

## 委員から頂いた質問事項への回答 2

令和3年10月29日

東京電力ホールディングス株式会社

### 目次

2. 施設の液状化対策 .....	1
6. 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための設備及び運用手順.....	3
16. 水素爆発対策 .....	5
18. 耐震評価 .....	24

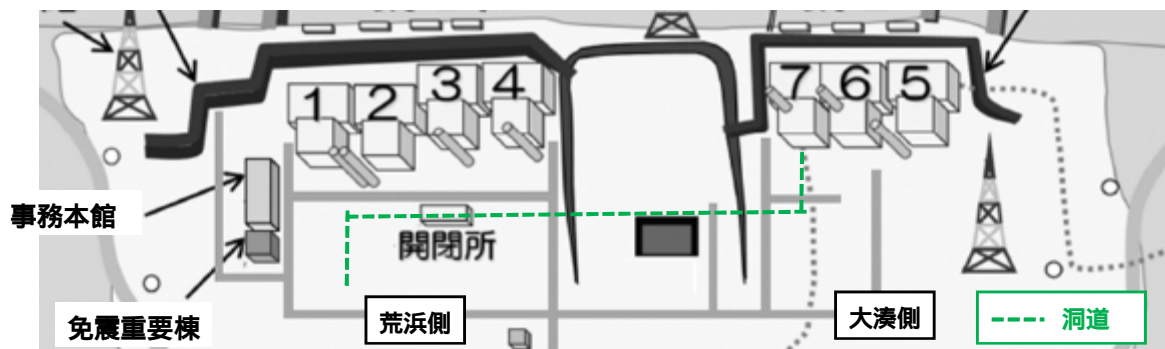
### 2. 施設の液状化対策

(令和3年度第1回技術委員会資料 No. 6の3)

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。

(回答)

- 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しております。
- 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の余長を確保しております。



【洞道配置(イメージ図)】

(令和3年度第1回技術委員会資料No.6の3)

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。

(回答)

- 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号機の方針に準じた検討を進めています。
- 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、適切な対策を講ずる設計としています。
- 具体的には、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します。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います。

## 6. 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための設備及び運用手順

(豊島委員 令和3年度8月18日)

1) 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います。その場合の対処はどのようにするのでしょうか。
- (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でしょうか。福島原発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ったようです。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られます。
- (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、どのように対処されますか。
- (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されていますか。

(回答)

○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ます。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ものです。

(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ますが、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ます。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います。
- 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ります。
- 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おります。

( 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ます。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です。
- なお、福島第一原子力発電所の非常用復水器とは異なり、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おります。

( 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いますが、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ります。
- 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、設計上考慮しております。

( 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おりますが、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おります。



## 16. 水素爆発対策

(藤沢委員 令和3年度第2回技術委員会)

水素濃度解析の解析モデル、初期条件について説明いただきたい。

(回答)

### 1. 原子炉建屋内水素解析について

#### 1-1. 解析コード

解析コードはGOTHIC (Ver.7.2a) を使用しています。

#### 1-2. 解析モデル

原子炉建屋地下3階から地上4階(オペレーティングフロア)の各フロアを各々ノードで模擬し、また、格納容器からの水素漏えい箇所として設定する格納容器主フランジ部及び格納容器ハッチ部についても各々ノードで模擬しています。フランジ部及びハッチ部と各フロアはフローパスにて接続し、フランジ及びハッチから漏えいした水素が各フロアに流入することを模擬しています。なお、オペレーティングフロアについては、PARの水素処理効果を確認するため、オペレーティングフロアのノードを100個のサブボリュームに分け、実際にPARを設置している場所に該当するサブボリュームにPARを模擬したモデルを設定しています。また、原子炉建屋地上1階とオペレーティングフロアをつなぐ大物搬入口領域及び、原子炉建屋地下3階から地上1階をつなぐ地下ハッチ領域についてもサブボリュームにて模擬しています。

#### 1-3. 解析条件

##### (1) 格納容器漏えい条件

格納容器から原子炉建屋への漏えい条件として、「有効性評価シナリオ(代替循環冷却系を使用しない場合)条件」、「有効性評価シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合)条件」を用いています。

なお、本シナリオは、配管破断等により高温の原子炉冷却材が格納容器内に流出することに加えて、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の反応熱によって発生した水蒸気が原子炉圧力容器から格納容器内に排出されるため、圧力・温度の観点で格納容器に対して過酷な条件となること、また、燃料被覆管温度の上昇に伴うジルコニウム-水反応による水素発生量も多いことから、格納容器漏えい条件のシナリオとして選定しています。

「有効性評価シナリオ(代替循環冷却系を使用しない場合)条件」における格納容器からの漏えい条件を表1-1に、「有効性評価シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合)条件」における格納容器からの漏えい条件を表1-2に示します。

各パラメータは有効性評価における事故解析結果を包絡するように設定しています。格納容器から原子炉建屋への水素の漏えい量は、漏えいガスの水素分率と格納容器漏えい率により決まります。有効性評価における格納容器内での水素発生量は約 600kg（全燃料の燃料有効部被覆管の約 39%相当）であり、それが格納容器内ガスの水素分率に反映されます。格納容器内ガスの水素分率は、原子炉圧力容器から格納容器への蒸気の流入や蒸気の凝縮、ガスの流動により時々刻々と変化しますが、本解析では、設定している各時間帯における水素分率の最大値を、同時帯における水素分率として一律設定していることから、格納容器から原子炉建屋へ漏えいする水素の量は有効性評価における事故解析よりも保守的に設定していると考えています。

表 1-1 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）条件

項目	解析条件	
	ベント想定時刻（38h）まで	ベント想定時刻以降
圧力	620kPa[g] (2Pd)	155kPa[g] (0.5Pd)
温度	200℃	171℃
水蒸気分率	46vol%	100vol%
水素分率	33vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	0.5%/day

ドライウェル、サプレッションチェンバとも同条件

表 1-2 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）

項目	解析条件					
	D/W			S/C		
	0～24h	24～84h	84～168h	0～24h	24～84h	84～168h
圧力	620kPa[g] (2Pd)	465kPa[g] (1.5Pd)	310kPa[g] (1Pd)	620kPa[g] (2Pd)	465kPa[g] (1.5Pd)	310kPa[g] (1Pd)
温度	200℃		171℃	200℃		171℃
水蒸気分率	46vol%	41vol%	33vol%	40vol%	35vol%	27vol%
水素分率	33vol%			39vol%		
窒素分率	21vol%	26vol%	34vol%	21vol%	26vol%	34vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	地上 4 階，地上 2 階の漏えい条件			地下 1 階，地下 2 階の漏えい条件		

## ( 2 ) 格納容器漏えい箇所

漏えい箇所としては、以下の格納容器トップヘッドフランジ及び格納容器ハッチ部を設定しています。

- ・ 格納容器トップヘッドフランジ ( 原子炉建屋地上 4 階 )
- ・ 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ ( 原子炉建屋地上 2 階 )
- ・ ISI 用ハッチ ( 原子炉建屋地上 2 階 )
- ・ 上部ドライウェル所員用エアロック ( 原子炉建屋地上 2 階 )
- ・ サプレッションチェンバ出入口 ( 原子炉建屋地下 1 階 )
- ・ 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ ( 原子炉建屋地下 2 階 )
- ・ 下部ドライウェル所員用エアロック ( 原子炉建屋地下 2 階 )

解析において、各漏えい箇所からの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合に応じて分配して計算します。

## ( 3 ) その他解析条件

その他解析条件については表 1-3 に示します。解析においては事故時の状況を考慮し、常用系である原子炉建屋空調は停止しているものとしています。なお、事故時には非常用ガス処理系が起動することから、原子炉建屋はある程度換気されるものと考えますが、解析においては保守的に非常用ガス処理系も停止しているものとしています。

表 1-3 その他解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉区域の条件 (1) 圧力 (初期条件)  (2) 温度 (初期条件)  (3) 組成 (初期条件)  (4) 空間容積 (固定)  (5) ハッチ開口面積 (固定)	大気圧  40℃  相対湿度 70%の空気  4 階: 36100m <sup>3</sup> 3 階: 3400m <sup>3</sup> 2 階: 2200m <sup>3</sup> 1 階: 3900m <sup>3</sup> 地下 1 階: 1200m <sup>3</sup> 地下 2 階: 7100m <sup>3</sup> 地下 3 階: 6100m <sup>3</sup>  4 階-3 階: 44.5m <sup>2</sup> 3 階-2 階: 60.6m <sup>2</sup> 2 階-1 階: 57.5m <sup>2</sup> 1 階-地下 1 階: 11.02m <sup>2</sup> 地下 1 階-地下 2 階: 7.25m <sup>2</sup> 地下 2 階-地下 3 階: 4.05m <sup>2</sup>	4 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし, 他階は 4 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。  想定される高めの温度として設定  想定される高めの湿度として設定  原子炉建屋地上 4 階の容積は, 低減率 0.85 とする。(躯体分, 機器配管分を差し引いた値)  原子炉建屋地上 4 階以外の容積は, 原子炉建屋原子炉区域内の区画の床面積×高さにより算出  原子炉建屋原子炉区域のハッチ寸法より算出
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1) 位置	原子炉建屋地上 4 階	原子炉建屋原子炉区域の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建屋地上 4 階壁面)  (2) 壁厚さ (固定)  (3) 壁内熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気)  (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮    1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m <sup>3</sup> 5W/m <sup>2</sup> /K  40℃ 下部壁: 514.8m <sup>2</sup> 上部壁: 2281.6m <sup>2</sup> 天井: 2360.16m <sup>2</sup>	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル: DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル: 垂直平板 (壁面) 水平平板 (天井)  躯体図より算出  コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋原子炉区域の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出

## 1 - 4 . 解析結果

### ( 1 )解析ケース 1( 有効性評価シナリオ( 代替循環冷却系を使用しない場合 ) )

解析ケース 1 における解析結果を図 1-1、1-2 に示します。原子炉建屋各フロアの水素濃度は可燃限界である 4vol%未満を維持すること、またオペレーティングフロアのサブボリューム毎の水素濃度に差がなく、オペレーティングフロア内での水素の成層化( 局所的な滞留 )がないことを確認しています。

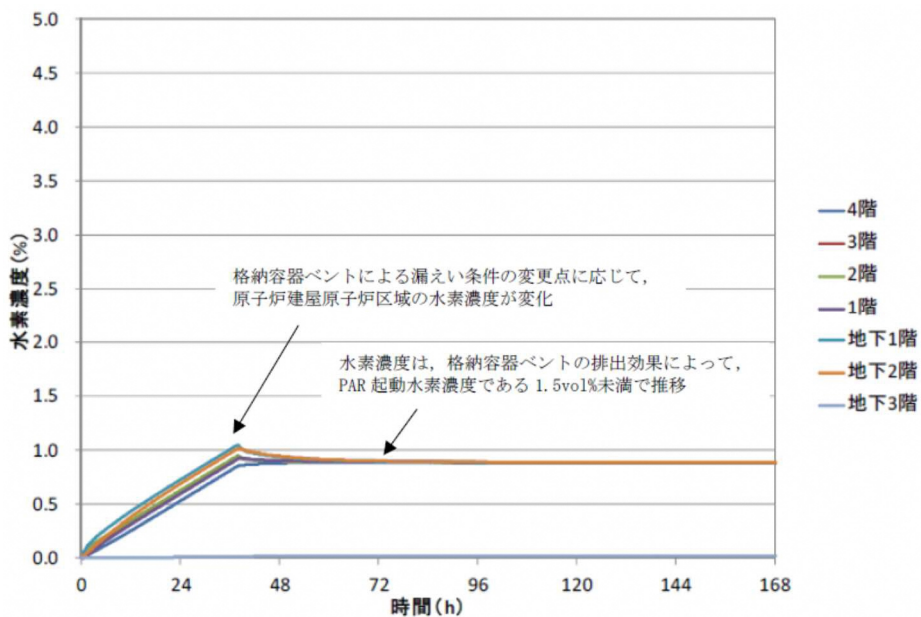


図 1-1 水素濃度の時間変化 ( 原子炉建屋全域 )

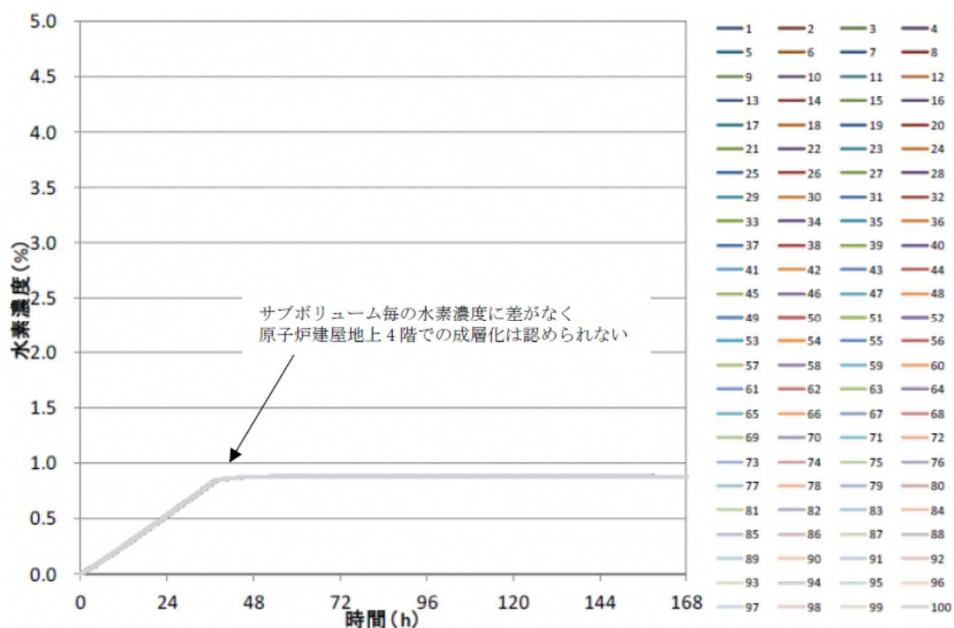


図 1-2 水素濃度の時間変化 ( オペレーティングフロア )



(2) 解析ケース2(有効性評価シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合))

解析ケース2における解析結果を図1-3、1-4に示します。原子炉建屋各フロアの水素濃度は可燃限界である4vol%未満を維持すること、またオペレーティングフロアのサブボリューム毎の水素濃度に差がなく、オペレーティングフロア内での水素の成層化(局所的な滞留)がないことを確認しています。

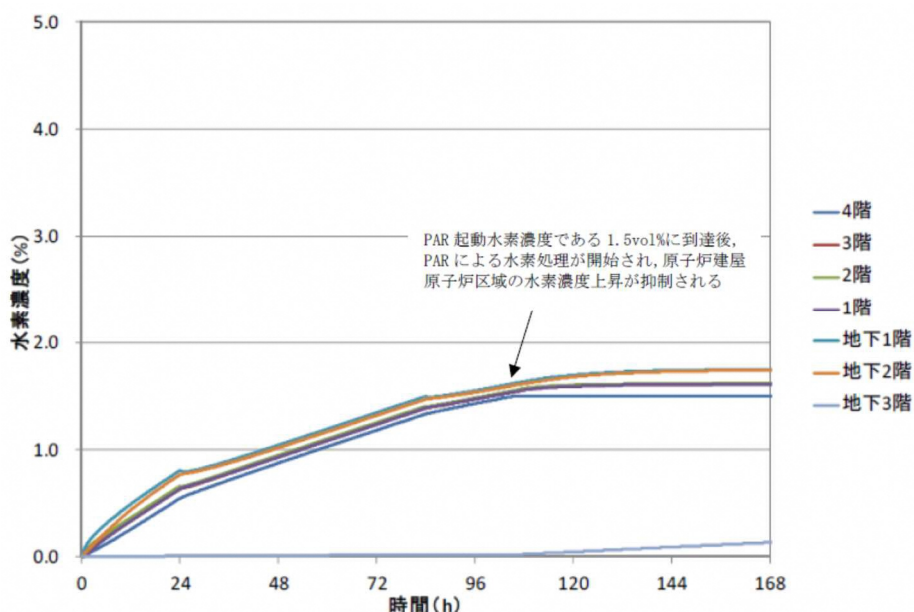


図 1-3 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋全域)

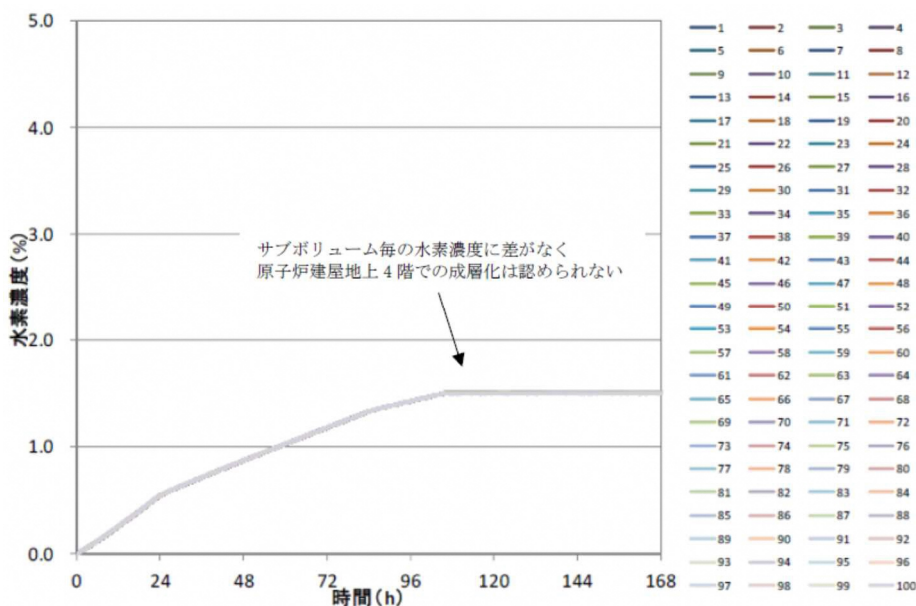


図 1-4 水素濃度の時間変化 (オペレーティングフロア)

## 2. 原子炉建屋内局所エリアにおける水素解析について

### 2-1. 解析コード

解析コードはGOTHIC (Ver.8.2) を使用しています。

### 2-2. 解析モデル

原子炉建屋内の局所エリアを各々ノードで模擬し、また、格納容器からの水素漏えい箇所として設定する格納容器ハッチ部についても各々ノードで模擬しています。さらに、局所エリアに存在する開口部等(扉の隙間や給排気ダクト)についてもノードで模擬し、これらノードをフローパスにて接続し、ハッチから漏えいした水素が各局所エリアに流入すること、局所エリアから流出することを模擬しています。

### 2-3. 解析条件

#### (1) 格納容器漏えい条件

原子炉建屋内水素解析と同様に、有効性評価シナリオ(代替循環冷却を使用しない場合、使用する場合)の条件を用いています。ただし、局所エリアの解析においては、格納容器からの漏えいガス組成を時間ごとに詳細に設定しています。格納容器圧力、温度、漏えい率については原子炉建屋内水素解析における解析条件と同一です。各々の漏えい条件を表2-1、2-2に示します。

表2-1 有効性評価シナリオ(代替循環冷却系を使用しない場合)条件

#### 【ドライウエル】

項目	解析条件						
	0~1.5 時間	1.5~4 時間	4~16 時間	16~21 時間	21~32 時間	32~38 時間	38~168 時間
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	155kPa (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	47vol%	63vol%	77vol%	71vol%	63vol%	59vol%	100vol%
水素分率	32vol%	16vol%	2vol%	8vol%	16vol%	20vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day

#### 【サブプレッションチェンバ】

項目	解析条件						
	0~1.5 時間	1.5~4 時間	4~16 時間	16~21 時間	21~32 時間	32~38 時間	38~168 時間
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	155kPa (0.5Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	57vol%	45vol%	43vol%	43vol%	44vol%	44vol%	100vol%
水素分率	22vol%	34vol%	36vol%	36vol%	35vol%	35vol%	0vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	0vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	0.5%/day

表 2-2 有効性評価シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）

【ドライウェル】

項目	解析条件							
	0～2.5 時間	2.5～4 時間	4～16 時間	16～24 時間	24～32 時間	32～72 時間	72～84 時間	84～168 時間
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	465kPa (1.5Pd)	465kPa (1.5Pd)	465kPa (1.5Pd)	310kPa (1Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	46vol%	69vol%	77vol%	68vol%	63vol%	57vol%	48vol%	40vol%
水素分率	33vol%	10vol%	2vol%	11vol%	11vol%	17vol%	26vol%	26vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	21vol%	21vol%	26vol%	26vol%	26vol%	34vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.5%/day	1.0%/day	1.0%/day	1.0%/day	0.75%/day

【サブプレッションチェンバ】

項目	解析条件			
	0～1.5 時間	1.5～24 時間	24～84 時間	84～168 時間
圧力	620kPa (2Pd)	620kPa (2Pd)	465kPa (1.5Pd)	310kPa (1Pd)
温度	200℃	200℃	200℃	171℃
水蒸気分率	55vol%	40vol%	39vol%	34vol%
水素分率	24vol%	39vol%	35vol%	32vol%
窒素分率	21vol%	21vol%	26vol%	34vol%
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day

(2) 格納容器漏えい箇所

各漏えい箇所からの漏えい量の算定方法を含め、原子炉建屋内水素解析と同一条件としています。なお、格納容器トップヘッドフランジから漏えいした水素は、局所エリアを介さずオペレーティングフロアに直接流入することから、本解析の対象外としています。

(3) その他解析条件

その他解析条件については表 2-3 に示します。解析においては事故時の状況を考慮し、常用系である原子炉建屋空調は停止しているものとしています。なお、事故時には非常用ガス処理系が起動することから、原子炉建屋はある程度換気されるものと考えますが、解析においては保守的に非常用ガス処理系も停止しているものとしています。

表 2-3 その他解析条件

No.	項目	解析条件	備考
1	各局所エリアの条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) 開口面積 (固定) (6) 壁面温度 (固定)	101.325kPa 40℃ 相対湿度 70%の空気 40℃	大気圧 想定される高めの温度として設定 想定される高めの湿度として設定 躯体図等より設定 蒸気の凝縮を考慮
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 組成 (固定) (4) 圧力損失	101.325kPa 40℃ 相対湿度 70%の空気 圧力損失を考慮	大気圧 想定される高めの温度として設定 想定される高めの湿度として設定



## 2 - 4 . 解析結果

### ( 1 ) 水素滞留箇所

各局所エリアについて水素の滞留有無を確認した結果、上部ドライウエル所員用エアロック室（原子炉建屋地上 2 階）及び下部ドライウエル所員用エアロック室（原子炉建屋地下 2 階）については、水素滞留が確認されたことから、給気ダクト中の重力ダンパの撤去、境界扉への開口部追設等の対策を実施しています。その他の局所エリアを含めた水素滞留解析結果の一覧を表 2-4 に示します。

表 2-4 局所エリア解析結果

階数	漏えい箇所	局所エリア名称	対策要否	対策内容	解析結果
地上 2階	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室	不要	-	水素濃度は可燃限界である4vol%未満を維持
	ISI用ハッチ				
	上部ドライウエル 所員用 エアロック	上部ドライウエル 所員用エアロック室	要	給気ダクト中の 重力ダンパを撤去	
地下 1階	サプレッションチェンバ出入口	サプレッション チェンバ出入口室	不要	-	
地下 2階	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ室	不要	-	
	下部ドライウエル 所員用 エアロック	下部ドライウエル 所員用エアロック室	要	境界扉に開口部 を追設	

### ( 2 ) 解析ケース 1( 有効性評価シナリオ( 代替循環冷却系を使用しない場合 ) )

解析ケース 1 における解析結果を図 2-1 ~ 図 2-5 に示します。いずれの局所エリアにおいても、水素濃度は可燃限界である 4vol% 未満を維持することを確認しています。

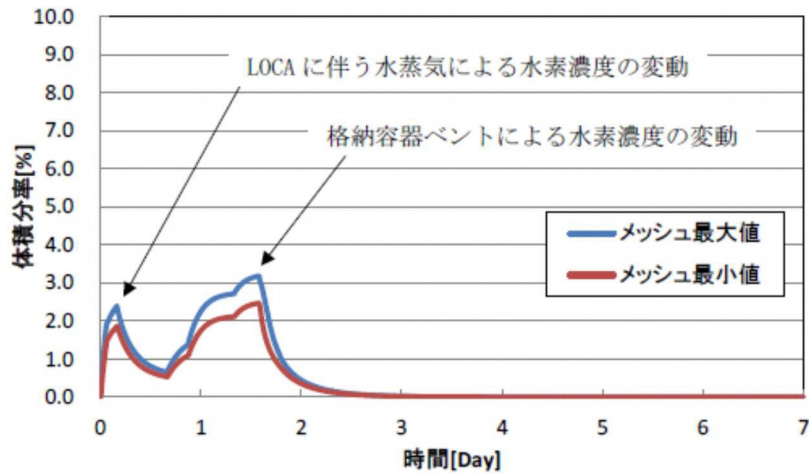


図 2-1 水素濃度の時間変化（上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室）

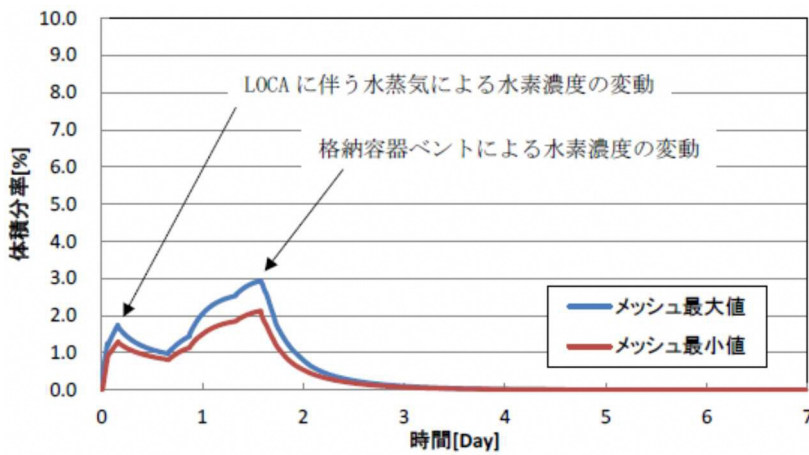


図 2-2 水素濃度の時間変化（上部ドライウェル所員用エアロック室）

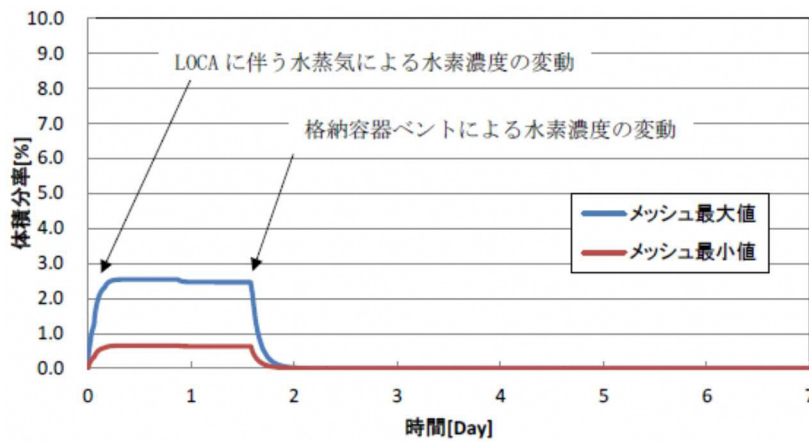


図 2-3 水素濃度の時間変化（サプレッションチェンバ出入口室）

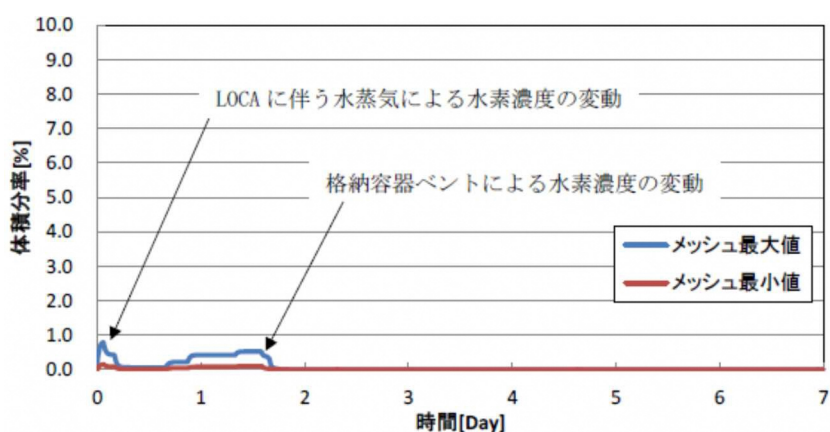


図 2-4 水素濃度の時間変化（下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室）

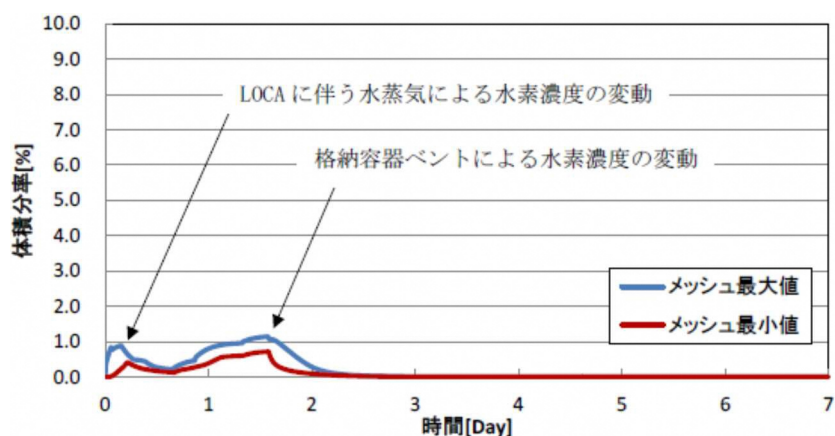


図 2-5 水素濃度の時間変化（下部ドライウェル所員用エアロック室）

(3) 解析ケース 2 (有効性評価シナリオ (代替循環冷却系を使用する場合))

解析ケース 2 における解析結果を図 2-6～図 2-10 に示します。いずれの局所エリアにおいても、水素濃度は可燃限界である 4vol%未満を維持することを確認しています。

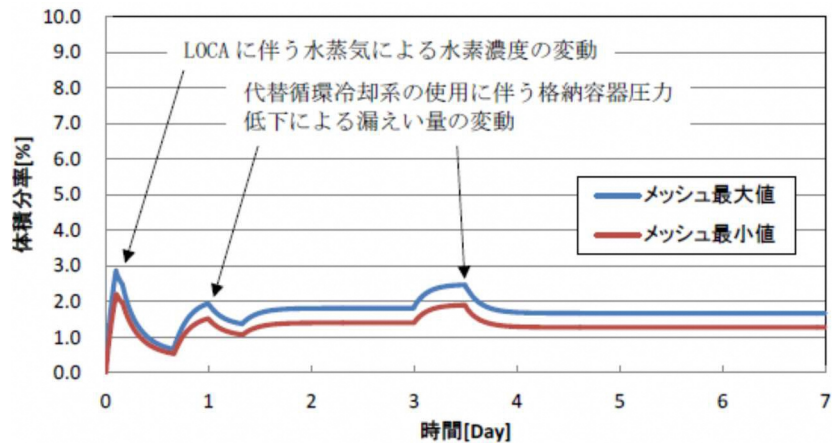


図 2-6 水素濃度の時間変化（上部ドライウェル機器搬入用ハッチ室）

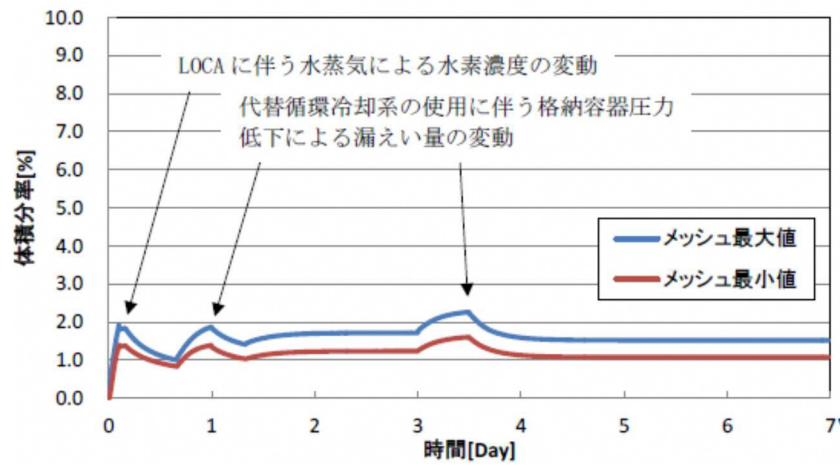


図 2-7 水素濃度の時間変化（上部ドライウェル所員用エアロック室）

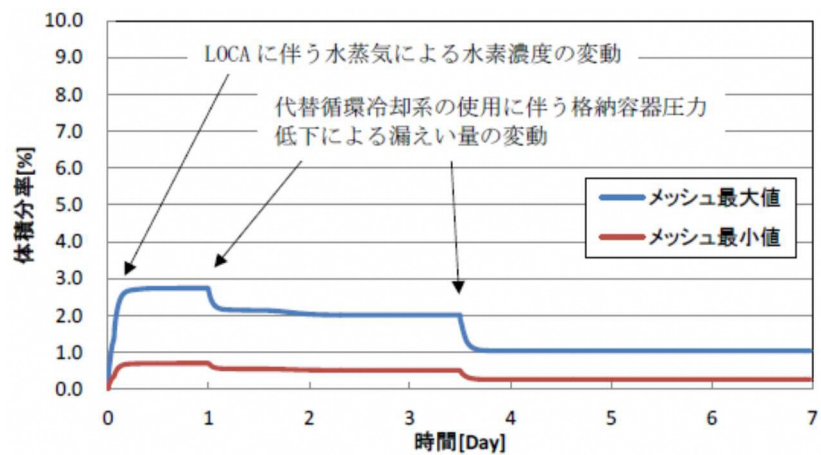


図 2-8 水素濃度の時間変化（サプレッションチェンバ出入口室）

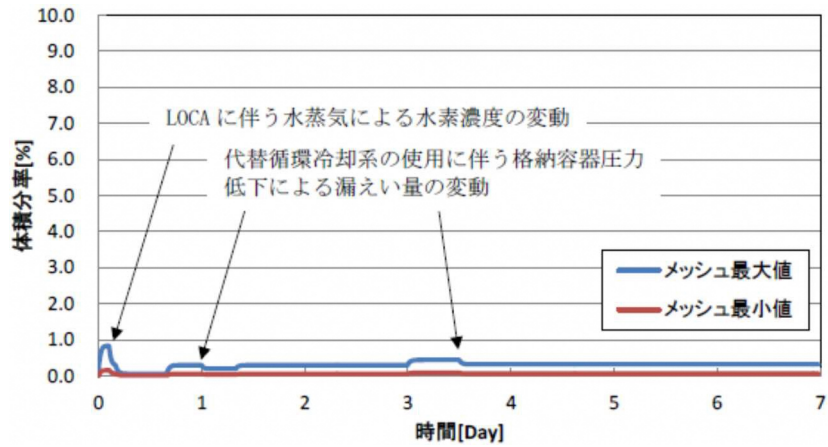


図 2-9 水素濃度の時間変化（下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室）

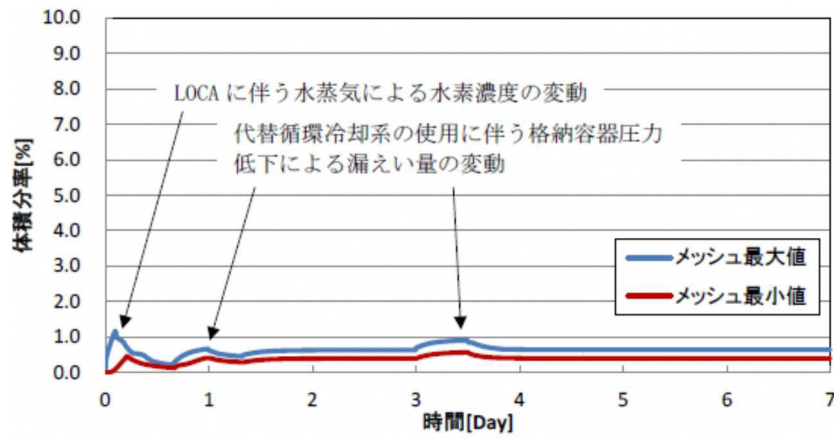


図 2-10 水素濃度の時間変化（下部ドライウェル所員用エアロック室）

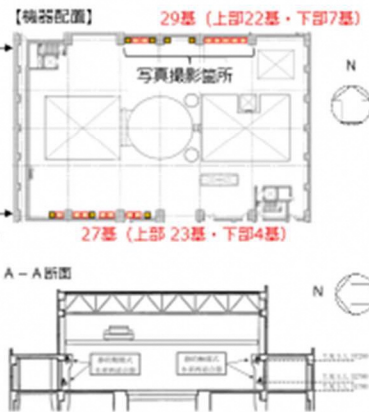
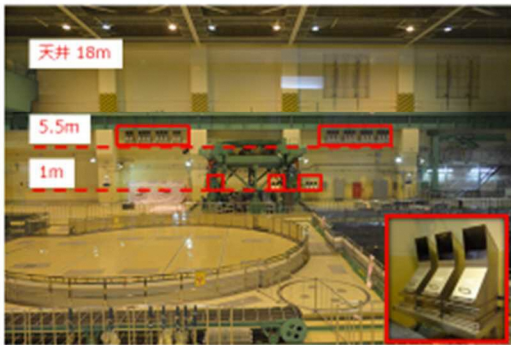


## 2-1-1 PARの設置位置

17

- 原子炉建屋最上階の南北の壁面に設置
- 配置については他設備との干渉や、PAR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

【原子炉建屋最上階】



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 複製・改訂・転載・再発行禁止 東京電力ホールディングス株式会社

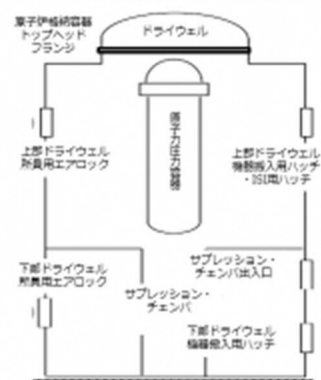
TEPCO

## 2-1-2 格納容器からの水素漏えい箇所の想定

18

- 事故時に格納容器から漏えいした水素が、原子炉建屋内でどのような挙動を示すか、解析を実施
- 格納容器からの水素漏えい箇所として、原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び機器ハッチ等の貫通部を想定
- 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（下表参照）

漏えいフロア	解析における漏えい箇所
地上4階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ
地上2階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	ISI用ハッチ
	上部ドライウェル所員用エアロック
地下1階	サブプレッション・チェンバ出入口
地下2階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウェル所員用エアロック



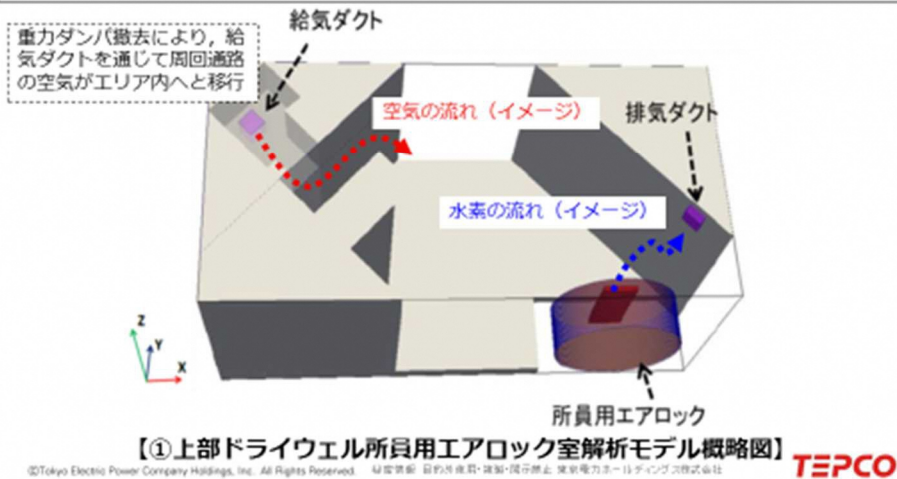
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 複製・改訂・転載・再発行禁止 東京電力ホールディングス株式会社

TEPCO



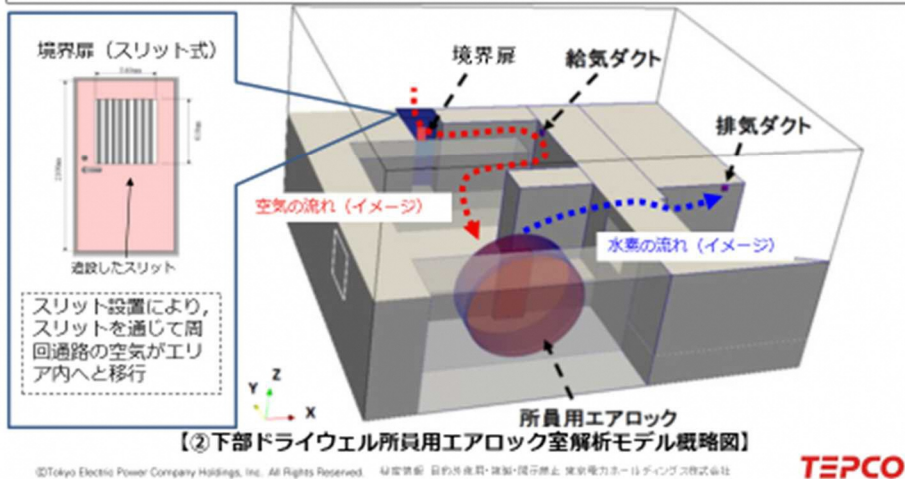
### 2-1-3 局所エリアへの水素滞留対策（重カダンパ撤去）<sup>20</sup>

- 給気ダクト内の重カダンパを撤去
- 重カダンパの撤去により、給気ダクトを通じて周回通路の空気がエリア内へと移行し、エリア内の水素はダクトを通じて排気
- 局所エリアの水素濃度は最大でも約2vol%と可燃限界（4vol%）未満を維持



### 2-1-3 局所エリアへの水素滞留対策（スリット式扉）<sup>21</sup>

- 周回通路との境界扉に開口部を設置（スリット式の扉に改造）
- スリット追設により、スリットを通じて周回通路の空気がエリア内へ移行し、エリア内の水素はダクトを通じて排気
- 局所エリアの水素濃度は最大でも約1vol%と可燃限界（4vol%）未満を維持





## 2-1-4 原子炉建屋最上階への水素流路

22

- 水素滞留対策の実施により、局所エリアへの水素滞留がないことを確認
- 格納容器から漏えいした水素は、局所エリア内に留まることなく、ダクトもしくは周回通路へと移行
- 周回通路は機器搬入用ハッチを通じてフロア間で接続されており、漏出した水素は原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）へと移行
- オペレーティングフロアに流入した水素はPARにより処理される



【下階層周回通路からオペレーティングフロアへの水素流路】

- 機器搬入用ハッチを通じ、下階層からオペレーティングフロアへと水素が流入
- 機器搬入用ハッチはプラント運転中は常時「閉」運用とすることで、水素流路を確保

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

最新情報 目次 目録 資料 問い合わせ 東京電力ホールディングス株式会社

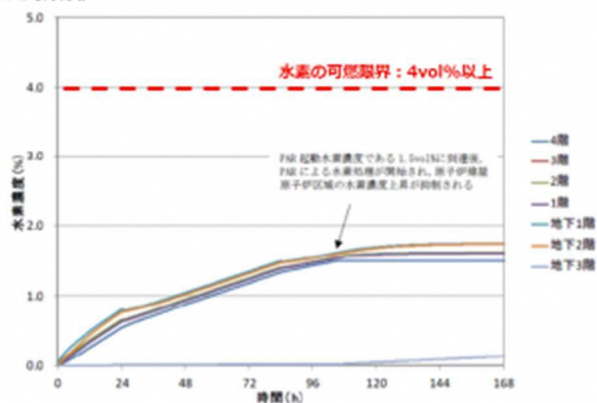
TEPCO

## 2-1-5 原子炉建屋水素濃度解析結果

23

- 解析の結果、オペレーティングフロアに設置したPARによって水素が処理され、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確認

(水素滞留対策後)



原子炉建屋各フロアの水素濃度時間変化

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

最新情報 目次 目録 資料 問い合わせ 東京電力ホールディングス株式会社

TEPCO

(豊島委員 令和3年度8月18日)

2) 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ます。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ぎますか。
- (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ますが、それについてはどのように対処しますか。
- (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ます。例えば、冬の悪天候時には北西風が強く吹くため、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、福島原発の時よりもかなり多くの量が内陸の平野・山地に蓄積されると考えられます。積雪時であれば、雪の中に蓄積されるでしょう。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います。シミュレーションを実施し、その結果を公表されていますか。

(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おります。
- 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りますが、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致します。
- 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こととしております。

(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ますが、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こととしています。

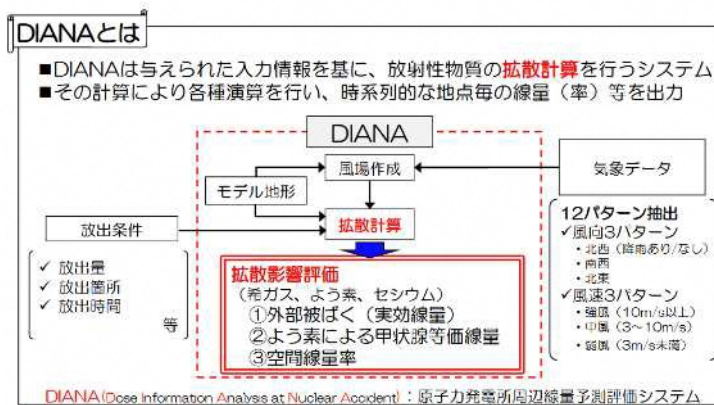
(3)

- 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おります。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おります。
- 原子力災害時には令和 2 年 10 月 16 日に締結しました「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します。

参考：平成 27 年度第 3 回技術委員会資料 1-3 抜粋

### 3-1. DIANAによる拡散影響評価の概要

■DIANA（ダイアナ）により放射性物質の拡散影響評価を実施



### 3-2. 空間線量率評価結果の例

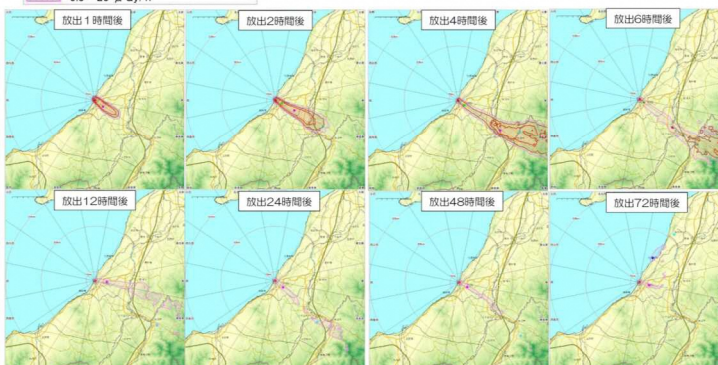
【基本ケース】FVあり  
38時間後ベントケース

評価例（北西、中風、降雨あり）

等値線：空気吸収線量率

- 500 ~  $\mu$ Gy/h
- 20 ~ 500  $\mu$ Gy/h
- 0.5 ~ 20  $\mu$ Gy/h

ケース	38時間後ベント（FVあり）
核種	希ガス、よう素、セシウム



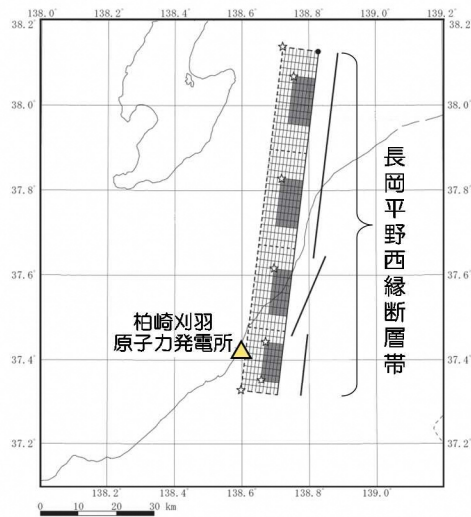
## 18. 耐震評価

(立石委員 令和2年度第9回技術委員会 資料6 - 2)

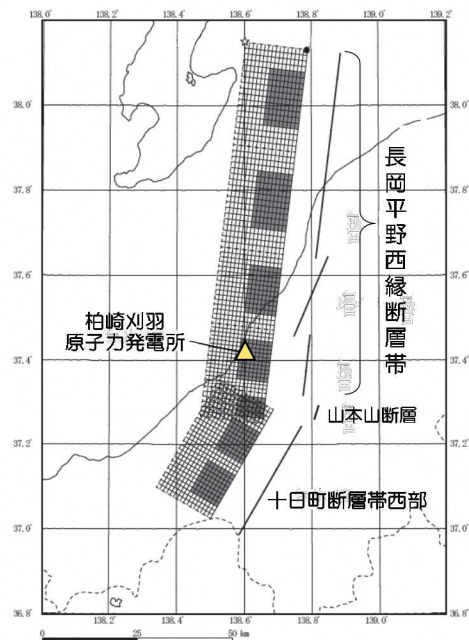
規制基準の耐震設計に関する審査ガイドにおいて、基準地震動を策定する際には経験式によるばらつきを考慮しなさいと記載されているが、このばらつきの考慮とは何か、東京電力からもご説明いただきたい。

(回答)

- 「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させていただきます。
- 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おります。
- 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ます。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ます。



長岡平野西縁断層帯  
断層傾斜角を調査結果としたケース  
(長さ91km×幅15km)



十日町断層帯西部まで連動考慮  
及び断層傾斜角を保守的に設定したケース  
(長さ132×幅20km)

(豊島委員 令和3年度第1回技術委員会以降追加質問)

寺尾付近の断層の起源・成因について

(i)平成29年8月21日提出資料1-3「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料」の「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉敷地近傍の地質・地質構造について」の77ページにおいて、寺尾付近の断層に関する評価がなされ、地すべり起源であると結論しています。しかし、応力比が小さいことから、2と3の方向が微妙であり、北西-南東方向だけでなく、それと直交・斜交する3でも良いようにも見えます。これが正しいとすると、地層に垂直な1があり、地層に平行に複数の方向に伸びるような応力場でも良いこととなります。このような応力場は褶曲に関連したものと考えることもできます。したがって、寺尾付近の断層の起源・成因には2つの可能性、すなわち、地すべりに伴う断層の可能性と褶曲による断層の可能性、があると考えられます。これを決着させるためにはさらなる調査が必要と思われる。 (ii)とも関係しますが、追加調査をされますか。されない場合はその理由をお示してください。

(ii)仮に寺尾付近の断層が地すべり起源であった場合、御社が想定された地すべりは防災科学技術研究所による地すべりマップに示されていない地すべりです。今回のような調査でないとわからない地すべりとも言えます。発電所敷地は寺尾付近と同じ地質で同じような地質構造を持っているので、発電所敷地内にも同様の大きな地すべりが存在する可能性があります。寺尾付近の断層と同様の調査をしないと見つからないような大きな地すべりです。これについて検討すべきであると思いますが、検討されますか。検討されない場合はその理由をお示してください。

(回答)

(i)

○寺尾付近の断層については、反射法地震探査、トレンチ調査、ボーリング調査等により評価を行っております。

○反射法地震探査の結果、後谷背斜軸部付近に地下深部に連続する断層が認められないこと、トレンチ調査及びボーリング調査の結果、変位の累積性が認められないことから、寺尾付近の断層は、地下深部に連続する断層ではなく、震源として考慮する活断層ではないと判断しております。

○ご指摘の「地すべり起源」については、トレンチ調査及びボーリング調査の結果から、西傾斜及び東傾斜の高角度正断層群が確認され、これらの断層群は南

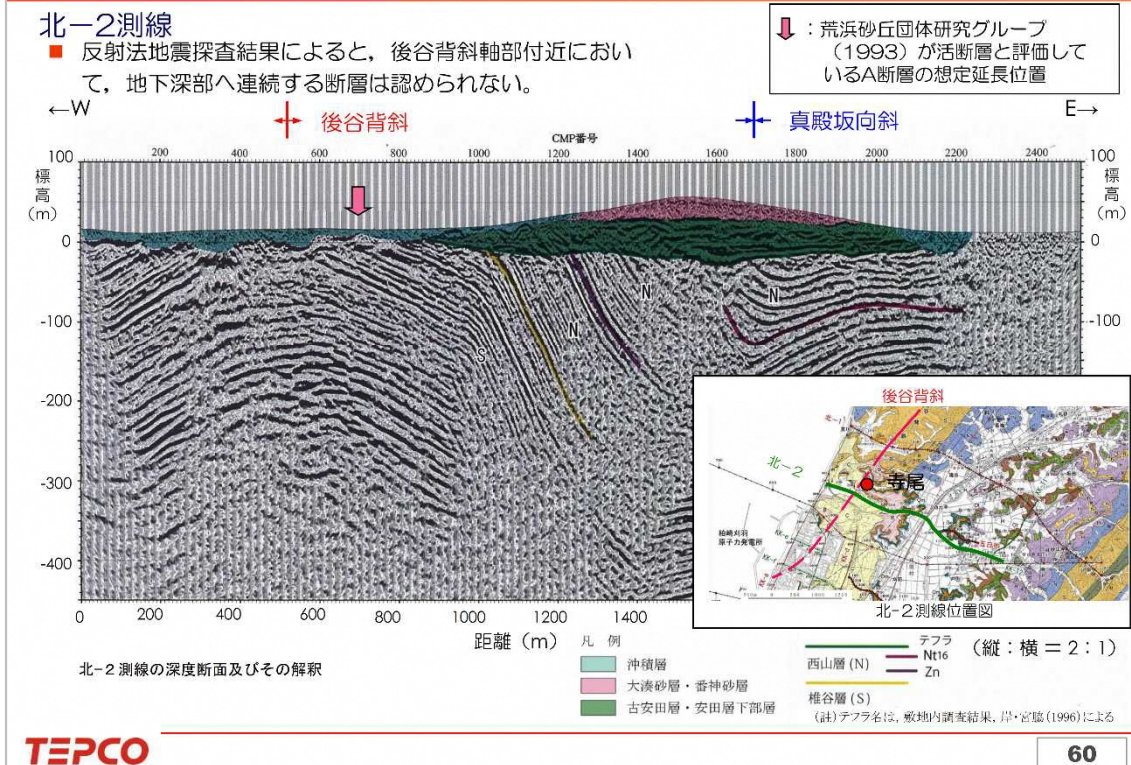


方への条線方向を示し、椎谷層中の層面すべりに収束することを確認しており、その形態から地すべりと考えています。

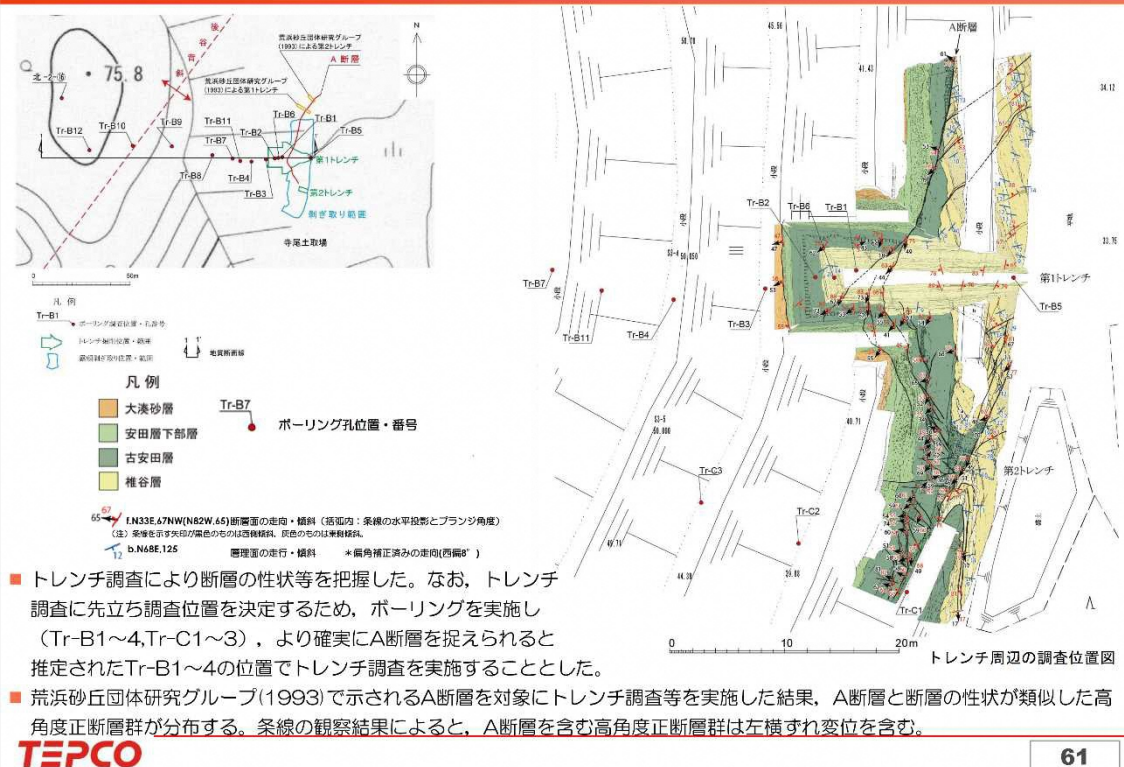
○活断層ではないと判断できていることから、追加の調査は必要ないと考えております。

○評価結果の図を以下に示します。詳細については、平成 30 年 12 月 4 日の「寺尾トレンチの現地視察」(資料 No.1)においてご説明させて頂いております。また、現地視察の状況については、平成 31 年 1 月 29 日の「新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会(平成 30 年度第 3 回)」において報告されております。

## 8. 寺尾付近の断層に関する評価(反射法地震探査結果)



## 8. 寺尾付近の断層に関する評価（トレンチ調査結果）



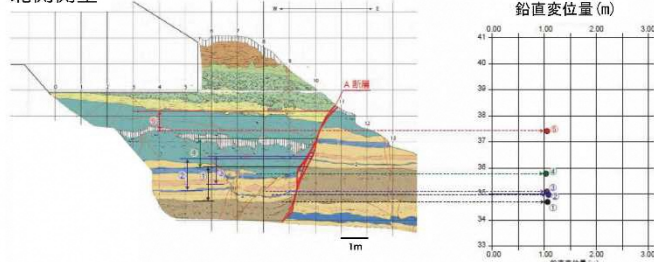
TEPCO

61

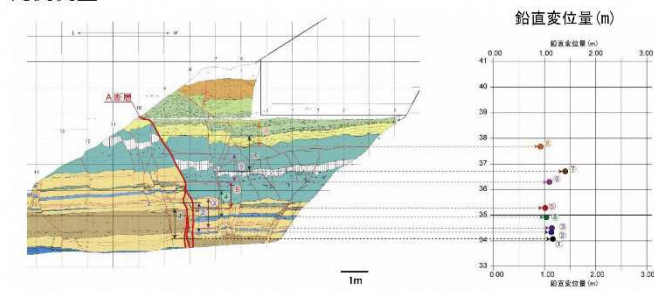
## 8. 寺尾付近の断層に関する評価（第1トレンチ調査結果）

- A断層の変位量は、椎谷層上面付近から古安田層にかけて変位量はほぼ一定であることが確認された。

北側側壁



南側側壁



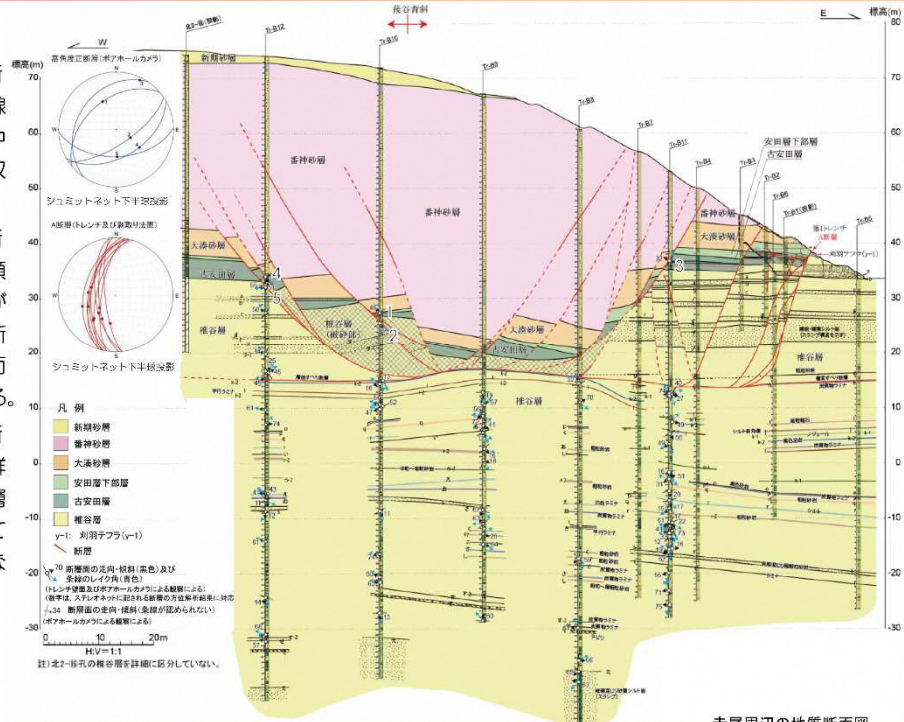
TEPCO

63



## 8. 寺尾付近の断層に関する評価（ボーリング調査結果）

- A断層及び高角度正断層群は、南方への糸線方向を示し、椎谷層中の層面すべり断層に収束する。
- A断層及び高角度正断層群の西方には、東傾斜の高角度正断層群が推定され、これらの断層群も椎谷層中の層面すべり断層に収束する。
- 以上のことから、A断層及び高角度正断層群は地下に連続する断層ではなく、震源として考慮する活断層ではないと判断される。



寺尾周辺の地質断面図

TEPCO

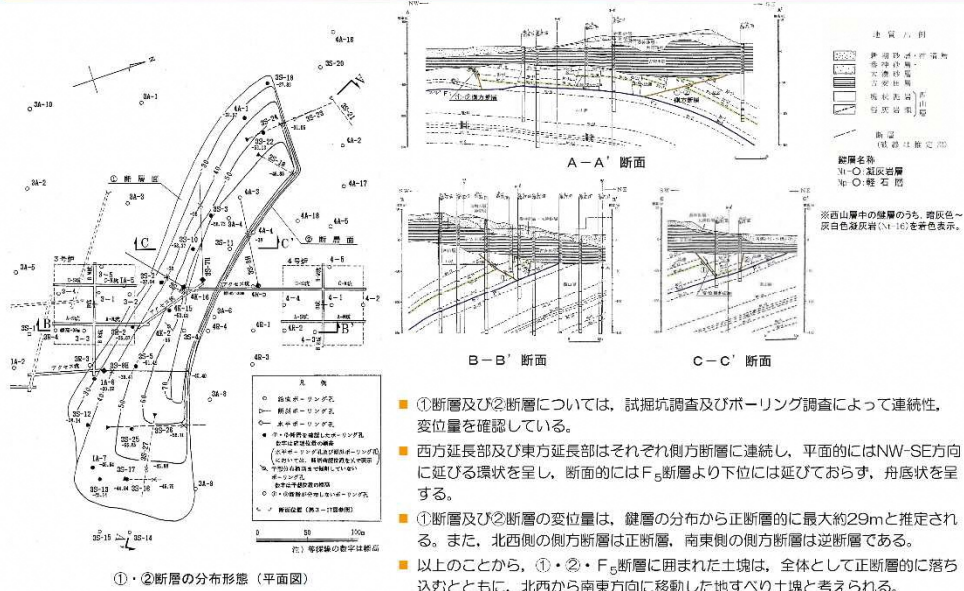
65

(ii)

- 敷地においては、敷地を横断する反射法地震探査、原子炉建屋直下の試掘坑調査、敷地全域でのボーリング調査等の詳細な調査を実施し、地質・地質構造を把握しており、その中で敷地内の地すべりも把握してきています。必要な調査成果を得ていることから、追加の調査は必要ないと考えております。
- 一例として、これらの調査の結果、3・4号炉付近に分布することが確認されている、断層については、当該断層及び層理面に平行な断層に囲まれた比較的規模の大きい地すべり土塊によるものであることを確認しております。



### 3.2.4 ①・②断層（①・②断層の連続性及び変位量）



TEPCO

75

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉設置変更許可申請審査資料 (まとめ資料)

「敷地の地質・地質構造について (平成 29 年 12 月)」より

(豊島委員 令和3年度第1回技術委員会以降追加質問)

柏崎市地域の中位段丘面の高度変化について検討されていると思います。例えば、柏崎市南東部の中位段丘面は北西に向かって低下している場合が見られます。一般的にはこのような傾斜は変動地形とみなされることが多いです。柏崎市地域の中位段丘面の傾斜の成因について検討された結果を教えてください。また、検討にボーリングデータ等を使用していると予想しますが、掘削したボーリングデータ等の資料も提示してください。

(回答)

- 岸ほか(1996)によれば、軽井川付近の中位段丘面は15/1000とやや急であるが安田層上部層・下部層境界面では7/1000程度の傾斜とされています。
- 柏崎平野中央部の中位段丘面(M面)について、その構成層である安田層は下部層と上部層に二分され、両層の境界の高度は中位段丘面の高度分布と調和的でほぼ平坦に連続しているとされています。同境界面は安田層堆積域の広範囲での海面変動に係わる堆積環境の変化に対応したものであり、ほぼ同時面を表すものと考えられます。
- また、安田層上部層は丘陵地側で層厚が増加し、平野中央部に比べ砂層が厚くなっていることから、丘陵から平野に流入する河川により形成された扇状地あるいは三角州堆積面であると考えられるとされています。
- 段丘面の傾斜は堆積環境によるものと考えており、成因の検討はしておりません。このため、成因を調査するボーリング調査等は行っておりません。なお、岸ほか(1996)の情報は論文を参照いただきたい。

以上