

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第25回)
ご説明資料

委員からの指摘事項等を踏まえた論点及び 県民意見を踏まえた論点への説明

2023年10月4日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

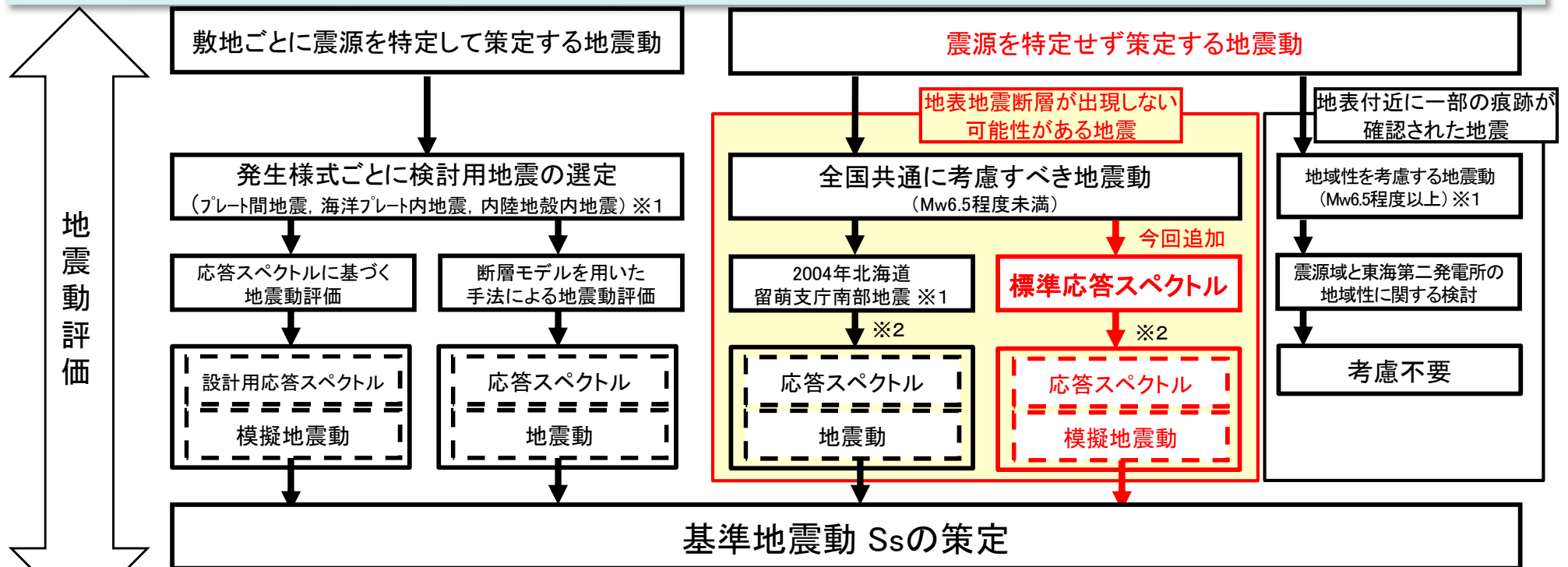
敷地及びその周辺における活断層の有無の判断根拠及び活断層が確認されていない場所で発生する地震の考慮について

【説明概要】

- ・「活断層が確認されていない場所で発生する地震」は、新規制基準における「震源を特定せず策定する地震動」として考慮している。
- ・これまで「震源を特定せず策定する地震動」は、「2004年北海道留萌支庁南部地震」を評価してきた。2021年4月21日の基準規則の解釈の改正により、「震源を特定せず策定する地震動」に「標準応答スペクトル」(原子力規制委員会がMw5.0～6.6の内陸地殻内地震の観測記録を収集・分析し、統計的に処理して策定したもの)の地震動評価が加わり、東海第二発電所においても評価している。
- ・「2004年北海道留萌支庁南部地震」の詳細は、第5回ワーキングチーム資料2-2にて説明している。このため本資料は、主に「標準応答スペクトル」に基づく地震動評価を記載する。
- ・「標準応答スペクトル」の地震動評価を行った結果、基準地震動S_s-D1(応答スペクトル手法による基準地震動)を一部周期帯で上回ることから、新たに基準地震動S_s-32を追加した。その結果、基準地震動S_sは、8波から9波となった。
- ・基準地震動S_s-32に対する施設等の耐震性の詳細評価を実施中であるが、施設等の機能維持への影響はないものと考えている。次回以降に施設等への機能維持への影響を説明する。

(1) 基準地震動 S_s の策定フロー

- これまで基準地震動 S_s は「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」について評価し、8波の基準地震動 S_s を策定していた。
- このうち、「震源を特定せず策定する地震動」は、全国共通に考慮すべき地震(Mw6.5未満の地震)として、2004年北海道留萌支庁南部地震をもとに基準地震動 S_s を策定していた。
- 2021年4月21日の基準規則の解釈の改正により、標準応答スペクトルの知見を用いることが定められたため、標準応答スペクトルに基づく地震動評価を行った。
- 標準応答スペクトルに基づく地震動評価を行った結果、**基準地震動 S_s を一部周期帯で上回ることから、新たに基準地震動 S_s を追加した。**

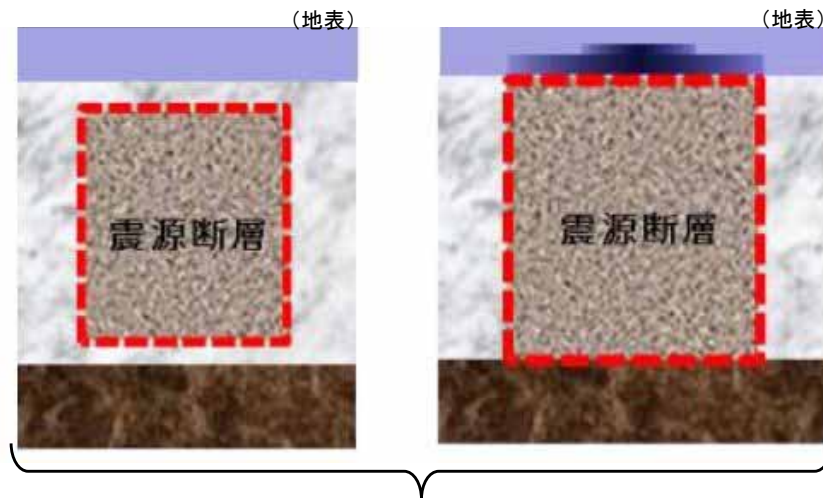


※1 プレート間地震, 海洋プレート内地震に係る地震動評価は, 第4回ワーキングチームで説明しており, 内陸地殻内地震, 2004年北海道留萌支庁南部地震, 地域性を考慮する地震動に係る地震動評価は, 第5回ワーキングチームで説明している。
 ※2 地盤物性の違いを考慮して評価

(2) 震源を特定せず策定する地震動とは

- 震源を特定せず策定する地震動とは、全ての敷地において考慮する地震動である。
- これらの地震動には、「**地表地震断層が出現しない可能性がある地震**」と「**地表付近に一部の痕跡が確認された地震**」がある。
- 事業者による震源を特定せず策定する地震動の評価にあたっては、震源と活断層とを関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震の震源近傍における観測記録を基に、各種の不確かさを考慮して、敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定する。

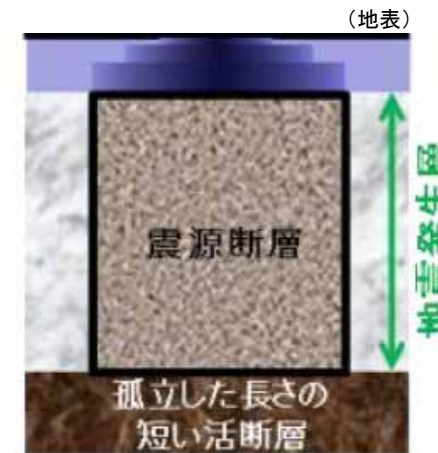
地表地震断層が出現しない可能性がある地震



全国共通に考慮すべき地震(Mw6.5程度未満の地震)

断層破壊領域が地震発生層の内部にとどまり、国内においてどこでも発生すると考えられる地震で、震源の位置及び規模が推定できない地震

地表付近に一部の痕跡が確認された地震



地域性を考慮する地震(Mw6.5程度以上の地震)

震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているもの、地表地震断層としてその全容を表すまでには至っておらず、震源の規模が推定できない地震

(3) 標準応答スペクトルとは(1/2)

基準規則の解釈

【改正前】

➤ 原子力規制委員会

震源を特定せず策定する地震動のうち、「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」について、審査ガイドの14地震を対象に検討を行うことを求めた。

➤ 原子力事業者

審査ガイドの14地震の観測記録を収集し、敷地に及ぼす影響の大きい地震動として5地震を選定し、そのうち、信頼性のある基盤地震動が推定できた「2004年北海道留萌支庁南部地震」を検討・評価していた。



【改正後】

➤ 原子力規制委員会

「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」については、地表地震断層が出現しない可能性がある地震(Mw6.5程度未満)の内陸地殻内地震のうち、震源近傍の地震動記録を統計的に処理を行って定めることとした。

これを、全国標準的な応答スペクトル(標準応答スペクトル)として策定し、検討を行うことを求めた。

➤ 原子力事業者

「2004年北海道留萌支庁南部地震」に加え、「標準応答スペクトル」を検討・評価することとなった。

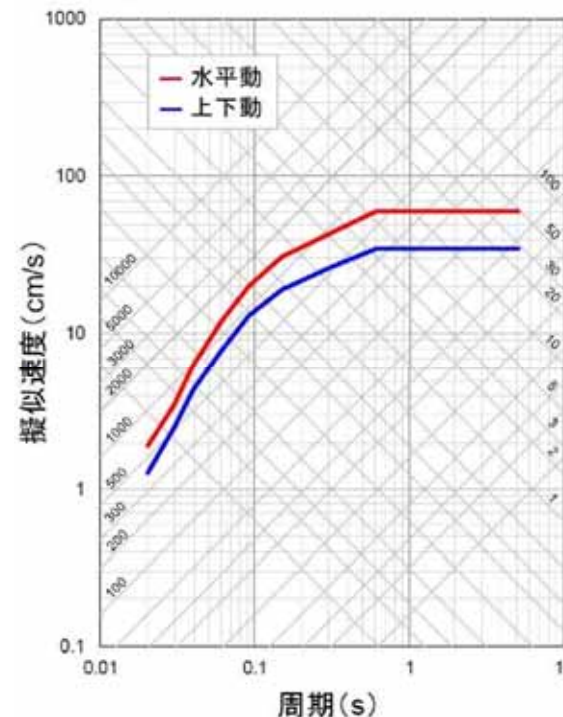
(3) 標準応答スペクトルとは(2/2)

- 標準応答スペクトルは、原子力規制委員会が**地表地震断層が出現しない可能性がある過去の内陸地殻内地震**の地震動観測記録の収集・分析を行い、これら地震動記録について統計的な手法を用いた処理を行うなどして策定された**全国標準的な応答スペクトル**である。
- 標準応答スペクトルは全国共通に考慮すべき地震動であることから、地域的な特徴を極力低減させて普遍的な地震動レベルを設定するために、地震基盤相当面(地震基盤と同等とみなすことができる地盤の解放面(せん断波速度 V_s 2200m/s以上の地盤)。地震基盤とは、地盤による影響を受けず、震源からの距離がほとんど同じであれば、地震動の増幅がほとんど同じとなる基盤(V_s 3,000m/s以上。))で定義されている。

地震観測記録の収集条件

期 間	2000年～2017年の18年間
地震規模	Mw5.0～6.6
震源深さ	20km以浅
観測記録	震央距離30km以内のKiK-net観測地点における地表・地中地震計の地震観測記録(NS, EW, UD成分)
対象地震	89地震

擬似速度応答スペクトル(h=5%)



コントロールポイント

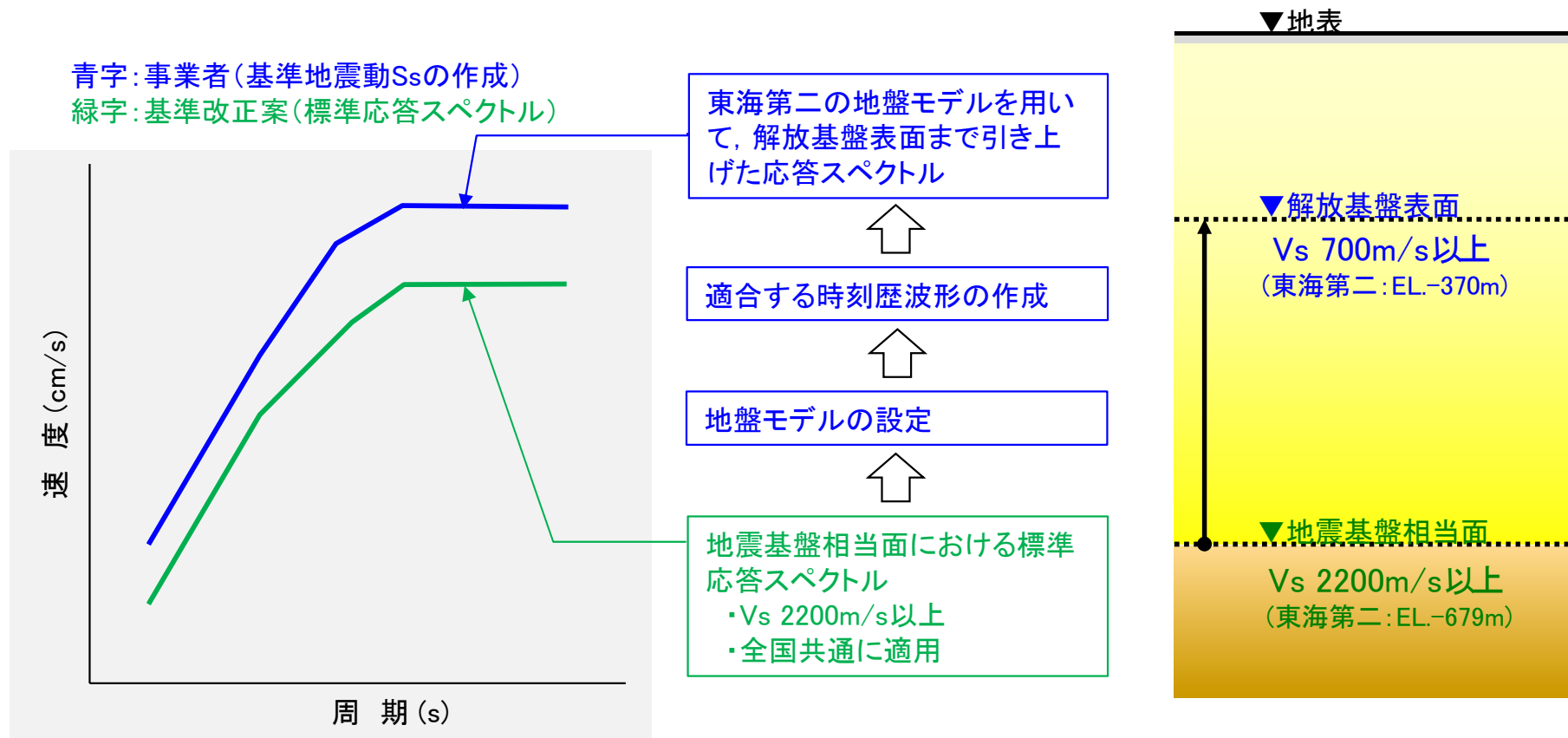
周期 (s)	水平動	上下動
	擬似速度 (cm/s)	擬似速度 (cm/s)
0.02	1.910	1.273
0.03	3.500	2.500
0.04	6.300	4.400
0.06	12.000	7.800
0.09	20.000	13.000
0.15	31.000	19.000
0.30	43.000	26.000
0.60	60.000	35.000
5.00	60.000	35.000

(原子力規制委員会(2021))

地震基盤相当面における標準応答スペクトル

(4) 標準応答スペクトルに基づく地震動評価について 評価方法

- 標準応答スペクトルに基づく地震動評価のため、地震基盤相当面で定義された標準応答スペクトルをもとに時刻歴波形を作成した上で、東海第二発電所の地盤モデルを用いて、解放基盤表面(著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定され、基準地震動 S_s を策定するための基盤の表面(V_s 700m/s以上))での地震動評価を行った。



①地盤モデルの設定

下記により速度構造，減衰定数を設定し，地盤モデルを作成する。

(1) 速度構造と地震基盤相当面位置の設定

大深度ボーリング調査結果を含めた地下構造調査結果に基づき，検討に用いる速度構造と地震基盤相当面位置を設定する。

(2) 減衰定数の設定

大深度地震計の地震観測記録を用いた伝達関数の逆解析により，地震基盤相当面から解放基盤表面までの区間を含め，地震基盤相当面以深から地表までの減衰定数を設定する。

②地震基盤相当面位置における模擬地震波の検討

標準応答スペクトルに適合する模擬地震波を複数の手法により検討する。

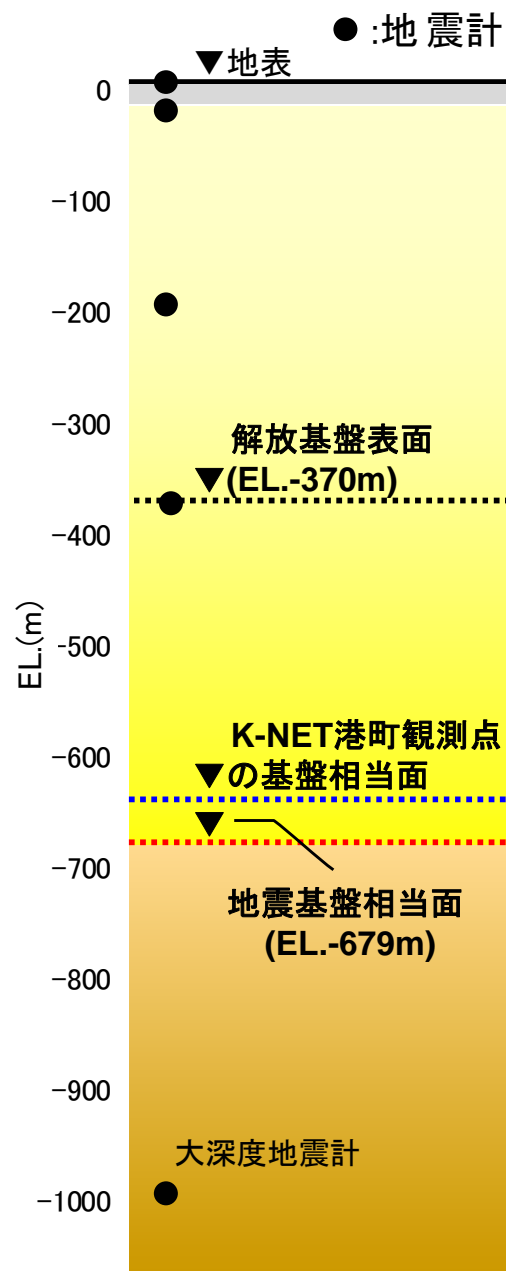
③解放基盤表面の地震動評価

地震基盤相当面位置から解放基盤表面までの地盤増幅特性を考慮した地震動を評価する。また，複数の手法により検討した地震動評価結果について比較検討を行う。

④基準地震動 S_s の策定

既許可の基準地震動 S_s —D1(応答スペクトルに基づく地震動評価により策定した基準地震動 S_s)との比較より，基準地震動 S_s を策定する。

①地盤モデルの設定 方針



■敷地における地盤増幅特性の考慮

敷地における解放基盤表面は $V_s700\text{m/s}$ 以上となるEL.-370m位置に設定している。一方、標準応答スペクトルが地震基盤相当面($V_s2200\text{m/s}$ 以上の地層)で定義されていることを踏まえ、標準応答スペクトルを解放基盤表面において評価するうえでは、地震基盤相当面から解放基盤表面までの増幅特性を考慮する。

■地盤モデルの新規設定

- ・既許可の留萌用地盤モデルの検討では、K-NET港町観測点の基盤に相当する層が $V_s938\text{m/s}$ の層であったことから、地震基盤相当面以浅に着目していた。
- ・一方、今回の検討では、標準応答スペクトルが $V_s2200\text{m/s}$ 以上となる地震基盤相当面で定義されていることから、地震基盤相当面以深まで掘削している大深度ボーリングデータや地震観測記録を精査する必要があると考え、既許可審査以降も蓄積されている地震観測記録等を活用し、標準応答スペクトルに基づく地震動評価のための地盤モデルを新たに設定する。

左図：東海第二発電所敷地地盤のイメージ図

①地盤モデルの設定 速度構造, 地震基盤相当面位置及び減衰定数の設定

下記により速度構造, 地震基盤相当面位置, 減衰定数を設定し, 地盤モデルを作成する。

(1) 速度構造及び地震基盤相当面位置の設定

大深度ボーリング調査結果を含めた地下構造調査結果に基づき, 検討に用いる速度構造を設定する。その際, **EL.-679m以浅とEL.-679m以深とで速度構造が大きく異なるため, EL.-679m以浅と以深に分けて, 速度構造を設定する。**

・EL.-679m以浅の速度構造の設定

複数のボーリング調査結果より求めた標高依存式を用いて, EL.-679m以浅の速度構造を設定

・EL.-679m以深の速度構造の設定

大深度ボーリングのサスペンション法の結果を用いて, EL.-679m以深の速度構造を設定

・地震基盤相当面位置の設定

EL.-679m以浅と以深の速度構造を基に, $V_s \geq 2200\text{m/s}$ 以上の地震基盤相当面位置を設定

(2) 減衰定数の設定

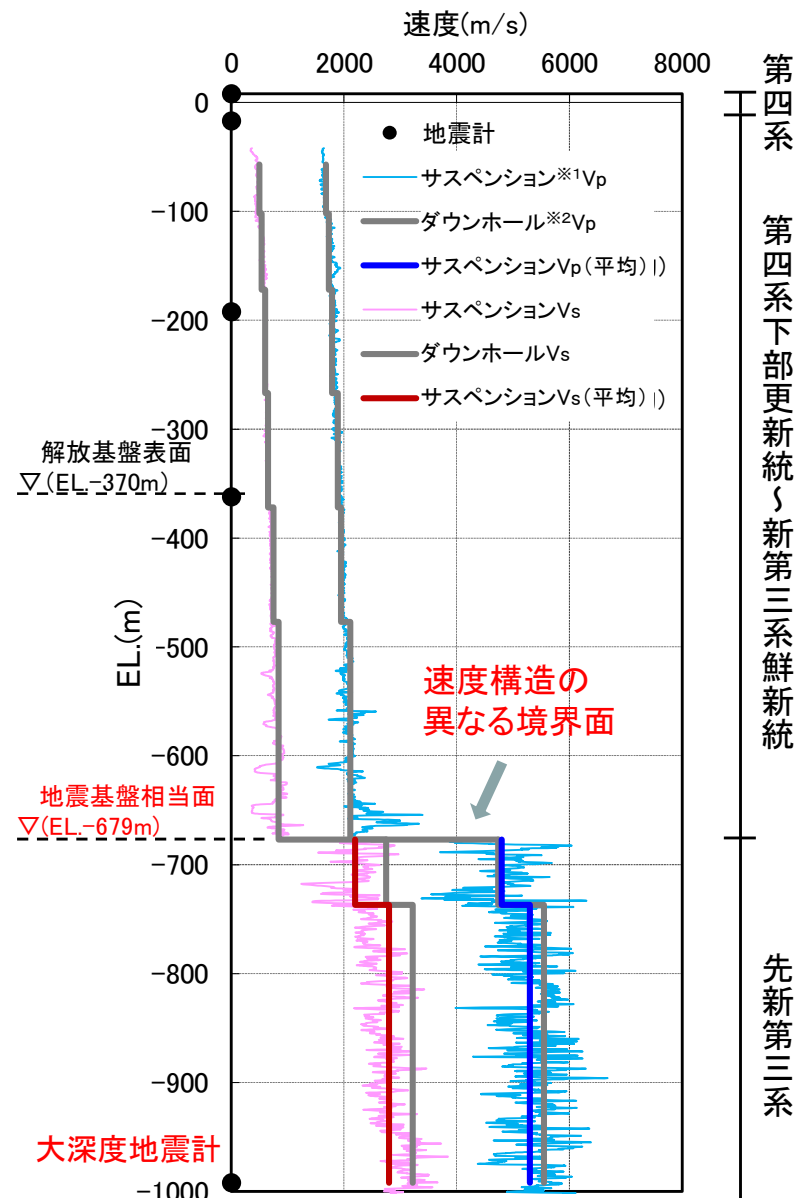
大深度地震計の地震観測記録を用いた伝達関数の逆解析により, 地震基盤相当面以深から地表までの減衰定数を設定する。

※1 サスペンション

起震と受信が一体となった機器をボーリング孔内に挿入し, 孔内に設置された2つの受信器により孔壁周辺の地盤を伝わる波動の速度を測定する手法

※2 ダウンホール

地表で弾性波(P波, S波)を発生させ, ボーリング孔内に設置した受振器により地盤を伝わる波動の速度を測定する手法

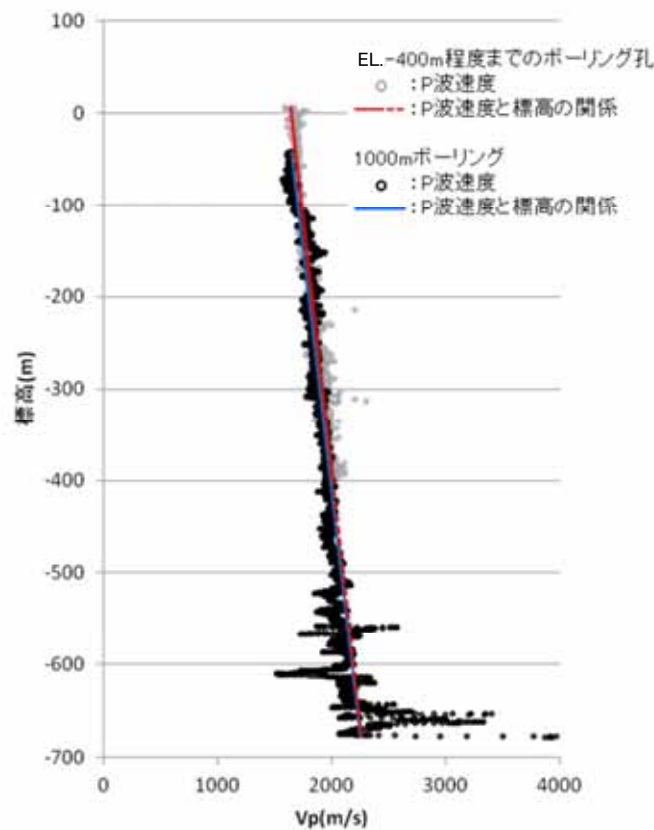
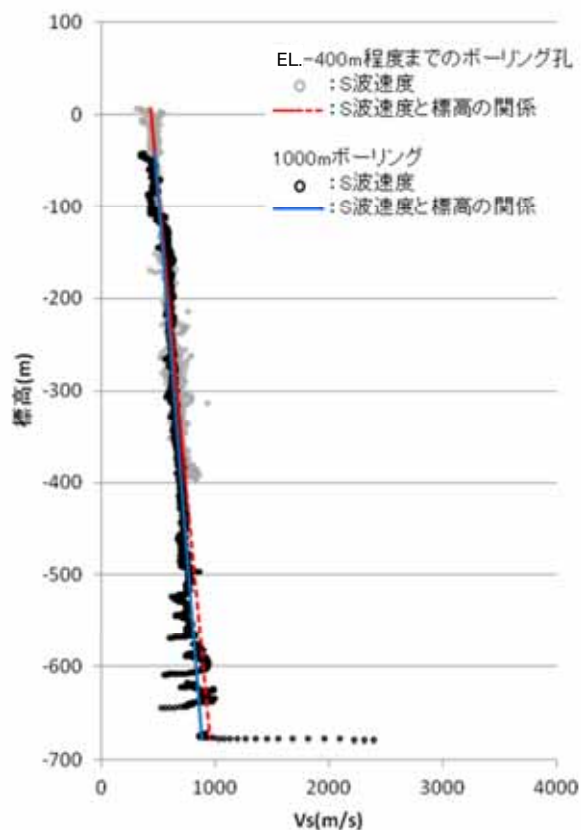


大深度ボーリングのPS検層結果の例

①地盤モデルの設定 速度構造 地震基盤相当面(EL.-679m)以浅

■EL.-679m以浅(解放基盤表面～新第三系鮮新統下端)

- ・Vs, Vpとも深くなるにつれ値が漸増する構造であり, また複数の調査結果と整合していることから, 2004年 北海道留萌支庁南部地震の検討においては, 解放基盤表面からEL.-679m(新第三系鮮新統下端)までの速度構造を標高依存式により設定している。
- ・標準応答スペクトルによる地震動の検討に際しても, 解放基盤表面からEL.-679m(新第三系鮮新統下端)までの速度構造は, 既許可の2004年北海道留萌支庁南部地震の検討で用いたものを採用する。



久米層における
地盤速度と標高の関係

$$V_s = 0.433 - 7.71 \times 10^{-4} \cdot Z$$
$$V_p = 1.65 - 9.09 \times 10^{-4} \cdot Z$$

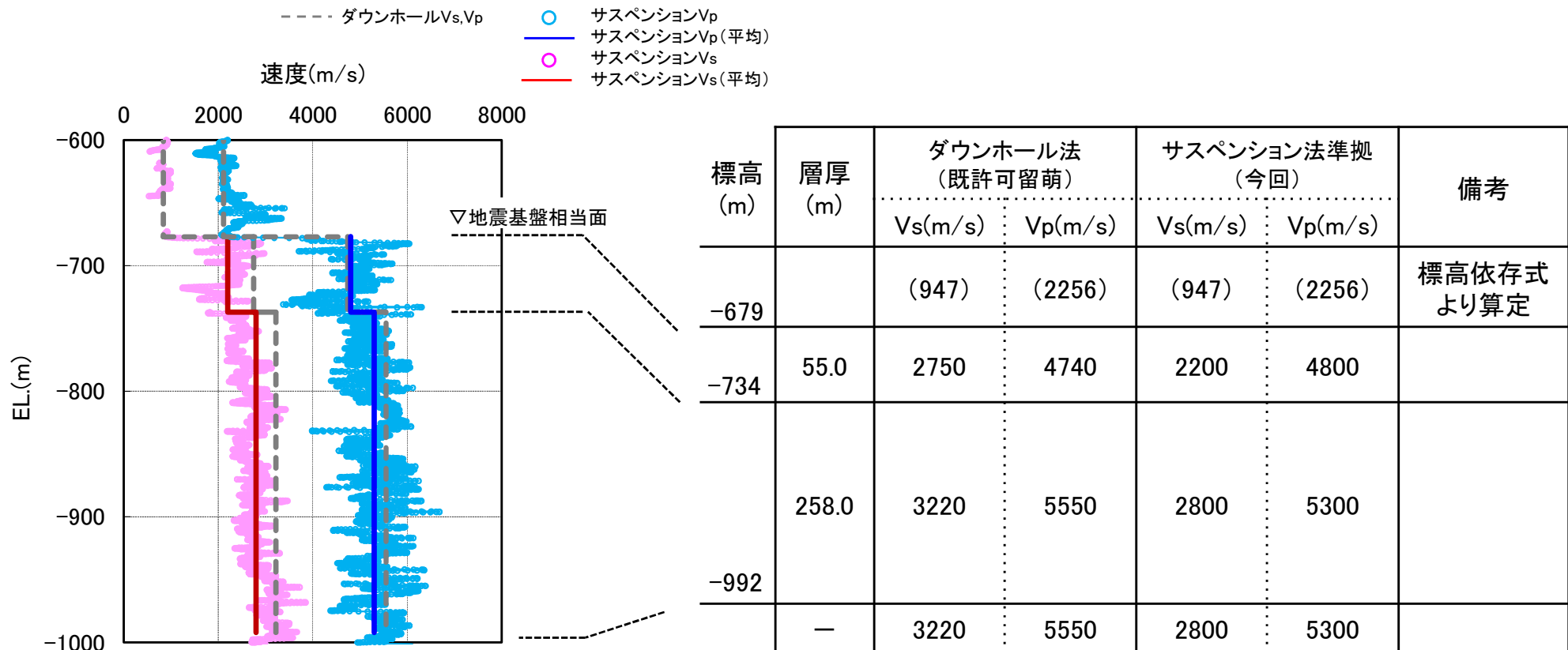
ここで, Vs: S波速度 (km/s)
Vp: P波速度 (km/s)
Z: 標高 (m)

①地盤モデルの設定 速度構造 地震基盤相当面(EL.-679m)以深

■EL.-679m以深(先新第三系)

地震基盤相当面以深では、大深度ボーリングのダウンホール法とサスペンション法との結果で差が生じていることから速度構造を再検討する。今回は、サスペンション法に準拠して速度構造を設定する。具体的には、ダウンホール法における同一層内で、サスペンション法のVs、Vpをそれぞれ平均して求めた値を用いる。

地震基盤相当面位置は、Vs2200m/s以上に相当する敷地での層の上面としてEL.-679m(Vs2200m/s)に設定する。



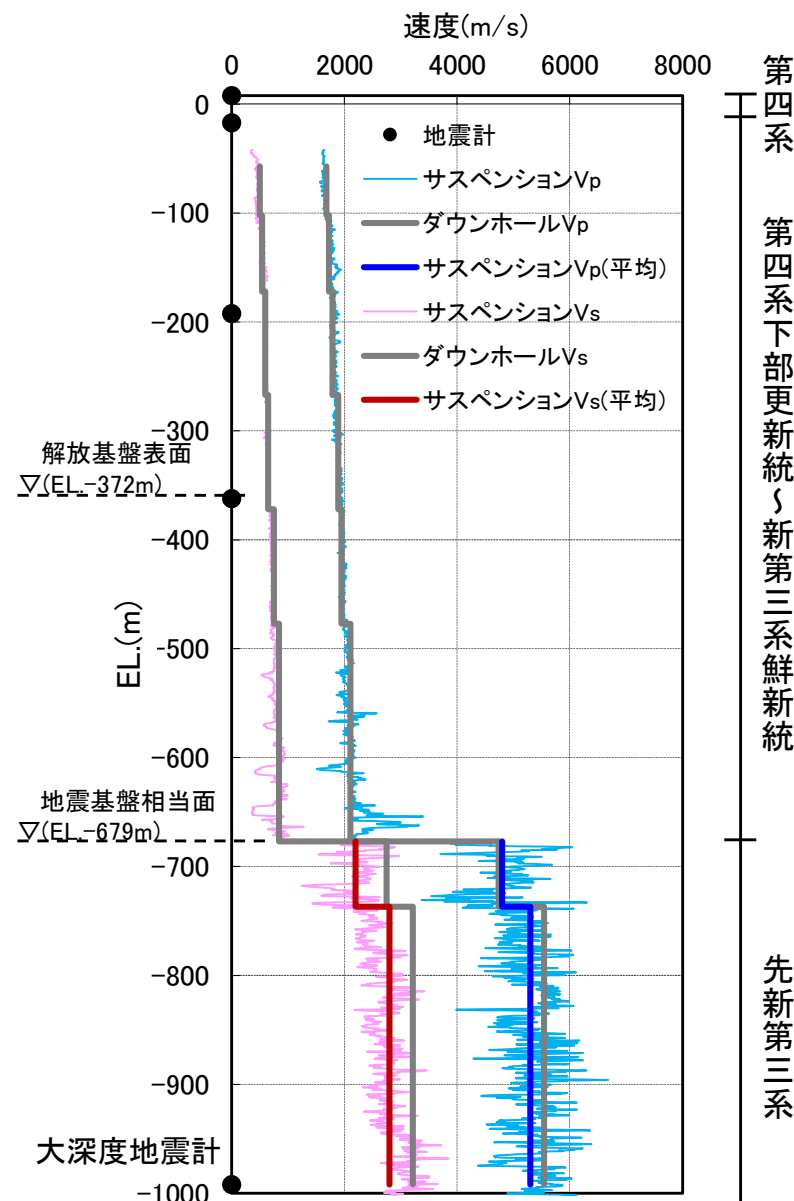
①地盤モデルの設定 減衰定数

■大深度地震計を含む鉛直アレイ地震観測記録を用いて減衰定数を設定する。

- ・大深度地震計は地震基盤相当面より深い位置(EL.-992m)に設置されており、他の鉛直アレイ地震観測記録と併用することで、地震基盤相当面から解放基盤表面までの地震波の伝播の状況を直接調べることができる。そこで、**大深度地震計を含めた鉛直アレイ地震観測記録の伝達関数の逆解析により、地震基盤相当面以深から地表までの減衰定数(Q値)を求める。**
- ・伝達関数の逆解析による減衰定数(Q値)の同定範囲は地表からEL.-992mの範囲とする。
- ・地盤の減衰定数 h は一般に振動数依存が認められ、高振動数になるほど減衰定数 h が低下する性質があるが、それには下限が存在すると考えられることから(例えば佐藤他(2006))、減衰定数 h の同定に際しては、減衰定数 h の下限を考慮する。

参考 評価方法との比較

項目		2004年北海道留萌支庁南部地震の検討	本検討
設定方法	地表～解放基盤表面	EL.-372m以浅の地震観測記録による同定解析	大深度地震観測記録を含めた同定解析
	解放基盤表面～地震基盤相当面	上記結果のうち、第四系下部更新統～新第三系鮮新統の値を設定	
	地震基盤相当面以深	大深度地震観測記録を含めた同定解析	
減衰定数 h のモデル		振動数依存(下限考慮なし)	振動数依存(下限考慮あり)



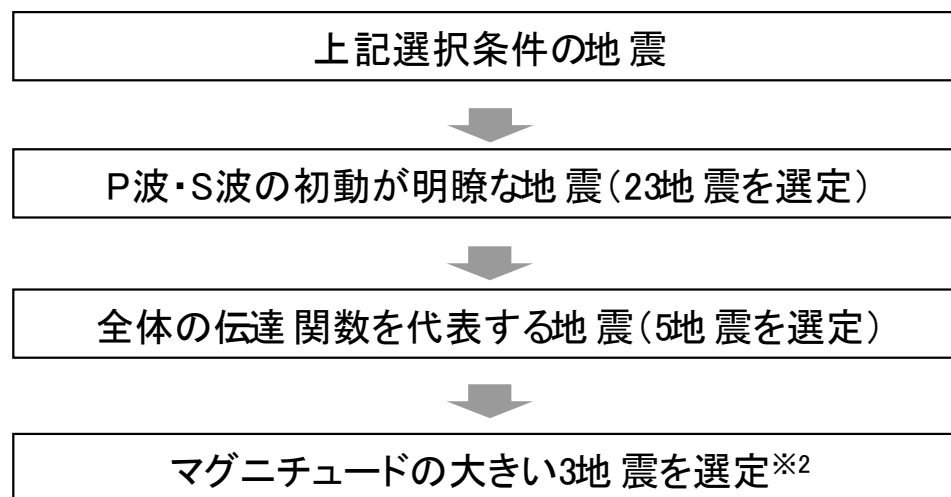
大深度ボーリングのPS検層結果の例

①地盤モデルの設定 減衰定数 地盤同定解析に用いる地震(1/3)

■地盤同定解析に用いる検討対象地震については、標準応答スペクトルの策定において対象とされた地震同様、内陸地殻内地震とし、具体的には下記に示す手順に従って選定する。

【検討対象地震の選定条件】

- ・地震発生様式 : 内陸地殻内地震
- ・対象期間^{※1} : 2012年8月～2019年1月
- ・震源深さ : 25km以浅



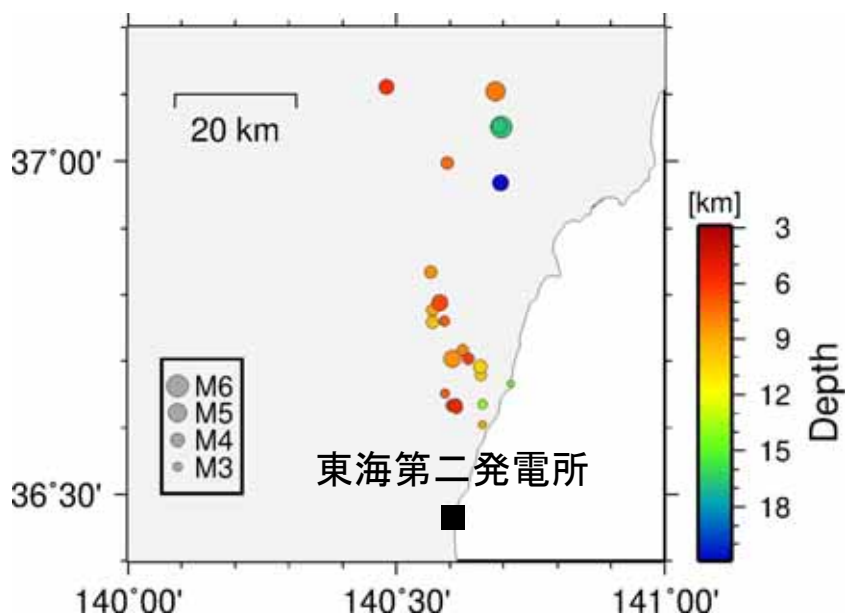
地盤同定解析に用いる地震の選定フロー

※1 検討対象とした地震記録は、大深度地震観測開始時期の2012年から地盤同定解析を開始した2019年までのものとした。

※2 比較的規模の大きい地震を選定することで、振幅が大きく、また広帯域の振動数成分が含まれることになる。その結果、S/Nが大きくなり、地盤同定解析に用いる伝達関数の精度が高まる。

①地盤モデルの設定 減衰定数 地盤同定解析に用いる地震(2/3)

■2012年8月～2019年1月に観測した地震から、ノイズや機器の不具合による影響のないデータを選定し、P波・S波の初動が明瞭に見られた下記に示す23地震を選定する。



選定した23地震の震央分布図

23地震の諸元

No.	発震日時		震央位置		マグニチュード	震源深さ (km)	震央距離 (km)
			緯度(度)	経度(度)			
1	2012/08/10	07:18	36.7590	140.5900	3.2	7.2	32.6
2	2012/11/12	00:12	36.6350	140.6600	3.0	13.9	19.4
3	2013/01/13	02:54	36.6510	140.5910	3.1	7.0	20.6
4	2013/01/15	09:08	36.6040	140.6600	2.9	8.8	16.1
5	2013/01/31	23:53	36.7030	140.6040	4.7	8.4	26.0
6	2013/02/24	13:55	36.9680	140.6940	4.5	20.6	56.0
7	2013/04/25	16:16	37.1110	140.4820	4.2	6.0	72.5
8	2013/06/04	13:09	36.7580	140.5670	3.7	9.6	32.6
9	2013/07/12	03:18	36.7760	140.5670	3.8	8.7	34.6
10	2013/07/23	12:02	37.1040	140.6850	5.2	7.8	71.2
11	2013/08/14	09:45	36.6330	140.6040	3.8	6.3	18.6
12	2013/08/14	14:31	36.6330	140.6100	4.1	6.3	18.6
13	2013/08/19	11:22	36.6310	140.6120	3.8	5.7	18.3
14	2013/09/20	02:25	37.0510	140.6950	5.9	16.7	65.0
15	2013/09/26	14:44	36.7160	140.6230	3.6	8.0	27.8
16	2013/09/27	07:37	37.0530	140.6920	4.2	16.7	65.6
17	2013/11/12	03:28	36.7030	140.6338	3.6	6.4	26.4
18	2014/01/09	04:08	36.7885	140.5810	4.6	6.6	35.9
19	2014/03/27	14:20	36.8345	140.5643	3.8	8.3	41.1
20	2014/04/01	01:15	36.6780	140.6570	3.6	10.0	24.0
21	2014/07/03	07:57	36.6910	140.6560	4.0	10.2	25.4
22	2014/08/08	03:47	36.6660	140.7130	2.5	14.6	24.2
23	2014/11/17	08:59	36.9970	140.5950	3.8	7.5	59.0

①地盤モデルの設定 減衰定数 地盤同定解析に用いる地震(3/3)

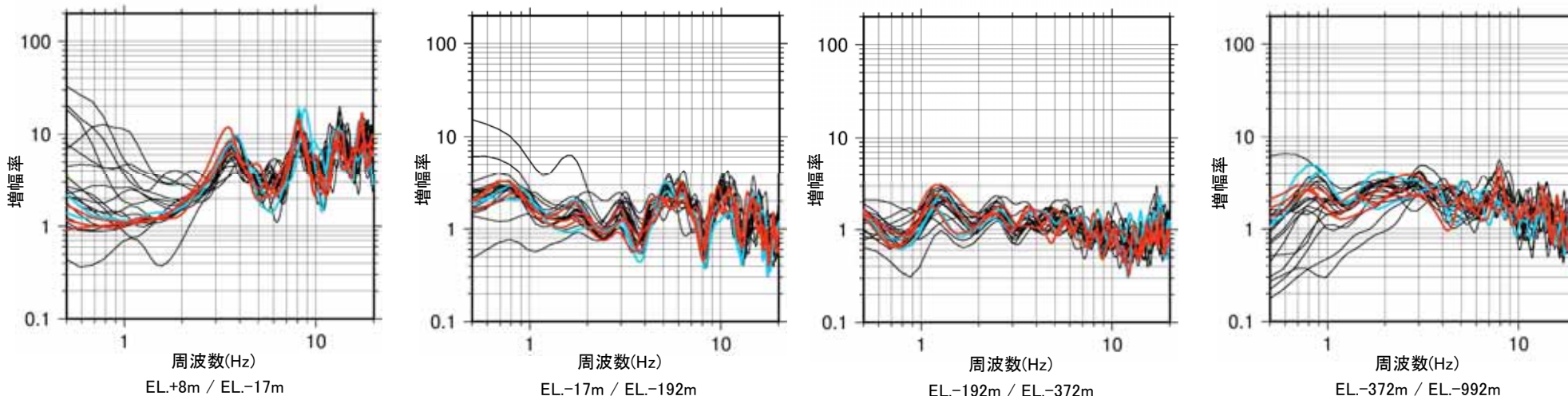
■P波・S波の初動が明瞭に見られた23地震の伝達関数を比較して、全体の伝達関数を代表する地震を5地震選定し、このうちマグニチュードが大きい3地震を地盤同定解析に用いる地震に選定する。

伝達関数を代表する5地震

No.	発震日時		震央位置		マグニチュード	震源深さ(km)	震央距離(km)
			緯度(度)	経度(度)			
5	2013/01/31	23:53	36.7030	140.6040	4.7	8.4	26.0
6	2013/02/24	13:55	36.9680	140.6940	4.5	20.6	56.0
14	2013/09/20	02:25	37.0510	140.6950	5.9	16.7	65.0
18	2014/01/09	04:08	36.7885	140.5810	4.6	6.6	35.9
21	2014/07/03	07:57	36.6910	140.6560	4.0	10.2	25.4

網掛け：地盤同定解析に用いる3地震

— 選定した5地震のうち、地盤同定解析に用いる3地震
 — 選定した5地震のうち、地盤同定解析に用いない2地震
 — 残りの18地震



備考
 伝達関数は、0.5HzのParzen windowで平滑化。

23地震の伝達関数(Transverse方向)

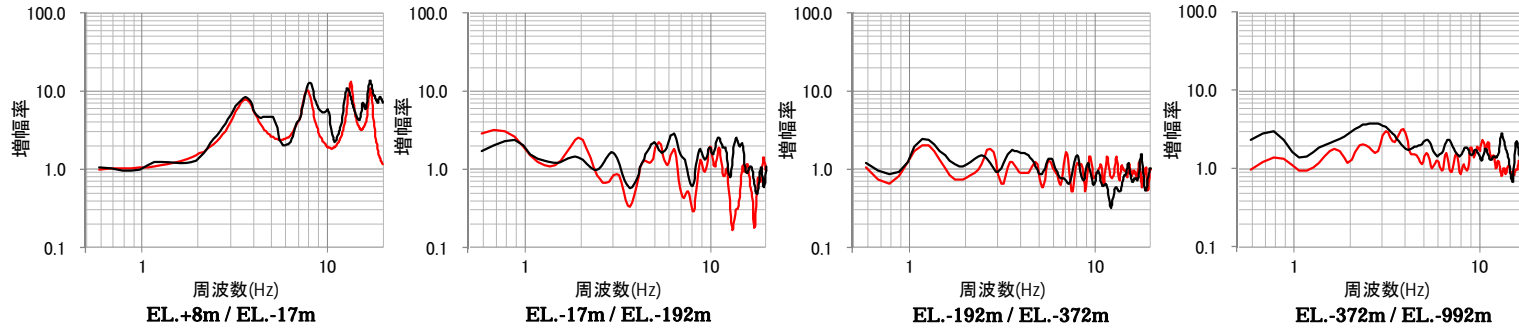
- ・P波・S波の初動が明瞭に見られた23地震の伝達関数については、3Hz以下の周波数帯では、イベント毎のばらつきが大きいものの3Hz以上の周波数帯では小さくなっている。
- ・全体の伝達関数を代表するよう5地震を選定した段階で、3Hz以下も含めた全周波数帯において伝達関数のばらつきは小さくなり、地盤同定解析に用いる3地震と他の2地震の伝達関数に大きな差はない。

①地盤モデルの設定 減衰定数 観測伝達関数と理論伝達関数の比較 (Transverse方向の例)

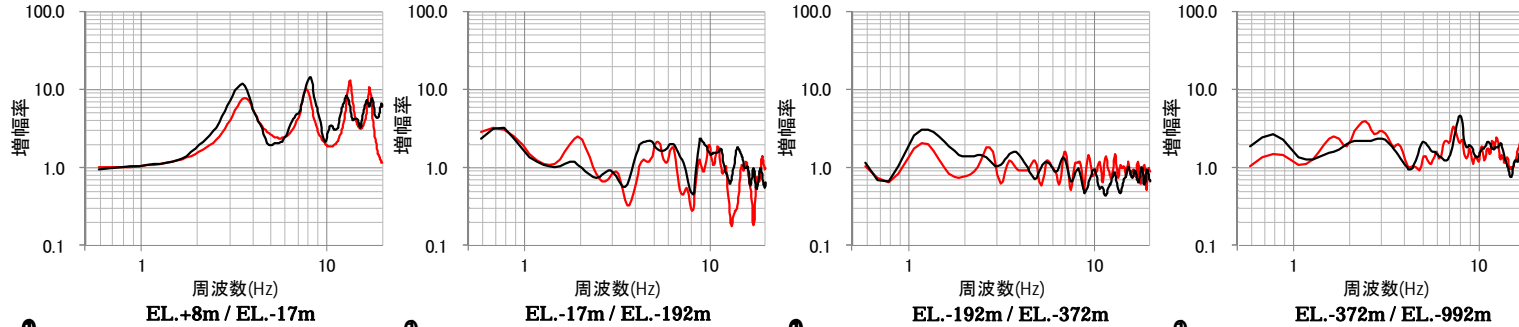
■地盤同定解析により推定した地盤モデルの伝達関数は、観測記録の伝達関数と整合している。

— 同定結果
— 観測記録

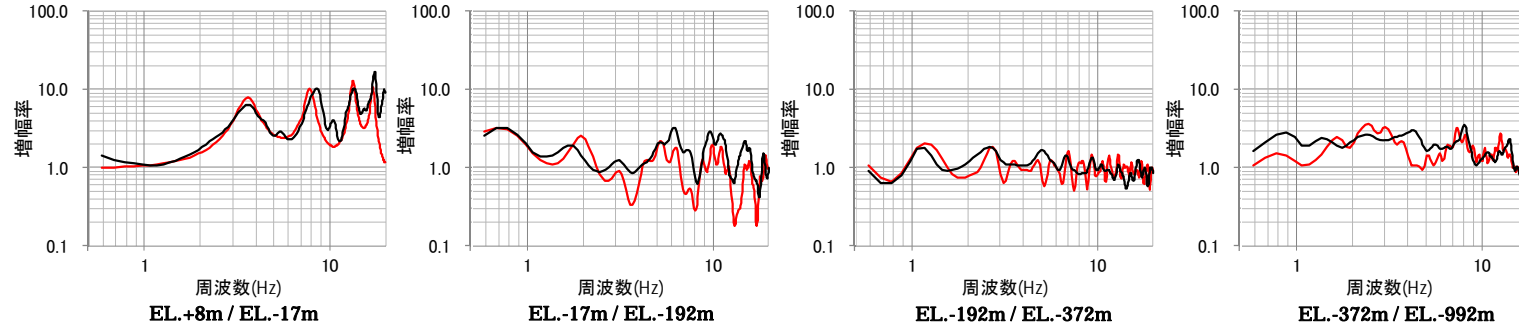
2013年1月31日
入射角: 55.63°



2013年9月20日
入射角: 30.22°



2014年1月9日
入射角: 34.30°



観測記録の伝達関数と同定結果の伝達関数

対象周波数は、0.5~20Hzをプロットした。
地震観測記録の伝達関数は、0.5HzのParzen windowで平滑化した。

① 地盤モデルの設定 地盤モデルの設定結果

■ 地盤同定解析に基づき新たに地盤モデルを設定し、地震基盤相当面から解放基盤表面の地盤増幅特性を考慮して地震動を推定した。

新たに設定した地盤モデル (減衰定数hは $Q=1/(2h)$ の関係より算定)

固定パラメータ						同定結果(f:周波数(Hz))										
EL. (m)	層厚 (m)	地層	S波速度 (m/s)	P波速度 (m/s)	密度 (g/cm ³)	$Q=(V_s/n)(f/f_0)^{-\alpha}$			$Q=(V_p/n)(f/f_0)^{-\alpha}$			減衰定数h(f)				
						水平			鉛直			水平	鉛直			
						n	α	f ₀	n	α	f ₀					
●	8.0	第四系	130	280	1.71	5	1.32	18.74	44	0.91	19.45	0.921f ^{-1.32} (f≤18.74)	1.170f ^{-0.91} (f≤19.45)			
	2.5											0.019 (f>18.74)	0.079 (f>19.45)			
	5.5		151	403								0.793f ^{-1.32} (f≤18.74)	0.813f ^{-0.91} (f≤19.45)			
	4.5											0.017 (f>18.74)	0.055 (f>19.45)			
	1.0											0.389f ^{-1.32} (f≤18.74)	0.206f ^{-0.91} (f≤19.45)			
	8.0	308	1589	1.66	0.008 (f>18.74)	0.014 (f>19.45)										
	-7.0	8.0	478	1509	1.82	0.250f ^{-1.32} (f≤18.74)	0.217f ^{-0.91} (f≤19.45)	0.005 (f>18.74)	0.015 (f>19.45)							
●	-15.0	第四系	477	1753	1.69	13	1.05	6.78	28	1.05	31.74	0.102f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.301f ^{-1.05} (f≤31.74)			
	2.0											0.014 (f>6.78)	0.008 (f>31.74)			
	-17.0											89.0	557	1742	0.087f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.303f ^{-1.05} (f≤31.74)
	-106.0											62.0			0.012 (f>6.78)	0.008 (f>31.74)
	-168.0	24.0	669	2067	0.072f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.256f ^{-1.05} (f≤31.74)										
	-192.0	68.0			0.010 (f>6.78)	0.007 (f>31.74)										
	-260.0	108.0			756	2256	1.82	0.064f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.234f ^{-1.05} (f≤31.74)							
	-368.0	2.0	790	2000	0.009 (f>6.78)	0.006 (f>31.74)										
	-370.0	2.0			0.061f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.264f ^{-1.05} (f≤31.74)										
	-372.0	2.0	790	2000	1.85	0.008 (f>6.78)	0.007 (f>31.74)									
	-476.0	104.0	835	2124	0.061f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.264f ^{-1.05} (f≤31.74)										
	-566.0	90.0			0.008 (f>6.78)	0.007 (f>31.74)										
	-655.0	89.0			904	2205	2.00	0.058f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.249f ^{-1.05} (f≤31.74)							
	-679.0	24.0	947	2256	0.054f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.240f ^{-1.05} (f≤31.74)										
	-734.0	55.0			904	2205	2.00	0.007 (f>6.78)	0.006 (f>31.74)							
	-734.0	258.0	2800	5300	0.051f ^{-1.05} (f≤6.78)	0.234f ^{-1.05} (f≤31.74)										
	-992.0	-			2800	5300	2.78	0.007 (f>6.78)	0.006 (f>31.74)							
	-992.0	-	2200	4800	0.013f ^{-0.21} (f≤1.31)	0.004f ^{-0.23} (f≤16.46)										
	-992.0	-			2800	5300	2.78	0.012 (f>1.31)	0.002 (f>16.46)							
	-992.0	-	2800	5300	0.010f ^{-0.21} (f≤1.31)	0.004f ^{-0.23} (f≤16.46)										
	-992.0	-			2800	5300	2.78	0.009 (f>1.31)	0.002 (f>16.46)							

▽解放基盤表面

地震基盤相当面
▽ (模擬波の入力位置)

●: 地震計位置

②地震基盤相当面位置における模擬地震波の検討 模擬地震波の作成

- ・審査ガイドでは、設定された応答スペクトルに基づいて模擬地震波を作成する場合、複数の方法により検討を行うことを求めている。
- ・敷地の地下構造に関しては、標準応答スペクトルが定義されている地震基盤相当面位置(EL.-679m)と解放基盤表面位置(EL.-370m)が異なることから、地震動の位相の違いが地震基盤相当面から解放基盤表面までの伝播の特性に与える影響を検討するため、模擬地震波作成に用いる位相について複数考慮する。
- ・考慮する位相としては、既許可の模擬地震波作成において使用実績のある乱數位相と実現象を評価に反映することができる実観測記録の位相とする。
- ・地震動評価結果を比較した上で、標準応答スペクトルに基づく地震動評価に用いる位相を採用する。

地震動評価位置	乱數位相による地震動評価 (地震動の計算に必要な位相を ランダムに発生させて設定したもの)	実観測記録の位相による地震動評価 (地震動の計算に必要な位相を 地震観測記録の分析に基づいて設定したもの)
解放基盤表面 (EL.-370m)	新しく設定した地盤モデルを用いて解放基盤表面の地震動を評価する。	新しく設定した地盤モデルを用いて解放基盤表面の地震動を評価する。
地震基盤相当面 (EL.-679m)	<ul style="list-style-type: none">・乱数の位相を持つ正弦波の重ね合わせによって模擬地震波を作成する。・Noda et al.(2002)に基づき振幅包絡線を設定する。	<ul style="list-style-type: none">・実観測記録の位相を与えて模擬地震波を作成する。・用いる観測記録については、敷地における適切な記録があればこれを用いることとするが、そのような記録がない場合には敷地周辺における観測点の記録を用いる。

地震動の位相の違いが地震基盤相当面から解放基盤表面までの伝播の特性に与える影響を検討し、
標準応答スペクトルに基づく地震動評価に用いる位相を採用

②地震基盤相当面位置における模擬地震波の検討 乱數位相による模擬地震波の作成

■乱數位相を用いた模擬地震波は、乱数の位相を持つ正弦波の重ね合わせによって作成する。振幅包絡線の経時的変化については、Noda et al.(2002)の方法に基づき設定することとし、その設定に必要なMとXeqを設定する。

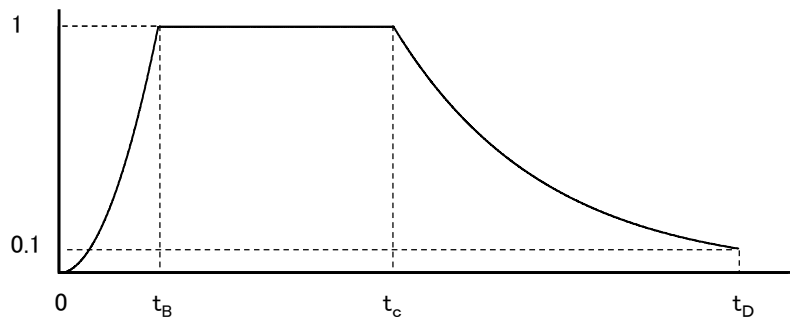
【M（速度波形または変位波形の最大振幅を基に気象庁が発表するマグニチュード）の設定】

原子力規制委員会の審査ガイドにおける「全国 共通に考慮すべき地震動」の地震規模は、Mw(断層の面積・剛性率・すべり量から計算されるマグニチュード)6.5程度未満と記載されており、武村(1990)のMo-M関係及びHanks and Kanamori(1979)のMo-Mw関係によりMw6.5をMに換算すると6.9となる。ここで、審査ガイドでは「Mw6.5程度未満」と幅をもって示されていることから、換算式から求められるMについても幅を持たせ、模擬地震波の特に強震部の継続時間が長めとなるよう保守的にM7.0として設定する。

【Xeq（面震源から受けるエネルギーと等価なエネルギーを受ける点震源からの距離）の設定】

震源近傍で発生する地震を想定したうえ、継続時間が長めとなるようXeq10kmとして設定する。

模擬地震波	最大加速度 (cm/s ²)	継続時間 (s)	振幅包絡線の経時的変化(s)		
			t _B	t _C	t _D
水平方向	600	29.80	3.72	16.31	29.80
鉛直方向	400	29.80	3.72	16.31	29.80



振幅包絡線

$$t_B = 10^{0.5M - 2.93}$$

$$t_C - t_B = 10^{0.3M - 1.0}$$

$$t_D - t_C = 10^{0.17M + 0.54\log X_{eq} - 0.6}$$

$$E(t) = \begin{cases} (t/t_B)^2 & 0 \leq t \leq t_B \\ 1 & t_B \leq t \leq t_C \\ \exp[(\ln 0.1)(t - t_C)/(t_D - t_C)] & t_C \leq t \leq t_D \end{cases}$$

②地震基盤相当面位置における模擬地震波の検討

実観測記録の位相による模擬地震波の作成



- 実観測記録の位相を用いた模擬地震波は、実観測記録の位相を与えて作成する。用いる観測記録の候補としては、敷地に近い位置(震央距離10km以内)で発生した内陸地殻内地震の敷地における観測記録が考えられるが、そのような記録がない場合には、応力場が敷地と類似する周辺の領域における地震基盤相当面($V_s2200\text{m/s}$ 以上)の観測記録とする。
- 敷地に近い位置(震央距離10km以内)で発生したMw6.5程度未満の内陸地殻内地震の敷地で得られた観測記録(Mj:5.0~7.0)を収集・整理した結果、そのような観測記録は得られていなかった。
- そこで、敷地と同じ応力場である福島県浜通りから茨城県北部にかけての領域で発生した内陸地殻内地震の揺れを震源近傍で観測した記録(震央距離:10km以内, Mj:5.0~7.0)を収集・整理した結果、2011年茨城県北部地震の揺れを震央距離約1kmの地震基盤相当面で観測したKiK-net観測点IBRH13(高萩)の観測記録を用いる。
- 2011年茨城県北部地震のKiK-net観測点用IBRH13(高萩)の観測記録について、佐藤他(2019)により下降波の影響を除去した露頭基盤波が推定されているため、露頭基盤波の位相を用いて実観測記録の位相を用いた模擬地震波を作成する。

2011年茨城県北部地震の概要

発生日時:2011/03/19 18:56

地震規模:Mj6.1(Mw5.8)

深さ:5km

タイプ:正断層型

震度5強:茨城県日立市

5弱:茨城県常陸太田市,

高萩市, 笠間市,

ひたちなか市

(東海第二発電所周辺は震度4)

KiK-net観測点IBRH13(高萩)の概要

観測点名:高萩

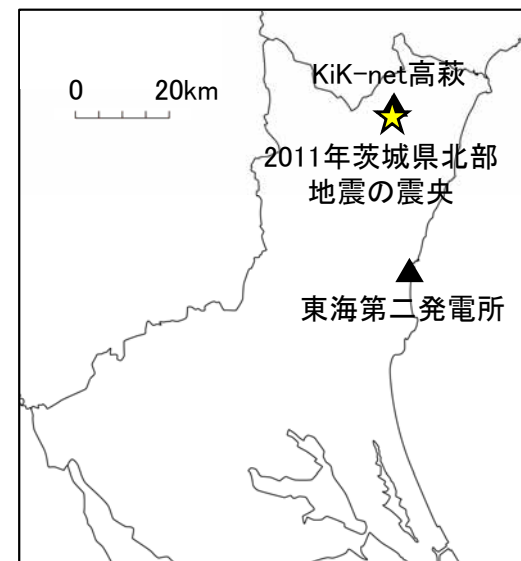
所在地:茨城県高萩市大字上君田

地中観測点位置:深さ100m位置($V_s3000\text{m/s}$)



震度分布図

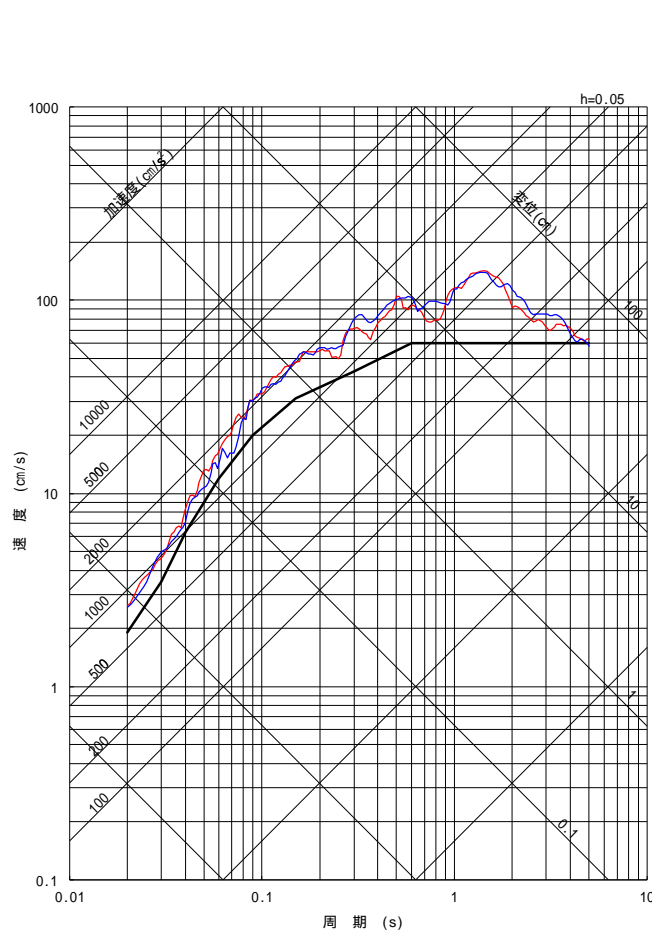
気象庁HPより抜粋・加筆



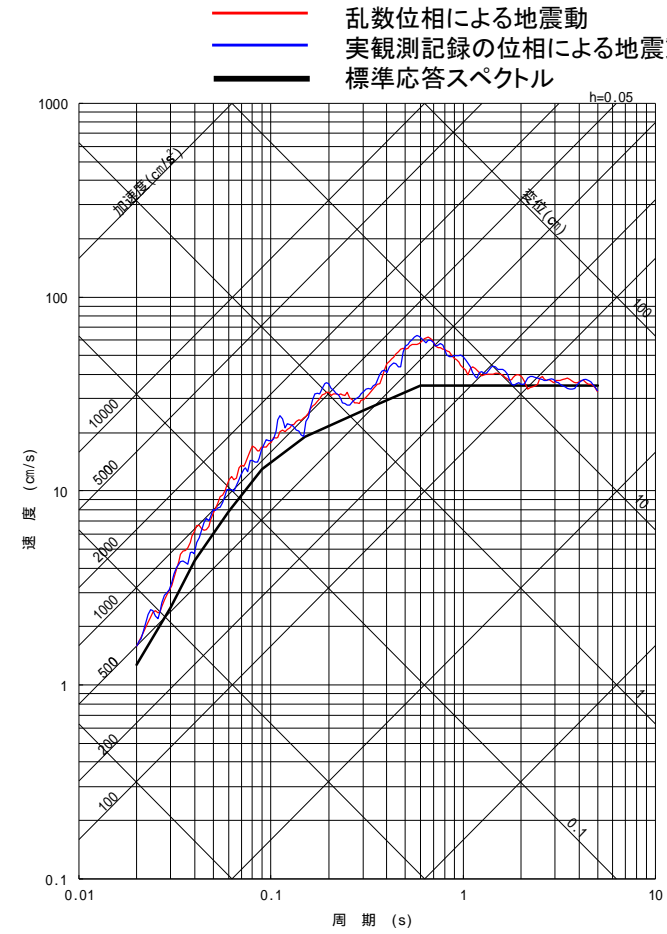
震央と観測点位置

③解放基盤表面の地震動評価 標準応答スペクトルに基づく地震動評価に用いる位相の採用(1/2)

- 乱數位相, 実観測記録の位相による地震動評価結果を比較し, 位相の違いが地震基盤相当面から解放基盤表面までの伝播の特性に与える影響を検討する。
- 乱數位相, 実観測記録の位相による地震動について, 解放基盤表面における応答スペクトルを比較したところ, **両者は同程度であり, 全周期帯において有意な差が生じていないことを確認した。**



水平方向



鉛直方向

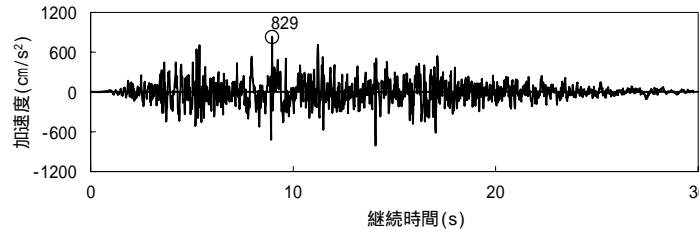
擬似速度応答スペクトル

③解放基盤表面の地震動評価 標準応答スペクトルに基づく地震動評価に用いる位相の採用(2/2)

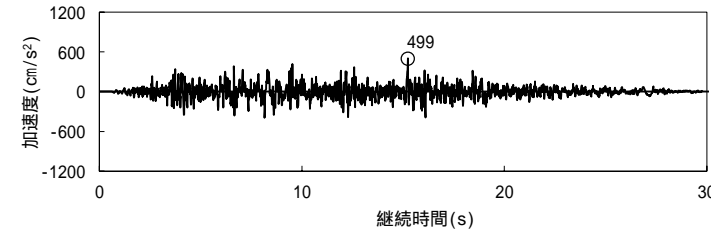
■乱數位相, 実観測記録の位相を用いた模擬地震波を解放基盤表面まで伝播させ, 時刻歴波形を比較したところ, 強震部の継続時間については, 乱數位相による時刻歴波形の方が長いことを確認した。

【採用】

【解放基盤表面】



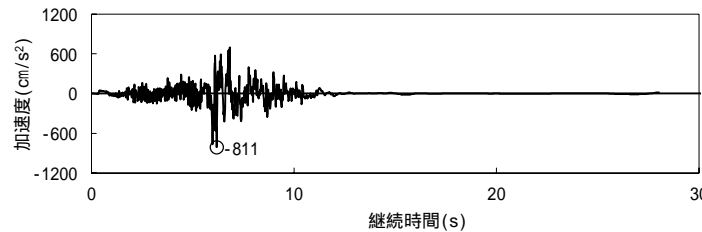
水平方向



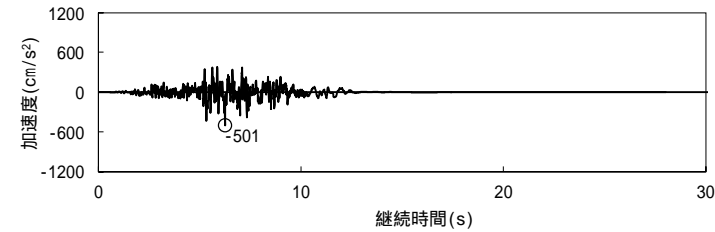
鉛直方向

乱數位相による時刻歴波形

【解放基盤表面】



水平方向



鉛直方向

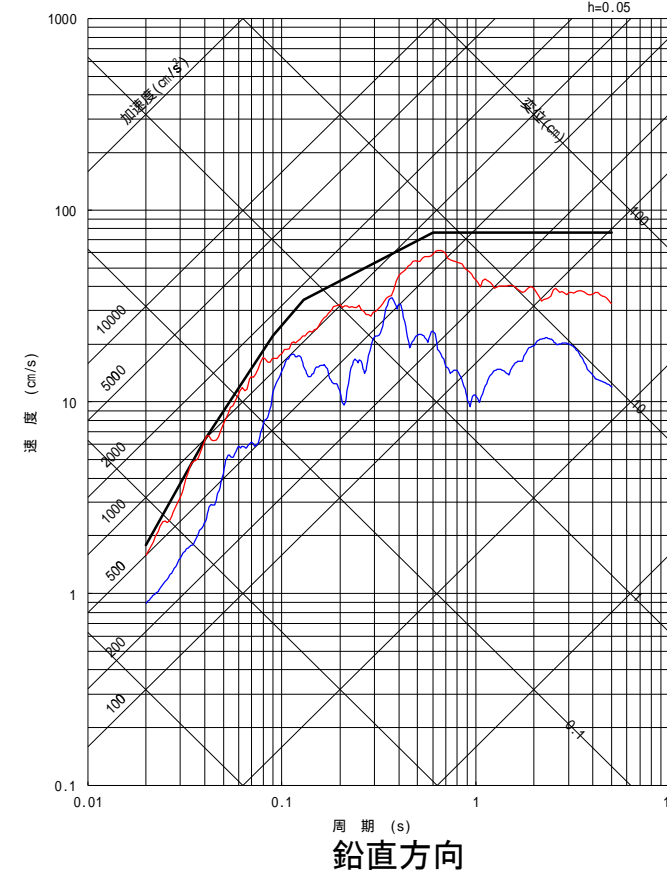
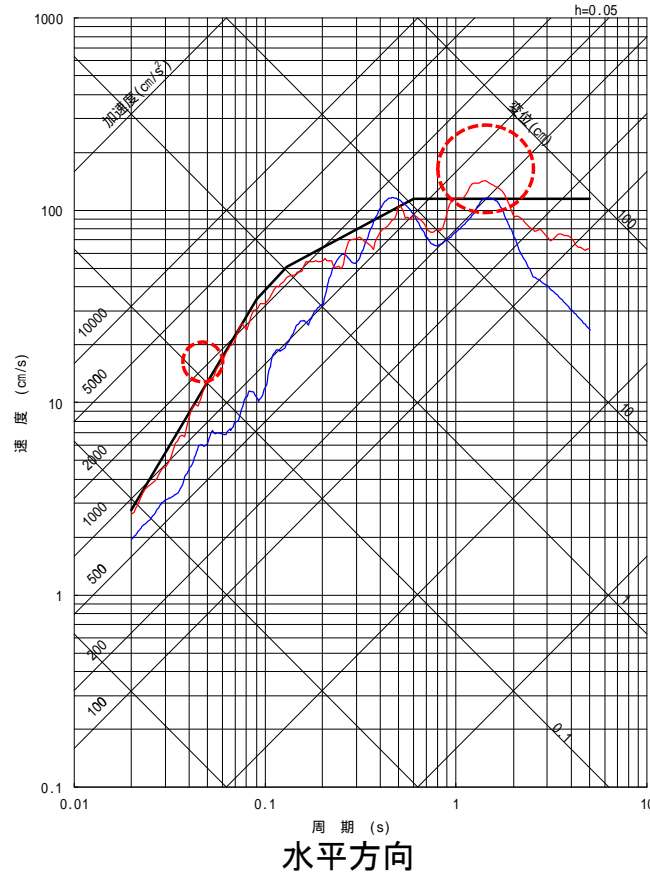
実観測記録の位相による時刻歴波形

乱數位相, 実観測記録の位相による地震動は, 応答スペクトルでは差が生じないが, **時刻歴波形では乱數位相の方が強震部の継続時間が長いことから, 標準応答スペクトルに基づく地震動評価に用いる位相として, 乱數位相を採用する。**

④基準地震動S_sの策定(1/3)

- 審査ガイドでは、断層モデル手法による基準地震動S_sは、応答スペクトル手法による基準地震動S_s-D1との関係を踏まえて策定することが求められており、基準地震動S_s-11～S_s-31は、基準地震動S_s-D1との比較により策定している。
- このため、標準応答スペクトルに基づき策定した地震動に対しても、基準地震動S_s-D1との比較により基準地震動を策定する。
- 標準応答スペクトルに基づき策定した地震動と既許可の基準地震動S_s-D1を比較した結果、一部の周期帯において、基準地震動S_s-D1を上回るため、基準地震動S_sとする。

- 標準応答スペクトルに基づき策定した地震動
- S_s-31(2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動)
- S_s-D1

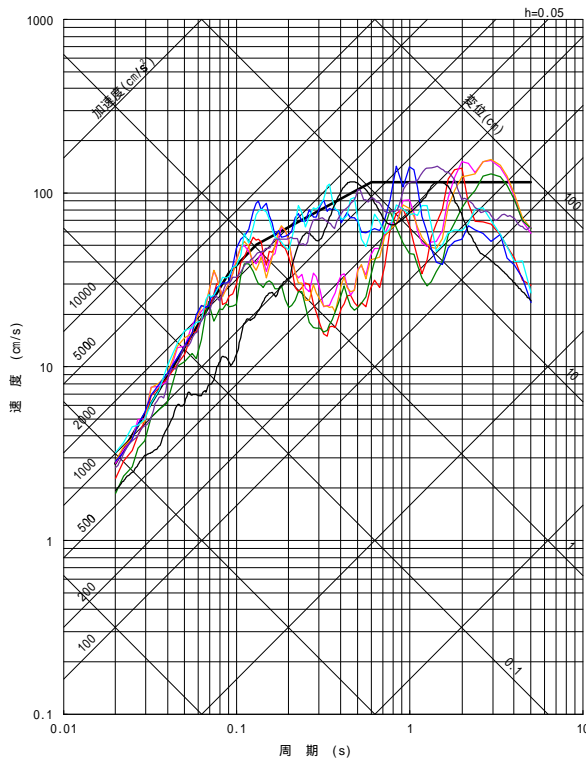


擬似速度応答スペクトル
論点No.18-23

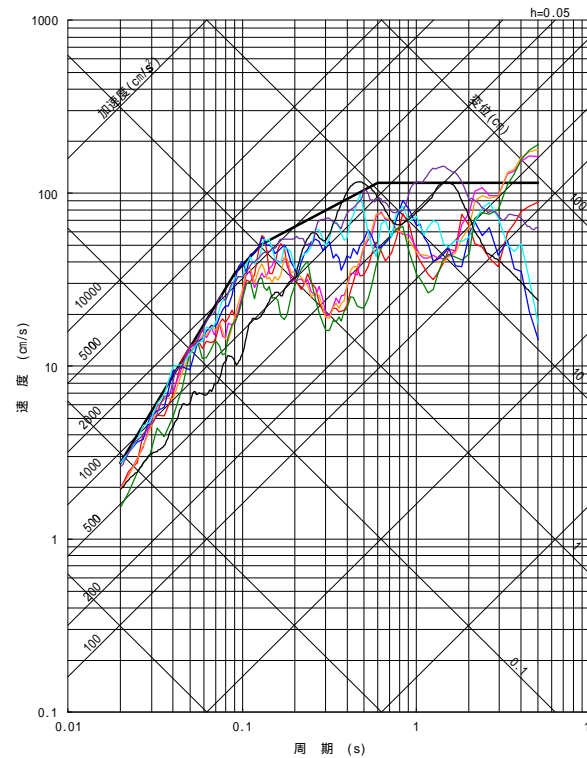
④基準地震動S_sの策定(2/3)

■標準応答スペクトルに基づき策定した地震動を基準地震動S_s-32として追加する。

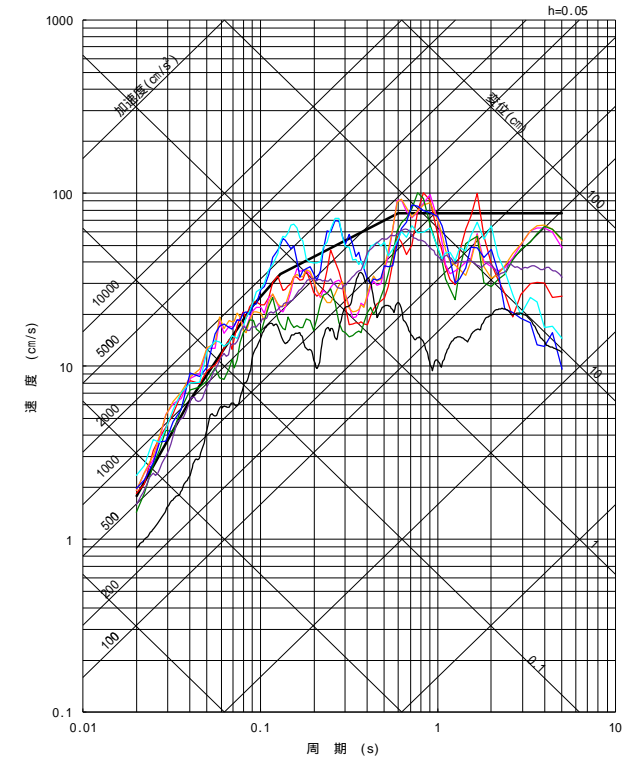
- S_s-D1 応答スペクトル手法による基準地震動
- S_s-11 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地断層による地震(短周期レベルの不確かさ,破壊開始点1)
- S_s-12 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地断層による地震(短周期レベルの不確かさ,破壊開始点2)
- S_s-13 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地断層による地震(短周期レベルの不確かさ,破壊開始点3)
- S_s-14 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地断層による地震(断層傾斜角の不確かさ,破壊開始点2)
- S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震(短周期レベルの不確かさ)
- S_s-22 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動
- S_s-32 標準応答スペクトルに基づき策定した地震動



NS方向



EW方向



UD方向

④基準地震動S_sの策定(3/3)

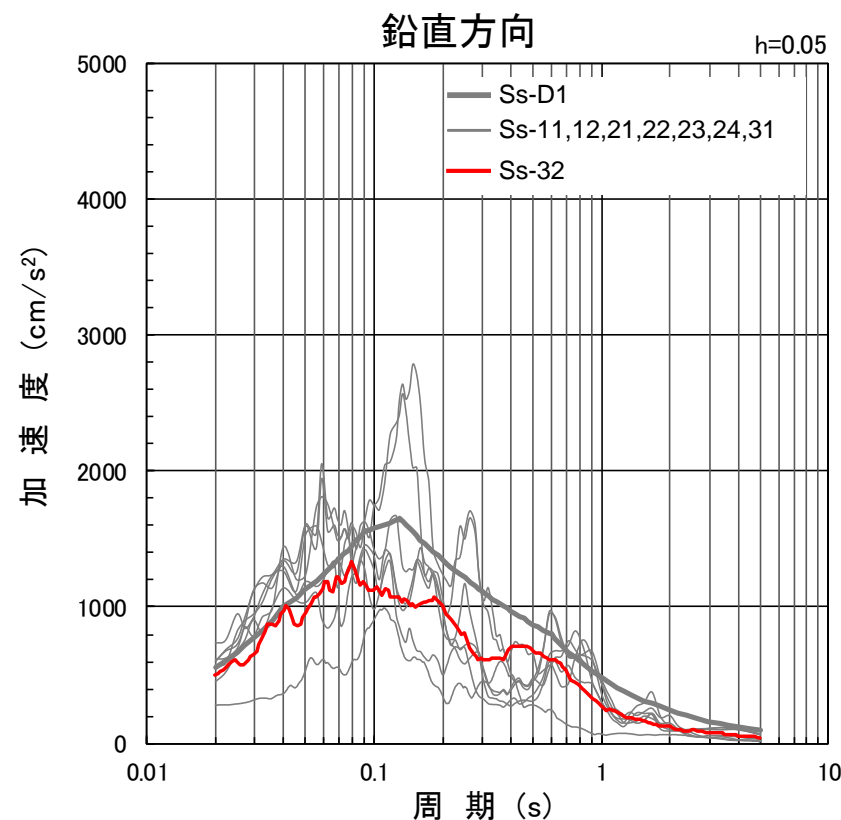
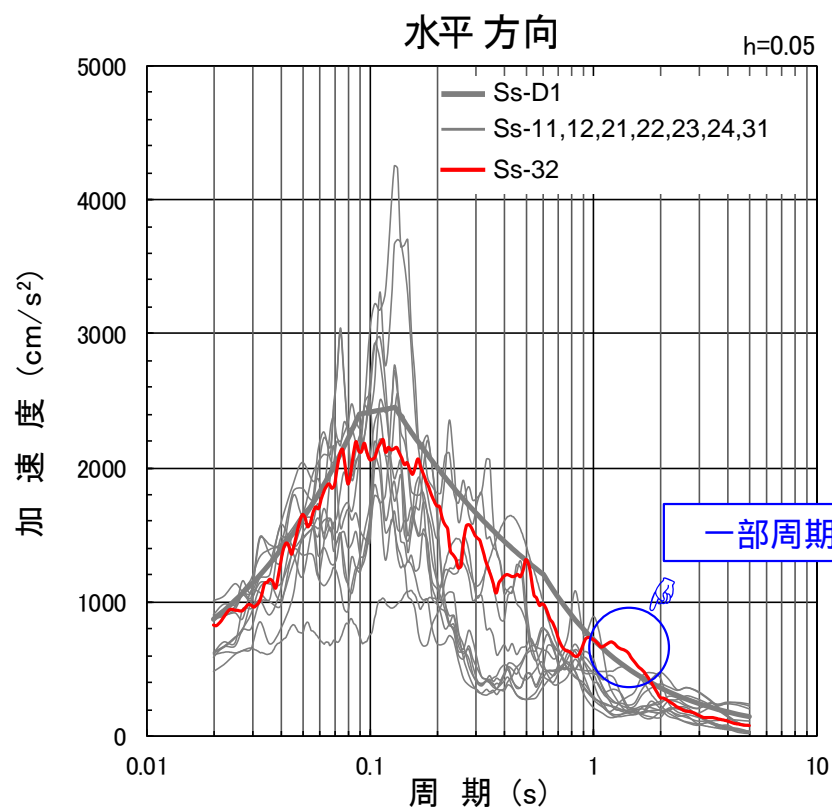
- 追加した基準地震動S_s-32(標準応答スペクトルに基づく地震動)の最大加速度は、829cm/s²である。
- 基準地震動S_sは8波から9波となるが、最大加速度1,009cm/s²は変更とならない。

地震動	地震動の評価		最大加速度(cm/s ²)	
			水平方向	鉛直方向
震源を特定して策定する地震動	断層モデルを用いた手法による地震動(6波)	内陸地殻内地震(4波): 基準地震動S _s -11~14	903	602
		プレート間地震(2波): 基準地震動S _s -21,22	1009	736
	応答スペクトルに基づく地震動(1波): 基準地震動S _s -D1		870	560
震源を特定せず策定する地震動 (全国共通に考慮すべき地震動)	北海道留萌支庁南部地震に基づく地震動(1波): 基準地震動S _s -31		610	280
	標準応答スペクトルに基づく地震動(1波): 基準地震動S _s -32		829	499

今回追加

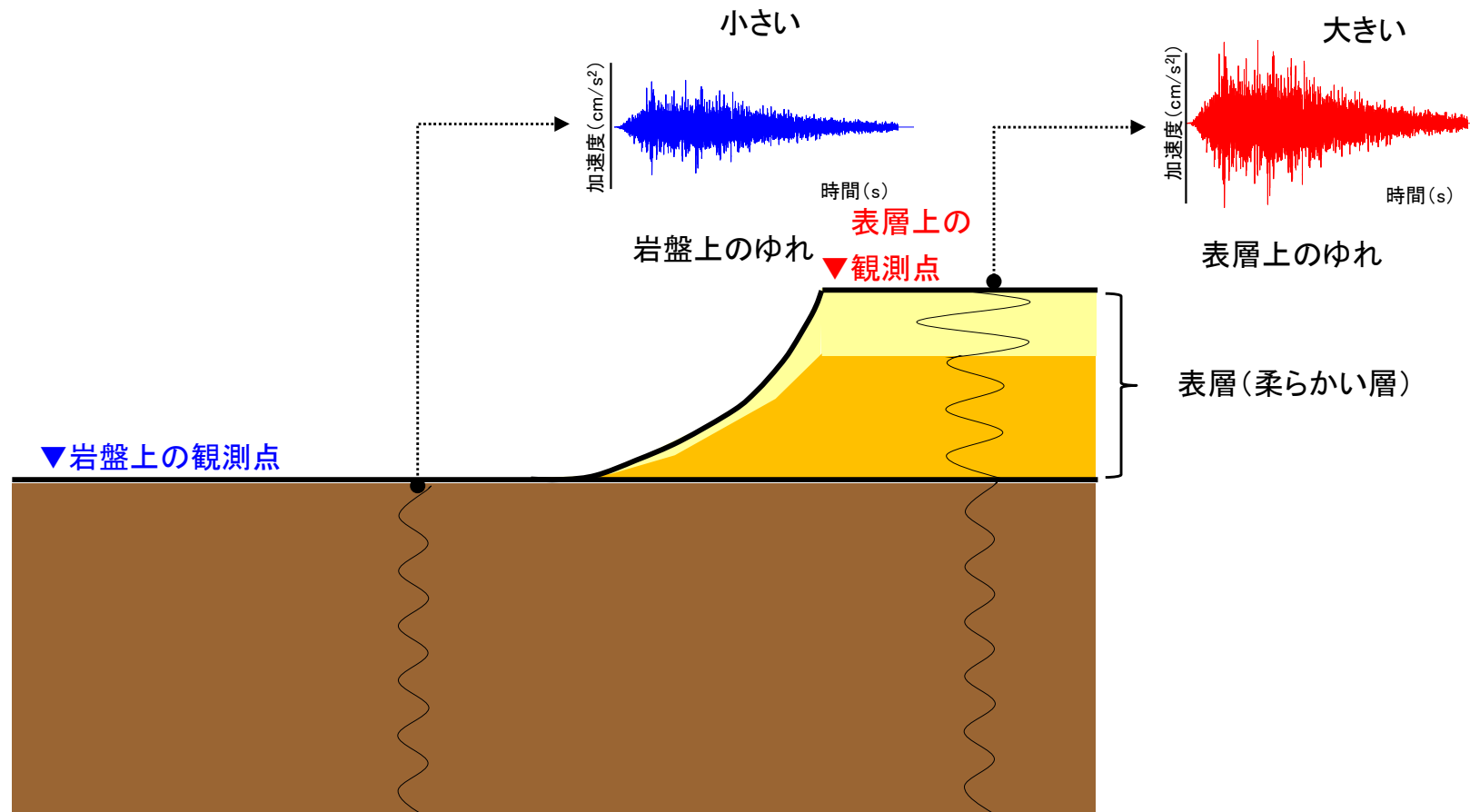
■ Ss-32に対する施設等の耐震性の詳細評価を実施中であるが、施設等への影響確認を行った結果、**機能維持への影響はないものと考えている。**

- ・ 応答スペクトルの比較において、Ss-32は許可済のSsに対して水平方向の長周期帯の一部(1秒から2秒)で超えるため、当該位置に固有周期を有する施設等について、影響確認を行った。
- ・ その結果、常設代替高圧電源装置について、地震による機能維持のために実施した加振試験結果に影響があることを確認したため、Ss-32を考慮した加振波を用いて加振試験を行い、**機能維持に問題ないことを確認した。**
- ・ その他の施設等については、許可済のSsでの評価結果に包絡されるか、または評価結果に包絡されなくても**耐震裕度内に収まるものと想定している。**



(参考) 岩盤上のゆれと柔らかい表層上のゆれの違い

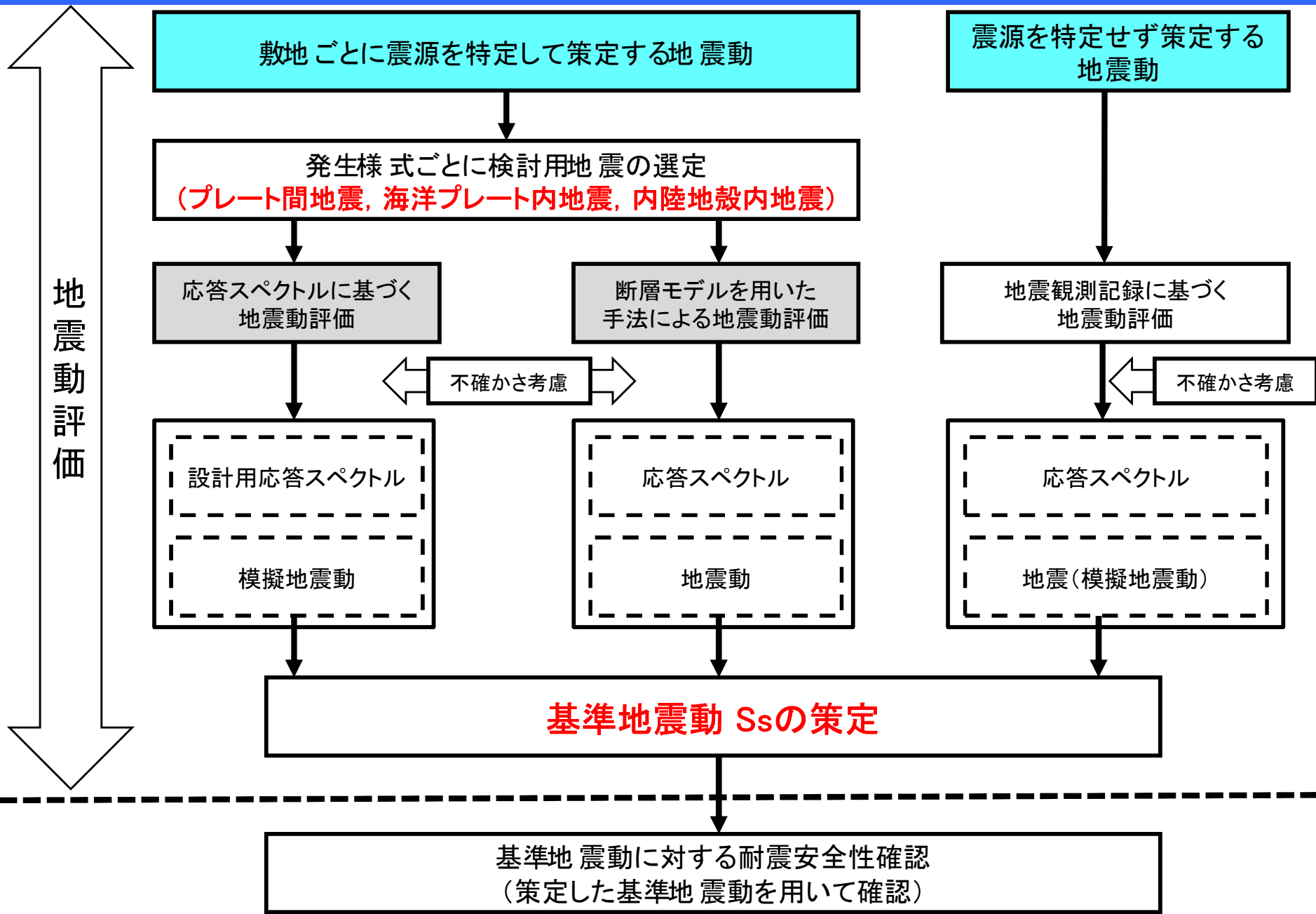
- 岩盤から表層に地震動が伝播する際、表層の地盤が柔らかいため、地震動が増幅する。
- このため、震源からの距離が同じでも、柔らかい表層の方がゆれが大きくなる。
- 複数の観測点間のゆれを比較する際は、地盤条件の違いの有無を考慮する必要がある。



【新規制基準の要求事項】

(基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド抜粋) 改正 令和4年6月8日 原子力規制委員会

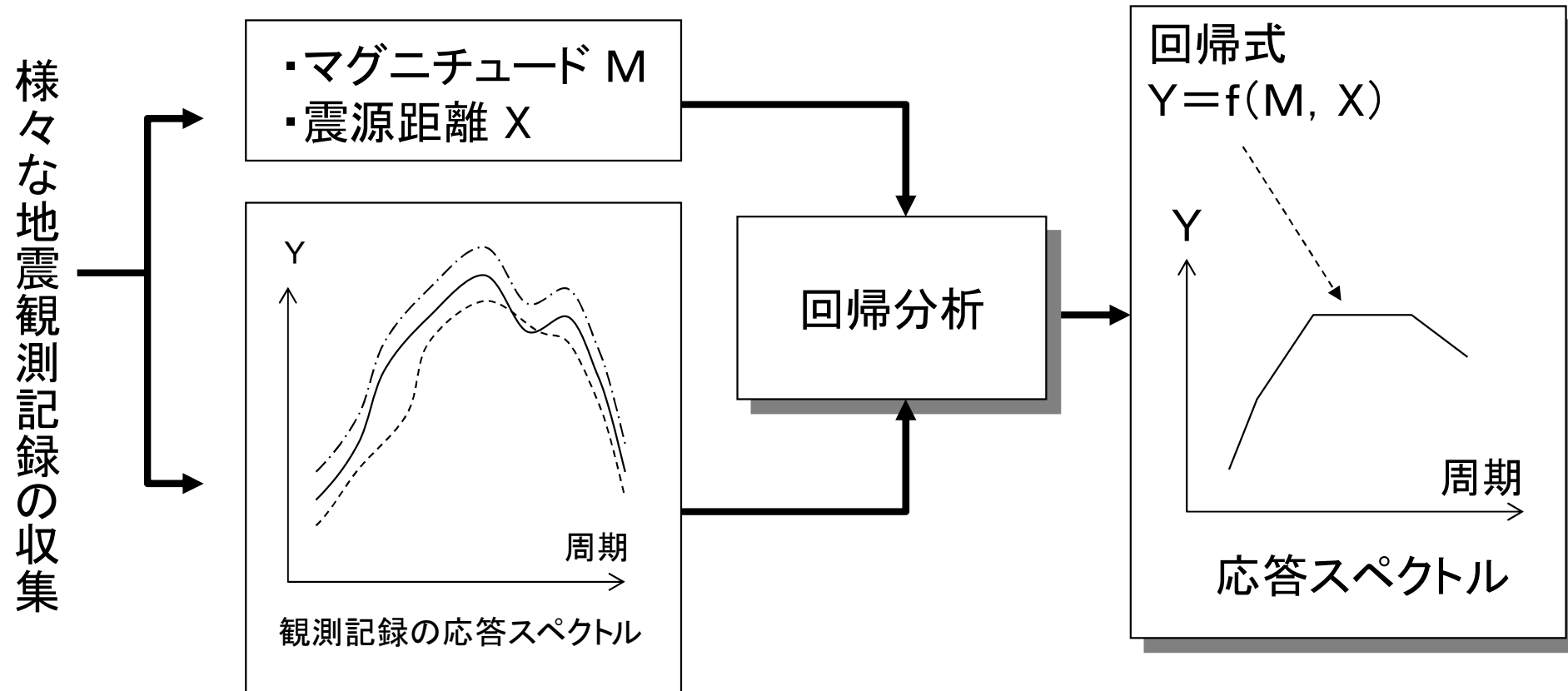
- (1) 基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、それぞれ解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定されていることを確認する。
- (2) 基準地震動の策定に係る審査は、設置許可基準規則及び設置許可基準規則解釈に適合するかどうかを本ガイドを参照しながら判断するものであり、基準地震動が、地震動評価に大きな影響を与えると考えられる不確かさを考慮して適切に策定されていることを、地震学及び地震工学的見地に基づく総合的な観点から判断する。
- (3) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震(以下「検討用地震」という。)を複数選定し、選定した検討用地震ごとに不確かさを考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価により、それぞれ解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定されていることを確認する。
- (4) 「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定されていることを確認する。
- (5) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮することによって、敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として策定されていることを確認する。



(参考) 応答スペクトルに基づく地震動評価

応答スペクトルに関する回帰式

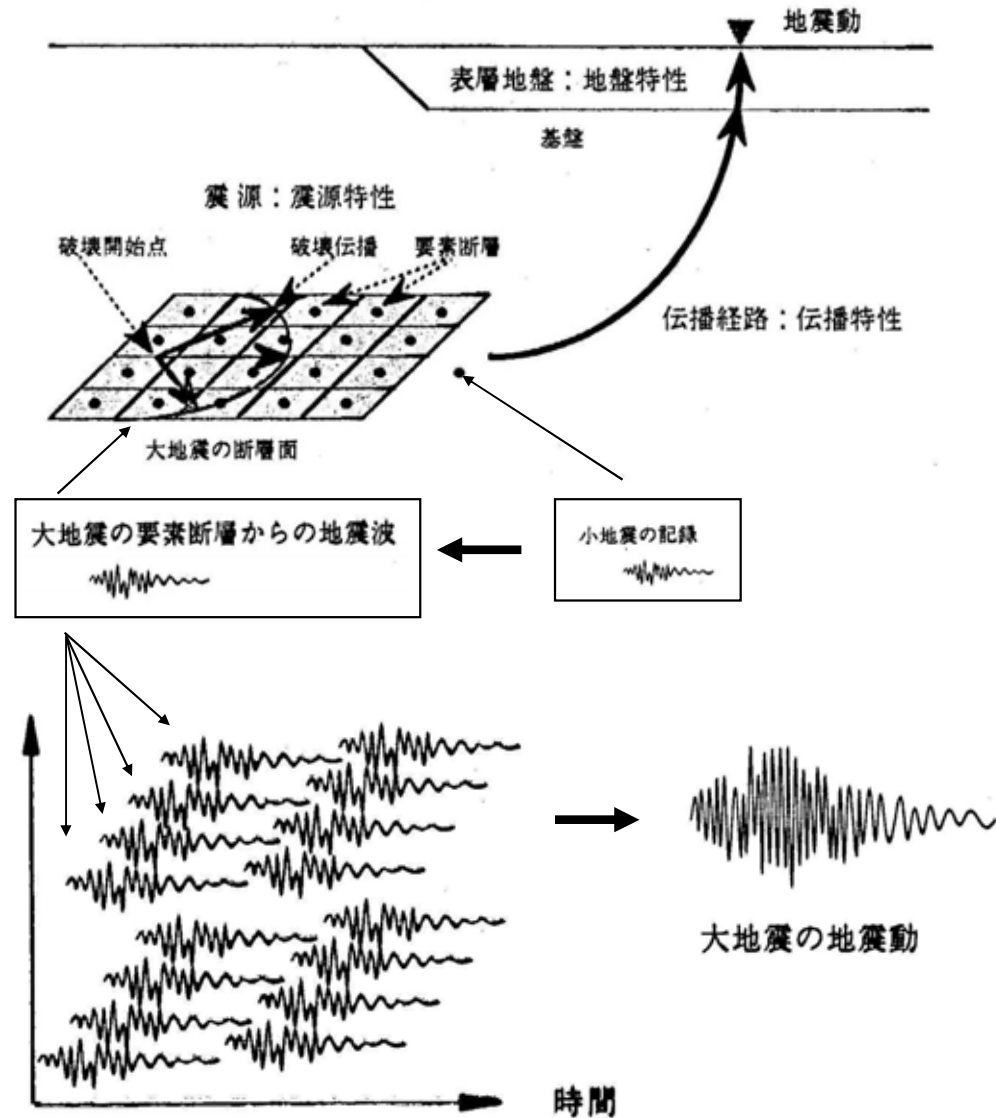
地震のマグニチュード: M , 震源距離: X と, その地震の応答スペクトルとの関係を回帰分析等により求めたもの。少ないパラメータで地震動の応答スペクトルを評価できる。複数の評価式がある。



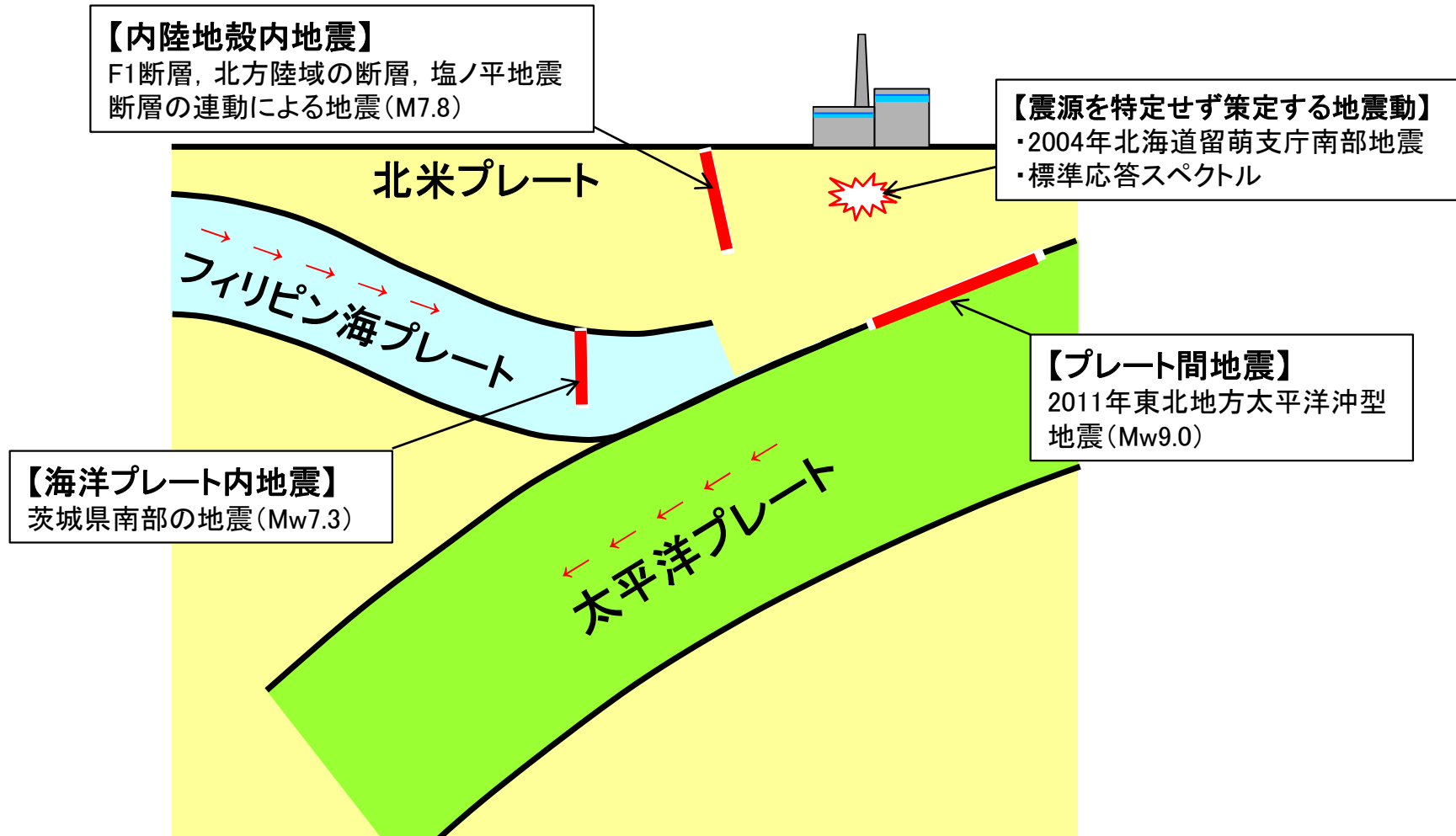
概要:小地震記録の重ねあわせ
によって大地震の地震動を
推定する方法である。

特徴:地震動の再現性が良い。
:適切な小地震記録が必要。

出力:時刻歴波形



東海第二発電所周辺の直下は、3つのプレートが重なり合っており、そこで発生する地震のタイプも多岐にわたっている。地震動評価(基準地震動 S_s の策定)にあたっては、以下の4つの地震(震源)を考慮した。

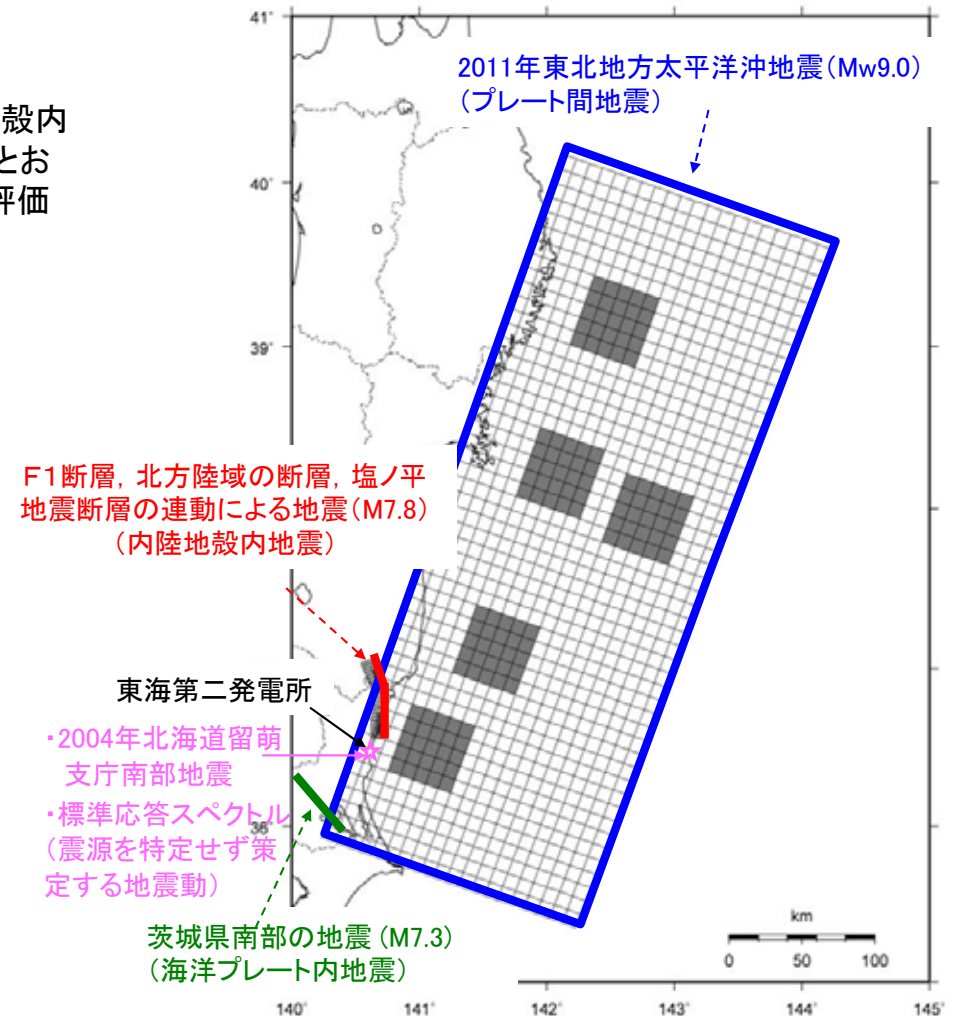


発電所周辺で発生する地震のイメージ図

(参考) 東海第二発電所の周辺で発生する地震の特徴

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価について、内陸地殻内地震、プレート間地震、海洋プレート内地震毎に検討用地震を下記のとおり選定した。また震源を特定せず策定する地震動として下記のとおり評価を実施した。

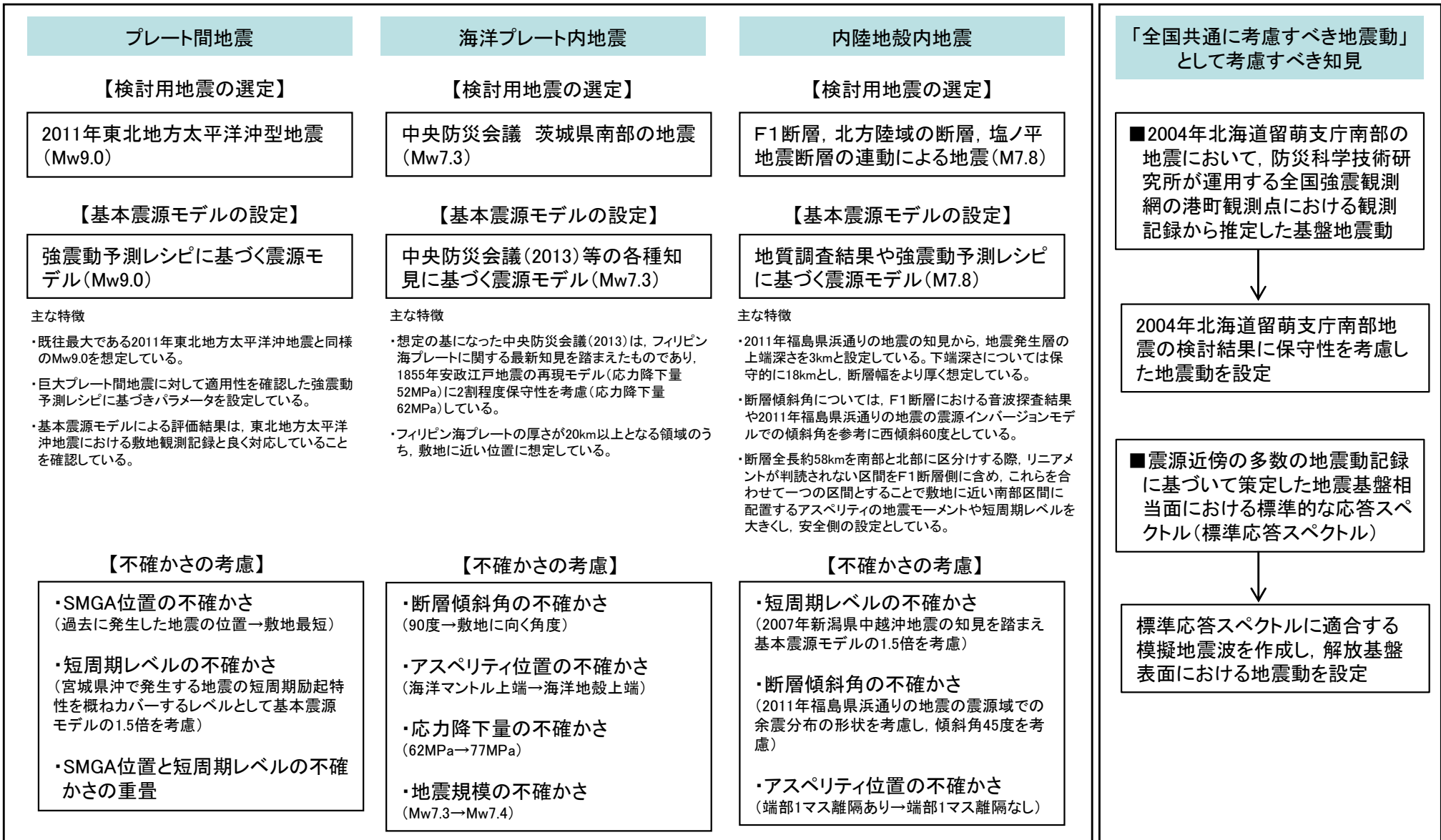
地震発生様式		検討用地震
敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	内陸地殻内地震	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震 (M7.8)
	プレート間地震	2011年東北地方太平洋沖地震 (Mw9.0)
	海洋プレート内地震	茨城県南部の地震 (M7.3)
震源を特定せず策定する地震動	・2004年北海道留萌支庁南部地震 ・標準応答スペクトル	



検討用地震の断層面

■敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

■震源を特定せず策定する地震動



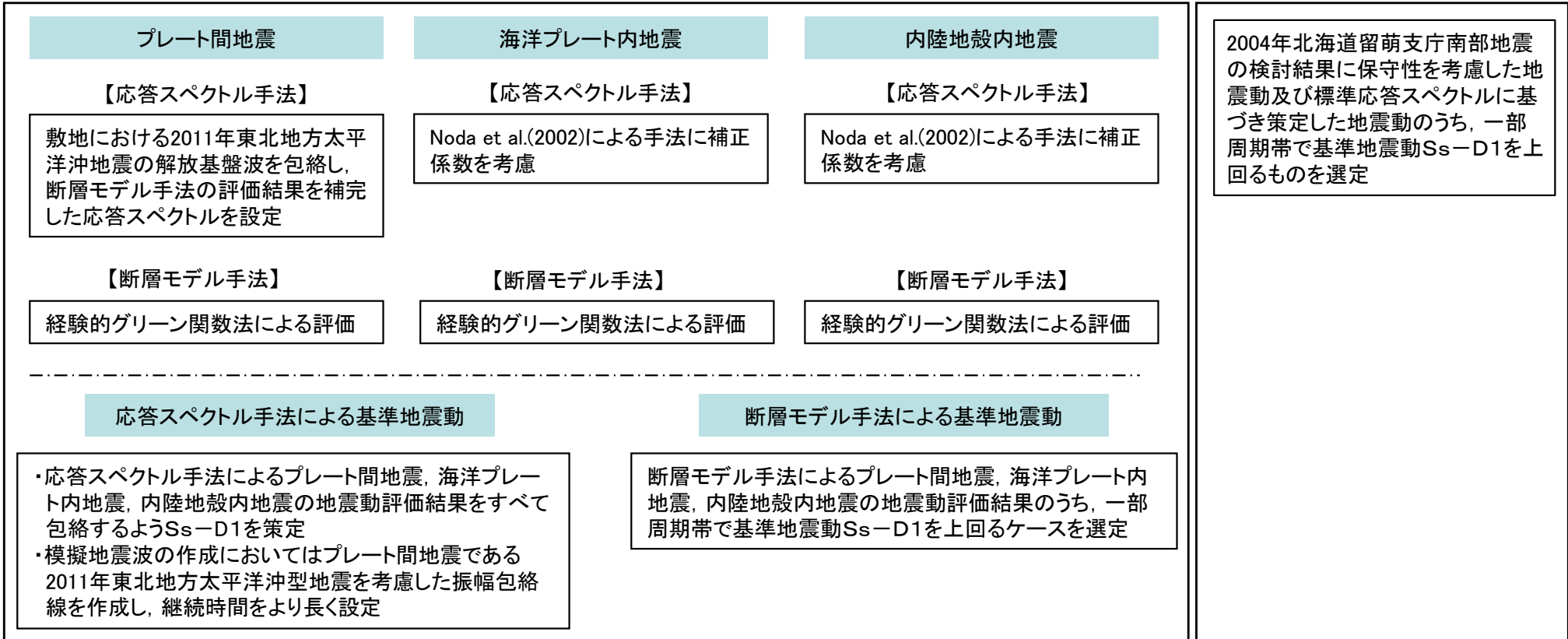
次頁へ

次頁へ

(参考)地震動評価の概要(2/2)

■敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

■震源を特定せず策定する地震動



■基準地震動 S_s の策定

- S_s-D1 応答スペクトル手法による基準地震動
- S_s-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(M7.8) (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(M7.8) (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(M7.8) (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(M7.8) (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0) (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-22 2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0) (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動
- S_s-32 標準応答スペクトルに基づき策定した地震動

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動		評価の概要
プレート間地震	2011年東北地方太平洋沖型地震 (Mw9.0)	<ul style="list-style-type: none"> ・既往最大である2011年東北地方太平洋沖地震と同様のMw9.0を想定(幅200km, 長さ500kmの震源面)した。 ・SMGA※¹位置の不確かさと短周期レベル※²の不確かさを二重に考慮した。
海洋プレート内地震	茨城県南部の地震(Mw7.3) (中央防災会議(2013)を参考に設定)	<ul style="list-style-type: none"> ・中央防災会議(2013)の知見を踏まえ, アスペリティ※³の応力降下量※⁴を62MPaとして設定した。 ・応力降下量の大きさ(77MPa)や地震の規模(Mw7.4)等の不確かさを考慮した。評価結果は, 他のSsに包絡されていることを確認した。
内陸地殻内地震 (活断層による地震)	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(M7.8)	<ul style="list-style-type: none"> ・断層の連動を考慮した。 ・短周期レベルの不確かさ, 断層傾斜角の不確かさ, アスペリティ位置の不確かさを考慮した結果, Ssとして4波を選定した。(合計4波)
応答スペクトル手法によるSs	上記地震の応答スペクトル手法による評価結果を包絡して応答スペクトルを設定	<ul style="list-style-type: none"> ・応答スペクトル手法の評価結果を包絡し, 水平870ガル, 鉛直560ガルの応答スペクトルのSsを設定した。(1波) ・なお, 模擬地震波は, 振幅包絡線をプレート間地震の緒元をもとに作成し継続時間をより長く設定(約140秒)した。
震源を特定せず策定する地震動		評価の概要
<ul style="list-style-type: none"> ・2004年北海道留萌支庁南部地震 ・標準応答スペクトル 		<ul style="list-style-type: none"> ・2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤波(地震記録)を軟岩補正(東海第二の地盤特性※⁵を反映)して, Ssとして設定した。(1波) ・標準応答スペクトルに適合する模擬地震波を軟岩補正して, Ssとして設定した。(1波)

※1: 強震動生成域(短周期側の強い揺れを発生させる断層面の領域)。Strong Motion Generation Area。
 ※2: 原子力発電所の建物・機器の耐震性評価にとって重要である短周期帯の震源における加速度のレベル。
 ※3: 断層面(震源面)において強く固着した部分(SMGAと同義語であり, 強い揺れを発生させる領域)。
 ※4: 地震の時にアスペリティで解放される応力の大きさ。この値が大きいほど地震動が大きくなる。
 ※5: 大深度ボーリング及び地震観測記録から得られた地盤の増幅特性。

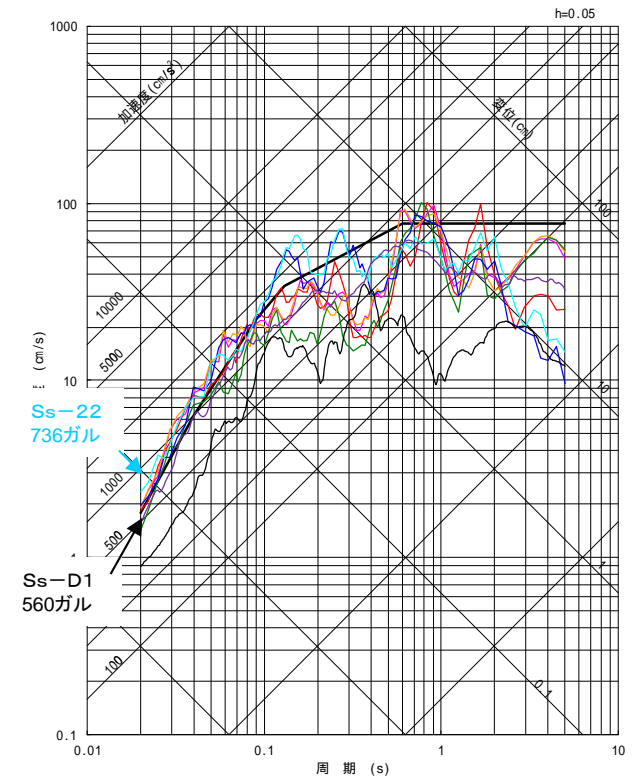
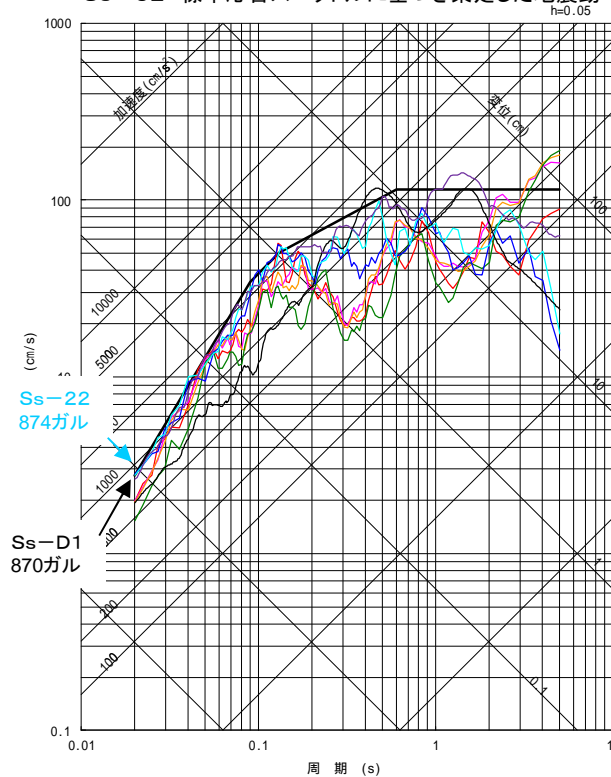
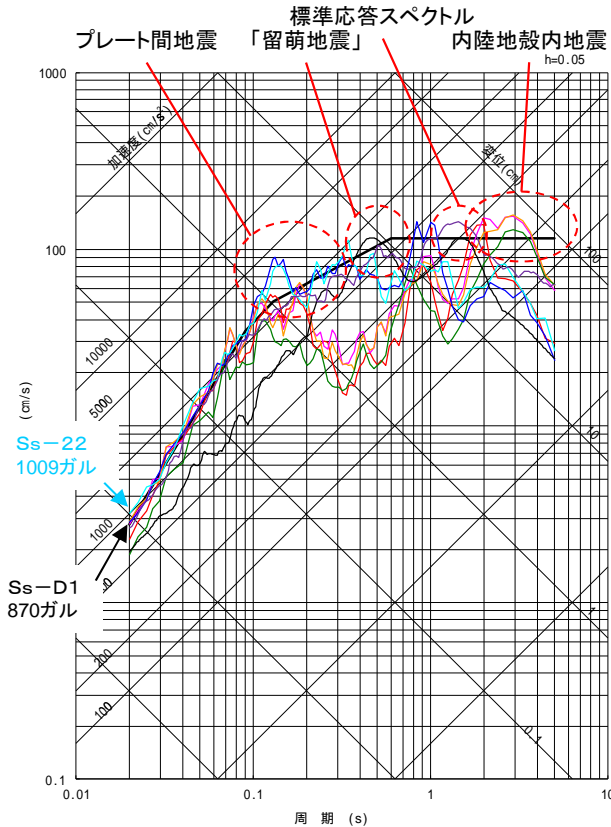
(参考) 基準地震動S_s



■ 基準地震動S_sを示す。

短周期側ではプレート間地震、「留萌地震」の基準地震動が、長周期側では内陸地殻内地震、標準応答スペクトルの基準地震動がそれぞれS_s-D1を上回る。

- S_s-D1 応答スペクトル手法による基準地震動
- S_s-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震(短周期レベルの不確かさ)
- S_s-22 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動
- S_s-32 標準応答スペクトルに基づき策定した地震動



東海第二発電所の基準地震動S_sは、応答スペクトル法によるS_s-D1に加え、一部周期帯でS_s-D1を上回る断層モデル手法による6波(内陸地殻内地震4波, プレート間地震2波)及び震源を特定せず策定する地震動2波の合計9波とした。断層モデル手法によるS_s及び「特定せず」のS_sは、S_s-D1を上回る周期帯が異なるため、それぞれの基準地震動S_sによる地震力を用いた耐震安全性評価を行う。

(参考)不確かさを考慮した地震動評価のまとめ

プレート間地震

基本震源モデル: 2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)

不確かさ: ①SMGA位置, ②短周期レベル, ③SMGA位置と短周期レベルの重畳

海洋プレート内地震

基本震源モデル: 茨城県南部の地震(Mw7.3)

不確かさ: ①断層傾斜角, ②アスペリティ位置, ③応力降下量, ④地震規模

内陸地殻内地震

基本震源モデル: F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(M7.8)

不確かさ: ①短周期レベル, ②断層傾斜角, ③アスペリティ位置

震源を特定せず策定する地震動

- ・2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動
- ・標準応答スペクトルに基づき策定した地震動

模擬地震波

- ・応答スペクトル手法の評価結果を包絡し作成

以上の不確かさを考慮することで, さらなる安全性向上に努めている。

震災前 : 最大加速度 600ガル, 3波

申請時(2014年): 最大加速度 901ガル, 3波

2016年12月現在: 最大加速度 1009ガル, 8波

2023年10月現在: 最大加速度 1009ガル, 9波

(参考)変更点(1/2)

○:考慮, -:未考慮

発生様式	検討ケース	2014年頃	標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴うバックフィット時点(2023年)
プレート間地震	基本震源モデル	2011年東北地方太平洋沖地震(Mw9.0)	2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)
	SMGA位置の不確かさ	○	○
	短周期レベルの不確かさ	○	○
	SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳	-	○
海洋プレート内地震	基本震源モデル	茨城県南部の地震(Mw7.3) ・中央防災会議(2004)を参考に設定 ・アスペリティの応力降下量21MPa	茨城県南部の地震(Mw7.3) ・中央防災会議(2013)を参考に設定 ・アスペリティの応力降下量62MPa
	断層傾斜角の不確かさ	-	○
	アスペリティ位置の不確かさ	○	○
	応力降下量の不確かさ	-	○
内陸地殻内地震	基本震源モデル	F1断層, 北方陸域の断層の連動による地震(M7.6) ・破壊開始点2箇所 ・断層上端深さ5km	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(M7.8) ・破壊開始点7箇所のうち影響の大きい3箇所を選定 ・断層上端深さ3km
	短周期レベルの不確かさ	○	○
	断層傾斜角の不確かさ	-	○
	アスペリティ位置の不確かさ	-	○
震源を特定せず策定する地震動		加藤ほか(2004)による応答スペクトル	・2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動 ・標準応答スペクトルに基づき策定した地震動
模擬地震波		応答スペクトル手法の評価結果を包絡し作成 ・水平700ガル, 鉛直420ガル ・振幅包絡線を内陸地殻内地震(M7.6, Xeq=25.7km)をもとに作成	応答スペクトル手法の評価結果を包絡し作成 ・水平870ガル, 鉛直560ガル ・振幅包絡線をプレート間地震(M8.3, Xeq=135.8km)をもとに作成し継続時間をより長く設定

※標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴うバックフィット(2023年)で新たに考慮し, その他の検討ケースは, 既許可において考慮している

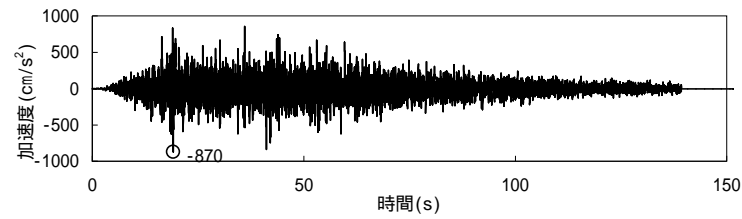
(参考)変更点(2/2)

2014年頃					標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴うバックフィット時点(2023年)					
基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)			基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)			
		NS成分	EW成分	UD成分			NS成分	EW成分	UD成分	
Ss-D	応答スペクトル手法による基準地震動	700			420	Ss-D1	応答スペクトル手法による基準地震動	870		560
Ss-1	F1断層, 北方陸域の断層の連動による地震 (M7.6) (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)	788	728	563	Ss-11	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震 (M7.8) (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)	717	619	579	
					Ss-12	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震 (M7.8) (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)	871	626	602	
					Ss-13	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震 (M7.8) (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)	903	617	599	
					Ss-14	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震 (M7.8) (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)	586	482	451	
Ss-2	2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)	901	887	620	Ss-21	2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)	901	887	620	
-	-	-	-	-	Ss-22	2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)	1009	874	736	
-	-	-	-	-	Ss-31	2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動	610		280	
-	-	-	-	-	Ss-32	標準応答スペクトルに基づき策定した地震動	829		499	

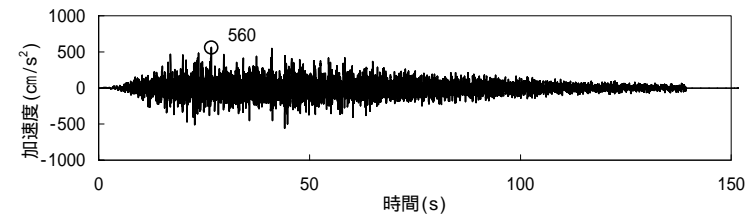
※ 標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴うバックフィット(2023年)で新たに考慮し, 基準地震動Ss-D1, Ss-11~Ss-31は, 既許可で考慮している

■ 基準地震動Ssの加速度時刻歴波形(1/3)

Ss-D1 応答スペクトル手法に基づく模擬地震波



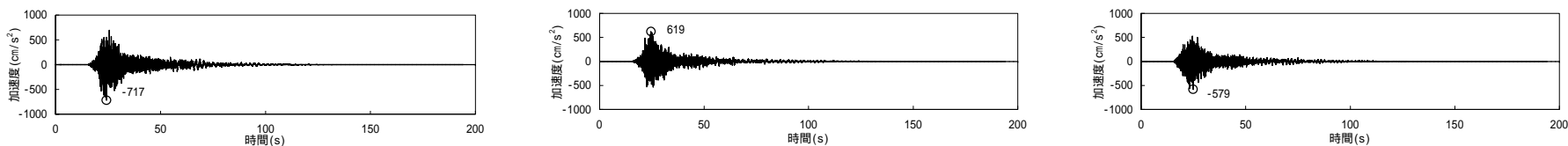
Ss-D1H(水平成分)



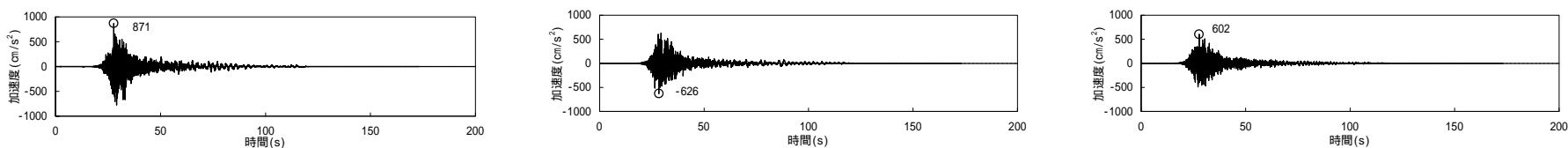
Ss-D1V(鉛直成分)

■ 基準地震動Ssの加速度時刻歴波形(2/3)

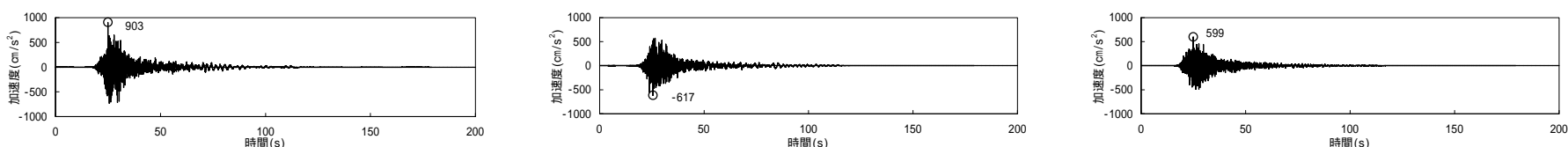
Ss-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)



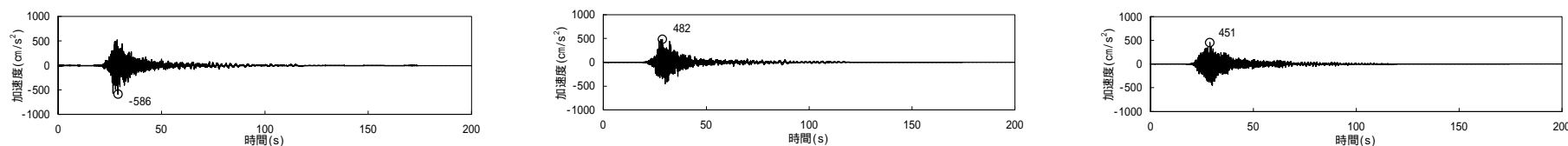
Ss-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)



Ss-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)



Ss-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)



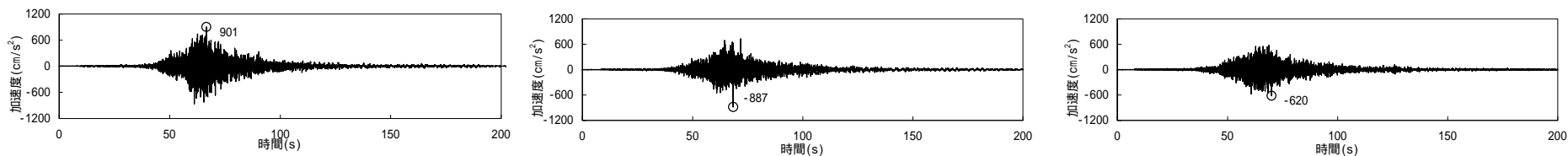
NS成分

EW成分

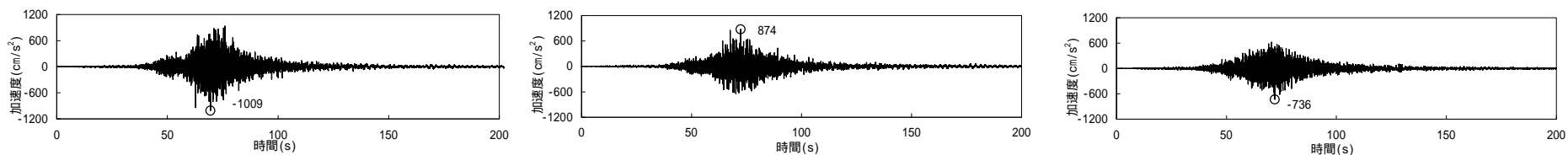
UD成分

■ 基準地震動S_sの加速度時刻歴波形(3/3)

S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震(短周期レベルの不確かさ)



S_s-22 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)



NS成分

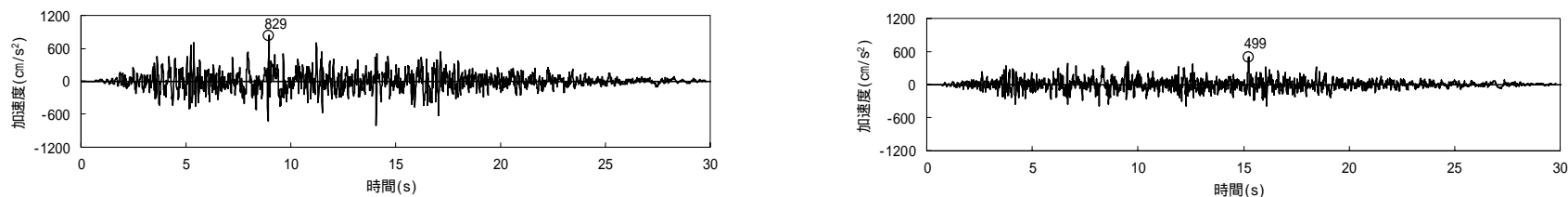
EW成分

UD成分

S_s-31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動



S_s-32 標準応答スペクトルに基づき策定した地震動



水平成分

論点No.18-43

鉛直成分

(参考) 基準地震動の変遷(最大加速度の比較)

2006年耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震バックチェック				2014年頃				さらなる不確かさを反映(2018年)				標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴うバックフィット(2023年)			
	最大加速度(cm/s ²)				最大加速度(cm/s ²)				最大加速度(cm/s ²)				最大加速度(cm/s ²)		
	NS成分	EW成分	UD成分		NS成分	EW成分	UD成分		NS成分	EW成分	UD成分		NS成分	EW成分	UD成分
Ss-D	600		400	Ss-D	700		420	Ss-D1	870		560	Ss-D1	870		560
Ss-1	516	475	357	Ss-1	788	728	563	Ss-11	717	619	579	Ss-11	717	619	579
—	—	—	—	Ss-2	901	887	620	Ss-12	871	626	602	Ss-12	871	626	602
—	—	—	—	—	—	—	—	Ss-13	903	617	599	Ss-13	903	617	599
—	—	—	—	—	—	—	—	Ss-14	586	482	451	Ss-14	586	482	451
—	—	—	—	—	—	—	—	Ss-21	901	887	620	Ss-21	901	887	620
—	—	—	—	—	—	—	—	Ss-22	1009	874	736	Ss-22	1009	874	736
—	—	—	—	—	—	—	—	Ss-31	610		280	Ss-31	610		280
—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	Ss-32	829		499

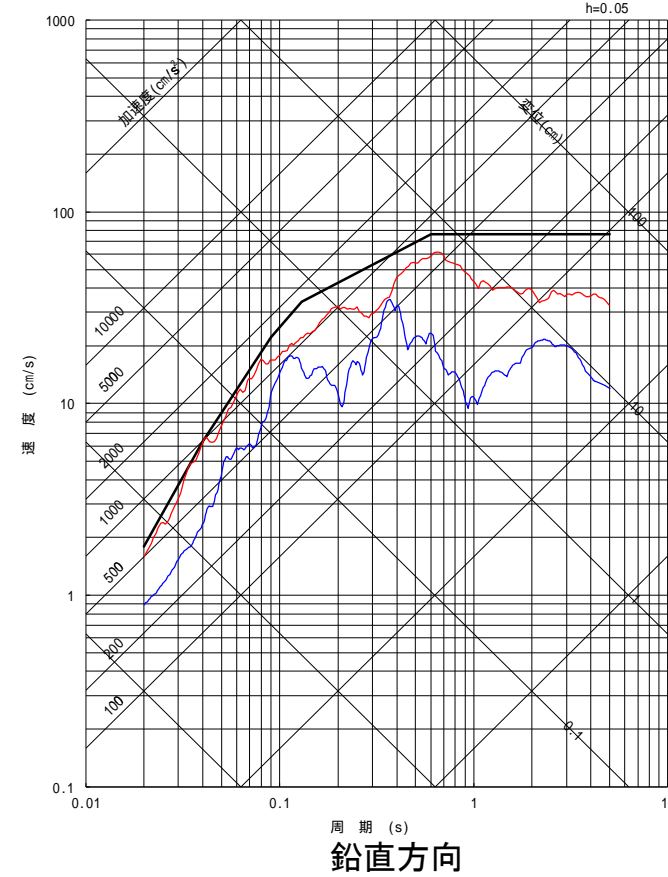
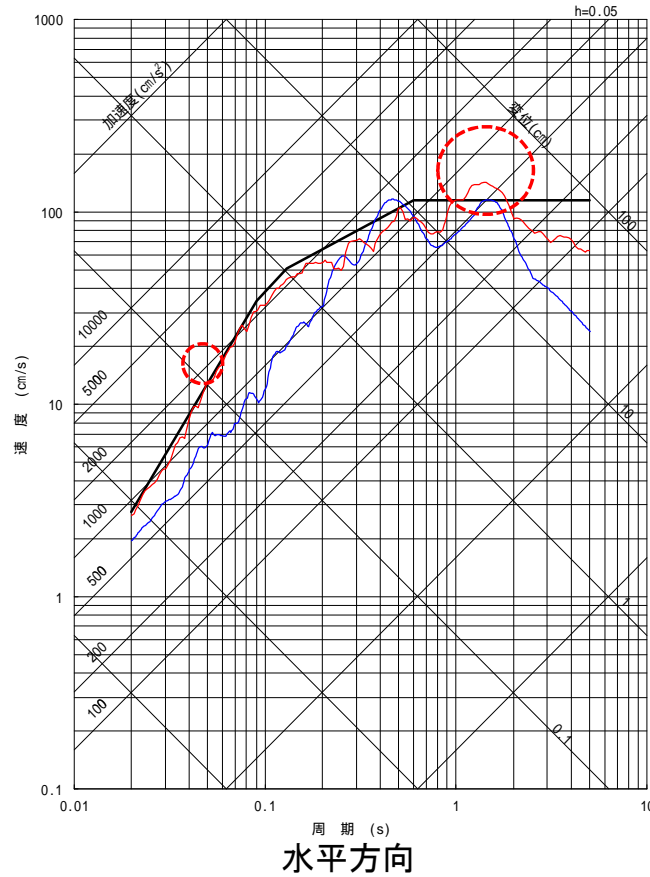
バックチェック時の600ガルから大きくなった主な要因は下記のとおり。

- ・2011年東北地方太平洋沖地震を踏まえた評価を行い、更に不確かさを二重に考慮したこと。(Ss-22, 1009ガル)
- ・断層長さが延びたことに加え、断層幅についてもより大きく設定したこと。(Ss-13, 903ガル)

(参考)震源を特定せず策定する地震動

■震源を特定せず策定する地震動と基準地震動 S_s-D1 を比較する。

- 標準応答スペクトルに基づき策定した地震動
- S_s-31 (2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動)
- S_s-D1



擬似速度応答スペクトル

2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動及び標準応答スペクトルに基づき策定した地震動は、一部周期帯で基準地震動 S_s-D1 を上回るため、基準地震動に選定する。

【論点No.18】

敷地及びその周辺における活断層の有無の判断根拠及び活断層が確認されていない場所で発生する地震の考慮について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No. 564

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

21ページの基準地震動について伺います。

最大が1,009galということなんですけれども、東日本大震災の想定が一番大きいとおっしゃったんですが、東日本大震災では、私はつくばから来ているんですけれども、つくば市のほうでも1,200galを超えていました。この1,009galというのは、一体、震源はどこ想定して1,009galなのか。そして、全体の基準地震動を超える力がかかる可能性は何パーセントと想定されているのか教えてください。

それから、同じく基準地震動で、そのすぐ上に2004年北海道留萌支庁南部地震による基準地震動に各種の不確かさを書いていますけれども、この北海道留萌支庁南部地震がどこで起きると想定してこの基準地震動を計算されての基準なのか教えてください。

地震対策への対応について(改訂版)で説明

実際に1,009galでおさまるかどうかということは非常に重要な問題だと思うんですけれども、1万年に1回というのは、本当にそれぐらいだと思われているんですか。毎年、大きな地震が、あちこちで、活断層もないところで非常に起きていますよね。その計算の仕方を見直すべきという考えはないのでしょうか。

P.2~24

No.780

2. 原発は活断層がある上には創れないことになっています。北海道の胆振東部地震(震度7)では活断層がないところで突然発生しました。震源地の深さは40km、専門家は深いところは活断層があるかどうか調べられないのでわからず、日本のどこでも大地震は起こりうると言っています。日本は地震、火山国です。

P.2~24

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1035

地震対策への対応について(改訂版)
及び論点No.17で説明

・基準地震動の審査について

熊本地震や北海道地震では今まで知られていなかった活断層により、大規模な地震被害が起きた。日本は有数な火山地帯でもあり、今や日本中どこでも大規模地震に見舞われる可能性がある。活断層が敷地に存在しないからと直下型地震の地震動を甘く見積もってはならない。今回1009ガルという評価は低すぎるのではないか。柏崎刈羽原発では現に想定以上の地震動に見舞われている。建屋が耐震性を有していても、配管のひび割れや継ぎ目の破断が起これば重大事故は避けられない。

No.149

論点No.19で説明

地震対策(活断層などわからない。地震は予測できない。科学の限界)などが全くダメ。

①東日本大震災時の使用済燃料プールのスロッシングについて

【説明概要】

■第18回

2011年3月11日東北地方太平洋沖地震により東海第二発電所の使用済燃料プールはスロッシングが発生してプール水位は通常水位より20cm低下し、これは約25m³の水量に相当する。このスロッシングによっても、原子炉の安全停止への悪影響は生じていない。

■今回

基準地震動S_s発生時のスロッシングに伴う使用済燃料プール溢水量は、精度の高い手法を採用した熱流体解析コードを用い、保守的な条件で評価を行うことで、地震発生時の実現象を包含し多めの溢水量を与えるよう扱っている。

②スロッシング周期の算定結果及び東海第二発電所敷地における地震動周期に係る検討結果について

【説明概要】

■第18回

使用済燃料プールのスロッシングの1次固有周期は約4秒である。スロッシングによる溢水量の評価は汎用熱流体解析コードで使用済燃料プールを3次元でモデル化し、発電所で想定される基準地震動S_s8波でそれぞれ評価を行い、最も溢水量が多い結果を地震による溢水の評価に用いている。

■今回

震源を特定せず策定する地震動S_s-32の使用済燃料プール固有周期位置の加速度は、最大の溢水量を与えるS_s-13の約半分程度に留まり、現行S_sによる溢水量を超えることはないと考えられる。

1. 東北地方太平洋沖地震による使用済燃料プールのスロッシング発生と冷却状況

- 東北地方太平洋沖地震発生以降の使用済燃料プール(以下「SFP」という。)の燃料体の冷却状況(2011/3/11～)
 - ・地震によるSFPプール水スロッシング(揺動)による溢水発生, プール水位は通常水位より20cm低下(約25m³相当)*1
 - ・外部の水源(復水貯蔵タンク)からSFPに水張りをを行い, プール水位の回復
 - ・外部電源喪失で停止した燃料プール冷却浄化系を起動して, プール水の冷却再開*2
 - ・SFPの水張り, 冷却用の設備の電源は, 非常用ディーゼル発電機(2C又は2D)からの給電で確保
 - ・以上の対応により, SFPの安定的な冷却を継続

*1 「使用済燃料プール水位高/低」警報発報。この水位低下時も燃料頂部より約7mの水位が確保され, 燃料冠水や放射線遮蔽への影響はなし。原子炉建屋6階のSFP周りでスロッシングによる溢水が生じたが, 溢水は床ドレンファンネル等を流下し下階タンク等に収集され, 原子炉の安全停止に影響を与えるような事象は生じていない。

*2 プール水温度: 冷却停止前27℃ ⇒ 冷却再開時29℃

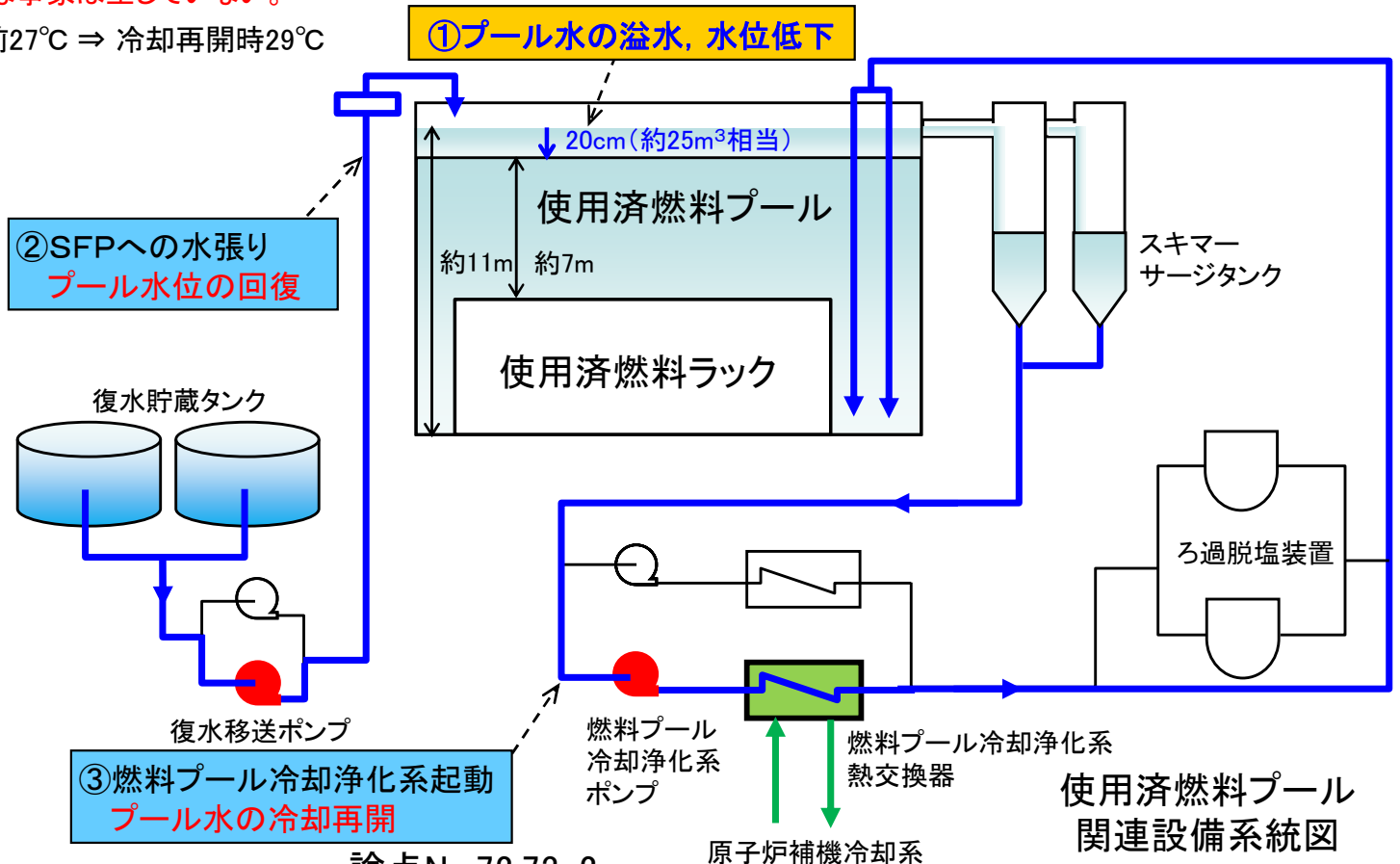
平成23年3月11日14時46分
東北地方太平洋沖地震発生

①SFPプール水の溢水発生
「SFP水位高/低」警報発報
(3月11日14:48)

②復水貯蔵タンクよりSFPへの水張り, プール水位の回復
(3月11日18:51～22:13)

③燃料プール冷却浄化系の起動によるプール水の冷却再開
(3月12日18:14)

④SFPの安定的な冷却継続



論点No.72,73-2

使用済燃料プール
関連設備系統図

2. 使用済燃料プールのスロッシング周期及び発電所で想定する地震動の影響 (1/2)

(1) 使用済燃料プールのスロッシングの特性

- ・一般に**矩形水槽のスロッシングの固有振動数は下式のとおり**。

$$f_n = \frac{1}{2\pi} \cdot \sqrt{\frac{(2n-1) \cdot \pi \cdot g}{L} \cdot \tanh\left\{\frac{(2n-1) \cdot \pi \cdot H}{L}\right\}}$$

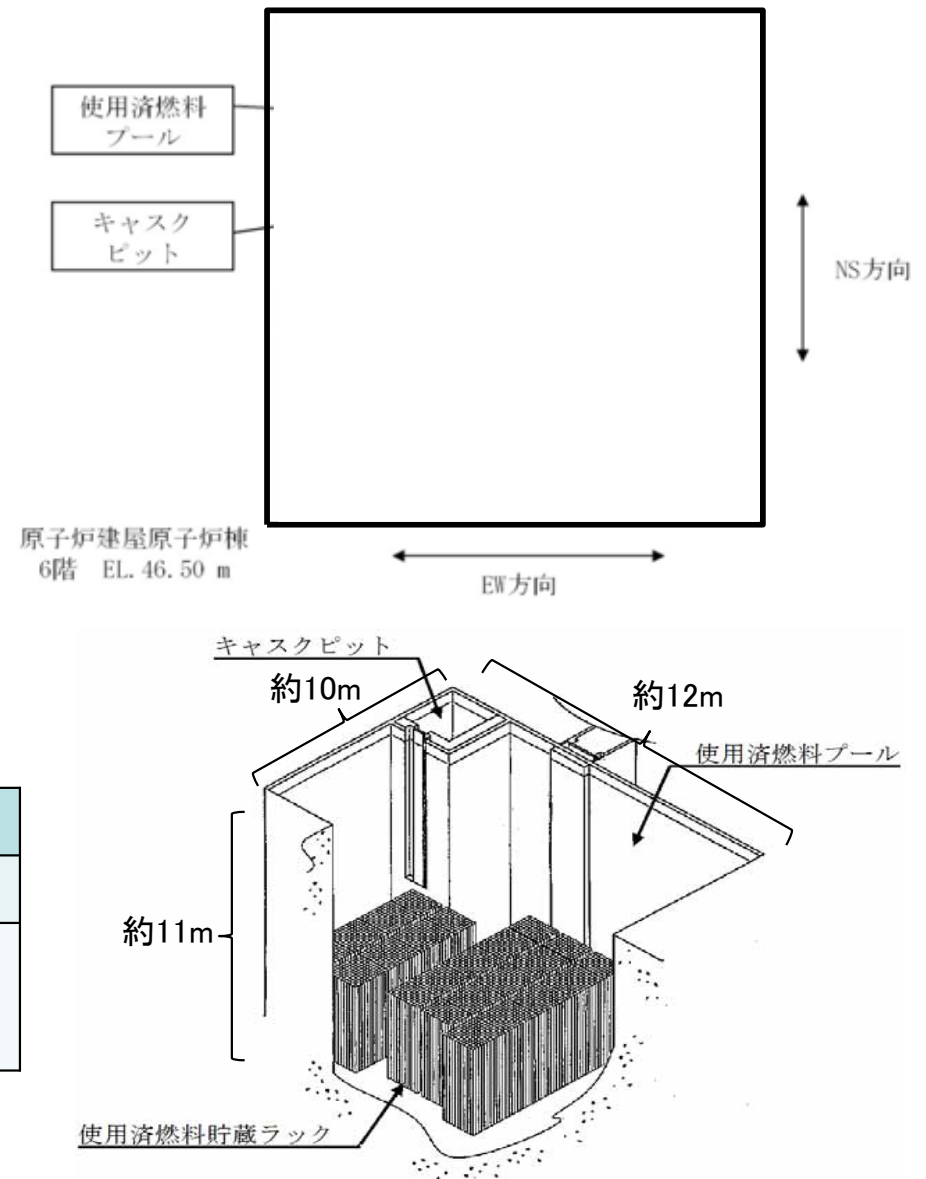
fn: n次の固有振動数(Hz)
g: 重力加速度(9.8m/s²)
L: プールの幅(m)
H: プールの深さ(m)

出典: 藤田勝久: タンクのスロッシング(その: 2矩形)タンク),
三菱振動マニュアル, 1976.7

- ・東海第二発電所の使用済燃料プールは矩形水槽に該当する。使用済燃料プールの仕様より上式を用いてスロッシングの固有振動数・固有周期を求めると、**以下のとおり**となる。

プール大きさ	プール水深	固有振動数／固有周期*	
		1次	2次
約12m × 約10m	約11m	約0.25Hz／ 約3.9秒	約0.44Hz／ 約2.3秒

* 代表長さとしてプール長尺側(12m)で算出

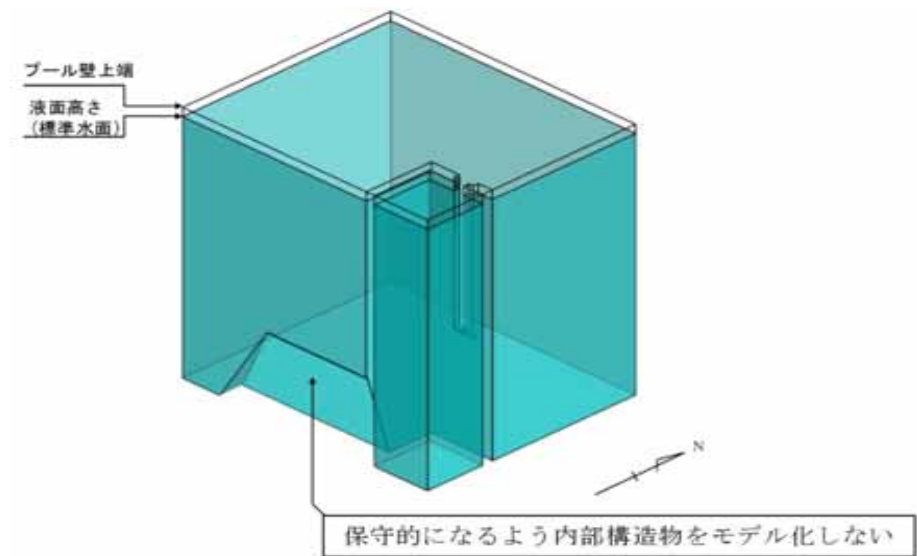


2. 使用済燃料プールのスロッシング周期及び発電所で想定する地震動の影響 (2/2)

(2) 基準地震動による使用済燃料プールのスロッシング評価 <別紙参照>

- ・東海第二発電所の使用済燃料プールのスロッシング評価は、汎用熱流体解析コードSTAR-CDを用いて使用済燃料プールを3次元でモデル化し、基準地震動 S_s による時々刻々の応答加速度を入力してプール水のスロッシングによる溢水量を3次元流動解析で評価している。
- ・基準地震動 S_s は東海第二発電所で起こり得る種々の地震を包含するよう8波を想定しているが、それぞれ周期や継続時間等の特性が異なり、スロッシングに最も影響する地震波を特定することは難しいため、すべての地震波のプールの応答加速度を用いてスロッシング評価を行った。
- ・各地震波による評価の結果、 S_s-13 で最もスロッシングによる溢水量が多くなる結果(約 81m^3)が得られた。この結果に基づき地震による溢水の影響評価を実施している。

ケース名	入力地震動 (基準地震動)	スロッシングによる溢水量 (m^3)	地震による溢水評価上の扱い
ケース1			<p>最も溢水量が多い ケース4の約81m^3 (81.49m^3)に基づき、 これに保守性を考慮して1.1倍した約 90m^3 (89.64m^3)を 地震による溢水評価に用いる。</p>
ケース2			
ケース3			
ケース4			
ケース5			
ケース6			
ケース7			
ケース8			

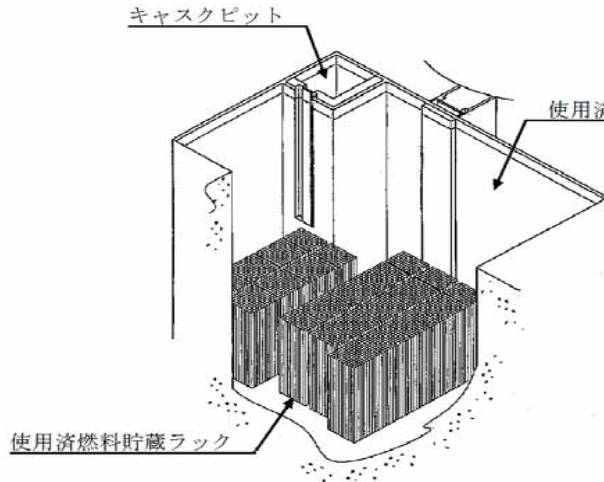


使用済燃料プールのモデル概要図

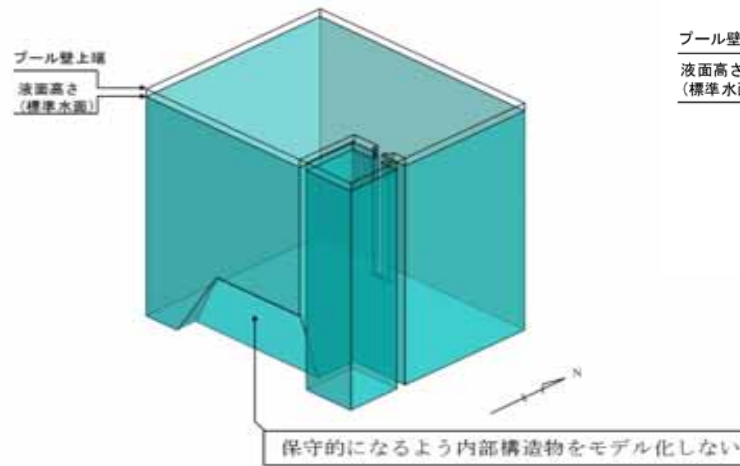
<別紙> 使用済燃料プールのスロッシング評価

○使用済燃料プール溢水量の評価

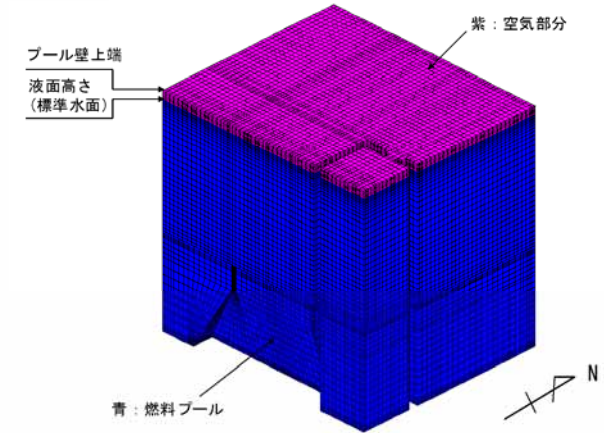
- ・基準地震動Ssにおけるスロッシングによる使用済燃料プール溢水時の水位を求め、プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能に必要な水位が確保されていることを、3次元流動解析により算定。



使用済燃料プール概要図



使用済燃料プールのモデル概要図



解析モデルメッシュ概要図

○使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

- ・基準地震動Ssによるスロッシングに伴う水位低下時も、**使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されること及び冷却機能維持への影響はないことを確認**

使用済燃料プールの水位評価

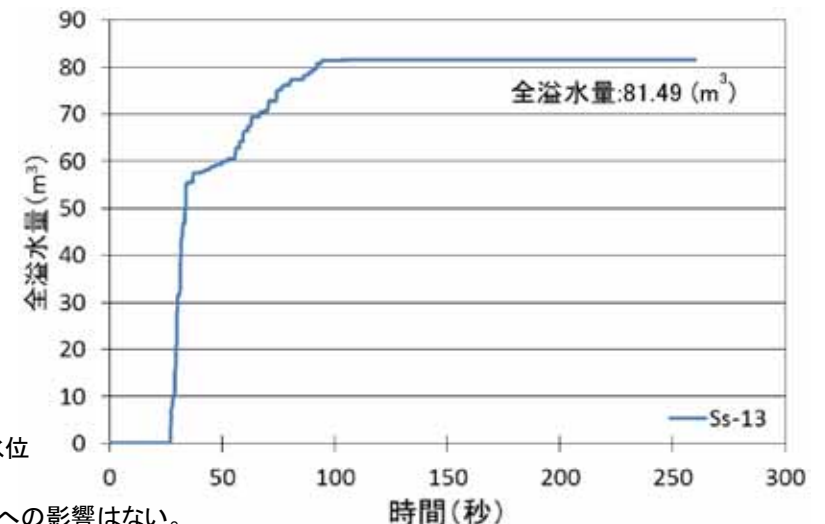
地震後の使用済燃料プール水位(m) ※1	遮蔽に必要な水位(m)※2	循環に必要な水位(m)※3
10.75 (EL.45.495)	10.45 (EL.45.195)	11.337 (EL.46.082)

※1 地震によるスロッシング水量分の水位低下を反映(全溢水量81.49m³で評価)

※2 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率(≤1.0mSv/h)を満足する水位

※3 スキマサージタンクに流入するオーバーフローに必要な水位

一時的にオーバーフロー水位を下回るが、残留熱除去系による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響はない。



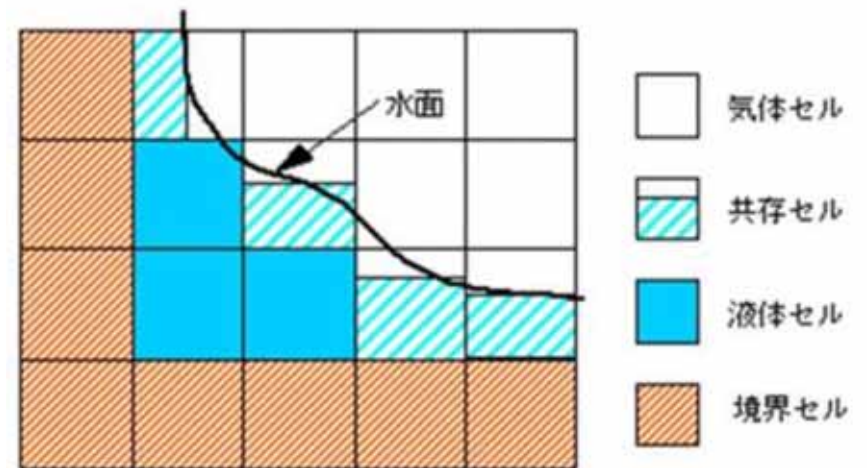
時間ごとの溢水量の変化(ケース4)

○使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (1/3)

- ・東海第二発電所の使用済燃料プールのスロッシング評価は、汎用熱流体解析コードSTAR-CDを用いて使用済燃料プールを3次元でモデル化し、3次元流動解析によりスロッシング量を評価している。汎用熱流体解析コードSTAR-CDの概要を以下に示す。
- ・STAR-CDは、VOF (Volume of Fluid) 法を搭載した CD-adapco社製の汎用熱流体解析コードである。VOF法※は、気液界面の変形を伴う三次元非定常流動現象を高精度で解析できる手法であり、スロッシング現象の把握に適している。「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008」において、VOF法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効であることが記載されている。

※VOF法について

VOF (Volume of Fluid) は各計算セルに含まれる液体の体積率を示す。ある計算セルが液体(水)で満たされていればVOF=1、気体(空気)で満たされていればVOF=0である。計算セル内に液体が部分的に存在している場合は、その割合に応じたVOF 値($0 \leq \text{VOF} \leq 1$)が設定される。右図に計算セルの例を示す。



計算セルの例

以下にVOF法の計算の概略の流れを示す。

- (1) 質量保存式と運動量保存式から各計算セルの流速を求める。
- (2) 求めた流速をもとにVOF値に関する輸送方程式を解き、気液界面位置を決定する。
- (3) 時間を進めて上記計算を繰り返す。

○使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (2/3)

・以下の検証を実施し、本解析コード(STAR-CD)によるスロッシング評価への適用性を確認している。

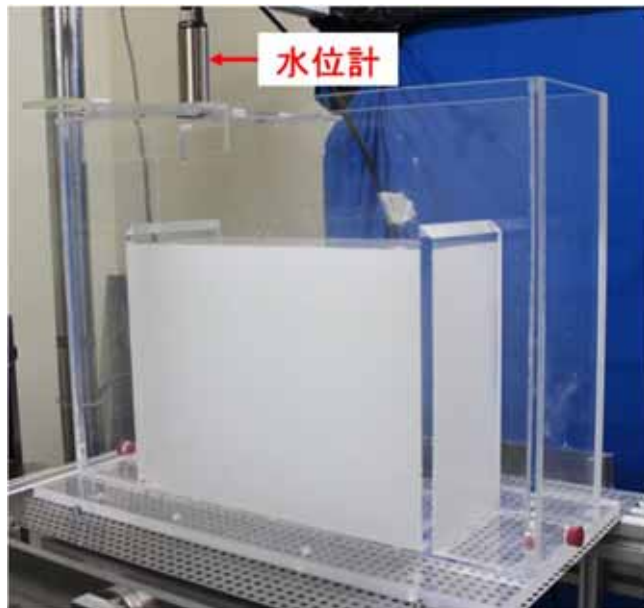
矩形容器を用いた振動試験及び解析を行い、試験と解析で波高及び溢水量がよく一致していることを確認

出典：日本原子力学会 2017年秋の大会 使用済燃料プールの地震時溢水量評価に用いる解析コードの検証

(1) 振動試験

使用済燃料プールを模擬した試験体を加振し、
水位計にて時刻歴波高を計測

- ・入力波 : 正弦波加振
- ・測定項目 : 液面水位, 台上の加速度



試験体

(2) 試験と解析の比較

試験と解析の時刻歴波高及び溢水量の比較
解析結果と試験結果はよく一致していることを確認

試験と解析の溢水量の結果

試験	212.4(cm ³)
解析	222.7(cm ³)



試験と解析の時刻歴波高の結果

○使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (3/3)

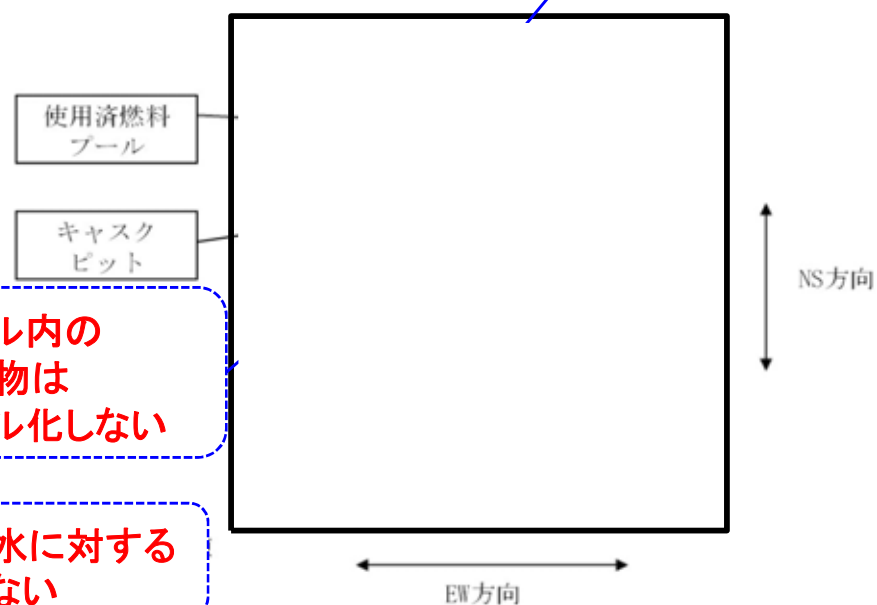
- ・3次元流動解析を用いた基準地震動Ss発生時のスロッシングに伴う使用済燃料プール溢水量の評価においては、以下の保守的な扱いをすることで、地震発生時の実現象を包含し、多めの溢水量を与えるよう扱っている。
- ・現在、使用済燃料プール周りに設置しているフェンス、金属板等による溢水に対する抵抗物は考慮しない。
- ・プールからあふれ出た溢水は原子炉建屋床面へ無限遠に流れるものとし、プール周囲の原子炉建屋壁面等からの反射によりプールに戻る水は考慮しない。
- ・プール内には使用済燃料ラック等があるが、プール内の構造物はスロッシングの抑制効果があるため、保守的にモデル化しない。
- ・解析で得られた溢水量を1.1倍(+10%増し)して以降の溢水影響評価に用いる。



溢水したプール水はプールに戻らない扱い

プール内の構造物はモデル化しない

プール周辺の溢水に対する抵抗物は考慮しない



東海第二発電所 使用済燃料プール周辺状況

使用済燃料プール 平面図

○新たに策定した基準地震動Ss-32(震源を特定せず策定する地震動)による溢水量の見通し

- ・ 現行の基準地震動Ssによる溢水量及び使用済燃料プールが有する固有周期における加速度値を表に整理した。
- ・ 表より、スロッシングの溢水量が多いSs-12, 13及び14は固有周期位置における加速度が大きい結果を示しており、スロッシングの溢水量は固有周期位置の加速度の大きさに依存することが分かる。
- ・ 基準地震動として新たに策定したSs-32の使用済燃料プール固有周期位置における加速度は151cm/s²であり、溢水量の最大値を与えるSs-13の加速度310cm/s²の約半分に留まるため、Ss-32のスロッシングによる溢水量は現行Ssによる溢水量を超えることはない<参考図参照>

基準地震動による溢水量及び固有周期位置加速度

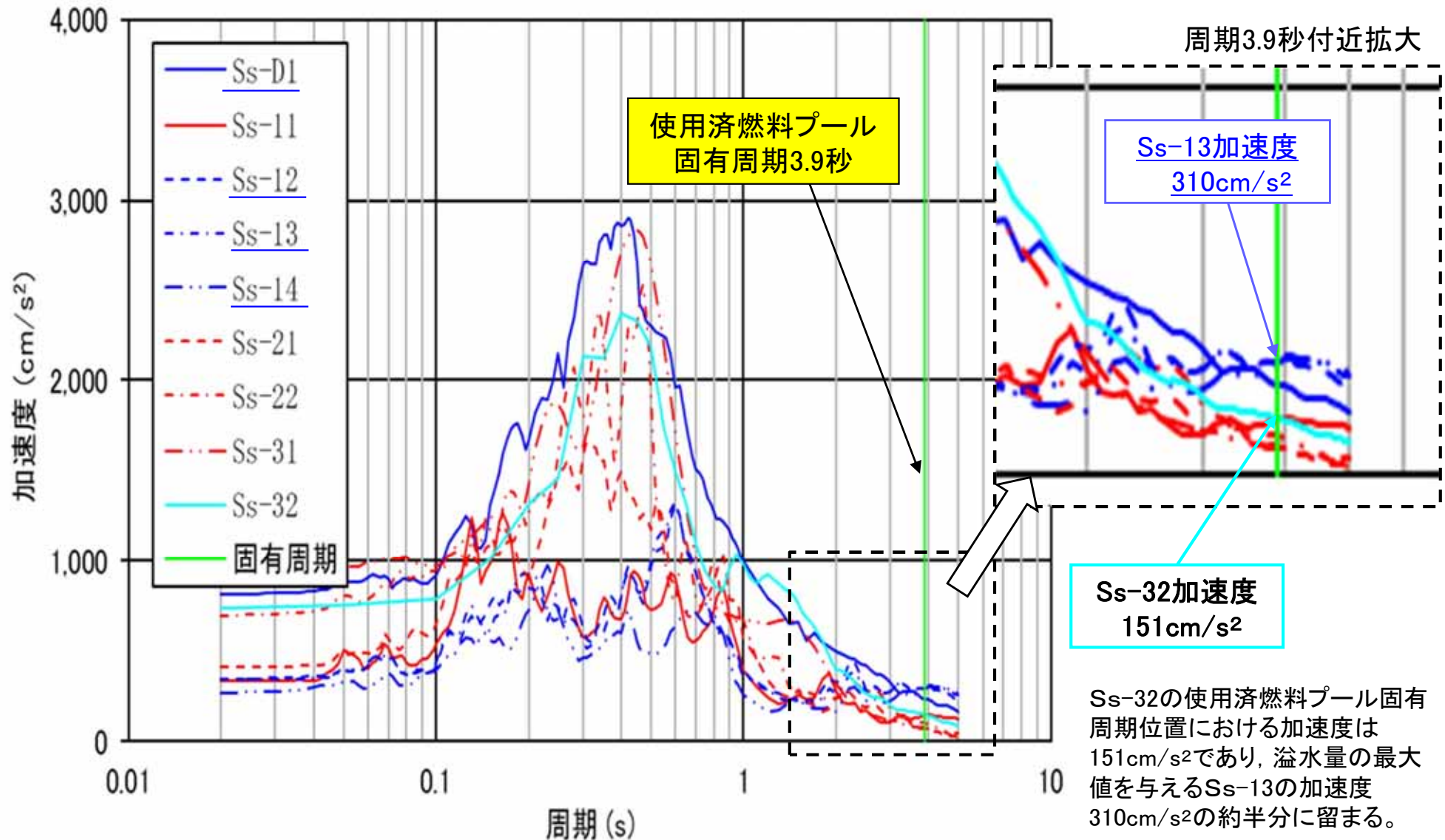
ケース名	入力地震動 (基準地震動)	スロッシング 溢水量(m ³)	固有周期位置に おける加速度* (cm/s ²)
ケース1			236
ケース2			145
ケース3			298
ケース4			310
ケース5			295
ケース6			77
ケース7			103
ケース8			72
新策定	Ss-32	—	151

* 使用済燃料プール長尺方向の固有周期3.9秒における床応答スペクトル(EW方向:減衰定数5%)の読み取り値

青線(下線):固有周期位置でSs-32より加速度が大きいSs

赤線 :固有周期位置でSs-32より加速度が小さいSs

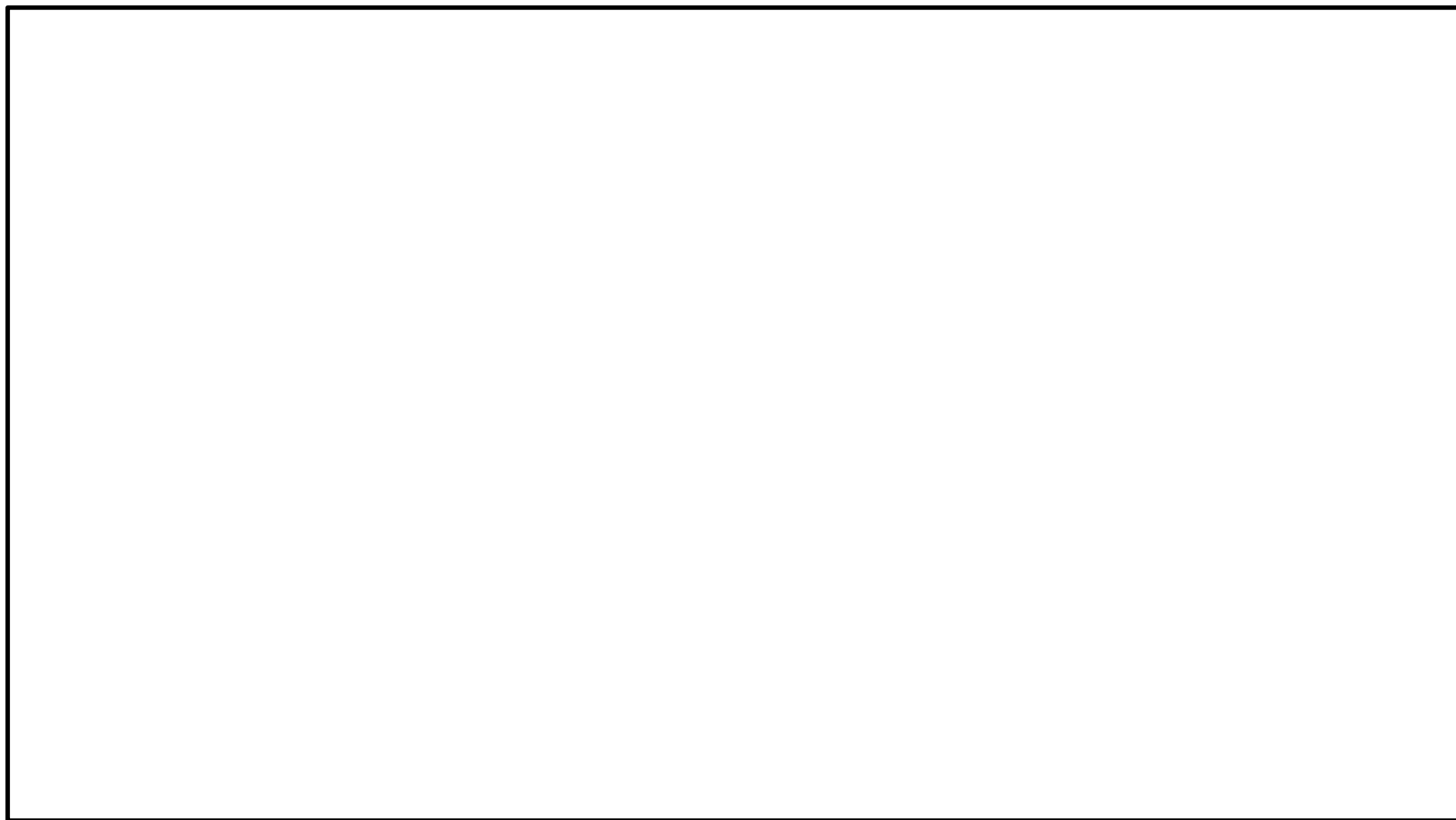
h=0.05



参考図 原子炉建屋オペフロ面の床応答スペクトル比較図(EW方向)

使用済燃料プールのスロッシング評価 (1/8)

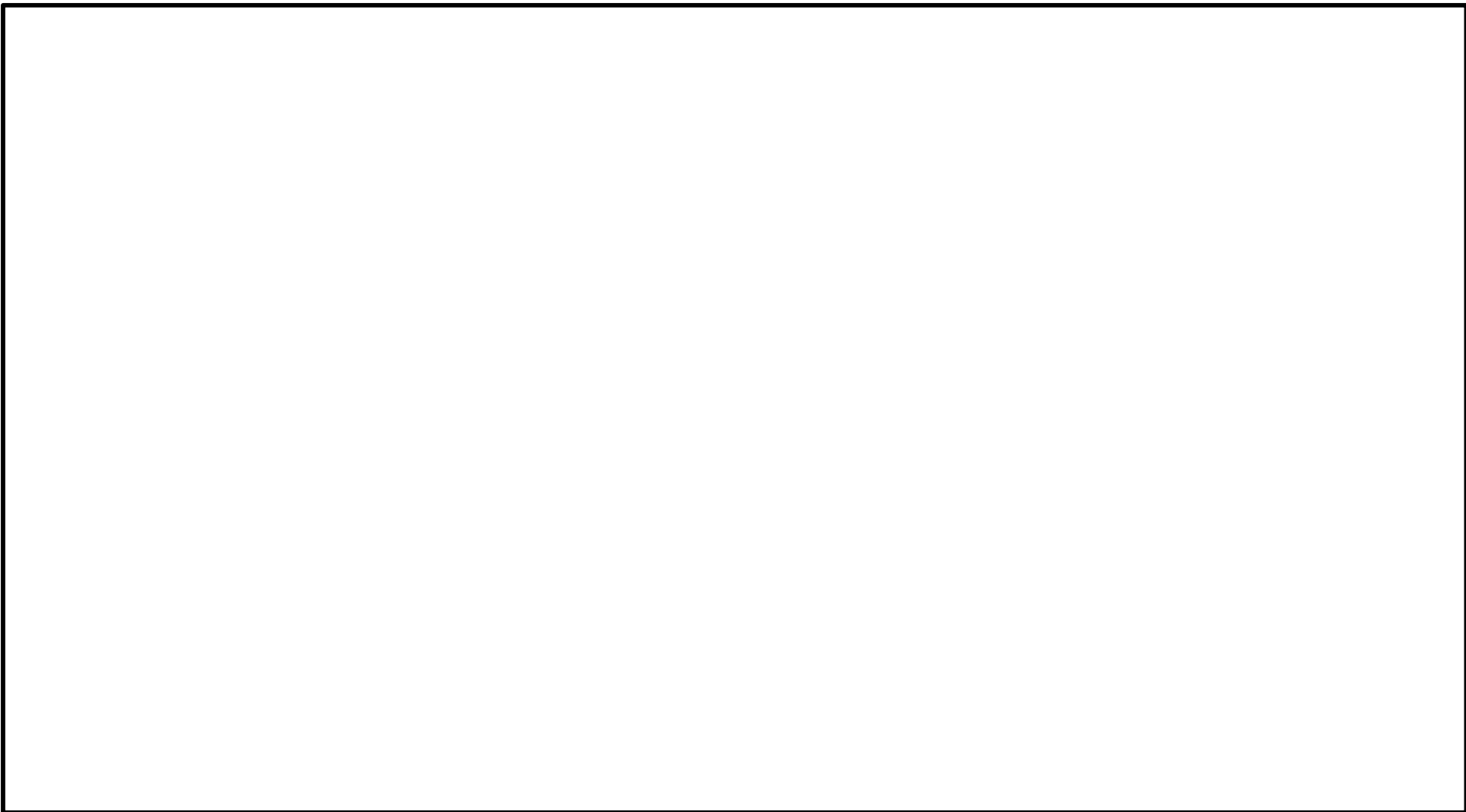
OS_s-D1による応答加速度





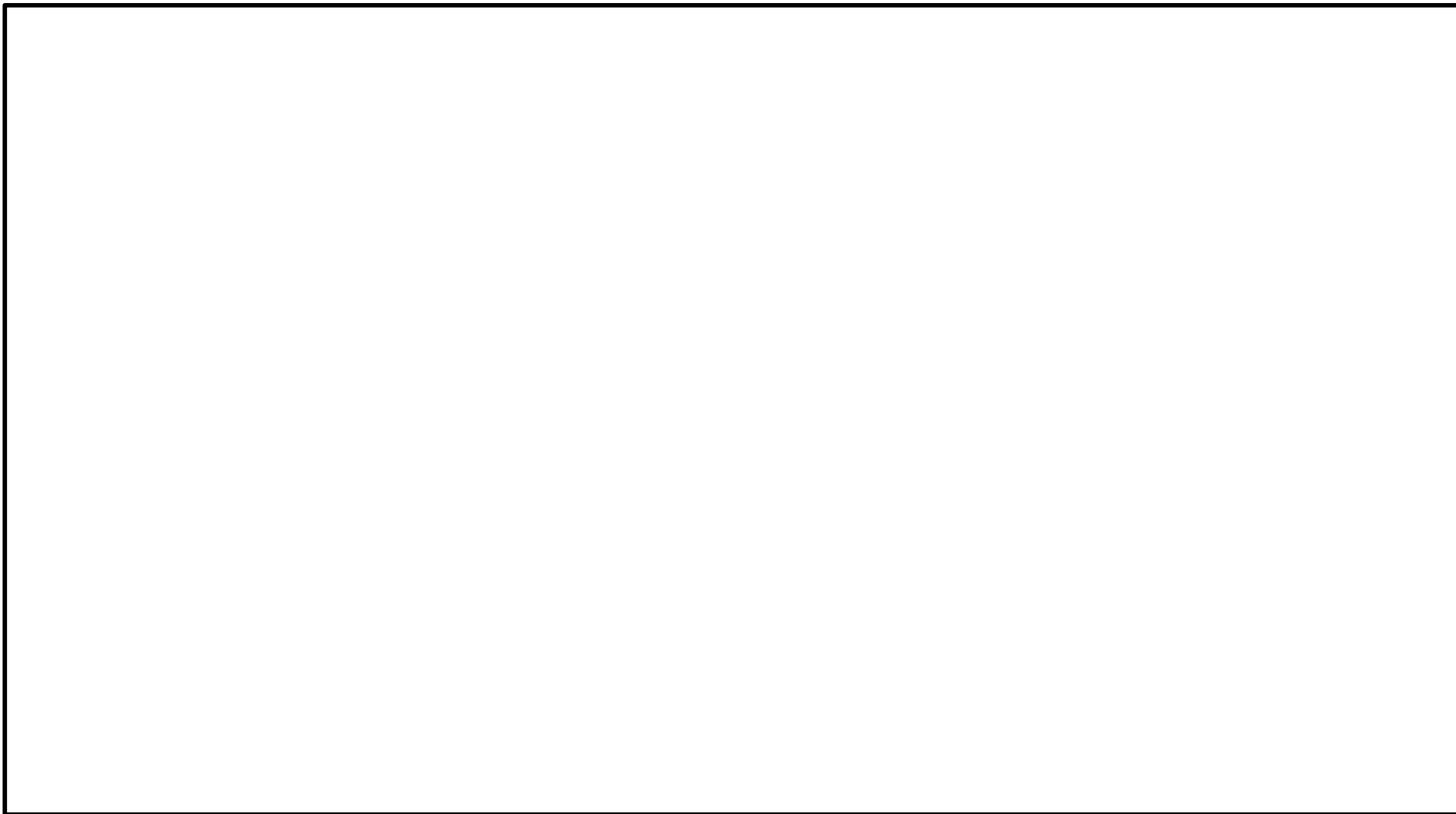
使用済燃料プールのスロッシング評価 (2/8)

OS_s-11による応答加速度



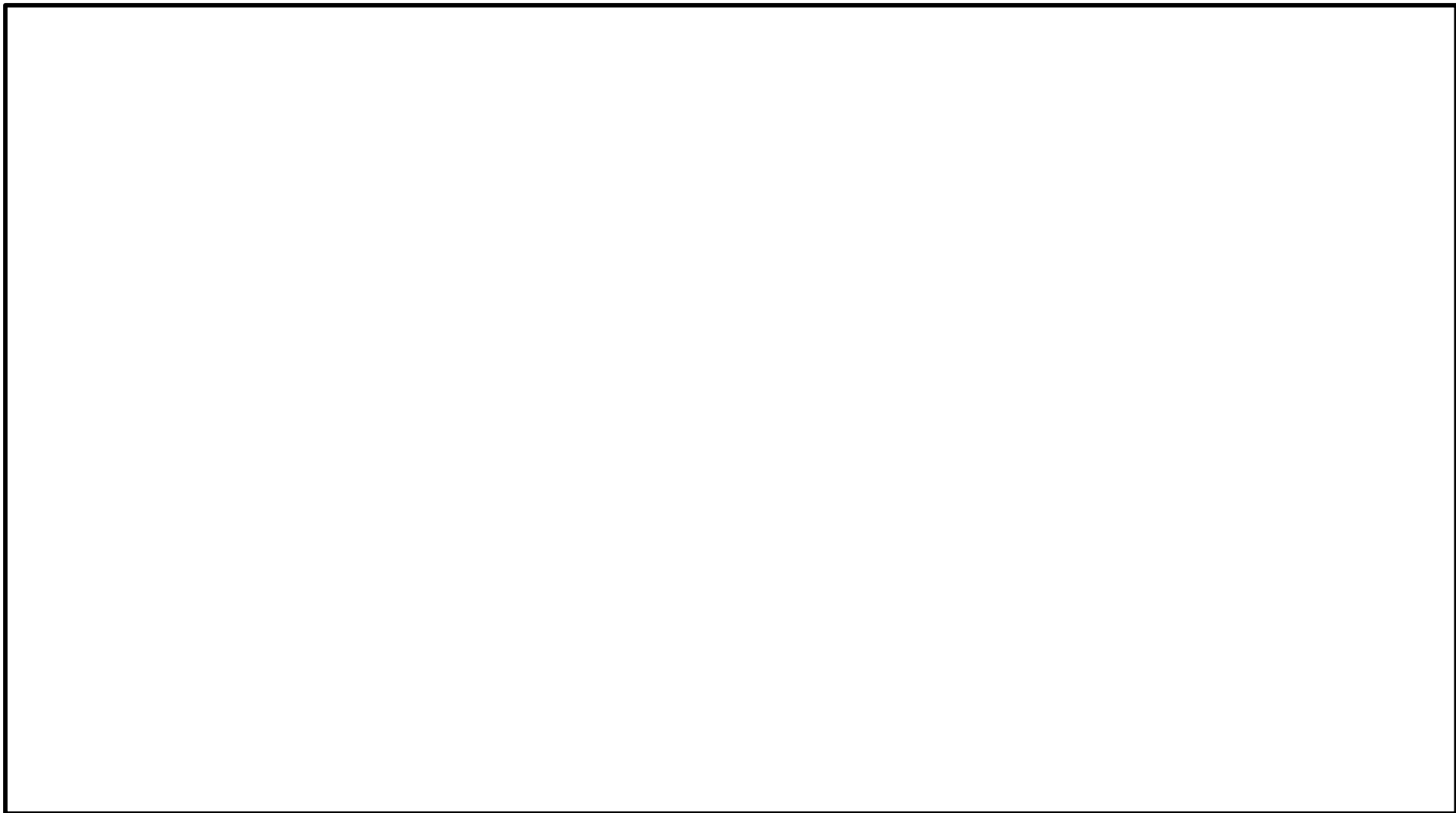
使用済燃料プールのスロッシング評価 (3/8)

OS_s-12による応答加速度



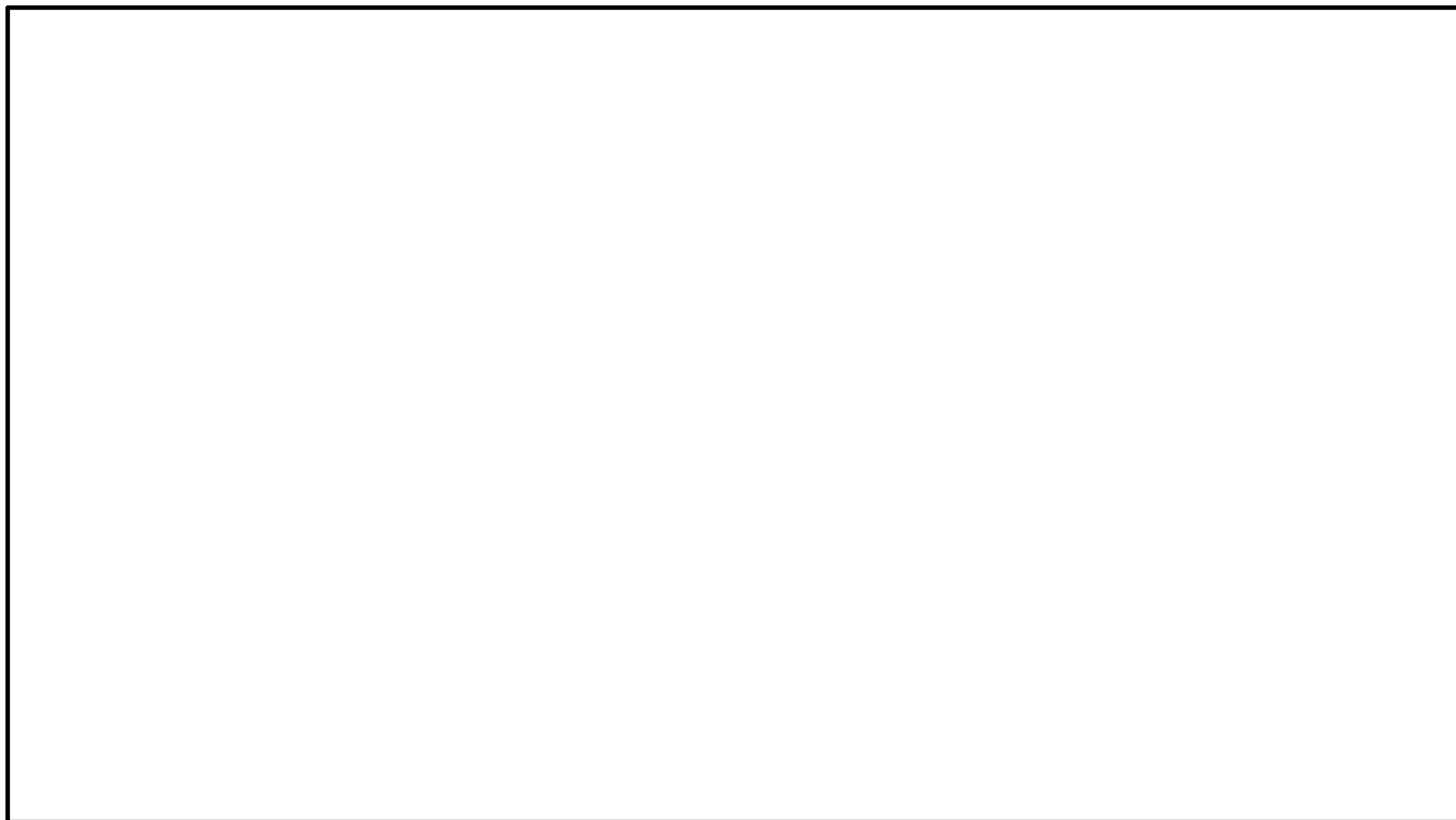
使用済燃料プールのスロッシング評価 (4/8)

OS_s-13による応答加速度



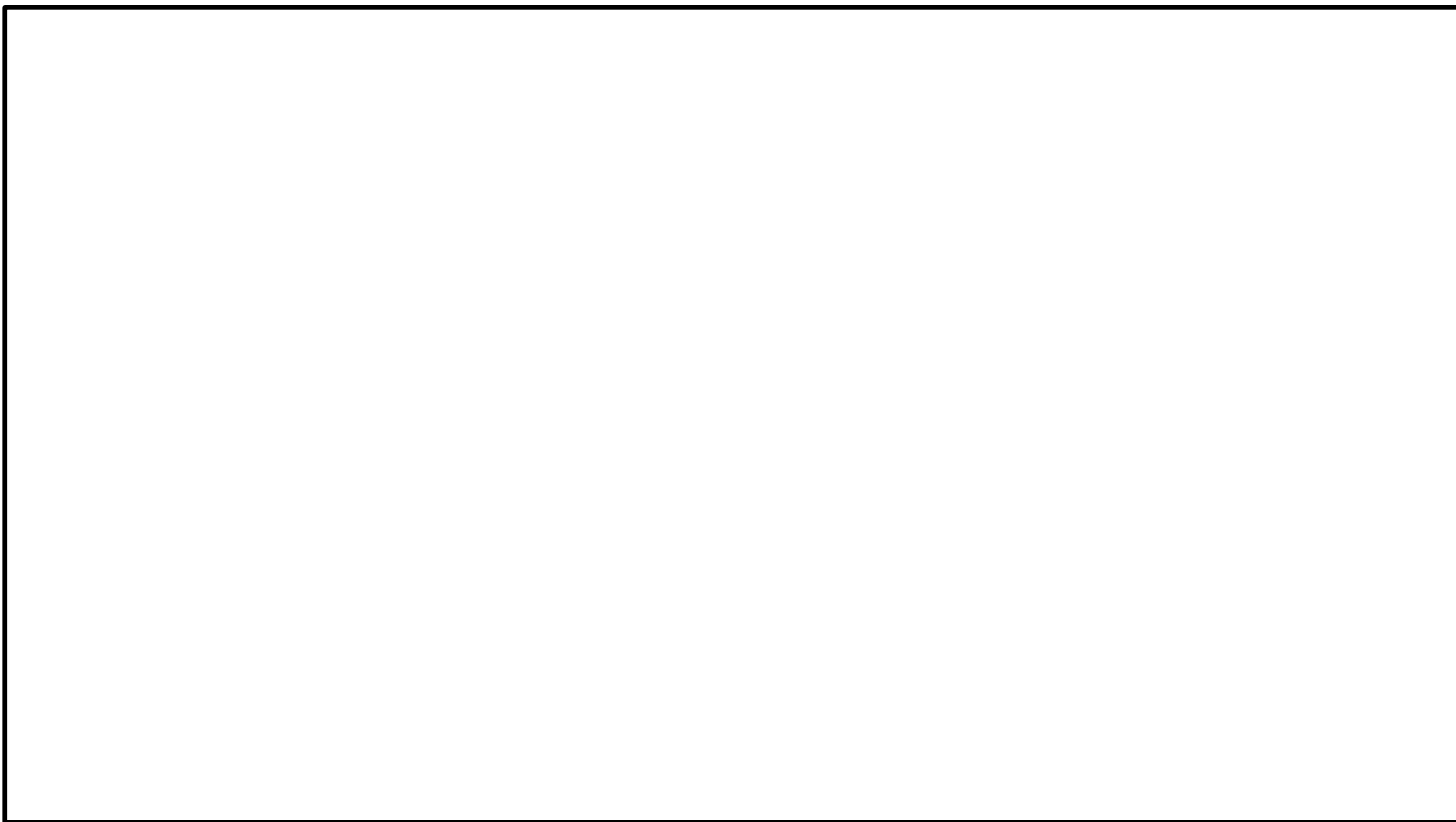
使用済燃料プールのスロッシング評価 (5/8)

OS_s-14による応答加速度



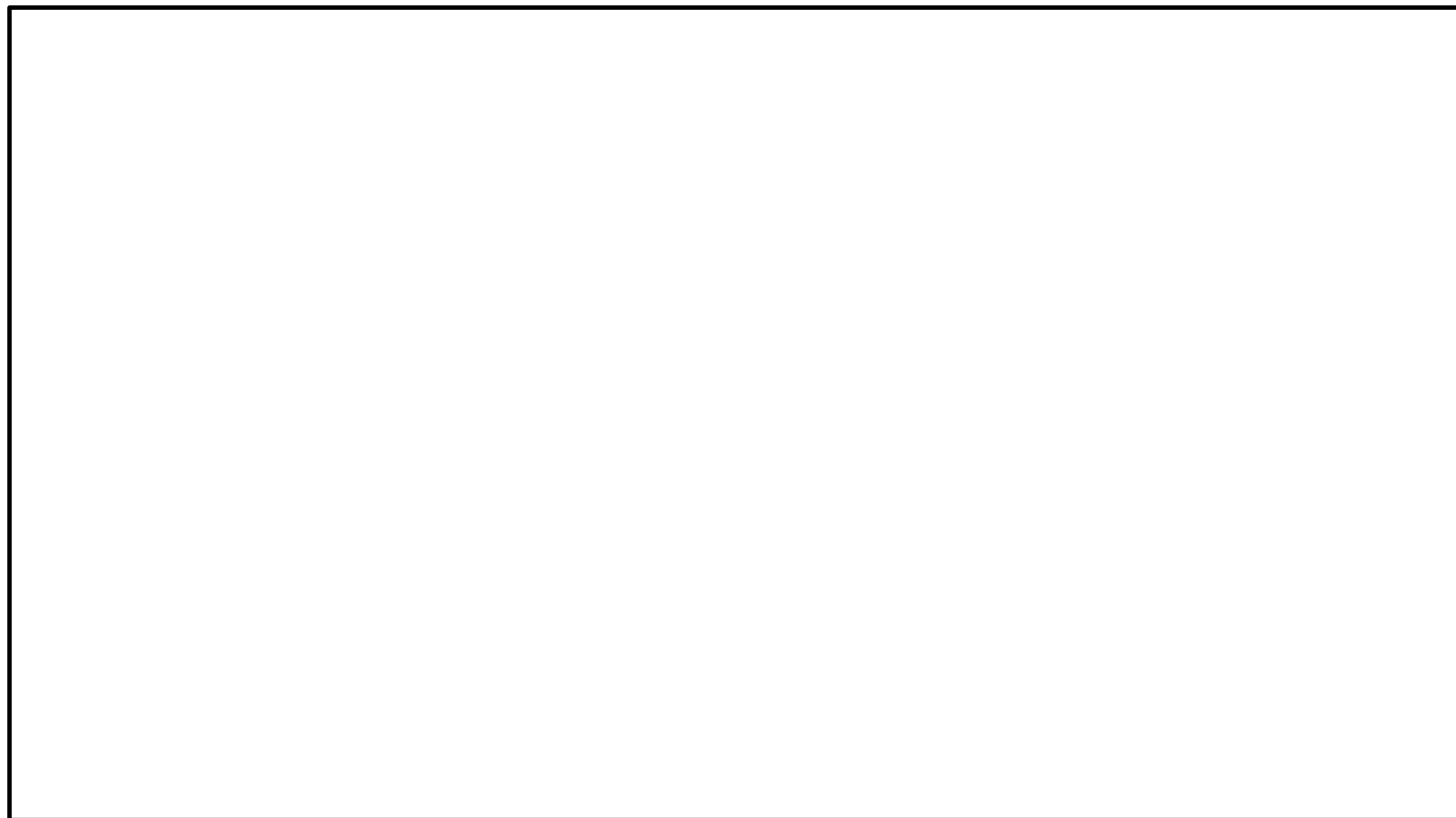
使用済燃料プールのスロッシング評価 (6/8)

OS_s-21による応答加速度



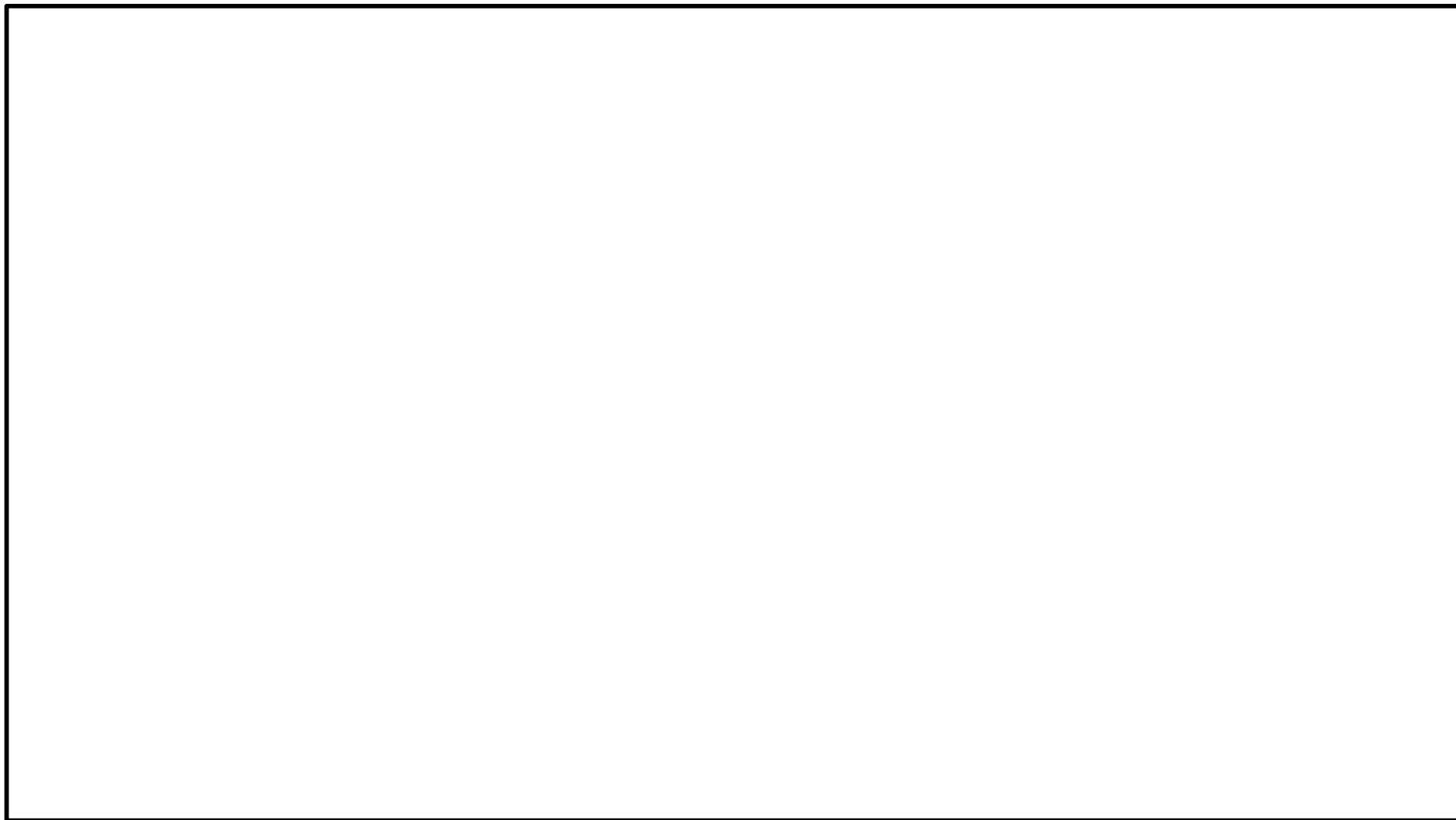
使用済燃料プールのスロッシング評価 (7/8)

OS_s-22による応答加速度



使用済燃料プールのスロッシング評価 (8/8)

OS_s-31による応答加速度



【論点No.72】

東日本大震災時の使用済燃料プールのスロッシングについて

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【委員からの指摘事項等】

No.66

使用済燃料プールのスロッシングについて、平成23年3月11日の東日本大震災のときは、どの程度のスロッシングが生じたのか。

<第18回ワーキングチーム指摘事項>

解析コードを用いたスロッシング評価と実事象との整合性について検討すること。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.73】

スロッシング周期の算定結果及び東海第二発電所敷地における地震動周期に係る検討結果について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.67

スロッシングの周期はどの程度か。東海第二発電所の地盤において、そのような周期の地震動は生じるのか。巨大地震でなくても発生する可能性があるため、慎重に検討する必要があると考える。

P.3-18

<第18回ワーキングチーム指摘事項>

震源を特定せず策定する地震動の追加に伴うスロッシング評価への影響について示すこと。

P.9-10

①24時間後には交流電源の復旧が期待できることの根拠について(24時間において事業者が行う対応等を含む。)

【説明概要】

交流電源を復旧する手段として、代替電源設備として整備した常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車により交流電源を供給できる。これらの代替電源設備は蓄電池の容量である24時間を十分下回る短時間(約3時間程度)で電源供給を開始できる。

②7日間の外部電源喪失を仮定した燃料確保に関する具体的な対策の内容(確保する燃料の量、必要負荷との関係、保管場所等対策の考え方に関することを含む。)及びその間に事業者が講じる対策や措置等について

【説明概要】

非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備により、外部電源喪失が続いても原子炉冷却等に必要な交流電源を7日間供給できる燃料(軽油)を貯蔵する。燃料は地震や津波の影響を受け難い場所に貯蔵し、位置的分散を図り信頼性を高めている。また7日以降も交流電源を継続して確保するため外部からの燃料受け入れの手配等を行っていく。

③緊急時対策所への給電も含めた可搬型代替低圧電源車の容量及び台数の考え方について

【説明概要】

■第18回

可搬型代替低圧電源車の容量は、原子炉の状態監視や使用済燃料プールの冷却等に必要な容量を確保し、また、必要台数(2台)の2倍の4台を2箇所分散して配備し信頼性を高めている。

緊急時対策所の代替電源は専用の緊急時対策所用発電機から給電するが、可搬型代替低圧電源車から給電する手段も整備する。緊急時対策所に電源車から給電する場合は、余剰分の電源車のうち1台を活用し、緊急時に必要な負荷に給電する。

■今回

代替電源による各負荷の起動順序は、電源喪失後、原子炉の監視、注水、冷却、放射性物質の閉じ込め等の観点から、基本的には速やかに電源を復旧すべき、時間的に重要度の高い負荷から優先的に起動し、その機能が必要になるまで時間的に余裕のある負荷を後から起動する扱いとしている。

1. 発電所の交流電源の復旧時間について

○東海第二発電所で外部電源が喪失すると、非常用ディーゼル発電機等(全3台*)が自動起動して所内に非常用電源を供給する。仮に、何らかの異常により非常用ディーゼル発電機が全台とも起動しない場合には、発電所は全交流動力電源喪失(SBO)の状態に至る。

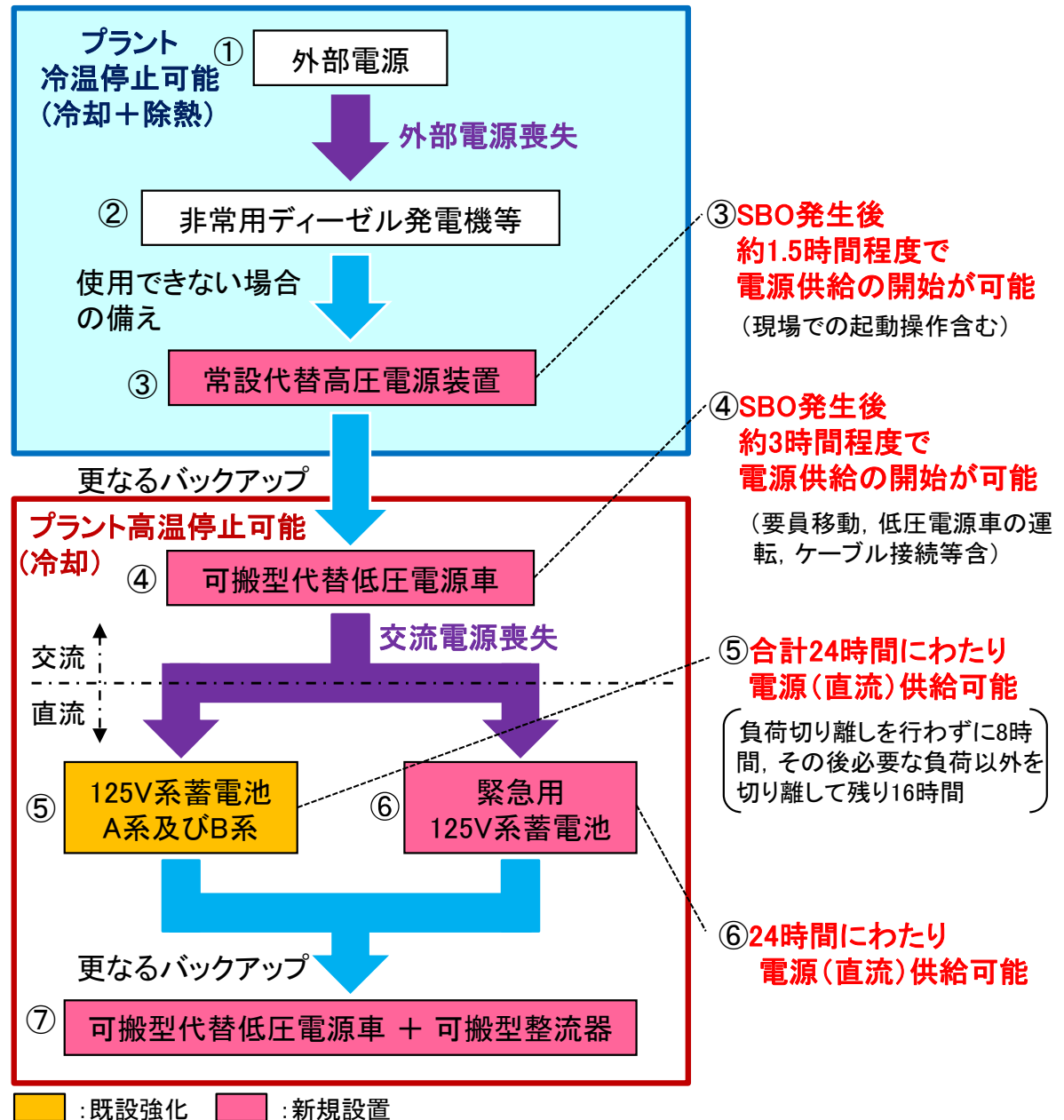
* 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。

○SBOに至った状態で使用可能な電源としては、蓄電池(125V系蓄電池A系及びB系、または緊急用125V系蓄電池)から直流電源が供給可能であり、これらの蓄電池は必要な直流電源を24時間にわたり供給できる容量を有している。〈別紙1参照〉

○SBOから所内に交流電源を復旧させる手段として、代替電源設備として整備した常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車により交流電源を供給する。これらの代替電源設備は蓄電池の容量である24時間を十分下回る短時間(約3時間程度)で電源供給を開始できる。

〈別紙2参照〉

また、代替電源の確保に加えて、非常用ディーゼル発電機及び外部電源の機能復旧にも対応していく。



③ SBO発生後
約1.5時間程度で
電源供給の開始が可能
(現場での起動操作含む)

④ SBO発生後
約3時間程度で
電源供給の開始が可能
(要員移動, 低圧電源車の運
転, ケーブル接続等含)

⑤ 合計24時間にわたり
電源(直流)供給可能
(負荷切り離しを行わずに8時
間, その後必要な負荷以外を
切り離して残り16時間)

⑥ 24時間にわたり
電源(直流)供給可能

2. 7日間の外部電源喪失に備えた発電所の燃料確保について

○東海第二発電所で外部電源が喪失すると、非常用ディーゼル発電機等(全3台*1)が自動起動して所内に非常用電源を供給する。何らかの異常で非常用ディーゼル発電機等が起動しない場合は、代替電源設備として常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車より交流電源を供給する。

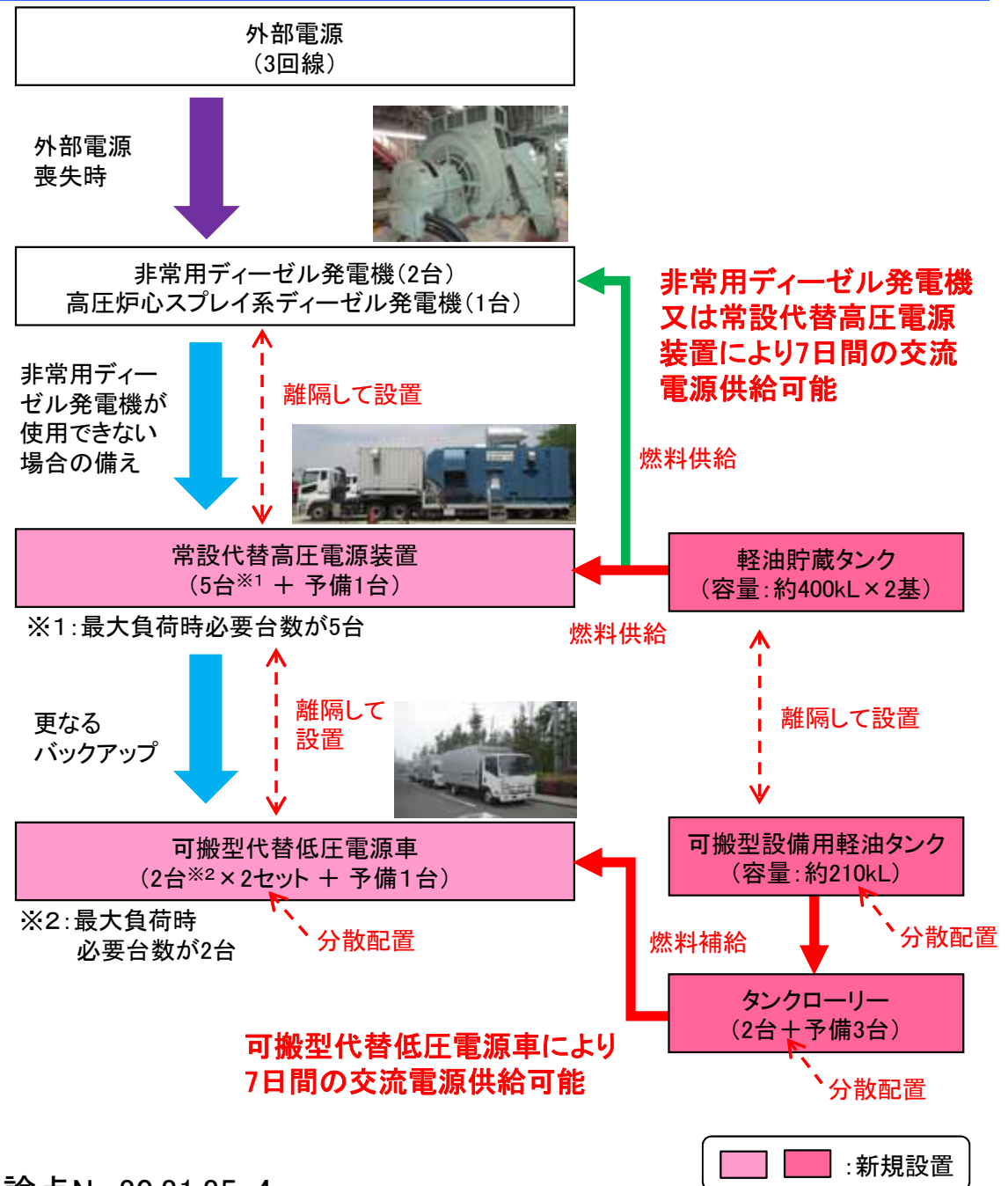
*1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。

○これらの設備は軽油を燃料とするディーゼル機関で発電し、これらの燃料は外部電源喪失が7日間続いた場合でも原子炉冷却等に必要交流電源を供給し続けることが可能な量を貯蔵している。

○燃料の貯蔵場所は、地震や津波等の外部事象の影響を受け難い地下や高所に設置し、また、すべての燃料が同時に喪失しないよう位置的分散を図り、信頼性を高めている。

○上記のとおり、発電所内のリソースで7日間は交流電源が確保されるため、この間に外部電源の復旧や、外部からの補給用の燃料の受け入れ等*2を手配し、7日以降の電源確保を確実にしていく。

*2 外部電源喪失が継続した場合の燃料調達手段として、当社と取引のある燃料供給会社の油槽所からの燃料の優先調達の契約を締結



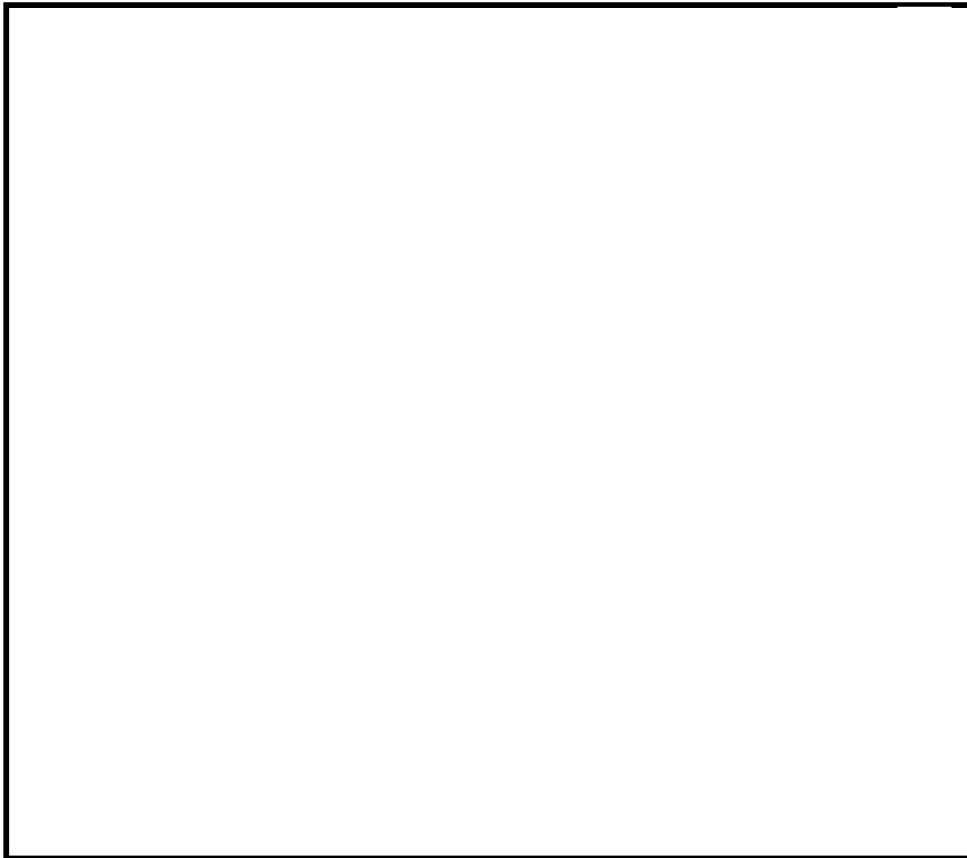
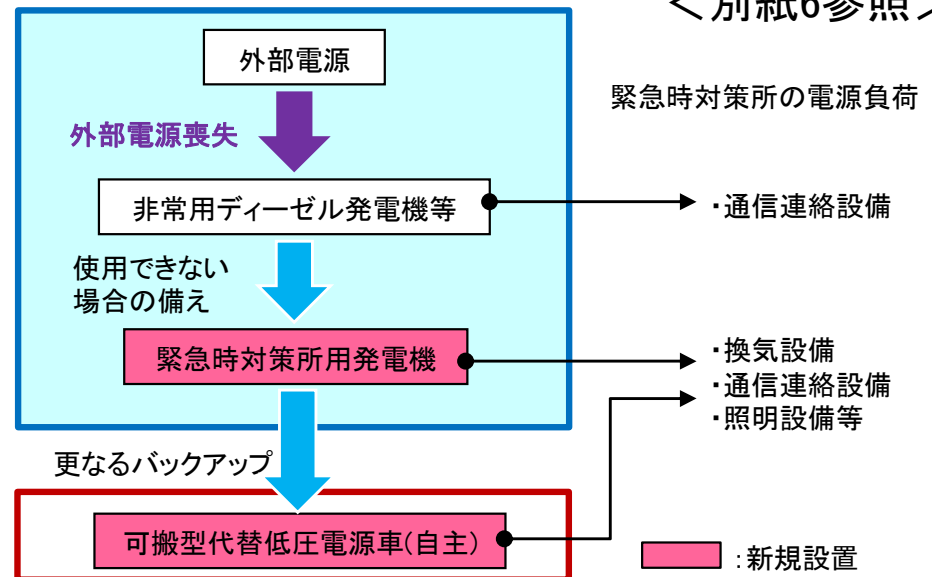
<別紙3~5参照>

3. 緊急時対策所への給電に係る可搬型代替低圧電源車の容量及び台数

- 東海第二発電所は代替電源設備として可搬型代替低圧電源車(2台(100%)×2セット+予備1台)を配備し、非常用電源設備による電源供給機能が喪失した場合でも、低圧交流電源の供給を可能としている。
- 可搬型代替低圧電源車の容量(合計800kW(2台合計))は、原子炉の状態監視や使用済燃料プールの冷却等に必要な最大負荷容量(約680kW)を上回るよう設定している。また、必要台数(2台)の2倍の4台を2箇所分散して配備し、電源供給の信頼性を高めている。 <別紙4,5参照>
- 可搬型設備保管場所に隣接する緊急時対策所は、独立した専用の緊急時対策所用発電機(100%×2台)を設ける。加えて、更なるバックアップとして可搬型代替低圧電源車からも給電可能とする。

- ・緊急時には、可搬型代替低圧電源車は、原子炉建屋側の負荷への給電を優先し、緊急時対策所への給電が必要な場合は、予備の電源車1台を活用
- ・緊急時対策所の負荷は、緊急時に必要な換気設備や通信連絡設備に供給

<別紙6参照>

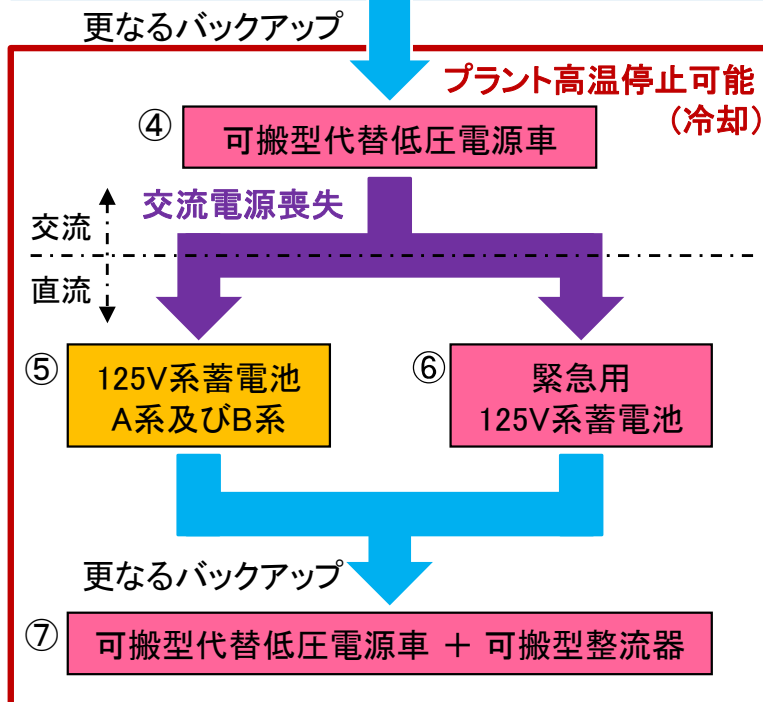
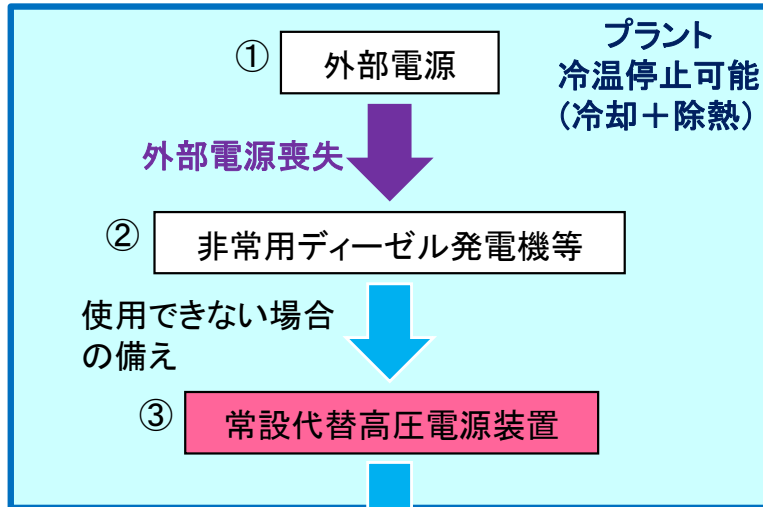


可搬型代替低圧電源車の配備場所、緊急時対策所建屋の配置

<別紙1> 電源喪失時のバックアップ電源の流れ



給電対象負荷一覧



黄色: 既設強化 赤色: 新規設置

機能	系統	冷温停止 (冷却+除熱)			高温停止 (冷却)			
		① 外部電源	② 非常用ディーゼル発電機等	③ 常設代替高圧電源装置	④ 可搬型代替低圧電源車	⑤ 125V系蓄電池 A系及びB系	⑥ 緊急用 125V系蓄電池	⑦ 可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器
炉心冷却 ₁	高圧炉心スプレイ系	○	○	—	—	—	—	—
	高圧代替注水系	○	○	○	○	—	○	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○	○	○	○	—	○
	低圧 ECCS系	(2系列)	(2系列)	(1系列)	— ³	— ³	— ³	— ³
	低圧代替注水系(常設)	○	○	○	○	— ³	— ³	— ³
除熱 ₁	残留熱除去系	○	○	○	—	—	—	—
	代替循環冷却系	○	○	○	— ⁴	—	—	—
SFP冷却 ₂	燃料プール冷却系	○	○	—	—	—	—	—
	代替燃料プール冷却系	○	○	○	○	— ³	— ³	— ³
補機冷却 ₁	緊急用海水系	○	○	○	— ³	—	—	—
監視	監視計器類	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (直流)	○ (直流)	○ (直流)

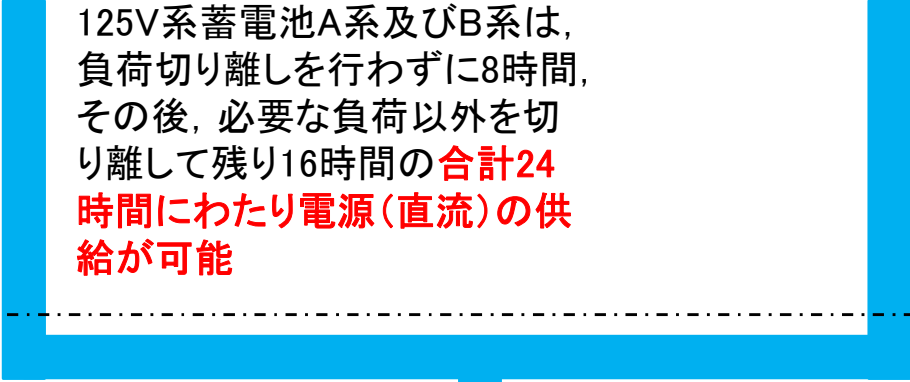
※1: 起動・制御に関するものを含む。
 ※2: SFPは、使用済燃料プール (Spent Fuel Pool) の略
 ※3: 可搬型注水設備 (ポンプ車等) により、炉心冷却等を実施
 ※4: 他負荷を使用しない場合は運転可能

交流電源喪失

外部電源及び非常用ディーゼル発電機から
交流電源供給不可

125V系蓄電池
A系及びB系

緊急用
125V系蓄電池



125V系蓄電池A系及びB系は、
負荷切り離しを行わずに8時間、
その後、必要な負荷以外を切
り離して残り16時間の**合計24
時間にわたり電源(直流)の供
給が可能**

24時間にわたり、重大事故等
の対応に必要な電源(直流)
の供給が可能。

更なるバックアップ

可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器

+

24時間にわたり、重大事故等
の対応に必要な電源(直流)の
供給が可能。

↑ 常設
↓ 可搬型

- 黄色 : 既設強化
- ピンク : 新規設置

<別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (1/3)



		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	実施箇所・必要人員数	常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電4分											
常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電										

* 中央制御室からの遠隔起動の場合

		経過時間(分)										備考	
		※	10	20	30	40	50	60	70	80	90		100
手順の項目	実施箇所・必要人員数	常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電40分											
常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	緊急用母線受電準備										
			緊急用母線受電										
	重大事故等 対応要員	2	常設代替高圧電源装置起動準備										
			常設代替高圧電源装置2台起動										

* 現場からの起動の場合(常設代替高圧電源装置置場)
(中央制御室からの遠隔起動が不可の場合)

※タイムチャートのスタートは、中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動失敗により、現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

常設代替高圧電源装置の起動及び受電手順のタイムチャート (1/2)



現場操作盤
(高圧電源装置)

注 タイムチャートの検討に当たっては、現場へのアクセス(現場からの起動の場合)、高圧電源装置の起動時間等、実設備に基づき必要時間を見積もっている。代替電源設備の設置後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認し、更に習熟による時間短縮を図る。

<別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (2/3)



手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
		常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電4分 ▽ 常設代替高圧電源装置(3台)追加起動87分 ▽ 非常用母線受電92分											
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電 非常用母線受電準備 常設代替高圧電源装置3台追加起動 非常用母線受電										
		2	非常用母線受電準備										
	運転員等 (当直運転員) (現場)	1	非常用母線受電準備										
		2											

* 中央制御室からの遠隔起動の場合

手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
		※ 常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電40分 ▽ 非常用母線受電88分 ▽ 常設代替高圧電源装置(3台)追加起動83分											
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	非常用母線受電準備 緊急用母線受電 非常用母線受電										
		2	非常用母線受電準備										
	重大事故等 対応要員	1	常設代替高圧電源装置起動準備										
		2	常設代替高圧電源装置2台起動 常設代替高圧電源装置3台追加起動										

* 現場からの起動の場合

(常設代替高圧電源装置置場)
(中央制御室からの遠隔起動が不可の場合)

※タイムチャートのスタートは、中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動失敗により、現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

非常用母線の受電時間(88分)が遠隔起動の場合の時間(92分)よりも短くなっているが、実際には中央制御室からの起動を試み、失敗した後に現場操作に移るため、経過時間が逆転することはない。

注 代替電源設備の設置後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認し、更に習熟による時間短縮を図る。

常設代替高圧電源装置の起動及び受電手順のタイムチャート (2/2)

<別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (3/3)

		経過時間(分)																		備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		
手順の項目	実施箇所・必要人員数	可搬型代替低圧電源車の起動(2台)及び非常用母線受電180分																			
		電源ケーブル布設・接続160分 ▽ ▽																			
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	可搬型代替低圧電源車起動前準備																		非常用母線受電	→
	運転員等(当直運転員)(現場)	移動, 可搬型代替低圧電源車起動前準備																			
	重大事故等対応委員	可搬型代替低圧電源車起動前準備																		ケーブル敷設	ケーブル接続
		西側保管場所から原子炉建屋西側接続口への移動・配置																			
		可搬型代替低圧電源車(2台)起動																			
		西側保管場所から原子炉建屋東側接続口への移動・配置の所要時間も同様																			

可搬型代替低圧電源車の起動及び受電手順のタイムチャート



可搬型代替低圧電源車



ケーブル接続箇所(低圧電源車)



操作盤(低圧電源車)

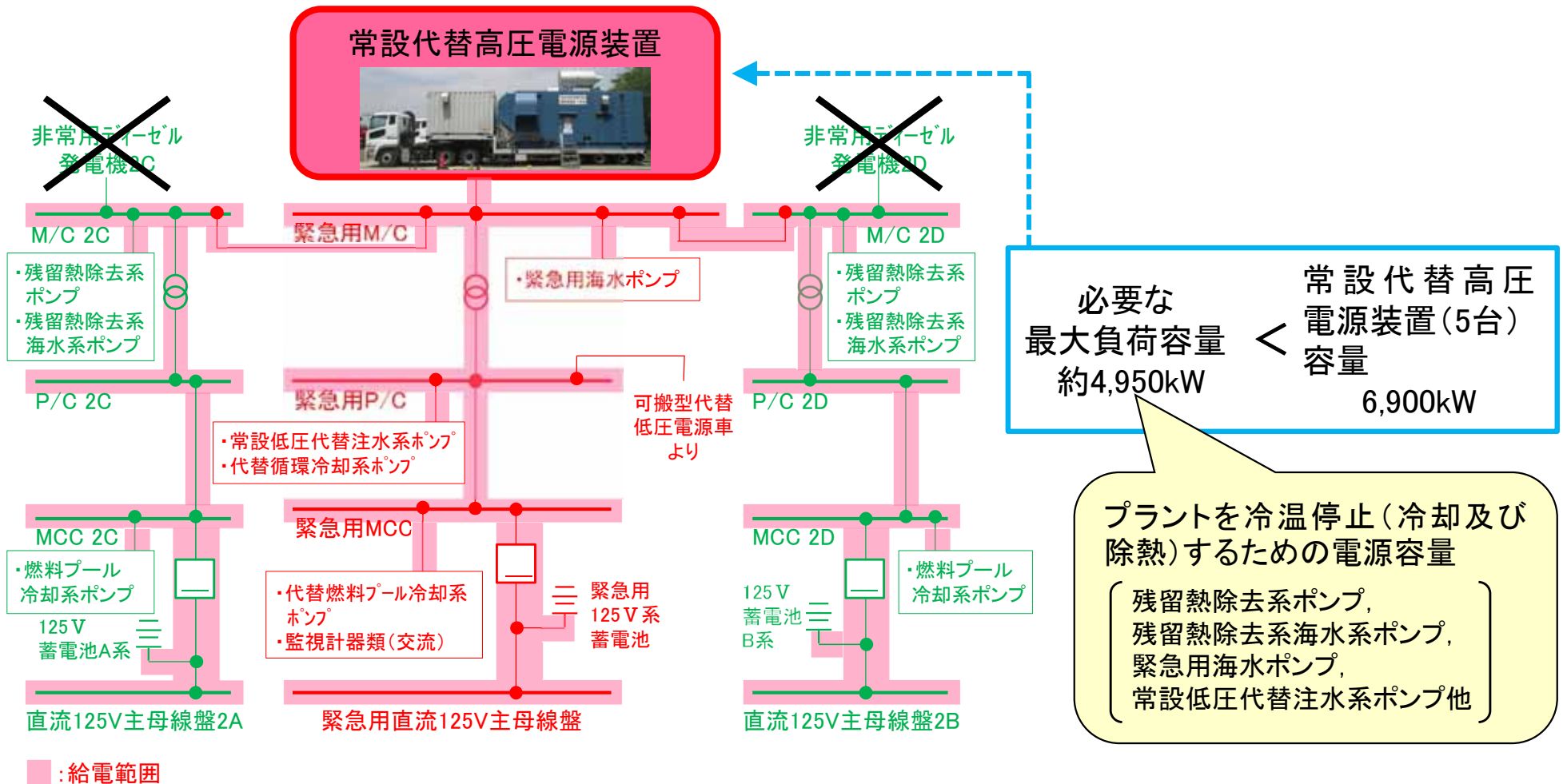
注 タイムチャートの検討に当たっては、要員のアクセス、低圧電源車の運転、電源ケーブルの展開・接続、電源車の起動等、実設備に基づき必要時間を見積もっている。電源接続口の設置、可搬型設備保管場所及びアクセスルート造成後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認、更に習熟による時間短縮を図る。

多重化されている
非常用ディーゼル発電機が
両系統機能喪失

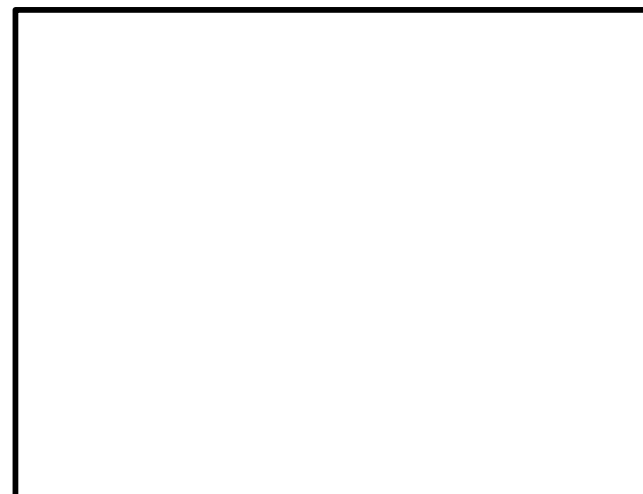
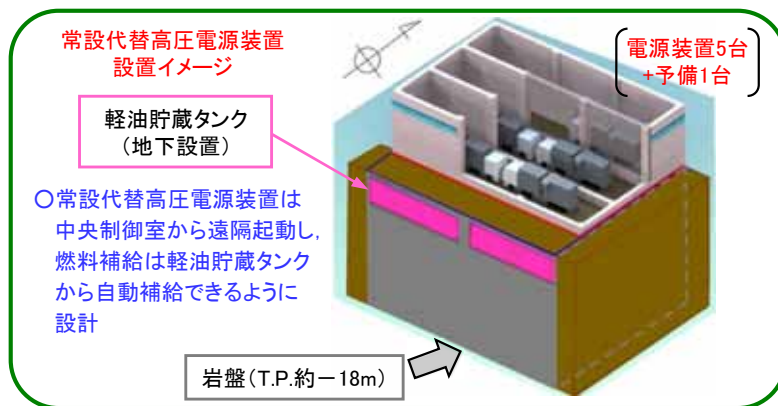


代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し, 重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…**常設代替高压電源装置**
- ・ 可搬型代替交流電源設備…可搬型代替低压電源車



○常設電源設備(非常用ディーゼル発電機等及び常設代替高圧電源装置)用の燃料貯蔵設備として、7日間の電源供給を可能とする軽油貯蔵タンク(400kL)を2基設置



軽油貯蔵タンク
配置図

○軽油貯蔵タンクの容量は、燃料消費量が最大となるケースである外部電源喪失が発生した場合を想定しても、7日間電源供給が可能な量を上回る容量を設定

外部電源喪失

非常用ディーゼル発電機等により
非常用母線を受電

非常用ディーゼル発電機等が7日間運転可能な燃料
(53,184 L/日 × 7日 ≒ 372.3kL)

+

+

常設代替高圧電源装置により
緊急用母線を受電
(重大事故への備え)

常設代替高圧電源装置が1日運転可能な燃料
(20,160 L/日 × 1日 ≒ 20.2kL)

$$372.3\text{kL} + 20.2\text{kL} = 392.5\text{kL}^* < 400\text{kL}$$

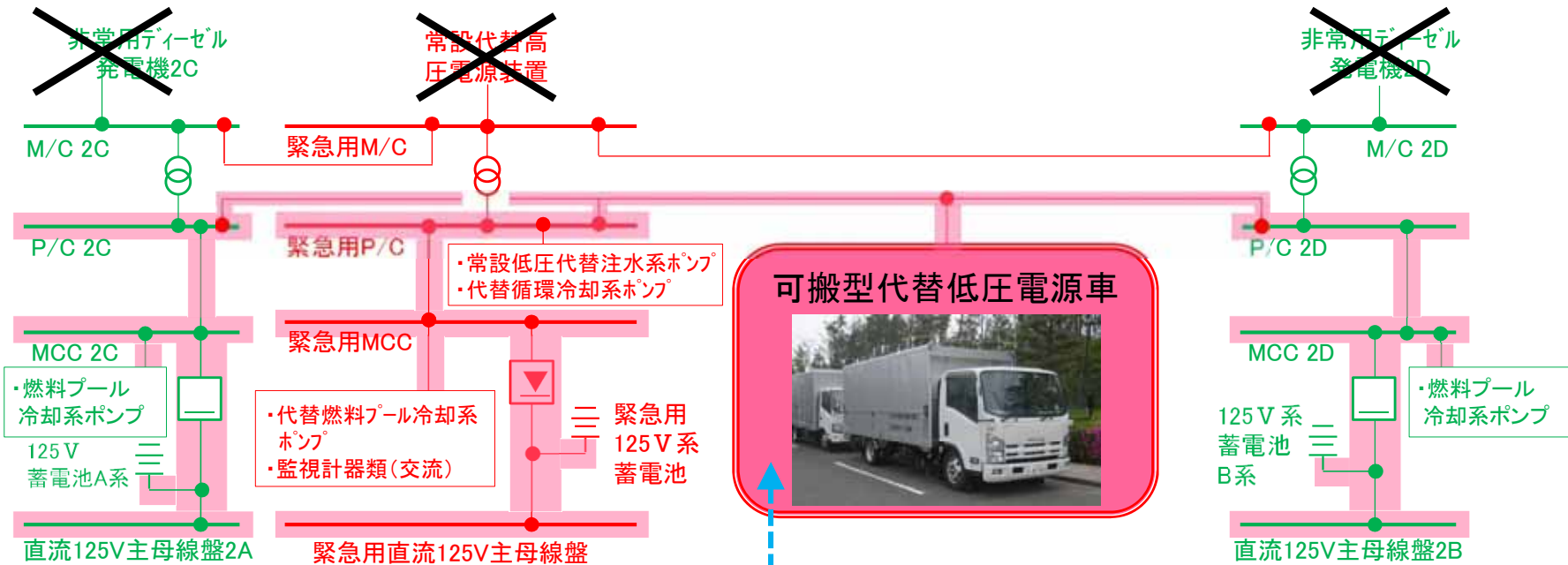
* 何れかの電源のみで7日間運転を続ける場合は、このケースよりも燃料消費量が少なくなる。

多重化されている
非常用ディーゼル発電機が
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し, 重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…常設代替高圧電源装置
- ・ 可搬型代替交流電源設備…**可搬型代替低圧電源車**



■: 給電範囲

原子炉への低圧注水,
使用済燃料プールの冷却及び
直流負荷のための電源容量

〔 常設低圧代替注水系ポンプ,
代替燃料プール冷却系ポンプ,
125V充電器盤, 監視計器類他 〕

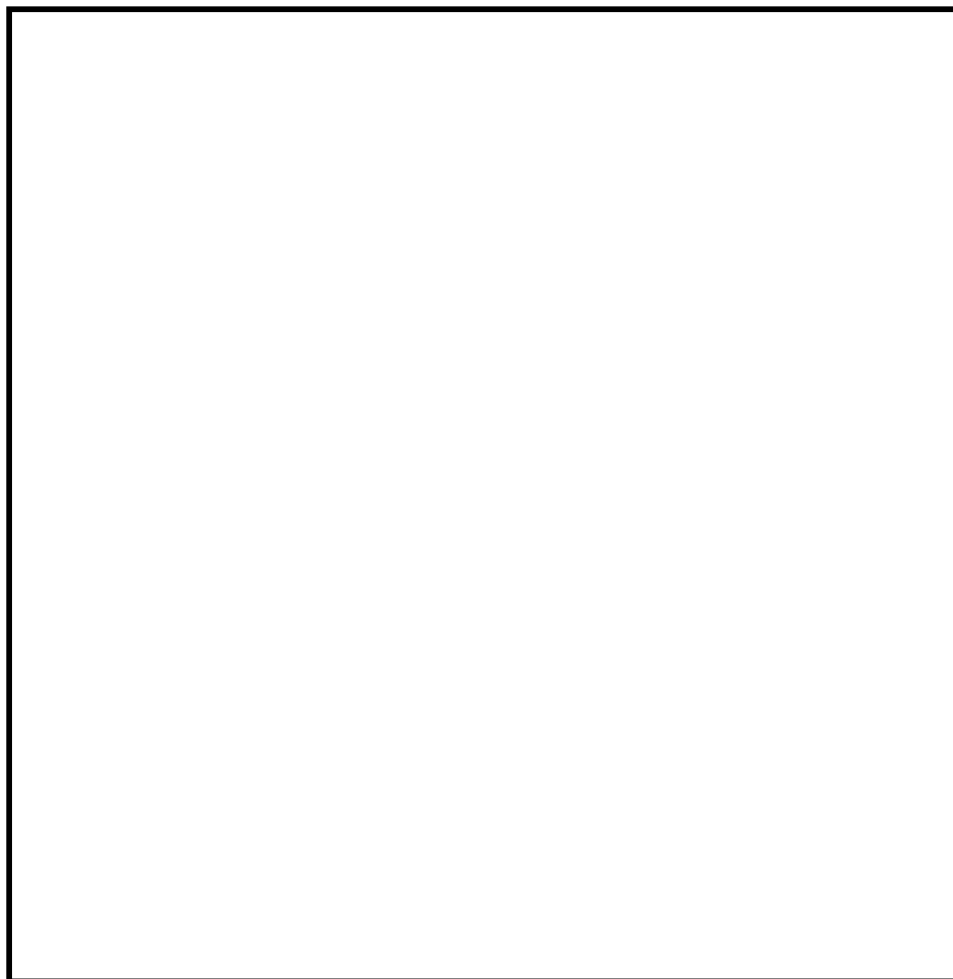
必要な
最大負荷容量 約680kW < 可搬型代替低圧
電源車(2台)容量 800kW

可搬型代替低圧電源車は, 以下の負荷が含まれていないため,
常設代替高圧電源装置と比べて容量が小さい。

- ・ 除熱機能に関する負荷(除熱はフィルタベント設備にて対応)

- 可搬型代替低圧電源車等の燃料貯蔵設備として、可搬型設備用軽油タンク(合計210kL)を設置
- 可搬型代替低圧電源車等への燃料補給用の設備として、タンクローリ(2台+予備3台)を配備
- これらの設備は、軽油貯蔵タンクとの位置的分散を図って設置

○可搬型設備用軽油タンクの容量は、各可搬型設備を7日間並行して運用するのに必要な燃料量を十分上回る量としている。



使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h/台)	①×②×7日間 (kL)
可搬型代替低圧電源車	2		
可搬型代替注水大型ポンプ (注水用+補給用)	1		
可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	1		
可搬型代替注水中型ポンプ (注水用+補給用)	2		
窒素供給装置用電源車	1		
その他※1	—		
計(kL)			約168.6

※1 タンクローリ(走行用の燃料タンク)への7日間の給油量0.7kLを含む。

- ・可搬型設備の7日間連続運転に必要な容量は約168.6kL
- ・可搬型設備用軽油タンク容量は、十分な余裕を見込んで約210kL(約30kL×7基+予備1基)を確保し、2箇所の可搬型設備保管場所の地下に各々4基ずつ設置する

軽油貯蔵タンクの配置と可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリの配置

常設代替高圧電源装置 負荷一覧表

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約 97
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷	約 79
	・直流125V充電器 A	約 108
	・非常用照明	約 134
	・120/240V計装用主母線盤 2 A	約 14
	・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷	約 234
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷	約 60
	・直流125V充電器 B	約 86
	・非常用照明	約 134
	・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他不要な負荷	約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ	約 584
	その他必要な負荷	約 3
⑦	非常用ガス再循環系排風機	約 55
	非常用ガス処理系排風機	約 8
	その他必要な負荷	約 95
	停止負荷	約 52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	約 8
	その他必要な負荷	約 183
⑨	蓄電池室排気ファン	約 8
	その他必要な負荷	約 154
⑩	緊急用海水ポンプ (使用済燃料プール冷却用として起動)	約 510
	その他必要な負荷 (緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計)	約 4 (約 982)
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 4,510 (約 4,948)

可搬型代替低圧電源車 最大負荷一覧表

(1) 非常用所内電気設備に給電する場合

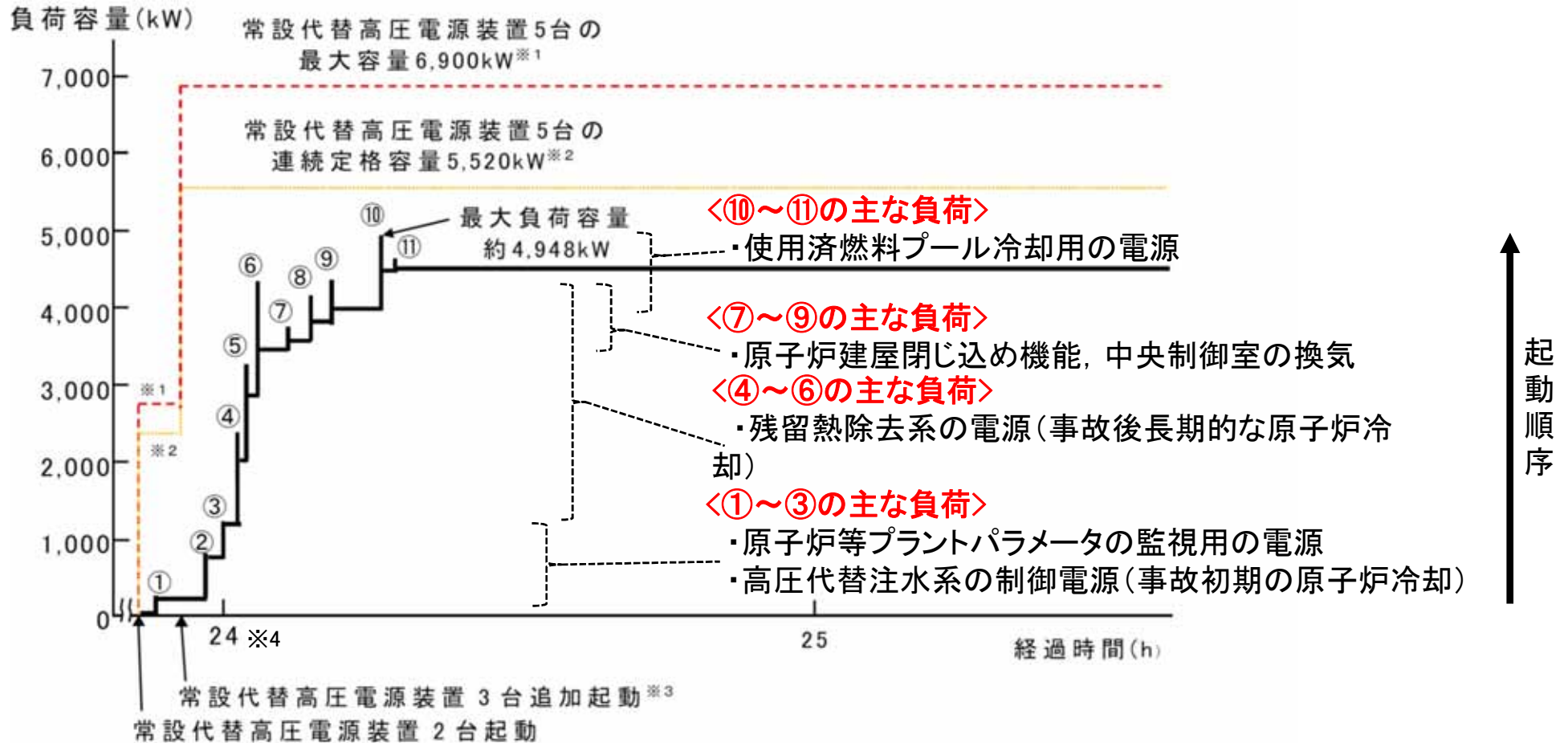
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線 2 C 自動起動負荷	約 79
	・直流125V充電器 A	約 22
	・非常用照明	約 134
	・120V AC計装用電源 2 A ・その他負荷	約 134
②	非常用母線 2 D 自動起動負荷	約 60
	・直流125V充電器 B	約 22
	・非常用照明 ・その他負荷	約 52
③	・中央制御室換気系空気調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン (中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計)	約 45 約 8 (約 172)
	④	・蓄電池室排気ファン ・蓄電池室空気調和機ファン
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 575 (約 675)

(2) 代替所内電気設備に給電する場合

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
	(起動時)	(485)
③	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
④	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器	約 95
	・その他必要な負荷	約 95
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 625 (約 675)

<別紙5> 常設代替高压電源装置及び可搬型代替低压電源車負荷 (2/4)

○代替電源による各負荷の起動順序(①～)は、電源喪失後、原子炉の監視、注水、冷却、放射性物質の閉じ込め等の観点から、基本的には**速やかに電源を復旧すべき**、**時間的な観点で優先度・重要度の高いプラントパラメータ監視用電源等の負荷から優先的に起動**し、その機能が必要になるまで**時間的に余裕のある負荷を後から起動**する扱いとする。(図1～図3参照)



※1 定格出力運転時の容量(1,380kW×運転台数=最大容量)

※2 定格出力運転時の80%の容量(1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)

※3 非常用母線の負荷への給電に伴い負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動

※4 有効性評価のシナリオによっては、非常用母線受電完了までの事故後24時間以内に常設代替高压電源装置5台を起動する扱いとする。
実力的には2時間以内に全台起動可能

図1 常設代替高压電源装置 負荷積算イメージ

論点No.80,81,85-16

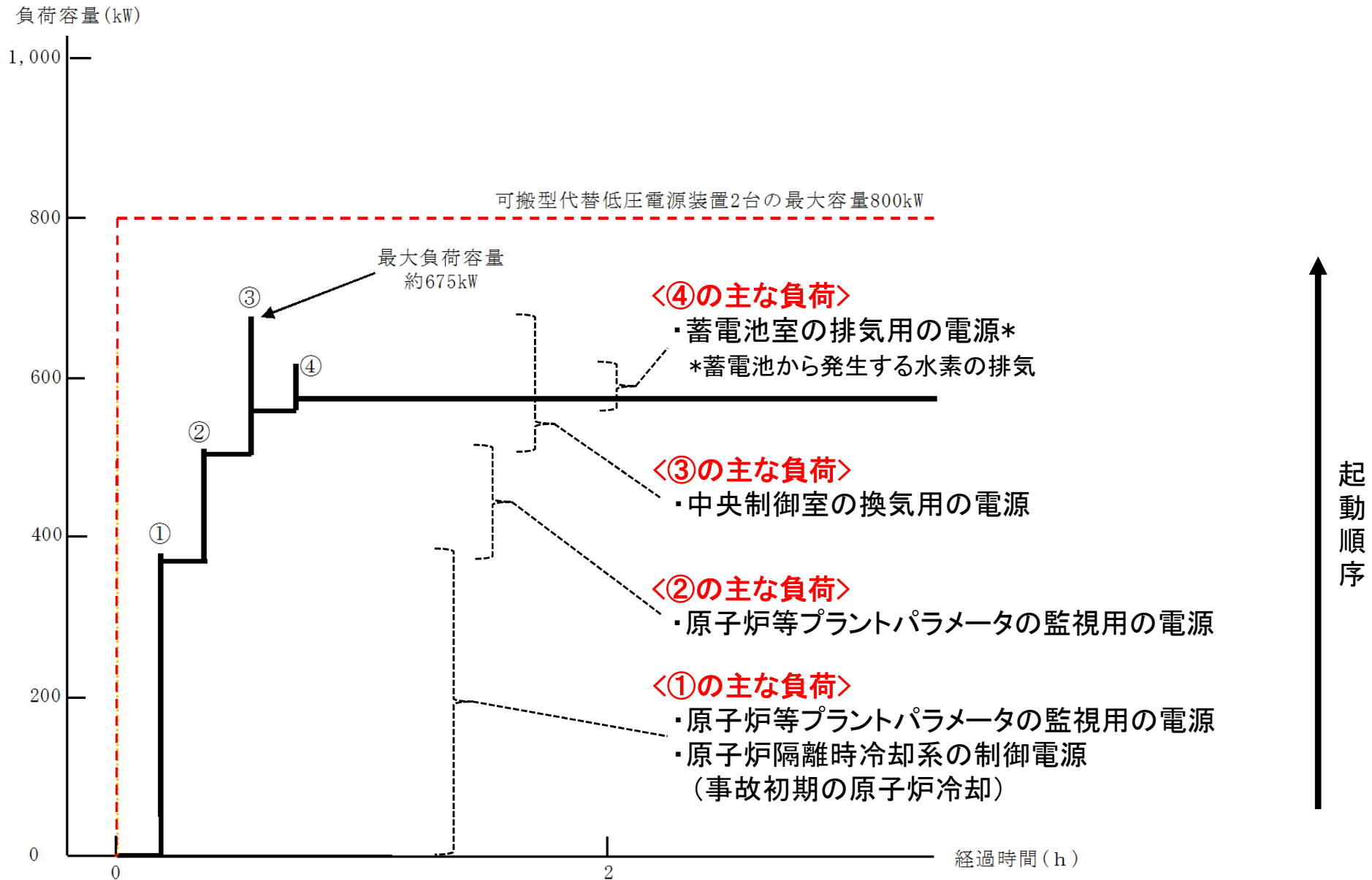


図2 可搬型代替低圧電源車 負荷積算イメージ

(1) 非常用所内電気設備に給電する場合

負荷容量 (kW)

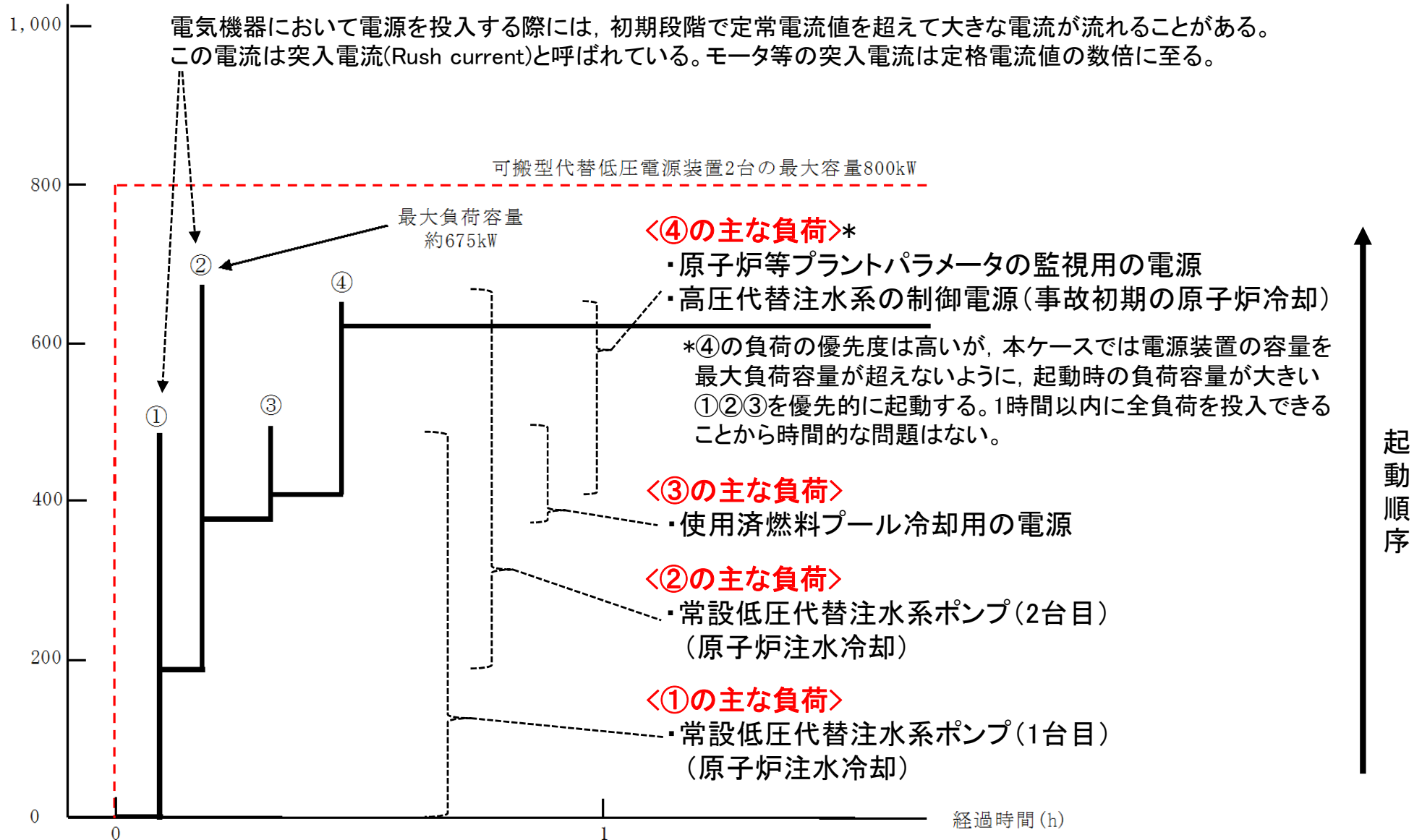
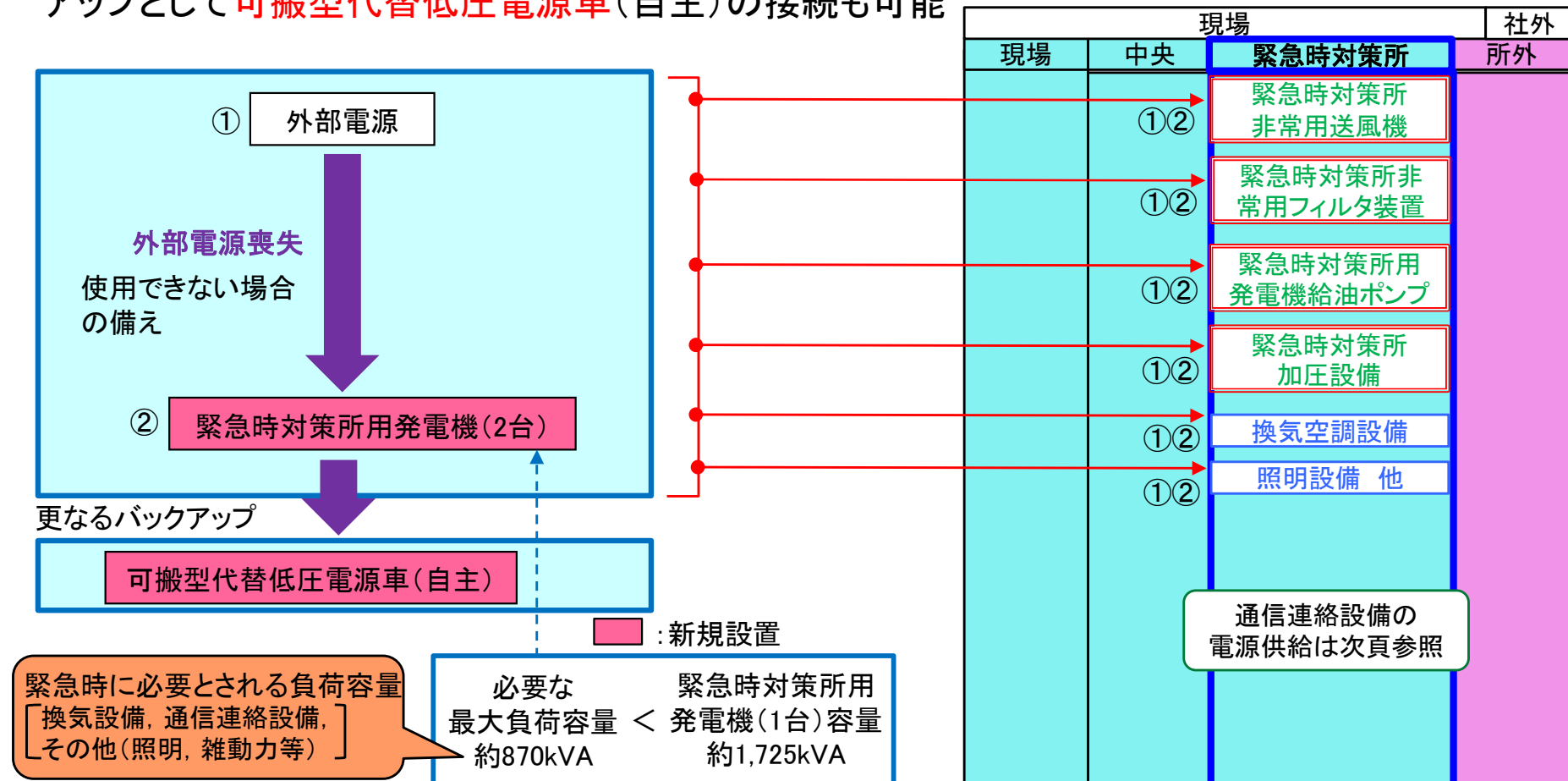


図3 可搬型代替低压電源車 負荷積算イメージ

(2) 代替所内電気設備に給電する場合

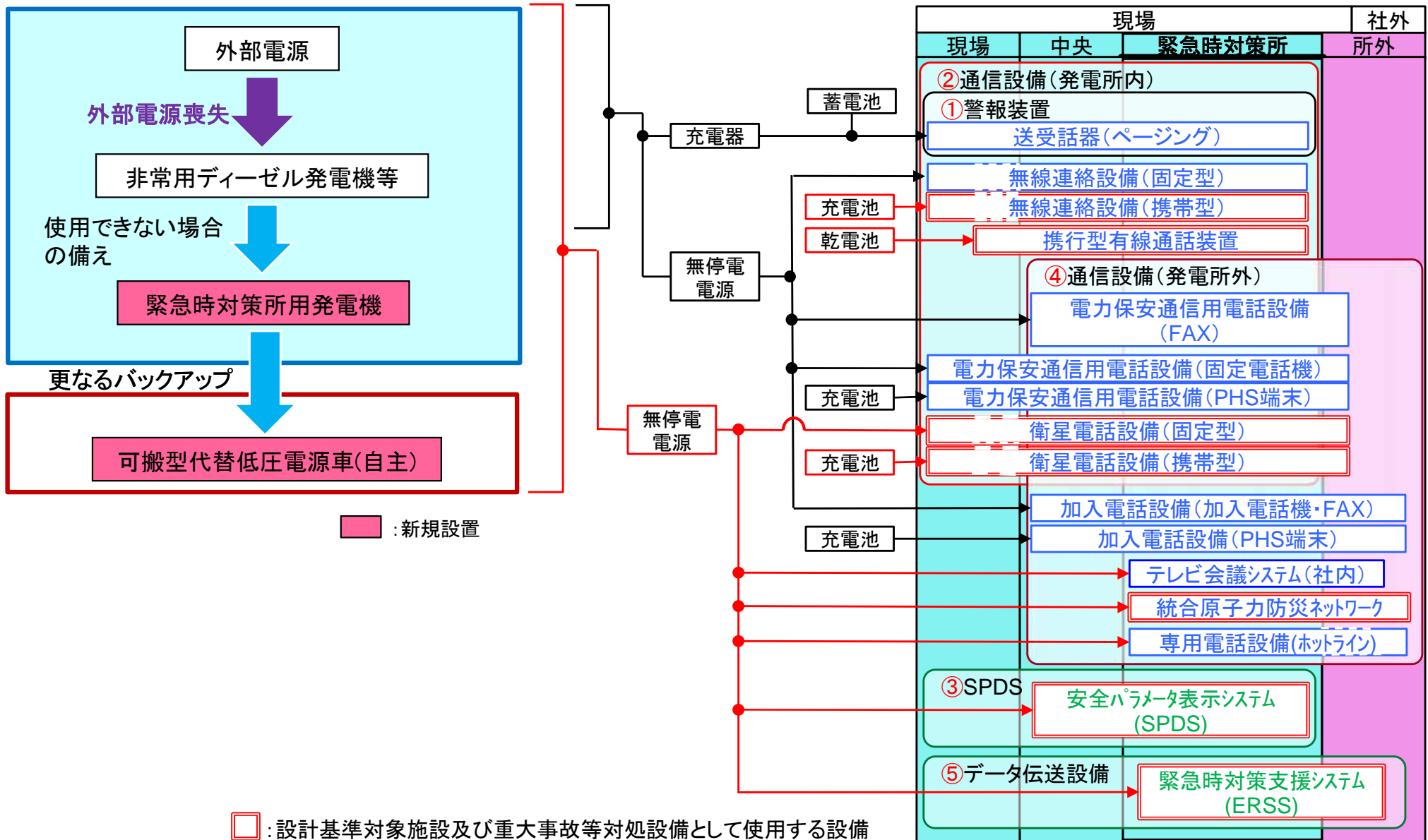
- 緊急時対策所の重大事故等対処設備には、新規に設置する**緊急時対策所用発電機等の代替電源設備から電源供給**することで電源確保の信頼性を向上
- 外部電源(①)が使用できない場合でも、専用の**緊急時対策所用発電機(②)**を起動することで、緊急時対策所の機能を維持するために必要な負荷に給電が可能
- 緊急時対策所用発電機(②)**は、1台で必要負荷に給電できる容量を有し、これを2台設置する。
- 更に、不測の事態によって**緊急時対策所用発電機**も使用不能となった場合等には、更なるバックアップとして**可搬型代替低圧電源車(自主)**の接続も可能



<別紙6> 緊急時対策所の電源確保の対策 (2/4)



○緊急時対策所で重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備には、**緊急時対策所用発電機等の代替電源設備からの電源供給を確保**することで通信連絡設備の信頼性を向上（新規）



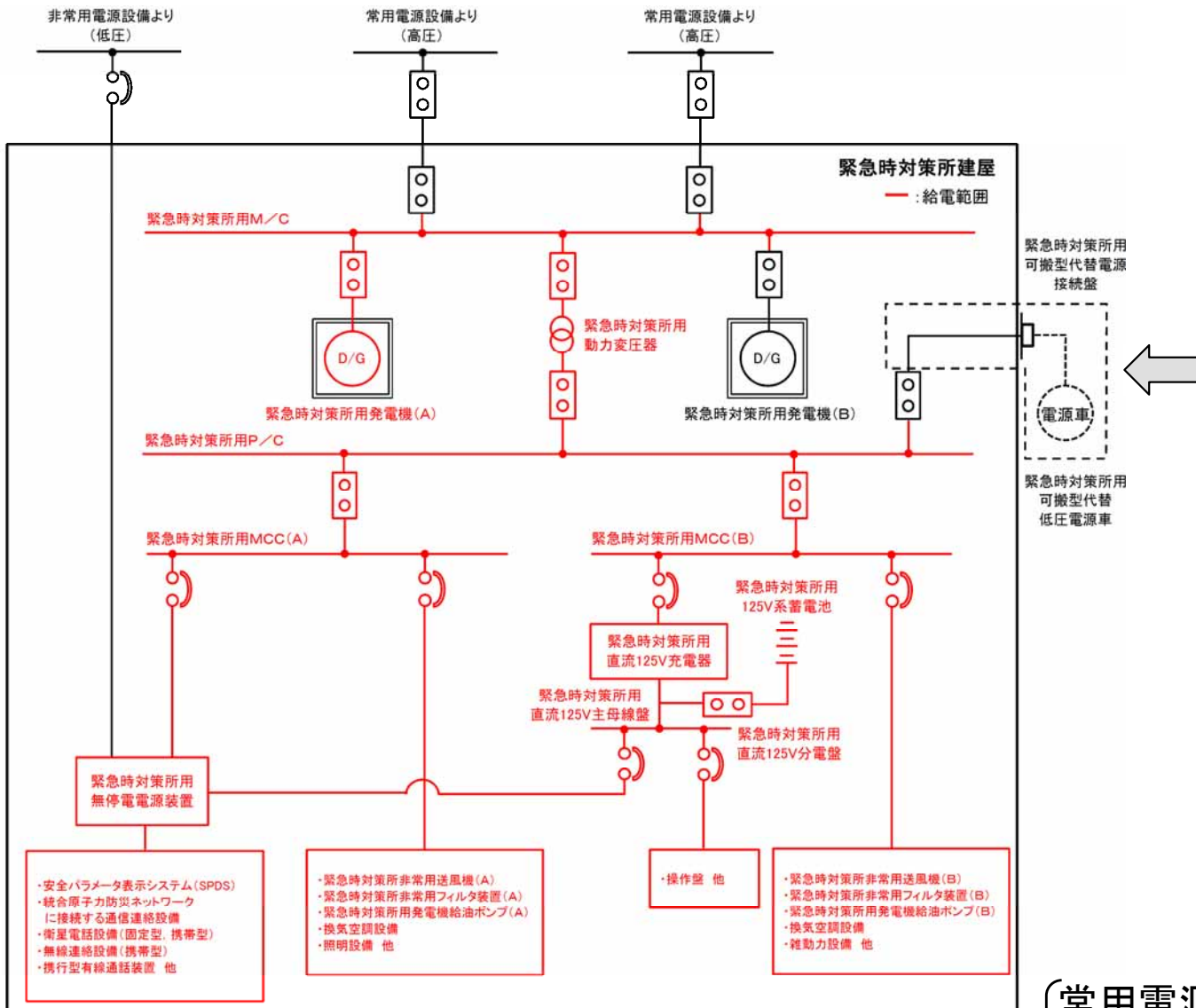
○緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所で必要な最大負荷(約870kVA)に給電できる容量(定格容量 約1,725kVA; 1台あたり)を有し、これを2台設置

- ・緊急時対策所で必要な最大負荷容量(約870kVA)を十分上回る容量

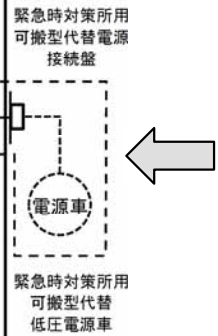
○不測の事態により、緊急時対策所用発電機が2台とも使用不能となった場合等には、更なるバックアップとして可搬型代替低圧電源車(自主対策設備)の接続による電源供給が可能であれば活用

- ・可搬型代替低圧電源車は保管場所に分散して2セットあり、原子炉建屋側の設備への電源供給のため1セット(2台)を使用し、もう1セット(2台)がバックアップとして保管場所に残る。加えて、これらの予備として電源車1台を確保しており、更に、緊急時対策所用に電源車を1台確保する。この1台が使用可能であれば、緊急時対策所用可搬型代替電源接続盤に接続して電源を供給
- ・緊急時対策所で緊急時に必要とされる負荷(340kVA)に対して、可搬型代替低圧電源車1台(定格容量 約500kVA(約400kW))で給電

負荷名称/電源名称	緊急時対策所の電源負荷容量(kVA)	
	緊急時対策所用発電機の場合 (定格容量:1,725kVA(1台あたり))	可搬型代替低圧電源車の場合 (定格容量:500kVA(1台あたり))
換気設備	約460	約130
通信連絡設備等	約35	約35
その他(照明, 雑動力等)	約375	約175
合計	約870(最大負荷容量)	約340(緊急時に必要とされる容量)



緊急時対策所に可搬型代替低圧電源車から給電する場合の接続概要図



緊急時対策所の給電図

〔常用電源, 緊急時対策所用発電機及び可搬型代替低圧電源車からの給電〕

* 図は緊急時対策所用発電機(A)から給電するケースを朱書き

<p>【凡例】</p> <p>D/G : ディーゼル発電機 〇 : 遮断器 〇 : 配線用遮断器 〇 : 変圧器 ≡ : 蓄電池 □ : 代替電源設備</p> <p>電源車 : 低圧電源車 : 接続口 実線 : 常設設備・電路 点線 : 可搬型設備・電路 〇 : 自主対策設備</p>	<p>【略語】</p> <p>M/C : メタルクラッド開閉装置</p> <p>P/C : パワーセンタ</p> <p>MCC : モータコントロールセンタ</p>
---	--

【論点No.80】

24時間後には交流電源の復旧が期待できることの根拠について(24時間において事業者が行う対応等を含む。)

【委員からの指摘事項等】

No.75

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

24時間後には交流電源の復旧が期待できるとあるが、この根拠を確認したい。

P.3,6-10

【論点No.81】

7日間の外部電源喪失を仮定した燃料確保に関する具体的な対策の内容(確保する燃料の量, 必要負荷との関係, 保管場所等対策の考え方に関するを含む。)及びその間に事業者が講じる対策や措置等について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.76

7日間の外部電源喪失を仮定して燃料を確保することについて, 具体的にどのように確保しているのか。

No.77

P.4,11-15

7日間の外部電源喪失を仮定して燃料を確保することについて, 7日あれば大丈夫にするようなバックアップの措置として, 最悪の場合にどこか社外の協力が得られるような体制など, 電力独自の対応や措置はあるか。

P.4,11-15

【論点No.85】

緊急時対策所への給電も含めた可搬型代替低圧電源車の容量及び台数の考え方について

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【委員からの指摘事項等】

No.81

緊急時対策所用の電源設備に関し、不測の事態により緊急時対策所用発電機が2台とも使用できない場合には、可搬型代替低圧電源車からの給電を自主で行うとあるが、可搬型代替低圧電源車による対応により必要な最大負荷(約870kVA)を賄うことは可能か。また、複数の用途で共通して使用する場合、台数の冗長性はあるか。

P.5,19-22

<第18回ワーキングチーム指摘事項>

電源車の負荷がリストアップされ起動順序が示されているが、これらの負荷の起動順序と、負荷の優先順位・重要度との関係について示すこと。

P.16-18

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

高エネルギーアーク損傷(HEAF)対策について

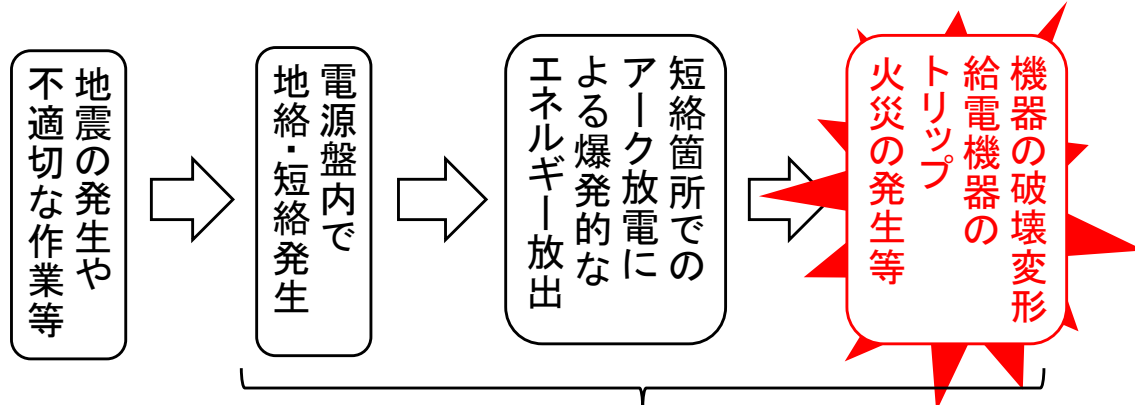
【説明概要】

高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault)とは、遮断器等の通電された導体間又は通電された導体とアースとの間にアーク放電が発生し、熱、光の発生、金属の蒸発と圧力上昇を伴う急激なエネルギー放出が起こる爆発性の電気故障に伴い発生する火災とされている。

東海第二発電所では、電源盤のHEAFに対する耐性を確認し、必要に応じてHEAF発生防止対策を施し、電源確保の信頼性や電源盤火災に対する耐性を向上させる。

- 高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault)とは、地震や不適切な作業で遮断器や開閉器等の通電した導体間や部品とアース間に大電流のアーク放電が発生し、熱、光の発生、金属の蒸発と圧力上昇を伴う急激なエネルギー放出が起こる事象として特徴付けられる、爆発性の電気故障とされている。
- HEAFの第一段階では、爆発により機器の破壊、変形、給電機器のトリップ等が起こることに加え、破壊された部品の飛び散りなどが発生する場合がある。また、HEAFの第二段階では、アーク放電に起因する熱の影響により機器等が高温になり火災が発生する場合がある。これまでに国内の原子力発電所においても常用系電源盤(非耐震)でHEAFの発生事例が確認されている。〈別紙1参照〉
- これらHEAF発生事例やメカニズムの検討、HEAF試験結果等の知見を踏まえて、東海第二発電所ではHEAFに対する耐性確認や発生防止対策を施し、電源確保の信頼性や電源盤火災に対する耐性を向上させる。

〈別紙2, 3参照〉



過電流継電器等による電源盤上流側の電源遮断が間に合わない場合



HEAF試験 高圧電源盤のアーク放電・火災発生状況

出典:「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」(NRA技術報告, NTEC-2016-1002)

〈HEAF耐性確認及び発生抑制対策〉

【評価】電源盤が短絡した際の電流、電圧、遮断器の遮断時間等より、アーク火災のしきい値到達の有無を評価

【対策】評価でアーク火災しきい値に至る電源盤は、遮断器の遮断時間を適切に設定し、アーク火災発生を防止

2.5(1) 女川1号機 高圧電源盤(A)の焼損



【高圧電源盤(A)の主要負荷】

原子炉再循環ポンプ(A)、循環水ポンプ(A)、復水ポンプ(A)などの常用負荷



復旧済



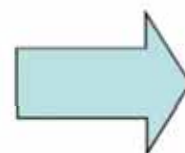
【推定原因】

地震により短絡
↓
短絡電流・アーク(火花)発生
↓
盤内のケーブルの
絶縁被覆が焼損

【対策前】正面図



しゃ断器は昇降装置により吊り上げられている



【対策後】側面図



駆動ピンによりしゃ断器を固定

耐震性が高い横置き式に変更



Tohoku Electric Power Co., Inc.

13

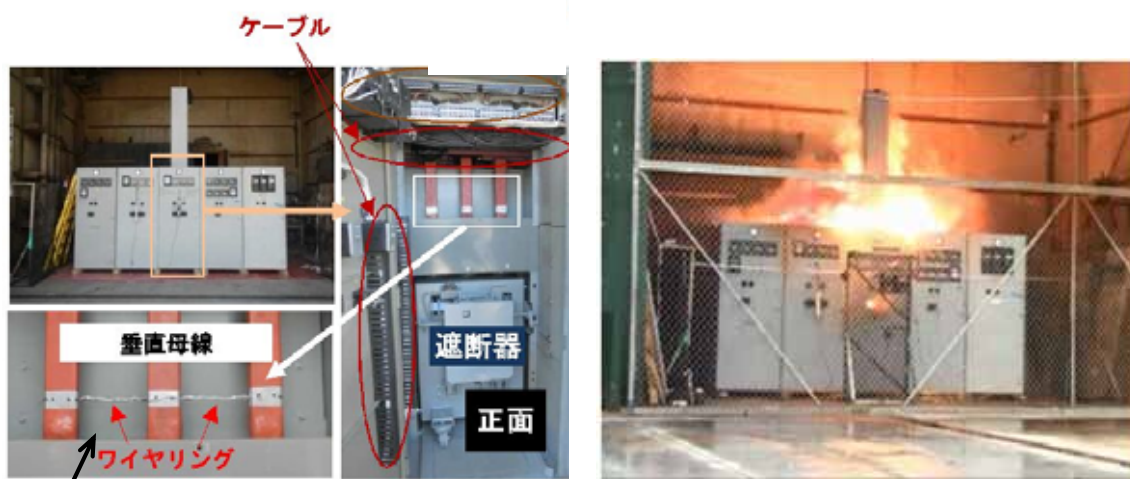
出典:女川原子力発電所の概要および東日本大震災時の対応状況
(第1回女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会
平成26年11月11日 東北電力株式会社)

注:東海第二発電所の高圧電源盤は当初から耐震性が高い横置き式を採用しており、火災発生の可能性は低い。

○原子力規制委員会は電源盤のHEAF試験を行いHEAFの事象進展と火災発生条件の知見等を整理

- ・試験対象: 高圧電源盤(約7kV), 配電盤(480V)及びモータコントロールセンタ(480V)
- ・試験内容: 電源盤の三相間をワイヤで短絡させた状態で電圧を印加, 大きな短絡電流を流して意図的にアーク放電を発生させて, 電圧・電流・電源盤外部への熱流束等を計測
- ・主な試験結果と考察:
 - ・高圧電源盤(図□)及び配電盤(図○)でアーク火災発生, モータコントロールセンタ(図△)は火災発生なし
 - ・図のとおり, **各電源盤のアーク火災の発生条件はアークエネルギー*の大きさに依存。アーク放電の継続時間を短くしてアークエネルギーを小さくすることで, アーク火災の発生を抑制できる。**

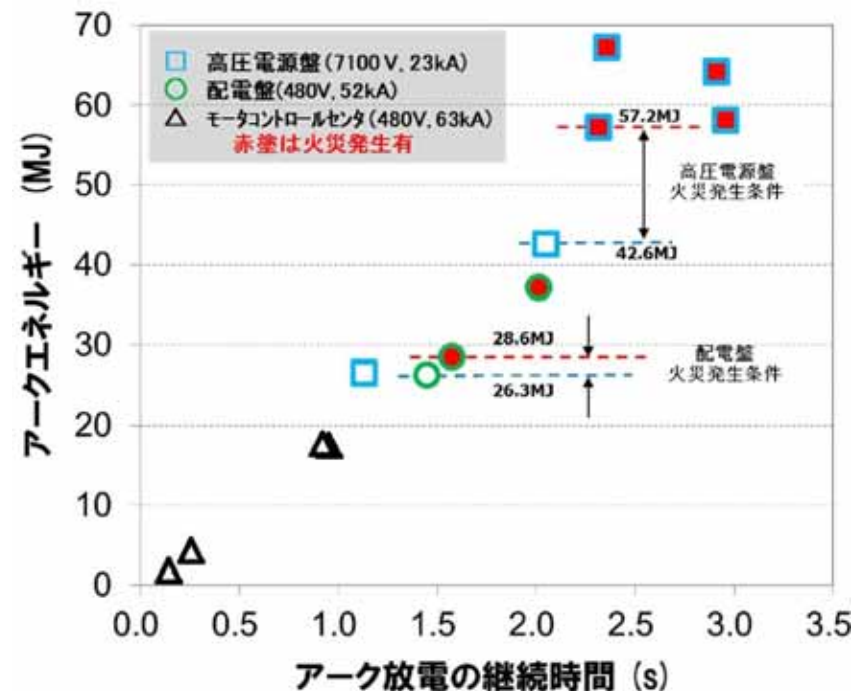
*アークエネルギー(MJ): $\text{電圧 (kV)} \times \text{電流 (kA)} \times \text{アーク放電継続時間 (s)}$



母線の三相間を短絡させた状態で高電圧を印加し, 意図的に大電流を流してアーク放電を発生させる。

アーク放電発生の瞬間

HEAF試験に用いた高圧電源盤とアーク放電発生状況

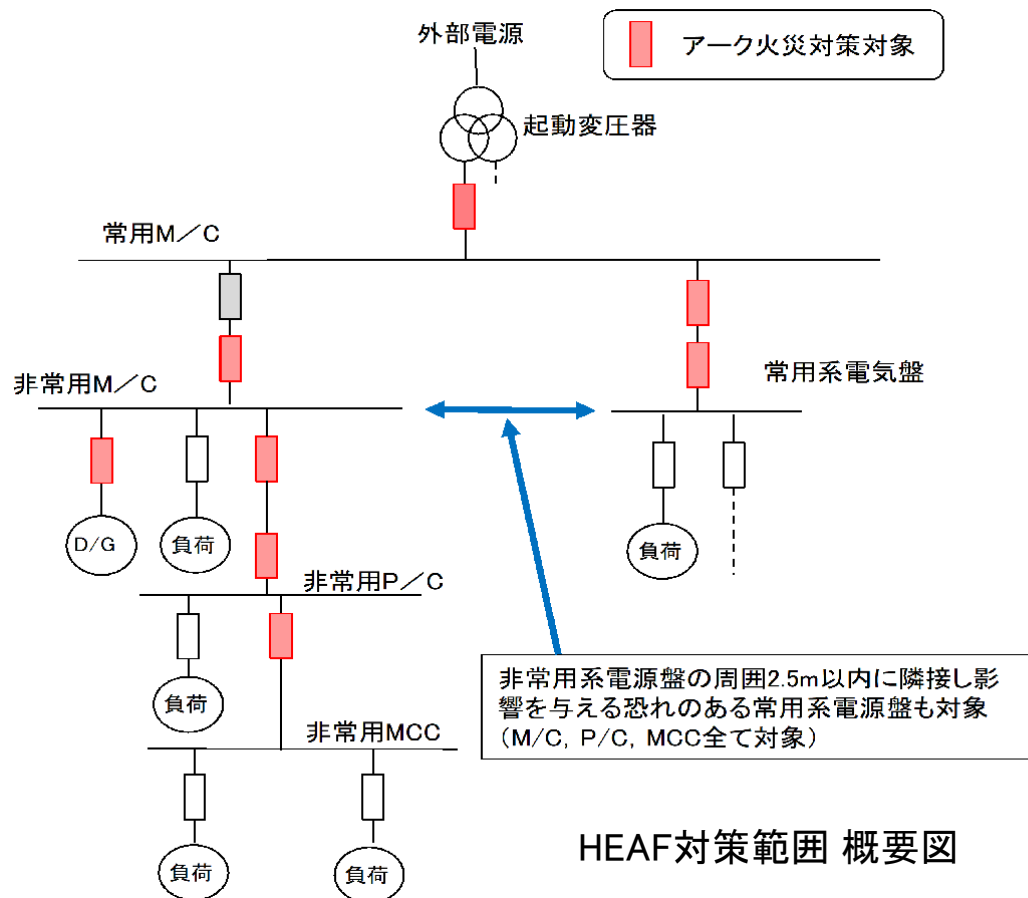


アーク放電継続時間とアークエネルギーの関係

出典:「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」
(NRA技術報告, NTEC-2016-1002)に一部加筆

○東海第二発電所では、当初から耐震性の高い横置式の電源盤を採用しており、地震時の火災発生の可能性は低い。加えて、各電源盤のHEAFに対する耐性確認や発生抑制対策を施し、発電所全体の電源確保の信頼性や電源盤火災に対する耐性を更に向上させる。

- ・対象設備: 保安電源設備のうち、**重要安全施設への電力供給に係る電源盤*1の遮断器及び当該電源盤に影響を与えるおそれのある電源盤*2の遮断器**
- ・設備対策: 電源盤内部の短絡事故等から**遮断器の遮断時間を適切な設定にすることにより**、アーク火災を防止できる設計とする。



*1:非常用M/C, 非常用P/C, 非常用MCC

*2:非常用電源盤から2.5m以内

各電源盤略称:
 M/C:メタルクラッド開閉装置(6.9kV)
 P/C:パワーセンタ(480V)
 MCC:モーターコントロールセンタ(480V)

非常用系電源盤の周囲2.5m以内に隣接し影響を与える恐れのある常用系電源盤も対象 (M/C, P/C, MCC全て対象)

HEAF対策範囲 概要図

○評価方法

電力中央研究所の試験結果より、アーク電圧及びアーク火災に至るしきい値 を定め下記の計算式にて電気エネルギーを算出し、しきい値未満を満足していることを評価する。

しきい値とは、試験にてアーク火災が発生しなかった電気エネルギー値であり、評価した電気エネルギーがしきい値以下であればアーク火災は発生しない。

計算式

$$\text{電気エネルギー [MJ]} = \text{短絡電流 [kA]} \times \text{アーク電圧 [kV]} \times 0.9^* \times \text{遮断時間 [s]}$$

* :0.9は実効値から平均値への換算係数

- ・電気エネルギーが対象設備に応じたしきい値未満を満足していることを評価する。
- ・評価結果がしきい値未満を満足しない場合は、可変要素のある遮断時間の短縮(保護継電器の整定変更)を行い、電気エネルギーが下表のしきい値未満を満足するように設計する。
- ・なお、極端に遮断時間を短縮(保護継電器の整定変更)してしまうと、保護協調の観点により遮断器の正常な動作を妨げるおそれが生じるため、適切な値に設定する必要がある。

【アーク電圧及びアーク火災に至るしきい値】

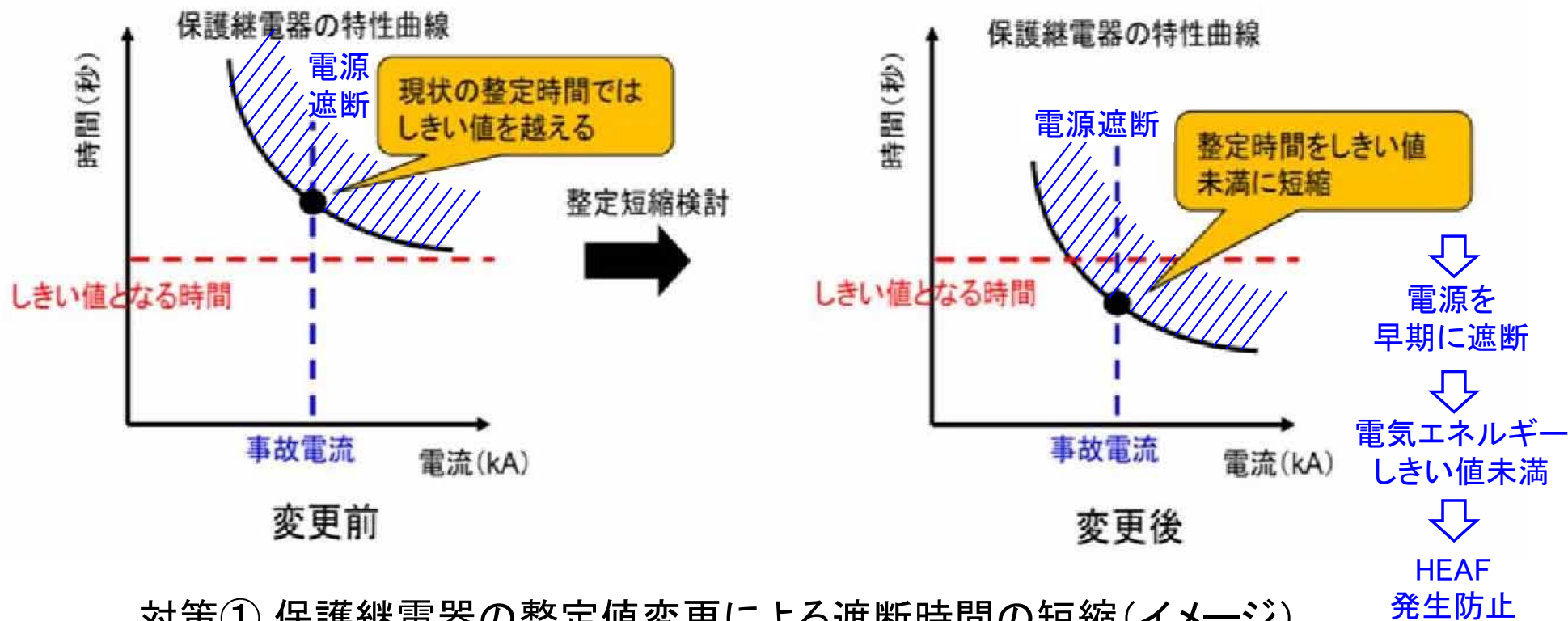
対象設備	M/C	M/C(ディーゼル発電機受電遮断器)	P/C	MCC
アーク電圧	1.34kV	1.25kV	0.467kV	0.675kV
しきい値	25MJ	16MJ	18MJ	4.4MJ

各電源盤略称:

M/C:メタルクラッド開閉装置(6.9kV), P/C:パワーセンタ(480V), MCC:モーターコントロールセンタ(480V)

⇒各電源盤に以下の対策を施すことで、短絡事故等が発生した場合でも、発生する電気エネルギーをしきい値未満に抑え、HEAFの発生を防止できる。

対象設備	対策①	対策②
M/C, P/C, MCC	保護継電器の整定値変更 (電源遮断時間の短縮)	—
M/C(ディーゼル発電機受電遮断器)		保護インターロックの変更 <次頁参照>



○対策② ディーゼル発電機の保護インターロックの変更^注

- ・ディーゼル発電機*1の設備保護のインターロックを以下のとおり変更し、HEAF発生を防止する。
- ・原子炉保護の観点から、LOCA*2時はできるだけディーゼル発電機からの電力供給を継続する設計方針
現状の設計では、LOCA時には過電流を検知してもディーゼル発電機は運転を継続し、HEAF発生のリスクがある。今回の対策では、(50)短絡継電器を追加し、HEAFに至る恐れがある大きな短絡電流等を検知し継続した場合、ディーゼル発電機の運転停止、遮断器開放を行う。

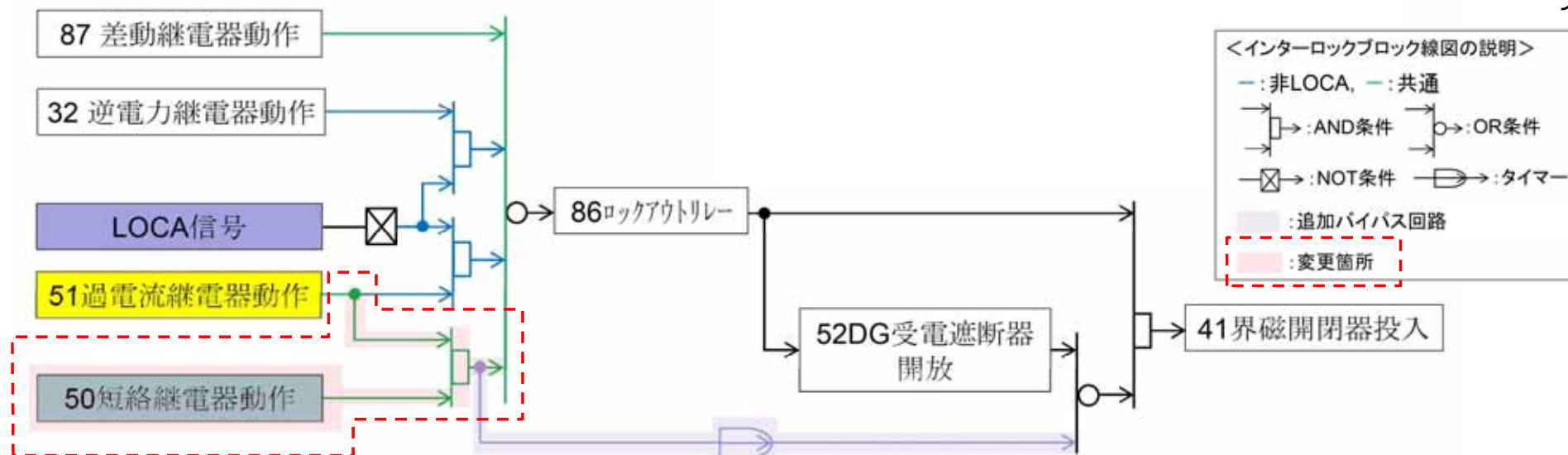
*1 非常用ディーゼル発電機(2台)及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(1台) *2 原子炉冷却材喪失事故

<HEAF対策>

LOCA以外の事象時 : 短絡電流等発生時は、(51)過電流継電器作動により、(86)ロックアウトリレーが作動 ⇒A

LOCA時 : 短絡電流等発生時は、(51)過電流継電器及び(50)短絡継電器の作動により、(86)ロックアウトリレーが作動 ⇒A

A ⇒ ディーゼル発電機停止及び発電機からの受電遮断器が開放し、HEAF発生を防止



対策② ディーゼル発電機 保護インターロックブロック線図(変更後)

注:本設備対策は今後の工事計画認可申請で原子力規制委員会による審査を受けるため、内容は変更となる場合がある。

- 原子力規制委員会は、HEAF発生事例の検証やHEAF試験結果等の新知見を踏まえて、2019年に国内の原子力発電所に対してHEAF対策の規制への反映(バックフィット)を実施している。

实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
(平成二十五年原子力規制委員会規則第六号)

(保安電源施設)

第四十五条 <略>

- 3 保安電源設備(安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、次に掲げる措置を講じなければならない。

— 高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置

实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
(原規技発第1306194号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))

- 4 第3項第1号に規定する「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」とは、重要安全施設(設置許可基準規則第2条第2項第9号に規定する重要安全施設をいう。以下同じ。)への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤(安全施設(重要安全施設を除く。)への電力供給に係るものに限る。)について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができることをいう。

* 当社で法令の一部を朱書き・下線を加えている。

- 東海第二発電所は、これらの規制反映を踏まえて、発電所のHEAF対策内容について今後工事計画認可を申請し、原子力規制委員会の審査を受けることとしている。

【論点No.89】

高エネルギーアーク損傷(HEAF)対策について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
 対応する資料頁数等を 内に記載

No.1122

「高エネルギーアーク損傷(HEAF)対策」は極めて重要な課題

「高エネルギーアーク損傷」は、高電圧、高電流の放電によって金属が気化し爆発する現象のことで、ポンプなど各種動力機器に電力を供給するための電源盤とか配電盤と呼ばれる機器の内部で発生します。爆発による火炎で燃え出したケーブルがあたかも導火線のようになって、他の電源盤／配電盤に延焼する可能性が大きいため、対策が必須となっています。

東日本大震災においては、東北電力女川原発1号機において、地震被災時にこの「高エネルギーアーク損傷」が発生して火災となったところから、規制委員会でも検討課題になっています。この「高エネルギーアーク損傷」は、電源盤／配電盤が老朽化すると発生しやすいことが知られていて、まさに40年前に運転開始していて電気機器が老朽化している東海第二原発の場合、十分な検討が必要になるものと考えます。しかも、東海第二の場合、電源盤が設置されている電源室が極めて狭隘なこともあいまって、対策は困難になることが想像に難くありません。(設置場所が狭隘なるがゆえに、機器の入れ替えや、増設が困難)規制委員会にてこの問題が検討され一定の方針が示されたのが、ごく最近ということもあって、東海第二原発の規制委員会審査では、「後で検討」ということにされ、十分な検討がなされていません。このことに鑑み、茨城県として独自に検討すべき重大課題と考えます。

P.2-9

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
 (令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

東海第二発電所における放射性廃棄物の管理・処分等について

【説明概要】

＜原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物について＞

- ・発電所から発生した低レベル放射性廃棄物のうち、放射能レベルの比較的低いL2廃棄物はその種類に応じて**溶融、圧縮、焼却等**の適切な処理・固型化を行い、六ヶ所の低レベル放射性廃棄物埋設センターに搬出を行っている。また、**更なる減容措置として圧縮減容装置を導入するための設置変更許可**を得ており、現在導入を計画している。
- ・**放射性物質として扱う必要がない**ほど放射性レベルが低い廃棄物については、**クリアランス物品**としてベンチやブロック等への再利用や、使用履歴から全く汚染がないものは**NR(放射性廃棄物でない廃棄物)**とする等、**廃棄物の低減**を行っている。

＜使用済燃料の再処理について＞

- ・当社は電事連事務局のサイクル推進タスクフォースの取り組みに参加し、**日本原燃の上層部と直接連携**することで**日本原燃の審査の進捗状況や課題を共有し、マネジメント課題への対応を迅速化**させることにより、**新たに設定されたしゅん工時期に向けた対応**をしている。

＜使用済燃料の貯蔵能力の拡大及び放射性廃棄物について＞

- ・当社は高レベル放射性廃棄物の発生者としての基本的責任を有する立場から、**国や原子力発電環境整備機構(NUMO)と連携しながら地域の皆さまとの対話活動など**に取り組んでいるとともに、**NUMOに対する人的支援等**も行っている。
- また、使用済燃料の貯蔵に関し、東海第二発電所においても**発電所における乾式貯蔵キャスクの利用や中間貯蔵施設を活用し、適切に安全を確保**していく。

放射性物質により汚染された廃棄物を放射性廃棄物と言い、発生場所や廃棄物の種類により、以下の表のとおり分類される。

原子力発電所から発生するものは**低レベル放射性廃棄物**、再処理施設から発生するものは**高レベル放射性廃棄物**と**低レベル放射性廃棄物**に区分される。

廃棄物の種類		廃棄物の例	発生場所	処分の方法(例)	
低レベル放射性廃棄物	発電所廃棄物	放射能レベルの極めて低い廃棄物(L3)	コンクリート、金属等	トレンチ処分	
		放射能レベルの比較的低い廃棄物(L2)	廃液、フィルター、廃器材、消耗品等を固形化	原子力発電所	ビット処分
		放射能レベルの比較的高い廃棄物(L1)	制御棒、炉内構造物		中深度処分
	ウラン廃棄物	消耗品、スラッジ、廃器材	ウラン濃縮・燃料加工施設	中深度処分、ビット処分、トレンチ処分、場合によっては地層処分	
	超ウラン核種を含む放射性廃棄物 (TRU廃棄物)	燃料棒の部品、廃液、フィルター	再処理施設、MOX燃料加工施設	地層処分、中深度処分、ビット処分	
高レベル放射性廃棄物		ガラス固化体	再処理施設	地層処分	

クリアランスレベル以下の廃棄物	原子力発電所解体廃棄物の大部分	上に示した全ての発生場所	再利用/一般の物品としての処分
-----------------	-----------------	--------------	-----------------

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物について

(1) 放射能レベルの比較的低い廃棄物(L2廃棄物)

発電所から発生した低レベル放射性廃棄物のうち、放射能レベルの比較的低いL2廃棄物はその種類に応じて**溶融、圧縮、焼却等**の適切な処理・固型化を行い、六ヶ所の低レベル放射性廃棄物埋設センターに搬出を行っている。

なお、東海第二発電所においては**更なる減容措置として圧縮減容装置を導入するための設置変更許可**を得ており、現在導入を計画している。

(2) その他の低レベル放射性廃棄物

L1廃棄物については、**処分容器の仕様や処分形態**について、電事連大にて検討中である。

L2廃棄物より更に放射能レベルの低いL3廃棄物のうち、東海発電所のものについては、東海発電所にて事業許可申請中の**L3埋設施設**に埋設を予定している。

また、発電所で発生した廃棄物のうち**放射性物質として扱う必要がない**ほど放射性レベルが低い廃棄物については、**クリアランス**物品としてベンチやブロック等への再利用や、使用履歴から全く汚染がないものは**NR(放射性廃棄物でない廃棄物)**とする等、廃棄物の低減を行っている。

図 発電所におけるL2廃棄物処理

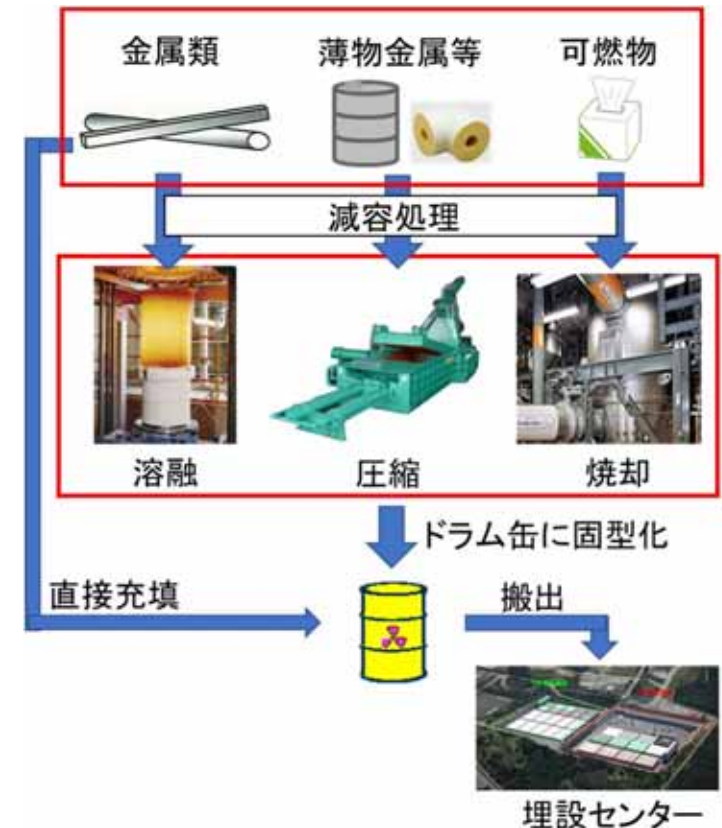


図 クリアランス制度を利用した再利用物品



使用済燃料の再処理について(1/3)

資源の乏しい日本では、**将来にわたるエネルギーの安定確保の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されたウラン・プルトニウムを貴重なエネルギー資源として有効利用することを基本的方針としている。**

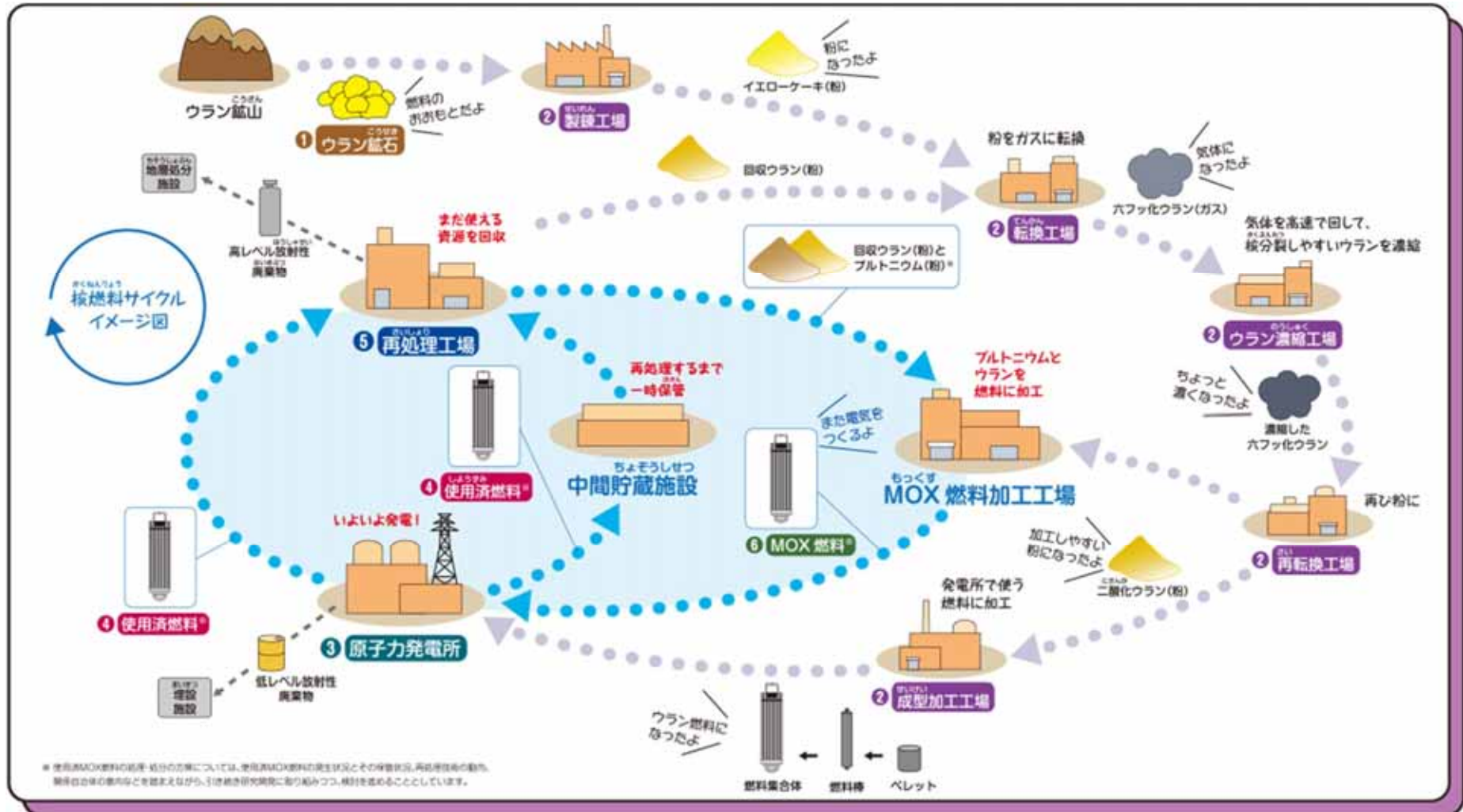
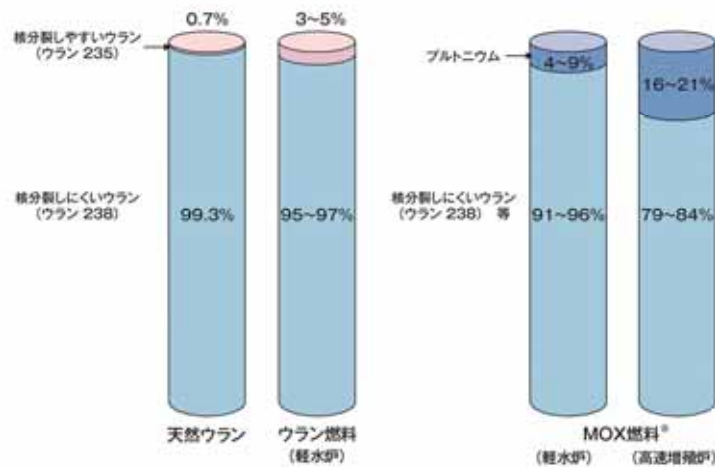


図 核燃料サイクルイメージ図(出典:経済産業省HP)

使用済燃料の再処理について(2/3)

使用済燃料は再処理し、まだ使えるウランやプルトニウムを回収して利用すれば、純国産エネルギー資源となる。日本では日本原燃(株)が主体となり、青森県六ヶ所村において原子燃料サイクル事業を進めている。再処理工場は新規規制基準への適合に関する対応を行っており、2020年7月に許可を得て、2024年度上期のしゅん工を目指している。プルサーマルの燃料を製造するMOX燃料工場については2020年12月に許可を得て、現在、2024年度上期のしゅん工に向けて、建設工事を進めている。

MOX燃料



※MOX (Mixed Oxide) 燃料:プルトニウムとウランの混合燃料で、軽水炉のプルサーマル計画や高速増殖炉などで使用される

7-5-2

原子力・エネルギー図面集

図 MOX燃料

(出典:「原子力・エネルギー図面集」2022年度版)

原子燃料サイクル施設の位置

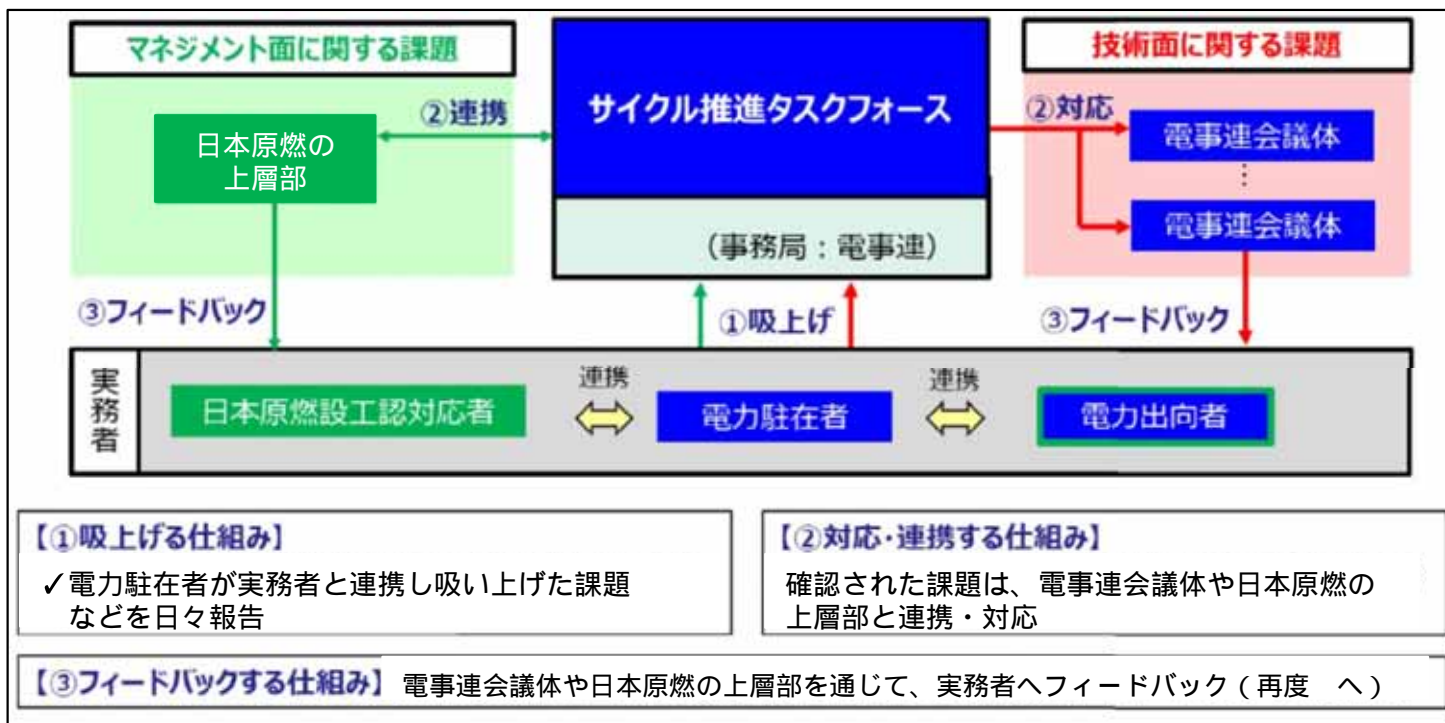


7-2-6

原子力・エネルギー図面集

図 原子燃料サイクル施設の位置
(出典:「原子力・エネルギー図面集」2022年度版)

第6次エネルギー基本計画(2021年10月閣議決定)において、使用済燃料の再処理について着実に進める姿勢が示されている。当社においても、電事連事務局のサイクル推進タスクフォースの取り組みに参加し、**日本原燃の上層部と直接連携することで日本原燃の審査の進捗状況や課題を共有し、マネジメント課題への対応を迅速化させることにより、新たに設定されたしゅん工時期に向けた対応をしている。**



- 【原電の取り組み】**
- ・令和3年7月から再処理支援の対応のため、社員3名の派遣を実施
 - ・上記に加え、日本原燃の社内会議や規制庁ヒアリングのモニタリングを行い、技術的な課題を抽出して電事連会議体に報告

図 サイクル推進タスクフォースの概要(電事連HPより引用、一部改変)

再処理の際に生じる放射能レベルの高い廃液を高温のガラスと溶かし合わせて固体化したものがガラス固化体である。ガラスは水に溶けにくく、化学的に安定しており、放射性物質の長期間の閉じ込めに優れている。ガラス固化体の放射能レベルが低下するには長い時間がかかることから、ガラス固化体を30～50年間冷却した後、地下300mより深い安定した岩盤に地層処分する。

深い地層が持つ性質には、① 酸素が少なく、ものが変化しにくい、② ものの動きが非常に遅い、③ 人間の生活環境から遠く離れている、ことがある。安定した地層、岩盤、キャニスタや緩衝材による「多重バリアシステム」により、数万年以上にわたって放射性物質を人間の生活環境から隔離することができる。

技術的な観点から、放射能レベルが高い廃棄物(高レベル放射性廃棄物)を人間の生活環境から長期にわたって隔離する最も確実な方法として、「地層処分」が国際的に共通した考え方になっている。

なお、ガラス固化体が高レベル放射性廃棄物であるが、再処理を行わない国では使用済燃料自体が高レベル放射性廃棄物となる。



図 高レベル放射性廃棄物 (出典:経済産業省HP)

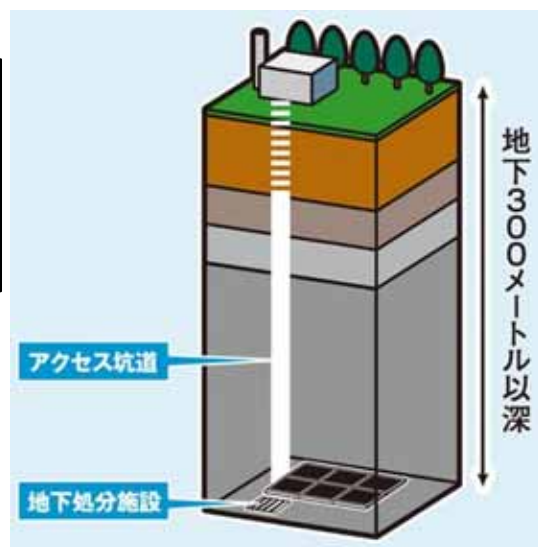


図 地層処分(出典:経済産業省HP)

国名	実施主体	対象廃棄物	処分量	処分サイト(候補)および岩種	処分深度	商業開始予定時期
フランス	放射性廃棄物管理機関(ANDRA)	高レベル-ガラス固化体	12,000m ³ (全量再処理の場合)	ムーズおよびオートノーム県の自治体(ジュール地下研究所の近傍) 岩種:粘土層	約500m	2035年～2040年頃
日本	原子力発電環境整備機構(NUMO)	高レベル-ガラス固化体	40,000本以上	サイトは未定 岩種:未定	300m以上	未定
ベルギー	ベルギー放射性廃棄物-濃縮核分裂物質管理機関(ONDRAP/NIRAS)	高レベル-ガラス固化体と使用済燃料	11,700m ³ (再処理ケース)	サイトは未定 岩種:未定	未定	2080年
スイス	放射性廃棄物管理共同組合(NAGRA)	高レベル-ガラス固化体と使用済燃料	9,280m ³	3か所*の地質学的候補エリアを連邦政府が承認 岩種:オパリナス粘土	約400m～900m	2060年頃
アメリカ	連邦エネルギー省(DOE)	使用済燃料(商業用が主) 高レベル-ガラス固化体(国防用が主)	70,000t(商業用が主)	ネバダ州ユッカマウンテン(放射性廃棄物貯蔵法) 岩種:凝灰岩	200m～500m	2048年
ドイツ	連邦放射性廃棄物機関(BfG)	高レベル-ガラス固化体と使用済燃料	27,000m ³ (2022年時点での計画) 原子力発電所が主	サイトは未定 岩種:未定	300m以上	2050年代以降
フィンランド	オシヴァ社	使用済燃料	6,500t(ウラン濃縮)	エウラホキ自治体オルキオト 岩種:結晶質岩	約400m～450m	2020年代
スウェーデン	スウェーデン核燃料-廃棄物管理会社(SKB)	使用済燃料	12,000t(ウラン濃縮)	エストハンマル自治体フォルスマルク 岩種:結晶質岩	約500m	2030年代

*ジュラ県(アルガウ州)、北部レレン(チューリッヒ州-アルガウ州)、チューリッヒ北部(チューリッヒ州-トゥールガウ州)

8-3-12

図 世界の高レベル放射性廃棄物処分計画 (出典:「原子力・エネルギー図面集」2022年度版)

処分地の選定は「国からの申し入れ」や「自治体からの応募」を受けて、**原子力発電環境整備機構 (NUMO) が地層処分の実施主体として**、「文献調査」、「概要調査(ボーリング調査)」、「精密調査(地下施設での調査・試験)」の三つのプロセスを経て行うこととなっている。**調査の各段階で、知事および市町村長の同意が得られない場合、次の段階に進むことはない。**

なお、北海道寿都町及び神恵内村では現在、文献調査のうち、「文献・データに基づく評価」を行っている。



図 処分地選定調査について(出典:経済産業省HP)

当社は高レベル放射性廃棄物の発生者としての基本的責任を有する立場から、**国やNUMOと連携しながら地域の皆さまとの対話活動などに取組んでいるとともに、NUMOに対する人的支援等も行っている。**

これらに加え、今後、国が示された国・NUMO・電力の合同チームでの活動等を通じ、取り組んで参りたい。

中間貯蔵施設及び乾式貯蔵施設について

中間貯蔵施設や乾式貯蔵施設は、使用済燃料を再処理するまでの間、金属製の容器(キャスク)に入れて、安全に貯蔵・保管する施設である。

東海第二発電所では、2001年に「**乾式キャスク貯蔵施設**」を発電所敷地内に建設した。線量率測定やキャスクの表面温度測定等によりキャスクの健全性が維持されていることを確認しながら運用を行っている。その他、青森県むつ市の**中間貯蔵施設(リサイクル燃料備蓄センター)**を東京電力ホールディングスと**合同で建設**しており、事業開始に向けて、安全性向上対策工事を進めている。

使用済燃料を中間貯蔵することは、再処理するまでの間の時間的な調整を可能にするため、**原子燃料サイクル全体の運営に柔軟性を持たせる手段**として有効であると考えている。

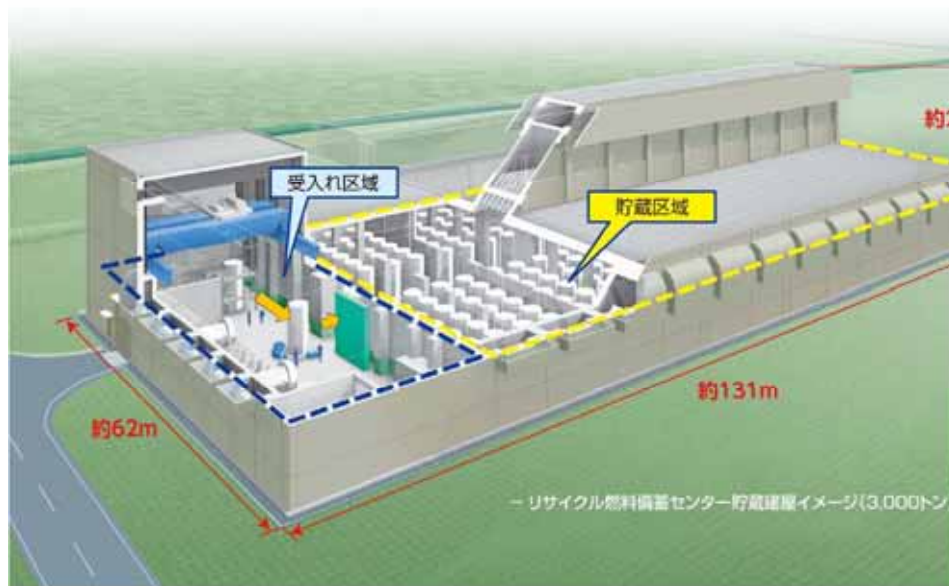
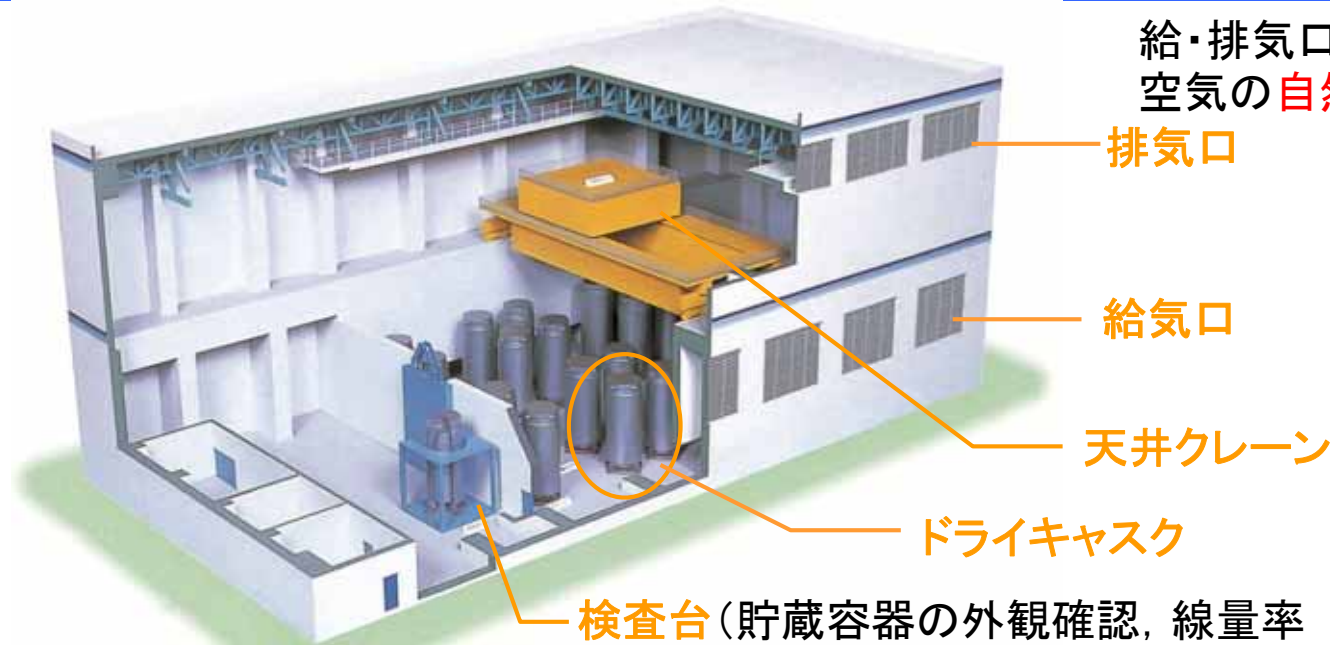


図 リサイクル燃料備蓄センター建屋イメージ(出典:RFS HP)

【リサイクル燃料備蓄センターに対する早期しゅん工に向けた支援】

- ・東海第二の許認可取得実績等を踏まえ、事業変更許可及び設工認に係る審査について、弊社執行役員がリサイクル燃料備蓄センターの常務取締役として出向し、対応している。
- ・出向による支援以外にも、2021年4月からは弊社社員がRFSの設工認の進捗確認会議(WEB)へ参加し、審査資料の事前確認、審査対応に係るリサイクル燃料備蓄センターからの質問への回答等を実施している。また、ヒアリング・審査会合にも参加し、設工認の早期取得に向けた支援をしている。

<参考> 東海第二発電所 使用済燃料乾式貯蔵建屋



給・排気口を設けて、外部から取り入れた空気の自然対流により冷却

排気口

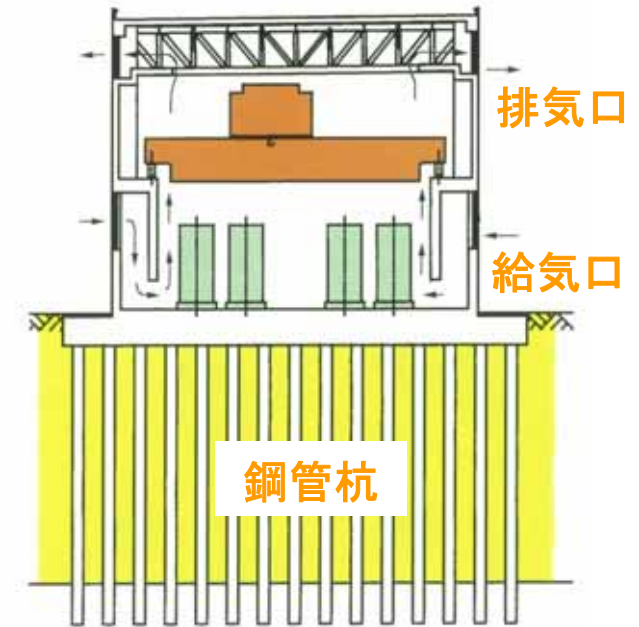
給気口

天井クレーン

ドライキャスク

検査台(貯蔵容器の外観確認, 線量率測定及び表面温度測定等を行うことを念頭に作成されたもの。現状, 仮設の移動式足場で足りている)

東海第二発電所
使用済燃料乾式貯蔵建屋



鋼管杭

【貯蔵施設の断面図】

○ 杭基礎構造

杭の直径: 約80cm

杭の本数: 435本

⇒鋼管杭により, 基準地震動Ssによる評価でも建屋に問題は生じない

建屋概要: 東西約26m, 南北約54m, 高さ約21m

構造: 鉄筋コンクリート造, 杭基礎構造を採用

貯蔵容量: 貯蔵容器**24基**(ウラン重量約250t) *

* 15基燃料収納済

燃料収納体数: **61体** / 基

1定検で764体(1炉心)中約180体の燃料を取替

180体はほぼ3キャスク分

24基で8定検分相当の使用済燃料が貯蔵可能。

8定検は**約10年程度**。

【論点No.94】

東海第二発電所における放射性廃棄物の管理・処分等について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No. 432

これ以上使用済燃料をふやすな

No. 495

・運転すれば増え続ける いわゆる死の灰の処分(無害にする)の方法は科学的に全く説明されない。

No. 680

・使用済み核燃料の処分法, 廃炉法が確立していない。

No. 814

②高濃度放射性廃棄物・使用済み核燃料の処理が不明

No. 830

〈使用済み燃料処理をどうするのか〉

原発から出たゴミはどうするのか。夢の?核燃料サイクルは目処が立たず,核ゴミ処理は何も決まらずにどんどん未来につけを回しているだけ。未来の子供たちに、「2011.3.11」から日本は変わった,良い時代になったと言われたい。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No. 914

最後に

2月13日常陸太田市で行われた原子力規制委員会の説明では、はっきり言って細かい技術的な説明に終始し、再稼働後のソフト面の対応方法など我々の期待に応えられず、説明会をしたと言う「ありがとう」造りにしか思えなかった。

日本の原発全体の課題であるが、既に50トン近いプルトニウムを初めとして放射性廃棄物の保管場所の容量が限界に近いと言われている。地下深部に保管する方法が検討されているが、日本国中何処でも大規模地震の影響を受けると言われており、これを数千年以上管理して行かねばならないと言うことは我々の子孫に重大な負の遺産を遺すことになる。今後廃炉になる原発が増える中、放射性廃棄物の処分方法の技術が確定されるまで再稼働等による新たな放射性廃棄物を増やさない方針を明確にして欲しい。このためにも、放射性廃棄物の処分技術の開発は一部で研究が行われているが、国際協力を含め国、県等が中心になり、情報をオープンにして日本が一丸となってあらゆる方向から真剣かつ早急に取り組むべきと考える。関係者の一層の努力をお願いします。以上

No. 1002

P.4~P.10

4 ついに、原発放射性廃棄物にまで至った現代文明の根本的問題

原発廃棄物の問題は、原発問題の中心問題ではない、一見そう思える。しかし、この問題こそ、原発問題の中心問題である。小泉元首相は3 11を契機に原発に不信を抱き、自ら北欧まで行って、原発廃棄物の処理現場を見に行った。そこでは放射能が漏れないよう、硬い岩盤地層を地下深く延々と掘り進め、そこに保存していた。そこに10万年保管するのだという。日本にはその様な地層がないので、無理だと思ったという。また「原発を廃棄するのに50年もかかるという事は、その間の諸費用や人件費を考えると、電気料が火力や水力発電など他の電気料より安いなどという事は有り得ない、わたしは官僚たちに騙されてきた」と語り、現在は原発からの脱却の先頭に立って運動している。安倍首相にも原発脱却の話をしたが、安倍首相は黙ったまま何も答えなかったという。安倍首相の心をごんじがらめにしているものは何か？その心の深い闇の中に入って正せる者はいないのか？

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No. 1002(続き)

昭和30年代から始まる高度成長期から、大量のゴミが発生した。その後、アメリカ型大量生産大量消費の経済に伴って、さらに大量のゴミが発生した。その経済を下支えしたのが、水力発電や火力発電であり、さらに、それを補うものとして資源の少ない日本にとって原発は花形産業として登場した。そして今や、ゴミ問題は收拾のつかない段階に突入している。瀬戸内海の小島、僅か14km²の豊島(てしま)には、1975年から91年にかけて、全国から産業廃棄物が不法に持ち込まれた。島は、100万トンのゴミで埋まった。島民は、かつての美しい山や海を懐かしみ、子供たちに申し訳なく思い、かつての島を取り戻そうと、弁護士の中坊公平氏らの協力を得ながら、立ちあがった。ゴミの撤去が始まって、大分、美しさを取り戻したが、地下にはまだ残っていて、道半ばだという。もう30年近く経つというのに、気が遠くなりそうな話である。更に、悩ましい事に、撤去された膨大なゴミは、一体、どこへ持っていかれたのか。それを考えると、何の根本的解決にもなっていない事に気づく。

また、三重県紀北町に「奇跡の清流」と言われる銚子川がある。世界遺産の熊野古道のすぐ側を流れている。テレビに映ったその川は、水が透明であるため、舟が空中に浮いている様に見えた。最近、ここに日本中から、産業廃棄物がダンプカーで連日運び込まれている、というニュースが流れた。紀伊町にはまだ、産業廃棄物持ち込み禁止条例が無かったところを狙われたのだという。この事はまた、産業廃棄物の捨て場がいよいよ日本中に無くなりつつある、という事を示している。経済政策を立案する経済学者や政治家は、こうしたゴミ問題をどう考えてきたのだろうか。そしてまた、工場排水が原因の水俣病やイタイイタイ病などの公害問題をどう考えて来たのだろうか。昭和20年8月6日、広島に原爆が投下された。当時、青年将校だった中曽根元首相は、その膨大なエネルギーをみて、これからは、これを平和利用に使おうと、強く思ったという。以後、中曽根氏が日本の原子力政策を牽引していく。中曽根氏の目には、原発のゴミ問題はどうか映っていたのだろうか。「そういうものを考えていたら、それに利益を食われて、経済など発展しない。そういうものは、考えたり、見たりしてはならない。全ては、経済発展のためである」。長年ずっと、こういう問題が解決しなかったのは、経済学者や政治家がそう考えてきた、という事であろう。しかし、明治以前の祖先たちは違った。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No. 1002(続き)

江戸時代, ある藩では, 一定地区の山の杉を200年間, 後世に残すために, 伐採を禁止したという。また, 富士山へ登る時は, 登山中のし尿物は全て持ち帰るのが, しきたりだったという。そのおかげで, 富士山という巨大な天然ろ過機を綺麗に保ち続け, きれいな真清水を私たちは今日, いただく事ができるのである。私たちの祖先は, 自分たちの事より, 子孫たちの事を考えた。その様な祖先からの様々な恩恵を現代の私たちは, 無意識に享受しているわけである。ひるがえって, 現代人が, 後世に残せる物は何か? まだ, 使えるのに次々と新しい物に取り替え, 浪費して, 資源を無制限に使い果たしつつあるボロボロの地球である。そして, その資源を加工したり, 消費したりするに伴い発生する膨大なゴミである。そして, そのゴミがまた, 山を汚し, 川, 湖, 海, 大地, 大気, 地下水を汚す。さらに, その地下水を何十, 何百年とかけてろ過させて来た地層までもである。極め付きは, 原発放射性廃棄物である。その処理にかかる年数は, 10万年である。これを後世に残そうというのである。しかも, それをこれからもずっと, 廃棄し続けていくのだという。これはもう, 人間ではない。狂人である。後世の歴史から, 私たちは一体, 何と言われるだろうか? 万葉の時代から, 人々は, 大自然の美しさをめでてきた。あの美しい海岸沿いに工場を建て, 工場排水を流すなど, どうして, そんな事が出来ようか。神であるあの山に風穴をあけて, トンネルを掘るなど, どうしてそんな事が出来ようか。山肌を削り, 石を採掘するなど, どうしてそんな事が出来ようか。大自然に敬意を表し, 未来永劫, この美しい風景を子孫たちに残してゆきたい, そのような思いがあったなら, どうして, 自然を汚すゴミなど, 作り出すだろうか。ましてやゴミ処理に10万年もかかる原発を。祖先を見習い, 自然を壊さぬよう, この自然を守り, つましく生きてゆきたい。この美しくも, 荘厳な大自然を前にしたら, 経済発展などはもうどうでもいい事ではないか。そう, 思える。

弱肉強食の刃を振りかざし, 自分勝手な利益を追求すれば, その刃はブーメランのように巡り巡って, 必ず自分の所に帰ってくる。私たちを取り巻く環境を見れば, 一目瞭然である。最近のニュースでは, プラスチックごみが, 海洋を汚染し, それが食物連鎖で, 魚類に入り, 私たちの体が汚染されつつある事が分かって来た。また, 築地の代替地の豊洲の地下水が, 以前, そこにあった工場の排水で, 極度に汚染されていた。あれはもう, 犯罪ではないのか? あのように飲めなくなってしまった地下水が, 都会の地下に広がっている。本当にもう, 救いようが無い。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No. 1002(続き)

この様な、ブーメラン現象は、経済でも起きているのではないだろうか。それまで、つましく、それなりに幸せに暮らしていた「後進国」に、「先進国」がグローバル化と称して入り込み、自分たちの利益を優先し、その国の今後の経済的自立や発展などは考えないで、商売や開発を進める。グローバル化に関与した一部の人のみ富み、経済はねじ曲がり、国は荒れ果てる。

ある湖の周りでは、その魚をとって、皆でつましく暮らしていた。そこへ、グローバルな大資本が入って、魚を根こそぎとってしまった。また、熱帯雨林アマゾンでは、森林破壊が止まらない。2005年までの10年間だけでも、東京都の90倍に匹敵する約、20万km²の森林が消滅した。先住民たちは、片隅に追いやられ、もはや、祖先から受け継いできた伝統的な森や川との生活は不可能になった。代わりに、グローバルな大豆畑や牧場が延々と続いている。赤ちゃんを抱いた先住民の少女の写真が新聞に載っていた。その純真な目は、「こんな事をして、あなたたちは、それでいいのですか?」と私たちに問いかけているようで、正視できなかった。その後、熱帯雨林アマゾンは、どうなったのか? グローバル経済の最大の罪は、この様に、つましく暮らしてきた人達的生活基盤を根こそぎ奪ってしまった事である。こうして、世界的に、貧困が発生し、治安が悪くなり、多くの住民が国外へ避難を始め、一部はアメリカに殺到する。アメリカの自己中心的なグローバル経済の矛盾がブーメランのようにアメリカ自身に、はねかえり、突き刺さるのである。東海村に日本初の原発が出来て、小学校の時、学校で見学に行った。ゴミ問題など、誰も口にしなかった。そもそも、知らなかった。しかし、科学者であれば、分かっていたはずである。そのゴミがやがて、大量にたまり、收拾不可能になる事が。世の中には、やってみなければ分からないから、ともかくやってみよう、というスタートの仕方もあるだろう。しかし、こと原発に限っては、それは当たらない。原発ゴミ問題が今や、完全に行きづまっている状況を見れば、一刻も早くここで、打ち止めにして、今後の処理に当たる事が賢明である。

P.2~P.10

P.4~P.10

No. 781

原発の安全性には使用済核燃料や放射性廃棄物の処分も不透明で問題があります。この解決策は見つかりません。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No. 1100

7つ目、この基準には再稼動に当たって出続ける放射性廃棄物の問題については一切触れられていません。福島第一原発事故の際には、過去に出された全ての使用済み燃料棒を冷やしていたプールも損傷したわけです。もし、燃料棒が速やかに処理されるなどして、最低限の量しか貯蔵されていなければあそこまで事故は甚大にならなかったかもしれません。東海第二原発でも使用済み核燃料の貯蔵問題は深刻です。しかし放射性廃棄物は今現在の技術では放射能を無害化することはできませんし、最終的な行き場もありません。むつ市の中間貯蔵施設も審査に時間がかかっています。また、むつ市の施設は中間貯蔵なのでその先廃棄物の行く当てがなければ、また東海第二に戻される可能性も考えられるのです。安全を考えるなら、全ての原発において置き去りにされてきたこの問題も、取り上げないわけにはいきません。使用済み核燃料が過剰に東海第二原発に置かれ続けることは、事故のリスクを大変に高めます。ずさんな管理や安全を置き去りにした保管方法もとられかねません。またこれは原発が廃炉になる際の問題にもつながってきます。先日、原電が進めている東海原発の廃炉作業が3回目の延期となりました。延期の理由には放射性廃棄物の最終的な処分先が決まっていないことなどがあげられています。放射性廃棄物が最終的に、そのまま原発敷地内に安全管理が不十分なまま置き去りにされるのではないかと大変危惧しています。建物、施設などは延期の間にもどんどん劣化していくのです。原発の廃炉作業がまともに行えない状況のなか、同じ原電が原発を再稼動を表明したことは理解に苦しみます。もしこれらが十分に検討されないままに再稼動が認められた結果、経済的、技術的、科学的なこと等を理由に、最終的に原電が廃炉作業を行うことができななかった場合や、原発敷地内に廃棄物が置き去りにされるようなことになるなど、重大な不祥事や事故が起こった場合にはどこが責任をとるのでしょうか。不祥事や事故が福島第一原発事故のときの東電のように、一民間企業である原電にはとても対処できないような内容の場合には最終的にはどこが責任をとるのでしょうか。そののところもはっきりとさせていただきたいです。

P.2~P.10

No. 16

大量に保管・発生する放射性廃棄物の厳密な安全管理や確実な処分方法

P.2~P.10

No. 139

・放射性廃棄物の処分方法(将来、東海村が最終処分場にならざるを得ない。)

P.2~P.10

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No. 236

P.2~P.10

・安全ばかりを問題にしているが、核廃棄物処理が何も解決していない。それもとり上げる必要がある。

No. 558

幸いに、20年、大きな事故もなくして運転が終了した場合、もしくは途中で大きな事故を起こした場合には、莫大な量の放射性の廃棄物が発生するわけなんですけど、これについて、規制委員会として、今回、審査されたのかどうか。いずれ、ものすごく長い期間、強い放射能を管理しなくてはいけないのですが、一体、何年間、管理するつもりでいるのか。その管理の責任者、主体はどこなのかということを教えてください。

P.2~P.10

20年の運転を認可したわけですから、20年後には当然廃止措置が発生するわけですね。ですから、そのことも含めて。

大きな事故がなくて20年たったときに、廃止措置が発生するときには、とにかく原子炉の使用済の燃料も含めて、莫大な量の放射性廃棄物が発生することは明らかなわけですから、運転を認可する、再延長を認めるということは、その後始末をきちんと規制委員会としても評価した上で、これで大丈夫だよということがはっきりしないと、どの事業もそうなんですけど、普通は認可できないと思うんですよね。

規制庁としては、そのところはもう責任放棄ということになるわけですが、そういう認識でよろしいわけですか。

No. 596

・放射性廃棄物の処理処分

P.2~P.10

No. 652

・原子力廃キの問題

P.2~P.10

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No. 695

放射性廃棄物の問題。 P.2~P.10

No. 1163

6)再稼働すれば廃棄物(核のゴミ)が増え続けます。その処理法がないまま将来のつけとして残すことは無責任だし危険です。

P.2~P.10

排気・排水の処理方法・放出基準について

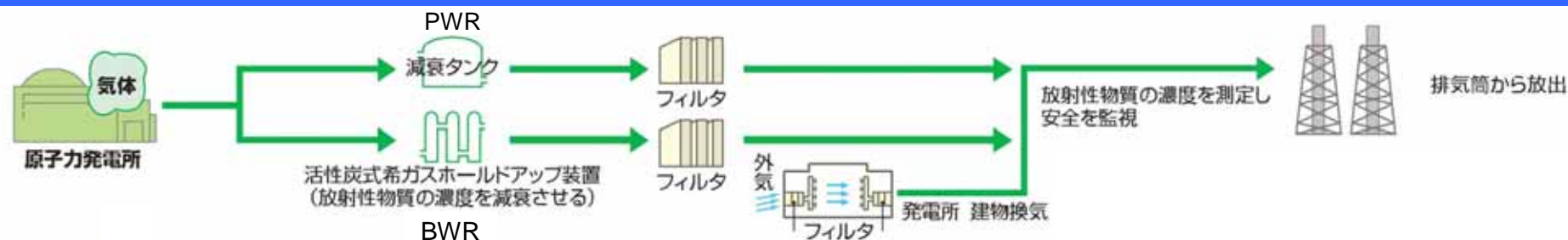
【説明概要】

○気体・液体の放射性廃棄物の処理・放出

- 通常運転時に発生する放射性気体・液体廃棄物は、放射性物質を可能な限り処理したうえで放出を行う。
- 放出に当たり、放射性物質濃度の測定・監視を行っている。
- 測定結果を評価し、放出に係る基準値(法令の濃度限度, 保安規定に定める放出管理目標値・放出管理の基準値)に基づき管理を行っている。
- 核燃料の燃焼により生成されるプルトニウムは、燃料被覆管の中に留まり、水中・気中に移行しないため、通常運転中において放射性廃棄物にプルトニウムは含まれない。

○環境放射線モニタリング

- 原子力施設周辺的环境保全, 公衆の安全と健康を確保することを目的に, 平常時において, 周辺公衆の線量の評価, 放射線と放射性物質の水準及び分布の長期的変動の把握, 放射性物質の予期しない放出による環境への影響を早期に把握するため, 東海第二発電所原子炉施設保安規定及び茨城県環境放射線監視計画に基づき継続的な測定・評価を行っている。
- 茨城県環境放射線監視計画に基づく監視結果は, 茨城県環境放射線監視委員会により検討・評価され, 公開されている。



出典: 電気事業連合会「放射性廃棄物Q&A」より引用した画像を一部加工して作成

- 放射性気体廃棄物の主な発生源は、原子炉内から排出されたガス、及び建屋空調の排気

【放射性希ガス】

- 短半減期核種であることから、発電所設備(減衰タンク、希ガスホールドアップ装置)にて減衰させる。
- 放出に当たっては、排気筒モニタにより、監視・測定しながら排気筒より放出する。

【粒子状物質・よう素】

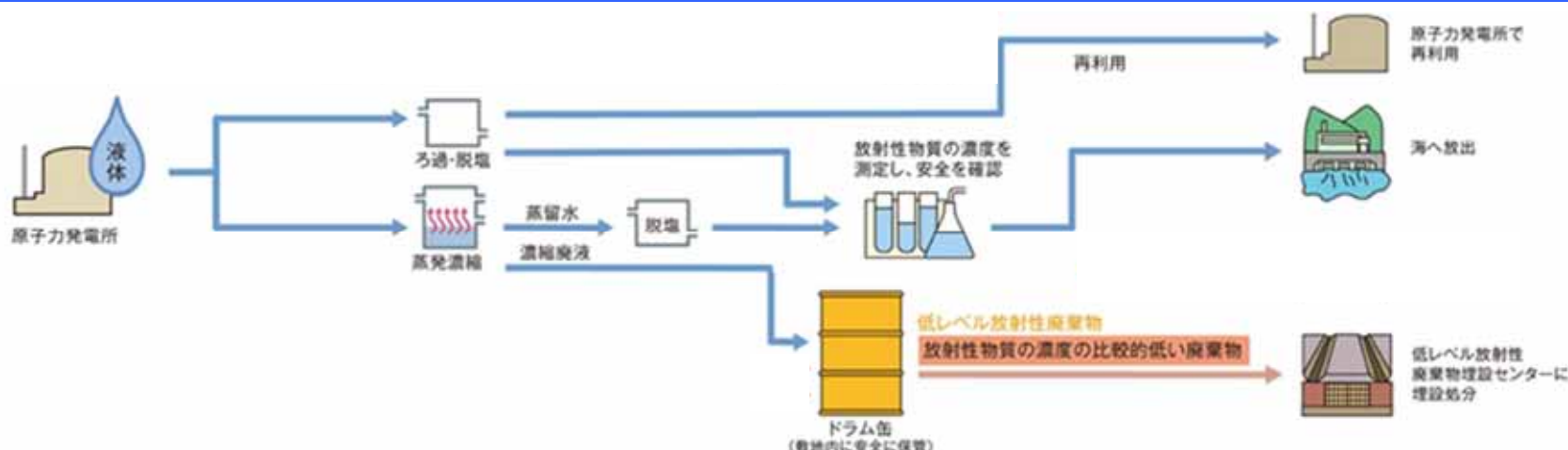
- 発電所設備(フィルタ装置)にて、捕集する。
- 放出に当たっては、サンプリング装置により捕集した試料を定期的に測定し、異常のないことを確認する。

【その他の放射性物質】

- 主要な放射性物質は、上記の処理により除去されると考えられるが、 α 線のみ又は β 線のみ放出する核種についても定期的に測定を行い、異常の兆候を確認している。
- トリチウムは、定期的な測定を行い、法令に定める濃度限度を下回ることを確認している。
- 核燃料の燃焼により生成されるプルトニウムは、燃料被覆管の中に留まり、水中・気中に移行しないため、通常運転中において放射性廃棄物にプルトニウムは含まれないが、上述の α 線のみ放出する核種の測定により、異常が無いことを確認している。

【評価】

- これらの測定結果を定期的に評価し、法令の濃度限度及び保安規定に定める放出管理目標値等を下回っていることを確認している。



出典: 電気事業連合会「放射性廃棄物Q&A」より引用した画像を一部加工して作成

- 放射性液体廃棄物の主な発生源は、発電所内の機器から発生する廃液や、作業員の被服の洗濯による廃液

【 γ 線放出核種】

- 発電所設備(ろ過・脱塩, 蒸発濃縮)にて放射性物質を処理(除去)した後, タンクに貯留する。
- 貯留したタンクからサンプリングした試料を測定し, 法令に定める濃度限度を下回っていることを確認したうえで放出する。
- 放出に当たっては, 系統モニタによる監視を行いながら放出する。

【その他の放射性物質, トリチウム】

- 主要な放射性物質は, 上記の処理により除去されると考えられるが, α 線のみ又は β 線のみ放出する核種についても定期的に測定を行い, 異常の兆候を確認している。
- トリチウムは, 定期的な測定を行い, 放出管理の基準値を下回ることを確認している。
- 核燃料の燃焼により生成されるプルトニウムは, 燃料被覆管の中に留まり, 水中・気中に移行しないため, 通常運転中において放射性廃棄物にプルトニウムは含まれないが, 上述の α 線のみ放出する核種の測定により, 異常が無いことを確認している。**

【評価】

- これらの測定結果を定期的に評価し, 法令の濃度限度及び保安規定に定める放出管理目標値等を下回っていることを確認している。

- 放射性気体・液体廃棄物は、測定・評価を行い、以下の原子炉施設保安規定に定める目標値等に基づき管理を行っている。

【気体】

- 排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと
- 排気筒からの放射性物質(希ガス, よう素131)の放出量が、放出管理目標値を超えないように努めること

項目	放出管理目標値
希ガス	1.4×10^{15} Bq/年
よう素131	5.9×10^{10} Bq/年

【液体】

- 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと
- 復水器冷却水放水口排水中の放射性物質(トリチウムを除く。)の放出量が、放出管理目標値を超えないように努めること
- 復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、放出管理の基準値を超えないように努める

項目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	3.7×10^{10} Bq/年

項目	放出管理の基準値
トリチウム	3.7×10^{12} Bq/年

- 放出管理目標値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」における線量目標値(50μ Sv/年)に基づいて設定される値
- 空気中又は周辺監視区域外における水中の濃度限度は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される値
- 液体中のトリチウムは、人体影響が小さいことから放出管理目標値を定めていないが、「放出管理の基準値」を設定し管理している。
- 気体中のトリチウムについても、気体廃棄物中の水分を定期的にサンプリング・測定し、周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度が法令に定める濃度限度を超えていないことや、有意な変動がないことを確認している。

環境放射線モニタリングについて

- 東海第二発電所原子炉施設保安規定及び茨城県環境放射線監視計画に基づき、平常時の環境放射線モニタリング(発電所周辺の空間線量率, 積算線量, 大気・海水等の放射能濃度の測定・評価)を行う。

【茨城県環境放射線監視計画の目的】

- 周辺公衆の線量を推定評価し、線量限度を十分に下回っているかどうかを確認する。
 - 環境における放射線と放射性物質の水準及び分布の長期的変動を把握する。
 - 放射性物質の予期しない放出による環境への影響を早期に把握する。
- 海水中の放射性物質濃度については、茨城県沿岸の海洋において、茨城県、事業者が分担して試料の採取、測定を実施し、**環境への異常な放出が無いことを継続的に確認している。**
- 茨城県環境放射線監視計画に基づく測定結果については、定期的に茨城県環境放射線監視委員会において検討・評価され、その結果は茨城県のHPなどで公開されている。

線量評価	短期的変動調査	長期的変動調査	
積算線量	空間線量率	空間線量率	積算線量
原 乳	塵 埃	降下塵	土 壤
葉 菜	降下塵	河底土	海岸砂
精 米	原 乳	河川水	飲料水
飲料水	海 水	海 水	海底土
魚 類	排 気	排水口近辺土砂	漁 網
貝 類	排 水		
海藻類			
排 気			
排 水			

茨城県環境放射線監視計画における調査目的別測定項目
(原電以外の事業者の実施する項目を含む)



海洋環境試料採取地点
(茨城県環境放射線監視計画より引用し一部加工)

【論点No.95】

排気・排水の処理方法・放出基準について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.629

稼働された場合、プルトニウムが生成される。汚染水の排出、汚染排気の排出されるがどう考えるか。

P2,3,4

No.1171

②東海原発の崖下の海を調査していますか？本当に安全な水が流されているのでしょうか？しばらく前の事ですが地域の海に詳しい方に聞いたことがあります。立ち入り禁止になっているそうですが、その周辺ではとても大きく育った魚が沢山いたそうです。中には食べたという人もいました。海水はそのまま茨城県沖へ…。

P3,4,5

I. 【論点No.126】放射性物質の拡散抑制対策(放水)の定量的な抑制効果について

【説明概要】

炉心損傷防止や格納容器破損防止などの対策を行うことで、**そもそも放射性物質が拡散するような事故が起きないように努める**。しかし、それでもなおこれらの対策が十分に機能せず、放射性物質が拡散するような状態を**深層防護の観点から想定し、拡散抑制対策として放水設備や汚濁防止膜を配備する**。

自然事象(降雨時の線量上昇影響)及び他の実験結果等を参照すると、**大気に放出される放射性物質は、放水砲により放水される水との接触により打ち落とされ、大気への汚染拡大を低減する効果がある**と考える。

II. 【論点No.124】汚濁防止膜による放射性物質の拡散抑制のメカニズムについて

【説明概要】

大気に放出される放射性物質は、**放水砲で放水される水との接触により打ち落とされ、砂等に吸着され粒子状又は水に溶け込んだ状態で流出していく**。

一般産業での活用状況(港湾工事等での汚濁拡散防止対策)及び福島第一原子力発電所事故の対策結果等を参照すると、**流出経路に汚濁防止膜を設置することにより、汚染水の海洋への拡散を低減する効果がある**と考える。

Ⅲ.【論点No.125】放射性物質吸着材に関する検討の詳細について

【説明概要】

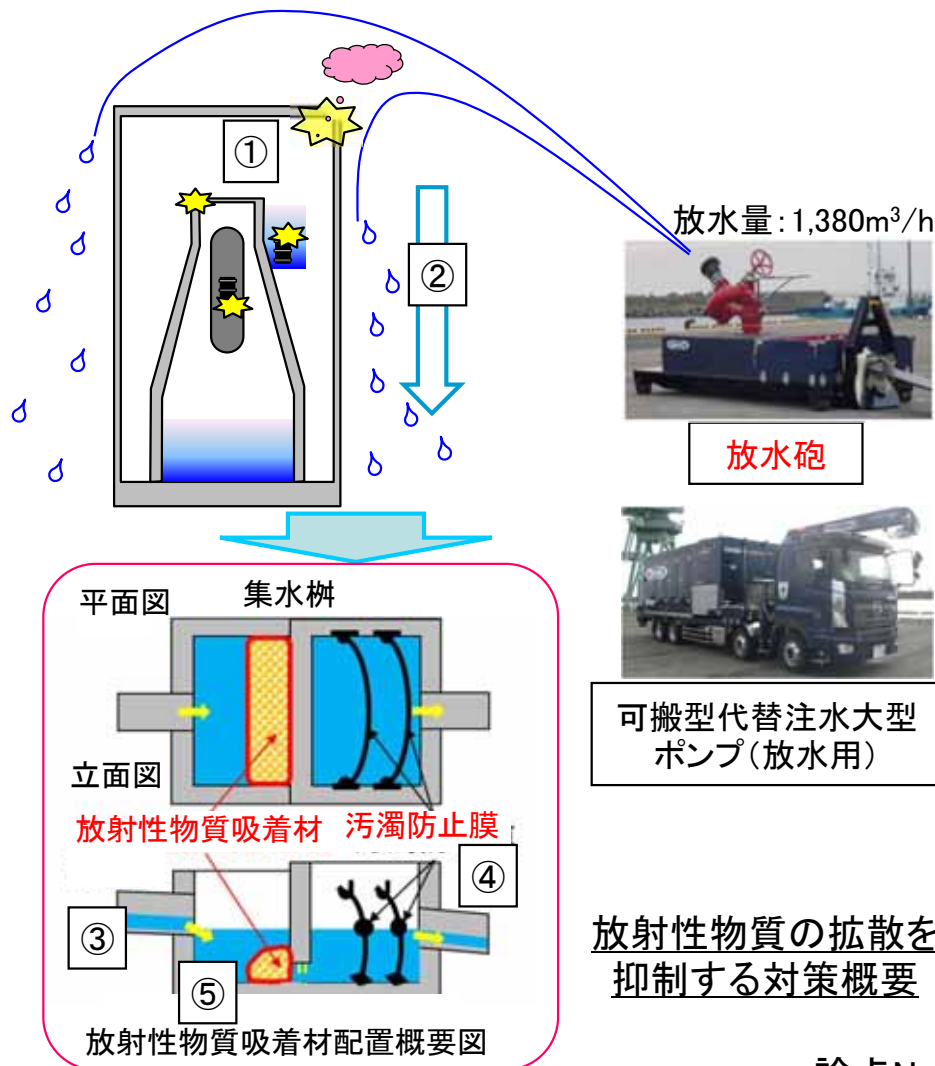
放射性物質を含む水の流出経路に汚濁防止膜を設置することにより、放射性物質の拡散を抑制する効果があると考ええる。

加えて、汚濁防止膜より上流側に放射性物質吸着材を設置することで、放水砲により打ち落とされた放射性物質及び汚濁防止膜の整流・流速低減効果により堆積した放射性物質を放射性物質吸着材で捕捉し、下流側への流出をさらに抑制できると考えている。

放射性物質の拡散抑制対策概要について

○放射性物質の拡散抑制の目的

➤ 東海第二発電所の安全対策は、炉心の損傷を防止する対策に加えて、万一炉心の著しい損傷が発生した場合でも、放射性物質を格納容器から極力漏えいさせない対策を備えているが、万々が一原子炉格納容器の損傷等により閉じ込め機能が損なわれ、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合も想定して、**放射性物質の拡散を抑制する対策**を施す。



①燃料溶融により、沸点の低い放射性物質(Cs等)が気化され気体となり、格納容器及び原子炉建屋の損傷等により原子炉建屋外へ放出された放射性物質は微粒子となって大気中を漂う。放出される放射性物質の中でも放射性セシウム(Cs-137)は半減期が約30年と長く、被ばく線量への影響が大きい。

※Ⅰ. 説明箇所(論点No.126 P4~P7)

②原子炉建屋外へ放出された放射性物質は、**放水砲により放水される水との接触により地表へ打ち落とされる。**

③放水砲により打ち落とされた放射性物質は、砂等に吸着され粒子状または水に溶け込んだ状態で流れる。

※Ⅱ. 説明箇所(論点No.124 P8~P12)

④放水砲により打ち落とされた放射性物質は、雨水排水路集水枳及び放水路に設置する**汚濁防止膜により、凝固・沈降させ海洋への流出を抑制する。**

※Ⅲ. 説明箇所(論点No.125 P13~P15)

⑤汚濁防止膜より上流側に**放射性物質吸着材を設置することで、放水砲により打ち落とされた放射性物質を捕捉し、下流側への流出を抑制する。**

放射性物質の拡散を抑制する対策概要

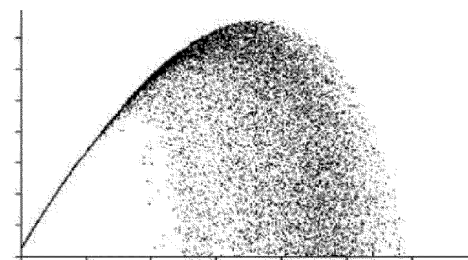
I. 放水砲による放射性物質の拡散抑制対策効果について(1/3)

○大気への放射性物質の拡散抑制

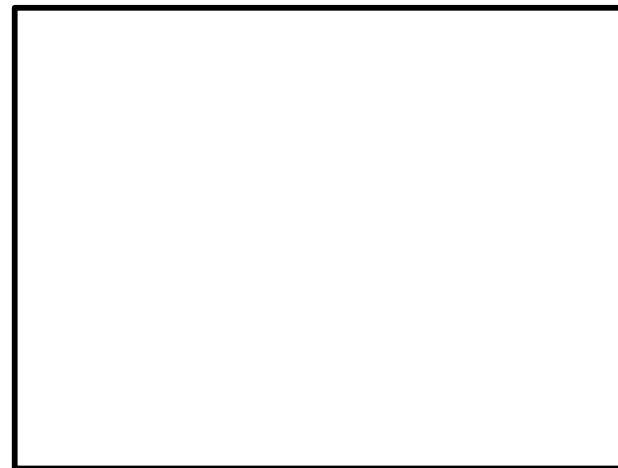
- 大気への放射性物質の拡散抑制は、可搬型代替注水大型ポンプのホースの先端に放水砲を取付け、海水を破損箇所(放射性物質放出箇所)近傍にスプレーする。(放水開始までの準備所要時間目安は、ホース長を200 mとした場合約145分)
- 破損箇所が目視出来ない場合は、ガンマカメラ及びサーモカメラによる放射線や熱感知による放射性物質の漏えい箇所の絞り込みも可能(絞り込みまでの所要時間目安は約30分)
- 放射性物質の漏えい箇所が特定できない場合に備えて、原子炉建屋屋上中央に向けてスプレーを行うことで、原子炉建屋全域にスプレーする能力も有している。
- 放水砲設置箇所は、放水砲を原子炉建屋中心から約80 mの範囲内に仰角65° で設置した場合に、原子炉建屋屋上中心部まで放水可能な箇所を複数設定



発電所で実施した放水試験
直状放射による放水(到達点での状態)



(参考)直状放射による放水※



放水砲設置箇所及び原子炉建屋中心からの距離



放水砲の射程と射高の関係
(例:設置位置A, 圧力1.0MPa時)

※参考文献:「第14回 消防防災研究講演会資料」より抜粋

主催 消防庁消防大学校 消防研究センターより

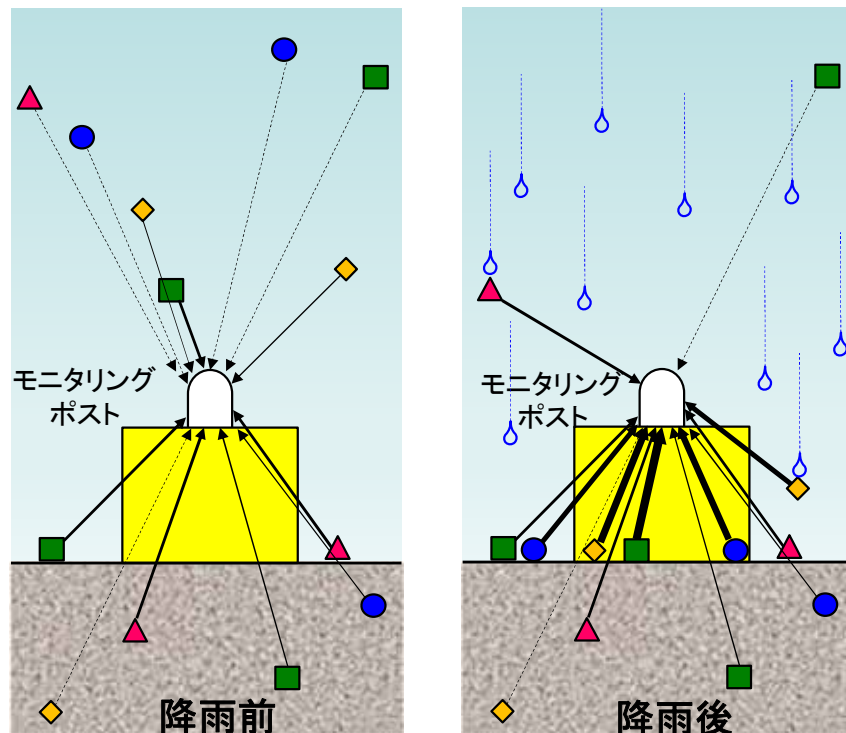
論点No.124,125,126-4

I. 放水砲による放射性物質の拡散抑制対策効果について(2/3)

○大気への放射性物質の拡散抑制効果(1/2)

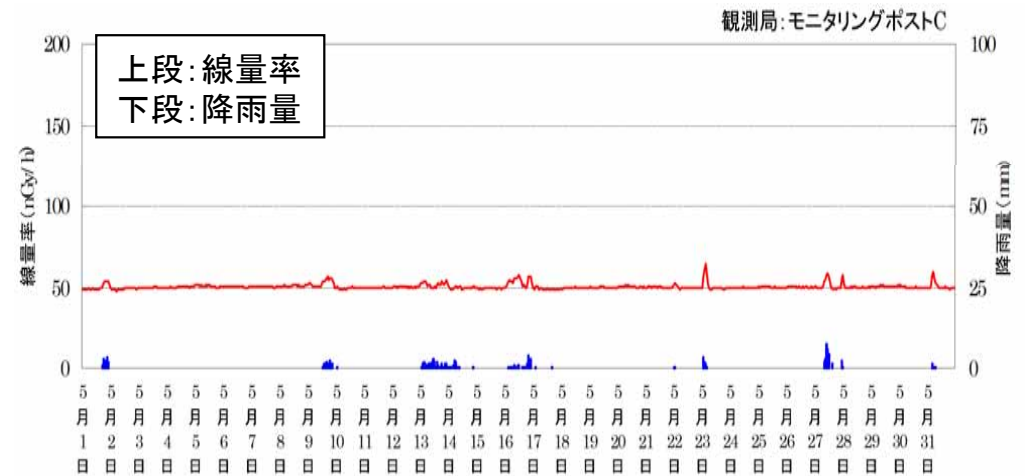
- 一般に、大気中の天然放射性核種は**降雨の影響により地面に落下し**、それに伴い**屋外モニタリングポストの指示値上昇の要因**となることが分かっている。
- 大気中の放射性物質は、一般的な降雨でも地表に落下することから、**降雨の約10倍以上※の水量が確保できる放水砲ではより多くの放射性物質の落下が見込まれ、大気中に拡散する放射性物質の低減効果に期待できると考える。**

※放水砲による放水量1,380 m³/hを原子炉建屋屋上面積約1,890 m²で除した値で算出した730 mm/hと茨城県の過去最大降雨量81.7 mm/h(1947年)の比較から、通常降雨との比較では約10倍以上の水量となる。



【凡例】◆●▲■:天然放射性核種 ♀:雨粒

降雨による屋外モニタリングポスト指示値変動概念図



空間線量率と降雨量の測定結果抜粋(当社HP2022年5月分より)

論点No.124,125,126-5

I. 放水砲による放射性物質の拡散抑制対策効果について(3/3)

○大気への放射性物質の拡散抑制効果(2/2)

- 原子炉建屋外へ放出される微粒子状の放射性物質の粒子径は $0.1 \mu\text{m} \sim 0.5 \mu\text{m}$ と考えられ、この微粒子の放水時の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用(水滴径 $0.3 \text{mm} \phi$ 前後で最も衝突作用が大きくなる)によるもの。
- 放水砲による噴霧放射を活用することでその衝突作用に期待できる。また、水滴と微粒子の相対速度を大きくし、水の流量を大きくすることで除去効果の増大が期待できる。
- 日本鉱業会誌による学術論文^{※1}によれば、対象の浮遊粉塵(粒径 $5 \mu\text{m}$ 以下)に対して $3.5 \text{kg}/\text{cm}^2$ の水圧で噴霧^{※2}した場合、除塵率70%までに約3分、除塵率90%までに約8分との実験結果がある。また、水圧を上昇させることにより除塵効果も高まる結果となっている。

原子炉建屋の破損箇所近傍に直接スプレーする場合は、放水砲による水圧 1.0MPa (約 $10.2 \text{kg}/\text{cm}^2$)は、上記の浮遊除塵実験時の約3倍であり、微粒子状の放射性物質を除去する効果に期待できる。

※1 参考文献:「日本鉱業会誌 73巻 824号 昭和32年2月 噴霧散水による浮遊粉塵の抑制について」より引用

※2 噴霧仕様:平均水滴径 0.045mm , 水量 $0.120 \text{m}^3/\text{h}$

【参考】放射性物質の拡散抑制効果

- 放水による放射性物質の除去効果について、**格納容器スプレイ※での実験結果**を参考に添付する。
- 下図に示すとおり**スプレイを行うことでヨウ素濃度が低下**している。その他セシウム等についても同様の傾向があることが分かっている。(1回目のスプレイでヨウ素濃度が約9割低下)
- 格納容器スプレイの実験及び前頁の除塵効果の実験とは条件等異なるが、放水砲による放水もこれらと同様の効果を狙ったものであり、**大気中に拡散する放射性物質の低減効果が期待できる。**

※格納容器スプレイ

格納容器内に水を噴霧することで、格納容器内の温度及び圧力上昇を防止するとともに、放射性物質の濃度を低減する設備

【出典】

“Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” BNWL-1244
(参考和訳)
格納容器スプレイ系による格納容器雰囲気中のヨウ素及び微粒子の除去試験中間報告書(BNWL-1244)

【参考試験条件和訳】

- 水滴径中央値: 1210 μm
- 流量: 約11 m³/h
- 温度: 約124 °C
- 圧力: 約0.3 Mpa
- スプレイ水: ホウ素濃度3000ppm, 水酸化ナトリウム添加pH9.5

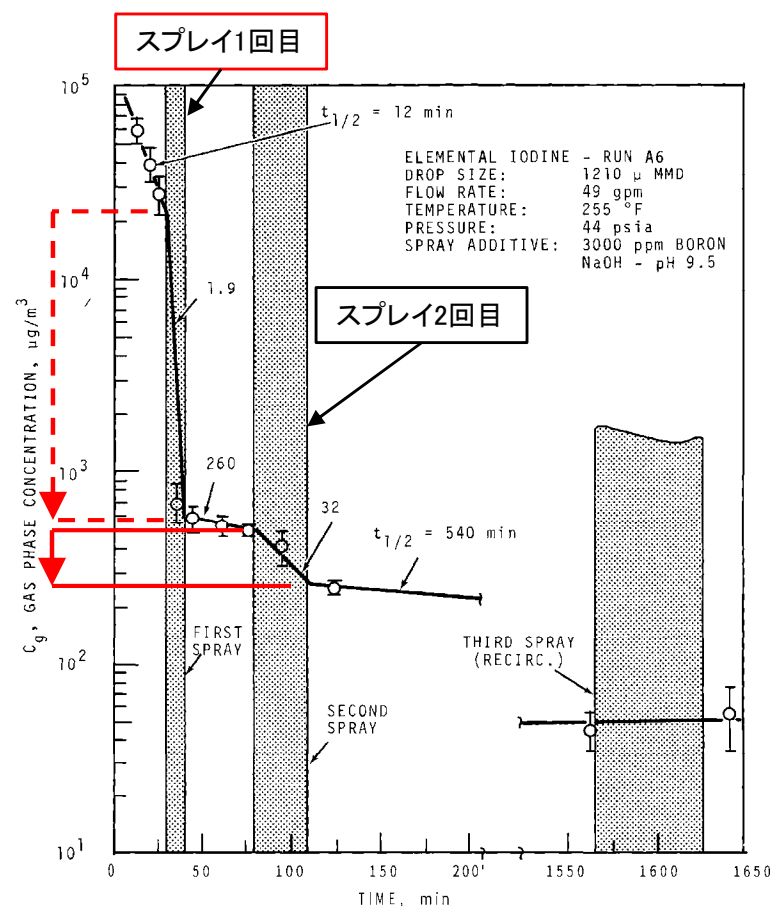


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

【汚濁防止膜】

- ・発電所敷地と海洋までの経路となる場所には、**全て汚濁防止膜(放射性物質吸着材)を設置する。**

対処設備	汚濁防止膜
設置場所 (放水前)	(放水路-A~C) 雨水排水路 集水柵-1~9(8)
所要時間 目安	140分(1重目設置) (全箇所2重設置時360分)

- ※太線で囲った**放水路-A~C**及び**雨水排水路集水柵-8**については、放水砲による原子炉建屋への**放水開始までに汚濁防止膜の1重設置を完了**させることで、放水開始初期に発生する汚染水の流出による海洋への放射性物質の拡散を抑制する。
(放水路-A~C及び雨水排水路集水柵-8は、原子炉建屋周りの水路から直接海へ繋がっているルート)

○汚濁防止膜(シルトフェンス)による海洋への放射性物質の拡散抑制措置(1/2)

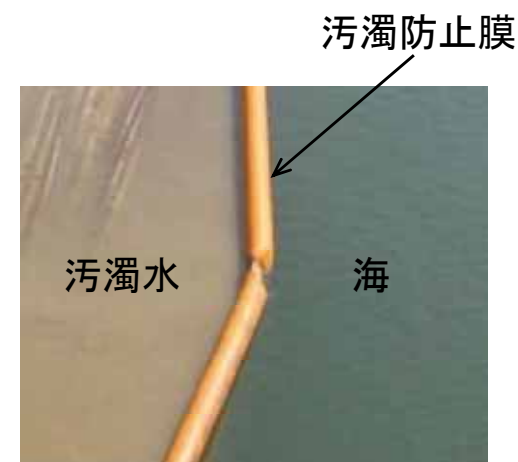
- 放水砲等にて打ち落とされた放射性物質は、土や砂、埃などに付着した状態で汚染水として拡散することとなる。その汚染水は、原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排水路で集水され、地下埋設の一般排水路を通して雨水排水路集水柵又は放水路から海へ流れ込むことから、**汚濁防止膜を集水柵等の途中の排水路に設置することで海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。**
- 汚濁防止膜は、港湾・海岸及び河川工事において汚濁拡散を防止するために利用されており、水中にカーテンを張ることで拡散する汚濁水を滞留させ、滞留した汚濁粒は自然に凝固して沈降させる。このように、汚濁防止膜によって、土や砂、埃などに付着した**放射性物質が汚濁防止膜内に滞留し凝固・沈降し、海洋への流出を抑制することができる。**



汚濁防止膜を設置しない場合のイメージ図



汚濁防止膜を設置した場合のイメージ図



汚濁防止膜による拡散抑制参考例

○汚濁防止膜(シルトフェンス)による海洋への放射性物質の拡散抑制措置(2/2)

- 放射性物質が付着した大きな汚濁粒は、物理的に汚濁防止膜に捕捉されることより、1重目にて十分効果を発揮するが、何らかの理由で破損することが考えられることから、念のため2重配置とする。
- 東京電力による福島第一原子力発電所事故後に設置した港湾内の汚濁防止膜内外における海水中のCs-137濃度測定結果※によると、汚濁防止膜による放射性物質の低減効果は約1/2程度と推測される。(P12の参考文献参照)
- 東海第二の汚濁防止膜設置箇所は、底面形状が港湾に比べて平らな水路であることから、底面との隙間がより少なく汚濁防止膜を設置可能であり、港湾に設置するよりも低減効果は高いと考えられる。

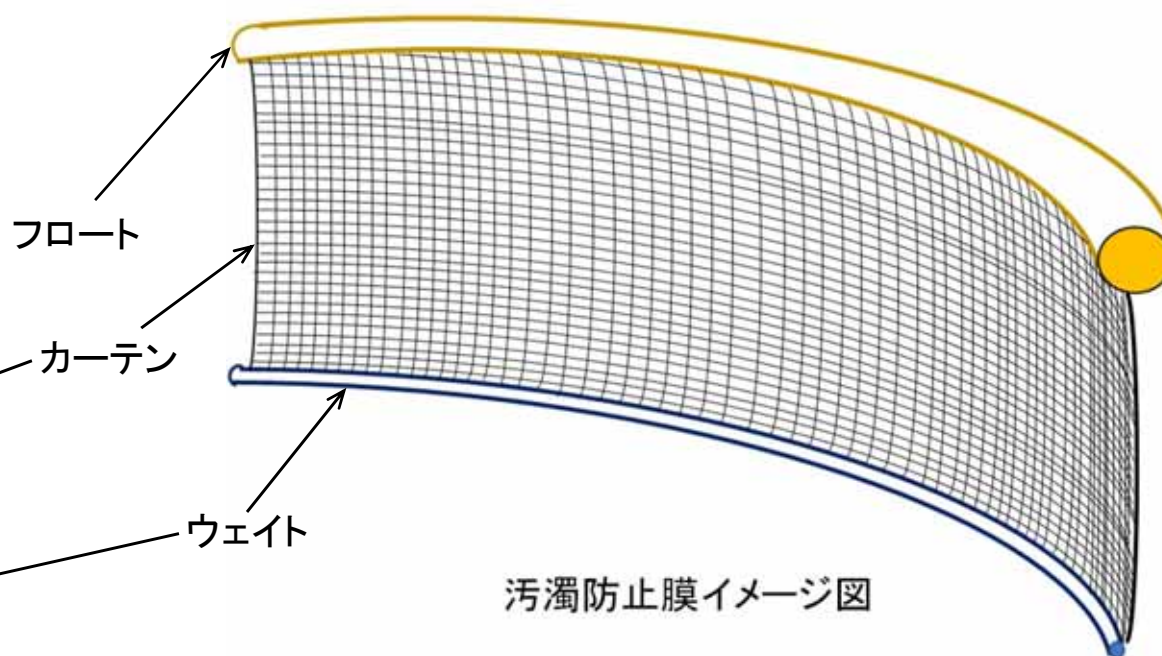


汚濁防止膜 梱包状態(例)



汚濁防止膜 展開状態(例)

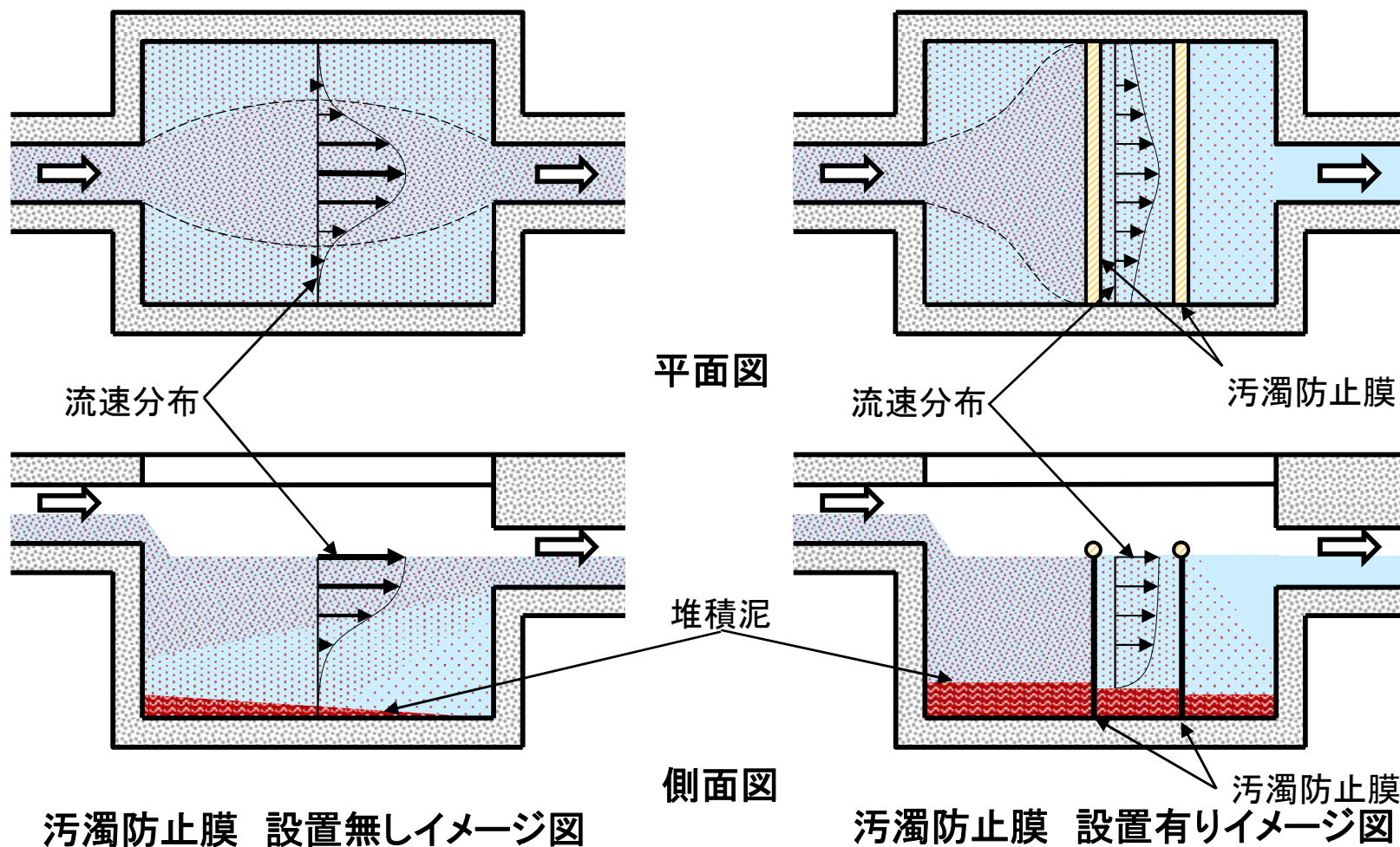
※参考文献:港湾内の海水中放射性物質濃度の状況について
(2013年1月31日東京電力株)



汚濁防止膜イメージ図

(参考)汚濁防止膜(シルトフェンス)による整流効果について

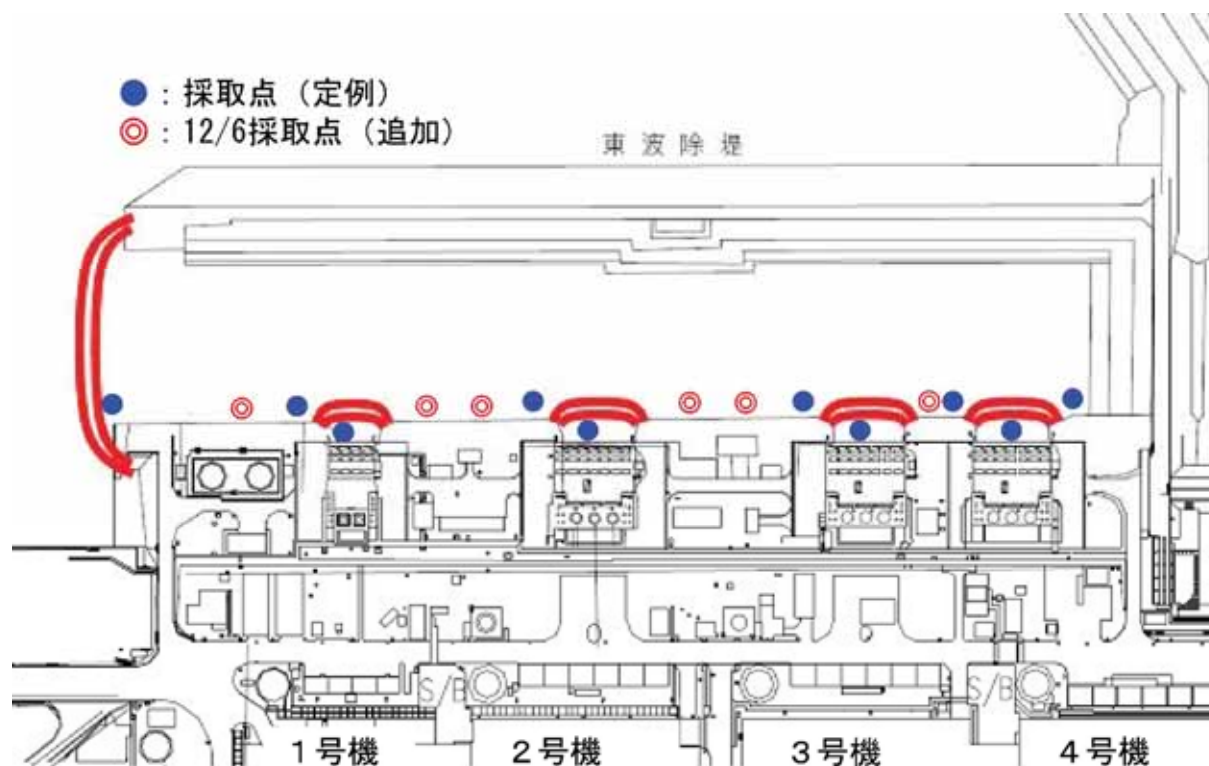
- 汚濁防止膜の効果には、物理的な捕捉効果以外にも**整流・流速低減効果**がある。
- 整流効果とは、汚濁防止膜を設置することにより、幅広く一様な流速になり、**流速が低減し、汚濁粒子が沈降しやすくなる。**



(参考) 港湾内の海水中放射性物質濃度の状況について(2013年1月31日東京電力(株))

➤東京電力による福島第一原子力発電所事故後の港湾内の海水中放射性物質濃度の測定結果は以下のとおりであり、シルトフェンス(汚濁防止膜)外側の変動範囲(6~150Bq/L)と、シルトフェンス内側の変動範囲(30~250Bq/L)を比較すると**外側の値は高くない結果**となっている。

1~4号機取水路開渠内海水中放射性物質濃度(Bq/L)



採取点	Cs-137濃度
取水路開渠北側*1	5.7~38
1号機護岸前北側*2	27
1号機シルトフェンス外側*1	16~47
1号機シルトフェンス内側*1	27~81
1,2号機間護岸前北側*2	51
1,2号機間護岸前南側*2	48
2号機シルトフェンス外側*1	28~100
2号機シルトフェンス内側*1	57~170
3,4号機間護岸前北側*2	55
3,4号機間護岸前南側*2	54
3号機シルトフェンス外側*1	42~130
3号機シルトフェンス内側*1	75~250
4号機護岸前*2	70
4号機シルトフェンス外側*1	45~97
4号機シルトフェンス内側*1	63~160
取水路開渠南側*1	43~150

*1:11/1~12/6採取の最小値~最大値を記載

*2:12/6採取

➤上記結果から、シルトフェンス内外の放射性物質濃度比から、**シルトフェンス(汚濁防止膜)による放射性物質の低減効果は約1/2程度と推測される。**

【放射性物質吸着材】

- ・発電所敷地と海洋の経路となる場所には、**全て放射性物質吸着材(汚濁防止膜)**を設置する。

対処設備	放射性物質吸着材
設置場所	雨水排水路集水柵 -1~10
所要時間 目安	21時間

放射性物質吸着材を設置することにより、各集水柵等に設置した**汚濁防止膜の捕捉効果、整流効果及び流速低減効果により沈降した放射性物質を吸着**させて拡散抑制対策を行う。

また、集水柵にて放射性物質の捕捉、吸着を行うことから、**サンプリング等による放射性物質放出状況の把握が湾内で捕捉・吸着を行うよりも容易**に実施可能となる。

○放射性物質吸着材(ゼオライト)による海洋への放射性物質の拡散抑制措置

- 放水砲等にて打ち落とされた放射性物質は、土や砂、埃などに付着した状態で汚染水として拡散することとなる。その汚染水は、原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排水路で集水され、地下埋設の一般排水路を通過して雨水排水路集水柵又は放水路から海へ流れ込むことから、**汚濁防止膜及び放射性物質吸着材を集水柵等の途中の排水路に設置することで海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。**
- 放射性物質吸着材は、ゼオライトを使用する。放射性物質吸着材(ゼオライト)は、**細孔による分子ふるい効果に加え、イオン交換能、触媒能、吸着能などの特性**をもっており、その機能から工業触媒、吸着剤、イオン交換剤、排水処理など幅広く利用されている。
- 高分子系のイオン交換樹脂等は、放射線被ばくにより構造が破壊され、長期保管時には再放出することや火災の発生も起こり得る。そのため、長期にわたる放射性物質吸着材には、**ゼオライトのような無機吸着材が適している。**
- 東海第二で採用する放射性物質吸着材は、**国内他原子力発電所で採用されているゼオライトと同等以上の海水中でのセシウム吸着性能を備えたものを設置する。**



ゼオライト(例)



ゼオライト入り土のう袋姿
(国内他原子力発電所の例)

【参考】国内他原子力発電所の採用ゼオライトの仕様例

・吸着率：約40～60%

(測定条件：粒径約0.1～0.5 mm, 溶媒海水100%,
セシウム濃度1 ppm, pH7.9 測定時間1～24 時間)

(参考：セシウム137の濃度が1 ppmとした場合、1 Lでは約3.2 GBq)

(参考)海水中におけるゼオライトのセシウム吸着率の低下について

- 国内産天然ゼオライトの海水によるセシウム吸着率低下確認試験結果(表1)を参考に添付する。
- 試験条件は以下のとおり。
 - ・ゼオライトと溶液の固液比は1:100
 - ・水道水及び海水を用いて非放射性セシウム溶液(初期濃度約10 mg/L)を作成
 - ・浸漬時間は24時間と48時間
 - ・処理水のセシウム濃度はイオンクロマトグラフ法にて測定
- この試験結果から、海水の成分がセシウムの吸着を阻害する可能性が示された。また、海水の場合には長時間の浸漬により除去率が大きく高まる傾向を示しており、吸着率と共に吸着速度も低下することが推定される。
- この試験結果における海水時の吸着率は、国内他原子力発電所が採用しているゼオライトの吸着率と同じような結果となっている。
- 海洋への放射性物質の拡散は、汚濁防止膜の捕捉・沈降効果及びゼオライトによる吸着により低減可能と考える。

表.1 海水による Cs 吸着率(%)の低下

浸漬時間	水道水	海水
24時間	98.4	46.7
48時間	98.8	67.4

※参考文献:吸着材を用いた放射性セシウム含有溶液の浄化手法の検討
(土木学会第67回年次学術講演会 平成24年9月)

【論点No.126】

放射性物質の拡散抑制対策(放水及び放射性物質吸着材)の定量的な抑制効果について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.115

拡散抑制対策は放水と吸着材と両方あるが、これらの抑制効果は見積っているのか。両方とも、過去に試験や研究で効果を定量的に測ったというものはないと思われるが、そのような研究や試験などの説明がほしい。放射性物質の拡散抑制策の効果は、おおまかな見積もりでも評価しておくべき。

P3～P15

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.9

私は、動かさないことが東海村で安心して過ごせるのではないかと考えています。

51ページなんですが、可搬型代替注水大型ポンプと放水砲に関する質問を1点したいと思います。

昨年12月25日に行われました県の東海第二原発安全対策の会議において、原子炉建屋が破壊して、放射性物質が大気中に放出される場合、原電は放水で拡散を防止すると方針を示した際に、どのくらい拡散を抑制できるのかと座長がただしたところ、原電は、定量的にはかったものではないという回答をしたということです。具体的な効果は把握していないというふうに新聞で報道されました。

P3～P15

あと、一昨年原電説明会の際にも、放射性物質を水でたたき落とすというが、何%くらい落とせるのかと尋ねた方がいましたが、原電はわからないという回答でした。

P4～P7

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.9(続く)

P4~P7

そこで質問ですが、具体的な効果は把握していないとか、わからないと、放射性物質の打ち落としの実績がなく、当てにならない原電に任せてよいと適合するものとした規制委員会の判断は間違いだったのではないかというふうに思いますが、その確認はされているのでしょうか。

No.268

放水砲によって落ちた水は放射性水である。この水を「海洋」へ放出しているが、その際、規制庁委員は『汚たく防止膜』でとりのぞく」と説明していたが、これはうそでしょう。2018.12.25の県のWTでの資料ではネオジウムを使う説明図になっていた。原電さんを支えるのでは「規制」にはならない！困ったものだ。

P8~P12

No.292

1. 平成31年1月13日, 東海会場議事録P16~17

審査の概要資料P51

①放水による放射性物質拡散の抑制についてですが、「具体的な効果は把握しておらず、定量的なことを確認しているわけではない」ということで「できる限り外部への放出を抑制する」と書いてありますが、原子力規制庁及び日本原電、そして茨城県では「できる限り頑張っって拡散しないように努めますが、食い止められなかったものに関してはやむを得ない」と考えていると思ってもよろしいのでしょうか？

P3~P15

No.293

②汚濁防止膜とはどういうもので、どのような効果があるのでしょうか？

P8~P12

No.294

③今なお増え続ける福島第一原発の汚染水のようにどうしようもない事態になっても、敷地内であれば拡散を抑制している状態であるというのでしょうか？

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.295

④また、放水によって大気中の放射性物質を落とすことができたとしても、地上から地中、さらに海洋への拡散は止められないのではないのでしょうか？

P8～P15

以上4点についての考えをお聞かせいただきたいです。

No.520

①P51「放水砲」の項の説がころころ変化していて不信感を覚えた。日立市の時には、「汚濁防止膜で放射性物質を部分的にとりのぞく…」今回(常陸太田市)では、「吸着材により放射性物質をとりのぞく…」であった。申請の許可をした時点では、原電さんの説明はゼオライトで吸着させるとの説明あったはず。それをもって許可をしたはずである。2018.12.25の県のWTでゼオライトは否定されいるわけであるから、審査のやりなおし、再査を、県は規制委員会に要求すべきであると思った。

P13～P15

No.560

実は、初日、東海村でした。そして、私、今日、会場にいらっしゃる方の人数とか、これまでも何カ所か、私、心配で参加して状況を聞いてきました。

それと、私の背景には、1,800を超す方たちが、この東海第二原発再稼働させてほしくないという思いをお持ちの方がいらっしゃいます。ですから、今日のこういう説明会になかなか来られないという方がたくさんいらっしゃるのですよね。

そういう中で、この説明会が終わったから次の段階に進むのだということになっていくのかなと思うんですが、ただ、私は、東海村で、50ページの「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」、その閉じ込めができなくなったときに、次の51ページのところですが、放水砲で水をかけて、漏れた放射能を打ち落とすというんですが、この打ち落とすのは、どれくらいのパーセント打ち落とせるのかと原電に確認したのかと聞いたら、それはしていないということなんですね。

P4～P7

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.560(続く)

今まで、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」、閉じ込めるが完全にできないことは、福島原発事故が起きた後ですから、当然、閉じ込めることはではなくなっているんですよ。そういう中で、これが何パーセントかということを確認できない。だから、放出されてしまうことが、そのときの状況がどの程度なのかという確認がされていないというお答えをいただいたんですから、私たち、本当に命がかかっているんだということとか、それから、本当にこの生活を守ってほしいんだと。

P4~P7

No.565

もう一つ、先ほどの51ページの放水砲ですけれども、これは原子炉建屋の破損口を見つけて、そしてこの放水砲で水をかけることになっていますが、実際にこういう事故が起きた場合に、破損口というのはどのようにして見つけるのか。見つかるまでに破損口が穴が開いてからどれぐらい時間がかかると想定されているのか教えてください。

P4

一体、その破損口が破れてからどれぐらいの時間がかかって発見できるのかがわからないのに、何パーセントの汚染を防げるかと計算できないですよ。だからさっきの質問に答えられなかったんですか。

P4

No.586

P51放水砲で放射能どのくらいうちおとせるか確認してないと。

No.588

P4~P7

P4~P7

事故発生した時に放射能が周辺に飛散することが完全に防止できるか関心をもっている。

No.679

・放水砲の効果は極めて疑わしい。周辺住民は被曝してしまう。 P4~P7

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム (令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.828

〈放射性物質の拡散抑制対策が不十分〉

発電所外への放射性物質を原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散抑制するというが、実際に効果を確認していない。

P4～P7

No.857

(25)移動式ポンプ車・放水砲(放射性物質の大気放出)

P3～P15

重大事故等によって、原子炉建屋が大きく破損した場合、開口部へ放水砲で大量の海水を放水し、放射性物質をできるだけ水で除去するとしているが、実際どのくらい吸収できるかは、やってみなければ分からないとのことで、発生する廃液の回収等も含めて、有効性が疑問である。

No.868

お世話になります。

茨城県は、関係法律の目的「住民の生命，身体，健康，及び財産の保護すること」の達成のため全力を尽くして頂く様お願いします。

規制庁の住民説明会には6回参加しましたが、質問できなかった項目について、下記に記しますので、県のWTで十分検討して頂きたいと思えます。(以下、節約のため紋切調とします。)

記

1. 規制庁の住民説明会資料(p4)で「原子炉等規制法」が触れられている。この法律の目的には「国民の生命，健康及び財産の保護」と記されているが、規制庁の説明には「生命」は守れそうな説明はあったが、「健康，及び財産の保護」するに足る説明はなかった。規制庁の住民説明会資料(p51)「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策」がその対策のようではあるが、「効果は確認されていない放水砲で、原子炉建屋から放出された放射性物質を撃ち落とす。」ということであるから、やはり対策になっていない。

P4～P7

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.868(続く)

茨城県には、「茨城県地域防災計画(原子力災害対策計画編)」に従って、規制委員会の対策の抜けていた「住民の健康、及び財産」を具体的にどう守るのかを示して頂きたい。

No.875

③ 放水した水の処理はどのように行うか? P8~P15

No.895

規制委員会の資料P14, P51の説明に対し明確な回答はなし。不安である。

No.995

P3~P15

4)「放射性物質の放出を想定した対策」の一つとして可搬式代替え注水大型ポンプによる原子炉建屋へ放水し、放射性物質の拡散を抑制するという説明がありましたが放射性物質は空気に乗って拡散するのであり、煙を放水で閉じ込めることは不可能であるのと同様に放射性物質の拡散を放水でふせぐことはできないと素人なりに考えました。専門家の考えでは拡散を防ぐことができるのでしょうか。

P4~P7

No.1014

さらに放射性物質の拡散を抑制するために大型ポンプで放水するなど効果の程が疑われます。くらしにはいくつかの事故は起こり得ますが何とか回復できます。原発事故は数知れない終わりが遠い負担、健康被害をもたらします。御課の調査判断、厳正なチェック、そして県知事の英断を切に希望致します。

P4~P7

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1029

Q13:資料(51)発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策

対策は、原子炉建屋への放水と汚濁防止膜の設置、二つが挙げられている。天気の良い無風状態では、放水は目標に命中するであろう。風があれば風向きを見て放水方向を決める。全ての風向きに対して対応可能であろうか。強風時は目標まで届かない恐れがある。夜間では目標が見えない。照明装置は強風時の使用に耐えるのか。汚濁防止膜は、敷地内の水にだけ効果が期待できる。強風で敷地外に飛び去る水は管理外となる。過酷な状況での作業となる。津波再来時は作業できない。実効性が疑われる。

P4

P8~P12

No.1044

51ページに「放水砲等により原子炉建屋への放水する設備及び手順の整備することを確認」とありますが、これは整備する予定という回答で、実験はできませんから実験して効果があったことではないのは当然のことです。しかし、質疑でもどれくらいの効果があるのですかという質問が出されましたが、この質問に明確に回答できませんでした。それなのに、「規制基準に合格した」というのにはかなり無理があります。

P4~P7

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1092

3つ目, 住民説明会資料51ページについて

P4

水戸市の説明会の際に何人かの方が、この箇所について質問されていました。「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策」ですが、これではあまりにもずさんすぎます。この説明のどこが科学的、技術的なのでしょうか。1万年に1度の規模の地震や津波、テロ、ヒューマンエラーなど重大事故の際、まず原子炉建屋の破損口などの状況把握をどのようにするのか。それにかかる所要時間はどの程度か。建物が吹き飛んでいるなど、破損口が放水でふさぎきれない程大きい場合や複数個所の場合はどうするのか。放水砲や大型ポンプ車を配置するのにどの程度かかるのか。放射性物質の汚染がひどく、人が近づけない場合にはどのように対処するのか。落下物などで放水車や大型ポンプ車が破損するような事態にはならないのか。瓦礫などが道路に散乱していた場合、放水砲や大型ポンプ車を動かすことが果たしてできるのか。対処するはずの人々が負傷、死亡し対処できない場合にどうするのか。放水した水は海に流すとあるが、海の汚染はどの程度になるのか。大気の汚染はどの程度になるのか。まったく説明になっていませんでした。これはもはや精神論で科学や技術以前のレベルです。説明会資料3ページ下に示されているように、重大事故が起こった場合東海第二原発でははじめの7日間で最大18兆ベクレル以上が放出されると試算されているようですが、その試算とこの図はどのようにつながるのですか。その試算の説明はありませんでしたが、その試算は根拠がありますか。この図を見ると、18兆ベクレルで済むのかどうか疑問にすら感じます。福島第一原発事故のようにならない根拠はなんですか。少なくとも科学的、技術的な議論をお願いします。重大事故が起きた場合には、結局のところ福島第一原発事故の際と同じく、場当たりの対応する人に命の危険を強いる対策以上のことはできないということがここで示されているのではないのでしょうか。これでは到底安全とはいえません。

P3~P15

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.124】

汚濁防止膜による放射性物質の拡散抑制のメカニズムについて

【委員からの指摘事項等】

No.113

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

汚濁防止膜の目的は、あくまでも粒子を取り除くものということか。

P8～P12

【論点No.125】

放射性物質吸着材に関する検討の詳細について

【委員からの指摘事項等】

No.114

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

放射性物質吸着材について、目的はセシウムの拡散を防止するために設置されているものと思うが、放水に使用した海水が流れてきて塩濃度が上がると、ゼオライトの場合吸着能力が落ちるので、設置したとしても、機能が果たせないということがあり得る。

P13～P15

①溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその保守性について

【説明概要】

水蒸気爆発に係る既往の実験結果に基づき、**実機において想定される条件**(溶融物の組成・温度、格納容器内の環境等)において、**格納容器の機能に影響を与えるような水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さい。**

万一水蒸気爆発が発生した場合の影響について、各段階で保守的な仮定をおいた条件で評価し、**格納容器の健全性が維持されることを確認している。**

評価に当たっては、各種実験の再現解析等により妥当性が確認された解析コードを用いる等、評価の妥当性についても検証している。

②格納容器下部(ペDESTAL)にあらかじめ1m水張りを行うことに関する技術的な検討の詳細について

【説明概要】

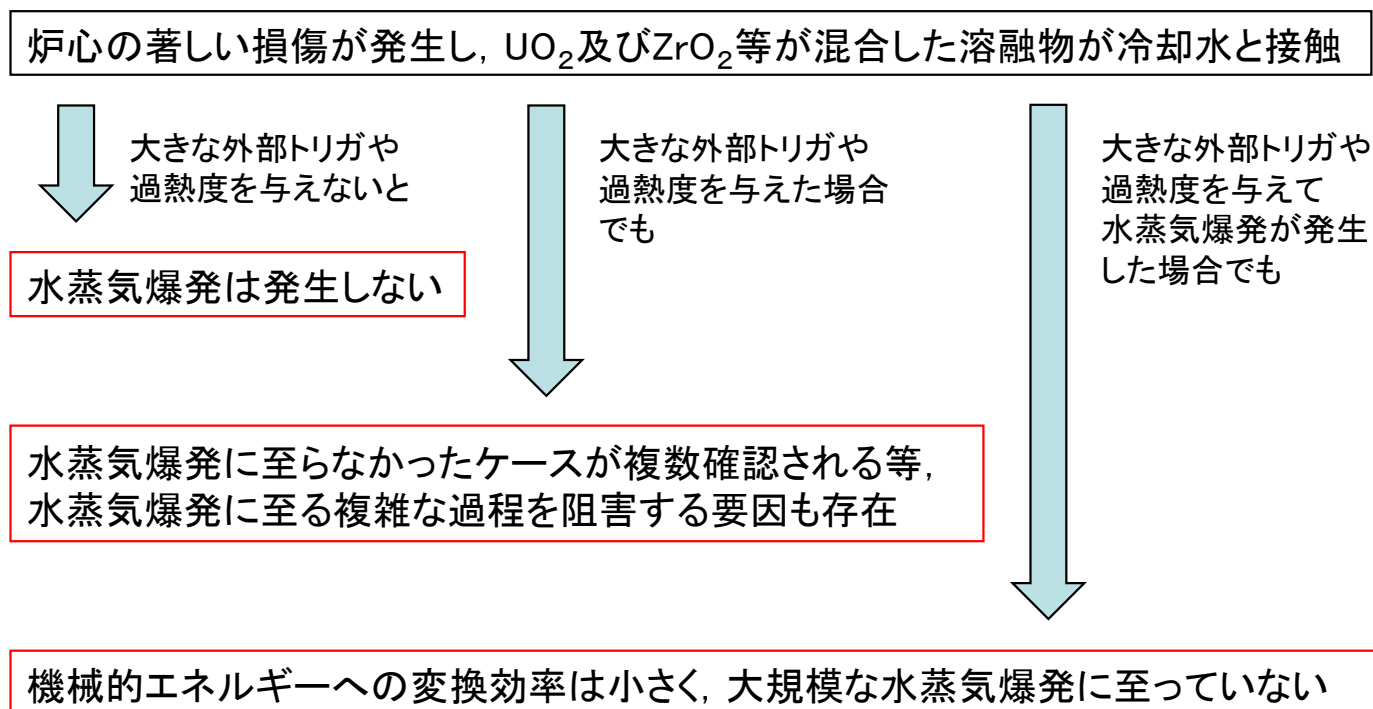
重大事故等対処設備を新たに整備したこと等により、異常事象が発生した場合においても、炉心損傷や圧力容器破損に至るまで事象が進展する可能性は低減されている(論点No.152参照)

この上で、溶融炉心が圧力容器から落下することを前提とすると、**事故対応がとられない場合には、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)によりペDESTALのコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能が喪失することで、格納容器の破損に至る可能性がある。**

一方で、事故対応としてペDESTAL部に事前水張りを行うと、**水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいものの、水蒸気爆発の発生を仮定した場合にペDESTAL部が受けるエネルギーは、水張りの量が増えるにつれて大きくなる。**

上記の両方のリスクを考慮した上で、**溶融炉心を確実に冷却してMCCIの継続を防止しつつ、万一水蒸気爆発が発生した場合のエネルギー抑制を目的とし、圧力容器破損時の水位を1mと設定している**

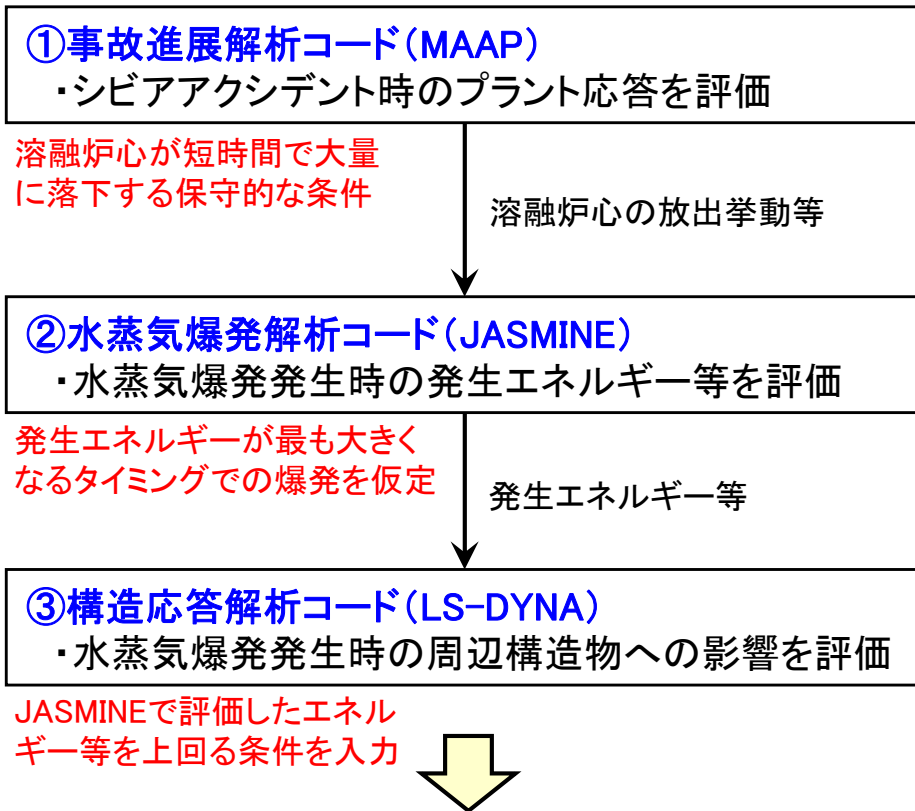
- 水蒸気爆発については国内外で複数の実験が行われており、それらの結果より、**実機において大規模な水蒸気爆発が生じる可能性は極めて低い**と考えられる。〈別紙1参照〉
 - ・ 実機における溶融物(UO_2 及び ZrO_2 の混合物)を用いた大規模実験として、COTELS, FARO, KROTOS, TROI等の実験が存在
 - ・ 上記のうち、水蒸気爆発が発生した一部実験では、**実機では想定されない外部トリガ(圧縮ガス等による圧力波)**や**大きな過熱度**を加えており、水蒸気爆発を発生させやすくする条件
 - ・ 水蒸気爆発が発生した一部実験においても、溶融物の**熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換効率は小さい(～数%程度)**



水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価

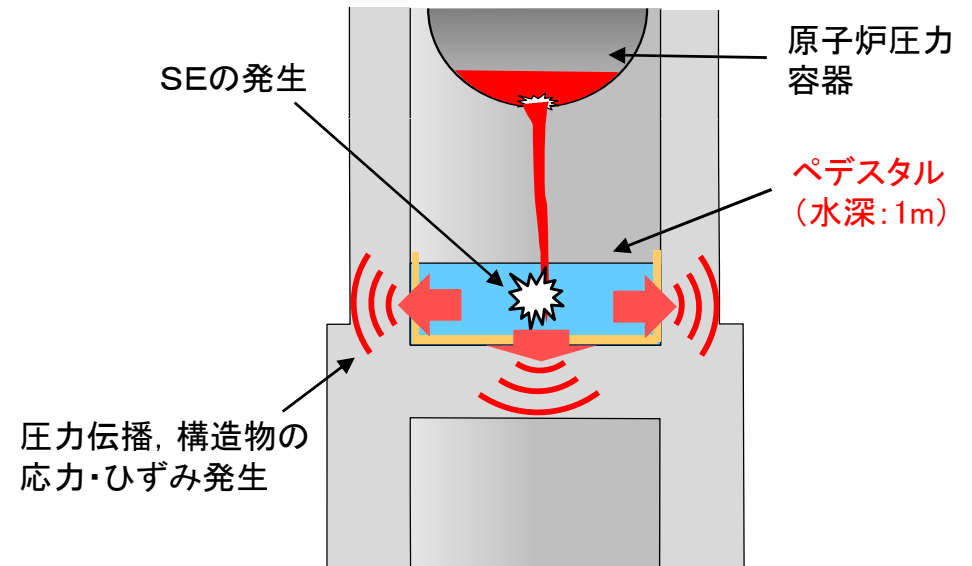
- 溶融炉心の冷却水中への落下に伴い急激な水蒸気発生・圧力上昇等が生じる現象を、溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)と呼び、このうち**衝撃波を伴うものを水蒸気爆発(SE)**と呼ぶ。
- 実機で想定される条件においては**SEの発生する可能性は極めて小さい**と考えられるが、ペDESTALでの**SE発生を仮定した場合の格納容器への影響を保守的な条件で評価し、格納容器の健全性が維持されることを確認した。**

【評価方法】



格納容器の構造健全性を評価

【ペDESTALでのSE発生時のイメージ】



【評価結果】

- ・ペDESTAL構造に生じる変形は増大しない
- ・発生する応力やひずみは判断基準を満足する

格納容器の構造健全性は維持される

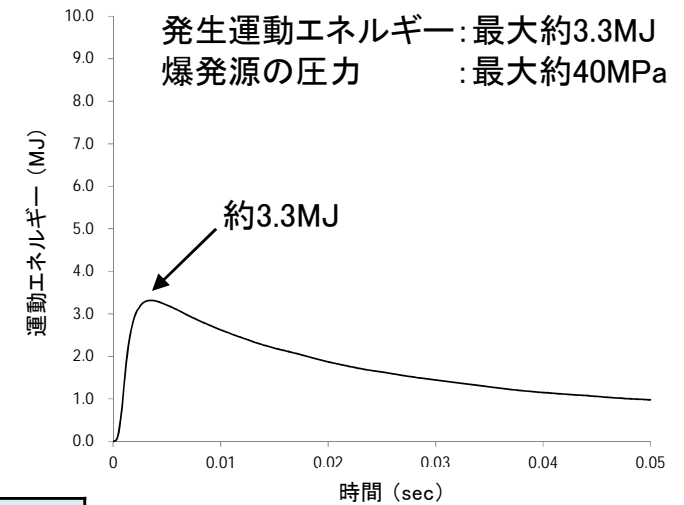
水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価

【主な評価条件】

解析コード	項目	評価条件・考え方
JASMINE	原子炉圧力容器 破損口径	制御棒駆動機構ハウジング直径を上回る口径 (爆発規模が大きくなる設定)
	ペDESTAL水深	1m (手順上定めている水深)
	SE発生タイミング	発生エネルギーが最も大きくなるタイミング
LS-DYNA	SEによる発生 エネルギー・圧力	JASMINE解析結果を上回るエネルギー・圧力 となる爆発源を設定

【JASMINE評価結果】

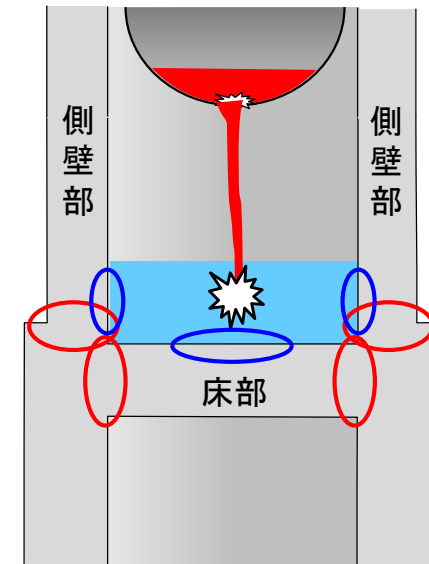
発生運動エネルギー：最大約3.3MJ
爆発源の圧力：最大約40MPa



【評価結果】

評価項目		判断基準※	解析結果	評価
側壁	変位	変位が増大せず、SE後の構造の変形が進まない	変位は増大しない	○
	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊(3,000 μ)が生じない	圧壊は生じない	○
	面外せん断	終局面外せん断応力度(上部側壁:3.09N/mm ² , 下部側壁:2.65N/mm ²)を超えない	上部側壁:約0.93N/mm ² 下部側壁:約0.77N/mm ²	○
	引張ひずみ	許容ひずみ(5,000 μ)を超えない	約184 μ	○
床スラブ	変位	変位が増大せず、SE後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊(3,000 μ)が生じない	圧壊は床スラブ上面の僅かな範囲にとどまる	○
	面外せん断	終局面外せん断応力度(4.33N/mm ²)を超えない	約3.70N/mm ²	○
	引張ひずみ	許容ひずみ(5,000 μ)を超えない	約364 μ	○

【LS-DYNA評価部位】

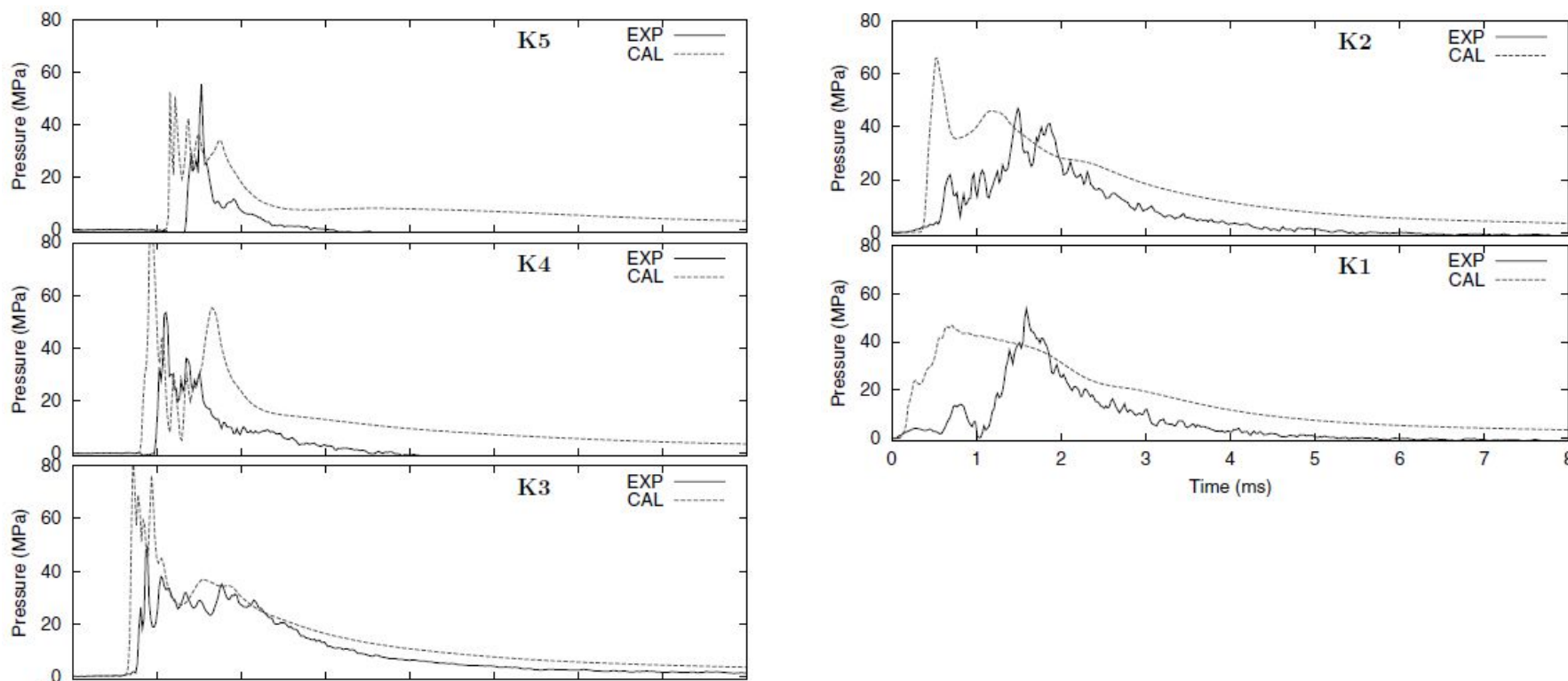


○: 圧縮ひずみ, ○: 面外せん断
変位は構造全体, 引張ひずみは鉄筋全体を確認

※日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」等を基に設定

【水蒸気爆発解析コードJASMINE】

日本原子力研究開発機構にて開発された、SE時の伝熱流動現象のシミュレーションが可能な解析コードであり、**実験とのベンチマークによりSE時の挙動を適切に模擬できることが確認されている。**



<検証例>

SE実験(KROTOS-44)における圧力履歴の実験結果とJASMINEコードによる解析結果はよく一致していることが確認されている。

(出典: Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA)

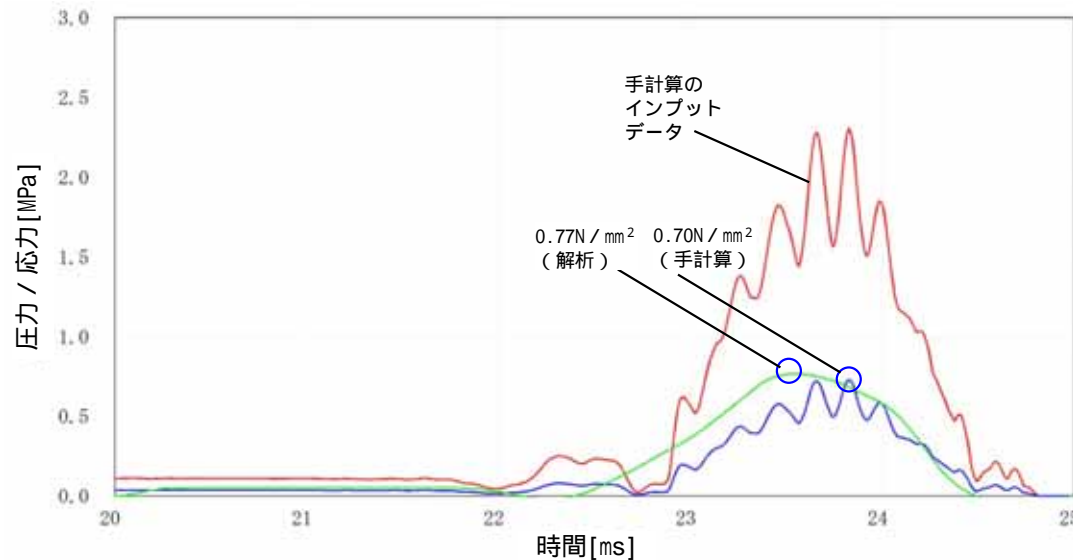
水蒸気爆発に係る影響評価の妥当性検証

【構造応答解析コードLS-DYNA】

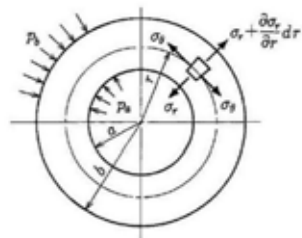
汎用有限要素解析コードとして、時間と共に接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能であり、自動車産業の他、航空宇宙、防衛、電気機器、建設・土木分野等にも広く適用されている。

<検証例>

下部側壁に作用する圧力から機械工学便覧に示されている内圧を受ける円筒の弾性応力算定式にて求めた面外方向応力(下図の青線)は、LS-DYNAコードによる構造応答解析結果(下図の緑線)とよく一致している。



— 下部側壁に作用する圧力 (平均) — 面外方向応力 (手計算) — 面外方向応力 (解析)



$$\sigma_r = -\frac{k^2/R^2 - 1}{k^2 - 1} P_a$$

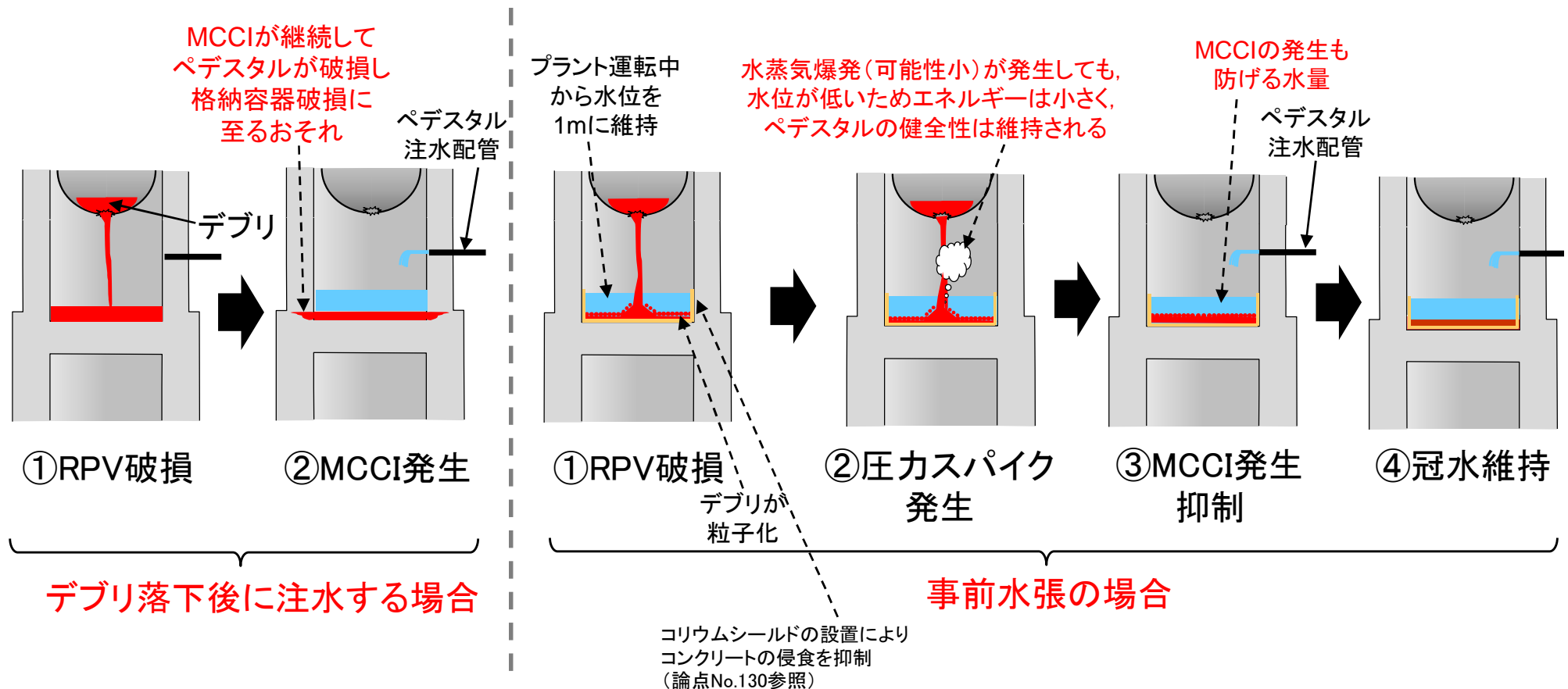
- σ_r : 面外方向応力
- k : b/a により計算した値
- R : r/a により計算した値
- a : 内半径 (mm)
- b : 外半径 (mm)
- r : 半径方向の座標 (mm)
- P_a : 内圧 (下部側壁に作用する圧力) (MPa)

図6・9 内外圧を受ける円筒
(機械工学便覧 基礎編a3 材料力学)

圧力容器破損時のペDESTAL水位設定の考え方

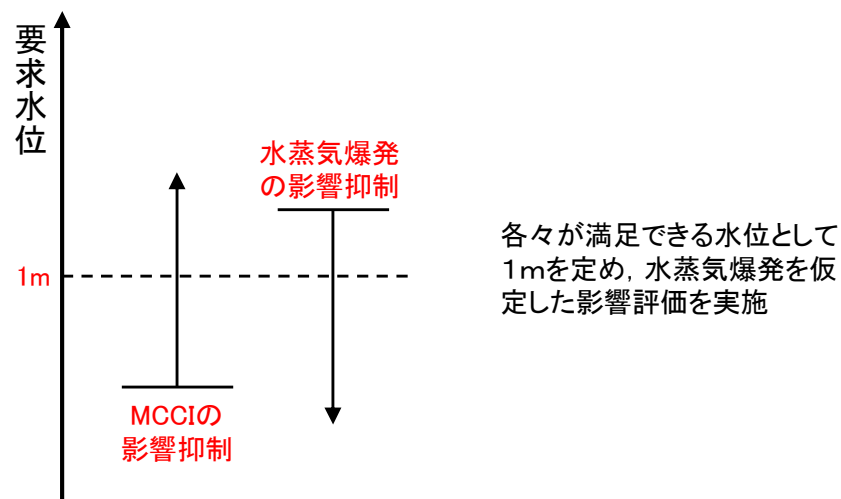
- 想定する自然現象の見直しや設計基準事故対処設備の強化に加え、重大事故等対処設備を整備することにより、炉心が損傷し圧力容器が破損に至るような事象の可能性は大幅に低減される。
- 注水がデブリ落下後になった場合、ペDESTAL底部にてMCCIによりペDESTALのコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能が喪失することで、格納容器の破損に至る可能性があるため、事前水張※することとしている。

※溶融炉心が落下時に水中で粒子化され、溶融炉心が粒子状ベッドとして堆積し、デブリ冷却性の向上が期待される。



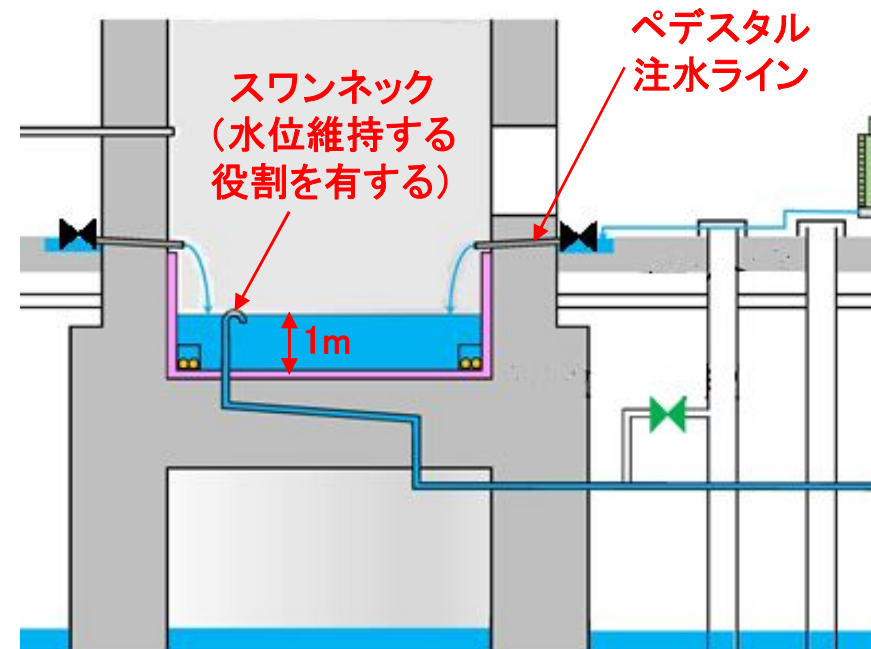
圧力容器破損時のペDESTAL水位設定の考え方

- 圧力容器の破損を前提とした場合において、**ペDESTALにおける水位設定**を検討する上では、格納容器への影響の観点から以下を考慮。
 - ・MCCIの影響抑制 …**溶融炉心の冷却のため、水位は高いほうが良い**(前ページのとおり)
 - ・水蒸気爆発の影響抑制…**発生を仮定した場合のエネルギー抑制のため、水位は低いほうが良い**
(ただし、P2のとおり発生の可能性は極めて小さい)
- **これらを満たす水位として1mを定め、この水位において「水蒸気爆発の影響抑制」ができる**(発生を仮定した場合でも、格納容器の健全性に影響がない)ことをP3のとおり確認。



<水位決定のイメージ>

アメリカ、スウェーデン、フィンランド等の諸外国においても、圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTAL)に水張を実施する手順を採用しているプラントが存在する。



<水張状態のイメージ>

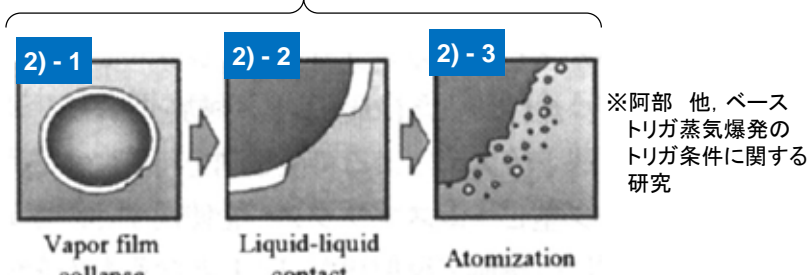
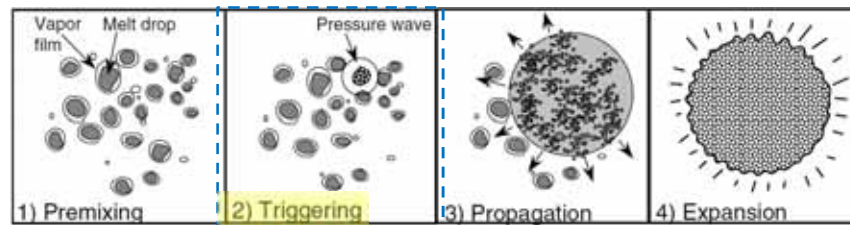
<別紙1> 水蒸気爆発に係る既往の知見

●水蒸気爆発の発生に係るメカニズムについては、以下の4段階で説明される。

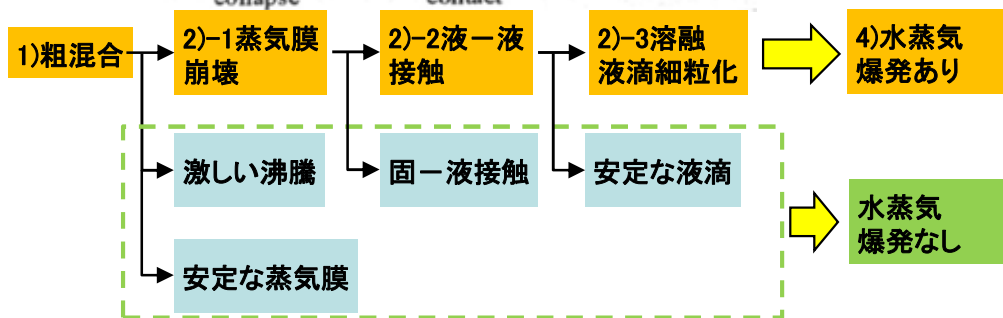
- 1) 水中に落下した溶融炉心の一部が、粒子化した状態で水中を浮遊・拡散する。その周囲には蒸気膜が形成される。**【粗混合】**
- 2) 何らかの要因(トリガ)により蒸気膜が不安定化し、局所的に溶融炉心と冷却水の直接接触(液-液接触)が生じる。**【トリガリング】**
- 3) 直接接触により、急速な蒸気発生及び溶融炉心の細粒化が生じるとともに、その領域が拡大する。**【伝播】**
- 4) 溶融炉心の細粒化の結果、冷却水への熱伝達が促進され、冷却水の急激な蒸発が起こる。この蒸気発生に伴う圧力波が細粒化領域内で重畳し、さらに急峻な圧力上昇が発生する。**【膨張(爆発)】**

トリガプロセスにおける各段階

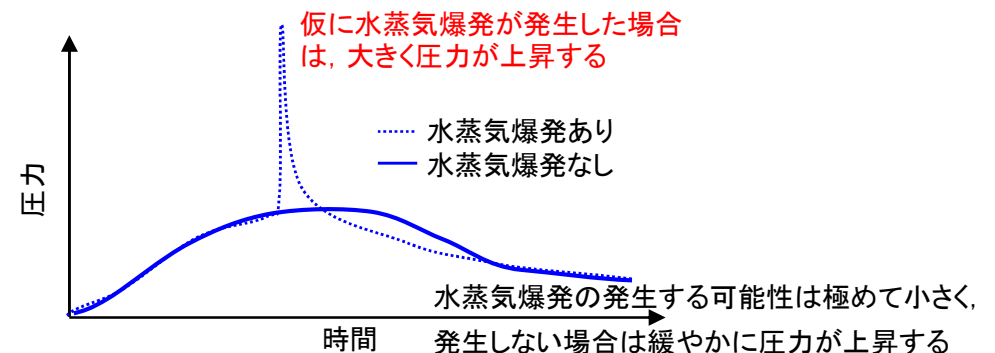
<水蒸気爆発発生までの流れ>



段階	現象の説明
2) - 1 蒸気膜崩壊	外部トリガ等の外乱により蒸気膜が崩壊する。溶融液滴が膜沸騰状態を形成しなければ、激しい沸騰とともに固化されるため、水蒸気爆発は発生しない。逆に蒸気膜がとても安定ならば、蒸気膜崩壊が発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。
2) - 2 液-液接触	液-液接触により熱伝達率が増加する。溶融液滴と冷却水の接触により界面温度が低下し、接触界面が固化しているならば、固-液接触となり水蒸気爆発は発生しない。
2) - 3 溶融炉心細粒化	溶融液滴の細粒化現象による飛躍的な接触面積の増加で伝熱が生じ、激しい蒸発により圧力波を発生する。溶融液滴自身が安定であれば、細粒化は発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。



実機で想定される条件において緑枠内に至り、2)-1~2)-3に至る可能性は極めて小さい



水蒸気爆発発生時の圧力変化のイメージ

<別紙1> 水蒸気爆発に係る既往の知見

- 以降の複数の実験においては、実機条件との比較のために実機に近い溶融物組成とし、溶融物質量、溶融物温度、外部トリガの有無等を変化させ、パラメータスタディを行っている。
- KROTOSにおいては、外部トリガを加えた場合の一部で水蒸気爆発の発生あり。一方、溶融物質量が多く、より実機体系に近いCOTELS, FAROにおいては、水蒸気爆発は発生していない。

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
COTELS	A1	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	-
	A4	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	-
	A5	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	-
	A6	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	-
	A8	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	-
	A9	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	-
	A10	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	-
	A11	55wt%UO ₂ -25wt%Zr-5wt%ZrO ₂ -15wt%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	-

(注) 溶融物温度は3000~3100Kと見積もられている。

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
FARO	L-06	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	18	2,923	5	0	0.87	No	No	-
	L-08	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	44	3,023	5.8	12	1.00	No	No	-
	L-11	77wt%UO ₂ -19wt%ZrO ₂ -4wt%Zr	151	2,823	5	2	2.00	No	No	-
	L-14	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	125	3,123	5	0	2.05	No	No	-
	L-19	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	157	3,073	5	1	1.10	No	No	-
	L-20	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	96	3,173	2	0	1.97	No	No	-
	L-24	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	177	3,023	0.5	0	2.02	No	No	-
	L-27	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	117	3,023	0.5	1	1.47	No	No	-
	L-28	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	175	3,052	0.5	1	1.44	No	No	-
	L-29	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	39	3,070	0.2	97	1.48	No	No	-
	L-31	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	92	2,990	0.2	104	1.45	No	No	-
L-33	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	100	3,070	0.4	124	1.60	Yes	No	-	

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
KROTOS	K32	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.0	3,063	0.1	22	1.08	No	No	-
	K33	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.2	3,063	0.1	75	1.08	No	No	-
	K35	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.1	3,023	0.1	10	1.08	Yes	No	-
	K36	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.0	3,025	0.1	79	1.08	Yes	No	-
	K37	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.2	3,018	0.1	77	1.11	Yes	No	-
	K45	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.1	3,106	0.1	4	1.14	Yes	No	-
	K46	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	5.4	3,086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	-
	K47	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	5.4	3,023	0.1	82	1.11	Yes	No	-
	K52	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	2.6	3,133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
	K53	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.6	3,129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05

<別紙1> 水蒸気爆発に係る既往の知見

- TROIにおいては、外部トリガ又は大きな過熱度を加えた(実機に比べて溶融物温度が高い)場合の一部で、水蒸気爆発の発生あり。
- 水蒸気爆発が発生した場合でも、機械的エネルギー変換効率(溶融物の熱エネルギーがペDESTARの構造材へ荷重を与えるエネルギーへ変換される効率)は小さい。

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)	
TROI	9	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	4.3	3,200	0.1	296	0.90	-	No	-	
	10	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	8.7	3,800	0.117	298	0.67	-	Yes	-	
	11	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	9.2	>3,800	0.111	296	0.67	-	No	-	
	12	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	8.4	3,800	0.11	293	0.67	-	Yes	-	
	13	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	7.7	2,600(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40	
	14	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	6.5	3,000(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-	
	17	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂						-	No	-	
	18	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	9.1					-	-	-	
	21	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	17.0	3,000	0.110	298	1.30	No	No	-	
	22	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	17.0	2,900	0.110	297	1.30	No	No	-	
	23	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	17.0	3,600	0.110	293	1.30	No	No	-	
	25	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	15.0	3,500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-	
	26	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	17.0	3,300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-	
	29	50wt%UO ₂ -50wt%ZrO ₂	11.5					-	No	-	
	32	87wt%UO ₂ -13wt%ZrO ₂						-	No	-	
	34	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	10.5	~ 3,000			341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	8	~ 3,000	0.110		334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	5.3	~ 3,000			305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	8.1	~ 3,000	0.104		313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	5.3	~ 3,000	0.105		288	1.30	-	No	-
	39	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	3.4	~ 3,000	0.106		285	1.30	-	No	-
	40	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	11.1	~ 3,000	0.312		287	1.30	-	No	-
	49	62.3wt%UO ₂ -15wt%ZrO ₂ -11.7wt%Zr-11wt%Fe	15.96	2,730(3,360)					-	-	-
	50	59.5wt%UO ₂ -18wt%ZrO ₂ -11.9wt%Zr-10.6wt%Fe	14.46						-	-	-
51	60.5wt%UO ₂ -16.7wt%ZrO ₂ -12.1wt%Zr-10.7wt%Fe	6.3(14.2 load)	2,695(3,420)	0.115		294	1.30	Yes	Yes	-	
52	61wt%UO ₂ -16wt%ZrO ₂ -12wt%Zr-11wt%Fe	8.6(14.1 load)	2,650	0.116		285	1.30	Yes	Steam Spike	-	

(注1) 温度計測に問題があり、実際には3,500K以上と推測されている。

(注2) 二つの温度計が異なる最高温度(4,000K, 3,200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

<別紙1> 水蒸気爆発に係る既往の知見

- SERENA実験(TROI/KROTOS)では、水蒸気爆発を発生させることを前提に、外部トリガを加えている。水蒸気爆発が発生した場合でも、機械的エネルギー変換効率は小さい。

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
SERENA (TROI/ KROTOS)	TS-1	73.4wt%UO ₂ -26.6wt%ZrO ₂	15.4	~3,000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	68wt%UO ₂ -32wt%ZrO ₂	12.5	3,063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	71wt%UO ₂ -29wt%ZrO ₂	15.9	3,107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	81wt%UO ₂ -19wt%ZrO ₂	14.3	3,011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	76wt%UO ₂ -18.3wt%ZrO ₂ -5wt%Zr-0.7wt%U	17.9	2,940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	73.3wt%UO ₂ -18.5wt%ZrO ₂ -4.9wt%Fe ₂ O ₃ -3.3wt%FP	9.3	2,910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	2.4	2,969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	3.9	3,049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	0.8	2,850	-	332	1.1	Yes	- (注1)	- (注1)
	KS-4	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	2.3	2,958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	80.1wt%UO ₂ -11.4wt%ZrO ₂ -8.5wt%Zr	1.7	2,864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event (注2)	- (注2)
	KS-6	73wt%UO ₂ -20.4wt%ZrO ₂ -4.1wt%Fe ₂ O ₃ -2.5wt%FP	1.7	2,853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

(注1) 実験失敗

(注2) 計測失敗

<別紙1> 水蒸気爆発に係る既往の知見

<参考文献:P10~12の各実験>

【COTELS】

- M.Kato, H.Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000

【FARO】

- D.Magallon , et al , Lessons learn from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238 , 1999

【KROTOS】 【FARO】

- D.Magllon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006

【TROI】

- V.Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012

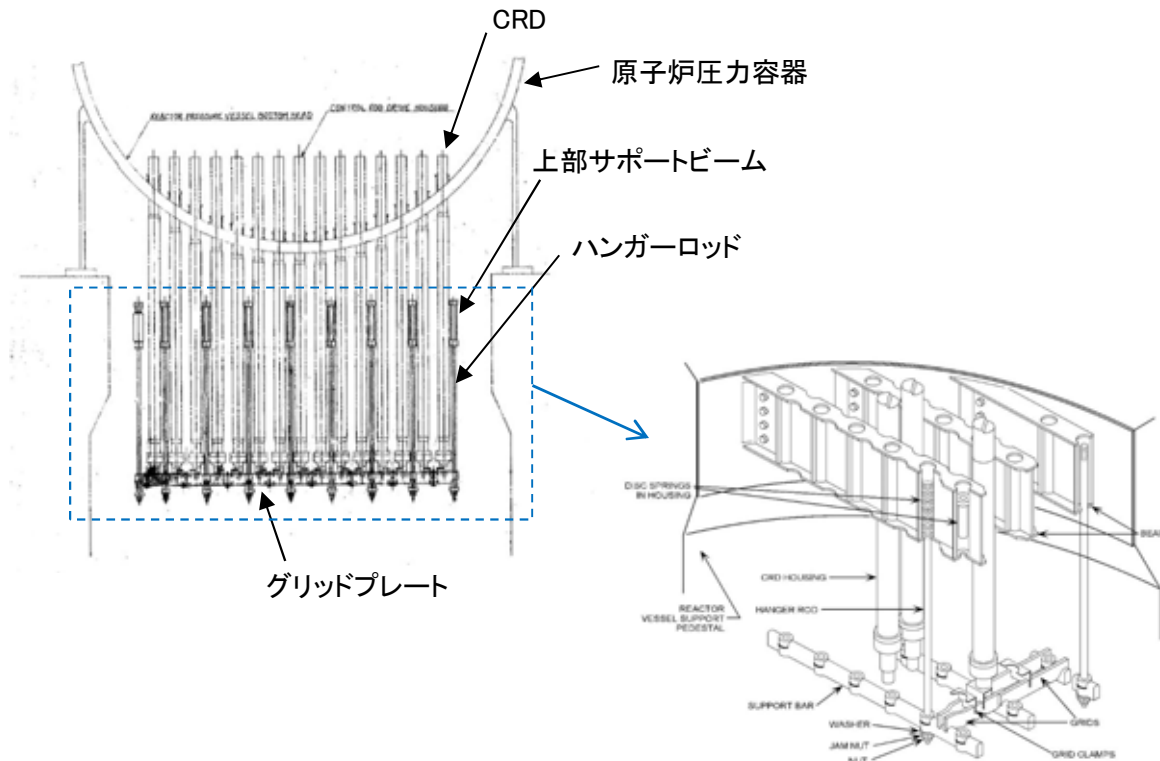
【SERENA(TROI/KROTOS)】

- NEA/CSNI/R , OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions , 2015

<別紙2> 圧力容器破損時の溶融炉心の落下挙動

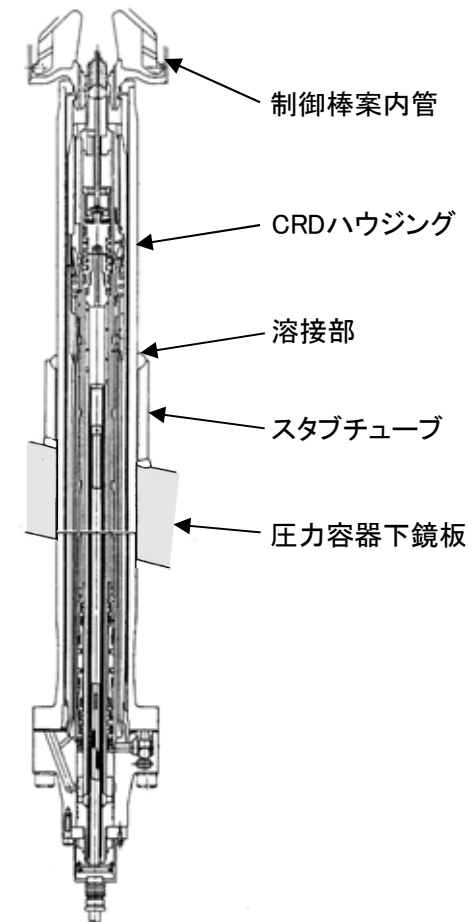
- 水蒸気爆発による影響評価においては、溶融炉心が短時間で大量に落下する保守的な条件とするため、制御棒駆動機構(CRD)ハウジング一本が一気に落下するような状態を想定。
- 一方、CRDハウジングは圧力容器外の下側でサポートにより支持されているため、初期の溶融炉心の流出は、CRDハウジングと圧力容器との溶接部といった間隙より生じると考えられる。
(実機圧力容器を模擬した試験でも、貫通溶接部の間隙より溶融物の流出が確認されている^[1])

[1] T.Y.Chu 他 “ Lower Head Failure Experiment and Analyses ” NUREG/CR-5582 , SAND98-2047 , 1999



(出典) General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1
Reactor Vessel System , USNRC HRTD , Rev 09/11

CRDハウジングサポート構造図



CRD概要図

【論点No.128】

溶融炉心による水蒸気爆発に関する具体的な評価結果及びその保守性について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.117

溶融炉心が水に触れた場合の水蒸気爆発に関し、起こった場合の影響についてはシミュレーションで検討しているのか。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.678

・ペDESTALの水位1メートルの根拠は？水蒸気爆発の危険はないか？

No.758

水蒸気爆発(SE)について説明があつてしかるべき。北欧のどの国のBWRで事前水はりをやっているのか？常時1m水張っていればよい。SEを除外した理由不明。1mの深さの根拠不明。

No.844

(13)解析条件の設定に依存する結果の変動(炉心溶融事故)

通常、計算コードによる水蒸気爆発の解析では、炉心溶融物の量や組成、温度或いは流下の仕方等の条件をどのように設定するかによって、結果が大きく変化する。特に、圧力容器の底部に200本程度の配管が貫通しており、これらが大きな開口部となって溶融物が一気に流下した場合には、全く違う結果にならないか心配である。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.845

(14)炉心下部のペDESTAL内における水蒸気爆発(炉心溶融事故)

炉心溶融が起こった場合、3000℃を超える高温の溶融物が炉心から流れ落ちてコンクリートと反応し、爆発性の水素ガス等が発生する。ヨーロッパでは、接触すれば水蒸気爆発を起こす可能性があるため、「コアキャッチャー」を設置し、溶融物を水やコンクリートを使わないで受け止めるとしている。

これに対して、東海第二では、ペDESTAL内に深さ1mの水を張り、この中に極めて高温の炉心溶融物を流下させるとしている。計算コードで安全性を解析したところ、水蒸気爆発が起こる可能性は十分小さく、また、発生しても影響は十分小さいと結論している。P.2-4,10-12

公開資料では、関連する部分がほとんど白塗りされて非公開であることから、水蒸気爆発等の解析結果について、これらの計算コードの特性や限界に詳しい専門家の意見を確認し、得られている結果がどのくらい確かなものか、検証してほしい。P.5,6

No.965

原子力規制庁住民説明会の「審査の概要」48ページについて質問・意見をのべます。

重大事故の拡大を防止する対策(炉心が解けた状態を想定)東海第二原発は沸騰水型原発で格納容器はマークII改良型と言われ、原子炉圧力容器の燃料棒が溶け出し時、真下には水が張ってあり水蒸気爆発によって重大な事故が起こると専門家から指摘されています。それに対して日本原電はペDESTALに1mの水を張ると言っています。1mの水で水蒸気爆発はなぜ起きないのか。実証実験はしたのか P.2,10-12

また、コリウムシールドの厚さはどの位を想定しているのですか。福島原発事故では溶けた燃料棒は格納容器をも溶かしたと言われています。2000度以上数十トンの溶けた核燃料はコリウムシールドとペDESTALを溶かして格納容器に落ちる危険性をどう排除出来るのか。水蒸気爆発による原子炉圧力容器、格納容器の破壊と放射能の全面拡散の危険が指摘されています。これらの危険性を排除の為なら実証実験を最低疑似実験をしなければ住民・国民に責任が持てないのではないかと。私はこの問題が解決しなければ、避難どころか周辺住民数万人の命が亡くなる危険性があると思っています。県原子力安全対策課は命の問題として慎重に審議をして貰いたい、と切に願っております。

論点No.130参照

論点No.128,129-16

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.981

東海第二原発の格納容器はMARKII型。万が一の事故で炉心溶融が発生した場合、真下に水深1メートルの水を貼ることになっていますが、そこに高温の炉心が落下したときに、水蒸気爆発の危険性があります。しかし、審査では可能性が少ないため、無視してよいとされ、そのリスクが検討されていません。

P.2,10-12

No.1036

・燃料溶融した場合の対策について

日本の原発にはコアキャッチャーというものがないが、他国では標準装備だそうだ。そのかわりに圧力容器の下に水をためておいて核燃料を受け止めるという。水蒸気爆発を起こさないように水量を調節するらしいが、重大事故時にそのようなコントロールが効くだろうか。福島原発では計器それ自体が働かなくなったことを考えると疑問である。また、このアイデアは苦肉の策なのかもしれないが、果たして実験的裏付けが取れているのだろうか。甚だ不安である。

No.1153

論点No.127参照

5. 水蒸気爆発の危険は、ペDESTAL上部の水槽の設置で防げるのか

原子炉の事故として水蒸気爆発は怖いものです。東海第二原発はGE社製のマークII型炉で、この型特有の設計として圧力容器下にサブプレッション・プールが位置していて、炉心溶融といった事故の際には、そのサブプレッション・プールへ溶融した燃料棒が流れ込み水蒸気爆発を起こしかねないものです。

溶融して流れ出す溶融燃料は圧力容器直下のコンクリート構築物で支えられているところに入りますが、そこに水深1mほどの水を張っておいてそこで受けて冷やそうというのです。水深1mの水では流れ込んでも水蒸気爆発にはならないというのですが、さまざまに起きうる状況での水と2700度にもなる溶融燃料の接触で本当に水蒸気爆発は起きえないのか、検証されているとは信じがたいものがあります。この検証も明らかとは言えません。

P.2,10-12

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1195

3. 重大事故の拡大を防止する対策(炉心が溶け落ちた状態を想定した落下した溶融炉心に対する対策)について想定されているような過酷事態の際にペDESTAL(ドライウエル)での水位をシャローに1mに保つとする対策は楽観過ぎると考えます。水蒸気爆発が起きるかどうかの状況でスワンネックを用いてのこのような微調整をすることは机上の楽観論だと考えます。

論点No.127参照

【論点No.129】

格納容器下部(ペデスタル)にあらかじめ1m水張りを行うことに関する技術的な検討の詳細について

【委員からの指摘事項等】

No.118

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

溶融炉心の冷却について、あらかじめ水を張っておくという対策で水蒸気爆発のリスクを低減するため1mの水位にするということであるが、逆にデブリが落ちてきてから水を入れるということも考えられるが、どちらが水蒸気爆発のリスクを抑えられるかという技術的根拠はあるか。

格納容器下部(ペDESTAL)の各種安全対策に係る具体的な設計方針(材質や耐熱性,耐震性等を含む)及び溶融炉心流下に伴う環境変化や水蒸気爆発を想定した場合の衝撃,再臨界等に対する裕度について

【説明概要】

- ・東海第二発電所では,ペDESTALへのコリウムシールド※設置と,格納容器下部(ペDESTAL)への事前水張(1m)を行うことで,溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の発生・影響抑制が可能であり,コアキャッチャーと同様に格納容器の健全性を維持することができる。
- ※ 実験により耐熱性・耐侵食性が確認されたジルコニア(ZrO_2)製耐熱材を採用
- ・溶融炉心や耐熱材に係る不確かさを考慮した上で,保守的な条件で評価を行い,溶融炉心の冷却やMCCIの影響抑制が可能であることを確認している。
- ・仮に水蒸気爆発が発生した場合でも,格納容器の健全性を維持できることを確認している(論点No.129参照)。
- ・ペDESTAL対策に係る設備(ペDESTAL内の排水配管等を含む)は,機能要求時に動作できるよう設計している。
- ・炉心溶融物がペDESTAL水に落下したときに臨界に至るには,炉心溶融物と冷却材との混合割合が,炉心健全時のように核分裂性核種の含有率(ウラン濃縮度等)に応じた適切な状態となる必要がある。このため,炉心溶融物がペDESTAL水に落下しても臨界に至ることはなく,上述のとおり,MCCIの発生・影響抑制の効果が得られる等の利点がある。なお,過去の炉心溶融が発生した事故において,再臨界によりプラントの状態が大きく変化した例はない。

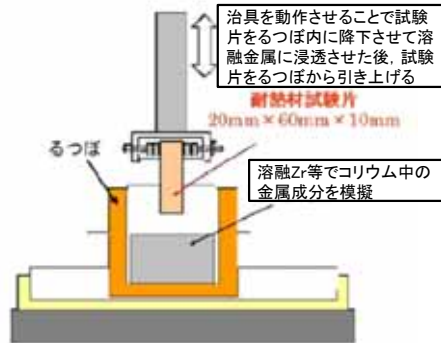
コリウムシールドの耐熱性・耐侵食性に係る実験

●コリウムシールドに採用するジルコニア (ZrO_2) 製耐熱材については、**実機で想定されるより厳しい条件において種々の試験を行い、熔融炉心に対する耐熱性や耐侵食性を確認している。**

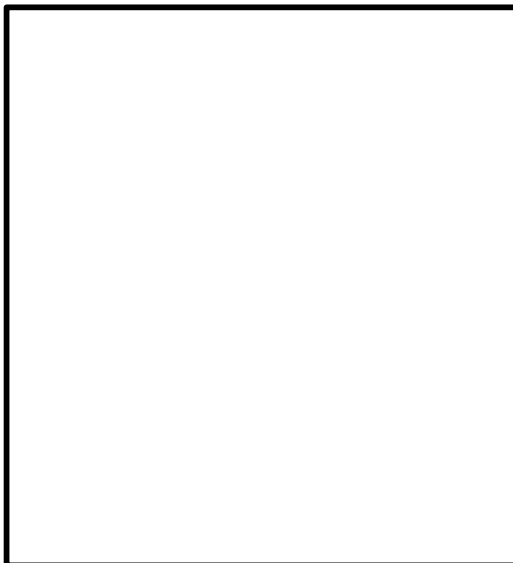
< 熔融Zrによる侵食試験 >

実機より極めて侵食しやすい条件として、100% 金属Zrの模擬熔融炉心に対する耐侵食性を確認

2100°Cにおいても ZrO_2 耐熱材はほぼ侵食なし
→耐熱材の侵食開始温度を2100°Cと設定



↓ 上図の耐熱材試験片を、試験後に上図と同様の角度で見た図

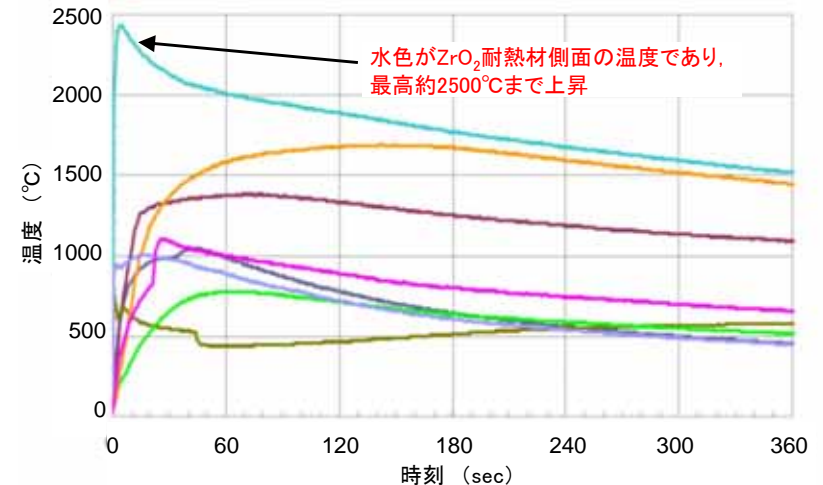
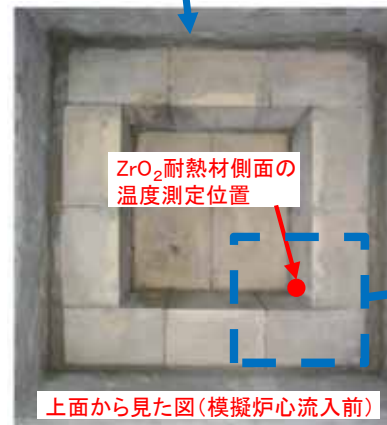


< 模擬熔融炉心の落下試験 >

高温で熔融させた模擬熔融炉心を ZrO_2 耐熱材の上に落下させ、侵食の深さや性状を確認

2500°C付近まで昇温した模擬熔融炉心を落下させた場合でも、 ZrO_2 耐熱材は若干黒色化したものの、顕著な侵食やひび割れはなし

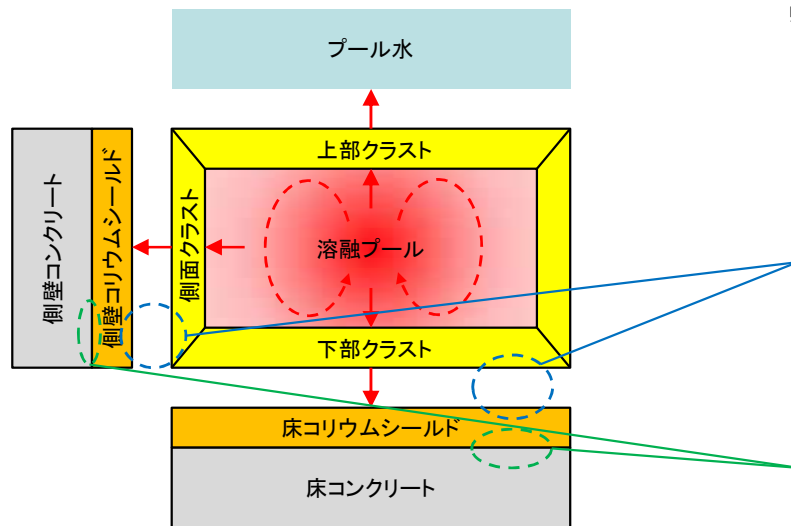
→ ZrO_2 耐熱材の耐熱性・耐侵食性を確認



本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

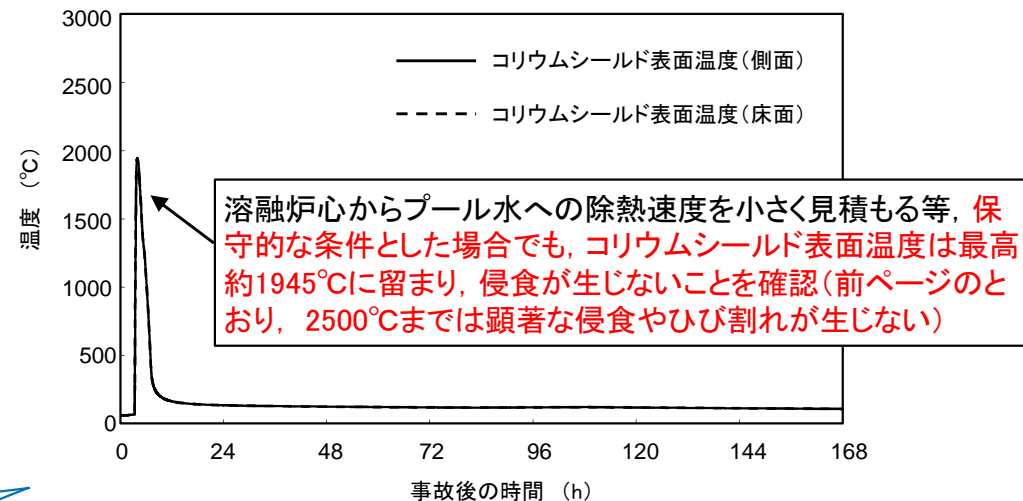
溶融炉心によるペDESTAL構造への影響評価

- 前ページの試験結果や、これまでに実施されてきたMCCIに係る種々の実験結果等に基づき評価を行い、**溶融炉心が適切に冷却可能であること、格納容器の健全性が維持されることを確認している。**

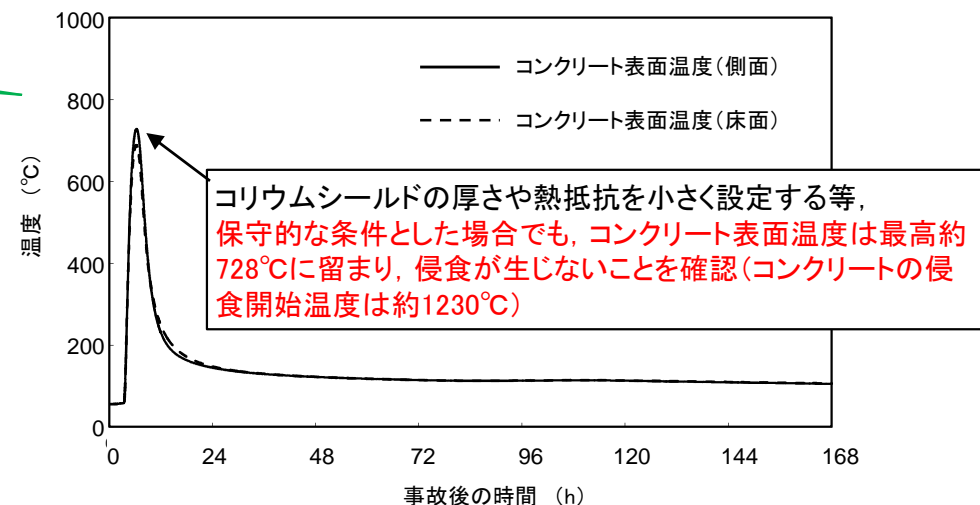


MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデル

- ・炉心溶融物がペDESTAL水に落下したときに臨界に至るには、炉心溶融物と冷却材との混合割合が、炉心健全時のように核分裂性核種の含有率(ウラン濃縮度等)に応じた適切な状態となる必要がある。このため、炉心溶融物がペDESTAL水に落下しても臨界に至ることはなく、上述のとおり、MCCIの発生・影響抑制の効果が得られる等の利点がある。
- ・なお、過去の炉心溶融が発生した事故において、再臨界によりプラントの状態が大きく変化した例はない。

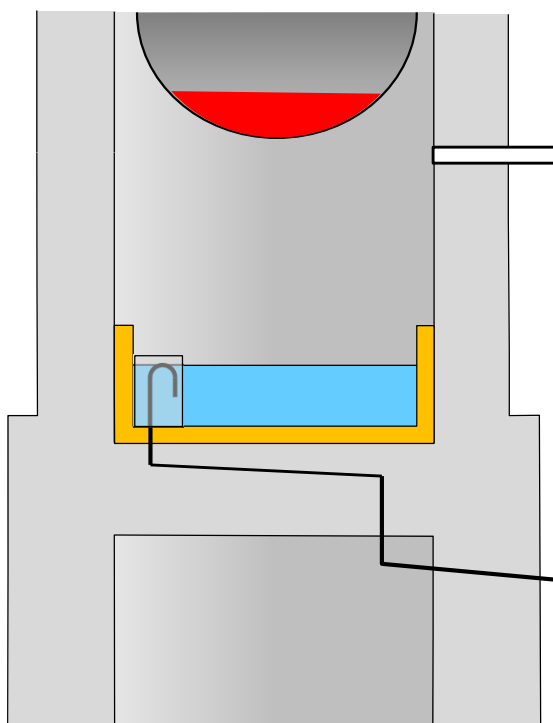


MAAPコードにおけるコリウムシールド表面温度の評価結果

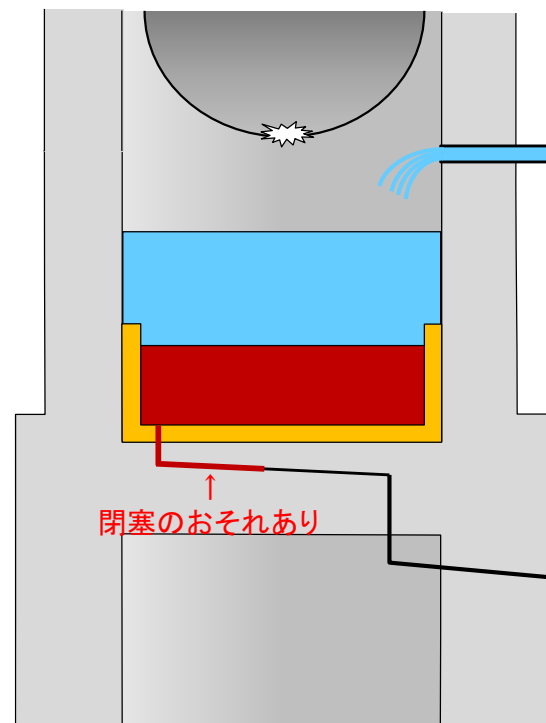


MAAPコードにおけるコンクリート表面温度の評価結果

- ペDESTAL内への注水配管については、注水口をペDESTAL内壁面と並行な形状とすることで、圧力容器時の溶融炉心等の落下物による閉塞を防止し、確実に注水できる設計としている。
- ペDESTAL内の排水配管(スワンネック)やその周囲の異物防止柵等は、圧力容器破損前にペDESTAL水位を1mに維持するために設置しており、圧力容器破損後には溶融炉心によって閉塞・溶融することが考えられるが、下図のとおり問題はない。



圧力容器破損前



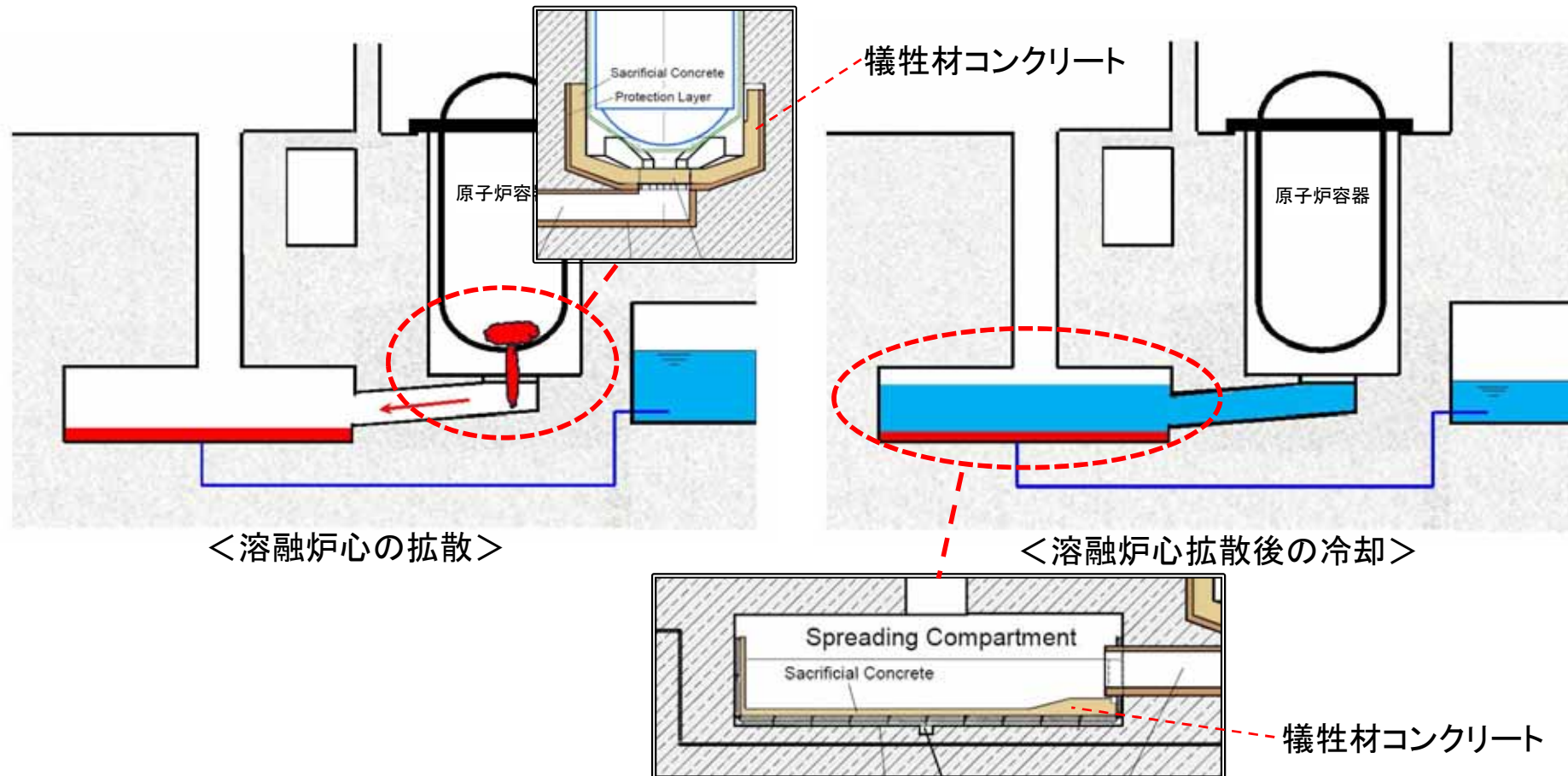
圧力容器破損後

溶融炉心の落下後はペDESTAL内の水が飽和・沸騰状態となり、大規模な水蒸気爆発が生じる可能性はより小さくなる(論点No.128参照)ため、水位を1mに制御する必要はない。

溶融炉心によるペDESTAL対策設備への影響

<参考> 溶融炉心をドライ状態のキャビティ(コアキャッチャー)に拡散・冷却するドライキャビティ方式の例

- ・原子炉容器からの溶融炉心は、犠牲コンクリートと混合されて拡散しやすい状態となった後に、キャビティ(コアキャッチャー)へ拡散する
- ・キャビティ(コアキャッチャー)への拡散後は、犠牲コンクリートと混合されつつ、キャビティの下面からの注水により溶融炉心を冷却
- ・溶融炉心物の安定化(溶融炉心と犠牲材コンクリートとの混合)、広がり挙動、冷却水供給後の伝熱等、設備性能に係る基礎的な物理挙動に不確かさが存在する



<溶融炉心の拡散>

<溶融炉心拡散後の冷却>

【論点No.130】

格納容器下部(ペDESTAL)の各種安全対策に係る具体的な設計方針(材質や耐熱性,耐震性等を含む)及び溶融炉心流下に伴う環境変化や水蒸気爆発を想定した場合の衝撃,再臨界等に対する裕度について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.846

(15)落下物によるペDESTAL内の細かな構造物の機能不全(炉心溶融事故)

炉心溶融物がペDESTAL内へどのように流下するか不明であることから,設置するとしている小さな構造物が本当に機能するか疑問である。例えば,側壁にある注水配管の開口部やペDESTAL底面から立ち上げた排水管及びそのノズルを囲う多孔板のカバー,さらに,底部のドレン・スリット等の細かな構造物を設置するようであるが,流下する溶融物や水素爆発等によって変形したり,詰まったりする可能性が考えられ,事業者が意図したように機能するかどうか,大変疑問である。

P.4

No.847

(16)ペDESTAL内に張る耐熱パネルの損傷(割れ・剥がれ)(炉心溶融事故)

高温の溶融物がコンクリートと接触しないように,ペDESTAL部の内壁や床面に沢山の耐熱パネルを張るとしているが,このパネルは脆いセラミック材料であるため,高レベル放射性廃液のガラス固化溶融炉で発生したように,急激な温度変化や衝撃或いは地震動等によって,ひび割れや剥がれを起こさないか心配である。

P.2

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.848

(17)溶融物による再臨界(炉心溶融事故)

福島第一の1～3号機では、現在でも、圧力容器から流下した炉心溶融物の組成や混合状態等によく分かっていない。また、溶融物はペDESTAL部へ流下し、その一部はさらに格納容器の底まで流下していると推定されているようである。燃料や金属等が不均一に混合した溶融物が、水中に存在しており、状況によっては再臨界を起こすおそれがあると報告されている。東海第二においても、溶融物による再臨界が発生する可能性がないか疑問である。

P.3

No.234

ペDESTALに1メートルの水を張って溶けた燃料をうけとめると言うが、効果は疑わしいと思う。

P.2,3

No.940

5 ペDESTALについて

ペDESTALに1メートルの深さの水を張り、事故の拡大を防止すると言うが、この効果には疑問が残る。事故の進展により効果はさまざまと思うが、専門家による再検証をお願いしたい。

P.2,3

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.960

東海第2発電所に関する意見書

東海第2発電所(T2)の原子炉マークII型BWRは福島第1(F1)のマークI型と比べると、構造がかなり簡素化されている。マークI型の安全性を削って廉価版にしたことは明らかである。一番の問題点はT2の圧力容器の直下に大量の水を湛えたサプレッションプールが配置されていること。F1の事故では圧力容器をメルトスルーしたデブリは直下のコンクリート床に落下した。しかし、T2ではそれでは済まない。あの3.11の事故のあと、F1から100km以上離れたつくば気象研究所の敷地で自然界にはない放射性物質テクネチウムが検出されている。テクネチウムの沸点は4877°Cである。このことからF1でメルトダウンが起きた時の熔融核燃料の温度は3000°Cをはるかに超え、少なくとも部分的には4000°Cを超えていたとみられている。T2の燃料集合体の重量は約70tと記憶している。そんなシロモノがプールの水に落下する可能性がある。プールの水に落下したら末期的な巨大水蒸気爆発は避けられない。この度の運転延長のための改造でペDESTAL床をコリウムシールドという金属板で覆い、さらに床上の水深1mの水を張るという。労働安全衛生規則では熔融した高温の鉱物と水は嚴重に隔離されることを要求している。この規定は幾多の悲惨な事故を教訓に定められたはずである。原電の改造案はまずこの規定に違反している。BWR型の圧力容器は底部が制御棒を出し入れするための穴が無数に開いており、いわばザル状態である。熔融した燃料集合体が一気に突き抜ける恐れが高い。水を張ったペDESTAL床でまず水蒸気爆発が起こるだろう。 論点No.128参照

またコリウムシールドはデブリとコンクリートの化学反応を抑制したとしても、断熱効果は無いはずである。原電はこの改造によって熔融燃料のプールへの落下は防止できると主張している。本当か？もし本当なら、この機能はあのコアキャッチャーの機能と全く同じことになる。

P.3

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.960(続き)

P.2,3

コアキャッチャー装備の原発は非常に高価で、従来の2倍を超える。その高価になるかなりの部分をコアキャッチャーの費用が占めている。コアキャッチャーは高価な特殊耐熱煉瓦を大量に使用するために非常に高価になってしまう。建造後40年間も中性子線を浴び続けた老朽化したコンクリートの床に、チープな改造を施しただけの装置が、コアキャッチャーと同じ機能を発揮するなんてあり得ない。もし原電の言う通りなら、原発建造費のベラボーな高騰に悩むメーカーや海外の電力会社はチープなT2方式に飛びつくはずではないか。

コンクリートというものはもともと熱には弱い。耐熱煉瓦どころかごく普通の赤レンガにさえ耐熱性は劣るものである。こんなことは多くの人がある常識であろう。筆者は原電の住民説明会でこのペDESTALの改造案を知った。念の為に後日、笠間と益子の市役所や窯業組合にコンクリート製の窯業釜があるのか電話で問い合わせた。答は、コンクリート製は聞いたことが無いとのことであった。あたりまえであろう。おそらくピザ釜でさえコンクリート製など無いのではないか。

No.964

P.2,3

2. 汚染水対策で、福島事故ではまだ解決してない事を考えると、コリウムシールドでは対処不能です。コアキャッチャーを設置して下さい。

以上2件が解決しないと、その他100件程あるコメントは書きません。新規制基準適合性審査の事業者ヒアリングを読んで、数限りない不明な箇所があります。川内原発のパブリックコメントから書いていますが改善されていないからです。

格納容器内の水素濃度計の設置位置及び測定精度について

【説明概要】

BWRにおける格納容器内の気体の挙動については、実験によって確認されており、格納容器スプレイの効果、格納容器雰囲気と壁面の温度差によって、格納容器内の気体は攪拌(ミキシング)されることが確認されている。

さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによっても攪拌(ミキシング)が促進される。

そのため、格納容器内はドライウェル及びサプレッション・チェンバそれぞれで、気体の濃度は均一となり、濃度分布を持たないことから、サンプリング箇所による影響は考えられない。

格納容器内のガス濃度の分布について

- 格納容器内の水素濃度は、格納容器スプレイの攪拌効果、格納容器雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化によりほぼ均一となる(図1, 2参照)。
- 格納容器内のガス濃度は均一であることから、水素濃度計サンプリングシステムのサンプリング位置による影響はない。

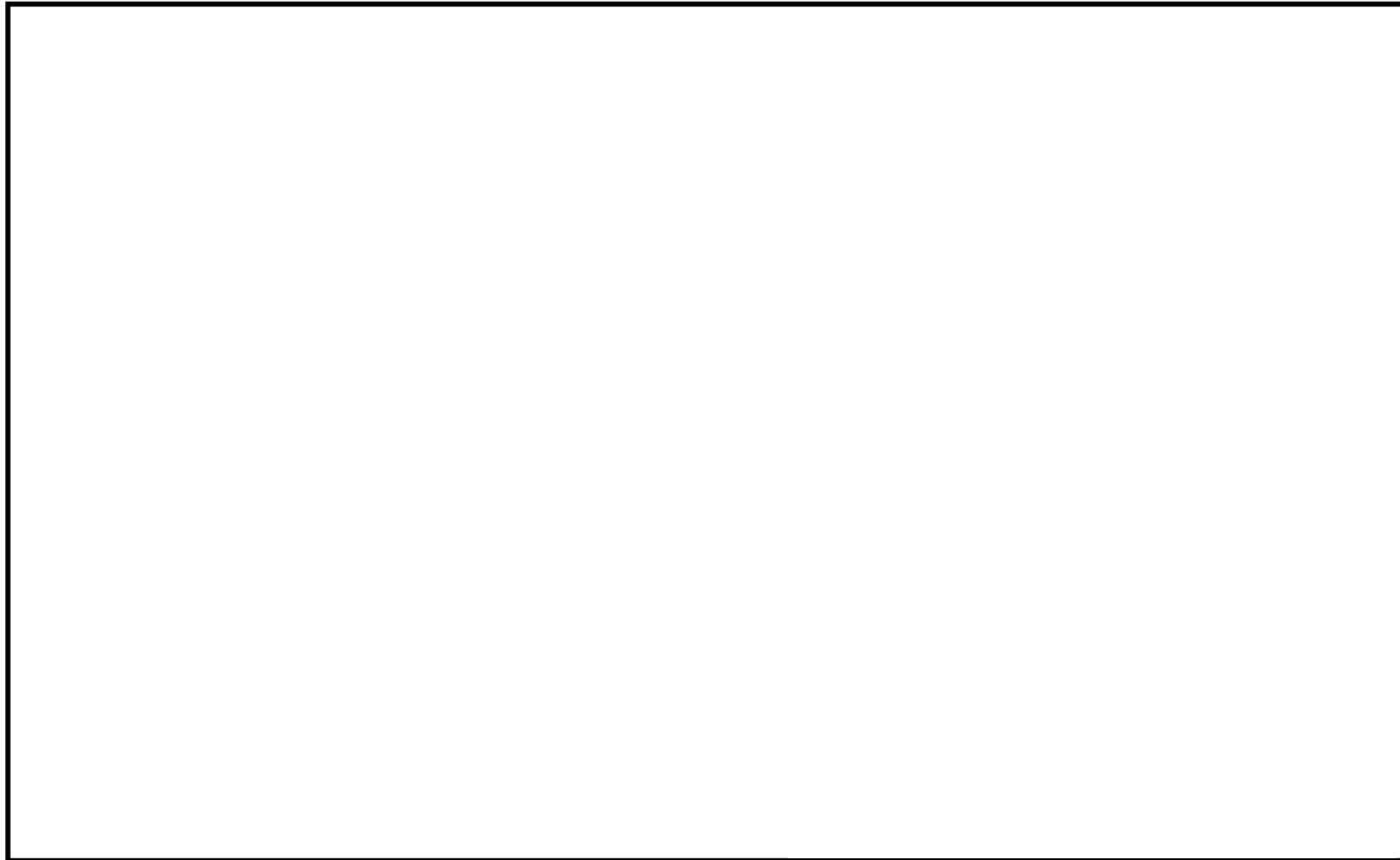


図1 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化

図2 格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化

出典：共同研究報告書，格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57年度）

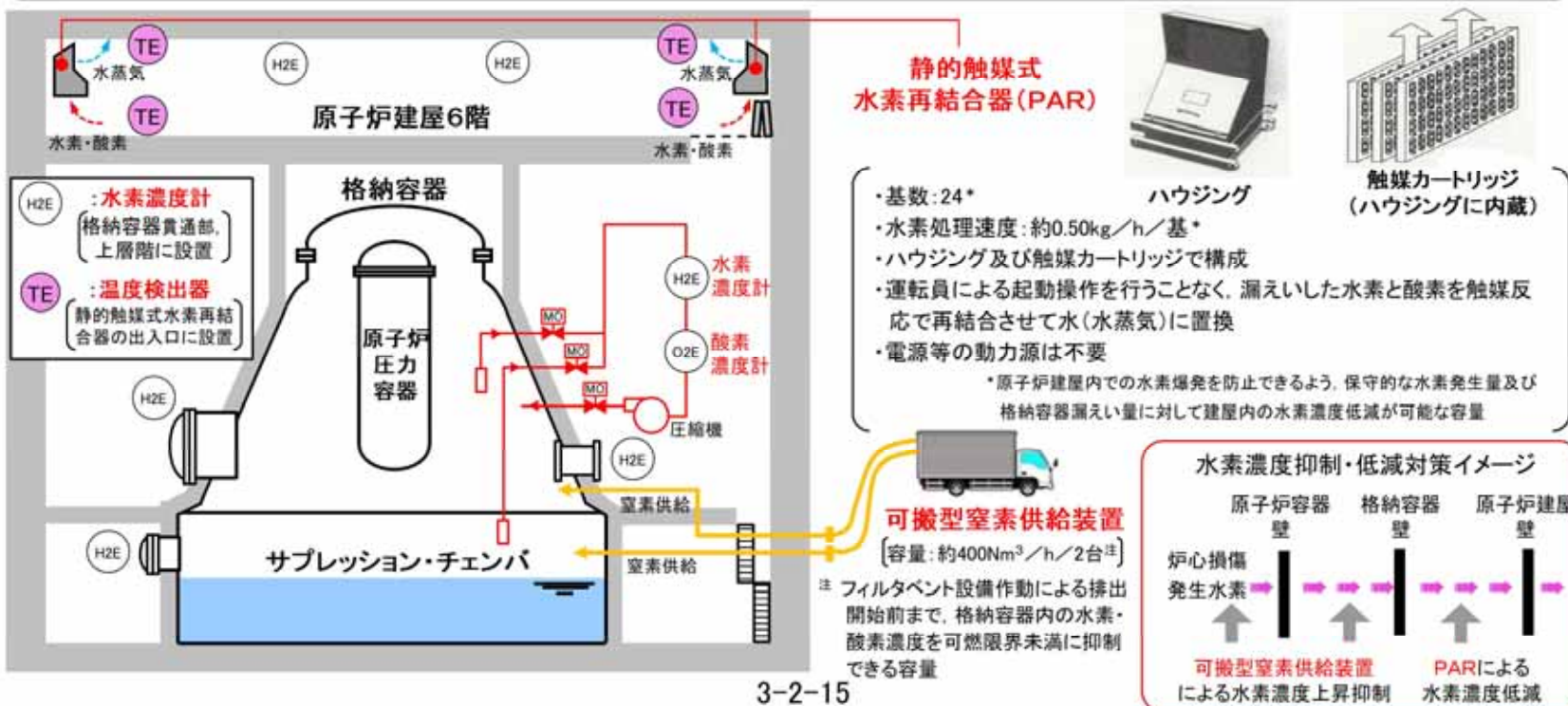
4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(1/2)



【水素爆発防止設備の設置】

- 炉心に著しい損傷が発生した場合、燃料被覆管(ジルコニウム合金)と水蒸気の化学反応で水素が発生する。
格納容器内での水素爆発、格納容器から漏えいして原子炉建屋内での水素爆発の恐れがある。
- 可搬型窒素供給装置より格納容器内に窒素を供給し、窒素分圧を高めて水素・酸素濃度の上昇を抑制する。
- 格納容器内の水素・酸素濃度を計測する水素濃度計及び酸素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器(PAR)を原子炉建屋6階に設置し、原子炉建屋内の水素濃度の低減を図る。
- 原子炉建屋内の水素の濃度を計測する水素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器の動作確認を行う監視設備として温度検出器を設置(代替電源設備から給電可能)



3-2-15

【論点No.131】

格納容器内の水素濃度計の設置位置及び測定精度について

【委員からの指摘事項等】

No.119

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

3-2-15ページの左の図について、格納容器の中の水素濃度計サンプリングシステムのサンプリング位置はこの位置とい
うことか。通常、水素を測定するなら上のほうで測るので格納容器内での位置が疑問。

P.2

静的触媒式水素再結合器等による水素爆発防止対策の効果(触媒の劣化等の観点も含む)及びその効果を上回る水素漏えいに対する対応について

【説明概要】

東海第二発電所の原子炉建屋に設置する静的触媒式水素再結合器(PAR)の容量としては、格納容器内が高い水素濃度の状況下において、10%/dayの漏えいを考慮して設計している。

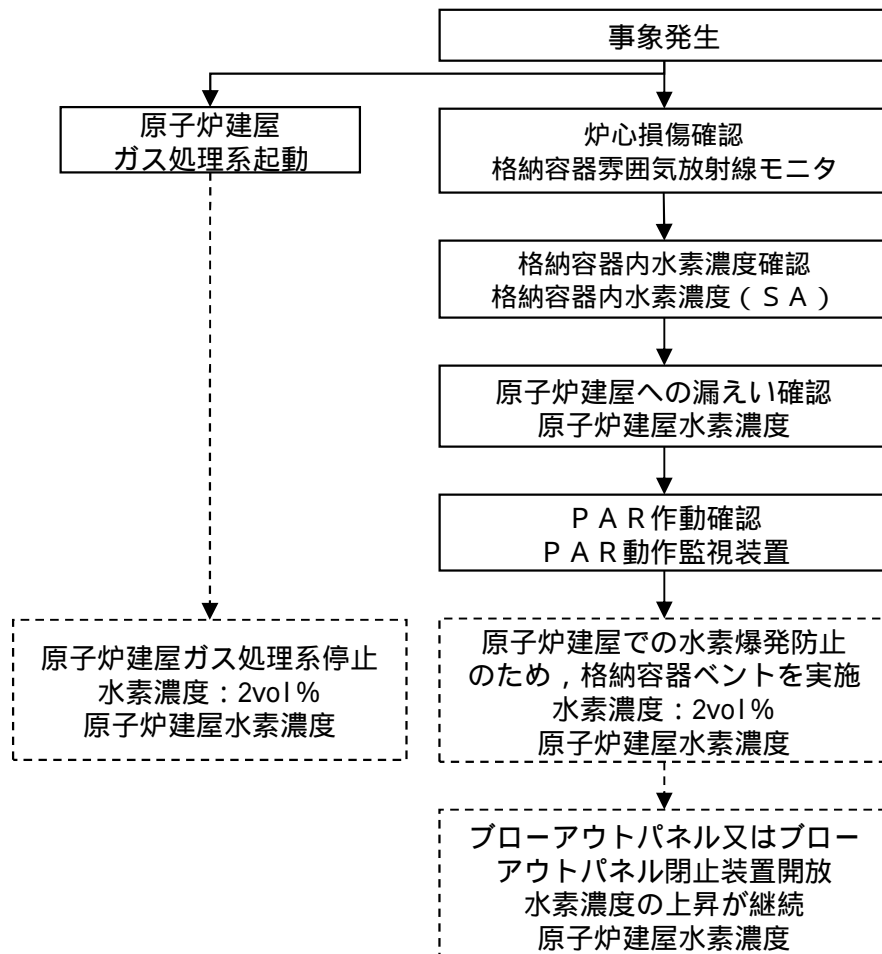
格納容器が健全である場合の漏えい率は、設計圧力下において、0.5%/dayであるため、約20倍の容量を有した設計となっている。

万が一、格納容器の破損等により、10%/dayの漏えい率を超える場合には、後段の対策として、格納容器ベントを実施することとしている。

格納容器ベントによって、格納容器内の水素が排出され、原子炉建屋へ漏えいする水素量が極めて小さくなるため、原子炉建屋水素濃度は低下すると考えられるが、それでも原子炉建屋水素濃度が低下しない場合の対策として、原子炉建屋ブローアウトパネルを開放することによって、原子炉建屋内に存在する水素を排出する。

原子炉建屋内の水素対策について

- 静的触媒式水素再結合器(PAR)の容量としては、格納容器内が高い水素濃度の状況下において、10%/dayの漏えい(格納容器健全時の設計圧力下では0.5%/day)を考慮して設計しており、原子炉建屋ガス処理系と相まって原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制。
- 上記に関わらず、原子炉建屋内の水素濃度が2vol%まで上昇した場合には、格納容器ベントの実施や原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により、原子炉建屋内の水素濃度を低減させることで、水素爆発の発生を防止。



格納容器健全の場合

- ・原子炉建屋に設置した静的触媒式水素再結合器(PAR)及び原子炉建屋ガス処理系により、原子炉建屋水素濃度上昇を抑制

後段の対策(その1)

- ・格納容器からの漏えい量が、静的触媒式水素再結合器(PAR)の処理能力を超えた場合は、原子炉建屋水素濃度が上昇する
- ・原子炉建屋水素濃度が2vol%に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する
- ・格納容器ベント実施に伴って、格納容器内の水素が排出され、原子炉建屋へ漏えいする水素量が極めて小さくなるため、原子炉建屋水素濃度は低下する

後段の対策(その2)

- ・格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建屋水素濃度上昇が継続する場合は、原子炉建屋ブローアウトパネル(最大8枚)を開放する
- ・原子炉建屋から水素を排出することにより、原子炉建屋水素濃度は低下する

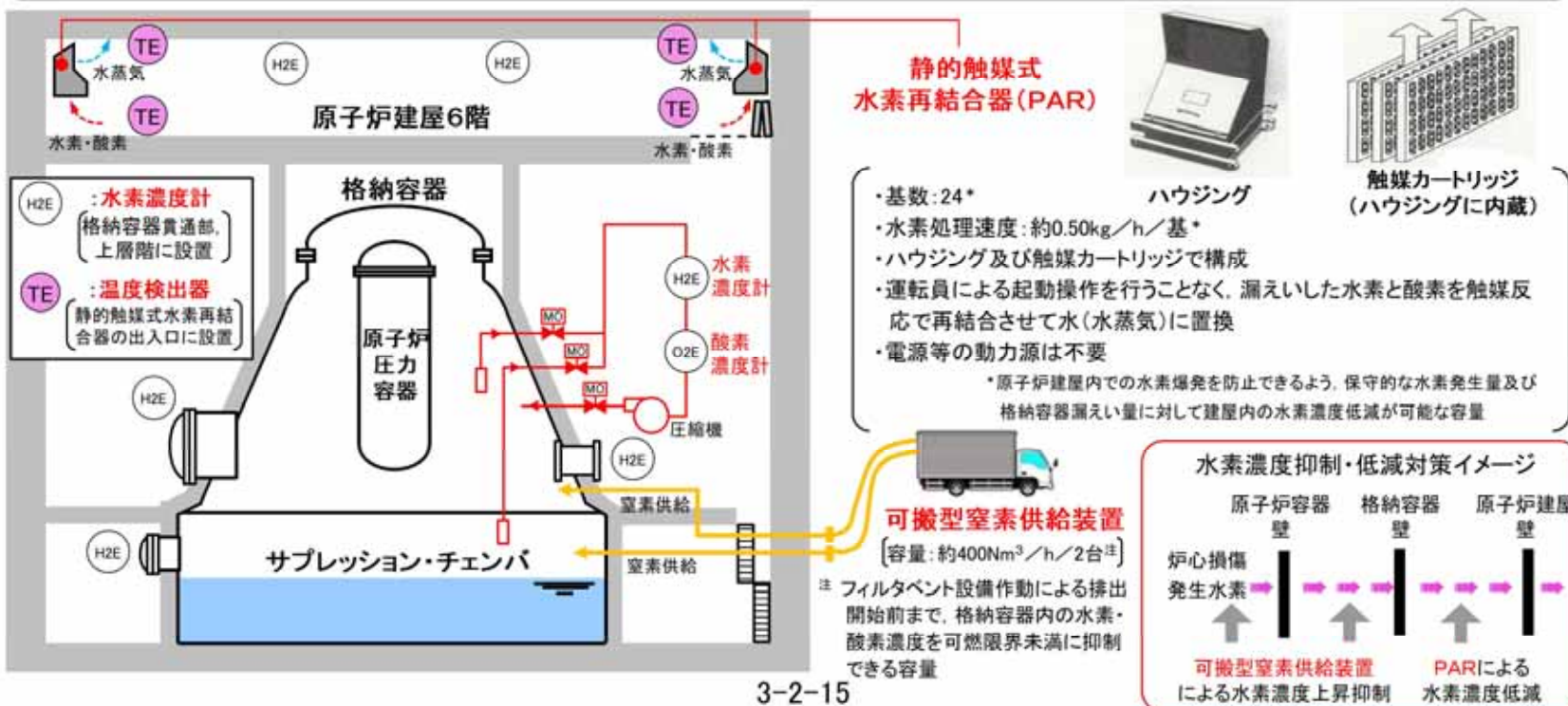
4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(1/2)



【水素爆発防止設備の設置】

- 炉心に著しい損傷が発生した場合、燃料被覆管(ジルコニウム合金)と水蒸気の化学反応で水素が発生する。
格納容器内での水素爆発、格納容器から漏えいして原子炉建屋内での水素爆発の恐れがある。
- 可搬型窒素供給装置より格納容器内に窒素を供給し、窒素分圧を高めて水素・酸素濃度の上昇を抑制する。
- 格納容器内の水素・酸素濃度を計測する水素濃度計及び酸素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器(PAR)を原子炉建屋6階に設置し、原子炉建屋内の水素濃度の低減を図る。
- 原子炉建屋内の水素の濃度を計測する水素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器の動作確認を行う監視設備として温度検出器を設置(代替電源設備から給電可能)



3-2-15

【論点No.132】

静的触媒式水素再結合器等による水素爆発防止対策の効果(触媒の劣化等の観点も含む)及びその効果を上回る水素漏えいに対する対応について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.120

水素再結合器は相当効果があるのか。水素の漏えい量に対して水素再結合器による水素の除去が間に合わない場合、どんどん水素が出てきてしまうような場合、水素が建屋の中に溜まってしまうとそれ以上手の打ちようがない。安全を増していることは分かるが、完全に抑えられるかどうか確認したい。

P.2

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.577

福島第1事故は、水素ばくはつにより放射能拡散を大きくさせた。水素ばくはつ防止の説明がなかったように思えた。

P.2

ブローアウトパネル開放による原子炉建屋内の水素滞留防止策の効果及び開放時の放射性物質拡散の影響について

【説明概要】

○ブローアウトパネル開放による水素排出効果

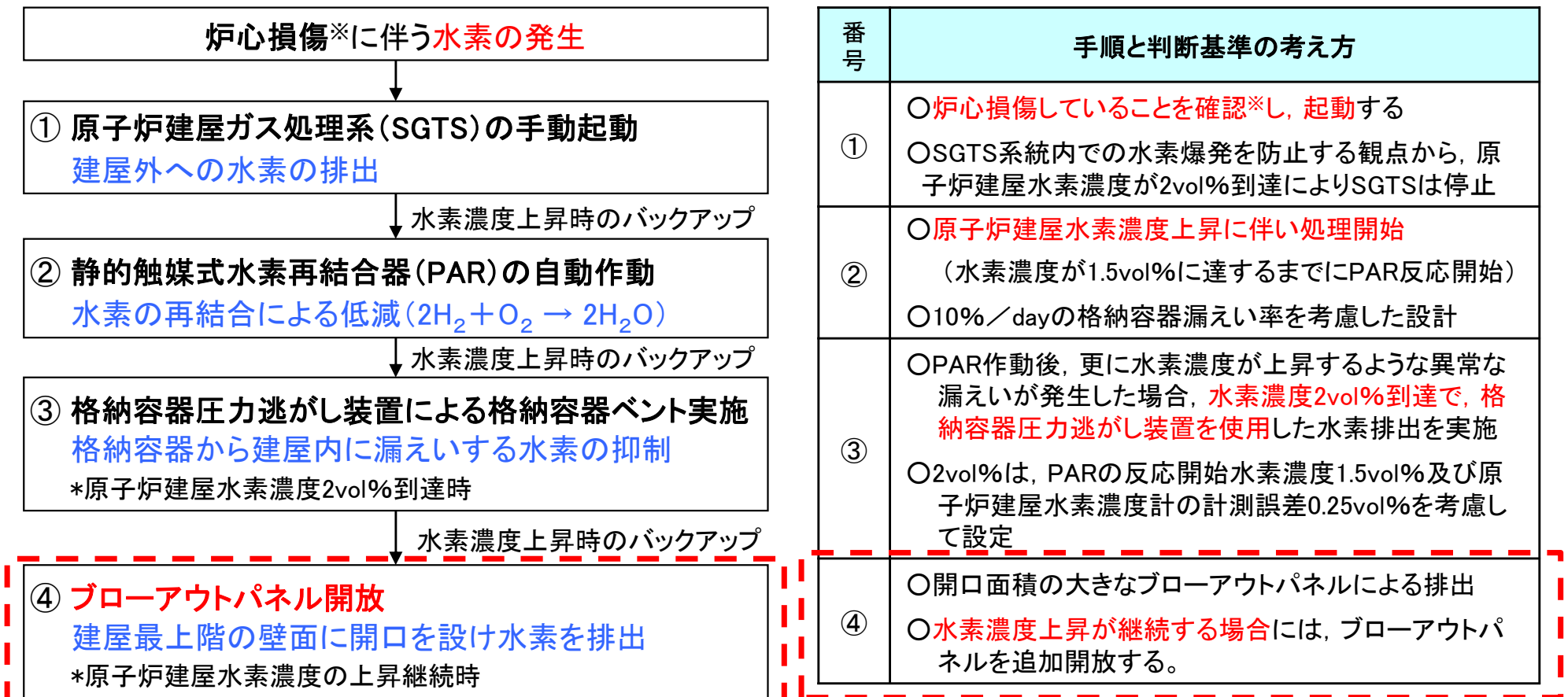
- ブローアウトパネル開放による水素排出は、**その他の水素爆発防止対策を実施した場合でも、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続した場合に実施する。**
- 原子炉建屋内に漏えいした**水素は、比重の関係で原子炉建屋の最上階(6階)まで上昇し、滞留することが予想されるため、同階層に設置されているブローアウトパネルを開放することにより、建屋外に水素が排出される。**

○ブローアウトパネル開放による水素排出時の放射性物質放出低減方策

- ブローアウトパネルを開放し、水素を排出する際には、**開口箇所に向けて放水砲による放水を実施し、大気への放射性物質の拡散抑制を図る。**

1. 原子炉建屋の水素爆発防止手順

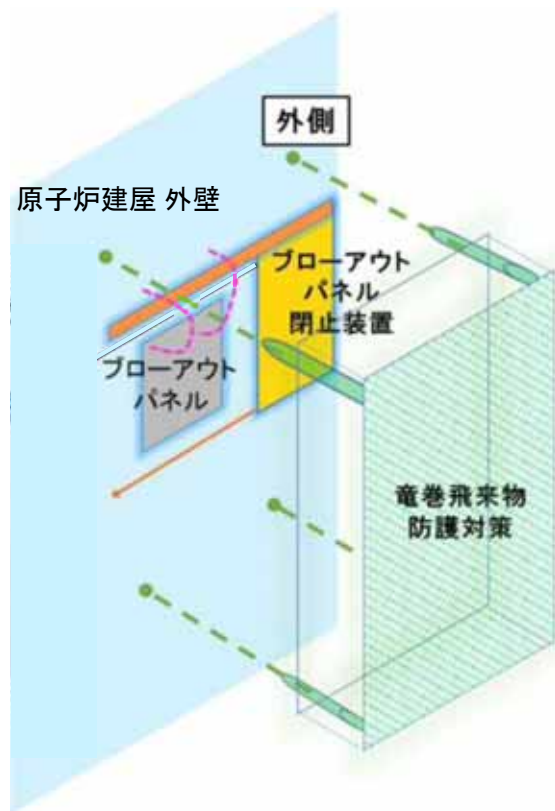
- 炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応等で発生する水素が原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするおそれがある。このため、原子炉建屋内に滞留した水素による爆発を防止する対策を以下のように複数設けている。
- 原子炉建屋外側ブローアウトパネル(以下「ブローアウトパネル」という。)開放による水素排出は、後段の対策として、その他の水素爆発防止対策を実施した場合でも原子炉建屋水素濃度の上昇が継続した場合に実施する手順となる。



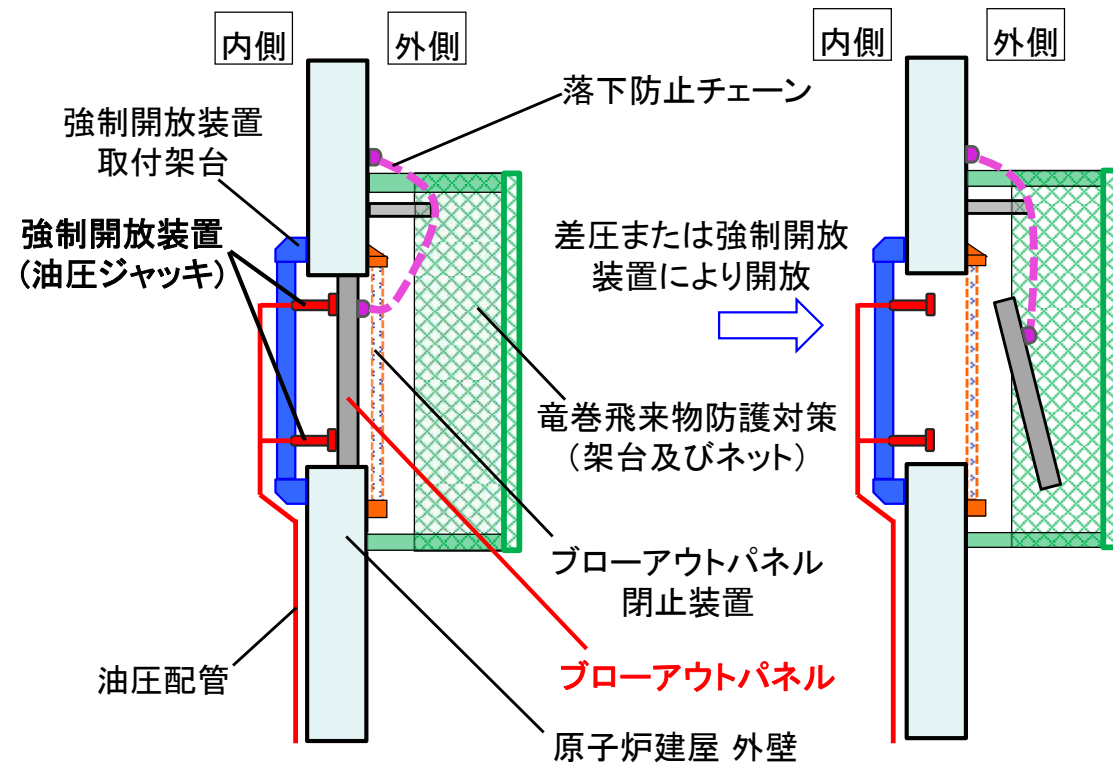
※ 炉心損傷の判断: 格納容器雰囲気放射線モニタによるガンマ線線量率の確認又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合は原子炉圧力容器温度で確認

2. ブローアウトパネル開放による水素排出効果

- 原子炉建屋内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋の最上階(6階)まで上昇し、滞留することが予想されるため、同階層に設置されているブローアウトパネルを開放することにより、建屋外に水素が排出される。
- 原子炉建屋6階には、開口面積の大きいブローアウトパネル(約4m×4m)が計8枚設置されているため、ブローアウトパネルを開放することにより、滞留した水素を放出することが可能である。
- ブローアウトパネルは差圧での開放の他、建屋内側から強制開放装置(油圧ジャッキ)による開放も可能である。



ブローアウトパネルイメージ図



開放前

開放後

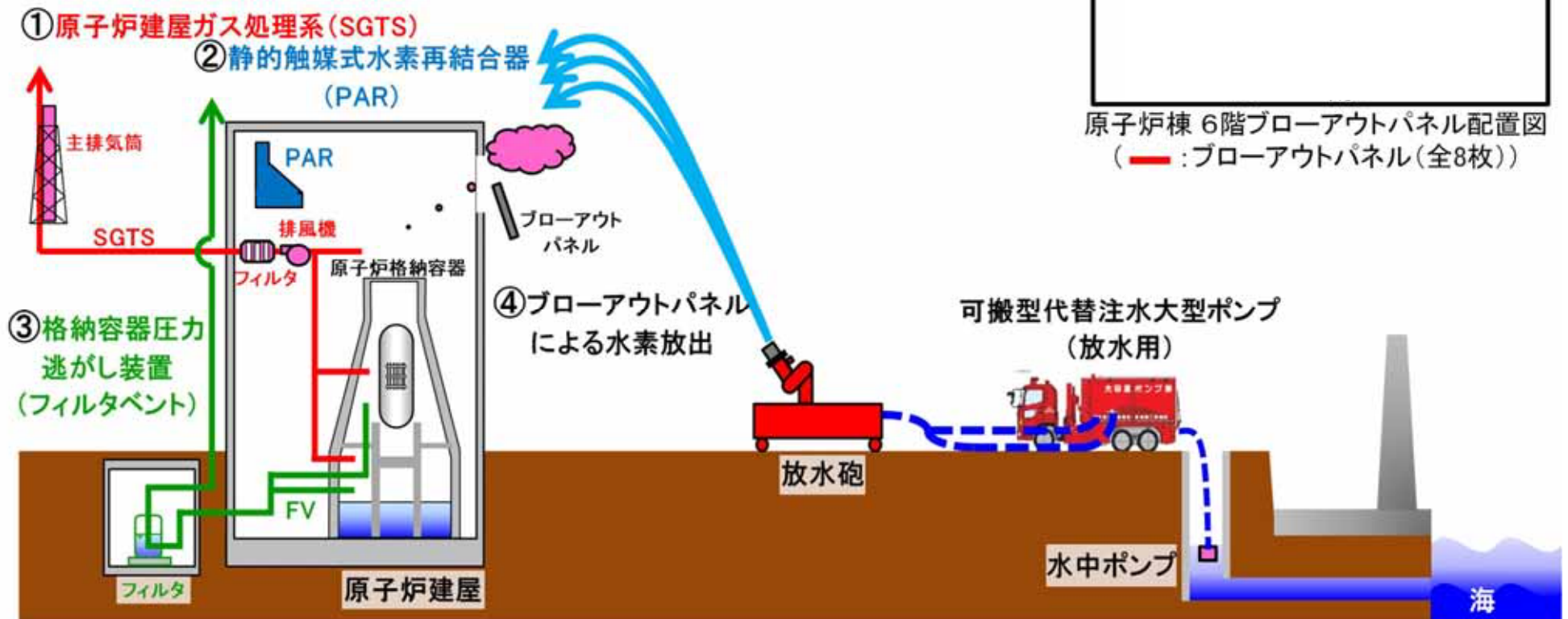
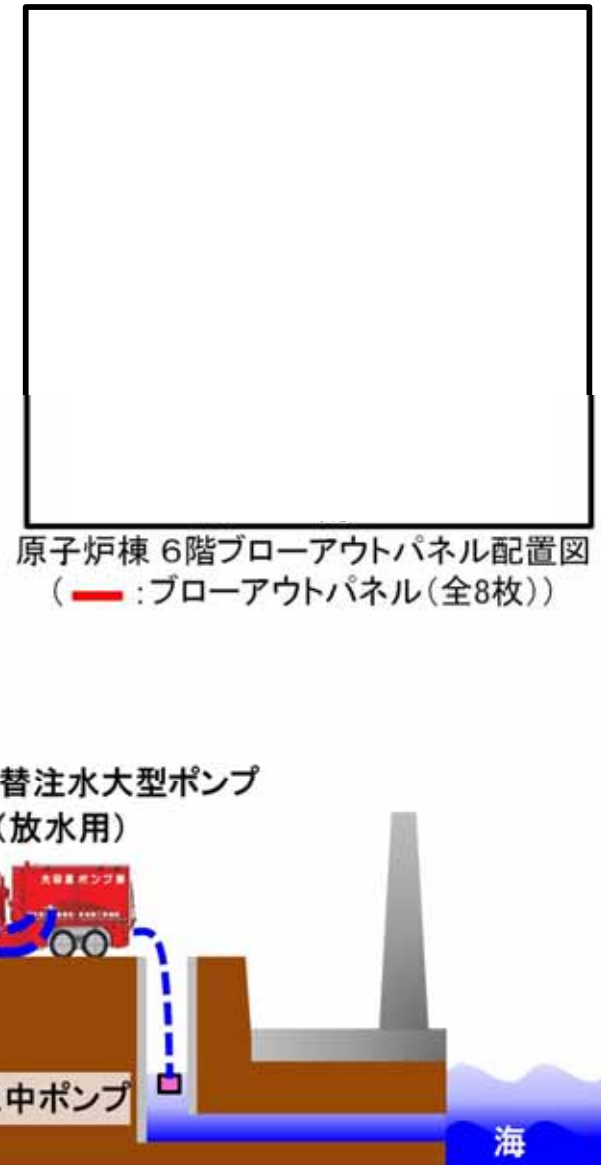
論点No.133-3

ブローアウトパネル断面図

3. ブローアウトパネル開放による水素排出時の放射性物質放出低減方策

- 炉心損傷時に発生した水素による原子炉建屋内での水素爆発防止対策を下図①～④に示す。
- ④のブローアウトパネルの開放による原子炉建屋からの水素排出時、同時に建屋内の放射性物質も放出される可能性がある。
- ブローアウトパネル開放時の**大気への放射性物質放出低減方策については、速やかな水素排出に対して悪影響を及ぼさない方策として、開口箇所に向けた放水砲による放水を行う。***

※ 放水砲による原子炉建屋からの放射性物質の放出低減対策効果の詳細については、論点No.126説明資料参照



水素排出時の放射性物質低減イメージ図
論点No.133-4

【論点No.133】

ブローアウトパネル開放による原子炉建屋内の水素滞留防止策の効果及び開放時の放射性物質拡散の影響について

【委員からの指摘事項等】

No.121

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

ブローアウトパネル開放による水素滞留防止策の効果及び放射性物質拡散の影響について説明すること。

P.2-4

P.4, 詳細は論点No.126参照

ブローアウトパネル開放時の放射性物質拡散の影響について

【説明概要】

○ブローアウトパネル開放による水素排出効果

- ✓ ブローアウトパネル開放による水素排出は、PARによる再結合や、格納容器ベントによる排出といった、その他の水素爆発防止対策を実施した場合でも、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続した場合に実施する。(No.133にてご説明)

○ブローアウトパネル開放による水素排出と同時に放出される放射性物質

- ✓ ブローアウトパネル開放前に行われる格納容器ベントにより、格納容器内の放射性物質の大半が放出されることから、格納容器ベント後に格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質は僅かであり、ブローアウトパネル開放により放出される放射性物質は、東京電力福島第一原子力発電所事故時の実績放出量と比べて1%程度である。

ブローアウトパネル開放時の放射性物質の放出量

- 水素排出のためのブローアウトパネル開放に伴い、原子炉建屋から漏洩される放射性物質量の評価は表1のとおり。
- これは表2に示す **東京電力福島第一原子力発電所事故時の実績放出量と比べて1%程度**である。本評価には放水砲による拡散抑制効果は見込んでおらず、**実際の放出量はさらに少なくなる。**

表1 漏洩される放射性物質の評価

放射性物質の種類	放出量(評価条件は表3の通り)
希ガス類(Xe-133等)	約 5.5×10^{15} Bq
よう素類(I-131等)	約 2.5×10^{14} Bq
CsOH類(Cs-137等)	約 3.5×10^{11} Bq
Sb類(Sb-127等)	約 1.2×10^{10} Bq
TeO ₂ 類(Te-132等)	約 2.2×10^{11} Bq
SrO類(Sr-90等)	約 9.7×10^{10} Bq
BaO類(Ba-140等)	約 1.3×10^{11} Bq
MoO ₂ 類(Ru-103等)	約 4.6×10^{10} Bq
CeO ₂ 類(Ce-144等)	約 2.8×10^{10} Bq
La ₂ O ₂ 類(Nb-95等)	約 7.4×10^9 Bq

表2 福島第一原子力発電所事故時の実績放出量

放射性物質の種類	放出量
希ガス類	約 5.0×10^{17} Bq
I-131	約 5.0×10^{17} Bq
Cs-134	約 1.0×10^{16} Bq
Cs-137	約 1.0×10^{16} Bq
(備考) 「福島原子力事故調査報告書(H24.6.20東京電力(株)」中に記載の3/12~3/31の全号機からの放出量推定値。このうち、2号機はブローアウトパネルが1号機爆発により脱落開放した。	

表3 放出量の評価に用いた評価条件

項目	条件
シナリオ	「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日 原子力規制委員会決定)に基づく運転員の中央制御室の居住性評価において、ベント実施後に原子炉建屋からSGTSを通して放出されるとしていた放射性物質が、全てブローアウトパネル開口部から大気に漏洩されると仮定した。
期間	ベント実施後から事故後7日間経過するまで仮にブローアウトパネルを開放し続けた場合の合計値
その他の条件	第11回WT「事故対応基盤について(中央制御室への対応)」にてご説明した、中央制御室の運転員の居住性評価に用いた条件(次ページ参照)を用いた。

その他の評価条件

	項目	評価条件	選定理由
放出量評価	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用しない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	審査ガイドに示されたとおり設定
	放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器ベント: 事象発生から約19時間後	MAAP解析結果
	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分)(起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
	事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定
大気拡散評価	放出源及び放出源高さ	放出源: 原子炉建屋からの放出(地上高0m) 格納容器圧力逃がし装置排気口放出(地上高57m) 非常用ガス処理系出口(地上高140m)	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高0mで設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高57mに設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上140mに設定

第11回WT資料「事故対応基盤について(中央制御室への対応)」の中央制御室の運転員の居住性評価に用いた条件から抜粋

【論点No.134】

ブローアウトパネル開放時の放射性物質拡散の影響について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.856

(24)ブローアウトパネル(放射性物質の大気放出)

原子炉建屋側壁のブローアウトパネルを開いて、蓄積した水素ガス等を大気放出するとしているが、同時に、どのような放射性物質が、どのくらい放出されるか不明である。

P.2

平時からの医療機関との連携強化のための取組について

【説明概要】

発電所近隣を含む複数の病院との汚染を伴う傷病者等の診療受け入れの契約締結、防災訓練等で模擬傷病者の発生と医療機関への連絡・傷病者の搬送等の訓練を重ねることで、事故時の迅速な救護活動及び医療機関との円滑な連携が行えるよう対応していく。

○発電所で**自然災害等が複合的に発生した場合等を想定し**，事故収束活動等において**放射線被ばく又は放射性物質による汚染を伴う傷病者が発生した際に診療が可能なよう受け入れ先の医療機関を確保し**，以下のとおり体制を整備している。



緊急被ばく医療に関する契約締結先病院

- 災害対策要員等に汚染等を伴う傷病者が発生した際に、**多くの医療機関で診療が可能な体制を整備**
- 発電所の近隣を含む複数の病院と汚染を伴う傷病者等の診療に関する契約を締結し、受入態勢を確保
- 医師，看護師等医療関係者及び医療施設に対し、**必要な放射線防護等の支援・協力を行う**
- 汚染を伴う傷病者を医療機関に搬送する際は、**搬送前に可能な範囲で放射性物質の除去を行う**
- 汚染傷病者の身体等に附着した放射性物質により、**医療関係者が受ける放射線量や影響等の情報を連絡**
- 医療関係者の放射線防護及び医療施設等への汚染拡大防止対策等、**放射線管理上、必要な措置に対する支援・協力にあたる要員を随行**



これらの体制整備に加え、**放射線管理教育の提供、防災訓練等で汚染を伴う模擬傷病者等発生と医療機関連絡・傷病者の搬送等の訓練等を重ねることで、事故時の迅速な救護活動及び医療機関との円滑な連携が行えるよう対応していく。**

<別紙参照>

① 緊急被ばく医療講演会及び実習の開催*

発電所で放射線被ばく又は放射性物質による汚染を伴う傷病者が発生した際の緊急被ばく医療体制を推進するため、緊急被ばく医療対応者の実効性ある対応能力の維持・向上、関係者との情報交換を図る目的で講演会及び実習を実施している。

*受入先医療機関との「緊急被ばく医療に関する契約書」に基づき実施

・講演会 東海地区 緊急被ばく医療講演会（2019年開催例）

✓参加者：久慈茅根病院職員，当社及び協力・関連会社社員

✓内 容：

講演会1：被ばく医療における医療機関の役割と留意事項 -汚染傷病者の医療機関での対応-

講演会2：汚染防護装備の着脱及びGMサーベイメータの取扱い」

（汚染防護装備の着脱、GMサーベイメータの取扱い及びスクリーニング検査の実習含む）



自衛隊病院講師による講演



汚染防護装備の着装実習

東海地区 緊急被ばく医療講演会 開催状況

② オンサイト医療訓練の実施*

発電所内で放射線被ばく又は放射性物質による汚染を伴う傷病者発生と救護活動に係る実働的な訓練(オンサイト医療訓練)を実施し、発電所の緊急作業に従事する作業員に傷病が発生した際のオンサイト医療体制の構築、関係医療機関との連携強化等を図る。

*国内の原子力発電事業者共同で実施中のオンサイト医療体制整備の実効性検証として実施

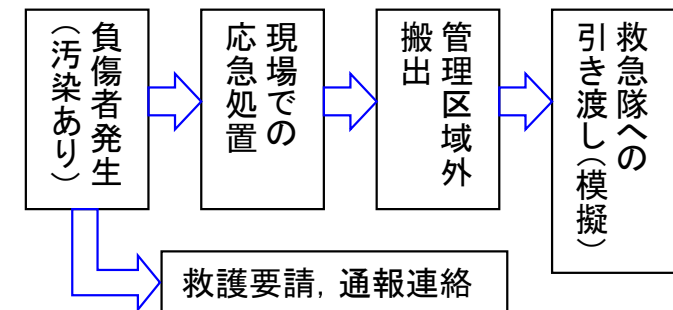
・東海第二発電所 オンサイト医療(実動)訓練(2022年実施例)

想定条件

✓ 廃棄物処理建屋地下1階(管理区域内)にて、修繕工事中の足場の一部が崩壊し、作業員3名が負傷。受傷の程度に応じて、救護順を優先すべき1名を管理区域外に搬出し、救急隊への引き渡し(模擬)を実施する。自立歩行可能な負傷者2名は通常ルートで退域し、業務車等で病院に搬送

実施項目

- ✓ 中央制御室への緊急連絡及び救護要請、現場への出動指示
- ✓ 現場での応急処置(負傷者の状況確認、汚染検査、除染又は拡大防止措置)
- ✓ 管理区域外搬出(搬出時の除染及び汚染検査)救急隊への引き渡し
- ✓ 負傷者発生に伴う関係個所への通報連絡(FAX送信文作成含む)



振り返りと改善対応

✓ 外部機関の放射線被ばく医療等に知見を有する医師及び救急対応要員が訓練実施状況を確認し、訓練後の振り返り・意見交換にて改善事項等を提示し、今後の訓練に反映していく。

今後の展開

✓ 今後の訓練においては、原子力災害状況下での医療スタッフの発電所派遣や傷病者の搬送先病院での医療処置(模擬)も含めた訓練を実施していく。



訓練現場



救護対応者の
汚染防護服の着装



放射性物質による汚染がある
負傷者への接触



ログロール*

*脊柱に負担をかけにくい患者移乗方法



スcoop ストレッチャー*準備

*左右に分離可能な担架 動けない傷病者を
動かすことなくすくい上げることが可能



現場で想定される
階段部の搬送

東海第二発電所 オンサイト医療訓練 実施状況

③ 緊急被ばく医療関連情報連絡会

- ・ **県内の各原子力施設等**における放射線被ばく又は放射性物質による汚染を伴う傷病者発生時の緊急被ばく医療体制の充実を図るため、茨城県、関係市町村、医師会、被ばく医療機関、原子力事業所*を会員とする「**緊急被ばく医療関連情報連絡会**」を開催し、緊急被ばく医療に係る協議・情報交換、汚染を伴う傷病者の除染・搬送実習、事業所見学会等を行っている。
- ・ 前述の①及び②の活動に加えて、**東海・東海第二発電所も当連絡会に参画し、連絡会の活動を通じて緊急被ばく医療に係る知見の拡充等**を図っていく。

*東海・東海第二発電所、日本原子力研究開発機構等の研究施設、燃料工場、照射試験施設等

・緊急被ばく医療関連情報連絡会 主な開催内容(それぞれ年1回程度)

- ✓ 連絡会 : 連絡会の年度活動実績の報告と次年度活動計画の策定
- ✓ 講演会 : 放射線被ばく及び汚染傷病者医療等に係る講演会の開催
- ✓ 原子力事業所見学会 : 会員及び各地の原子力事業所における
原子力防災対策及び緊急被ばく医療体制等の活動状況の見学
(実施例: 福島第一原子力発電所見学(2018年))
- ✓ 実地訓練 : 会員事業所での汚染を伴う負傷者等の発生を想定した訓練の実施,
会員相互の見学
(実施例: 日本原子力研究開発機構(原科研)訓練(2020年))

【論点No.146】

平時からの医療機関との連携強化のための取組について

【委員からの指摘事項等】

No.133

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

医療側は緊急被ばく医療マニュアルを作って教育訓練を行わなくてはならないが、事故等が起こらない中ではだんだん意識が薄れていくので、事業者から積極的に関係を構築していく活動が安全につながる。

P.2-6

重大事故等対策における作業員の放射線防護対策並びに緊急作業に係る要員の確保等の考え方と対策の成立性との関係について

【説明概要】

- 原子力緊急事態又はそれに至るおそれが高い場合、特例緊急被ばく限度を250mSvと定める。
- 特例緊急作業に従事する作業員は、必要な技能・知識を有し、従事するために必要な緊急作業特別教育を受け、書面で申し出た者に限られる。
- 特例緊急被ばく限度は、「破滅的な状況の回避」に限り適用されるとの考え方について、反復教育を実施している。
- 屋外で作業に従事する作業員は、作業環境に応じた放射線防護具を着用し、作業を実施する。
- 作業に当たっては、電子式個人線量計を着用することにより、外部被ばく線量を適切に管理するとともに、特例緊急被ばく限度を超えないように管理する。
- 放水砲による対応は、格納容器の破損による放射性物質の放出前の早い段階で、準備に着手する手順としている。
- 重大事故等発生時における災害対策本部の体制に、放水砲の設置に係る要員を配置しており、格納容器ベントを実施する前までに放水砲の設置は完了できる。

1. 特例緊急被ばく限度の考え方について

ICRPの勧告等で100mSv/期間を超える被ばく限度の適用が正当化される理由として、「破滅的な状況の回避」と、対象者はこのような事態に対応できる者に限定されることが示されている。

○ 100mSvを超える線量限度に係る電離放射線障害防止規則(第7条の2)の内容

- 緊急作業に係る事故の状況その他の事情を勘案し、実効線量の限度の値(250 mSvを超えない範囲内)を別に定めることができる。
- 原子力緊急事態又はそれに至るおそれが高い場合、直ちに特例緊急被ばく限度を250 mSvと定める。
 - 原災法第10条に該当する事象のうち厚生労働大臣が定めるもの
 - 原災法第15条に該当する事象
 - 「破滅的な状況」発生の判断基準として、原子力災害特別措置法(原災法)において原子力緊急事態又はそれに至るおそれの高い事態が発生した場合とされ、直ちに必要な対応を実施する必要がある。
 - 250mSvを採用することは、免疫機能の低下を確実に予防するために保守的であるが妥当とされている。
- 特例緊急被ばく限度が適用された緊急作業を「特例緊急作業」という。

2. 特例緊急被ばく限度に係る緊急作業に従事する者(特例緊急作業従事者)の条件

- 必要な知識・経験を有する者(原子力防災要員等)(電離則7条の3)
- 特例緊急作業に係る特別の教育を受けた者(電離則59条の9)
- 教育を受講し、従事的意思を書面で申し出た者(実用炉則79条)

3. 特別教育について

- 特例緊急作業に従事するために必要な緊急作業特別教育では、特例緊急被ばく限度(250mSv/期間)は「破滅的な状況の回避」に限り適用されるとの考え方について、反復教育を実施している。

1. 対応要員の防護対策について

- 重大事故時，現場では作業環境が悪化していることが予測され，対応要員は環境に応じた放射線防護具を着用する。対応要員は，あらかじめ定める着用基準に従い，放射線防護具の中から必要なものを装備し，作業を実施する。

全ての事象において着用する防護具	事故対応時に原則着用する防護具	放水砲作業を含む湿潤状況下または高湿度環境下で着用する防護具	高線量状況時に着用する防護具
 <p>個人線量計</p>	 <p>タイベック</p>  <p>全面マスク</p> <ul style="list-style-type: none"> 綿手袋 ゴム手袋 	 <p>アノラック</p>  <p>長靴</p>  <p>胴長靴</p>  <p>自給式呼吸用保護具¹</p> <p>※1 高湿度環境下で作業を行う場合は，全面マスクの代わりに自給式呼吸用保護具を着用する。</p>	 <p>高線量対応防護服（遮蔽ベスト）²</p> <p>※2 高線量対応防護服（遮蔽ベスト）は，移動を伴わない高線量作業時に着用する。</p>

2. 対応要員の線量管理について

- 重大事故等対応要員は，電子式個人線量計を着用することにより，外部被ばく線量を適切に管理するとともに，作業の都度，被ばく線量上限を作業環境や作業内容を踏まえ設定することで，特例緊急被ばく限度を超えないように管理する。

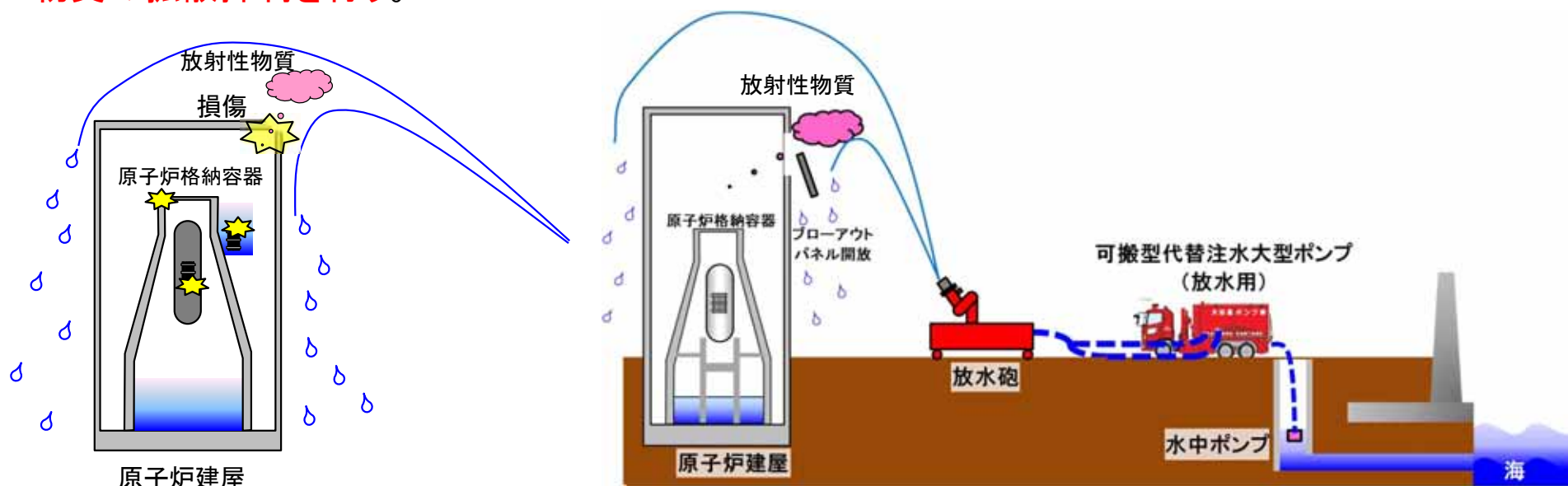
1. 大気への放射性物質の拡散抑制措置

➤ 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、使用済燃料プールスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散抑制を行う。



原子炉建屋損傷時の放射性物質拡散抑制イメージ図

水素排出時の放射性物質拡散抑制イメージ図

➤ 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制作業

◇作業箇所 : 原子炉建屋周辺, 取水箇所(SA用海水ピット)周辺

◇必要要員数 : 準備 8名 ⇒ 拡散抑制時 4名

◇設置完了時間目安 : 145分(ホース敷設長さが約200mの場合の時間であり, 敷設長さによって変わる)

・放水砲による対応は, 格納容器の破損による放射性物質の放出前の早い段階※で, 準備に着手する手順としている。

※ 放水砲等の設置作業の着手判断基準は, 炉心損傷を判断(ガンマ線線量率の増加や原子炉圧力容器温度で判断)した場合において, あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合や使用済燃料プール水位が低下した場合において, あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合等, 原子炉圧力容器や原子炉格納容器の損傷の有無に関わらず着手を行う。

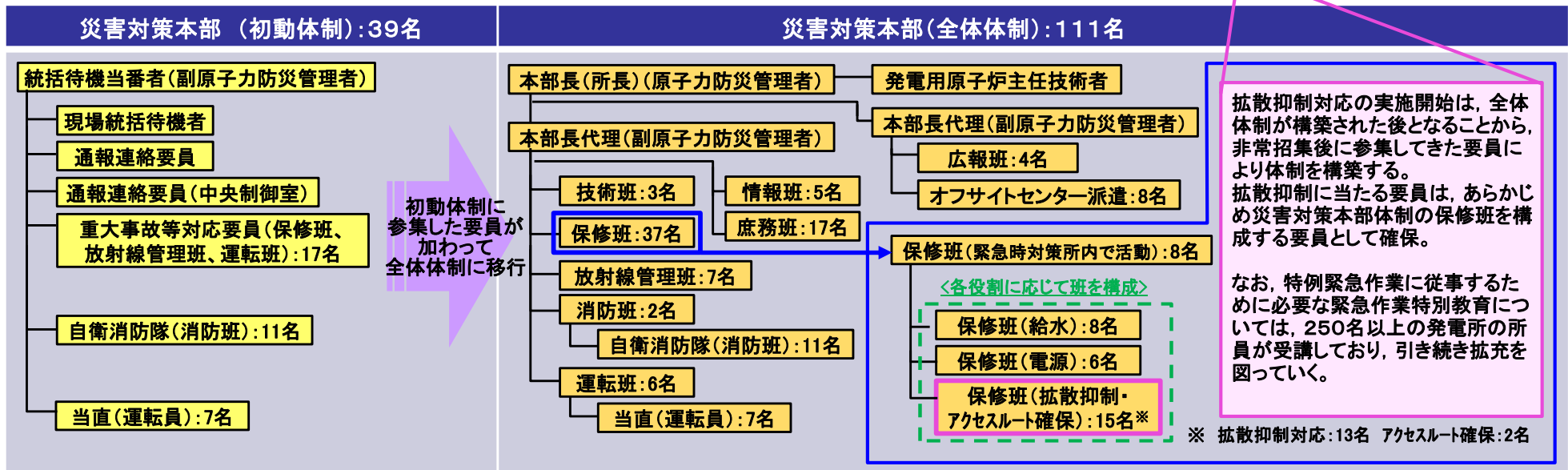
				
可搬型代替注水 大型ポンプ(放水用)	水中ポンプ(2台収納)	水中ポンプの設置状況	ホースの敷設状況	放水砲による放水 (直状放射)

放水砲での要員の確保

1. 放水砲の対応要員の確保について

- ・重大事故等時の対応に当たる災害対策本部の体制とし、放水砲の設置及び放射性物質の拡散抑制に係る汚濁防止膜等の設置に対応する要員13名を配置している。
- ・これらの要員は、非常招集後2時間程度で発電所に参集してくる災害対策要員により確保する。
- ・放水砲による放水は、原子炉への注水作業と並行し、必要に応じて対応可能な要員を振り向けて、後備の措置として放水砲の設置も行うことから、**放射性物質拡散抑制対応の実施までに余裕をもって放水砲の設置が完了できる。**

【時系列】



【論点No.201】

重大事故等対策における作業員の放射線防護対策並びに緊急作業に係る要員の確保等の考え方と対策の成立性との関係について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.186

重大事故等発生時における作業者の防護対策は考えていないのか。

No.187

緊急作業時の被ばく線量限度が引き上げられたことについて、これはあくまでも緊急作業時の被ばく時の線量限度であって、一時的に、どうしようもない時に250ミリシーベルトに引き上げられたということを教育訓練に生かすこと。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.144

格納容器がこわれて放射性物質が外に出た。さいごに人の手でホース注水するというが、その人は死んでしまうのでは。だれが水をホースで出すのか。現実には無理な話。→対策になっていない。

No.238

・P.51放水砲で放射性物質は捕獲できないだろう。第一、だれがやるのか。もう近づけないはず。なぜこんな非現実的な方法が許可されるのか。

No.344

1. P.51は冗談か。だれが放水するのか。死ぬだけ。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.509

⑦P.51放水だれがやる。死ぬのに。命中の精度は実験したのか。これでなぜOK？

No.1143

P.5

P.2,5

P.2-5及び論点No.126参照

県主催の住民説明会の資料 51ページについて。

P.5

原子炉建屋が壊れて放射性物質が拡散するほどの事態になったら、もはや人間が近づくのは不可能である。しかしその時の原電の対応策が、なんと人間の手による放水となっている。

論点No.126参照

福島第一原発事故のときもそうだったが、放水の水は広がってしまい、十分に放射性物質を捉えることなどできない。放射性物質拡散の抑制が目的と言うが、そんな原始的な方法で拡散の抑制ができないことは明白である。実証実験もしていない。

論点No.126参照

なによりも誰が決死隊員として放水車を扱うのか。その特攻隊名簿はできているのか。原電は、社員に死を覚悟した職務命令を出せるのか。

P.5

県はこの放水方法をよしとするなら、原電から放水担当者名簿を手に入れるべきである。名簿を作っていないければ、原電はどうせ事故など起きないだろうと高をくくっていることになる。そういう無責任さは許されない。

・特例緊急作業に係る業務に就かせるときは、次の科目について、特別の教育を行わなければならないとされている。(電離放射線障害防止規則第52条の9)

1. 特例緊急作業の方法に関する知識
2. 特例緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識
3. 電離放射線の生体に与える影響，健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識
4. 関係法令
5. 特例緊急作業の方法
6. 特例緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い

長期保守管理や特別な保全等，追加的に行う保守管理に伴う作業員の被ばく量等に関する評価について

【説明概要】

- 施設定期検査時等における放射線業務従事者の被ばく線量は，工事規模に依存するが，経年による被ばく線量の上昇の傾向はなく，個人の被ばく線量は低下傾向にある。
- 運転期間延長認可申請において，生体遮蔽装置等のコンクリート構造物に劣化状況について，特別点検や劣化評価を実施し問題ないことを確認していることも踏まえ，放射線作業環境に大きな変化はないと考えられる。
- 運転期間延長に伴う保守管理等の作業員においても，放射線業務従事者として法令に定められる線量限度を超えないように被ばく管理を行う。
- 運転期間延長に伴い追加的に行う保守管理により，作業量(管理区域立入時間)が増加することで，総被ばく線量の増加が予想されるが，従前どおり被ばく管理を実施し，ALARAの原則に従い被ばく線量低減に取り組んでいく。

運転期間延長に伴う保守管理等における作業員の個人被ばくの管理方法は、通常の放射線業務従事者と同様であり、以下の通り行う。

- 発電所の管理区域内で作業を行う場合、作業員は放射線業務従事者の指定を受け作業を行う。
- 外部被ばくは、管理区域に立ち入る際に、電子式個人線量計を個人毎に装着して線量を測定を行い、1日当たりの被ばく線量が原則1mSvを超過しないよう監視評価する。
- 内部被ばくは、ホールボディカウンタにより定期的に測定、評価を行う。
- これら外部被ばく及び内部被ばくの測定については、日毎、作業期間毎、年毎、5年毎など、それぞれに線量目標値を設けて管理し、法令で定める線量限度(50mSv/年かつ100mSv/5年等)を超えないよう管理を行う。
- 管理区域から退出する場合は、体表面モニタにより身体表面の汚染検査を行うことにより、汚染の持出しや放射性物質の内部取込みのおそれが無いかを監視する。



電子式個人線量計



体表面モニタ

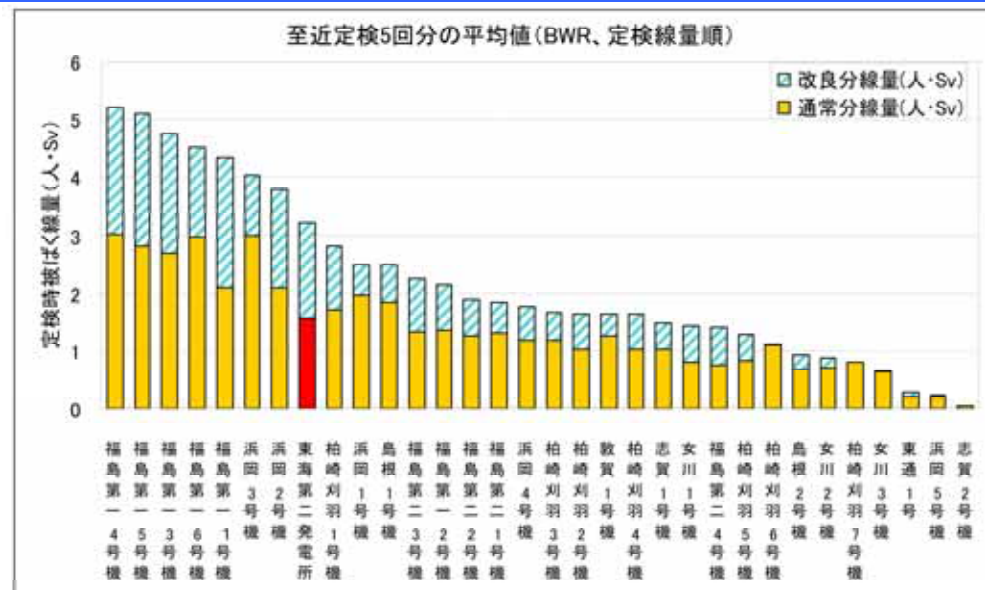


ホールボディカウンタ

東海第二発電所における施設定期検査時の被ばく線量の状況



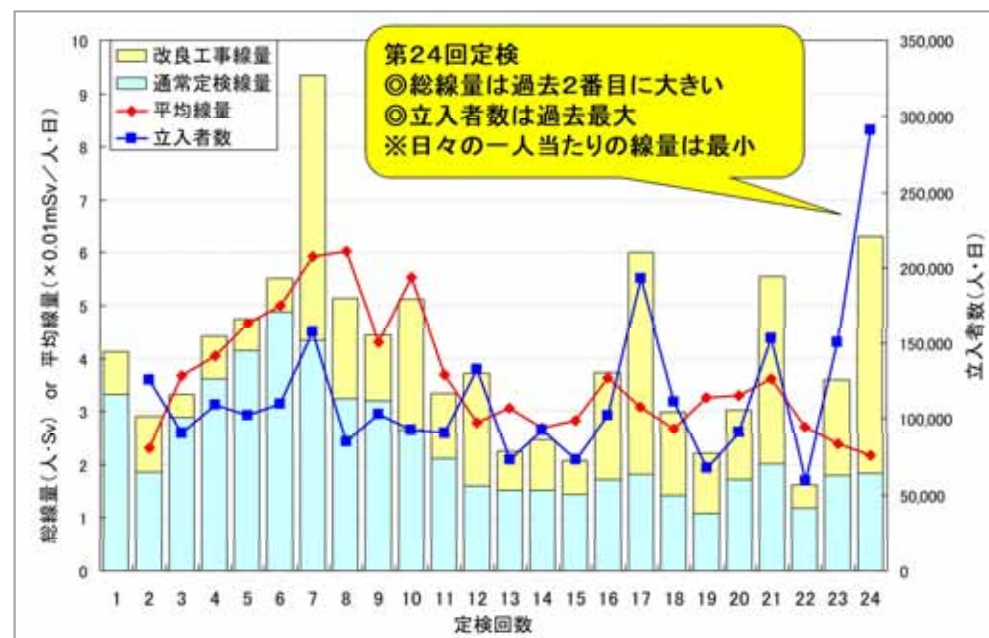
東海第二発電所は、定検時の被ばく線量の比較的高いプラントとなっているが、通常定検分の線量については他プラントと大きな差はない。運転年数の長いプラントにおいては、改良工事等による被ばく線量の寄与が大きい傾向がある。



BWRプラントにおける定期検査における被ばく線量

定検時の個人被ばく線量については、低下傾向が見られている。総被ばく線量は管理区域立入者数(作業量)と比例していることから、被ばく線量は、定検毎に実施する工事の規模(作業内容、作業量)に依存する。

運転期間とともに個人あたりの被ばく線量が上昇する傾向はなく、運転期間延長に係る保守管理等に伴う作業においても、従前の作業と比較して個人の被ばく線量が顕著に増加することはないと考えられる。

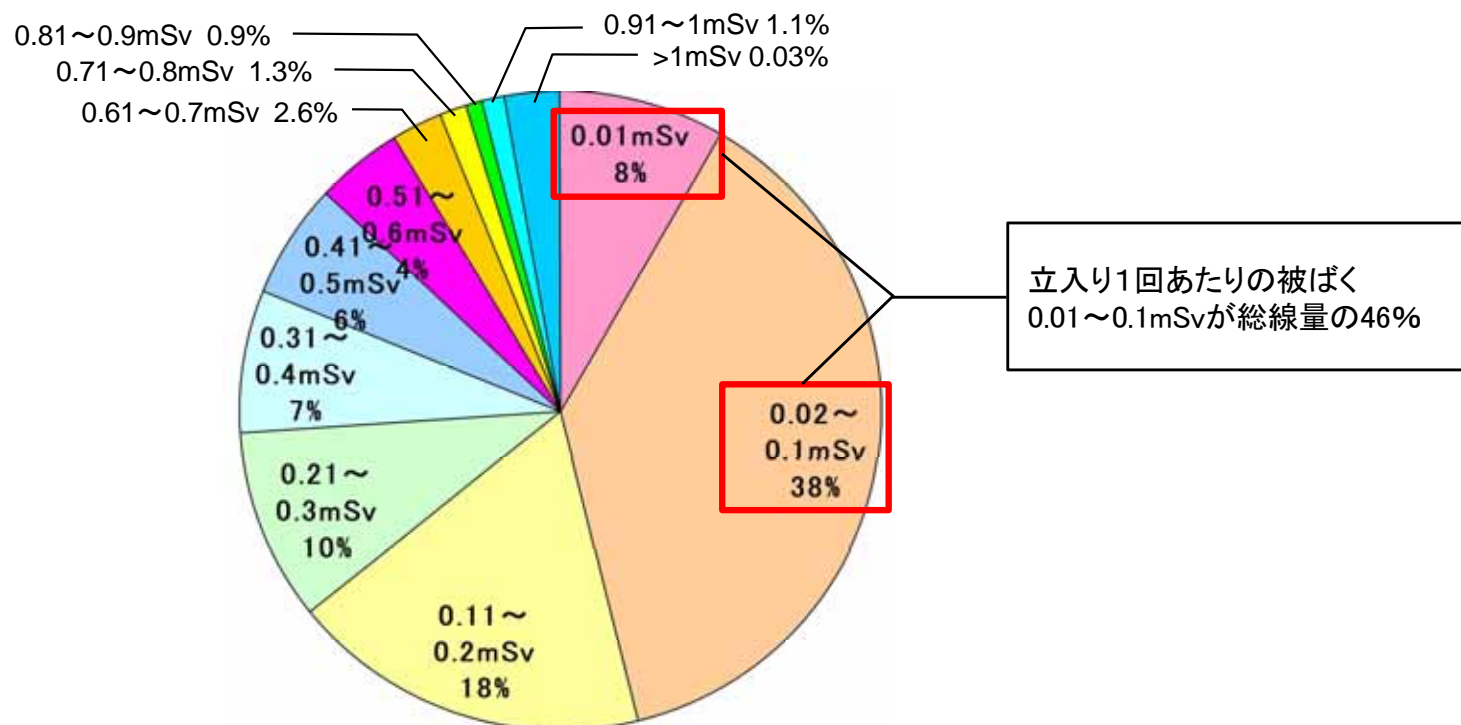


東海第二の定期検査における被ばく線量推移

管理区域内で実施される作業については、作業件名毎に線量目標値を設定し、被ばく線量の予実績の管理を実施している。

特に高線量区域、高汚染区域における作業では、作業環境の把握や作業工程の管理をより厳密に行うことで、請負作業者と原電(作業担当部門、放射線管理部門)が連携して被ばく線量の低減に取り組む仕組みを構築している。

前述のとおり、総被ばく線量は管理区域の立入者数(作業量)に依存するが、定期検査時の総被ばく線量のうち管理区域立入毎の被ばく線量が0.01~0.1mSvの被ばくが、その多くを占めることから、小線量被ばくの低減を目的とした啓発活動も実施している。



管理区域立入毎の被ばく線量の総線量に占める割合(第24回定検)

運転期間延長認可申請に当たっては、コンクリート遮蔽の特別点検や劣化評価を行い、運転期間延長による遮蔽能力への影響がないことを確認していることから、運転期間の延長に起因して放射線環境が大きく変化することはないと考えられる。

一方で、施設定期検査は、原子炉停止から間もない時点の作業となることから、現在のプラント状況と比べれば放射線環境が大きく異なること、追加工事等による作業量の増加により、総被ばく線量自体は増加することも予想される。



従来の施設定期検査の作業のみでなく、運転期間の延長に伴い、今後追加で実施される作業についても、

- 他プラントとのベンチマークにより得た知見(被ばく線量低減の好事例等)の反映
- 作業の検討段階における放射線作業環境の把握と適切な作業計画線量の立案
- 作業中における放射線作業環境の監視や被ばく実績による綿密な管理
- 被ばく低減意識の啓発

等の活動により、「ALARAの原則」に従い作業員の被ばく低減対策に継続的に取り組んでいく。

【論点No.202】

長期保守管理や特別な保全等，追加的に行う保守管理に伴う作業員の被ばく量等に関する評価について

【委員からの指摘事項等】

No.188

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

長期保守管理に関わるもので，作業員の被ばくの程度について，これまでと比べてとか，ほかの原子炉に比べてということは評価しているか。

重大事故等対策における屋外作業員の内部被ばくの管理について

【説明概要】

重大事故等対策における特例緊急作業に従事する災害対策要員の内部被ばくによる線量の評価は、電離放射線障害防止規則(以下、「電離則」という。)に従い、定期的及び必要に応じて、ホールボディカウンタ(以下、「WBC」という。)による測定等を行うこととしている。

WBCによる測定は1月以内ごとに実施し、発電所内のWBCが使用可能であればそれを使用するが、使用不能の場合は、発電所外にて測定を行う。WBCによる測定・評価ができない場合は、作業場所の放射線環境データを用いて計算により算出する。なお、WBCを原子力事業者間で融通する協定を締結済みである。

内部被ばくによる線量を含む実効線量について、1月ごと、1年ごと及び5年ごとの合計を算定、記録する。

内部被ばくの測定・評価について

重大事故等対策における特例緊急作業に従事する災害対策要員の内部被ばくによる線量の評価は、定期的及び必要に応じて、WBCによる測定等を行うこととしている。

1. 内部被ばくの測定及び実効線量の評価頻度

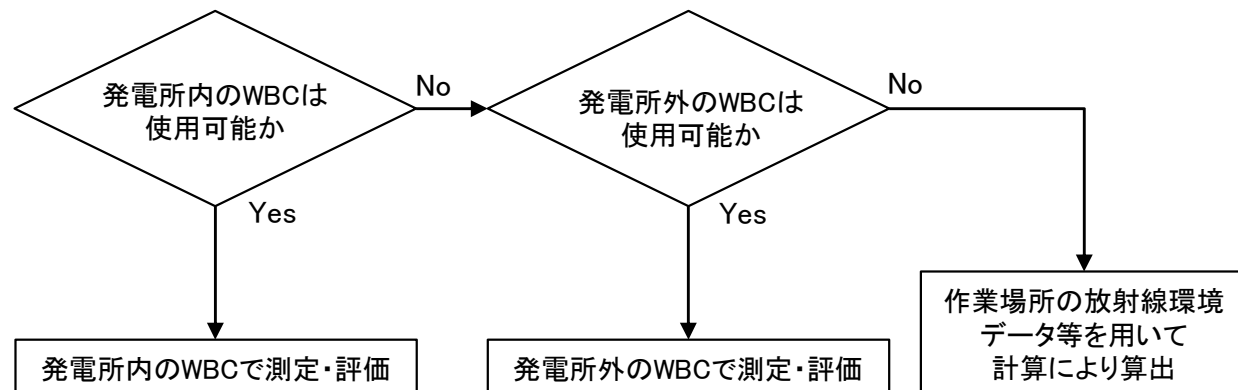
- 電離則に従い、測定について、1月以内ごとに1回行う。
- 電離則に従い、内部被ばくによる線量を含む実効線量について、1月ごと、1年ごと及び5年ごとの合計を算定、記録する。
- 測定は、屋内/屋外の作業場所に依らず災害対策要員全員が対象となる。
- 放射性物質を体内への取込んだと見込まれる場合は、臨時測定を実施し、線量を評価する。

2. 内部被ばくの測定方法

- 内部被ばくの測定は、以下のフロー図に従い原則としてWBCにより実施する。
- 使用可能なWBCによる測定を行うが、使用できない場合等は計算によって求める。なお、WBCは原子力事業者間で融通する協定を締結している。



WBCによる測定



内部被ばくの測定方法に関するフロー

【論点No.203】

重大事故等対策における屋外作業員の内部被ばくの管理について

【委員からの指摘事項等】

No.189

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

外部で作業する人員の内部被ばくについて、ホールボディなどは定期的に実施するのか。

P.2