確認することも重要と考えている。

当社としては、中小地震を含め観測記録が取得された場合、全観測点の波形を出力しノイズ等の異常がないことを確認した上で、データベースとして整理している。

これらの観測記録については、月に1回定期的に、全観測点の最大加速度値を一覧表に整理して確認するとともに、代表的な記録に対してはスペクトルも含め確認し、これらの結果を保存している。

このように、今回のご質問で指摘いただいた内容については、当社としても重要と認識した上でこれまで実施してきており、今後も継続して実施する。

「観測記録を月1回定期的に、整理して確認されているとのことだが、各観測記録相互の整合性を含めた妥当性の判断は、専門的な知識のある方がしているのか。 (令和3年度第3回以降追加質問)

観測記録の妥当性の判断は、地震計のメンテナンスや観測記録の解析に精通した当社社員や協力企業により行っている。

地震観測記録について、整理された結果を保存されているとのことだが、これから行う結果については、ぜひホームページ上での公開もしていただきたい。

画像により分かりやすくしたものを示すなど、地震観測にきちんと取り組んでいる姿勢を分かるように示していただきたい。

(令和3年度第3回以降追加質問)

中越沖地震などの大きな規模の地震の観測記録は分析し、最大加速度値、波形、スペクトルをまとめてホームページ上に公開している。

また、発電所周辺で震度3以上の揺れが発生した際には、各号機の原子炉建屋基礎マット上端で得られた記録から最大となる号機の最大加速度値をホームページ上に公開し、発電所への地震による影響の有無を明記している。

こうした、取り組みを分かりやすく伝える活動を、今後も継続していく。

詳細については、令和3年度第5回 資料 No. 8-1 P10~12[680~682]参照

福島第一原子力発電所の地下水流入問題は、地震によって破壊された地下水汲み上げ孔の耐震性を問うています。柏崎刈羽原子力発電所の地下水汲み上げ孔にはどのような耐震設計をしているのかご説明いただきたい。

(令和2年度第9回)

柏崎刈羽原子力発電所においては、地震時及び地震後においても地下水の水位上昇を抑制するため、地下水汲み上げ孔(サブドレンシャフト)を含む地下水排水設備の耐震性を確保している。

詳細については、令和3年度第5回 資料 No. 8-2 P43~46[729~732]参照

個々の機器とか、例えばシャフトの中にポンプ等が入っているということで、このシャフトが健全であれば内在する機器(ポンプ、動力制御盤、電源等)も健全であるということを確認しているのか。

(令和3年度第5回)

ポンプ等の機器、それから動力盤（動力制御盤）、電源の電路、ケーブル等も含めて、すべて確認している。

原子炉建屋基礎版上での観測記録において、荒浜側と大湊側とで観測された鉛直方向の揺れを比べると、大湊側の方が大きいと同程度になっていることに対する説明をすること。  
(令和3年度第4回)

原子炉建屋基礎版上での鉛直方向の観測記録において、荒浜側と大湊側で水平方向ほど明確な差は無い。鉛直方向の観測記録において、6号機の最大加速度値が最も大きい要因は、建屋形状、地震計の位置、地震動の条件が重なり、ロッキングの影響を大きく受けたため、と考えている。

詳細については、令和4年度第2回資料No.6-2 P1~7[770~776] 参照

荒浜側と大湊側の全号機のロッキング振動を比較した説明・回答をすること。  
(令和5年2月22日 追加質問)

原子炉建屋基礎盤上で観測された鉛直方向の最大加速度値は、荒浜側と大湊側で明確な差はない。一方、建屋形状と鉛直方向の最大加速度値とに相関が見られることから、ロッキング振動には建屋形状が影響したと考えられる。

ただし、特定の号機間の埋め込みや建屋幅の変動の割合は、鉛直方向の最大加速度値の変動の割合と一致しないことから、中越沖地震で観測された各号機の最大加速度値（鉛直方向）のばらつきは、ロッキング振動のみではなく、建屋周辺の地盤の増幅特性や建屋の影響にもよると考えられる。

詳細については、令和5年度第1回資料No.6-7 P1~5[895~899] 参照

中越沖地震における観測記録において、6号機では、5、7号機に比べロッキング振動によって0.3秒付近で1.5倍の加速度になっているが、中越沖地震で観測された1500ガル超の最大加速度や中越沖地震で観測された1000ガル超の最大加速度などを想定し、周期・周波数特性を考慮した対策はしているのか。  
(令和5年2月22日 追加質問)

柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動は、中越沖地震における各号機の観測記録を考慮し、これらを上回るレベルとして保守的に策定しており、6号機で見受けられた特定の周期で鉛直方向の地震動が大きくなる等の地震動特性も考慮している。また、敷地で観測された最大加速度について、褶曲構造の影響による増幅特性等を考慮し、適切に評価している。

なお、ご指摘の各地震の観測記録は、敷地から離れた観測点での数値であり、伝播特性、地盤特性が敷地内の観測記録と異なるため、基準地震動の策定に用いていない。

詳細については、令和5年度第1回資料No.6-7 P6~7[900~901] 参照

2019年の山形県沖地震の際の、発電所における地震計記録で、ロッキング振動など、号機ごとの振動比較・考察を行い報告すること。  
(令和5年2月22日 追加質問)

山形県沖地震の震源は、発電所から150km以上離れており、観測された最大加速度値は、6号機の原子炉建屋基礎盤上で20.8ガル（NS方向）だった。一方、震源から発電所の距離が約20kmの中越沖地震では、最大加速度値で680ガル（EW方向）が観測された。

中越沖地震と比較して山形県沖地震は揺れが小さく敷地への影響もわずかであり、地震後の点検で発電所への影響がないことを確認している。

中位段丘面の傾斜について、岸ほかの論文では堆積性のものと言われているが、大野ほかの論文では変位があるという話も書かれている。ほかの知見もあるため、もう一度検討する必要があるのではないかと。

(令和3年度第4回)

柏崎平野南東縁において、平坦な中位段丘面とわずかに北西側に傾斜した中位段丘面の境を変動地形として判読している。この変動地形については、平坦な中位段丘面は海成面、わずかに北西に傾斜した中位段丘面は河成面であることによる初生的な勾配の差を判読した可能性もあると考えているが、断層の存在を確実に否定しきれないことから、耐震安全性の評価においては、震源として考慮すべき活断層として地震を想定し、問題のないことを確認している。

詳細については、令和4年度第2回資料 No. 6-3 P17～21[794～798] 参照

中越沖地震時の小木ノ城背斜の隆起は、褶曲成長によるものではなく、断層によるものではないかと。

(令和3年度第4回)

隆起域の付近に余震分布は認められないことから、この隆起は地震を伴わない動きであった。隆起域は、地震時の北西方向への水平変動量が大きい範囲にほぼ対応していることから、広域的な変動に伴い隆起したものと考えている。

詳細については、令和4年度第2回資料 No. 6-3 P22～33[799～810] 参照

広域的な変動に伴って隆起したもので、地震とは関係ない、そこに活断層がないと結論づけてしまうのは危険である。想定外の活断層が動いて地震がおこってしまったという話になりかねない。

(令和4年度第2回)

長岡平野西縁断層帯の一部を構成する気比ノ宮断層（活断層）があり、これに関連した構造運動があると認識している。発電所の耐震安全性という観点では、長岡平野西縁断層帯で大きな地震を考慮している。

余震がなくとも「地震を伴わない動き」は地下の断層による動きを示しているであろうことから、現在活動的な断層であり、今後地震を起こし得る断層の存在を評価する上で重要である。小木ノ城背斜の隆起に関して、安全管理上の議論を継続するべきではないかと。（令和5年2月22日 追加質問）

中越沖地震の震源断層と考えられる F-B 断層は、基準地震動に考慮し、地盤安定性解析や耐震設計を実施している。

中央丘陵西縁部断層は地下深部に連続する断層構造ではなく、気比ノ宮断層の活動に伴う副次的な構造と判断しており、自らが自信を起こさないことから、基準地震動の策定において考慮不要である。一方、地下深部に連続すると評価した気比ノ宮断層は、自らが地震を起こす断層と評価し、基準地震動の策定で考慮している。

「広域的な変動に伴い隆起した」というのは何が原因なのか。日本列島における隆起はほとんどが地震や火山活動に伴うものであるが、地震以外の原因を考えているのか

(令和5年2月22日 追加質問)

小木ノ城背斜の南部に見られた隆起については、付近に余震分布が認められないことから地震を伴わない動きであったというのが当社の見解である。

中越沖地震後、各研究機関が公表している調査結果も、当社と同様の見解とみている。

原子力発電所直下に延びる西傾斜断層が地震を起こした場合、上盤側の原子力発電所の地盤には大きな地震動が到達すると予想される。

発電所の基準地震動を2,300ガルと想定しているが、2004年中越地震では起震断層上盤側において1,500ガルを超える最大加速度となり、余震では2,516ガルとなっている。2008年岩手・宮城内陸地震では最大加速度4,022ガルとなっている。また、中越地震では起震断層上盤側に激震ゾーンが出現した。これらについて検討しているか (令和5年2月22日 追加質問)

上盤側の地震動が大きくなることは認識しており、その影響を基準地震動の策定に考慮している。

発電所の基準地震動は地表より150～300m深い解放基盤表面で定義しているが、例示された各地震の最大加速度値は地表における観測値であり、数値を直接比較することはできない。

柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動の策定において、敷地の褶曲構造の影響による増幅特性を考慮することや、設備の耐震性の評価にあたっては設備位置での応答を求め、安全性を確保するよう対応している。

寺尾付近の断層（A断層）の成因について、「地すべり」「非構造的断層」を結論としているが、地すべり以外の別の解釈もあり得る。断層の成因について説明すること。 (令和5年2月22日 追加質問)

地質調査によって寺尾付近の断層が地下深部に延長するものではないこと、変位の累積性が認められない（繰り返し動いた様子がない）ことを把握し、自ら地震を発生させる断層ではないと判断している。

原子力発電所の安全性の観点から確認すべき点は震源とならないことであり、その成因についてはそれぞれの見解があっても良いと考えている。

寺尾付近の断層については、震源として考慮する活断層ではないと判断した上で参考として地すべりの可能性を考え、地すべり土塊を推定しているもので、モデルの妥当性を主張するものではない。

詳細については、令和5年度第1回資料No. 6-8 P1～8[903～910] 参照

新潟県中越地震の際の震源断層上盤側に発生した様々な地盤変状や地すべりは建物・道路、側溝などに大きな被害をもたらした。その観点から、活断層でないとしても安全対策は必要ではないか。

(令和5年2月22日 追加質問)

敷地内の重要施設については、策定した基準地震動に基づき地盤安定解析や耐震設計（岩盤支持、液状化対策など）を実施して安全性を確認している。

平成29年12月22日付審査資料「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉 敷地の地質・地質構造について」で示されている断層等の成因とその解釈や活動性について説明すること。

(令和5年2月22日 追加質問)

ご指摘の断層などについては、古安田層、新期砂層・沖積層堆積時に生じた重力性の滑りである可能性が高いと考えている。

これらの小断層は地下深部に連続せず、また、分布していた1号炉北側法面は、2号炉の敷地造成時に掘削除去されており、現状は分布していない。

重要施設は、支持地盤に将来活動する可能性のある断層等はないことを確認し、基準地震動に基づき地盤安定性解析や耐震設計（岩盤支持、液状化対策など）を実施して安全性を確認している。

詳細については、令和5年度第1回資料No.6-8 P12～16[914～918] 参照

阿多鳥浜テフラの標高分布の勾配が中越沖地震による地殻変動量の累積によって説明できるとしているが、刈羽テフラの標高分布の勾配も中越沖地震による地殻変動量の累積によって説明できると考えられる。刈羽テフラの標高分布の勾配には断層変位が含まれているので、真殿坂断層の動きも中越沖地震による地殻変動によって説明できるのではないかと。

(令和5年2月22日 追加質問)

刈羽テフラは阿多鳥浜テフラと比較して確認箇所が少ないことから、地殻変動再現解析との相関は確認していないが、標高分布平面図より、概ね阿多鳥浜テフラと同様の傾向を示していることから、同様の結果となると想定される。

断層をまたいで刈羽テフラの標高分布の勾配を計算しているが、これは何を意味するのか。

(令和5年2月22日 追加質問)

褶曲構造とテフラの分布標高が調和的か確認したものであり、局所的な断層があるものの、褶曲構造を横断する大局的な分布標高の勾配の程度を示している。

その結果、褶曲構造とテフラの分布標高が調和しないことを確認した。

・寺尾付近の「地すべり」について

Q1. 令和5年度第1回技術委員会資料No.6-8では「地すべりか否か、それぞれの見解があっても良い」、「地すべりであることを決めた訳ではない」としているが、令和4年度第4回技術委員会においては、「細かくボーリングを実施しており、地すべりであるということを確認している。寺尾付近にこのような地すべりが多数確認されている」と発言している。どちらが御社の見解か。

(令和5年10月18日 追加質問)

当社は、地質調査によって寺尾付近の断層が地下深部に延長するものではないこと、変位の累積性が認められない（＝繰り返し動いた様子がない）ことを把握し、自ら地震を発生させる断層ではないと判断している。その際、この断層の成因として地すべりの可能性を検討している。

原子力発電所の安全性の観点から確認すべき点は震源とならないことであると考えており、その成因についてはそれぞれの見解があっても良いと考える。

Q2. 滑落崖の特定に関する前回の質問に対し「寺尾付近の地形について、空中写真判読から滑落崖を判断したもので、現地形について検討したものだ」との回答であるが、「現地形ではこれに対応する滑落崖が判読されないが、当時と現在で地形が変化しているため」とも説明しており矛盾していないか。どこをどのように地すべりと判読したのか教えていただきたい。

(令和5年10月18日 追加質問)

令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 2 p72 は寺尾付近の現地形の空中写真から滑落崖を判読したものである。一方、緑で示した地すべり想定線は、トレンチ調査・ボーリング調査から想定した地すべり土塊のイメージを反映してみたものである。

現地形では、地すべり想定線に対応する滑落崖は判読されないが、当時と現在で地形が変化しているためと考えている。

Q3. 御社が地すべりとしている基底面の断層（すべり面）が複数のボーリングでとらえられているが、基底面の姿勢や動きを示すデータが示されていない。証拠が少ない状況で「地すべり」を参考として述べるのであれば、他の可能性（例えば、地震動による正断層、引張割れ目）も参考として示すべきではないか。  
(令和5年10月18日 追加質問)

現状あるデータはこれまでに説明してきたものが全てであり、寺尾付近の断層については、震源として考慮する活断層ではないと判断した上で、参考として地すべり土塊を推定している。仮に、寺尾付近の断層が、地震動による正断層、引張割れ目であったとしても、震源として考慮する活断層ではないとの判断に変わりはない。

Q4. 第201回原子力発電所の新規制基準適合性に係る会合資料 1-3「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉 追加地質調査結果 寺尾付近の断層に関する調査（平成27年2月27日）」（原子力規制委員会ホームページに掲載）によると、「トレンチ調査結果によると、A断層を含む高角正断層群は概ね左横ずれ断層である」とされているが、御社の断面図に示される大きな断層には、大きな左横ずれ成分を持つ断層が現れるはずだが、それが見当たらない。この理由を説明していただきたい。

(令和5年10月18日 追加質問)

A断層及び高角度正断層群は全体的な傾向として、南方への条線方向を示し、横ずれ成分を持つと判断している（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 2 p61～62, 65）。

地すべり概念図は、おおよその運動像のイメージを示しており、地すべりの可能性を考えているもので、その解釈の妥当性を主張するものではない。

Q5. 参考であっても地すべりだけを可能性として述べるのであれば、得られている断層面・条線のデータ、想定されている地すべりの形態、すべり方向にほぼ直交する断面図に示されている地層の変位を関連付けて、地すべり前後の状態を示す3次元モデルを作り、地層の体積を考慮しながら、地すべりの動きを説明していただきたい。  
(令和5年10月18日 追加質問)

寺尾付近の断層については、震源として考慮する活断層ではないと判断した上で、参考として地すべり土塊を推定している。地すべりの可能性を考えているもので、その解釈の妥当性を主張するものではない。

Q6. 寺尾付近のA断層を含む高角断層系が地すべりであるとした場合、地震による地すべりの可能性はあるか。  
(令和5年10月18日 追加質問)

地震による地すべりの可能性はあると考えられるが、この断層自体は震源として考慮する活断層ではないと判断している。

火山灰層の標高（高度）変化から褶曲や傾動を議論する場合、断層による局所的な高度変化の影響を避けるため断層周辺のデータを使わず、褶曲軸面両翼における高度変化を読むことになる。火山灰標高変化グラフを作成して、背斜・向斜の両翼における標高変化を説明していただきたい。

（令和5年10月18日 追加質問）

褶曲構造を横断する古安田層中の刈羽テフラ及び阿多鳥浜テフラの標高分布の勾配は、周囲のM<sub>1</sub>面標高分布の勾配と同程度であり、後谷背斜及び真殿坂向斜の後期更新世以降の成長を示唆するものではないと考える。柏崎平野において、阿多鳥浜テフラの標高分布は北から南に下がっていく傾向にあり、東西方向は北-2側線、発電所敷地内ともに水平に分布している。

新潟県中越沖地震による地殻変動と阿多鳥浜火山灰の標高分布は、高い相関が認められる。また、長岡平野西縁断層帯を構成する気比ノ宮断層および片貝断層モデルによる地殻変動と阿多鳥浜テフラの標高分布は比較的高い相関が認められる。

一方、真殿坂断層モデルによる地殻変動と阿多鳥浜テフラの標高分布は相関が低く、地表地質調査や反射法地震探査から解釈される敷地及び敷地近傍の西山層および椎谷層の褶曲構造と阿多鳥浜テフラの標高分布の相関は低いことを確認した。

以上より、阿多鳥浜テフラの標高分布は周辺の活断層による地殻変動で形成された可能性があることを示唆していると考えられる。

詳細については、令和5年度第4回資料 No. 6-2 P8~10[1082~1084] 参照

・敷地内または敷地外の断層・地質構造について

Q1. 「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉 敷地の地質・地質構造について（平成29年12月22日）」（原子力規制委員会ホームページに掲載）の69ページのスケッチにおいて、新規砂層・沖積層から西山層までを切る断層が描かれている。「これら断層は地すべりによるものであり、地下深部に連続しない断層で、敷地造成時に削除除去された」としているが、地すべりによる断層であったとしても、西山層をずらす地すべりである。この地すべりが敷地外まで連続していた場合、敷地内の西山層も地すべりによってずらされる可能性が考えられるが、その対策はしているのか。

（令和5年10月18日 追加質問）

ご指摘の断層が分布していた1号炉北側法面については、2号炉の敷地造成時に掘削除去されている。現状、これらの小断層は分布しておらず、敷地外まで連続することはない（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p71）。

重要施設の支持地盤には将来活動する可能性のある断層等はないことを確認しており、重要施設については、基準地震動に基づき地盤安定性解析や耐震設計（岩盤支持、液状化対策など）を実施し、安全性を確認している。

Q2. 69ページのスケッチの低角小断層が地すべりによるものであるとする根拠を説明してもらいたい。

（令和5年10月18日 追加質問）

いずれも正断層からなり連続性に乏しいこと、西山層上限面の高まりに位置し、断層の走向と高まりの伸長方向がほぼ一致すること等から、古安田層堆積時に生じた重力性のすべりである可能性が高いと考える（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p71）。

Q3. 「重要施設の支持地盤には将来活動性のある断層等はないことを確認している」とのことだが、そのことをこれまでの技術委員会等で説明している資料（スケッチ、写真）はあるのか。（令和5年10月18日 追加質問）

重要施設の支持地盤に分布する断層については、古安田層に変位・変形を与えておらず、将来活動する可能性のある断層等ではないことを確認している。

これまでに説明した資料はないが、今回（令和5年度第4回）の参照資料5が敷地内の断層の活動性評価に関するものである。

Q4. 平成27年2月27日付の第201回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る会合資料1-4「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉追加地質調査結果追加地質調査結果 荒浜側立坑調査（F5立坑）」（原子力規制委員会ホームページに掲載）によると、F5断層にみかけ40-50°程度斜交するせん断面をR1としている。天然の断層では、R1面とY面の角度が、教科書で説明されている角度より大きくなることも多い。こうした点を考慮して改めて、令和5年度第1回技術委員会資料 No. 6-8の質問4、8の回答について説明してほしい。（令和5年10月18日 追加質問）

F5断層は立坑内での観察に加え、研磨片・薄片観察を実施し（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p91~92）、逆断層センスを示すと判断しており、これらを踏まえR1面と判断した。

仮に、先の質問4、8のように解釈しても、 $\alpha$ ・ $\beta$ 断層については大湊砂層に変位・変形を与えていないこと、①・②断層については古安田層に変位・変形を与えていないことから、後期更新世以降の活動は認められず、これらは将来活動する可能性のある断層等ではないと判断される（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p60~72、73~78）。

Q5. 「北-2側線の反射法地震探査結果によれば、寺尾付近には地下深部へ連続する断層は認められない」とのことだが、「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の設置変更許可申請の補正書（2017年6月16日）」（原子力規制委員会ホームページに掲載）の第3.3.2-9 図北-2・KK-T2側線の震度断面及びその解釈（6-3-457）において赤線で示した四角の範囲に地層のずれあるいはギャップがあるように見え、断層が存在するよう見えるが、これをどう解釈したのか。（令和5年10月18日 追加質問）

ご指摘の地層のずれは真殿坂断層と推定している

詳細については、令和5年度第4回資料 No. 6-2 P15[1089] 参照

Q6. ひずみ集中帯プロジェクトの総括報告書の図6を見ると、東山-三島側線において、海岸付近に背斜・向斜が描かれ、西傾斜断層が見られる。御社は真殿坂向斜や後谷向斜、それらに伴われる断層が東山-三島側線まで延長するか不明であるとしているが、図6の褶曲・断層をどのように解釈しているのか。（令和5年10月18日 追加質問）

西傾斜断層の右側の断層は、東山-三島側線の反射法地震探査断面と速度構造において、灰爪層に変位・変形を与えていないと解釈されている。左側の断層は、尼瀬背斜を形成する断層と考えられるが、尼瀬背斜の南東翼では地表地質調査により、急傾斜を示す西山層が緩傾斜の灰爪層に傾斜不整合で覆われることを確認している。

また、岡村（2010）は、海上音波探査の結果に基づき、尼瀬背斜から敷地前面の沿岸海域に連続する背斜構造の活動性は、「活動を停止した」としている。敷地前面沿岸海域の背斜構造は、後期更新世以降の活動は認められないことから、震源として考慮する活断層ではないと判断している。

詳細については、令和5年度第4回資料 No. 6-2 P16～18[1090～1092] 参照

Q7. 「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の設置変更許可申請の補正書（2017年6月16日）」（原子力規制委員会ホームページに掲載）の第3.3.2-9 図北-2・KK-T2 側線の震度断面及びその解釈（6-3-457）のCMP番号1200-1300付近から地下に延びる不連続面の地表への延長についての解釈、その地下への延長の解釈について教えていただきたい。その際、ひずみ集中帯プロジェクトの総括報告書で佐藤教授が述べている新潟地域の地下の断層の特徴（「中新世の泥岩中のデタッチメントによって、非常に複雑な構造を示している」、「新潟地域では中新世の泥岩で、層理面に沿った大きな滑りが発生し、それより上位では褶曲が発達している」）を考慮していただきたい。（令和5年10月18日 追加質問）

ご指摘の構造は長嶺背斜を形成する褶曲構造と判断している（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 2 p12～14）。長嶺背斜周辺で実施した反射法地震探査及び群列ボーリング調査の結果によれば、褶曲構造に調和的な構造が認められないことから、長嶺背斜を形成する褶曲構造は、後期更新世以降の活動は認められないため、震源として考慮する活断層ではないと判断している（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 7 p61～67）。

なお、断層の活動性評価は、空中写真判読・地表踏査のみならず、反射法地震探査等を実施し、地下構造を確認している。

・柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料1-4「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 敷地の地質・地質構造について（平成29年12月22日）」（原子力規制庁ホームページに掲載）の質問  
Q1. 70 ページのモデル図による、 $\beta$ 断層と低角度断層の活動同時性や前後関係の議論は不十分。 $\beta$ 断層と低角度断層の同時活動性が十分に否定できることを説明していただきたい。さらに、 $\beta$ 断層と低角度断層がひとつの正断層系として動いた可能性を考えない理由も含めて説明していただきたい。（令和5年10月18日 追加質問）

実際に観察された記録（写真、スケッチ）により、 $\alpha$ ・ $\beta$ 断層は古安田層中の低角度断層で止まっており、これより上位には延びていないことを確認している（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p69）。仮に、ご指摘のような同時活動があったとしても、 $\alpha$ ・ $\beta$ 断層については大湊砂層に変位・変形を与えていないことから、後期更新世以降の活動は認められず、将来活動する可

能性のある断層等ではないと判断される（令和5年度第4回資料No. 6-2, 3 参照資料5 p68）。

Q2. 122 ページに示す F5 断層の模型実験で、何をもって「シンセティックな断層はない」としているのか。（令和5年10月18日 追加質問）

スケッチでは、シンセティックな断層と分岐・雁行する複数の高角度断層は確認されるが、基盤の断層から異なる位置（スケッチの赤点線で丸く囲んだ位置）で新たに成長、発達するシンセティックな断層はないことを示している（令和5年度第4回資料No. 6-2, 3 参照資料5 p122）。

高角度断層と低角度断層は、低角度断層の動きに伴い高角度断層が形成されたものと判断している。これらの断層は、F5 立坑付近のボーリング調査において、標高-30m 以浅の MIS9 及び MIS7 の古安田層に変位・変形を与えていないこと、平面方向・震度方向にも分布範囲が限定的であることから、震源として考慮する活断層ではないと判断している。（令和5年度第4回資料No. 6-2, 3 参照資料5 p108～144）。

Q3. 146 ページのまとめにおいて「F5 断層は、古安田層に変位・変形を与えておらず」とあるが、複数のスケッチ・写真では F5 断層の延長が西山層・古安田層ともに切つてずらしているように見える。なぜ、「F5 断層は、古安田層に変位・変形を与えておらず」というまとめになるのか。（令和5年10月18日 追加質問）

F5 立坑調査では、F5 断層、低角度断層及び高角度断層の分布を確認し、F5 断層は①褶曲軸に高角度で交差する方向、②F5 断層の最大傾斜方向の条線が認められた。

①は、試掘坑調査で確認された条線方向と同様であり、研磨片・薄片観察結果により運動センスは逆断層センスを示すことを確認し、F5 断層の深部ボーリングにおいても同様に、F5 断層の条線は褶曲軸に高角度で交差する方向、運動センスは逆断層センスを示すことを確認した。F5 立坑の壁面観察結果によると、F5 断層は古安田層に逆断層による変位・変形を与えていないことを確認した。以上のことから、F5 断層は古安田層に変位・変形を与えていないと判断している（令和5年度第4回資料No. 6-2, 3 参照資料5 p81～107）。

②は、高角度断層及び低角度断層の条線方向と概ね一致すること、これらの断層の運動センスはいずれも正断層センスであり、条線方向及び運動センスが一致することから、一連の正断層として活動したと判断した。この一連の正断層は、F5 立坑付近のボーリング調査において標高-30m 以浅の MIS 9 及び MIS 7 の古安田層に変位・変形を与えていないと判断している（令和5年度第4回資料No. 6-2, 3 参照資料5 p108～144）。

Q4. 44 ページの写真・スケッチでは、F3 断層が古安田層 A2 部層を切っているが、なぜ「F 系断層は、古安田層に変位・変形を与えておらず」という 164 ページのまとめになるのか。（令和5年10月18日 追加質問）

以下の理由から、F3 断層は、古安田層 A2 部層堆積以降の活動性はないと判断している。

- ・ F3 立坑において古安田層 A2 部層に変位・変形を与えていない（令和 5 年度第 4 回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p45）
- ・ L1 断層に変位・変形させられており（令和 5 年度第 4 回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p25）、L1 断層は L1 立坑において古安田層 A2 部層に変位・変形を与えていない（令和 5 年度第 4 回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p30）

試掘坑では、F3 断層は西山層の上限面にごくわずかな変位を与えているものの、古安田層 A2 部層に入っただけですぐに消滅している。また、F3 断層が F3 立坑において古安田層に変位・変形を与えていないこと、古安田層に変位・変形を与えていない L1 断層に変位・変形させられていることから、試掘坑の様子は局所的なものと考えている。

Q5. F5 断層が逆断層として動き、その後、浅部限定で正断層活動が起こったと評価されているが、低角度断層は F5 断層の延長で、正断層の上書きが進み、逆断層の証拠を見えなくしている可能性はないか。

（令和 5 年 10 月 18 日 追加質問）

F5 立坑調査で、F5 断層の低角度断層では、褶曲軸に高角度で交差する方向の条線は認められず、F5 断層の最大傾斜方向と概ね一致する条線のみ認められた。高角度断層でも同様に F5 断層の最大傾斜方向と概ね一致する条線が認められた。これらの断層は、条線の方向及び運動センスが一致することから、一連の正断層として活動したと判断している。

これらの断層は、F5 立坑付近のボーリング調査において、標高-30m 以浅の MIS9 及び MIS7 の古安田層に変位・変形を与えていないこと、平面方向・震度方向にも分布範囲が限定的であることから、震源として考慮する活断層ではないと判断している。（令和 5 年度第 4 回資料 No. 6-2, 3 参照資料 5 p108～144）。

敷地内の層面すべり断層は西山層の褶曲運動に伴って形成され、古安田層堆積以降の活動はないと判断しており、F5 断層についても同様に、西山層中の層理面にほぼ並行に分布し、逆断層センスを示す層面すべり断層であることから、古安田層堆積以降の活動はないと判断している。

Q6. 本資料の複数のページや 69 ページのスケッチを見ると、西山層から番神砂層までをずらす正断層系の活動があると考えられる。この正断層系の活動可能性をどのように評価しているか。（令和 5 年 10 月 18 日 追加質問）

新規基準では、後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動が否定できない断層等（地すべり等も含む）は、「将来活動する可能性がある断層等」とされ、重要施設の設置が認められていない。

重要施設の支持地盤には将来活動する可能性のある断層等はないことを確認している。また、重要施設については、基準地震動に基づき地盤安定性解析や耐震設計（岩盤支持、液状化対策など）を実施して安全性を確認している。

・ 第 6 回地震、地質・地盤に関する小委員会資料 No. 1 「新潟県中越沖地震時の観測記録について 深部地盤における不整形性の影響及び古い褶曲構造での増幅の検討」についての質問

Q1. 同資料で発電所敷地の地下構造が解析されており、1 号機の下に背斜軸

が延び、その南東側に向斜軸、さらにその南東に背斜軸と向斜軸が描かれている。また、5号機とサービスホールの上に背斜軸があり、サービスホールの下に向斜軸、その南東に背斜軸、さらにその南東に向斜軸があることになっている。これらの解析結果は本資料作成後に作成された資料の地質図等に活かされているのか。(令和5年10月18日 追加質問)

本検討における地盤モデルに使用した情報(令和5年度第4回資料No.6-2,3参照資料8p19)は地質構造の検討でも考慮している。

Q2. 同資料の解析結果を用いると、「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の設置変更許可申請の補正書(2017年6月16日)」(原子力規制委員会ホームページに掲載)の第3.3.2-22図(1)敷地付近の地質図及び調査位置図(6-3-471)の後谷背斜の位置はどうか。

(令和5年10月18日 追加質問)

ご指摘の背斜軸・向斜軸の位置は、基盤岩上限において推定したものである。一方、前問の地盤モデルで示される椎谷層上限における背斜・向斜の位置は、基盤岩上限と比較し、やや西にずれた位置になる

詳細については、令和5年度第4回資料No.6-2 P29[1103]参照

Q3. 敷地の地下構造は非対称褶曲となっているが、背斜軸(ヒンジ線)と冠線、向斜軸と底線は区別されているか。(令和5年10月18日 追加質問)

資料中では、推定される背斜軸・向斜軸を示しており、冠線・底線とは区別している。

Q4. 29ページと30ページにおいて、下部寺泊層から椎谷層を横切っている薄灰色の線は断層か。この断層を、本資料作成後に作成された資料の地質図等に示さないのはなぜか。(令和5年10月18日 追加質問)

ご指摘の断層は真殿坂断層と推定している。真殿坂断層については、地質構造の資料に示している(例:令和5年度第4回資料No.6-2,3参照資料2 p14)。

Q5. 29ページと30ページの地質構造は断層関連褶曲であり、薄灰色の線は下部寺泊層の水色の線に平行な断層へと続く断層であり、層面断層となった後、より深部の別の断層に連結する可能性があると考えられる。この地質構造を断層関連褶曲として考察していないのはなぜか。

(令和5年10月18日 追加質問)

ご指摘の断層は真殿坂断層と推定している。真殿坂断層については、古安田層に褶曲構造に調和的な構造が認められないこと等から、将来活動する可能性のある断層等ではないと判断している。(令和5年度第4回資料No.6-2,3参照資料2 p41~53)。

Q6. 1号機から5号機の地下に、おそらく北西傾斜の断層が存在する。より深部の片貝断層や気比宮断層、F-B断層などの海域の断層が動いた場合、この北西傾斜の断層が動かなくとも、この北西傾斜沿いに「激震ゾーン」など、強震動帯が現れる可能性もあるが、これについて対策しているか。

(令和5年10月18日 追加質問)

ご指摘の断層は真殿坂断層と推定している。

柏崎刈羽原子力発電所では、これまでに示した褶曲構造を考慮した解析により、近傍で発生した中越沖地震の観測記録の特徴を再現することができており、敷地の増幅特性は褶曲構造の影響が大きいものと評価している。基準地震動の策定において、この増幅特性を考慮することや、設備の耐震性の評価にあたっては設備設置位置での応答を求め、安全性を確保するよう対応している。

資料によって後谷背斜軸の位置が違っているのはなぜか。

(令和5年10月18日 追加質問)

褶曲軸の位置について、作成時期や作成者によりズレがあったので、今後修正していく。

地盤の隆起や地形の変化などの原因・メカニズムを「広域的な変動に伴う隆起」だけで片付けず、アイソスタシーによるのか、島弧地殻の弾性変形によるのか、敷地外の大きな地震活動によるものなのか、高温物質の底付によるのか、御社の見解を科学的にご説明いただきたい。

(令和5年10月18日 追加質問)

ご指摘の「広域的な変動」は、新潟県中越沖地震時の小木ノ城背斜（中央油帯背斜）南部において認められた隆起（令和5年度第4回資料 No. 6-2, 3 参照資料9）に付いてかと思うが、これらについては、新潟県中越沖地震に関連するものと考えている。研究機関により調査結果が公表されているが、原因の特定に至っていないと認識している。

令和5年度第4回資料6-3の23ページを見ると、断層を挟んだ高度を比較している。断層を挟んでしまうとブロックが違うので、高度変化を表さない。東京電力が言うように地すべり性の断層だとした場合、地すべりで動いて高度が変わっているのを見ていることになる。それを避けるために、断層の間で高度変化を見てほしい。

(令和5年度第4回)

真殿坂断層の阿多鳥浜テフラの標高について、変化が見やすくなるようにグラフの縦軸を拡大して確認している（令和5年度第4回資料6-2p10）。M1面の標高と比較してもそれほど大きな勾配になっていないことや、阿多鳥浜テフラを平野全体で見ると南に向かって低くなっている傾向があり、中越沖地震の断層モデルの地殻変動とも整合しているということも確認している。こういったことから、この位置で確認される勾配が真殿坂断層によってできたものではないと判断している。

#### 【火山灰層の標高に関する2つの意見】

##### （委員の意見）

火山灰層で高度変化があるかないかというのを断面図だけで説明しているが、標高と距離が出ているなら褶曲軸を挟んでグラフにしたらいいのではないか。テフラの高度を褶曲軸を挟んだ両側で別にして、断層の間だけを見て、高度変化をグラフにした上で、同じような話ができるか確認してもらいたい。

・東京電力の説明

真殿坂断層の活動性について、令和5年度第4回資料6-2の10ページの地質断面図、あとは、敷地内の複数の断面、地質、断層を確認し、仮に真殿坂断層が動いていたとしたら、こういう変形になるというところにも調和的ではないことや、気比ノ宮断層が同じ阿多鳥浜テフラを220mずらしているということが地質調査で分かっている、それと対比する形で真殿坂断層の活動を考えると、図から明らかなおりほぼ水平に堆積していると言える。

(委員の意見)

真殿坂向斜を覆っている鳥浜火山灰に真殿坂向斜の動きを示すような変形があるかないか、それはこの図から自明のものと思われる。真殿坂向斜の構造はかなりタイトな向斜構造であるが、それに調和的な動きを鳥浜テフラについてボーリングデータの精度を考慮した図から見ることはできないと思う。

・上記の2つの意見等を踏まえた原子力規制庁の説明

東京電力は、真殿坂向斜及びその周囲にある後谷背斜を形成する褶曲構造が椎谷層及び西山層に認められることから、両層を不整合に覆う地層に褶曲構造に調和的な構造が認められるか検討し、真殿坂断層が震源として考慮する活断層ではないとする根拠の一つとしている。

この検討は、椎谷層及び西山層を不整合に覆う地層である古安田層（仮称）中の阿多鳥浜テフラの堆積状況が、椎谷層及び西山層に認められる褶曲構造に調和的な構造が認められないことを確認するものであり、群列ボーリング調査の結果による断面図を基に、阿多鳥浜テフラがほぼ水平に分布し、標高分布が周囲のMI面標高分布の勾配と同程度であるという東京電力の説明は妥当なものであると考えている。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P12 [1696] 参照

【Sタフに関する2つの意見】

(委員の意見)

真殿坂断層がSタフの深部まで伸びないという話だが、令和5年度第4回資料6-3の41ページの真殿坂断層は200mくらいの非常に短い断層として描かれている。その上の黄色い線で描かれているものは変位がある。一般的な幾何学としてこれだけの断層の変位で黄色の変位量は説明できない。Sタフの下が切れていないので、Sタフ沿いに断層がある、層面断層になっていると考えるのが普通。真殿坂断層の幾何学をきちんと把握し、地質構造を考えてほしい。

・東京電力の説明

真殿坂断層は令和5年度第4回資料6-3の41ページに示しているようにSタフに収れんして、そこから深くまで伸びていくような断層ではないと考えている。真殿坂断層は、阿多鳥浜テフラや刈羽テフラ、あるいは古安田層に変位・変形が確認できないということも併せて、後期更新世以降の活動性がないと判断している。そういったことから、真殿坂断層が地震を起こす断層ではないということと、将来活動する断層

ではないと判断している。

#### (委員の意見)

Sタフへの連続について、真殿坂向斜から断層がSタフまで連続して、Sタフの層面に入ったという解釈だが、Sタフ層理面の断層が動いたことを示す地質構造は真殿坂が会うところより深いところでは認められない。仮にSタフの層理面に沿う構造があつて、動いたとしても深度は3kmくらいであり、地震発生層(6km～)より浅いため、地震発生には関係がない。

つまり、Sタフの層理面に沿う断層があるとしても、地震を考慮する必要がない断層であると思う。

#### ・上記の2つの意見等を踏まえた原子力規制庁の説明

東京電力は、真殿坂断層が深部へ連続するかを反射法地震波探査結果から検討し、同断層が震源として考慮する活断層ではないとする根拠の一つとしている。

この検討では、東京電力は、反射法地震波探査結果からは、寺泊層下部に挟在するSタフ(約-2km～-3km)に収斂し地下深部に連続しないと評価している。

また、地震発生層について、東京電力は、上端深さを6km、下端深さを17kmと設定しており、深部への連続性に基づく真殿坂断層の活動性評価については、妥当なものであると考えている。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P12 [1696] 参照

令和5年度第4回資料6-3の47ページで番神砂層を大きく切るような断層がたくさん描かれている。これを深部に連続しないので地すべりだということを確認しているという話のだが、地すべりではない可能性もあるということ再三指摘している。地すべりとそれ以外の可能性を両論併記した上で議論を進めるべきではないか。(令和5年度第4回)

地すべりの可能性があるのではないかと考察しているが、これが地すべりだと特定しているわけではない。寺尾付近の断層についても、深部に延長しない、変位累積性がないということで、地震を起こす断層ではないと評価している。我々としても、これが必ずしも地すべりだと考えているものではない。

中越地震だと、たくさん地盤変状が起こって、数十cm、場合によっては1mの地すべり性の段差ができた。柏崎刈羽原子力発電所の敷地内にも番神砂層等を切る断層のスケッチがある。それを地すべりだと考えると、敷地内に、地震時にかなり大きな段差を作るような地すべり面があるということになる。そういう可能性を検討しているのか。(令和5年度第4回)

番神砂層を切るような断層が敷地内にもあるのではないかとということだが、重要施設が設置される西山層の支持地盤に将来活動する断層、12,3万年前以降に活動した断層がないことは確認している。そういう確認をした上に重要施設を設置している。

#### 【敷地内・敷地周辺の断層に関する2つの意見】

##### (委員の意見)

敷地の工事をするときのスケッチの中に、敷地のすぐ外側、番神砂層辺り

をブロック化するような露頭のスケッチがあった。寺尾の断層が、仮に東電が言うように地すべりだとすると、西山層まで切る、椎谷層まで行くような大きな地すべりとして動きうるものがあるということを示していることになってしまう。それを考慮しているのか。

・東京電力の説明

寺尾断層は、敷地外で重要施設が設置されていない場所なので、この断層が地震を起こすかどうかということが評価のポイントになるが、少なくとも地下数十mくらい地質調査をした結果、深部に延びていないことが分かっているため、地震を起こすことはないと考えている。敷地の中の断層については、何百本のボーリングを実施し、地震を起こす断層がないことは確かめているので、敷地の中が地すべりでずれて、発電所の安全性に影響を及ぼすということはないと我々は評価している。

(委員の意見)

寺尾付近に認められるような地質構造が番神砂層に多く見られることから、地すべりを懸念するのにも分かるが、5, 6, 7号機の重要施設直下に変位を生じる可能性がある断層等が存在するかどうかの評価は、東京電力の調査でほぼ完全に行われている。

地すべりを起こす可能性がある一番若い第四系、表層の地形の影響を受ける地質は全て取り払われている。

新第三系の地層に出ている小断層を評価するには、施設の周辺で後期更新世の地層を切っているかどうかということで判断しているが、古安田層基底をほとんどの場所で切っていないということが示されているので、安全審査の立場から言えば十分ではないか。

一部切っているという指摘だったが、資料を見ると、古安田層基底の基盤上面にわずかな変位があるだけで、ずっと上位の最終間氷期はまったく変位・変化していないはずである。あるいは鳥浜火山灰層準の古安田層上部にも変位は及んでいないはず。今日の説明を見る限り、重要施設の中に変位を生じる可能性のある断層等があるかどうかというのは、すでに安全を確認されていると見られる。

-----  
・上記の2つの意見等を踏まえた原子力規制庁の説明

新規制基準は、耐震重要施設等の重要施設を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

したがって、審査では、東京電力から申請があった6号炉及び7号炉の重要施設の設置位置に認められる断層等について、「将来活動する可能性のある断層等」ではないことを確認している。

発電所敷地内には、第四紀の地層に地すべり性と判断される複数の断層も認められるが、それらは6号炉及び7号炉の耐震重要施設設置位置には認められていないことを確認している。

詳細については、令和6年度第2回資料No.6 P12～13 [1696～1697] 参照

敷地内の断層で、地すべりで動くものは全部取られているということだ

が、番神砂層等までずらしているような、それをブロック化するような露頭のスケッチがあって、それも敷地内にはないという解釈か。

(令和5年度第4回)

重要施設の下に、そういった断層がないということは、これまでの地質調査や試掘調査で確認している。敷地の周辺に、地すべり性かどうかはともかく、断層があるということは認識していて、5、6号機の地下や西山層に設置されるような位置にそのような断層がないということは直接確認している。

周辺にある地すべり面が施設の下に伸びていないという3次元的な把握をしているのか。しているのであればスケッチや断面図を出してほしい

(令和5年度第4回)

原子炉建屋の基盤のスケッチや試掘坑調査の結果で、断層が重要施設の下に入ってきていないことを確認している。

敷地の中の重要施設を横断するような地質断面図はこれまで作成してきているので提示することは可能。

柏崎刈羽原発周辺にある地すべり面が施設の下に伸びていないという根拠(スケッチ、断面図等)を示していただきたい。

(令和5年度第4回)

重要施設の支持地盤に分布する断層は、建設時の調査、新潟県中越沖地震後の調査、新規制基準適合性審査時の調査等に基づき作成した地質断面図を、令和5年度第4回技術委員会資料No.6-2,3参照資料5で提示している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.7 P5~9[1663~1667]参照

能登半島地震において、北陸電力の想定を超える活断層が連動したとされている。柏崎刈羽原子力発電所の地震・津波の想定が十分に安全側かどうかの検討が必至である。柏崎刈羽原子力発電所の敷地内にある断層が、他の断層活動による大きな地震に誘発されてずれの可能性があるのかどうか検討すべきではないか。

(令和6年2月10日 追加質問)

地震・津波に対する安全性評価にあたっては、発電所周辺の地震の発生状況など含めた文献調査、外部機関による調査・評価結果を考慮するとともに、陸域・海域を対象とした詳細な地質調査により、地震を起こす可能性のある活断層を抽出し、敷地への影響を考慮し、地震動評価・津波評価を実施している。加えて、否定しきれない断層の連動や不確かさを考慮し、保守的な基準地震動・基準津波を策定している。

今後、新たな知見があれば、その内容を踏まえて安全性を高めていく。

なお、敷地内の重要施設の支持地盤等に分布する断層については、これを考慮し基礎地盤の安定性を評価しており、基準地震動に対して重要施設の安全性に影響がないことを確認している。

能登半島地震を踏まえ、基準地震動に影響があるような新知見があれば見直しを検討していくということだが、そういう調査なり検討なりを専門家を入れてやるつもりはあるのか。

(令和5年度第4回)

令和6年能登半島地震に関しては、各研究機関、専門家がさまざまな検討をしていて、これからだんだん明らかになってくると思っている。現時点として

は、そういう動きを注視し、反映すべき事項があるかどうかを見ていこうと考えている。

能登半島地震を踏まえて、柏崎刈羽原発の安全性に及ぼす地震・津波について主体的に検討し、必要があれば評価の見直しと安全対策の追加などのバックフィットをすべきではないか。

また、能登半島地震を引き起こした震源断層と地震に伴う地殻変動・地盤変状との関係や能登半島地震の教訓を柏崎刈羽原子力発電所の安全対策にどう活かすのかについても検討が必要ではないか。

今後の検討スケジュールについても示していただきたい。

(令和6年4月8日 追加質問)

各機関から研究成果が報告されてきているので、最新の調査動向を注視していく。なお、地震に対する安全性評価にあたっては、発電所周辺の地震の発生状況などを含めた文献調査、外部機関による調査・評価結果を考慮し、周辺の陸域・海域を対象とした精緻な地質調査に基づき実施している。

今後、当社の評価に反映すべき知見や、既往評価への影響を確認すべき知見が確認された場合には、スケジュールを策定し対応する。

基準地震動の算出において、長岡平野西縁断層帯から十日町断層帯西部の連動を想定しているが、数時間、数日などの間隔において活動することを想定しているのか。この場合、電源確保、冷却確保などの作業中に2回目の地震が発生することが想定される。これら対応作業において、2回目の地震の影響をどのように考え、どのような対策をとっているのか、具体例を示して教えてもらいたい。なお、基準地震動としては、同時に活動した場合の方が大きくなると思う。

(令和6年5月1日追加質問)

敷地への影響が最も大きな地震を選定し、基準地震動を策定しており、安全上重要な施設については、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計としている。

したがって、ご指摘のように個別に発生する地震は、基準地震動を下回り、連続して発生した場合においても、上記施設の安全機能が喪失することは設計上ない。

例えば、1回目の地震により仮に外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機が自動起動して、安全上重要な施設の電源が確保されるが、2回目の地震が発生した場合においても、非常用ディーゼル発電機を含め、安全上重要な施設は安全機能が喪失することなく、電源確保や冷却確保などの急を要する対応作業は発生しない。

なお、設計を超える地震や事象により対応作業が必要な状況において、作業中に地震が発生した場合は、地震の揺れが収まるまで作業を中断して人身安全を確保し、揺れが収まり次第、作業を再開する。防災訓練においては、大きな余震や施設の安全機能の喪失を想定した訓練も実施している。

柏崎刈羽原発における令和6年能登半島地震の観測記録について、時刻歴と地震応答スペクトルを付けて説明してもらいたい。

(令和6年2月1日追加質問)

能登半島地震について、柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋基礎版上における観測記録の応答スペクトルは、1～7号機において基準地震動 Ss-1 による応答スペクトルを全ての周期帯で下回っていることを確認している。  
詳細については、令和6年度第2回資料 No. 7 P4～11 [1701～1708] 参照

## 19 使用済燃料プールの安全対策

### <東京電力HD等への確認内容>

#### (1) 使用済燃料プールの安全対策設備等

##### 東京電力HDの説明概要

福島第一原子力発電所事故前からある燃料プール冷却材浄化系（FPC）、残留熱浄化系による冷却設備やフロート式水位検出器に加え、燃料プール代替注水系として消防車による使用済燃料プールへの注水及びスプレイのための設備、超音波式の水時計、熱電対式のプール水位・温度計、監視カメラ等の監視設備を新たに設置している。

(令和2年度第5回資料 No.3 P26～27[264～265])

##### ア 使用済燃料プールの事故想定

「使用済燃料プールの水位が低下した場合に…」とあるが、どのような事象を想定しているのか。使用済燃料プールは構造的に十分頑強であるのか。

(令和2年度第5回)

サイフォン現象のようことが原因で水が抜けるような事象、冷却機能が喪失して水が蒸発するようなことを想定している。

使用済燃料プール自体は十分な強度があると考えている。

使用済燃料プールが損傷して水が抜けるような事態に対して、ロープでステンレスの板を降ろして開口部を塞ぐとしているが、本当に有効なのか。

(令和2年度第7回)

実際にどのように破損するのかは予見しがたいので、現場で臨機応変に様々な工夫をしながら対応していくことになる。

使用済燃料プールの最悪の事故シナリオの解析をしているのか。熱い燃料は市松模様に配置する運用と聞いたが、プールが損傷して冷却水が流失し、スプレイもできなくなった場合にジルコニウム火災みたいなことにはならないのか。ジルコニウム火災が起こるとチェルノブリ原子力発電所事故のようにプルトニウムも放出される。

(令和2年度第8回)

消防車をつなげて常設のスプレイヘッダで使用済燃料プールにスプレイし、崩壊熱以上の冷却ができるようにしている。

使用済燃料プールも最近のMAAPでは追加されている。その妥当性についてはまだ分からないが、少なくともジルコニウム火災の起こるまでの時間余裕や市松模様にした場合の効果は見られる。そういう知見を持っておきたいので、今後の取り組みを注視していきたい。

#### (2) その他（委員の追加質問）

・燃料プールが大破して流失する水の行き場は、原子炉建屋の地階となる。

Q1. 地階の水没を防ぐための水処理は、どのように行うのか。

(令和2年12月11日 追加質問)

原子炉建屋最地下階に設置されている非常用炉心冷却系は溢水防護の観点で止水対策が行われている。

使用済燃料プールからの漏えい水及びスプレイ水により最地下階の周回通路に滞留した水は、常設の排水ポンプを用いて別建屋に移送するが、これが使用

できない場合は可搬式排水ポンプを用いて別建屋に移送する。

Q2. 上では注水・散水、下では建屋外への放水というのではなく、地階に溜まった水を再度プールの注水・散水用に戻すことで、環境への汚染水の流出を最小限に抑えるという方策は考慮してあるのか。

(令和2年12月11日 追加質問)

原子炉建屋に滞留した水を別建屋に移送して滞留させることで環境への放出を抑制する。

また、別建屋に移送した水を使用済燃料プールのスプレイの水源（防火水槽）に可搬式排水ポンプ等を用いて移送することで循環が可能になるので、屋外周りの破損状況やアクセスルートの確保、別建屋の滞留状況等を考慮して臨機応変に対応する。

なお、原子炉建屋放水の建屋外に流れた水については、雨水排水ラインを通じて放水路に排水されるが、雨水排水ラインの収集弁に放射性物質吸着材を設置し、放水路及び取水路にはシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散抑制を図る。

大破した燃料プールに散水を続けても、プールが補修され、貯水できるようにならない限り、いつまで経っても事態は収束しない。使用済燃料の搬出にも着手できない、最終的な収束プランはあるのか。

(令和2年12月11日 追加質問)

使用済燃料プールから漏えいしている場合に、シール材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし、漏えいするプール水の流れやプール水による水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する手段を備えている。

高温燃料が近接していてオーバーヒートしないよう市松模様に配置するという米国の運用は採用するのか。

(令和2年12月11日 追加質問)

次回定期検査時に使用済燃料プールに取り出す燃料は、崩壊熱が高いため、市松模様で配置することを計画している。

定期検査で、燃料プールで燃料検査を実施した際などに発生するクラッド（CRUD：腐食酸化物）は放射線レベルが著しく高い。これらが除去されない状況で、プールが破壊された場合や破損した場合には、超高線量のクラッドが破口に勢いよく吸い込まれ、水に運ばれてその流出経路や飛散箇所をことごとく汚染させることになるため、プール内のクラッドの定期的な除去などが必要と考える。

(令和3年度第1回)

柏崎刈羽原子力発電所では、放射性クラッドの要因となる給水中の鉄濃度を低くおさえられていること等から、燃料被覆管等に付着しているクラッドは少量である。また、燃料被覆管等からクラッドを除去する超音波洗浄は実施しておらず、使用済燃料プールの底部に高線量クラッドが多量に落下している状況にはない。

なお、使用済燃料貯蔵プールが破損した場合、漏えいしたプール水はライナドレンを通じて収集される構造となっている。

詳細については、令和3年度第5回 資料No. 8-2 P23～28[709～714]参照

令和6年度能登半島地震の際、3号機の溢水だけコバルトが観察されているが原因は何か。6号機と7号機で溢水量が大きく異なるが、何か構造的な、揺れ、スロッシングの状況が違ったのか。  
(令和5年度第3回)

当時3号機はC区域という汚染が比較的あるエリアに設定されていた。使用済燃料プールは冷温停止の状態浄化しているため、プール水自体は汚染という意味ではきれいになっているので、床面の汚染を水が拾ってコバルトが検出されたのではないかと推測している。

地震で溢れる水の量というのは、事前に解析等で予測しているのか。  
(令和5年度第3回)

基準地震動 $S_s$ を入力すると柵の高さを超えるようなスロッシングとなり、解析では7号機で約600t溢れると評価している。ただ、600t～700tの水が出たとしてもプールの中の燃料の冷却、遮へい機能は十分まかなえるため安全性については問題ないことを確認している。

柏崎刈羽原発では、1～7号機の全ての燃料プールに使用済燃料が保管されているが、1～6号機の燃料プールにも追加の安全対策は講じられているのか。  
(令和6年2月27日 追加質問)

6号機の使用済燃料プールは、7号機と同様の追加の安全対策を講じている。

1～5号機の使用済燃料プールは、常設の注水設備や電源設備に加え、可搬型設備（消防車・電源車）や水源等を確保するとともに、可搬型設備による注水用ホースを設置し、事故時に使用済燃料を冷却できるよう追加の安全対策を講じている。

## 20 残余のリスク等への対応

### <原子力規制庁への確認内容>

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応において、特に大規模な場合には国の機関（警察、消防、自衛隊等）の支援や連携が必要になることが考えられるが、この点についてどのような審査を行い、国の機関からの支援や連携をどのように確保していくのか。

（令和2年度第8回）

- ・大規模損壊発生時における外部支援体制として、他の原子力事業者、原子力緊急事態支援組織、プラントメーカ及び協力会社から事故収束及び復旧対策に関する技術支援並びに必要な要員等の支援等を受けられるよう体制を整備していることを確認している。
- ・事業者だけでは十分な措置を講ずることができない場合には、原子力災害対策マニュアルに基づき、各関係省庁はそれぞれの実動組織によるオンサイト対策に係る調整等の対応を行うことになる。さらに必要な場合には、原災本部長（又は副本部長）から、実動組織の長に対し、実動組織の出動について了解を得るとともに、これらの活動に関する指示等を関係省庁に行う。
- ・平常時から、関係省庁と原子力事業者が、原子力事業者の資機材の整備状況及び訓練の実施状況等の情報を共有し、応急対策及びその支援について検討するため、防災基本計画に基づき原子力災害対策中央連絡会議を定期的を開催し、より実効性のある連携を図るため意見交換を行っている。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P28～29[1654～1655]参照

特定重大事故等対処施設の審査会合資料や議事録は、ほぼ全部が非公開であり、どのような安全対策がとられるのか、原子力規制委員会できちんとした審査がなされているのかも全くわからない。可能な範囲で設備の構造、機能などについて説明していただきたい。

（令和4年度第2回）

- ・特定重大事故等対処施設の位置や仕様等は、それらの情報を公開することで、特定重大事故等対処施設への不法な侵入や破壊行為などを招くおそれがあるため、法律に基づき不開示としている。一方、申請書、審査結果等のうち公開可能な部分は、原子力規制委員会のウェブサイトで公開している。

詳細については、令和6年度第1回資料No.6 P29～32[1655～1658]参照

特定重大事故等対処施設について、テロ対策ということではほぼすべてが公開されておらず、技術的な質問をすることができない。安全にかかわる機器の仕様やそれを使ったときの定量的な評価などは公開していただきたい。

（令和6年度第1回）

- ・特定重大事故等対処施設はテロ対策などにも関連するものであるため、詳細な仕様、設置位置や用途を公開できないことについてはご理解いただきたい。格納容器の破損防止等に関する評価の妥当性については審査の中で、数値で確認している。

## ＜東京電力HD等への確認内容＞

### (1) 福島第一原子力発電所事故後に得られた新知見と継続的な改善

#### 東京電力HDの説明概要

「耐震設計指針における残余のリスクへの対応」としては、保守的な基準地震動を策定するとともに、想定を超えた事象に対しては、可搬型設備の活用など、大規模損壊対策による影響緩和を図ることとしている。

また、法令に基づき「安全性向上評価」を行い、最新の知見を踏まえつつ安全性の向上のために自主的措置を講じていく。

更に、原子力規制委員会が示した7つの基本的な考え方に対する当社回答に関連して、原子力発電所の安全性に影響を及ぼす可能性のある重要なリスク情報<sup>\*</sup>を収集し、継続的なリスク低減を図ることとしている。

※ 竜巻、テロ行為、有毒ガス、海底火山噴火、巨大隕石の衝突など

(令和2年度第5回 資料No.3 P29～34[267～272])

#### ア 重要なリスク情報への対応

重要なリスク情報への対応として「社長は安全を最優先してリスク緩和措置を決定」等とあるが、社長が決定すれば正しい判断が行われるのか。社長の判断を助けるための社内の体制はどうなっているのか。

(令和2年度第5回)

社長が一人で判断するものではなく、情報をあげる段階で担当する専門部署、本部長をはじめ本社内のしかるべき部署の人が一緒に検討して対策を考えていく。最終的な意思決定の責任者が社長であることを明確にすることにより、万が一事故があったときに、責任逃れみたいなことが起きないように、このような体制にしている。

#### イ 安全系配管のガス溜まり対策

安全系配管のガス溜まりの対策箇所を図面により確認したとしているが、アメリカでは、現物と図面の齟齬があり得るとの前提にたち、必ずウォークダウン（現場調査）で確認している。

(令和2年度第7回)

比較的新しい発電所は建設時から（ガスを抜く）ベントが上部についており、そこを改めて確認している。この目的に限らずウォークダウンを実施しており、現場と図面の整合にも力を入れて取り組んでいる。

・米国では、ECCS、RHR系、格納容器スプレー系配管におけるガス溜まり対策が、2008年の通達（GL 2008-01）によって手掛けられ、数年越しで解決に至っている。一方、日本においては、この問題の議論が始まって間もなく福島第一原子力発電所事故が発生したため、その対応に忙殺され、その後今日までに十分な評価と必要な対策が講じられていない可能性がある。

Q1. ガス溜まり対策の要否を判断するためのウォークダウン（現場調査）、必要に応じてのベント管・弁の追加、超音波によるボイドの検出、定期的な点検とベント操作を定めた保安規定（サベイランス）への反映など、今日までになされたことは何か。

(令和2年12月11日 追加質問)

当社プラントにおいては、本通達（GL2008-01）を受けてガス溜まり対策の要否を評価している。

具体的には図面により、柏崎刈羽原子力発電所ECCS系のベントラインが適切なハイポイントに設置されているか、また熱成層発生の可能性を確認し、問題のないことを確認している。

## (2) その他（委員の追加質問）

デジタル・コンピューターには、安全系と非安全系との間にエアークギャップがない、故障モードが未解明でランダム性のない共通起因事象となり得るなどの潜在性があり、光ファイバーとマルチプレクサには、火災発生時の影響が懸念される。以上の問題について、原子力規制庁とはどのような審査が行われたのか。参照すべき審査会合の議事録や資料があれば、第何回のものであったか教示頂きたい。  
(令和2年12月11日 追加質問)

KK設置許可の審査にて開催された安全保護回路の審査会合は以下の通り。

第197回（2015. 2. 19）、第233回（2015. 6. 2）第267回（2015. 9. 3）

発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する公開会合は以下の通りです。

第1, 2回（2019. 10. 30）、第3回（2019. 12. 4）、第4回（2020. 1. 29）

第5回（2020. 10. 6）

詳細については、令和2年度第7回 資料No. 2 P31～32[424～425] 参照

福島第一原子力発電所事故の事故経過や事故原因に鑑み、再発防止に向けて安全文化や技術者倫理の重要性が各所で指摘されている。安全文化や技術者倫理のトップから現場社員までの浸透について、基本的な考え方、全社における具体的な取組はどのようなものがあり、その効果についてどのように評価しているのか。  
(令和3年1月18日 追加質問)

福島第一原子力発電所事故の根本的な原因は、「安全は既に確立されている」と暗黙のうちに思い込み、事故への備えが不十分であったことであり、これこそが安全文化の劣化であったと捉えている。

そこで、まずは2013年度下半期より対話による安全文化の理解促進を、社外機関（IAEA）の力も借りながら社内各階層（経営層、管理職、一般職）にて積み重ねている。その上で、海外のベンチマークや外部レビューの助言も踏まえ、2014年11月に「健全な原子力安全文化を体現する10の特性」、いわゆる「10トレイツ」（下記）を導入し、以降、経営トップから現場第一線に至るまで、この共有と実践に努めている。

詳細については、令和2年度第8回 資料No. 3 P25～26[472～473] 参照

原子力事業者としての基本姿勢には「安全を最優先した経営上の判断を行う」と明記されている。特重施設の設置には猶予期間が設けられているが、「安全最優先」であれば、特定重大事故等対処施設が完成していることが再稼働を議論する際の大前提ではないか。  
(令和6年2月27日 追加質問)

新規制基準では、大規模自然災害やテロ行為によりシビアアクシデントが起きた場合の対策として必要な機能を、再稼働前に本体施設等（特定重大事故等対処施設等以外の施設及び設備）にすべて備えていることが求められている。

特定重大事故等対処施設は、信頼性を向上させるためのバックアップ対策の位置付けであり、法令により本体施設等の設計及び工事計画の認可後5年以内

の設置期限が設けられている。

当社としては、安全を最優先し、法令の考え方に基づき特定重大事故等対処施設の早期完成に向け、最大限の努力を継続していく。

## 21 自然現象への対策

### <東京電力HD等への確認内容>

#### (1) 火山対策

##### 東京電力HDの説明概要

地形・地質調査、文献調査、既往解析結果の知見、シミュレーション結果から、地理的領域内の火山による火山事象の影響評価で使用する火山灰を設定（堆積量35cm）。なお、地理的領域外の火山事象の影響もこの中に含まれることを確認した。

火山灰による荷重、閉塞、大気汚染、絶縁低下など、設備に与える直接的影響を評価し、構造健全性に影響がないことを確認した。また、外部電源の喪失、交通途絶など、間接的影響が発生した場合でも非常用DG等により、原子炉等の冷却が維持可能であることを確認した。

火山対策としては、非常用DGの吸気箇所フィルタの閉塞を防止するため、改良型フィルタを追加設置した。また、非常用交流電源が喪失した際には、原子炉隔離時冷却系や高圧代替注水系を用いた炉心冷却を実施する他、通信連絡設備の機能維持のため電源車の屋内移動を実施するための体制等を整備している。（令和2年度第6回 資料No. 3 P31～38[322～329]）

##### ア 火山影響評価

火山影響因子の「水循環系の閉塞」、「水循環系の内部における摩耗」、「水循環系の化学的影響」について、影響は小さい等と評価しているが、学術的文献があるのか。火山灰は化学的性質によって含まれる鉱物が全く違う。特に石英の粒子はかなり固い。火山灰の摩耗による影響等をどのように評価したのか。（令和2年度第7回）

摩耗については文献等を見て評価して問題ないと結論づけている。それらについては国の審査の公開資料として公表している。評価対象設備としている原子炉補機冷却海水ポンプや海水ストレーナは、海水に含まれる砂に対する耐性が確保されており、それと同等かそれ以下の硬度のものが入ってきたとしても影響は小さいと評価している。化学的影響についても文献を調べたうえで大きな影響はないと結論づけている。

詳細については、令和2年度第8回資料 No. 3 P27[474]、添付資料 2-1[478～500]、2-2[501～503]参照

##### イ その他（委員の追加質問）

火山灰の堆積量を35cmとした理由をわかりやすく説明していただきたい。一番影響の大きいと思われる妙高火山が富士宝永噴火並みの大爆発をしたとき、発電所での堆積量を23.1cmとし、設定量の35cmより小さいから安全と評価しているように読めますが、そうでしょうか。

（令和2年12月8日 追加質問）

発電所運用期間中に敷地内で想定する堆積量の評価については、発電所に影響を及ぼし得る33火山のうち、評価が厳しくなる6火山を評価対象として選定している。

評価にあたり、「文献を用いた評価」、「既往解析結果の知見」、「降下火

碎物シミュレーション」による保守的な評価を行い、敷地における堆積量の最大値を約23.1cmと評価した。

一方、地形、地質調査により敷地内で確認された火山灰のうち給源が特定できない火山灰の最大堆積層厚は阿相島テフラの35cmだが、同テフラの敷地内での堆積層厚は2～35cmと大きくばらついており、水の流れの影響を受けて堆積した痕跡（クロスラミナ）も確認されている（図4,5）。このため、敷地内の堆積層厚35cmは水中で局所的に厚く堆積した、保守的な値であると考えている。

詳細については、令和2年度第7回 資料No.2 P33～38[426～431]参照

## (2) 竜巻対策

### 東京電力HDの説明概要

過去に発生した竜巻の最大風速や竜巻ハザード曲線より、基準竜巻の最大風速を設定。更に、将来的な竜巻発生の不確実性を考慮し、保守的に藤田スケールF3の上限値を設計竜巻の最大風速として92m/sを設定している。

設計竜巻の風圧力による荷重、気圧差による荷重、飛来物（鋼製材、足場パイプ、砂利等）による衝撃荷重に対する構造健全性評価を行い、安全裕度を有していることを確認した。

竜巻対策としては、資機材や車両の固縛等を行うこととした他、建屋開口部への竜巻防護ネット等の設置、軽油タンクのリプレース、燃料移送系への防護壁の設置等を実施している。

(令和2年度第6回 資料No.3 P40～47[331～338])

#### ア 基準竜巻・設計竜巻の設定

過去に発生した竜巻の最大風速は69m/sとあるが、いつどこで観測されたものか。  
(令和2年度第7回)

69m/sというのは藤田スケールのF2の竜巻。北海道でも山形でもF2規模の竜巻は発生している。

補足回答については、令和2年度第8回 資料No.3 P28[475] 参照

#### イ 設計飛来物の設定

飛来物をどのように設定しているのか。  
(令和2年度第7回)

鋼製材、鋼製足場板、足場パイプ、角形鋼管、砂利を設計飛来物と設定し、その衝撃荷重を評価している。マスク対策等を行って管理できるものは飛ばない設定としているものもある。

#### ウ 構造健全性等の確認

構造健全性等について、どのような検討をして、どの程度裕度があったのか。また、機器の変形でも影響を受けると思うが、変形も検討しているのか。  
(令和2年度第7回)

鋼製足場やパイプ等の設計飛来物を92m/sの速度で衝突させて、弾性域にあるかどうかを確認している。防護ネットを使っているものは、ネットが変形することで荷重を受け止めて、防護ネットが壊れないといった評価もしている。建物関係については、コンクリート面が剥離しないか等々を評価して設備の健全性を確認している。

設計荷重に対し構造健全性評価を行い、許容応力等に基づく許容限界に対して安全裕度を有していることの確認を実施したとあるが、もう少し分かりやすく具体的に、どのような検討をして、どのくらい裕度があったのかということ、主排気筒を含めていくつか評価結果を示してほしい。

(令和2年度第7回)

回答については、令和2年度第8回 資料 No. 3 P29[476]、添付資料 3[504～511] 参照

#### エ その他（委員の追加質問）

##### ・竜巻対策

Q1. 格納容器ベントの基準として、風向などの気象条件は考慮されないのか。近接の市街地が風下のときのベントは、極力回避して欲しいものである。その意味で、敷地内にある気象観測塔が、地震（液状化現象）、竜巻、台風などによって倒壊しないことは、重要であると思われる。気象観測塔の強度評価は行われていないのか。

(令和2年12月11日 追加質問)

格納容器ベントは、格納容器の過圧破損防止を目的としていることから、格納容器の過圧破損に関わるパラメータを実施の判断基準としており、風速・風向等の気象データの外部の条件を含めていない。

なお、上記の通り気象観測装置はベントの実施判断とは直接関連しないが、気象観測装置の機能が喪失した場合には、代替手段となる可搬型気象観測装置も配備している。

Q2. 開閉所、送電網、安全系の変圧器の大規模な損壊は、長期間の外部電源喪失を生じさせ、重大なリスクとなり得ることから、評価対象に含めるべきである。

(令和2年12月11日 追加質問)

竜巻などの外部事象が発生した際においても、外部電源に期待せず対応することを基本としており、想定する竜巻規模などにおいて、非常用ディーゼル発電機が機能を維持できるよう、防護策を講ずることで信頼性向上を図っている。また、これに加え、電源機能としては、新たに配置したガスタービン発電機車、電源車を分散的に配置しており、これらにより非常用ディーゼル発電機が機能喪失しても電源供給が行えるよう対策を講じている。

以上のことから、開閉所や送電網、変圧器については、第6回技術委員会資料 No. 3 41 ページ[332]の評価対象設備の抽出フローにおいて、「竜巻及びその随伴事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能か」で Yes となり、プラントへの影響は小さいと評価されるため、評価対象外と整理している。

詳細については、令和2年度第7回 資料 No. 2 P39[432] 参照

Q3. 重大事故時に用いられる可搬式設備を保管している建屋も評価対象に含められるべきである。もし含めないのであれば、可搬式設備の保管を2カ所に分散させ、いずれかの保管建屋が破壊されても他方によって供給できなければならない。

(令和2年12月11日 追加質問)

可搬設備のうち、電源機能をもつ電源車、注水機能をもつ消防車、除熱機能をもつ代替熱交換器車は、屋外の2箇所以上に分散配置を行っている。

Q4. 設計竜巻の圧力降下をどのように設定しているのか。ちなみに米国の規制指針 (RG 1.76) では、風速89m/sの竜巻に対する圧力降下と圧力降下率の仮定は、それぞれ63hPa、25hPa/sである。原子炉建屋 (7号機、5号機)、制御建屋、タービン建屋の天井は、この圧力降下と圧力降下率に対して耐えられるか。マンホール・カバーは、どのように浮上防止が行われているのか。

(令和2年12月11日 追加質問)

竜巻の風速場モデルはフジタモデルを用いており、設計竜巻の最大気圧低下量及び最大気圧低下率は、流れの連続式と運動方程式から導出される圧力ポアソン方程式を解くことにより算出し、最大気圧低下量は、6355Pa、最大気圧低下率は、4163Pa/sと設定している。原子炉建屋 (7号機、5号機)、コントロール建屋、タービン建屋の天井が竜巻により発生する気圧低下により損傷しないことを確認している。

マンホールに対しては、下図に示すようにマンホールの上に長方形のプレートを置き、プレートをボルトで固定することにより浮き上がらないよう対策を講じている。

詳細については、令和2年度第7回 資料No.2 P40～41 [433～434] 参照

Q5. 設計竜巻の年超過確率とは、竜巻の発生確率なのか、それとも柏崎刈羽原子力発電所への襲来確率なのか。もし、襲来確率であるとすると、 $10^{-6}$ は十分保守的ではないと思われる。米国の規制指針 (RG 1.76) では、 $10^{-7}$ が使われている。

(令和3年3月5日 追加質問)

設計竜巻の年超過確率はプラントへの襲来確率を指している。

米国の規制指針 (RG 1.76) では、年超過確率として $10^{-7}$ を用いており、柏崎刈羽でVB2を求める際に使用している年超過確率は $10^{-6}$ であり、用いている年超過確率に違いがあることは認識している。

一方で、NRAの竜巻影響評価ガイドでは確率評価を行う際に米国では考慮していない部分で保守性を考慮している。例えば、竜巻の一生は①発生期、②発達期、③最盛期、④衰弱期に分けられ、移動しながら①から④に推移するため、竜巻の強度は通過ルートの中でも一様とならないことがわかっている。例えば、NUREG/CRでは下図のようにF4竜巻の強度の平面分布が掲載されており、竜巻が発生した地点と消滅した地点付近では最小風速のF0であり、竜巻が最も発達した部分で最大風速のF4となっている。米国では竜巻強度の推移を踏まえ、幅方向と長さ方向の分布を考慮しているのに対し、日本では竜巻被害面積の長さ方向に被害が一様に最盛期の風速であると仮定し保守的な設定としている。

詳細については、令和2年度第7回 資料No.2 P41～42 [433～434] 参照

前回(2月12日)の資料No.3、通しページ番号58 [505]において、裏面剥離を評価した衝突評価において、建屋壁の裕度が1.19となっている。

この場合、何らかの悪い条件が重なることにより、1.0以下になったことを想定し、重大事故等につながらない対策等も考えているのか。または評価結果が1.0以上なので、発生しない事象として考えているのか。評価結果の扱い方(考え方)について教えていただきたい。(令和3年3月5日 追加質問)

柏崎刈羽原子力発電所は、過去にF3竜巻（風速70～92m/s）が観測されていない日本海側に位置しているが、設計竜巻の最大風速として、保守的にF3の風速範囲上限値である92m/sと設定している。また、衝突評価に用いる飛来物速度は、竜巻の風速を受け物体が浮き上がってから地面に着地するまでの最大速度を用いることで、保守的な飛来物速度を設定している。

その上で衝突評価を実施した結果、建屋壁の裕度が1.19となっていることから、裏面剥離は発生しないと考えている。

また、仮に竜巻飛来物により建屋の一部が裏面剥離し、建屋内の設備が損傷したとしても、安全機能は分散配置されていることから、影響範囲は限定的であり重大事故等に至る可能性は低いと考えている。

更に、万が一、想定を大幅に超える大規模な竜巻が発生し、原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を緩和するための対策や放射性物質の放出を低減するための対策等を実施する体制、手順書、資機材を整備している。

詳細については、令和3年度第1回資料 No. 7-1 P29[540] 参照

## 22 核物質防護、不正入域

### <東京電力HD等への確認内容>

#### (1) 核物質防護設備の機能の一部喪失

##### 東京電力HDの説明概要

技術的評価を伴わない設備投資抑制や体制変更、法令要求の理解不足、現場実態の把握・是正ができないこと等を背後要因に、さらに根底にある核物質防護業務の特殊性から、「原子力・立地本部（本社・柏崎刈羽）は、核物質防護に係る新たな脅威に対し、自発的に取り組むべきところ、規制庁からの指摘以上の対応は行わなかった」と分析した。

根本原因として、原子力部門全体で核セキュリティに対する意識の低さがあり、特に柏崎刈羽では福島第一・福島第二と比較して、核物質防護部門の風通しの悪さが確認された。

こうした状況を踏まえ、核物質防護設備の一部機能喪失の背後要因を踏まえた改善措置計画を立案。特に設備更新を行わず経年化を招いたことに対し保全計画を整備した。（令和3年度第3回 資料No. 1-1 P5～37[575～607]）

##### ア 核物質防護設備の機能の一部喪失

原子力規制委員会は「核物質防護設備の機能の一部を喪失し、点検・保守を行わず、復旧に長期間を要し、実効性ある代替措置を講じなかった」として、防護措置義務違反と判断して、特定核燃料物質の移動禁止を命令した。

核物質防護設備の故障は想定されることである。速やかな復旧やその間の実効性ある代替措置が求められるのは当然である。故障などに対応するために、どのような体制を構築していたのか。（令和3年度第2回 資料No. 4）

故障が発生した場合の対応としては、不具合発生を確認した社員見張人から防護管理GMへ連絡し、防護管理GMは状況を確認の上、社員見張人へ代替措置を指示するとともに、保守会社（原防、関電工）へ機能復旧に向けた初動対応（臨時保守）の依頼を行う。

依頼を受けた保守会社は、現場確認、清掃・調整、簡易な修理・補修で機能復旧を図り、対応できない修理・補修が必要な場合、防護管理Gで追加の対応に関する契約資料を作成し、保守会社と契約を締結の上、保守会社が修理し、機能復旧を図ることとなっている。

詳細については、令和3年度第3回資料No. 1-3 P3[615] 参照

抜き打ち検査されるまでに、東京電力から、常駐する原子力規制庁職員に対して、設備の故障や復旧を含めた対策について日常の保安巡視などで報告する機会があったと思うが、一度も報告相談はしなかったのか。

（令和3年度第2回 資料No. 4）

侵入検知器が故障した場合、原子力規制庁に通報している。通報ルールは、複数種類の侵入検知器故障の場合は、速やかに電話およびFAXにて連絡し、1種類の場合は、1ヶ月分をまとめて報告していた。本事象（核物質防護設備の機能の一部喪失に関する事案）発生以降、1種類でも速やかに電話およびFAXで連絡する運用となっている。

実効性がある代替措置が実施できる体制を構築済みとなっているが、実効性

のある代替措置が実現できていると言い切っているのか。どのように現在の代替措置の実効性を考えているのか。(令和3年度第2回)

代替措置については、原子力規制庁から大丈夫との提示をいただいております、それを確実に守れるという体制を構築している。核物質防護に限らずその他の分野でも原因を深掘りし、このようなことが起こらないように考えている。

#### イ その他(委員の追加質問)

柏崎刈羽が他プラントに比べて突出して回復までの時間がかかっているということはもともと認識できていたのか、それとも今回、改めてこのように調べてみたらこういう結果になったのか。同じ会社の中でどうしてこういう違いが出たのか。(令和3年度第3回)

今回調査して分かった。相対的な違いはあまり認識できていなかった。機能復旧について明確なルールやマニュアルがなく、発電所ごとに解釈がばらばらになっていた。福島第二では、2015年頃にセンサーマスク\*という違反があり、それ以降かなりセンサーに対しての感度が高くなっていたという状況がある。柏崎、福島第一とも情報共有はしていたが、3サイトで温度差があった。

\*核物質防護規定では、核物質及び原子炉施設の防護に係る管理方法などを定めているが、2015年10月7日の原子力規制庁による核物質防護検査において、警備上の監視業務の一部が適切に行われていなかったことが確認されたもの。

具体的には、周辺環境の影響から侵入検知器の不要警報が多発するため、一時的に警報表示機能を停止していたものであり、2016年9月12日、原子力規制委員会にて、核物質防護規定の遵守義務違反に当たると判断されている。

対応できない修理、補修は契約するとなっているが、即時対応できるよう口頭発注等を活用した方がいいのでは。(令和3年度第3回)

今は契約を変更し、即応できる体制を整えており、一両日中に対応可能。

PIM(パフォーマンス向上会議)のメンバーは公開されているのか。どういふ方が参加されているのか。(令和3年度第3回)

核物質防護部門の者がリーダーになり、発電所の核物質防護部門が参加して構成。今はそこに広報部門や秘書部門などの外からの目も入れている。

警察等の外部のセキュリティの専門家たちから必要十分性を確認してもらうことなどは考慮しているのか。(令和3年度第3回)

まず規制庁に相談、指導をいただき、不正行為とか犯罪行為があった場合は、警察や海上保安庁に公表して確認をするというフローになっている。

## (2) 発電所建屋内への不正入域

### 東京電力HDの説明概要

運転員が、他人のIDカードを使い身分を偽り、識別装置で再登録まで行かせたことや、社員見張人及び委託見張人がそれぞれの確認ポイントで適切な対応を怠ったことは、「社員は内部脅威になり得ないという思い込み」が最も深層にある背後要因であると結論づけた。

対策として、その背後要因を踏まえた改善措置計画を立案。特に防護区域

入域に関わるプロセスは既に是正し、有効に機能している。

(令和3年度第3回 資料No.1-1 P3～25[573～595])

#### ア 発電所建屋内への不正な入域、IDカードの誤使用

「IDカードの不正使用」の事案は、中央制御室員が故意によるIDカードの不正使用を図り、そのようなことを未然に防止すべき任務の警備員のチェックをすり抜け、防護区域で最も重要である中央制御室に入室したものである。この事案自体が重大であるだけでなく、この不正が可能であれば悪意のある脅威者の侵入につながるものであり、核物質防護において非常に深刻な事態である。この事案は、東京電力が定め、原子力規制委員会の認可を受けた核物質防護規定に明確に違反する行為であると考えるが、いかがか。

(令和3年度第2回 資料No.4)

核物質防護規定に明確に違反する行為と認識している。

中央制御室員Aが構内（立入制限区域）へ入構する際に、入構を許可された者であることを証明する「社員証」「入構証」の類を提示したと思うが、いかがか。

(令和3年度第2回 資料No.4)

運転員は立入制限区域に入構する際、入構登録証を提示している。

周辺防護区域の出入口にいる警備員は、IDカードのみを確認するのか。入構時に提示する「社員証」「入構証」の類も同時に提示する手順であれば、今回の事案は防止できたはずである。

(令和3年度第2回 資料No.4)

提示されたIDカードにより、周辺防護区域入域者の人定確認を行う。

「社員証」や「入構登録証」も併せて確認すれば防止出来た可能性はある。

改善措置として、周辺防護区域入域確認時に、委託見張人による人定確認をサポートするため他の方式の生体認証装置を追加導入した。導入後、不正使用はもとより誤使用による周辺防護区域入域は発生していない。

中央制御室員Aが中央制御室員BのIDカードを提示して、周辺防護区域に入域する際に委託警備員は「違和感を覚えた」が入域を許可した。さらに、防護区域の出入口におけるIDカードの個人認証で複数回エラーとなったことで社員警備員Cは「疑念を抱いた」が、結局は、周辺防護区域の外に出て個人識別情報を登録し直すように伝えた。そして、社員警備員Cが委託警備員に指示して、個人識別情報の書き換えがなされた。

これが本当であるとすれば、核物質防護において重要な役目の警備業務が全く機能しておらず、重大な事態である。警備員という職業から考えて、そこまで機能しないことは考え難い。

本当に、警備員は中央制御室員Aが他人のIDカードを不正使用していることを見抜けなかったのか？

(令和3年度第2回 資料No.4)

関係者ヒアリング等により情報収集を実施した結果、本人確認の際の運転員の回答を信用した事、東電運転員が嘘を言うわけがないと思いついた事等の要因が重なったため、不正使用を見抜くことが出来なかったと整理している。

そもそも、IDカードの個人識別情報を入れ替えること自体、かなり特別な作業である。それが今回は、周辺防護区域の出入口の委託警備員によって、実施された。

IDカードの個人識別情報の登録し直しは、それまでも日常的に警備の現場で実施されていたことが推測できるが、そのとおりか。

(令和3年度第2回 資料No. 4)

生体認証再登録は、柏崎刈羽原子力発電所全体で月平均45件発生しており、1日1件程度発生していた。

柏崎刈羽原子力発電所において、このような権限を付与されているのは、法律で選任が義務づけられている核物質防護管理者のほか、事業所から核物質防護担当に指名されている人に限定されているのではないのか？

社員警備員Cは、核物質防護担当として指名され、IDカードの個人識別情報の書き換えなどの権限を付与されていたのか？

個人識別情報の登録し直しは、委託警備員が実施している。そのこと自体、核物質防護において問題があると考えるが、いかがか？

(令和3年度第2回 資料No. 4)

監視業務や出入管理業務担当の当社社員が生体認証エラー発生時に原因調査し生体認証再登録を許可しており、核物質防護上の厳格な本人確認という観点から、問題があったと考えている。

改善措置として、現場での再登録ができないようにし、生体認証で異常が発生した場合は、事務本館にある登録センターまで戻り、防護管理G管理者による人定確認を実施した上で情報の書き換えを行うこととした。

・原子力規制委員会は、本事案が直接原子炉事故につながるものでなかったこともあり、「白」の判定を与えているが、その不正の内容はきわめて悪質であり、東京電力のモラルを疑わせるものであり、以下の点について情報を得、問題の本質を理解する必要がある。

Q1 当人の職務は何だったのか。(運転当直員、保守担当)

Q1.1 運転当直員だった場合、入退の行動は同じ当直班員といっしょだったはずである。他の班員は、当人の行為に気付いていなかったのか。

Q1.2 運転当直員だった場合、当直員同士の間人間関係に問題があり、嫌がらせでIDカードが隠されていた、そしてそれに対する反抗として不正行為を行った、というような不健全な職場環境の背景はなかったのか。

(令和2年度第9回 資料No. 6-1)

当人の職務は6/7号機運転員です。

事実関係を整理し、本事案の背後要因を整理するため、関係者へのヒアリング等による情報収集を実施している。その結果、他の運転員が不正行為に気づいていた、また嫌がらせ等不健全な職場環境であったという事実はなかった。

IDカードは退勤時に自分のロッカー奥で発見している。

Q2 この事案は、当人と警備担当者の2人だけの間で起こったことなのか。当人の上司、警備担当者の上司は知らされていなかったのか。上司による教唆や容認はなかったのか。

Q2.1 当人は、上司への相談よりもこの不正行為の実行を先に思いついたのか。不正行為の発覚に対する不安がなく、それだけ気軽な行為だったということなのか。

(令和2年度第9回 資料No. 6-1)

本事案は、当人と副防護本部の社員見張人および委託見張人の間で起きており、当人の上司である当直長や、見張人の上司である警備責任者、防護管理GMは知らされていなかった。

当人は、何とか引継に間に合わせたい、生体認証装置は他人のIDカードでも通過できるかもしれないという思いから不正使用に至った。

また、普段から遅刻等で怒られることが多く、もう怒られたくないという思いと、当日代勤（当該班に入るのは初めて）だったこともあり、上司への相談には至らなかった。

Q3 当人の嘘の強弁が通じた背景に、警備会社の社員に対する強圧的な態度、あるいは警備担当者による東京電力の社員に対する遠慮はなかったのか。  
(令和2年度第9回 資料No. 6-1)

複数の委託見張人へのヒアリングから、「東電社員に対して違和感があっても言いづらい」との証言や、ゲート渋滞時に委託見張人が東電社員からクレームを付けられたケースが過去にあったこと等、警備業務が尊重されていなかったと考えられる状況が確認されている。これにより、委託見張人が毅然とした態度を取りにくい雰囲気も少なからず生まれていたと考えている。

他方、委託見張人においても、見慣れた顔なら通してしまうという東電社員、とりわけ運転員への付度からくる警備業務に対する甘さも一部にあったことが確認されている。

Q4 IDカードの書き換えが余りにも容易に行われている。顔認証が、容貌の変化（剃髪、髭、化粧など）によって不一致を検知するような事例が過去にあったのか。本事案は、そのような場合に相当していたのか。本人確認として、身分証明書の提示、誕生日の確認、本人の上司への照会は不要だったのか。  
(令和2年度第9回 資料No. 6-1)

人定確認の手段として、本人とIDカード写真を照合していたが、「写真が古い、不鮮明等で人定確認しにくいことがあった」という委託見張人の証言等が確認されており、当時の手段では、十分な人定確認が行えない状態だった。

改善措置として、周辺防護区域入域確認時に、委託見張人による人定確認をサポートするため他の方式の生体認証装置を追加導入した。導入後、不正使用はもとより誤使用による周辺防護区域入域は発生していない。

Q5 他人のIDカードを容易に入手できた点も重大な不備である。対策は施されたのか。  
(令和2年度第9回 資料No. 6-1)

運転員のロッカー室入口の暗証番号を定期的に変更し、各自のロッカーを施錠している。また、全ての所員（社員及び協力企業）に対してIDカードの施錠保管の徹底を指示している。

Q6 本事案は、原子力規制委員会が公表していなければ、新潟県は永遠に知る機会が得られなかった。将来の類似の事案についてはどのように扱う方針か。  
(令和2年度第9回 資料No. 6-1)

核物質防護上トラブルが発生した際には、核物質防護上の脆弱性が公になってはならないが、それを盾にして必要以上に情報共有や情報開示を拒むことにより閉鎖的な組織文化が醸成されてしまう可能性も否定できず、更に他部門の

社員における核セキュリティ文化の醸成にも影響を与えかねない。

こうした状況を踏まえ、情報公開のあり方について見直しを行った。

(核物質防護に関わる不適合案件の公表方針)

- ・核物質防護上の不適合案件（核物質防護に関わる設備上のトラブル、ヒューマンエラーなど）は、防護措置の脆弱性が公にならない範囲と時期において公表することを原則とする。
- ・上記案件のうち重大な事案については、原子力規制委員会による評価受領後のタイミングなど、防護措置の脆弱性解消の確認を得た後、プレスリリース等によりお知らせ
- ・公表に際しては、現行のプラント設備トラブル等に適用している公表区分に準じた「核物質防護に関わる公表基準」（別紙1）に照らして判断

#### イ その他（委員の追加質問）

I Dを忘れた時の救済などを制度的にカバーするような方法も必要なのではないか。 (令和3年度第2回)

そういうルールも実はあるが、周知されておらず無理な行動を執らせてしまったということも組織的な原因かと思っている。

東京電力では、10Traits（健全な安全文化の特徴である10個の特性）ということを既に検討もなされていると思うが、現場の方がそれをうまく意識できるようなやり方を工夫すべきではないか。

また、現場の方が、何かまずいと思ったときに、それをきちんと発言できる、きちんと伝えるという雰囲気になるために、会社の中で何か取組みをおこなっているのか、教えていただきたい。

(令和3年度第2回)

まずは、管理職から現場の目線に立って降りていくという活動を進めていくことを考えている。少し十分ではないかもしれないが、まずは第一歩ということで進めていくことを考えている。

I Dの提示率は、100%でなければいけないのか。 (令和3年度第3回)

ゲートの前で警備員にI Dカードを提示するというのは、100%。

普段も全て胸にI Dカードもしくは入構証を必ず掲示するルールだが、回転機器等巻き込まれの危険がある際に一旦I Dカードを胸ポケットにしまってその後忘れてまたゲートまで戻り、そこをカウントされる行為がある。協力企業にそのルールが浸透しておらず、協力企業が低い数字にあるため。

I Dカードを忘れた時のプロセス、手順がきちんと定義されていたのか。

(令和3年度第3回)

忘れたとか紛失したかもしれないという時は、まず防護管理グループという核セキュリティのグループに連絡するルール。その後についてはケース・バイ・ケース。急いでその現場に入らないと原子力安全上もしくは人身安全上問題があるような時は、責任ある者の許可で入構させることも可能。

### (3) 核セキュリティ文化

#### 東京電力HDの説明概要

原子力部門全体で核セキュリティに対する意識の低さがあり、特に柏崎刈

羽では福島第一・第二と比較し、核物質防護部門の風通しの悪さを確認。

こうした状況を踏まえ、核物質防護部門に対する法令解釈に関わる知識の向上や、核物質防護部門およびその他部門を含めた原子力部門全体での核セキュリティに対する意識・理解を改めて向上させる必要があり、ハード対策だけでなく、教育や浸透状況の確認などを通じた核セキュリティ文化の更なる醸成が重要。

独立検証委の提言を踏まえ、PDCAサイクルを回すことで改善措置計画の有効性を担保するとともに、社長、原子力・立地本部長はもとより、現場の管理者が自ら積極的に実務者・利用者への浸透に向けて関与することで、組織としてのパフォーマンスの向上につなげる。

現地現物での業務把握力の向上や、変更管理に関する教育・モニタリングを重点に、自らの弱みの継続的な改善により安全文化のさらなる醸成を図る  
(令和3年度第3回 資料No. 1-1 P16～21[586～591])

## ア 核セキュリティ文化

ここでの核セキュリティ文化とは、どういうことか (令和3年度第2回)

核物質を防護するというのが最終的なものとなるが、段階はあると思う。テロや外部の侵入者は起こりうる。さらには、内部脅威者もいるのだということも常に認識したうえで、自分たちが何をしなければいけないということをしっかり考えて実行することだと思う。

入構証の提示についても、認められた者ですとしっかり提示することによって、不正な者が入ってきたことを識別しやすくするというところもあるので、ここなどはとても単純な核セキュリティ文化になるのではないかと考えている。

社長との対話で自分の意見を言える雰囲気になっているか。まずいと思ったときにそれをきちんと発言できるのか。心理的安全性、サイコロジカル・セーフティといった点に対して、会社の中で何か取組みなど考えていることがあれば、教えていただきたい。  
(令和3年度第2回)

投書システムもあることはあるが、今、経営層対話というのを対策の1つとしてやっている、発電所側でも、階層を越えたいろいろな対話、日常の会話とか、まずは管理職から皆さんの目線に立って降りていくという活動を、まずは第一歩ということで進めている。

1F事故以降、安全文化醸成活動や品質向上活動について、様々な取組みをされてきたと思うが、結果的にID不正使用、核物質防護設備の機能の一部喪失、一部工事の未完了などが発生している。

これらについては今後、独立検証委員会等で原因究明がなされると思うが、これまでの取組みで何が不十分であり、今後、どう取り組もうとしているのか、お聞かせ願いたい。  
(令和3年度第2回 資料No. 4)

当社は福島第一原子力発電所事故以降、再発防止策を検討し、原子力部門全体で取り組んできたが、他方、特にプログラムや手続き面での「上乘せ」により、再発防止対策に重きが置かれ、本来業務への影響を生じさせてしまったと考えている。対策の本来の目的・意図が十分に浸透・理解されないまま、「負担感」「やらされ感」を醸成してしまった可能性も否定できない。

独立検証委員会からも、現場に「やらされ感」が芽生え、改革への期待、意識も薄れてしまったのではないかと、とのご意見をいただいている。

このため、核物質防護に関する対策に加えて、経営層や部門の上位職による心理的安全性をより高め、組織内、組織間のコミュニケーション活性化と風通しを改善する等、組織文化に踏み込んだ対策も不可欠だと受け止めている。

改善措置計画は、上記の課題も踏まえつつ、核セキュリティ面の根本原因に即した対策を確実に展開する。過去、そして今回の振り返り、反省を踏まえ「設備を正しく更新し、機能を維持する」、「常にトラブルは起こるもの」、「自ら弱みを特定し、自ら改善を行う」の3つの視点を基本とする。

更に、品質向上と安全性確保の継続、地元や社会の皆さまの安心のために、現場一人ひとりの意識や心理的要因（心理的安全性）への対策も含めている。

詳細については、令和3年度第3回 資料No. 1-3 P1~2[613~614]参照

東京電力から柏崎刈羽原発7号機の安全対策工事未完了が、さらに72貫通部あることが、(令和3年)6月10日にプレス発表されている。

これまでも「完了」としたものが「未完了」であったということがあり、品質保証体制が機能していないのではないかと危惧する。

今後の対策をお聞きしたい。(令和3年度第1回以降 追加質問)

総点検を進める中で確認された案件も含めて要因分析を行い、「部門横断業務の弱さ」などの共通的な5つの要因を抽出したことから、以下の再発防止対策を実施していく。

「対策1：プロジェクトを完遂するための体制等の導入」

「対策2：3D画像等を用いた情報管理のシステム化」

「対策3：外部専門家・期間の活用」

工事未完了の総点検については、(令和4年)9月20日に一巡し、本対策は他号機・他業務においても設計・工事の準備段階から取り入れて対応していく。

詳細については、令和4年度第3回 資料No. 6-2 P1~13[828~840]参照

3D画像等画像等を用いた情報管理のシステム化ということを対策として取っているわけだが、こういったシステムを導入することは、確かにエラーを防ぐのには意味があると思うが、そのシステムをどう使いこなしていくかが重要である。総合的にシステムを使う体制の、そして使う人の素養や知識とかも含めて検討してもらいたい。(令和4年度第3回)

ご指摘のとおり、システムを作って終わりではなくて、人間が関与して管理していくので、当然、システムのほうも維持管理が必要、あと、ルールの徹底が肝要だと思っているので、運用を実施していきたい。

現場レベルで考えたときには、こちらが伝えたい情報が確実に相手に伝わって、思ったとおりの作業とか行動をしているところまで確認して初めて真のコミュニケーションになる。

例えば、航空機であればパイロットと管制塔の間では確認会話みたいなことが確実に行われたりしているので、特に現場レベルではそういうものを意識して、真のコミュニケーションになっているかまで確認して、ようやく工

事が完全に終わるのかなと思うので、そういうことをぜひ、意識してやっていただきたい。  
(令和4年度第3回)

(資料No.6-2 4ページの) 共通的な要因のA. で触れているが、内部に限らず当然、発注先、外部も含めて我々の意識がきちんと相手に伝わっているかということは双方向で確認しないといけないと思っているので、そこも含めてしっかりと実施していきたい。

新規基準に適合するための色々複雑な移行期間における事情というものもあるように思う。そういうことを含めて、記録とか、全て、今後非常に重要なものになってくるので、そういった文書の管理とか図面の管理とか、どこでいつ溶接をしたのかということも含めて今後、そういう管理が徹底されると期待していいか。  
(令和4年度第3回)

当然、我々も継続的改善は必要と思っているので、今回のことが一過性のもにならないようにこのまま続けていけるようにしていきたい。

溶接の問題がかなり取り上げられたが、そもそも溶接の失敗を生まないためのシステム、方策はどのように考えるのか  
(令和4年度第3回)

溶接に関しては、あらかじめの検査だとか、材料、溶接時に求められる要件、いわゆる力量管理といったところが規格に定められているので、その手続きを踏んでいけば、物としては、しっかりしたものができるようになっている。

今回、非破壊検査で欠陥が見つかったことに関しては、どういった問題点があったのかはもう少し深掘りがあるのかもしれないが、全体としてはそういった仕組みで今、運用している。

現状では、業者がいろいろ工事、溶接等をやられて、失敗したような部分があったわけだが、それを改善するとか、少なくする、理想的にはゼロにする、要するに完成形を目指すのが一番いいと思うのだが、そういう算段をどのようにするかという考えはないということか。  
(令和4年度第3回)

現行の溶接規格という基準の中で運用しているので、規格の側で変化があれば対応していくというのが今の時点での流れだと考えている。溶接士の技能部分に関しては、企業と対話しながら、できることから対応していきたい。

#### イ その他（委員の追加質問）

ツーマン・ルールは柏崎刈羽の場合は適用されていなかったのか。  
(令和3年度第3回)

PPに関するプラントの重要な設備のエリアでは関所のようなものを設けているが、これはプラントが起動するところでツーマン・ルールの適用となる。また設備に関し、作業安全の観点のツーマン・ルールもある。

独立検証委員会の報告で、過去の事例で指摘された各要因は、一定程度改善したことは認められるものの十分に解消したとの評価はできないと指摘されているが、こういった十分改革していないような部分は、今後どうやって対応していくのか。

また、信頼性確認制度が確立されたとあるが、それと内部脅威との関係が報告書の中には出ていない。どのように考えるのか。

エンゲージメント（個人と組織が一体となり、双方の成長に貢献し合う関係）の向上について、どう考えているのか。（令和3年度第3回）

過去の事例については、福島第一原子力発電所事故以後、安全文化について自らの弱みを評価し、コンプライアンスの意識とか行動は着実に向上してきていると考えている。ICS（災害時現場指揮システム）の考え方や、事故対応力については確実に上がってきていると思う。

一方で、独立検証委員会から指摘されているように、不祥事を起こすたびに新たな施策が加えられ、現場が追いついておらず、身動きが取れない状況があることも、現場との対話等で把握している。それについて、今後も含めて対応を継続し、安全を最優先に何をすべきかということに対応して、一つ一つ重点指向でやっていく。現場の声を本社や発電所の上位層も含めてしっかり把握し、お互いにコンセンサスを得てやっていくということを考えている。エンゲージメントにも関係していると思う。

今後、現場が正しい判断ができるよう、どういう対策を執ろうとしているのか、それができていることをどのようにして計測される予定なのか。（令和3年度第3回）

発電所上位職と対話を行い、各組織において安全を最優先に仕事をするのがどういうことか、その意識がどうなっているのかを、メンバー一人一人から聴き取り、よりよい方向へお互いに議論することを考えている。その結果をどう図るかは、コンディション・レポート（CR：事象が発生する前の予兆レベルの情報）で確認していく。

社員と協力企業は、別々に教育するのか。（令和3年度第3回）

普段から情報を入手している社員と、直接コミュニケーションが取りにくい協力企業との教育は、やり方は変えなければと考えているが、基本的なメッセージは同じ。また、社員が姿勢を見せるため、社員には少々強めに守らせる。

これまでの説明で「警備員」としていたものを、核物質防護事案についての東京電力報告書で「見張り人」と言い換えたのはなぜか。

（令和3年10月15日追加質問）

実用炉規則や核物質防護規定において、「警備員」や「監視している者」を「見張り人」と総称していることから、報告書においても「見張り人」と記載している。

運転員Aが他人のIDカードを胸に着けていたら、中央制御室の同僚が気づくのではないかと。（令和3年10月15日追加質問）

運転員もIDカードの常時掲示が求められているが、首から下げた紐、IDカードの機器への巻き込まれ防止、操作スイッチへの誤接触防止のため、中央制御室へ入室以降は胸ポケットに格納し、提示していない。

ツーマンルール（重要な区域には2人以上の組となって入域し、相互監視の状態で作業する）は、柏崎刈羽原子力発電所では適用されて来なかったのか。（令和3年10月15日追加質問）

実用炉規則第91条第二項第15号に基づき、重要な区域（防護対象枢要設備）においては2人ルールが要求されており、プラントの起動等に併せて適用することとしている。

なお、当該区域は防護区域全域を指しているものではない。

ツーマン・ルールは、プラントの起動等に併せて適用するとの回答だったが、「等」というのは何か。また、原子炉が動いているかどうかにかかわらず、テロ対策はしなくてはいけない。プラントの起動まで先延ばしする理由を教えてください。  
(令和3年度第4回)

柏崎刈羽原子力発電所では、核物質防護事案発生前から自主的な対策として、二人以上での行動(自主対策によるツーマンルール)による防護措置を講じている。

法令要求によるツーマンルールの適用開始時期は、プラントの起動以降となるが、柏崎刈羽原子力発電所においては、燃料装荷等の起動前の準備段階から適用することを検討していることから、「起動等」としている。

詳細については、令和3年度第5回 資料 No. 8-1 P14~15[684~685]参照

プラントが起動していなければ、枢要設備は設定しないということか。  
燃料プールには使用済燃料が入っているが、起動、つまり、原子炉が動いているときだけ設定されるということか。  
(令和3年度第5回)

枢要設備の設定開始は、プラントの起動ではなくて燃料装荷。現状、法令で求められるツーマン・ルールの適用時期は、燃料装荷を1つの目安として考えている。

原子炉に燃料が装荷されている状態とそうでない状態でリスクが異なるので、放射性物質の放出に至るような安全上のリスクが少ない状態においては、法令要求に基づくツーマン・ルールを適用することはないと考えている。

燃料プールについては、放射性物質の放出等に至るための時間は相当長く取れると考えており、ツーマン・ルールだけで担保することは考えていない。

それは法律に明記されているのか。  
(令和3年度第5回)

法律では起動後になる。当社では、それより少し早い、燃料装荷の段階としている。

「核物質防護としてのツーマン・ルールを自主対策として実施している」との説明の中で、「東京電力社員、警備員、元請企業の管理者については1人行動が可能」とあったが、これでは内部脅威対策としても外部脅威対策としても不十分で、ツーマン・ルールを適用しているとは言い難い。

- ・このような内容であれば「作業安全としてのツーマン・ルール」なのではないか。
- ・「自主的なツーマン・ルール」は、どのような社内規定に基づいて実施しているのか。  
(令和4年度第1回以降 追加質問)

テロ行為や違反行為に対しては、常時、警察庁および海上保安庁とも連携の上、車両・人・物の出入管理、侵入検知システムによる監視、巡視など、侵入防止や警戒等の多様な防護措置を組み合わせ実施しており、このひとつとして「自主的なツーマン・ルール」も実施している。指摘のあった1人行動の場合においても、多様な防護措置により補完することで、十分な効果が得られると考えている。

なお、「自主的なツーマン・ルール」については、柏崎刈羽原子力発電所と構内の協力企業で定めている「柏崎刈羽統一実施事項」に基づき実施している。

「自主的なツーマン・ルール」の適用により相互監視が行われ、作業安全と核物質防護のどちらの目的にも効果があると考えている。

「核物質防護としての法令要求のツーマン・ルールの適用は、防護対象枢要設備の設置区域である」との説明の中で、枢要設備となるのは「原子炉は起動中のみ、燃料プールは対象外」とのことだが、この運用は核物質防護対策としては問題であるとする。

令和4年度第1回技術委員会で、私の示した考えに対して、原子力規制庁の担当者は「枢要設備の設定、とりわけ2人ルール（ツーマン・ルール）の適用の是非については、ご指摘のように原子炉は燃料装荷中、使用済燃料貯蔵槽は燃料保管中については、一般論として間違いはない。」と回答している。

これに従えば、「原子炉は燃料装荷中、燃料プールは使用済燃料保管中は枢要設備を設定し、法令要求のツーマン・ルールを適用」とすべきと考えるがどうか。  
(令和4年度第1回以降追加質問)

実用炉規則第91条2項15号に係る設備（防護対象枢要設備<sup>※</sup>）の防護について評価をまとめ防護対象枢要設備を設定している。

※防護対象枢要設備（ただし、防護区域内に存する設備）

- ・ 交流電源を供給する全ての設備
- ・ 発電用原子炉施設を冷却する全ての設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽を冷却する全ての設備

具体的な設備名称や防護措置の適用開始や除外等の運用の詳細については、防護措置の公開にあたるため、回答を控えさせていただくが、テロ行為や違反行為に対しては、常時、警察庁および海上保安庁とも連携の上、出入管理・監視・巡視等の多様な防護措置を講じている。

外部脅威に当たる元請企業の管理者が防護区域内で1人行動できるのは、枢要設備の設定がされていない状態でも問題があるとする。

規制庁が、原子炉は燃料装荷中、燃料プールは燃料保管中が一般論としては間違いはないと言っているのに、ツーマン・ルールの適用に対して消極的なのが理解できない。  
(令和4年度第2回)

核物質防護に関してはツーマン・ルールだけでなく、いろいろなハード対策、ソフト対策を組み合わせ、総合的に核セキュリティを担保している。

個別具体の対策をいつどこで適用するかについては、防護措置の公開にあたるため、回答を控えさせていただくが、複合的な対策を組み合わせ核セキュリティを守っていくということが基本である。

#### （４）核物質防護に関する改善措置活動

##### 東京電力HDの説明概要

一連の核物質防護事案を踏まえて立案した36の改善措置計画に基づき改善活動を進めている。

5月17日の規制委員会にて規制庁が改善活動を評価するための27項目の確認の視点のうち是正が不十分な4項目が継続検査となった。

< 4つの課題と改善の取組み >

- 不要警報の低減  
→荒天時の監視体制強化など運用面での対策を実施する。
- 気付き事項に関するCRの起票が不十分  
→協力企業向けにCRの説明会を実施
- 変更管理の適切な運用  
→マニュアルに基づいた変更管理が適切に行われているか、実際の業務に変更管理を適用して確認を進める
- 核物質防護の劣化兆候を適確に把握する仕組み  
→新たに社長直轄の組織と第三者委員会を設置し、行動観察やモニタリングを実施

今後の追加検査において、改善措置を一過性のものとししない取組みが定着しているか、確認を受けることとなっている。

(令和5年度第1回 資料No. 6-1 P1~5[880~884])

**ア 改善措置活動**

原子力全体を見るとセキュリティだけではなくてセーフティもある。核セキュリティの対策を一生懸命やってセーフティの方に何か差し障りがあると困る。セーフティの概念やセーフティへの影響も考慮した活動になっているのか。  
(令和5年度第1回)

改善措置評価委員会、核セキュリティ専門家評価委員会から、セーフティとセキュリティのバランスを取って、片方が劣化しないということが重要との見解をいただいております、当社も同様の認識でいる。

<原子力規制庁への確認内容>

(1) IDカード不正使用事案及び核物質防護設備の機能の一部喪失事案に対

する追加検査の中間とりまとめ

**原子力規制庁の説明概要**

東京電力ホールディングス株式会社から提出があった、「IDカード不正使用及び核物質防護設備の機能の一部喪失に関わる改善措置報告書」について、検査計画に基づき追加検査を行ってきた。

これまでの検査を踏まえると、今回の2事案は柏崎刈羽原子力発電所固有の問題であると判断される。  
(令和4年度第1回 資料No. 2)

**ア 追加検査の実施状況 (中間とりまとめ)**

原子力規制委員会は、「核物質防護設備の機能の一部喪失」事案については重要度「赤」に分類し、「IDカードの不正使用」事案について重要度「白」に分類した。これらを合わせて、原子炉等規制法第43条の3の2第2項に違反したとして、第43条の3の2第3項の規定に基づき是正措置命令を出している。

「IDカードの不正使用」事案は内部脅威対策の観点から非常に深刻であり、外部脅威対策として重大な問題である「核物質防護設備の機能の一部喪失」事案を合わせれば、原子炉等規制法第43条の3の20第2項9に規定されている「核物質防護規定を守らなければならないという規定に違反したとき」に適用される「許可の取り消し、又は一年以内の期間を定めて運転の停止」に該当するのではないかと考えられる。なぜ、是正措置命令となったのか。

(令和4年度第1回 資料No.3)

核物質防護措置に弱点がある可能性を考え、防護上の脅威を増加させない内容が適当だという議論の結果、対応区分を第1区分に変更するまでは防護すべき特定核燃料物質の状態を変化させないようにすることが必要だと判断し、特定核燃料物質を移動してはならないということを命じた。

中間報告の別紙3頁の最終段落に「今回の事案の発生については、他電力に共通する問題や東京電力の全社的な問題ではなく、柏崎刈羽原子力発電所に固有の問題である」と記載されている。

2016年9月12日に原子力規制委員会は、東京電力福島第二原子力発電所で進入検知器の警報表示機能を一時的に停止していたことに対して、核物質防護規定の遵守に係る厳重注意を文書で東京電力に発出している。これに対して東京電力は、「法令の理解及び核セキュリティに対する意識向上」「核物質防護業務に係る組織的なチェック機能の強化」「監視業務に係る環境整備の強化」を再発防止策として公表しているが、これを全社的に徹底したのであれば、柏崎刈羽原子力発電所の事案の発生を抑止出来たのではないかとと思われる。

今回の柏崎刈羽原子力発電所の事案は、東京電力として核物質防護に関する全社的な徹底が不十分であったということが原因ではないのか。

(令和4年度第1回 資料No.3)

福島第一はしっかりこの情報を受け止めて、社内マニュアル改正し、同じようなことが起きないように対策が打たれていた。一方、柏崎では水平展開、要は情報が分析されていないということで、今回の事案の発生防止に生かされていないということがあったので、過去の再発防止の再検証を行うよう指示した。

「固有の問題」とするのであれば、なぜ、柏崎刈羽原子力発電所だけなのかの根本原因を明らかにしなければ、真の改善策は見い出せない。

東京電力はもちろん、原子力規制委員会も根本原因を明らかにすべきと考える。

(令和4年度第1回 資料No.3)

我々の検査は、原因の除去、正常な状態への改善ということを重点的に確認するというところにポイントを絞り、不適切な状態が改善され、適切な状態に回復するかどうかを見極めることに、主眼を置きたいと考えている。

東京電力は、3月30日付けで「原子力改革の進捗状況について」を公表し、この中では、36項目の改善措置計画の進捗状況などが報告されている。

この36項目の対策を実施すればよいと原子力規制委員会も考えているのか。

(令和4年度第1回 資料No.3)

36項目に加え、8項目の評価の視点を定めている。我々が示したいろいろな視点がすべてクリアされているということに重点を置いて検査を進めていくことを考えている。

行動分析に基づく評価は実は非常に難しく、行動を観察する側のスキルが必要な内容だと思う。規制庁側として、行動観察、インタビューについても行う側がきちんと訓練を受けてスキルを有している必要があるが、それらを実施する検査官は十分なスキルをお持ちなのか (令和4年度第1回)

今回、行動観察を実施する検査官と、1人検査官以外にも入る。

検査官には、これまで安全文化の検査、もしくは品質管理に関する検査、あとは根本原因に関する検査というのをやってきたメンバーが入っている。検査官以外の1名は、安全文化に関する研究を行っている専門家。行動観察をどのように評価するかは多少ぶれがあると思われるので、6人のメンバーが全員集まって、それぞれの意見を持ち寄って、認識合わせをした上で決めるというやり方を今、試行的に実施をしている。

インタビュー等もすでに行っているが、インタビューができる一定の力量を持った人間でやっており、インタビュー、それから行動観察とも一定のスキルがあると我々は判断している。

協力会社というかビジネスパートナーからいろいろ声が上がっているけれども、なかなかその声が東電に受け入れられないとか、逆に言うと、そうすると声を上げにくくなるという、権威勾配みたいなものを、今回の件では少し感じる。ほかの発電所で同じような権威勾配が起こっていたのかどうか、教えていただきたい。(令和4年度第1回)

運転員ファーストという言葉は、(他の)どこの発電所からも出なかった。当直員の方は時間厳守で仕事をされるということがあって、専用のレーンを作ったりという取組みはされていたが、依頼が断りづらいという声は柏崎からのみだった。人定確認の負担軽減は、青空の下で警備されているようなプラントもあり、屋根をつけてほしいみたいな声は聞こえている。

時間基準保全から状態基準保全に切り替えて運用がされていたとのことだが、判断基準を定めた保守管理計画が策定されていない状態基準保全というのは存在しないと思う。状態基準保全が運用されていたと判断された根拠はなかったということなのか。(令和4年度第1回)

リースだった設備を買い取って自社化するにあたり、この設備については状態基準保全をやると決めたが、実際にそれを管理している設備の保全計画が作成されていない、もしくは実質やった記録がなく、ルール化されないまま運用に至っていた。

本社の経営陣が視察していないとか、組織文化のところの東電社員の雰囲気だとかを見ると、東京電力の全社的な問題が柏崎刈羽の発電所に悪い形で現れているというように見ることができると思う。固有の問題だとして柏崎刈羽に問題があるのだと全面的に押しつける形ではなくて、東京電力全体の問題でもあるということ、やはり報告書にはきちんと書いてほしい。

(令和4年度第1回)

我々も本社に問題はなかったという認識はしていない、本社の、例えば、ガバナンスやマネジメントといった管理能力の弱さ、不十分さがあったのだと思っている。だからこそ、評価の視点の中で、発電所だけではなく本社の改善もしっかり確認していく予定である。

## (2) 新検査制度

### 原子力規制庁の説明概要

これまでの検査制度の課題を改めて、令和2年4月1日から規制機関の検査は原子力規制検査に一本化して運用開始した。

#### 主な特徴

- ・フリーアクセス：検査官が検査したい設備や機器、情報に自由にアクセスできる。
- ・リスクインフォームド：検査対象の選定や指摘事項の重要度評価にリスク情報を活用する。
- ・パフォーマンスベースト：検査の着眼点として事業者の実際の活動、現場での活動を重視する。

(令和4年度第1回 資料No.1)

### ア 原子力規制検査

規制庁側の体制として技術面ではなく、いわゆる人間の面、人間組織の面に対する評価を十分に行えるだけのリソース、人材が十分に整っているのか。

(令和4年度第1回)

3月31日付で21名の検査官でチームを編制し、追加検査を実施している。その内訳は、規制事務所も含めて本庁の検査官という人たちになるが、そういったセキュリティもしくはセーフティの検査官に加えて、通常の検査官ではないが、安全文化の専門家だとかそういったメンバーを加えて検査を実施している。

核セキュリティについても、リスクという、ある指標を使わなければ客観的な評価ができにくいのではないかと思うが、整備状況はどうなっているのか。

(令和4年度第1回)

核セキュリティに関しても(セーフティと同じように)、緑、白、黄、赤という形でグレード分けをして、一定の評価区分、条件を持って判断している。

核物質防護情報であるために一部非公開になっているところもあるが、評価をするに当たって、そのプロセス指標、基準は整備しており、原子力規制委員会のホームページ上で、「核物質防護に係る重要度評価に関するガイド」というタイトルで公開している。

追加検査のももとの計画がどうであって今の状況がどうなっていて、今後どのようにしようとしているのか。

(令和4年度第1回)

昨年4月に委員会で方針を決定しており、そのときにフェーズⅠ、Ⅱ、Ⅲということで示している。

フェーズⅠは、まだ根本的な原因や、東京電力から報告書が出てきていない状況なので、我々ができる範囲、事実関係を特に詳細に確認する、関係者のインタビューを含めて実施することとした。その後、根本原因とかを踏まえて、

東京電力が報告してきて準備が整ったところでフェーズⅡを実施して、包括的な検査を開始することとした。

改めて指摘事項、新たなことが発生した場合はさらに踏み込んでフェーズⅢで検査するというを考えており、そういったものがなければフェーズⅡで終わるという方針を示して検査を実施している。

現在は、フェーズⅡの途中という状況。

現在、規制事務所としてセキュリティ関係の検査を行えるような状態なのか。特に、フリーアクセスでどこまでアクセスできるのか。

(令和4年度第1回)

柏崎刈羽原子力発電所の核物質防護事案があったことなどを踏まえ、核セキュリティに関することを日常的に見ていくべきということで、規制事務所に新たに核物質防護の活動を、日常的に巡視等する対策官を配置することになっている。

### (3) その他(委員の追加質問)

技術委員会で、東京電力は核物質防護における枢要設備に該当するのは、「原子炉は起動中、燃料プールは常時除外」と答えている。現在は枢要設備が設定されていないので核物質防護におけるツーマン・ルールは法令要求されていない、と説明しているが、対策として不十分ではないかと考える。

妨害破壊行為による影響を考慮すると、枢要設備の設定は「原子炉は燃料装荷中、燃料プールは燃料保管中」が妥当ではないのか。

(令和4年度第1回 資料No.3)

燃料装荷中は原子炉を冷却する設備を枢要設備に設定して、使用済燃料貯蔵槽に使用済燃料がある場合には、使用済燃料貯蔵槽の冷却に関する設備を枢要設備に設定すべきといったご意見と推察するが、枢要設備の設定、とりわけツーマン・ルールの適用の是非については、原子炉は燃料装荷中、使用済燃料貯蔵槽は燃料保管中で、一般論として間違いはない。

なお、原子炉施設の設計概念、基本設計は施設ごとに異なること、これらの設備に求められる機能は運転時と定期検査時で異なる場合もあり、事業者はそれぞれの施設の特徴を踏まえて、枢要設備の設定を行っているものと承知している。

ツーマン・ルールについて、燃料が燃料プールにある以上、また、燃料が原子炉の中に装荷されている以上は停止していてもきちんと核物質防護上の重要な設備として対応すべきだと思っているので、その辺は施設ごとにとか事業所ごとにという曖昧さではなくて、一定の指針を規制委員会なり規制庁が示すべきではないかと思っている。

(令和4年度第1回)

施設で異なるというのは、それぞれ発電所ごとに基本設計から設備の設置位置、防護の範囲のとらえ方とか、変わってくるので、設備ごとに見た場合、それぞれ個々に判断が変わってくるということを申し上げた。

#### (4) 核物質防護に係る追加検査の結果

##### 原子力規制庁の説明概要

##### ※関連項目 11 運転適格性の確認 (1) 適格性判断の再確認

###### 【フェーズⅠ (令和3年4月～令和3年9月)】

2つの核物質防護事案が発生した背景や原因について把握するため、東電経営層を含めた関係者へのインタビューや改善措置報告書の内容確認を実施し3つの背景要因を明らかにした。

- ①過酷な自然環境下にある核物質防護設備のコストダウンによるメンテナンス不足と経年化によって不具合が頻発していた。
- ②経営層を含めた関係者が核物質防護業務を特別視することによって現場実態の把握をせず、業務に対するチェック機能が働かなかった。
- ③内部脅威に対する意識の低さや運転員ファーストといった誤った考え方が浸透することによって東京電力社員に対する遠慮の構図が生まれ、厳格な警備が行われなかった。

###### 【フェーズⅡ (令和3年10月～令和5年4月)】

改善措置報告書を踏まえ、東京電力の改善措置活動を評価するための3つの確認方針や27項目の確認の視点を定めて検査を実施した結果、27の確認の視点のうち、23項目については改善が図られたことを確認したが、残り4項目については検査気付き事項を確認した。

- ①正常な監視の実現
- ②改善された変更管理の運用の徹底
- ③実効あるPPCAPの実現
- ④実効性のある行動観察を通じた一過性のものとししない取組の実践

###### 【フェーズⅢ (令和5年5月～令和5年12月)】

フェーズⅡの4つの検査気付き事項に対する具体的な確認内容を策定し検査を実施した結果、正常な監視が行われるようになったこと、変更時の影響評価や対策が適切に行われること、PPCAPにおいて多面的で実効的な議論が行われること、核物質防護モニタリング室により改善を主導する取組も行われるようになったことを確認し、全てについては是正が図られていると判断した。

###### 【原子力規制委員会の最終判断】

検査結果と原子力規制委員会による確認(現地調査、東京電力との意見交換)を踏まえ、原子力規制検査の対応区分を第4区分から第1区分に戻し、核燃料物質(燃料集合体)の移動が可能となった。

今後も東京電力に対し核物質防護について継続的な改善を求めるとともに、通常の検査において他施設よりも重点的な項目を設けて検査を行うことを決めた。

(令和5年度第3回 資料No.1 P2～34[954～986]、資料No.2 P2～7[1008～1013]、資料No.3 P1～3[1022～1024])

###### ア 追加検査結果について

実際に動かせる柏崎刈羽と、廃止が決まっている福島第一、第二(という

状態の異なる原子力発電所)の比較で、東京電力全体ではなく柏崎刈羽固有という説明ではロジックが飛んでいるのではないか。

(令和5年度第3回)

敷地内に燃料がある限り、核物質防護の措置を緩めるということはあってはならない。運転しようが廃炉措置だろうが防護措置を行う体制は同じでなければならぬ。

今回は、ほかの発電所で同じことが起きていないかどうかという観点で調査して柏崎刈羽だけということが判明したものである。なぜ柏崎刈羽だけかというところまでは今回の検査では扱っていない。

検査時間が人・時間となっているが、検査官が3人いて3時間検査していれば、 $3 \times 3$ で9人・時間と計算するのか。

(令和5年度第3回)

人・時間という数え方はNRC(アメリカ合衆国原子力規制委員会)がこういう数え方をしているので、それに倣って3人が3時間かかったら9人・時間という掛算になる。

検査時間の考え方はNRCを基準にしていると思うが、NRCの赤事象の基準と日本での赤事象の基準がどの程度対応するものなのか。

今回、検査時間の目安を2,000人・時間と考えていたのに、それを大幅に超えたのは行動観察に時間をかけたということなのか。

(令和5年度第3回)

NRCが行っているアディショナル・インスペクションというものを参考にしている。アメリカの赤となった場合の追加検査の程度をガイドとして定め、それを参考に検査を進めた。

今回、安全文化面、東京電力社員と協力会社の関係、運転員ファーストという考え方、内部意識の低さという意識の改革も検査でしっかり確認していこうと思い、行動観察という部分に多くの時間を費やしたところが、検査時間が目安の倍になった大きな要因である。

令和5年度第3回資料No.1の〈事案の背景①〉で東京電力社員に対する協力会社社員の遠慮という話があるが、その遠慮が出る場合に、協力会社側が遠慮するということもあるが、東電社員が遠慮させるような雰囲気を出しているということもあると思う。その両方があったのか、そういう状況がどうやって改善されていったのか。

(令和5年度第3回)

実際に現場を見てみると、東京電力の社員自体がどこまで意識しているかは分からないが遠慮させるような行動をしていたのも事実である。協力会社からも東京電力側からも遠慮が生じる状況が確認された。

発電所長、PP管理者が現場に行き警備員と一緒に、東京電力社員と協力会社社員に対し同じように声かけするよう指導した。当初は遠慮の構図が残っていたが、行動観察していると徐々になくなっていき、警備員も遠慮することなくルールどおりに指摘、指導しているところの確認できた。

発電所の見学に行ったとき、ゲートから施設の中に人が単独で入っているような場面に遭遇した。そういう点も今回改善されていくのか。

(令和5年度第3回)

正門とか各ゲートについては単独で入っても構わないが、重要な施設についてはツーマン・ルールの規則がある。今回の行動観察ではツーマン・ルールのところまでは見ていなかった。

セキュリティに関する赤・黄色事象は、米国でもあまり事例がないということなので、今後見直しは考えているのか。

現在、発電所のいろいろなところを監視、監督しているということだが、1月1日の能登の地震や先週の大雪のときはどういう対応をしたのか。

(令和5年度第3回)

今回、追加検査でいろいろな知見が得られたので、この結果をガイドや要領の改正につなげていく予定である。

1月1日については、まずオフサイトセンターを立ち上げて発電所の情報を収集するという活動と、発電所に行って現場確認するとともに東京電力からも報告を受け、安全上の問題はないという判断をした。今後の規制への反映という話や原子力災害対策指針の見直しなど必要があれば検討していきたい。気象警報が出ると、積雪予報なども含めて除雪の体制、見張り人など要員配置の体制などを確認する。先週は積雪が10cm、15cmだったので、要員配置の手配はするが、特に警備上の問題はないというような確認をしている。

不要警報というのは、侵入者がいないのに警報が出る、いわゆるフォールス・アラームの事だと思うが、不要警報だけ減らすという話をするのではなく、実際に侵入者があったときにそれをどれくらいミスするかというミス・アラームも同時に考える必要がある。この二つはトレードオフの関係があるので、侵入者をとらえられる範囲でどれだけ不要警報を減らせるかということが問題で単に不要警報だけの目標値を定めて達成されたかどうかというのはセキュリティの観点では不十分でないか。

(令和5年度第3回)

気付き事項の「正常な監視の実現」には2つの確認の視点があり、1つ目が、正常な監視業務（ミス・アラーム以外に本当の侵入者を判別できるか）が実現されているかであり、これに加えて2つ目として不要警報低減がある。不要警報の説明が目立つ形になったが、1点目の正常な監視についてもしっかりと確認している。

核物質防護設備の一部機能喪失が11か月間続いたということだが、その間にも基本検査は行われていたのか。

(令和5年度第3回)

現在、核物質防護の検査は年数回、東京からチーム員が出かけて、ある一定期間検査するというやり方になっている。この施設が検査対象に当たらなかったから機能喪失が発見できなかった。これを改善するため、セーフティと同じように現場の検査官が直接検査できるような仕組み（日常検査）を構築し、4月から日常検査を導入する。

柏崎刈羽の事案を基に見落としがないように改善されたということか。それはほかの発電所についても同様なのか。

(令和5年度第3回)

この事案を踏まえて、全ての発電所で専属の核物質防護の職員を現地に配備して、この4月から日常的な検査を開始するという改善を行った。

核物質防護検査で手厚く監視することが令和5年度第3回資料No.3

にあり、フォローアップが大事だということは非常によく分かるのだが、いつまでやるのか。手厚い監視をやめるとしたら、どういった判断基準でやめるのか。  
(令和5年度第3回)

今のところやめる時期は確定していない。やめる際には、規制委員会での議論を経た上で判断されることになると思うが、当面の間は続けていく。