

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20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

2022年2月21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。

東海第二発電所敷地の真下又はサイトからの距離が最も近くなる位置の太平洋プレート内に震源を置いた場合の地震動評価の結果について

【説明概要】

■第16回

敷地からの距離が最も近くなる位置の太平洋プレート内に震源を置いた場合の地震動評価を行い、基準地震動 S_s を下回っていることを確認した。

さらに敷地に厳しい条件で地震が発生した場合の影響確認として、敷地からの距離が最も近くなる位置の太平洋プレート内に震源を置いた場合の地震動評価に対し、原子力施設にとって重要な短周期帯0.02秒から0.5秒の応答スペクトルを1.5倍（基本震源モデルの応力降下量1.5倍に相当）にしても、基準地震動 S_s を下回っていることを確認した。

■今回

周期0.02秒から0.5秒という限定された周期帯ではなく**全周期帯で影響確認**を行うこととし、敷地からの距離が最も近くなる位置の太平洋プレート内に震源を置いた場合の地震動評価に対し、応力降下量を1.5倍とした震源モデルを設定して地震動を再評価したところ、基準地震動を一部周期帯で超過するが、**詳細検討の結果、発電所の安全性が確保されることを確認した。**

第16回 ワーキング チーム

1993年釧路沖型地震(深さ100kmモデル)

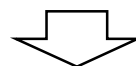
- ・敷地周辺の沈み込んだプレート内地震の発生状況から、敷地周辺では基準地震動策定で考慮したM7.3を超える規模の海洋プレート内地震は発生していないことを確認した。
- ・沈み込んだプレート内地震の発生状況の探索範囲を北海道まで広げると、同じ太平洋プレートの沈み込んだプレート内地震として、1993年釧路沖地震(M7.5)が発生している。そこで、この地震と同じ規模であるM7.5の地震が敷地下方で発生することを想定する。
- ・深さの設定に際しては1993年釧路沖地震(M7.5)を参考に沈み込んだプレートの下面で発生することを想定し、深さ100kmとする。

1993年釧路沖型地震(敷地最短位置)

- ・震源モデルのパラメータは深さ100kmモデル(第5回ワーキングチームで説明)と同様とし、敷地からの距離が最短となる位置に震源を想定する。断層傾斜角やプレート境界からの深さについては茨城県地震被害想定調査報告書(平成30年12月)による設定値を参考に設定する。

1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+短周期帯1.5倍の影響確認)

- ・さらに敷地に厳しい条件で地震が発生した場合の影響確認として、1993年釧路沖型地震(敷地最短位置)に対し、原子力施設にとって重要な短周期帯0.02秒から0.5秒の応答スペクトルを1.5倍する。

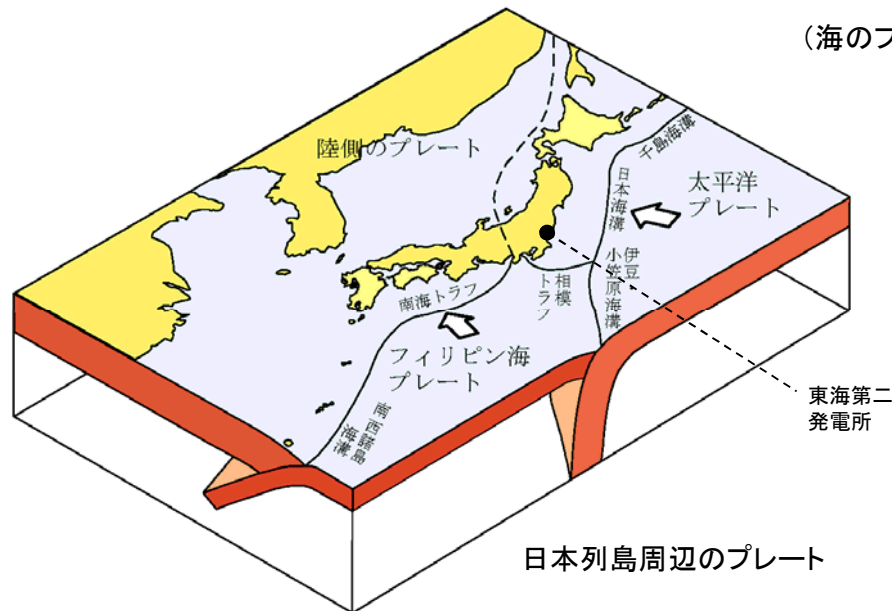


今回ご説明

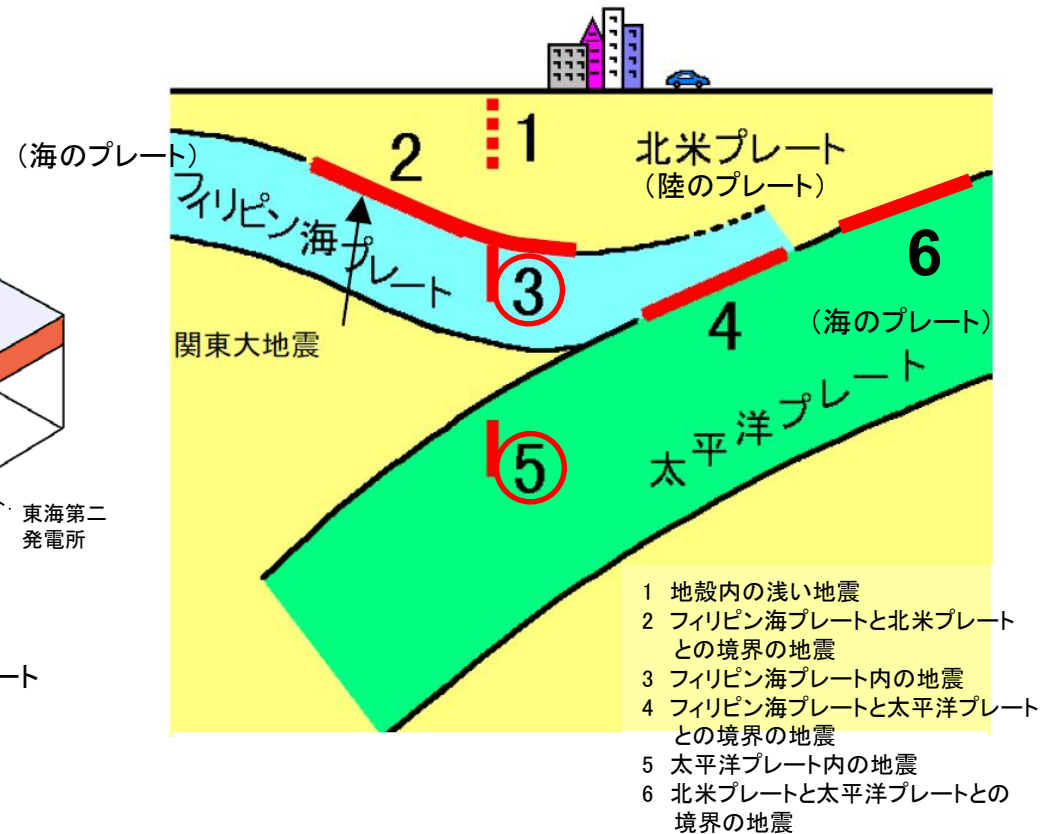
1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍の影響確認)

- ・0.02秒から0.5秒という限定された周期帯ではなく全周期帯で影響確認を行うこととし、1993年釧路沖型地震(敷地最短位置)に対し、応力降下量を1.5倍とした震源モデルを設定して地震動を再評価しても、発電所の安全性が確保されることを確認した。

敷地周辺のプレートテクトニクス



日本のプレートテクトニクスモデル概念図
(防災科学技術研究所)

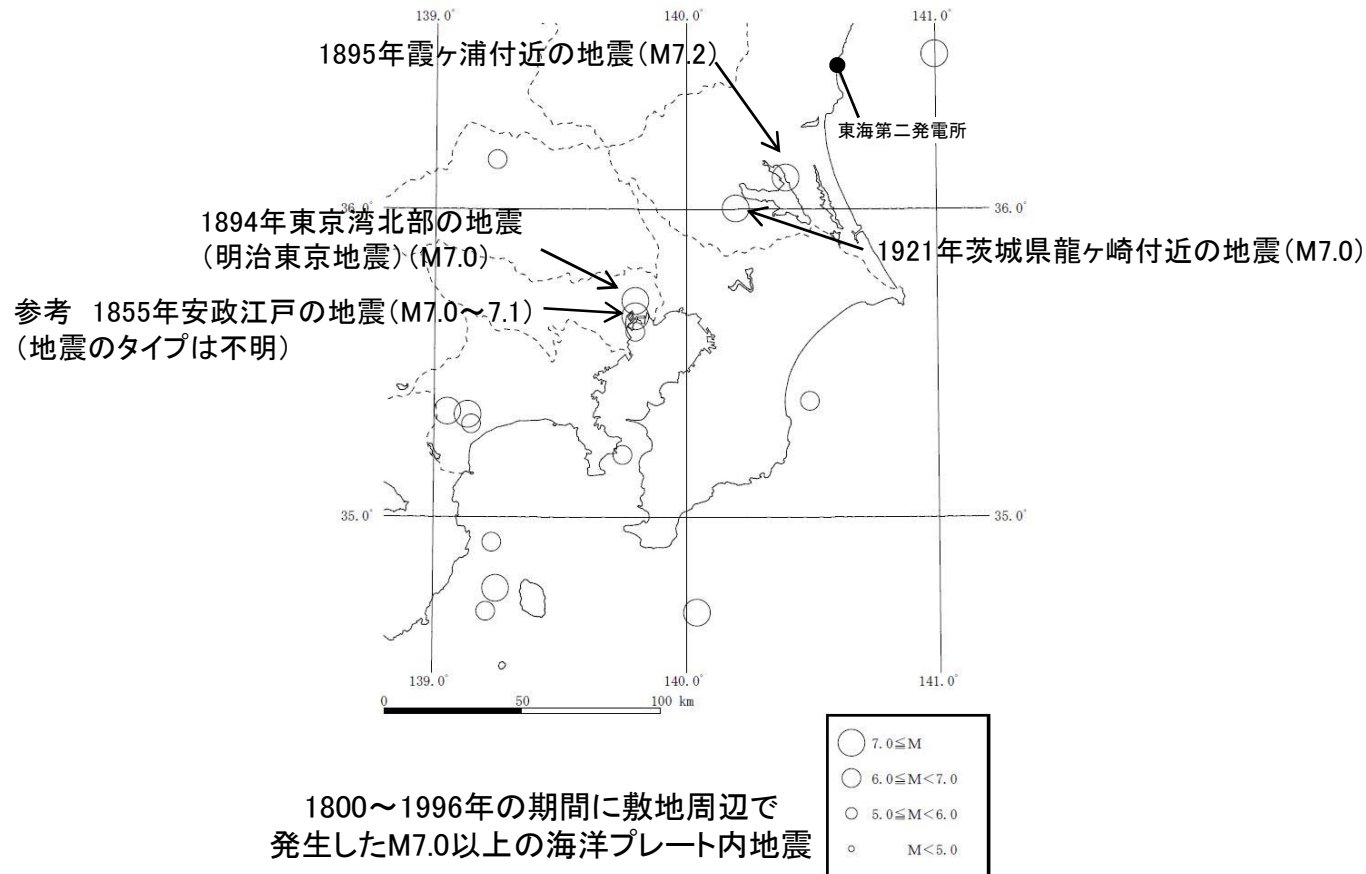


南関東地域で発生する地震のタイプ
(中央防災会議(2004)に一部加筆)

- 内陸地殻内地震は陸のプレートの内部で発生する地震であり、図の1のタイプである。
- プレート間地震は異なるプレートの境界で発生する地震であり、図の2, 4, 6のタイプである。
- 海洋プレート内地震は海のプレートの内部で発生する地震であり、図の3, 5のタイプである。中央防災会議(2013)による茨城県南部の地震(第4回ワーキングチームご説明)は図の3, 1993年釧路沖地震(M7.5)は図の5のタイプである。

敷地周辺における海洋プレート内地震の発生状況(1800年代後半～1996年)

■地震のタイプを分類するには、地震観測記録の分析が重要である。そこで1800年代後半～1996年の期間に敷地周辺で発生したM7.0以上の地震のうち、観測記録の分析がなされた近年の研究成果により海洋プレート内地震と推定された地震を下図に示す。

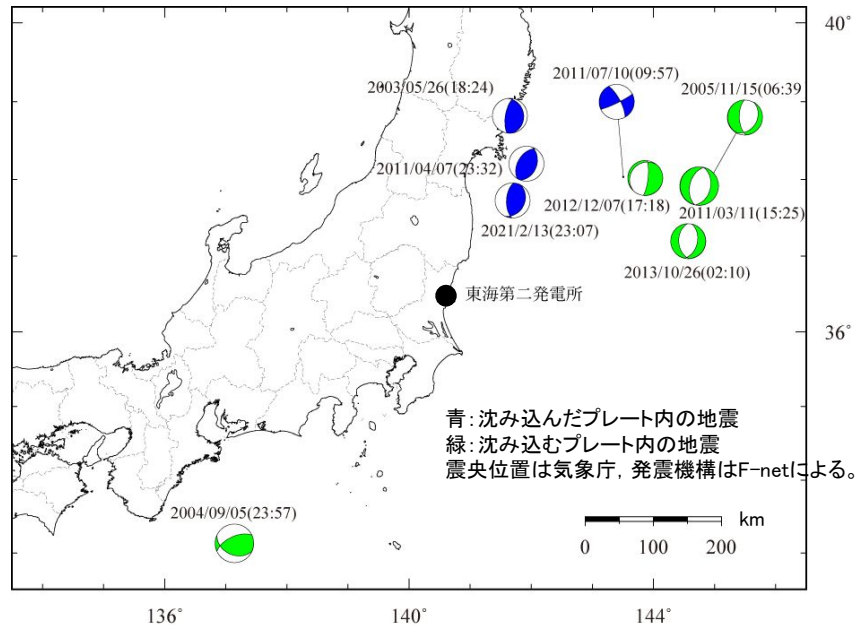


- 1800年～1996年の期間に敷地周辺の海洋プレート内で発生した地震の最大規模は、1895年霞ヶ浦付近の地震(M7.2)とされている。この地震は太平洋プレート内地震の可能性が示唆されている。
- フィリピン海プレート内で発生した地震の最大規模は、1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震(M7.0)である。

敷地周辺における海洋プレート内地震の発生状況(1997年以降)

■1997年以降(気象庁による一元化震源以降)に発生した海洋プレート内地震の抽出(東北地方から紀伊半島まで)

気象庁地震カタログを用い、1997年から2014年3月までの期間に東北地方から紀伊半島までの範囲で発生したM7.0以上の海洋プレート内地震と推定される地震を抽出した。青色は沈み込んだプレート内の上面の地震、緑色は沈み込むプレート内の地震を示す。



M7.0以上の海洋プレート内地震の震央位置及び震源メカニズム

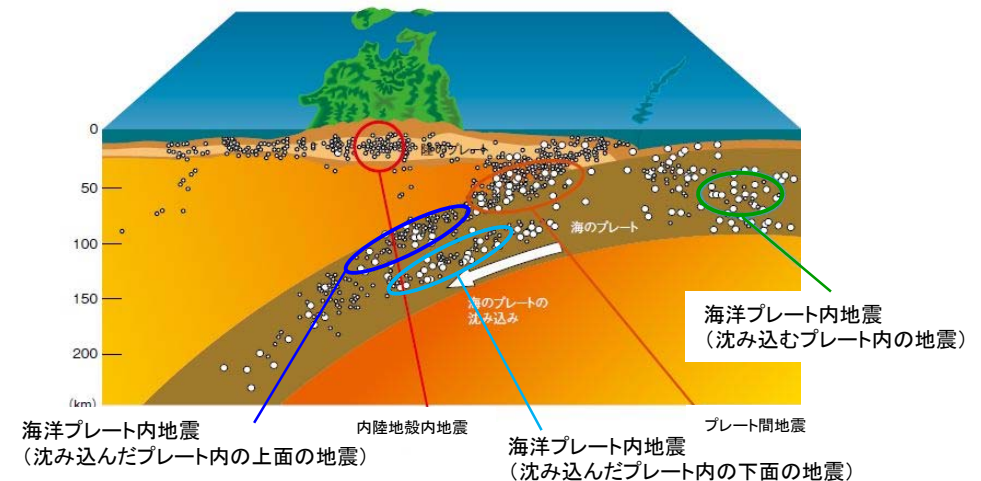
1997年以降に東北地方以南で発生した沈み込んだ太平洋プレート内の地震の最大規模は、宮城県沖、福島県沖で発生したM7.3である。

敷地周辺では基準地震動策定で考慮したM7.3を超える規模の海洋プレート内地震は発生していない。

M7.0以上の海洋プレート内地震の諸元

発生日	時刻	M	深さ(km)	分類
2003.5.26	18:24	7.1	72	沈み込んだ太平洋プレート内の上面
2004.9.5	23:57	7.4	44	沈み込むフィリピン海プレート内
2005.11.15	06:38	7.2	45	沈み込む太平洋プレート内
2011.3.11	15:25	7.5	11	沈み込む太平洋プレート内
2011.4.7	23:32	7.2	66	沈み込んだ太平洋プレート内の上面
2011.7.10	09:57	7.3	34	沈み込んだ太平洋プレート内の上面
2012.12.7	17:18	7.3	49	沈み込む太平洋プレート内
2013.10.26	02:10	7.1	56	沈み込む太平洋プレート内
2021.2.13	23:07	7.3	55	沈み込んだ太平洋プレート内の上面

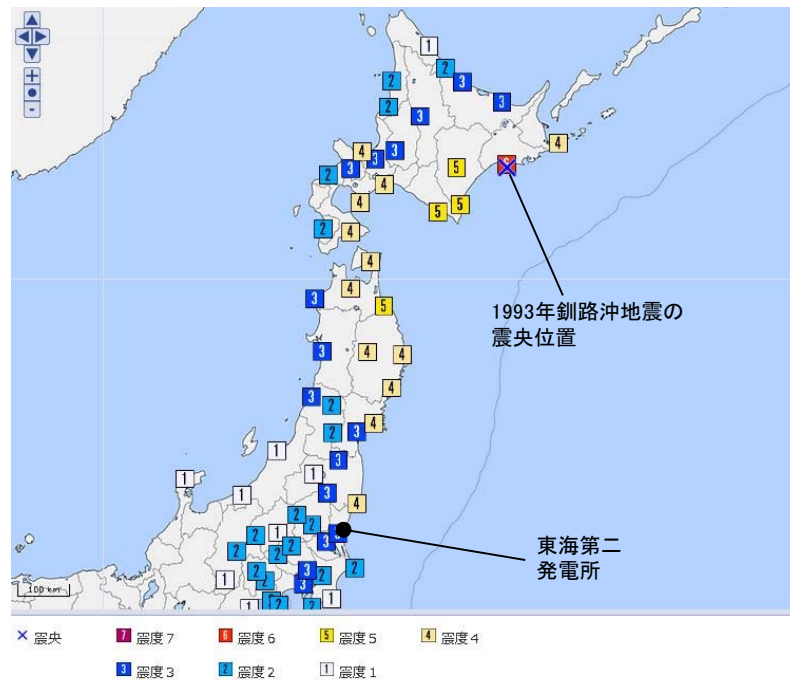
※気象庁地震カタログや震源メカニズムなどを参考に海洋プレート内地震を抽出した。



地震の発生様式の模式図(東北地方での例)
(地震調査研究推進本部に一部加筆)

1993年釧路沖地震の概要

- ・沈み込んだプレート内地震の発生状況の探索範囲を北海道まで広げると、1993年釧路沖地震(M7.5)が発生している。
- ・宮城県沖で発生する沈み込んだプレート内地震はその上面で発生することが多いのに対し、1993年釧路沖地震(M7.5)は沈み込んだプレート内の下面で発生し、震源深さは約100kmである。

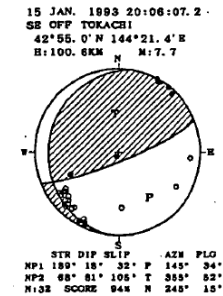


1993年釧路沖地震(M7.5)の震度分布(気象庁)

中村他(1994)によると、「この断層はもぐり込んでいる太平洋プレートの二重深発面の上面と下面の間にあり上面にはとどいていないように思われる。二重深発地震面の下面においては、down-dip extension型の地震が発生する傾向があることが知られているが、この地震は二重深発地震面の下面の地震としては、典型的な発震機構をもつ地震であると言える。」とされている。

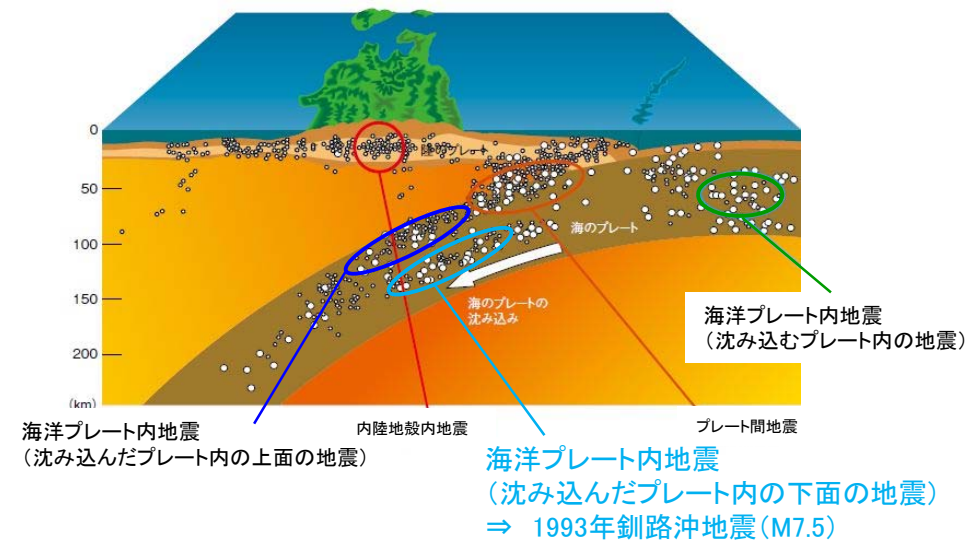
1993年釧路沖地震(M7.5)の諸元

発生日時	1993年1月15日20時6分
震源地	釧路沖
北緯	42° 55.2′
東経	144° 21.2′
震源深さ	101km
地震規模	M7.5



中村ほか(1994)より抜粋

震源メカニズム



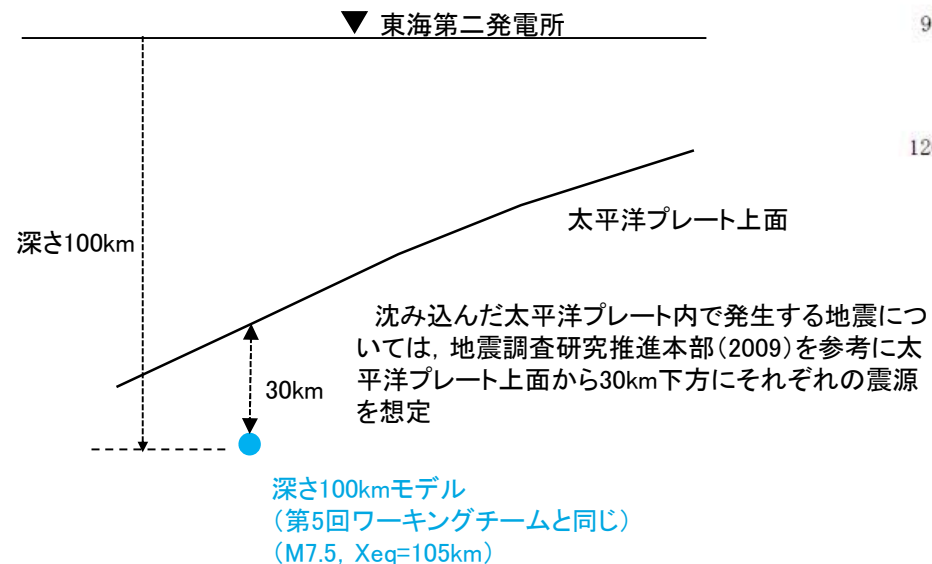
地震の発生様式の模式図(東北地方での例)
(地震調査研究推進本部に一部加筆)

1993年釧路沖型地震(深さ100kmモデル)の想定

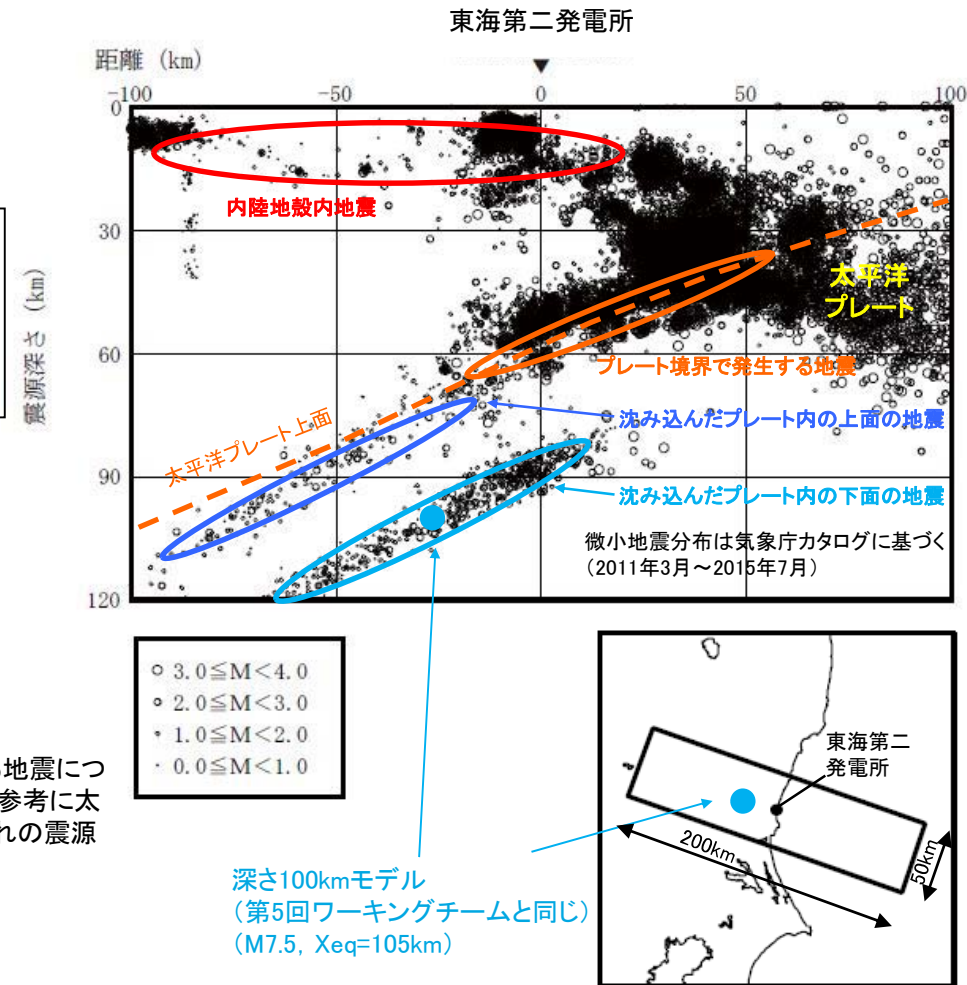
■震源を想定する位置

- ・同じ太平洋プレートの沈み込んだプレート内地震として、1993年釧路沖地震(M7.5)が発生している。そこで、この地震と同じ規模であるM7.5の地震が敷地下方で発生することを想定する。
- ・前述のとおり、1993年釧路沖地震(M7.5)は沈み込んだプレート内地震の下面で発生しており、深さ約100kmで発生している。
- ・そこで、深さの設定に際しては1993年釧路沖地震(M7.5)を参考に沈み込んだプレートの下面で発生することを想定し、深さ100kmとする。

参考：敷地周辺で発する地震には、陸のプレートの内部で発生する内陸地殻内地震や陸のプレートと海洋プレート(太平洋プレート、フィリピン海プレート)の境界で発生する地震、海洋プレートの内部で発生する地震とのように様々なタイプがある(右図)。基準地震動の策定にあたっては、上記タイプ毎に調査を行い、タイプ毎に敷地に影響の大きい地震を選定してそれらについて詳細評価を行っている。



太平洋プレート内地震の震源の設定位置(模式図)



1993年釧路沖型地震(敷地最短位置)の想定

■震源モデルのパラメータは深さ100kmモデル(第5回ワーキングチームで説明)と同様とし、敷地からの距離が最短となる位置に震源を想定する。断層傾斜角やプレート境界からの深さについては茨城県地震被害想定調査報告書(平成30年12月)※による設定値を参考に設定する。

※以降、茨城県(2018)という

【主要パラメータ】(第5回ワーキングチームと同じ)

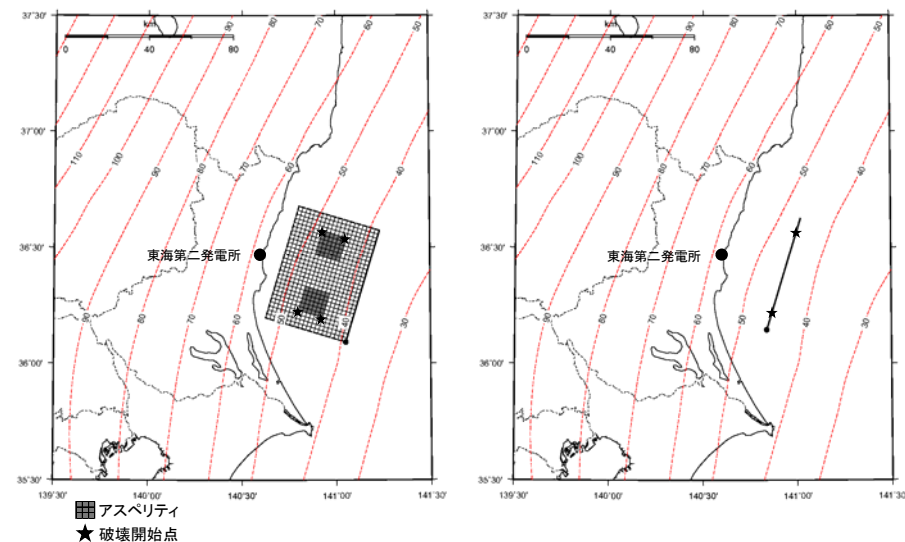
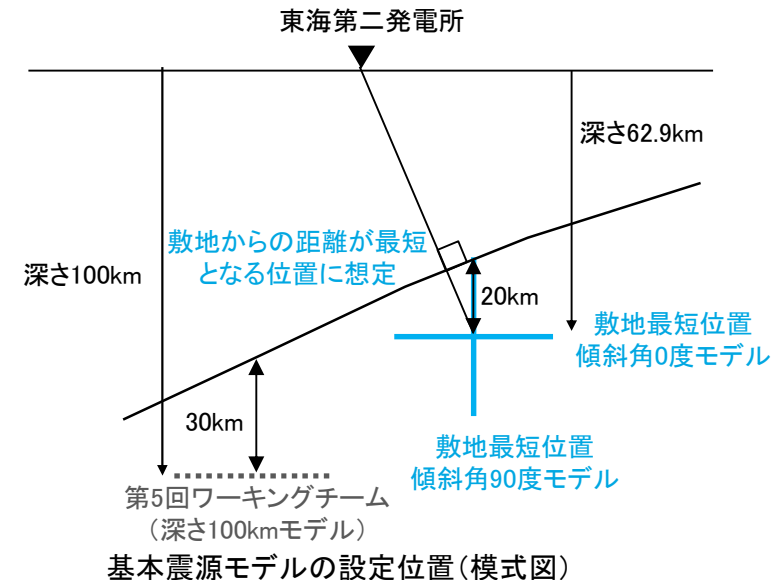
- ・地震規模はTakeo et al.(1993)による1993年釧路沖地震の地震モーメントより与える。

$$M_0 = 3.30 \times 10^{20} (\text{N} \cdot \text{m})$$

- ・強震動予測レシポ(笹谷ほか(2006)のスケーリング則)に基づき算出する。

【断層面の位置・形状】

- ・断層傾斜角は茨城県(2018)に基づき0度及び90度とする。
- ・断層面は敷地からの距離が最短となる位置に設定し、プレート境界からの深さは、茨城県想定を参考に20kmとする。
- ・アスペリティ位置
断層面の中央に2箇所設定する。
- ・ずれの種類
逆断層と設定する。

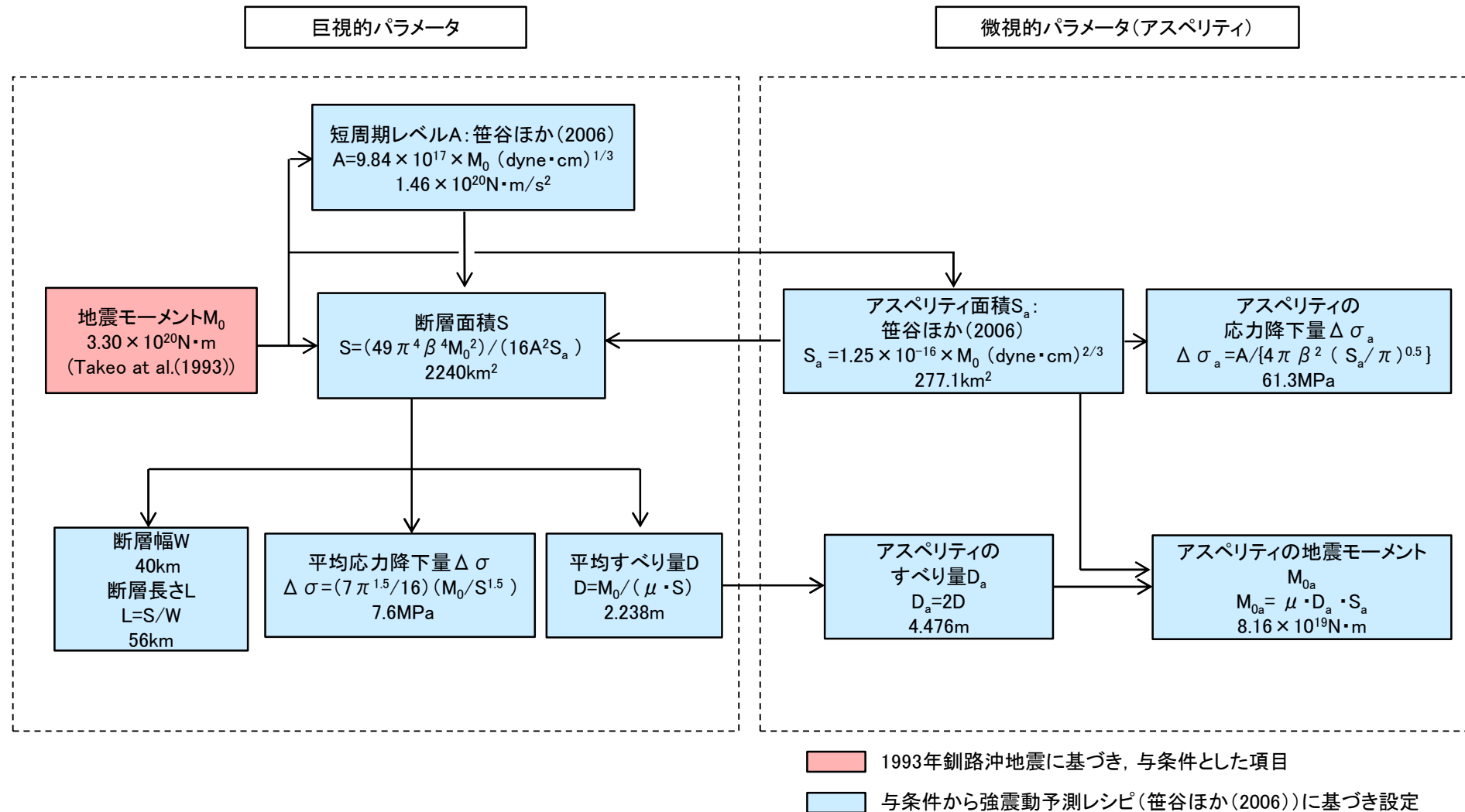


敷地最短位置
傾斜角0度モデル

敷地最短位置
傾斜角90度モデル

1993年釧路沖型地震(敷地最短位置) 断層パラメータの設定フロー

■震源モデルのパラメータについて、強震動予測レシピ(2016)(笹谷ほか(2006))に基づき設定する。地震モーメントについては1993年釧路沖地震に関する知見(Takeo et al.(1993))に基づき設定する。断層パラメータの設定フローを下記に示す。



1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍の影響確認) 断層パラメータ

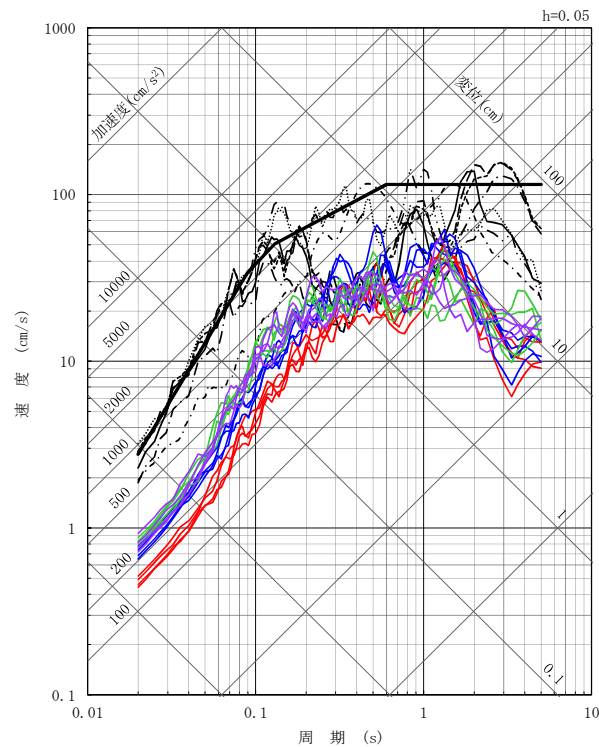
項目		設定値	設定方法
断層上端深さ	h(km)	0度:62.9 90度:42.9	断層面は敷地からの距離が最短となる位置に設定し、プレート境界からの深さは、茨城県想定を参考に20kmとする
気象庁マグニチュード	M _j	7.5	1993年釧路沖地震
モーメントマグニチュード	M _w	7.6	$\log M_0 = 1.5 M_w + 9.1$
地震モーメント	M ₀ (N・m)	3.30E+20	Takeo et al.(1993)
走向	θ (度)	17	プレート境界等深線より設定
傾斜角	δ (度)	0, 90	茨城県(2018)
ずれの種類	—	逆断層	—
すべり角	λ (度)	90	—
平均応力降下量	$\Delta \sigma$ (MPa)	7.6	$\Delta \sigma = (7 \pi^{1.5} / 16) (M_0 / S^{1.5})$
断層面積	S(km ²)	2240	$S = (49 \pi^4 \beta^4 M_0^2) / (16 A^2 S_a)$
断層長さ	L(km)	56	$L = S / W$
断層幅	W(km)	40	1993年釧路沖地震(Morikawa and Sasatani(2004))
密度	ρ (g/cm ³)	3.25	地震調査研究推進本部(2004)
せん断波速度	β (km/s)	4.5	地震調査研究推進本部(2004)
剛性率	μ (N/m ²)	6.58E+10	$\mu = \rho \beta^2$
平均すべり量	D(m)	2.238	$D = M_0 / (\mu S)$
破壊伝播速度	V _r (km/s)	3.2	$V_r = 0.72 V_s$ (Geller, 1976)
短周期レベル	A(N・m/s ²)	1.46E+20	$A = 9.84 \times 10^{17} \times M_0^{1/3}$ [dyne・cm] (笹谷ほか(2006)のM ₀ -A関係)
高周波遮断係数	f _{max} (Hz)	13.5	地震調査研究推進本部の海溝型地震

項目		設定値	設定方法
ア ス ベ リ テ ィ 全 体	面積	S _a (km ²)	277.1
	すべり量	D _a (m)	4.476
	地震モーメント	M _{0a} (N・m)	8.16E+19
	応力降下量	$\Delta \sigma_a$ (MPa)	92.0
各 ア ス ベ リ テ ィ	面積	S _{a1} (km ²)	138.5
	すべり量	D _{a1} (m)	4.476
	地震モーメント	M _{0a1} (N・m)	4.08E+19
	応力降下量	$\Delta \sigma_{a1}$ (MPa)	92.0
背 景 領 域	面積	S _b (km ²)	1963.2
	すべり量	D _b (m)	1.922
	地震モーメント	M _{0b} (N・m)	2.48E+20
	実効応力	$\Delta \sigma_b$ (MPa)	11.8
Q値		Q	110f ^{0.69}
			佐藤他(1994)

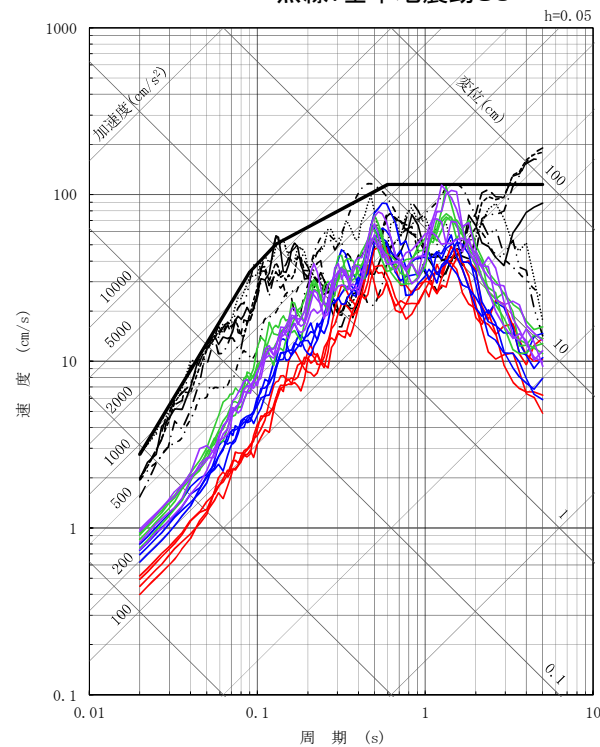
断層モデルを用いた手法による評価結果(敷地最短位置)

■統計的グリーン関数法による地震動評価結果

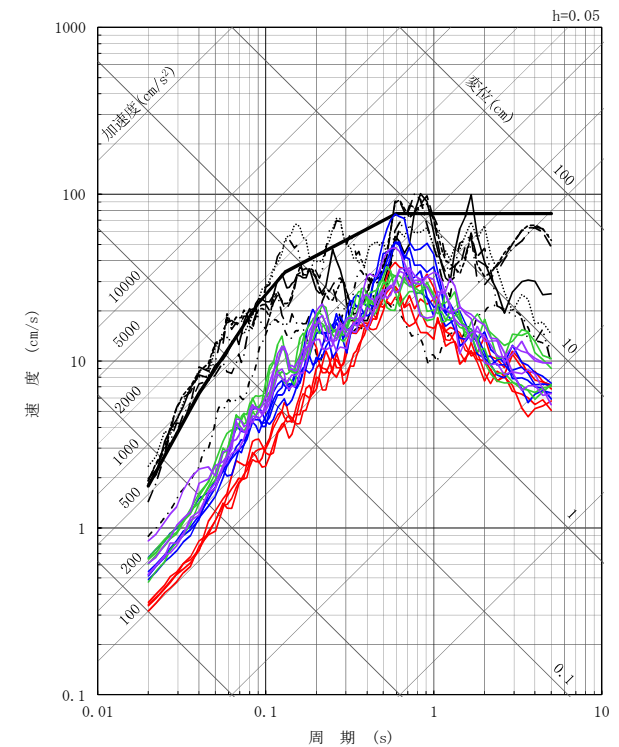
- 深さ100kmモデル(破壊開始点1~4)
 - 深さ100kmモデル+ $\Delta\sigma$ 1.5倍(破壊開始点1~4)
 - 敷地最短位置 傾斜角0度モデル(破壊開始点1~4)
 - 敷地最短位置 傾斜角90度モデル(破壊開始点1~4)
 - 黒線: 基準地震動Ss
- } 第5回ワーキングチーム
 } 第16回ワーキングチーム追加ケース



NS方向



EW方向



UD方向

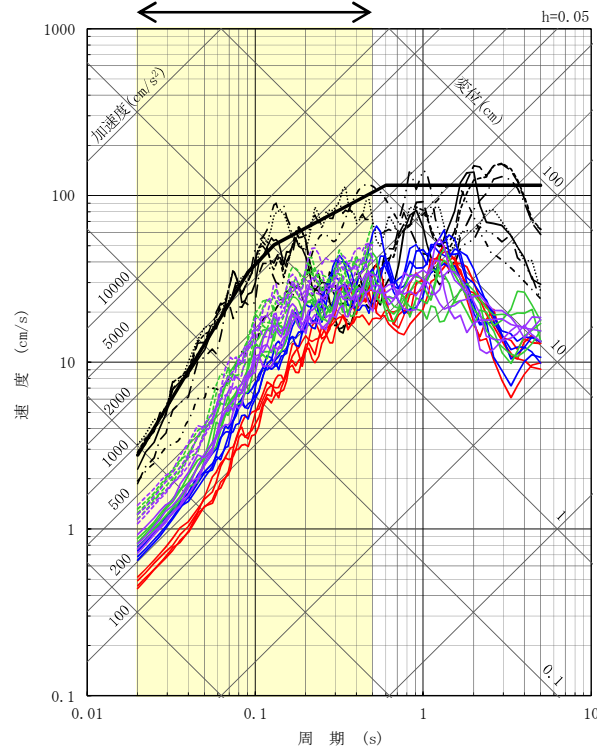
敷地からの距離が最も近くなる位置の太平洋プレート内に震源を置いた場合の地震動評価を行い、基準地震動Ssを下回っていることを確認した。

断層モデルを用いた手法による評価結果(敷地最短位置+短周期帯1.5倍の影響確認)

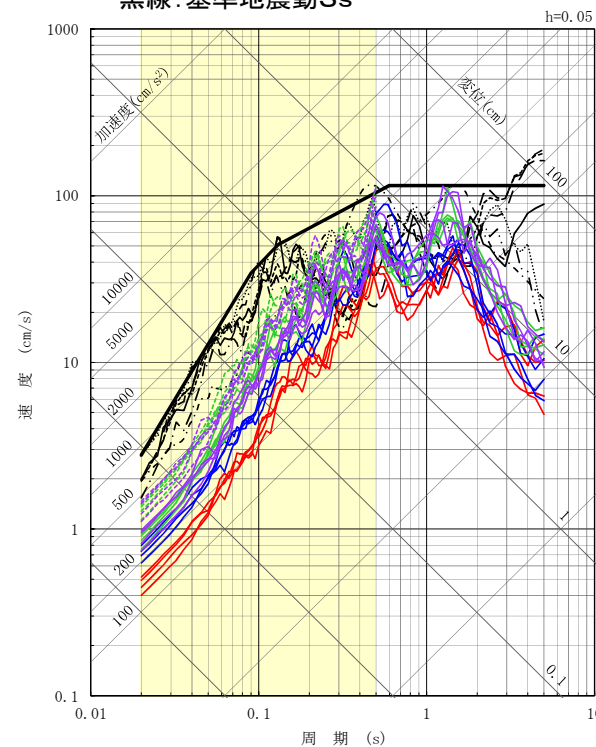
■統計的グリーン関数法による地震動評価結果

- 深さ100kmモデル(破壊開始点1~4)
 - 深さ100kmモデル+ $\Delta\sigma$ 1.5倍(破壊開始点1~4)
 - 敷地最短位置 傾斜角0度モデル(破壊開始点1~4)
 - 敷地最短位置 傾斜角90度モデル(破壊開始点1~4)
 - - - 敷地最短位置 傾斜角0度モデル 短周期帯1.5倍(破壊開始点1~4)
 - - - 敷地最短位置 傾斜角90度モデル短周期帯1.5倍(破壊開始点1~4)
 - 黒線: 基準地震動Ss
- 第5回ワーキングチーム
第16回ワーキングチーム追加ケース

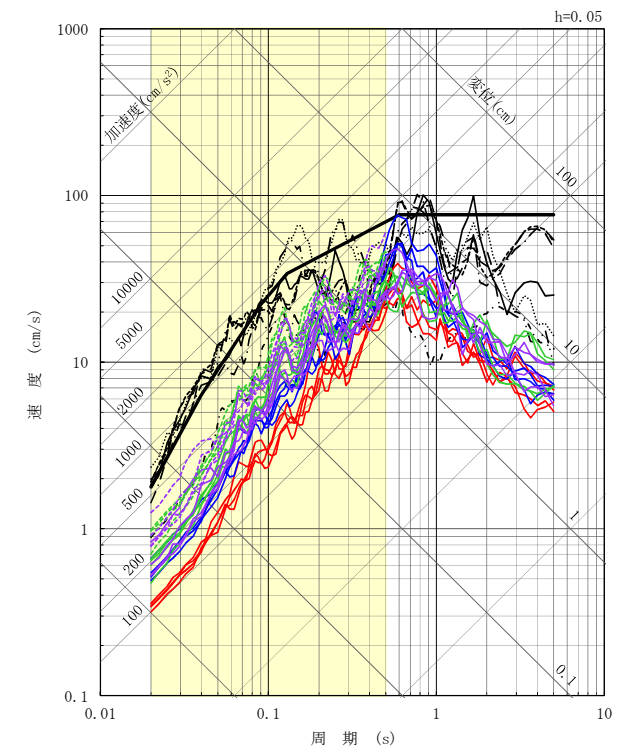
原子力施設にとって
重要な短周期帯
(0.02s~0.5s)



NS方向



EW方向

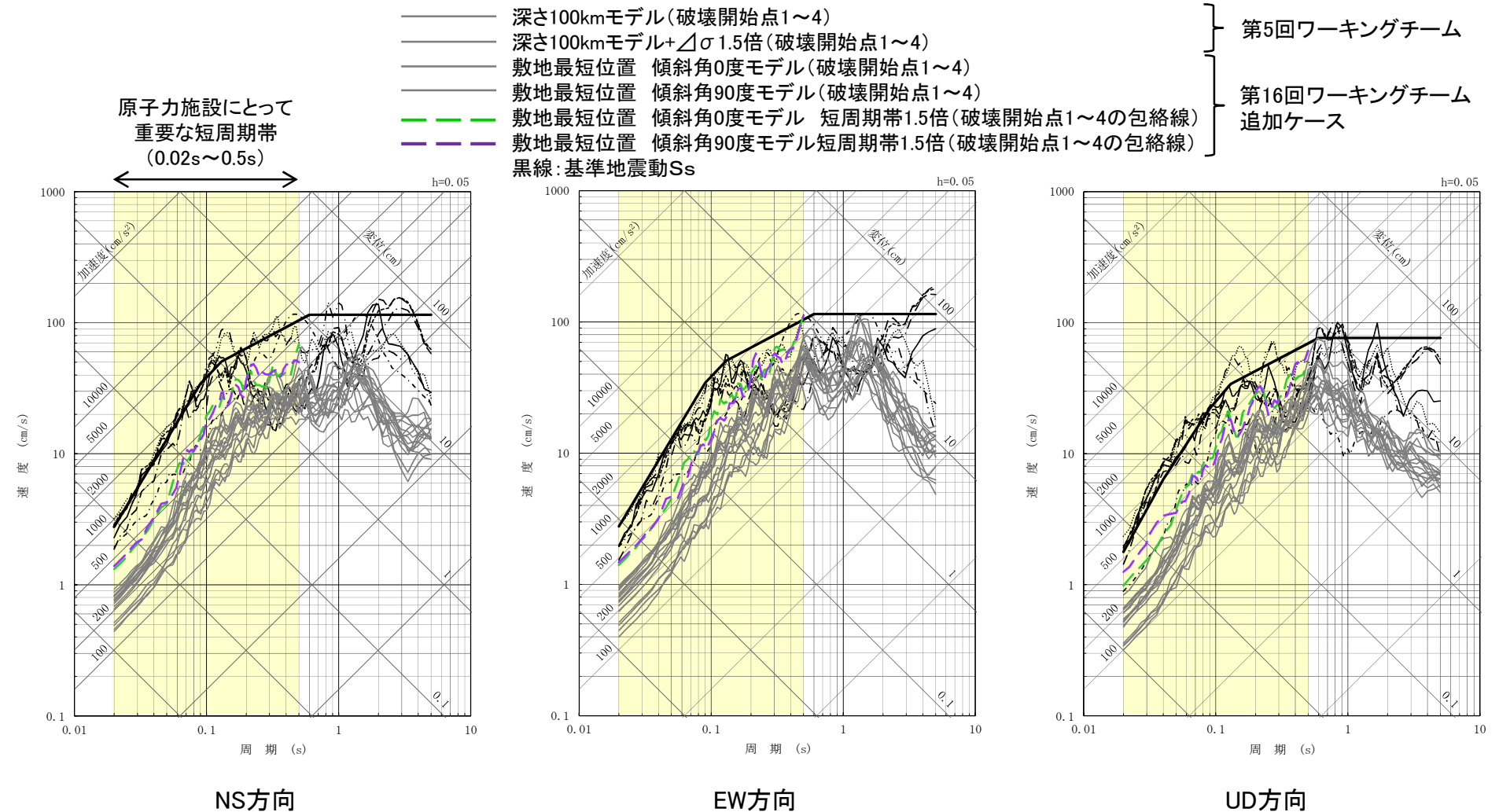


UD方向

さらに敷地に厳しい条件で地震が発生した場合の影響確認として、敷地からの距離が最も近くなる位置の太平洋プレート内に震源を置いた場合の地震動評価に対し、原子力施設にとって重要な短周期帯0.02秒から0.5秒の応答スペクトルを1.5倍(基本震源モデルの応力降下量1.5倍に相当)にしても、基準地震動Ssを下回っていることを確認した。

参考：断層モデルを用いた手法による評価結果（敷地最短位置＋短周期帯1.5倍の影響確認）

■統計的グリーン関数法による地震動評価結果



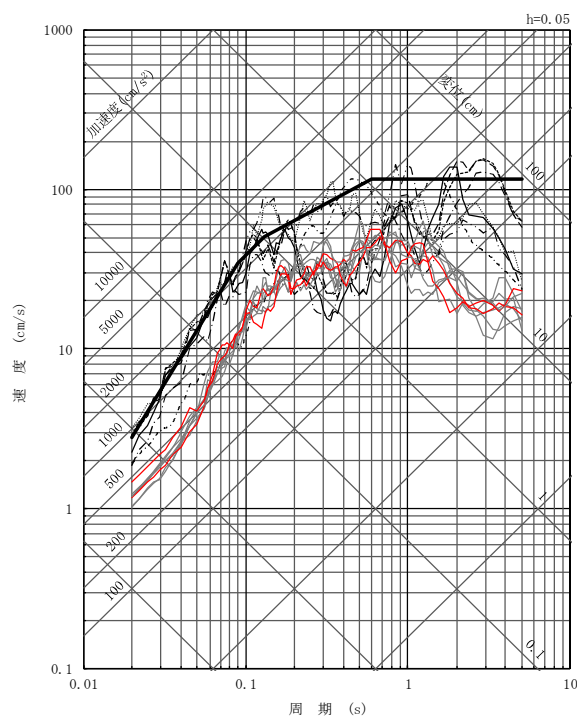
断層モデルを用いた手法による評価結果(敷地最短位置+短周期帯1.5倍(詳細)の影響確認)

■統計的グリーン関数法による地震動評価結果

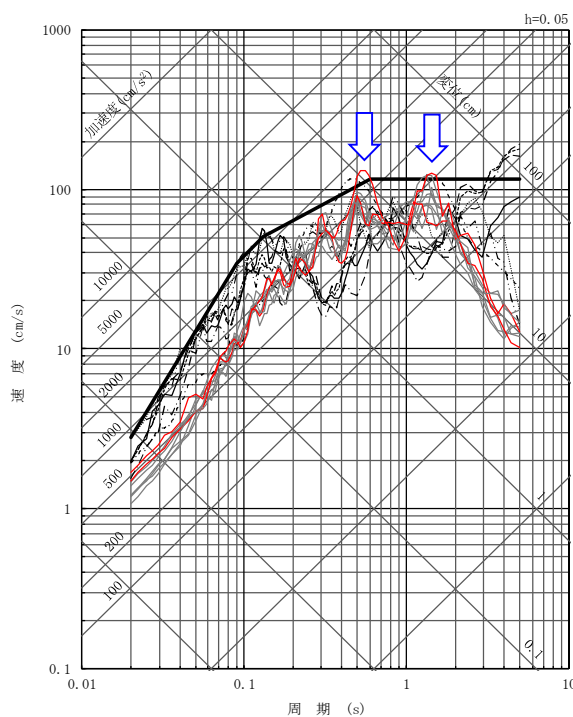
- ・1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍(詳細)の影響確認)は、一部の周期帯で基準地震動 S_s を超過した(傾斜角 0° 破壊開始点2, 傾斜角 90° 破壊開始点1,2,3)。
- ・これらのうち、影響が大きいと考えられる傾斜角 90° 破壊開始点2,3を代表として選定し、施設への影響評価を行う。

— : 1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍(詳細)の影響確認) 施設影響検討ケース
— : 1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍(詳細)の影響確認) その他のケース
 黒実線, 黒破線 : 基準地震動 S_s

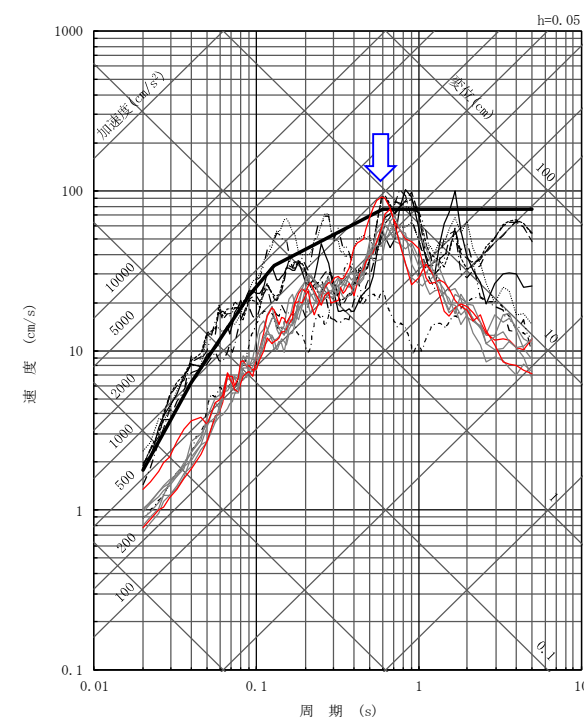
(青矢印は S_s 超過の個所を示す)



NS成分



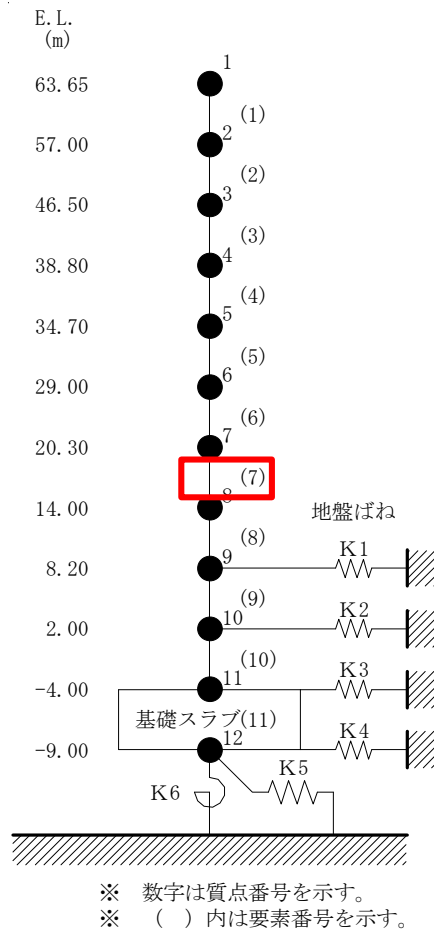
EW成分



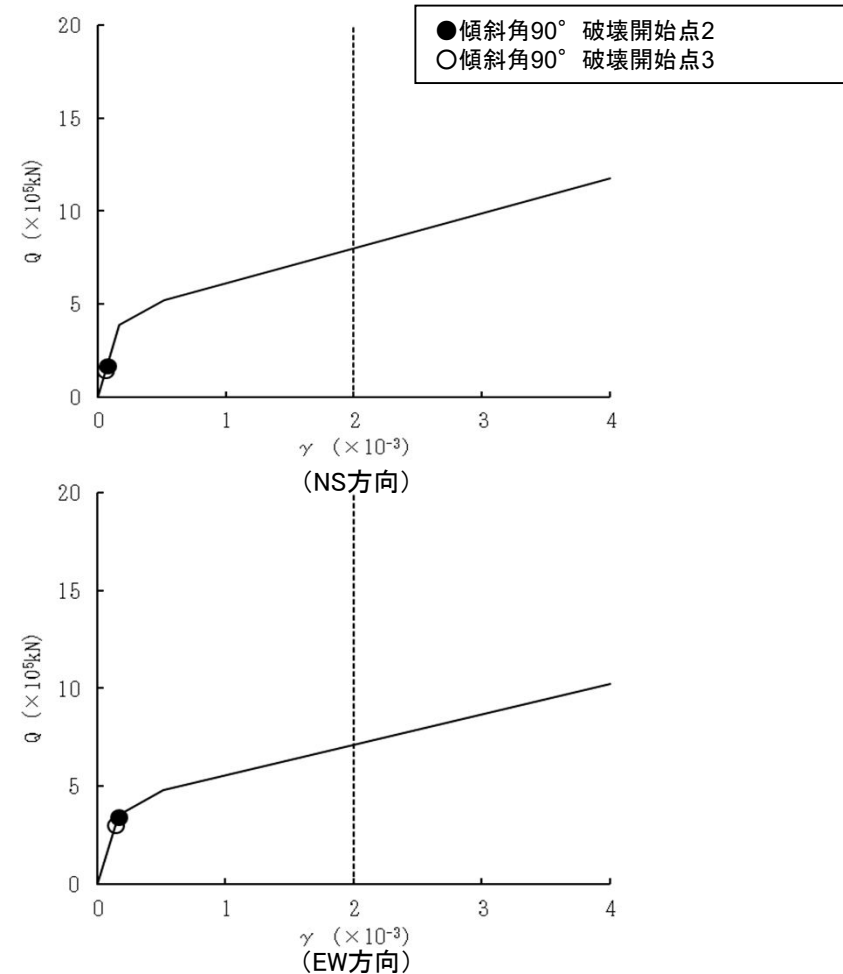
UD成分

■ の耐震評価結果

- ・ 1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍の影響確認)を入力とした の地震応答解析を実施し、耐震壁のせん断ひずみを算出した結果、耐震壁の最大せん断ひずみが最も大きくなるのは要素番号(7)の 0.166×10^{-3} であり、**許容限界(2.0×10^{-3})を超えないことを確認した。**



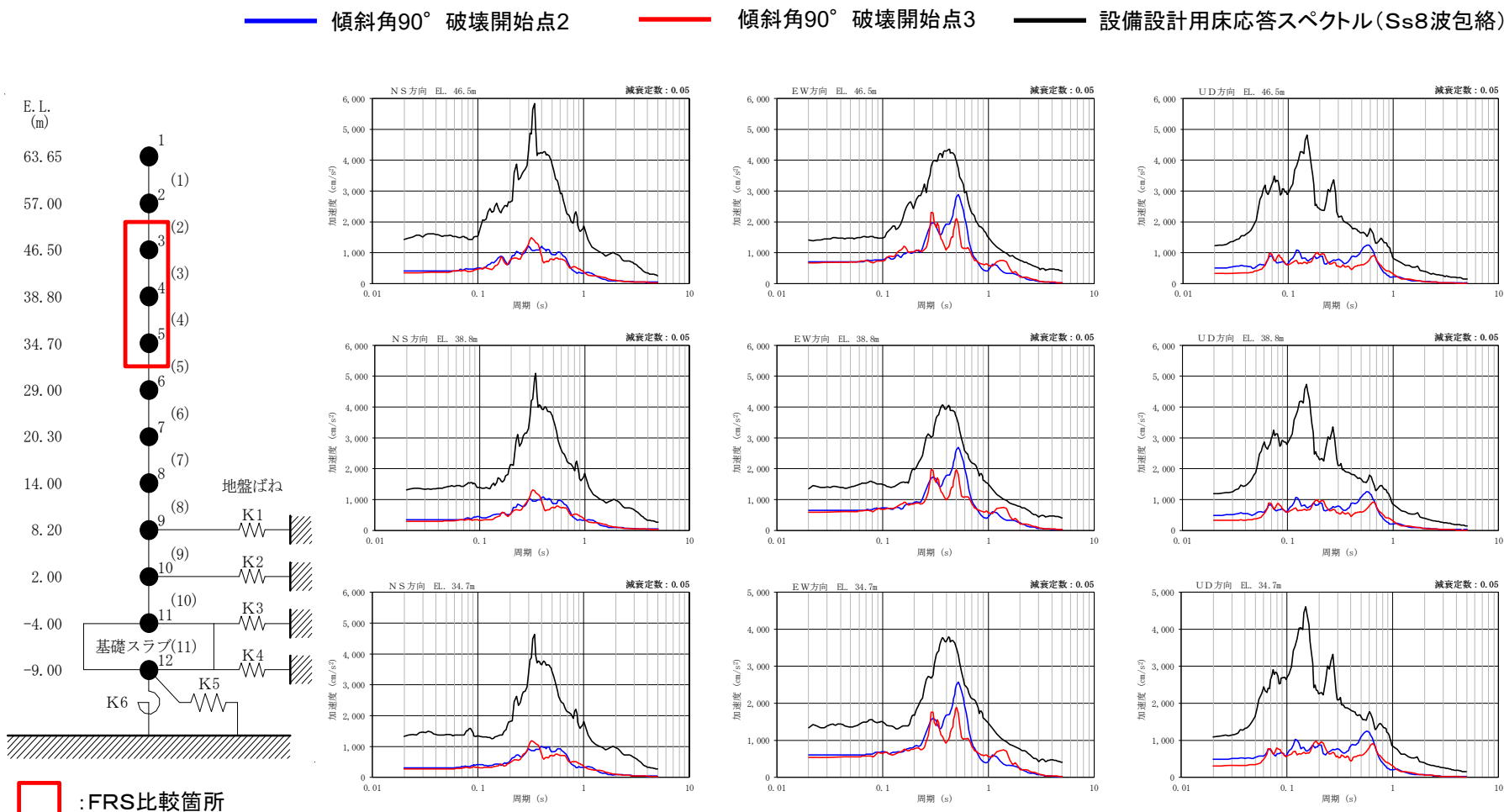
地震応答解析モデル(水平方向)



せん断スケルトン曲線上の最大応答値(要素番号(7))

■ 設備の影響検討結果

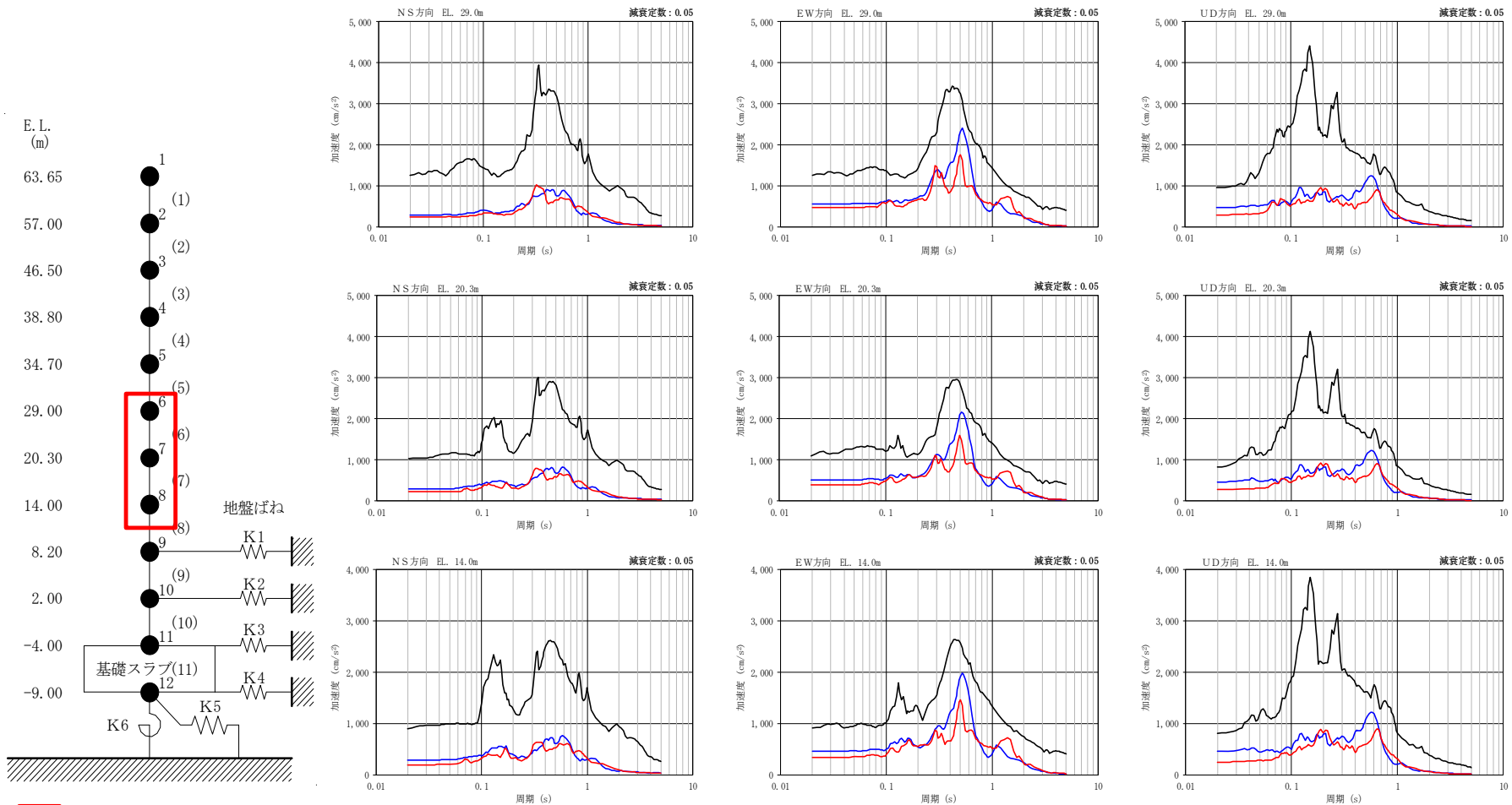
1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍の影響確認)を入力とした[]の地震応答解析の応答を用いて作成した床応答スペクトルと、設備設計に適用した基準地震動Ss8波を用いた床応答スペクトルとを比較した。下図に示すとおり**設備設計に適用した床応答スペクトルは、1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍の影響確認)による床応答スペクトルよりも大きいことを確認した。**



地震応答解析モデル(例: 水平方向)

床応答スペクトル比較図

傾斜角90° 破壊開始点2 傾斜角90° 破壊開始点3 設備設計用床応答スペクトル(Ss8波包絡)

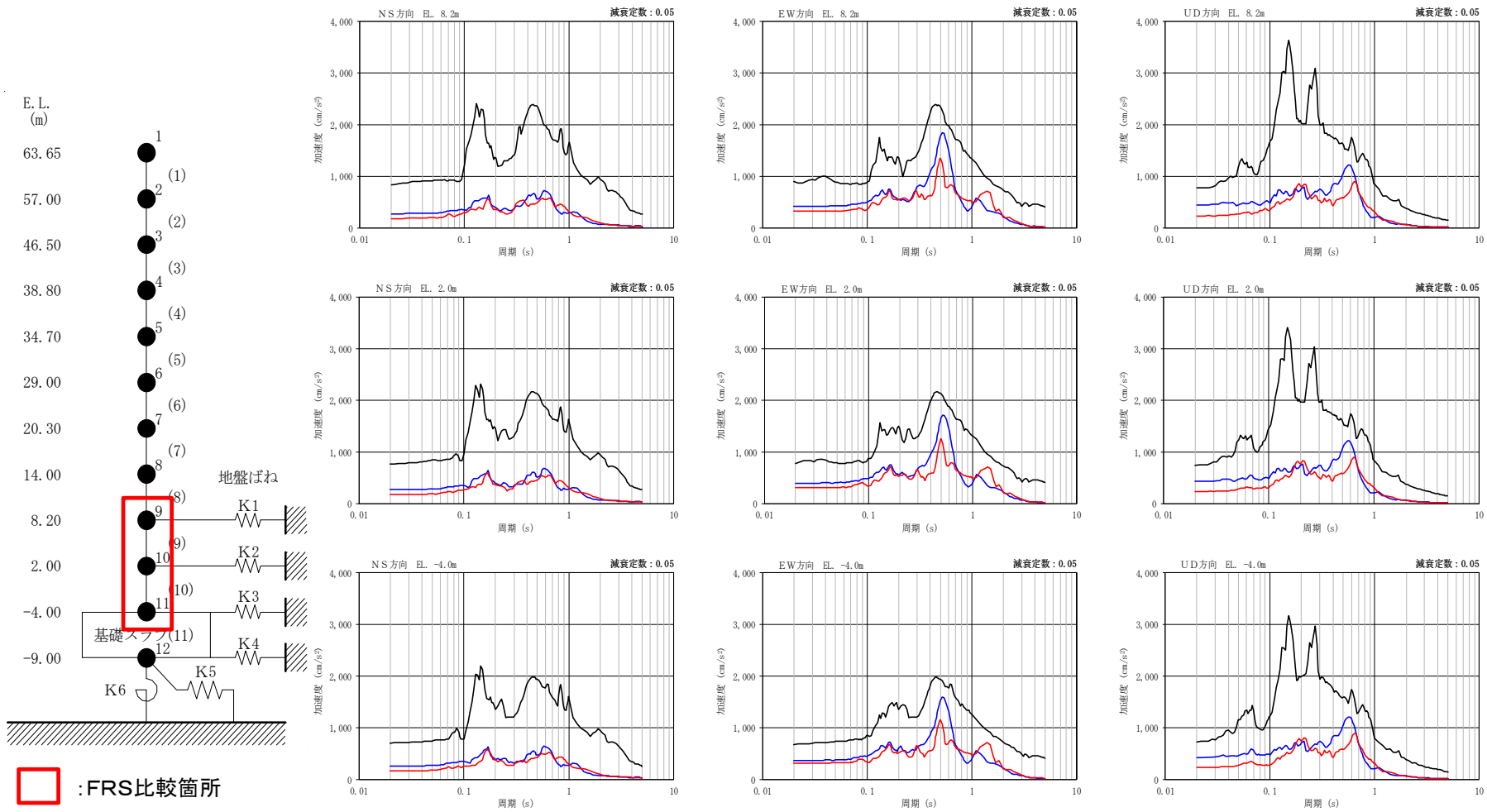


 : FRS比較箇所

地震応答解析モデル(水平方向)

床応答スペクトル比較図

— 傾斜角90° 破壊開始点2 — 傾斜角90° 破壊開始点3 — 設備設計用床応答スペクトル(Ss8波包絡)



地震応答解析モデル(水平方向)

床応答スペクトル比較図

参考 2011年東北地方太平洋沖地震以降、敷地周辺で発生した地震



■2011年東北地方太平洋沖地震以降、敷地周辺(半径10km以内)で発生した地震のうち、最大震度が4以上の地震について、発生場所と地震諸元を整理した。全て50kmより深い場所で発生しており、震源メカニズム解より、ほとんどがプレート間地震と考えられるが、2019年6月17日の地震(M5.1)については太平洋プレートの内部で発生した地震と考えられる。

2011年東北地方太平洋沖地震～2021年12月31日の期間に発生した敷地周辺
(半径10km以内)の地震のうち、最大震度が4以上の地震の諸元

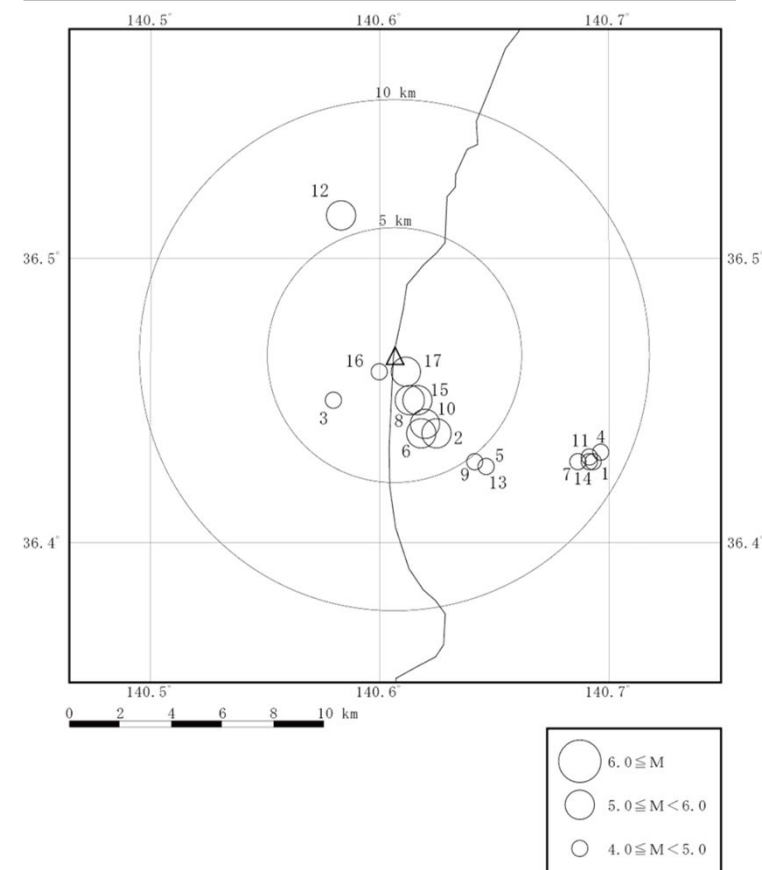
	発生日時	震央地名	緯度	経度	深さ	M	最大震度※1	震源メカニズム解	タイプ
1	2011/9/10 15:00	茨城県沖	36° 25.7'N	140° 41.6'E	53km	M4.8	4		プレート間
2	2012/3/1 7:32	茨城県沖	36° 26.3' N	140° 37.5' E	56km	M5.3	5弱		プレート間
3	2013/3/18 6:53	茨城県北部	36° 27.0'N	140° 34.8'E	56km	M4.4	4		プレート間
4	2013/10/12 2:43	茨城県沖	36° 25.9'N	140° 41.8'E	52km	M4.8	4		プレート間
5	2013/10/20 10:07	茨城県沖	36° 25.6'N	140° 38.8'E	53km	M4.3	4		プレート間
6	2015/8/6 18:22	茨城県沖	36° 26.3'N	140° 37.1'E	55km	M5.2	4		プレート間
7	2015/11/22 8:20	茨城県沖	36° 25.7'N	140° 41.2'E	52km	M4.8	4		プレート間
8	2016/7/27 23:47	茨城県北部	36° 27.0' N	140° 36.8' E	57km	M5.4	5弱		プレート間
9	2017/1/18 17:19	茨城県沖	36° 25.7'N	140° 38.5'E	53km	M4.2	4		プレート間
10	2018/3/30 8:17	茨城県沖	36° 26.5'N	140° 37.2'E	56km	M5.1	4		プレート間
11	2018/7/17 4:34	茨城県沖	36° 25.8'N	140° 41.5'E	52km	M4.8	4		プレート間
12	2019/6/17 8:00	茨城県北部	36° 30.9'N	140° 35.0'E	77km	M5.1	4		プレート内
13	2020/1/21 19:17	茨城県沖	36° 25.6'N	140° 38.8'E	53km	M4.2	4		プレート間
14	2020/6/4 5:31	茨城県沖	36° 25.7'N	140° 41.5'E	52km	M4.8	4		プレート間
15※3	2020/12/30 9:35	茨城県沖	36° 27.0'N	140° 37.0'E	56km	M5.2	4		プレート間
16※3	2020/12/30 9:36	茨城県北部	36° 27.6'N	140° 36.0'E	51km	M4.1			プレート間
17	2021/11/01 6:14	茨城県北部	36° 27.6'N	140° 36.7'E	57km	M5.3	4		プレート間

※1 敷地から10km以内かどうかに関わらず当該地震で観測した最大震度を示す。

※2 地震諸元(発生日時～最大震度)は気象庁地震カタログ、震源メカニズム解は防災科学技術研究所広帯域地震観測網F-netによる。

※3 2つの地震はほぼ同時刻に発生しており、気象庁によると震度の分離はできないとされている。

参考: 左表の地震では被害が生じておらず、2011年東北地方太平洋沖地震の影響を下回る。



2011年東北地方太平洋沖地震～2021年12月31日の期間に発生した敷地周辺(半径10km以内)の地震のうち、最大震度が4以上の地震の震央分布

【論点No.1】

東海第二発電所敷地の真下又はサイトからの距離が最も近くなる位置の太平洋プレート内に震源を置いた場合の地震動評価の結果について

【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.1

第16回WT

海洋プレート内地震について、1993年釧路沖地震(M7.5)タイプの地震が、東海第二発電所のサイトの真下に近いところ、又はもう少し浅いところで距離が一番近いところに震源を置いたとき、そういった最悪の条件で地震が発生したときの影響を確認することが非常に重要であるので、そこまで検討し、結果を示すこと。

また、第16回WTでは、敷地最短位置での評価に加えて短周期帯の応答スペクトルを1.5倍する検討がなされたが、原子力施設にとって重要な短周期(0.02秒～0.5秒)に限定された確認であるため、実際に応力降下量を1.5倍して地震動評価を行い、全周期帯への影響を確認すること。

P2～18

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.460

地震対策について質問します。

茨城県は、昨年12月に大規模地震の被害想定を見直して発表しました。県内に大きな被害をもたらすおそれのある7種類の地震を想定しています。最新の科学的知見を取り入れて見直したというものです。この7種類の地震のうち、これまで東海第二の地震対策として詳細に検討してきたのは、F1断層、北方陸域断層、塩ノ平地震断層と棚倉断層の2つだけです。

P.2~18

この2つの場合、東海村の震度は6弱です。一方、詳細な検討をしてこなかった太平洋プレート(北部)では東海村の最大震度は6強となっています。つまり、詳細に検討してきた震度よりも大きい。こんな巨大な地震が来ても東海第二原発は耐えられるのか。新しい知見が示されたわけですから、規制委員会は、原発に対し、今回の茨城県の地震想定に基づく地震対策の見直しをさせて審査する必要があると思います。

東日本大震災で東海第二原発が福島第一原発のようなメルトダウンにならずに済んだのは、原発が海水取水ポンプの防御壁のかさ上げしたことが功を奏したというのは周知の事実です。これは茨城県が津波ハザードマップを見直して、原発に対策を要請したからだと。県が発行した東日本大震災の記録、原子力災害編というのに載っていますけれども、この分厚い本です。この中に、当時、危機管理室長をされていた山田広次さんが書かれている。この文章は県のホームページに出ています。県の果たした役割は非常に大きかったと思います。茨城県としては、今回発表した地震被害想定を東海第二の危険が県民に与えないかどうかということを検証するために大いに役立てていただきたいと思います。

論点No.15参照

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.849

(18)太平洋プレート内で発生する地震(北部)に対する耐震性(地震)

P.2～18及び論点No.15参照

昨年、茨城県は、今後発生する可能性のある地震による被害を再評価した結果(12/23「茨城県地震被害想定調査報告書」,表4.1-2)、「太平洋プレート内で発生する地震(北部)」では、東海村で震度6強と評価しているが、この地震は東海第二の許可審査では評価していない。許可審査で評価した「F1断層,北方陸域の断層及び塩ノ平地震断層」による地震の震度5弱よりもかなり大きい。このため、太平洋プレート内地震(北部)の地震動に対して、東海第二の施設、例えばシュラウド等の炉心構造物や接続配管等が破損するおそれがないか心配である。

No.1059

今後、別資料(論点No.10,13,20,21)で説明

「地震対応について」

論点No.15参照及び今後、別資料(論点No.18)で説明

昨年12月に発表された「茨城県地震被害想定調査報告書(概要版)」によると、日立市は最大震度7、東海村は6強となっております。利用上の留意点として「今回の想定地震以外でも甚大な被害となる地震が県内で発生する可能性はある」「今回震度6弱の予測であっても実際に地震が発生した場合には5弱や7となる可能性がある」とされています。よって東海村の東海第二原発周辺で震度7の地震が発生すると想定した検討がされるべきです。

東海第二の基準地震動は600ガルから901ガル、さらに1009ガルとしています。近年頻発している巨大地震震度7の場合の最大地震動は

- ・2011年3月の東日本大震災では実測値2933ガル
- ・2016年4月の熊本大地震では実測値1800ガル
- ・2018年9月の北海道胆振東部地震では実測値1591ガル

となっております。1009ガルを大きく上回っています。

上記調査報告書(概要版)の図3.2-5で強震動生成域は、東海第二原発の沿岸沿いであり、震度7の地震になれば地震動は1009ガルを超えると想定すべきです。

* 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.204

幾つかあるんですけども、19ページ、20ページ、そこに地震の大きさを示すマグニチュードというのが書いてありまして、私も素人でよくわかりませんが、9.0、それから、その前のページは7.8と書いてありますが、このあたりをもう一度ご説明いただきたいというのは震度との関係なんですけれども、震度がここには書いてございませんけれども、昨年の12月に茨城県庁が地震の見直しをしました。そのデータを見てみますと、日立が震度7、東海村が震度6強と書いてあります。そういうことを前提にして今回のこの説明会の資料がなされているのか、そういう基本的なところをお尋ねしたいと思います。

論点No.15参照

といいますのは、昨年の2月のたしか26日だったと思いますが、日本原電さんが住民説明会を日立でも行いました。私、そのとき参加したんですが、日本原電さんはマグニチュード9.0、それから、その後もいろいろ聞きましたところ、震度7というふうに言っておりました。

最初の地震関係ですが、マグニチュードと震度との関係は私も存じていまして、それをお尋ねしたんではありません。今回の説明書の中に、東海原発のところで一体どのくらいの震度になりますかと。それから、直下地震的になっていないかもしれませんが、平たく言うとそういうことですね。震度9.0、それから、震度7と言っておりますので。

No.242

一般の方々は加速度(Gal)と震度の差が理解出来ないので、地表面の震度を計算して説明した方が良いと思います。(今回の説明は?)

基準地震動S_s－D1の応答解析と東日本大震災時の観測記録との比較について

【説明概要】

2011年東北地方太平洋沖地震における地中地震計の観測記録の最大加速度と、S_s－D1による施設評価モデルの最大応答加速度を比較し、地中における両者の最大加速度の増幅傾向は概ね整合的であることを確認した。

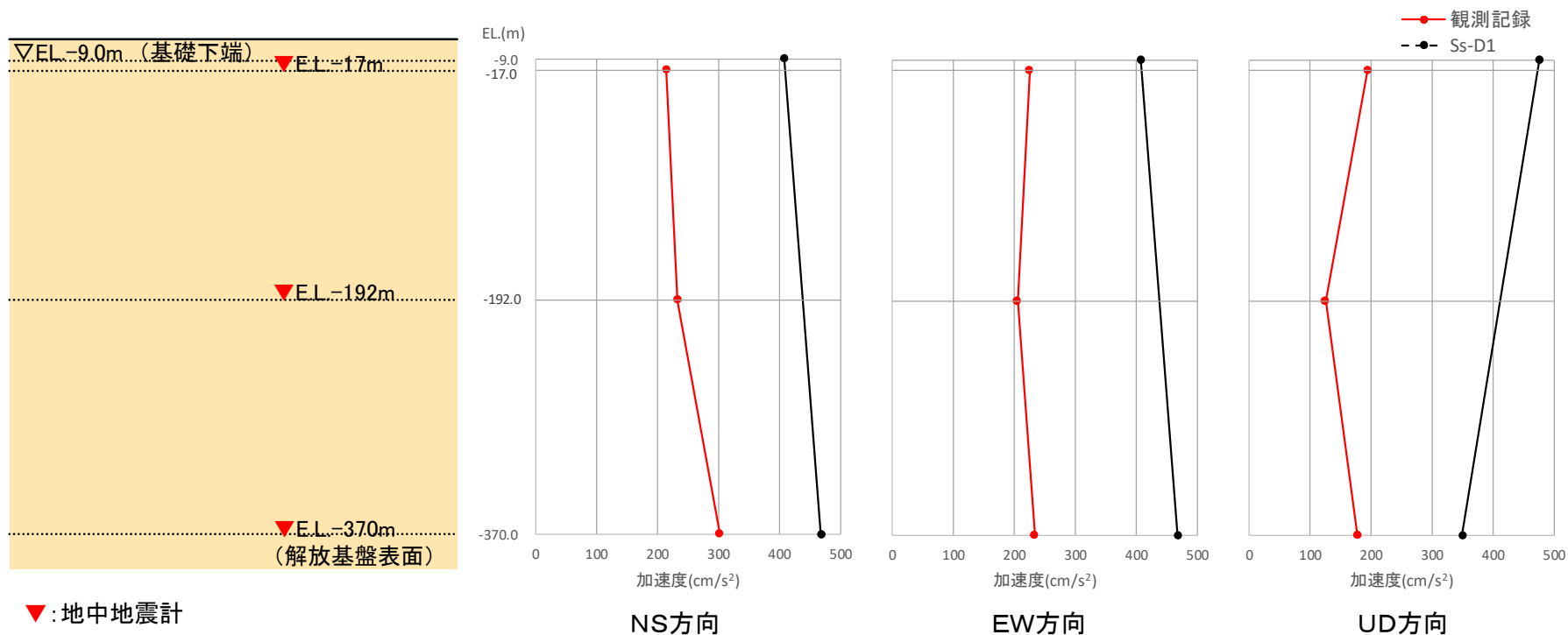
2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録とSs-D1の最大加速度値の比較



○2011年東北地方太平洋沖地震における地中地震計の観測記録の最大加速度と、Ss-D1による施設評価モデルの最大応答加速度を比較し、地中における両者の最大加速度の増幅傾向は概ね整合的であることを確認した。

Ss-D1は周期特性の偏りがなく、全周期帯において安定した応答となることから代表して比較している。

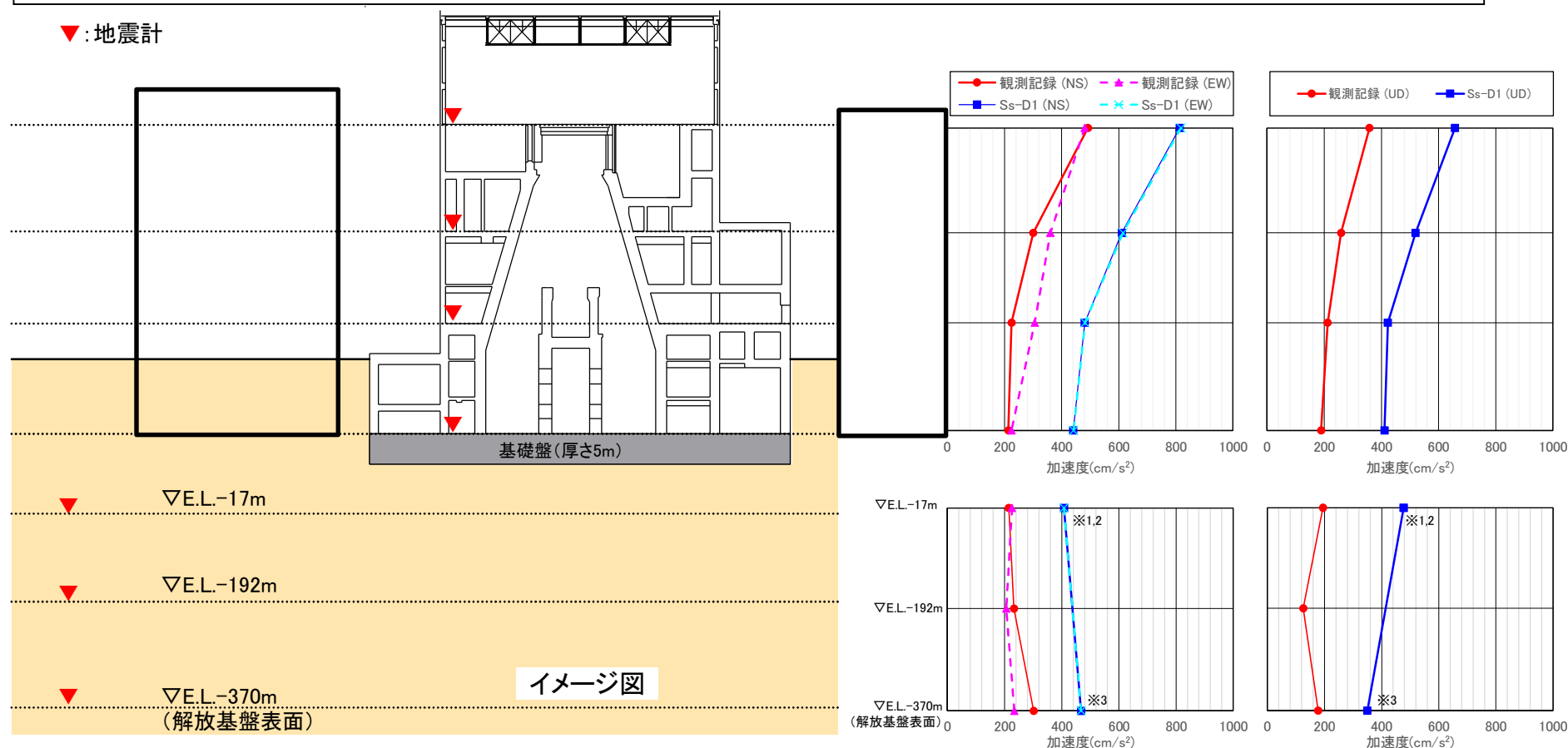
なお、Ss-D1以外の基準地震動Ssについても概ね同様の傾向を示している。



2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録とSs-D1の最大加速度値の比較



○2011年東北地方太平洋沖地震における観測記録の最大加速度と、Ss-D1による施設評価モデルの最大応答加速度を比較し、地中において観測記録の最大加速度の増幅は見られないがSs-D1による上下方向の最大応答加速度の増幅が見られたこと、建屋において両者の最大加速度が同様の増幅傾向を示していることを確認した。
Ss-D1は、周期特性の偏りがなく、全周期帯において安定した応答となることから代表して比較している。



水平方向

上下方向

※1 E.L.-9mにおける値。

※2 UD方向については、建屋入力位置以浅の表層地盤を考慮せずに評価しているため、露頭波としての値。

※3 Ss-D1を半分にした波(E)を入力し、その時の地盤応答(E+F)の値。ここで、E:上昇波、F:下降波。

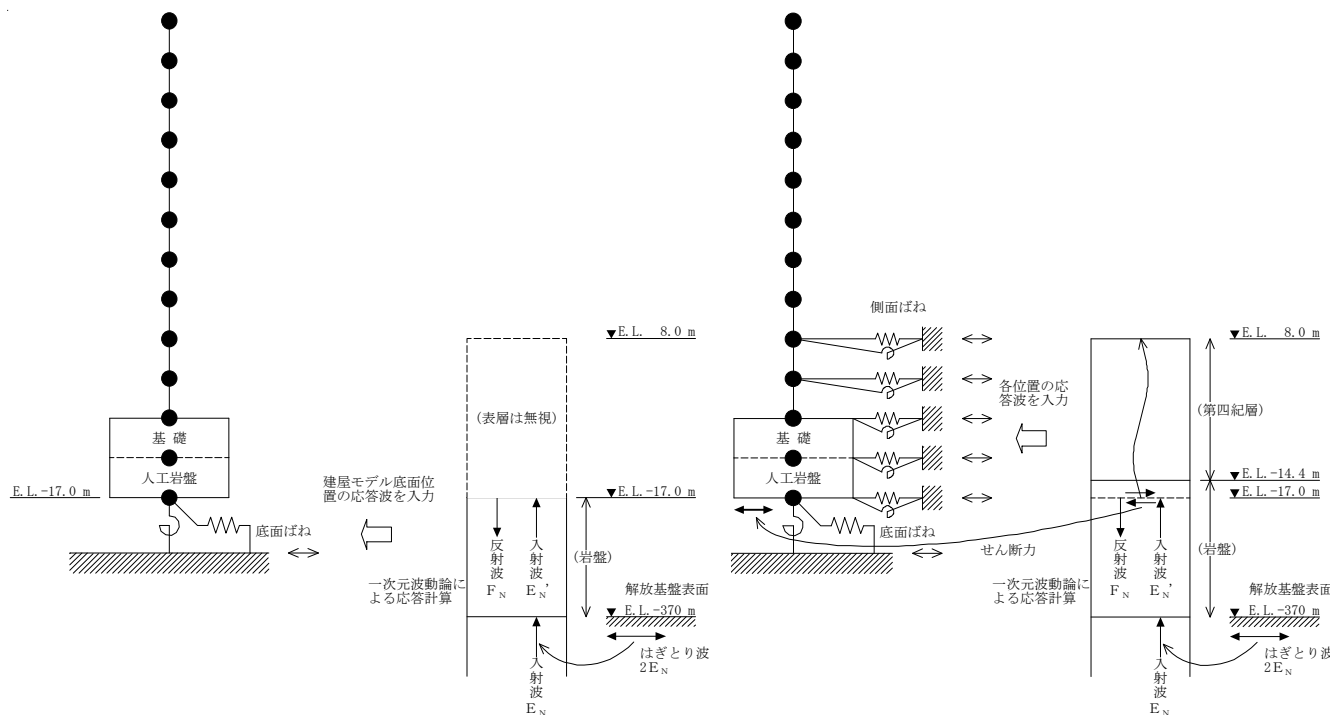
論点No.4-3

原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて(1/3)

・原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて、2011年東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析を行い、今回工認に用いる地震応答解析モデルを検討した。

- ① SRモデルに対して、側面回転ばねを含む埋込効果を考慮したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ② 埋込効果を考慮した埋込みSRモデルに対して、人工岩盤を地盤モデル側にモデル化したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ③ 人工岩盤を地盤側にモデル化した解析モデルに対して、側面回転ばねを考慮しないモデルによるシミュレーション解析を行った。

地震応答解析の概要

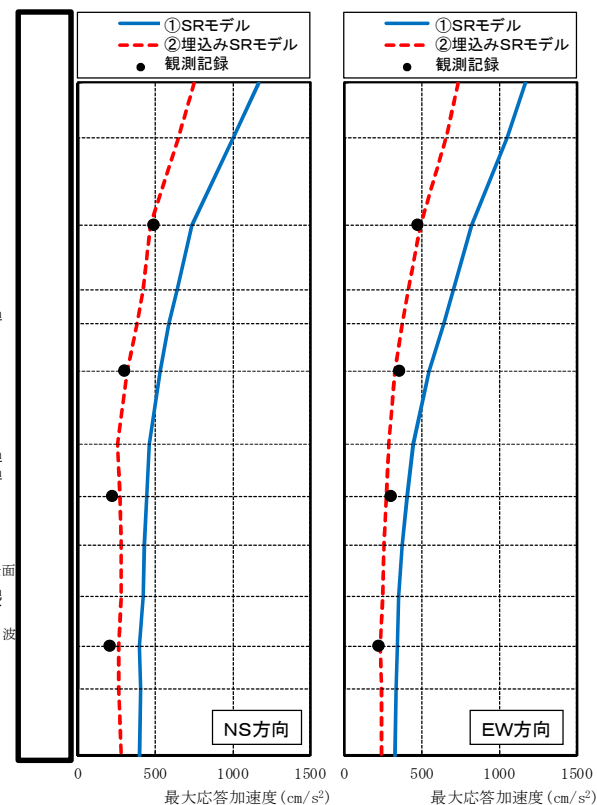


①SRモデル
(既工認では、人工岩盤下端に設計波を直接入力)

側面回転ばねを含む
埋込み効果を考慮

②埋込みSRモデル

最大応答加速度分布



①と②を比較した結果、側面地盤の埋込み効果を考慮した埋込みSRモデルとした場合、より実情に近い建屋の振動性状を評価できることを確認した。

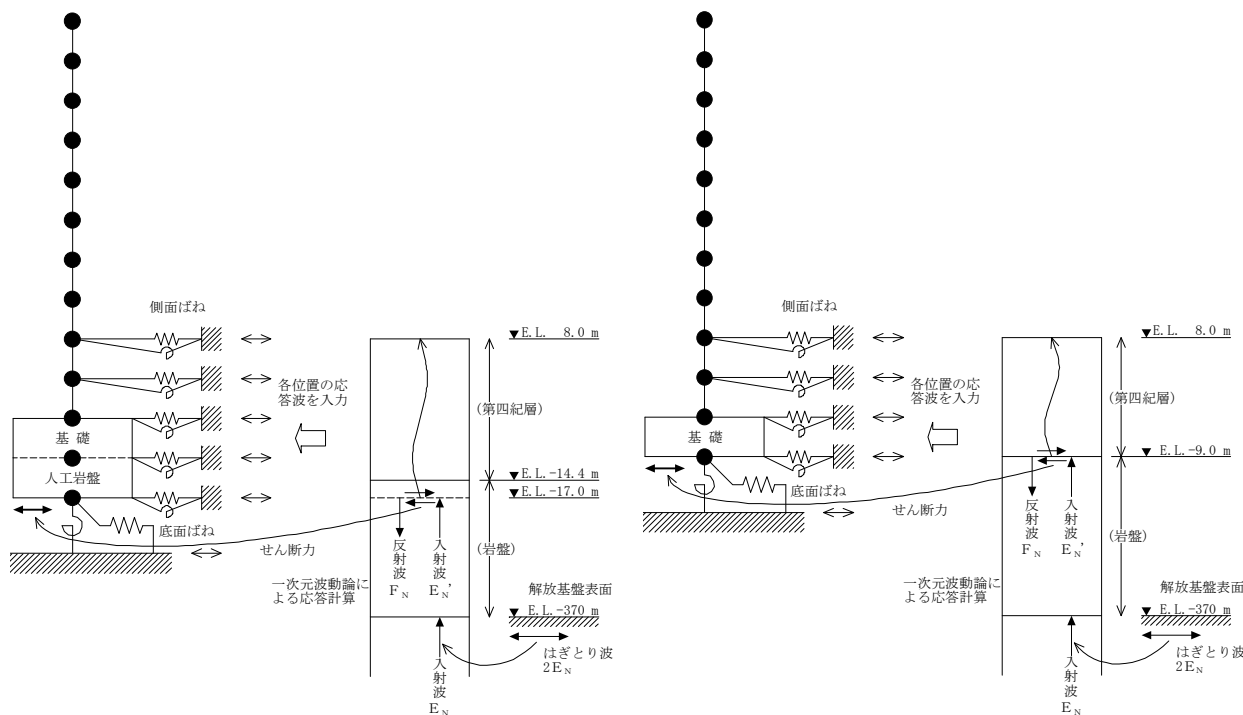
論点No.4-4

原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて(2/3)

・原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて、2011年東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析を行い、今回工認に用いる地震応答解析モデルを検討した。

- ① SRモデルに対して、側面回転ばねを含む埋込効果を考慮したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ② 埋込効果を考慮した埋込みSRモデルに対して、人工岩盤を地盤モデル側にモデル化したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ③ 人工岩盤を地盤側にモデル化した解析モデルに対して、側面回転ばねを考慮しないモデルによるシミュレーション解析を行った。

地震応答解析の概要

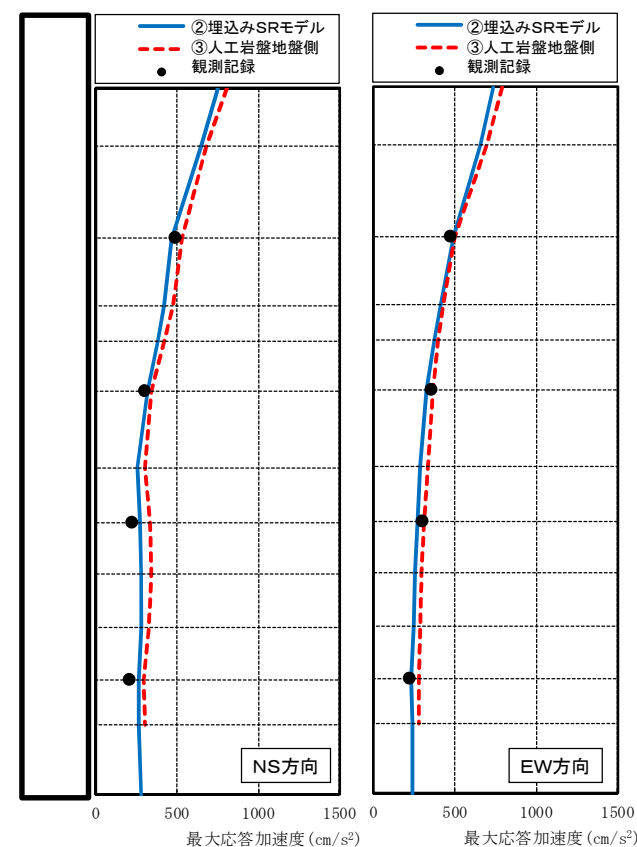


②埋込みSRモデル

③人工岩盤地盤側

人工岩盤を地盤モデル側にモデル化

最大応答加速度分布



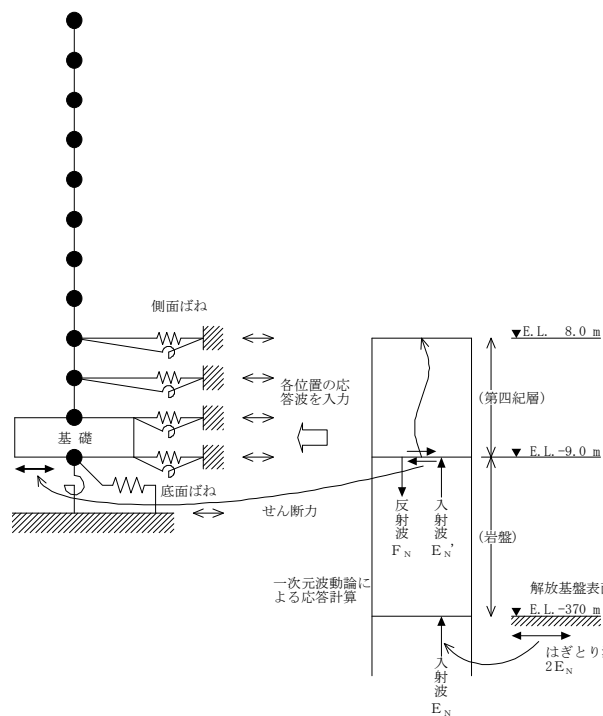
②と③を比較した結果、人工岩盤を岩盤として地盤モデル側にモデル化の方が、応答を保守側に評価することを確認した。

原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて(3/3)

・原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて、2011年東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析を行い、今回工認に用いる地震応答解析モデルを検討した。

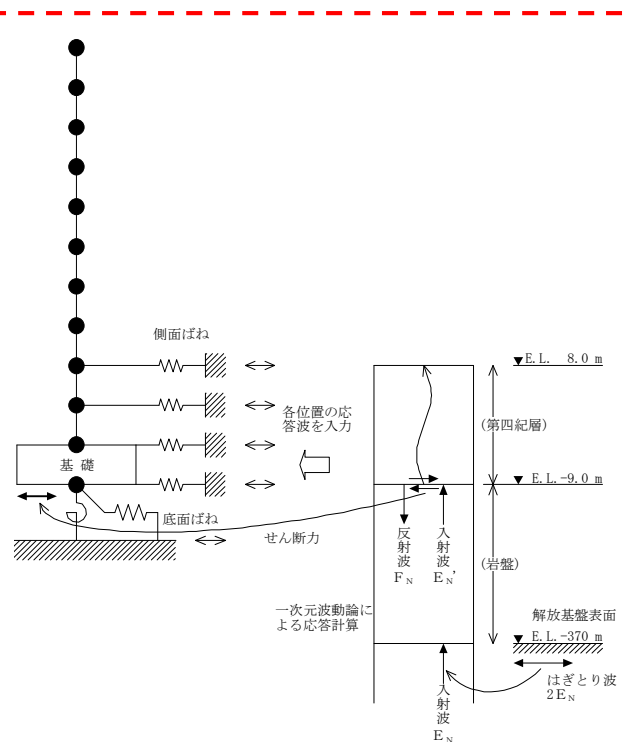
- ① SRモデルに対して、側面回転ばねを含む埋込効果を考慮したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ② 埋込効果を考慮した埋込みSRモデルに対して、人工岩盤を地盤モデル側にモデル化したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ③ 人工岩盤を地盤側にモデル化した解析モデルに対して、側面回転ばねを考慮しないモデルによるシミュレーション解析を行った。

地震応答解析の概要



③人工岩盤地盤側

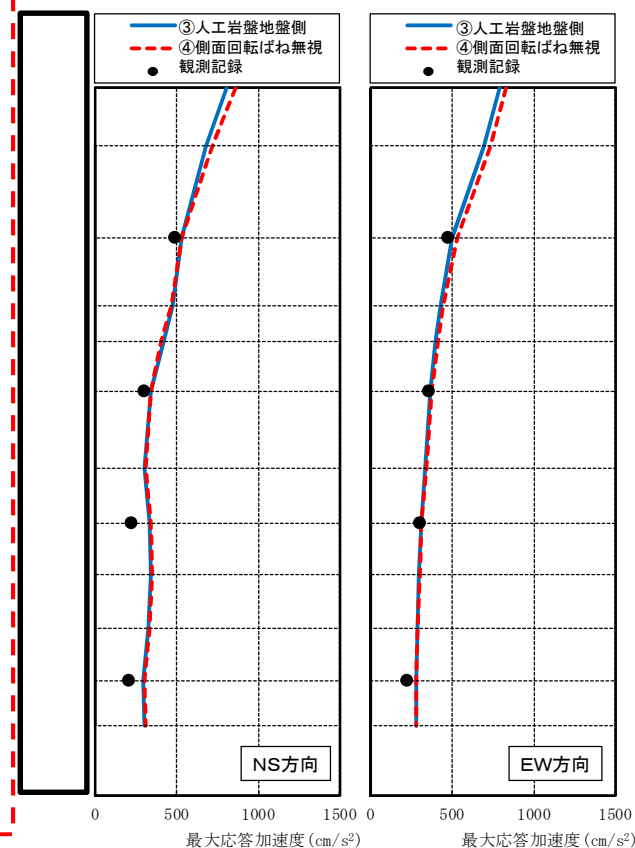
側面回転ばねを
考慮しない場合



④側面回転ばね無視

今回工認に用いる地震応答解析モデル

最大応答加速度分布



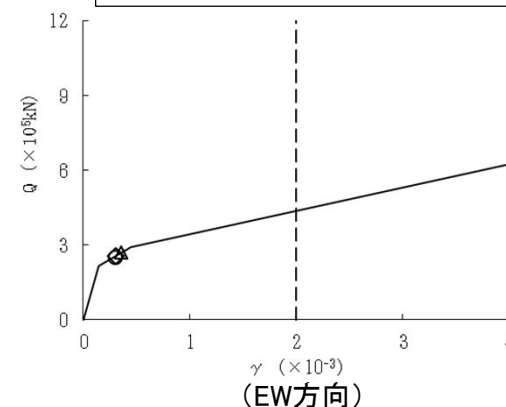
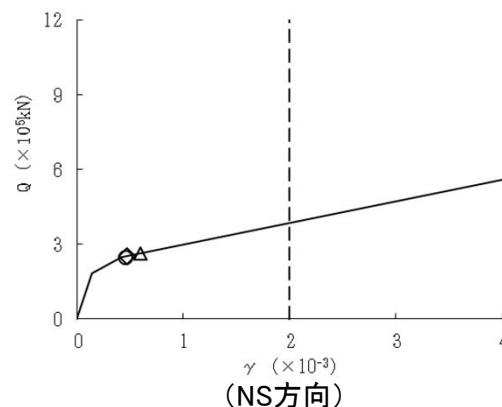
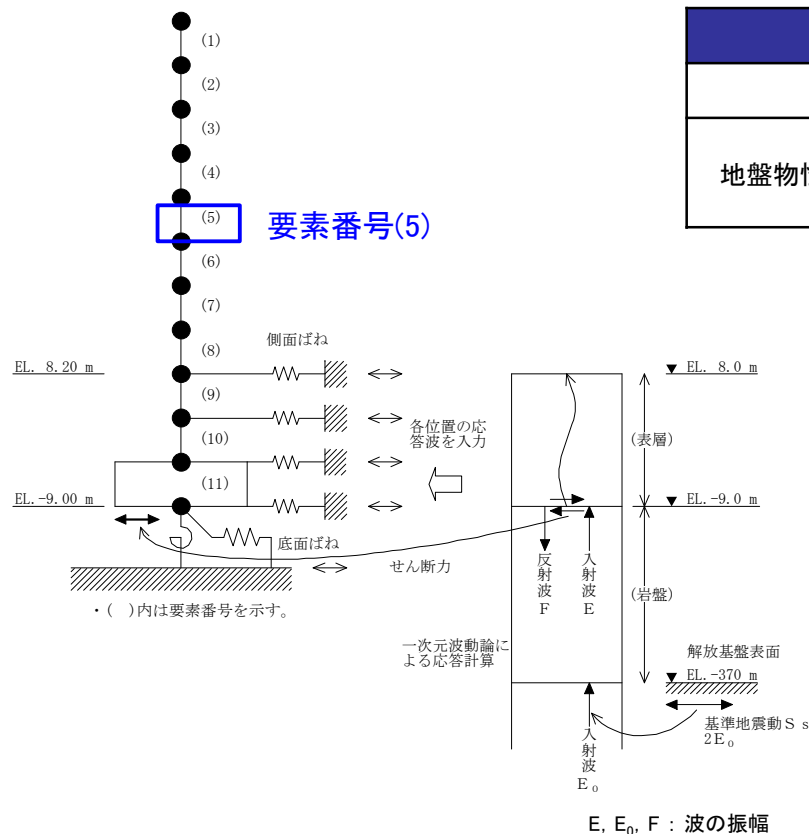
③と④を比較した結果、側面回転ばねを考慮しないモデルとする方が、応答を保守側に評価することを確認した。

○ 原子炉建屋

- ・解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を用いて一次元波動論により算定した建屋基礎底面及び側面地盤ばね位置での応答波を入力とした地震応答解析を実施した。
- ・地震応答解析モデルに用いる基礎底面の地盤ばねは、振動アドミタンス理論⁽¹⁾に基づき設定し、建屋埋め込み部分の側面地盤ばねは、Novakの方法⁽²⁾により設定する。
- ・地盤ばねの算定に用いる地盤定数は初期地盤の物性値とひずみ依存特性から一次元波動論より求めた等価物性値とする。
- ・地盤物性のばらつきを考慮した原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみを算出し、最大せん断ひずみと許容限界を比較した結果、耐震壁の最大せん断ひずみは 0.60×10^{-3} (要素番号(5)、地盤物性のばらつきを考慮(+ σ)、NS方向、 S_s-31)であり、許容限界(2.0×10^{-3})を超えないことを確認した。

地盤物性のばらつきを考慮した地震応答解析ケース

	地盤物性	モデル名称
基本ケース	標準地盤	基本モデル
地盤物性の変動による影響	標準地盤+ σ 相当	地盤物性のばらつきを考慮(+ σ)
	標準地盤- σ 相当	地盤物性のばらつきを考慮(- σ)



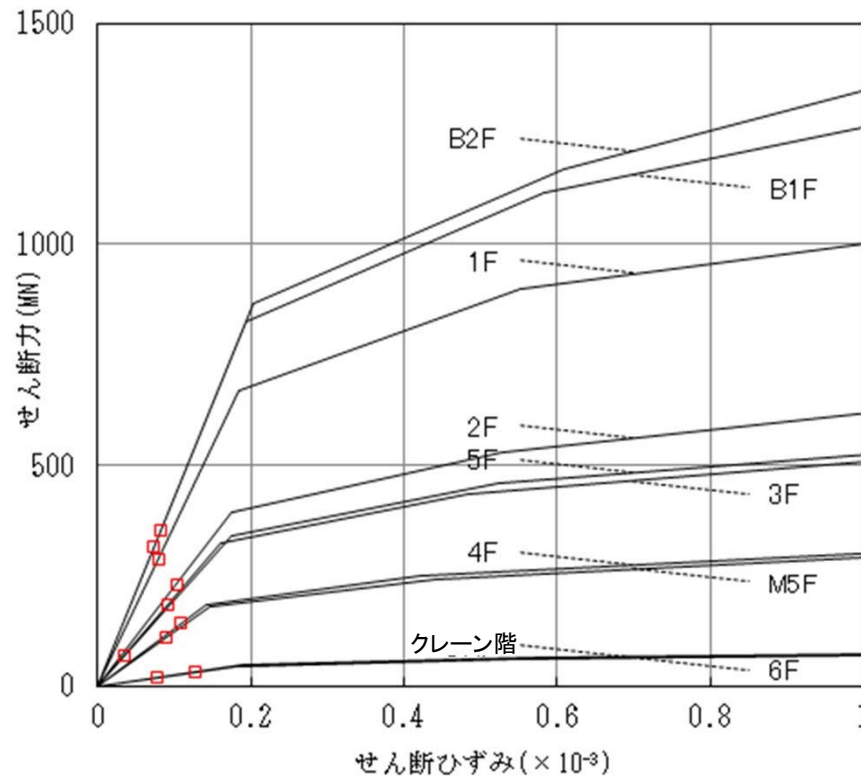
せん断スケルトン曲線上の最大応答値(S_s-31 , 要素番号(5))

地震応答解析モデル及び入力地震動の概念図(水平方向)

参考文献 (1)田治見宏：耐震理論に関する基礎的研究，東京大学生産技術研究所報告，第8巻，第4号，1959年
(2)Novak, M.et.al. : Dynamic Soil Reactions for Plane Strain Case, The Journal of the Engineering Mechanics Division, ASCE, 1977

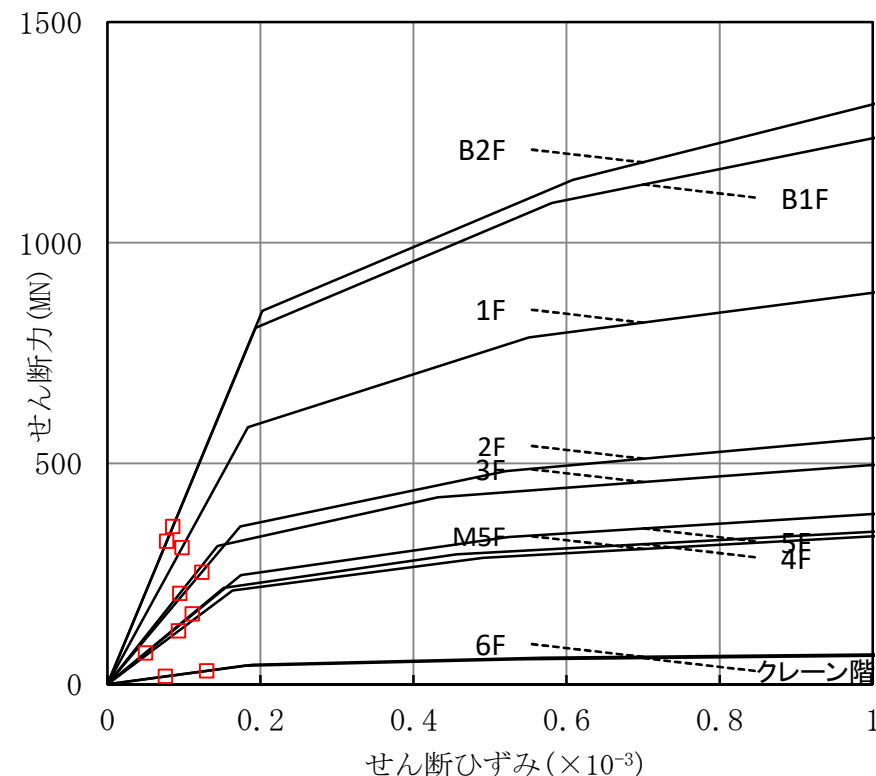
○前頁に示す原子炉建屋の地震応答解析モデルに2011年東北地方太平洋沖地震のはざとり波を入力し、影響検討を行った。

【せん断スケルトン上の最大応答値:Q-γ】



NS方向

図中凡例
□:最大応答値(シミュレーションモデル)



EW方向

- せん断スケルトン上での最大応答値は第一折れ点より小さく、全ての階層で弾性範囲内であった。
- これは、地震に起因する特徴的なひび割れは確認されなかったとの現地調査結果とも整合している。
- 以上の結果を踏まえて、原子炉建屋の健全性が保たれていると判断した。

【論点No.4】

基準地震動S_s-Dの応答解析と東日本大震災時の観測記録との比較について

【委員からの指摘事項等】

No.4

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

基準地震動S_s-Dを入力したときの地盤の応答と、平成23年3月11日の東日本大震災時の観測記録のEL-370mから上の記録とを比較したものはあるか。

P.2

東海第二発電所敷地の原地盤に係る液状化に関する考慮について

【説明概要】

1. 液状化強度試験

内容

- 道路橋示方書で液状化の検討対象とされる地層条件だけでなく、保守的に更新統（固く締まった地層）及びG.L.-20m以深の地層も液状化の検討対象とした。
- 液状化強度試験のための試料採取は、その地層の標準貫入試験のN値、細粒分含有量 F_c 及び道路橋示方書式から算定される液状化強度比 R_L のデータを吟味して、保守的な液状化強度データが得られると想定される個所で行った。
- 各地層の液状化強度特性は、試験データのばらつきを考慮して平均値より 1σ （ σ ：標準偏差）低減した液状化強度特性を設定した。

結果

- 以上のように設定した原地盤の液状化強度特性を用いて、2次元FEMにより地盤をモデル化した有効応力解析を実施し、各層の過剰間隙水圧を確認した結果、基準地震動発生時においても原地盤は液状化しないことを確認した。

【説明概要】

2. 耐震評価

内容

- 重要構造物の耐震性評価においては、原地盤の液状化強度特性による有効応力解析に基づく耐震性評価を実施するとともに、**さらなる保守的な配慮として、豊浦標準砂*1の液状化強度特性により強制的に液状化させることを仮定した有効応力解析による検討を追加で行う設計方針とした。**

（注記 *1:豊浦標準砂とは、敷地に存在しない粒径が均一で細粒分含有率が小さく液状化し易い性質があり、土質実験等で多用されるものである。）

結果

- 上記の設計方針に基づき、施設毎の液状化影響検討の組合せを決定し、基準地震動 S_s に対する耐震健全性を確認した。

3. 取水構造物 東北地方太平洋沖地震後の状況

- 取水構造物の西側（津波の到達無し）の沈下箇所において、噴砂跡、地中埋設物の浮き上がりは認められなかった。
- 沈下は取水構造物近傍の埋戻し部で局所的に発生しており、敷地内においては液状化時の痕跡とされる噴砂や地中埋設物の浮き上がり等は認められなかった。

1-1. 液状化強度試験 内容(1/3)

敷地内の液状化検討対象土層の抽出方針

- ① 道路橋示方書・同解説(V耐震設計編, 平成24年3月, 社団法人 日本道路協会)の液状化検討対象土層を基本とする。
 - ・ 地下水位が地表面から-10m以内であり, かつ地表面から-20m以内の飽和土層
 - ・ 細粒分含有率 F_c が35%以下, 又は F_c が35%を超えても塑性指数 I_p が15以下の土層
 - ・ 土粒子の平均粒径 D_{50} が10mm以下で, かつ10%粒径 D_{10} が1mm以下である土層
- ② 道路橋示方書では液状化検討対象外としているが、保守的に地表面-20m以深及び更新統土層も液状化検討対象土層とする。

液状化検討対象層の抽出結果

地質記号	層相	道路橋示方書における液状化検討対象層	当社の液状化検討対象層	備考
al	du	砂	○	
	Ag2	砂礫	○	
	Ac	粘土	—	
	As	砂	○	
	Ag1	砂礫	□	・ GL-20m以深に分布するが、保守的に検討対象とする。
D2	D2c-3	シルト	—	
	D2s-3	砂	□	・ 更新統であるが保守的に検討対象とする。
	D2g-3	砂礫	□	・ 更新統であるが保守的に検討対象とする。
D1	lm	ローム	—	
	D1c-1	シルト	—	
	D1g-1	砂礫	□	・ 更新統であるが保守的に検討対象とする。

↑
敷地に分布する地層名

地質記号

al: 沖積層、最上位の砂層は敷地全体に広く分布する。
D2: 段丘堆積物、敷地南部に分布する。
D1: 段丘堆積物、敷地南西部に分布する。

○: 検討対象

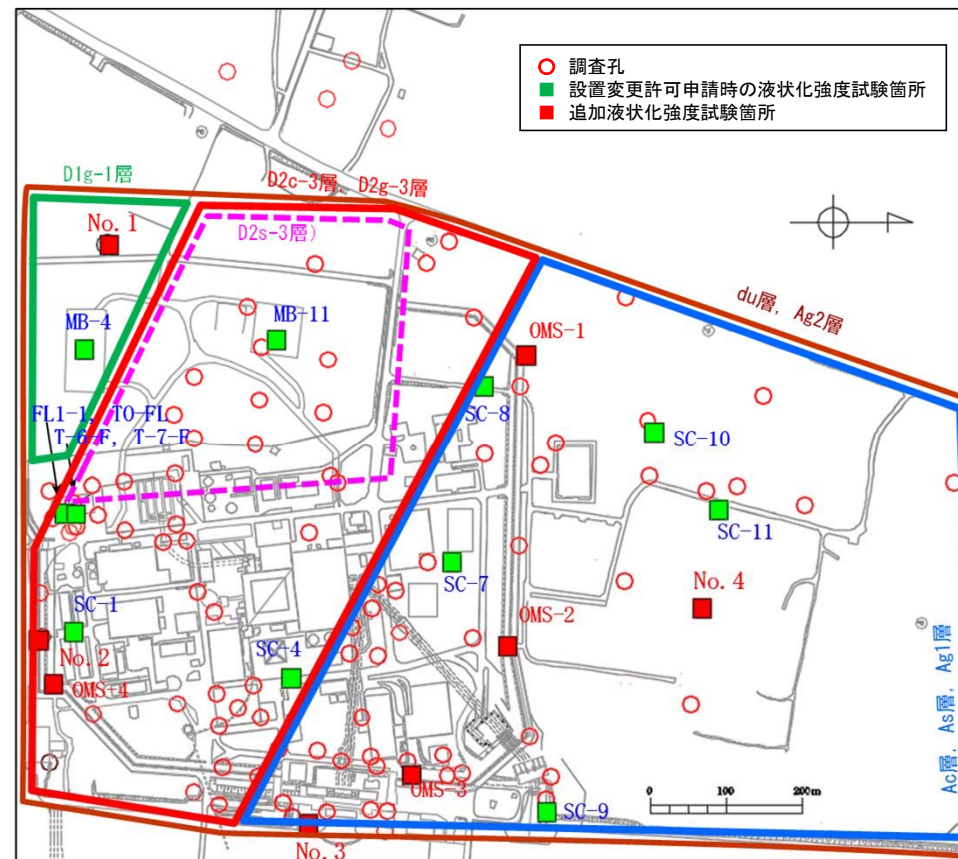
□: 道路橋示方書では検討対象外であるが検討対象とするもの

—: 検討対象外

□: 東海第二発電所敷地での液状化検討対象土層とするもの

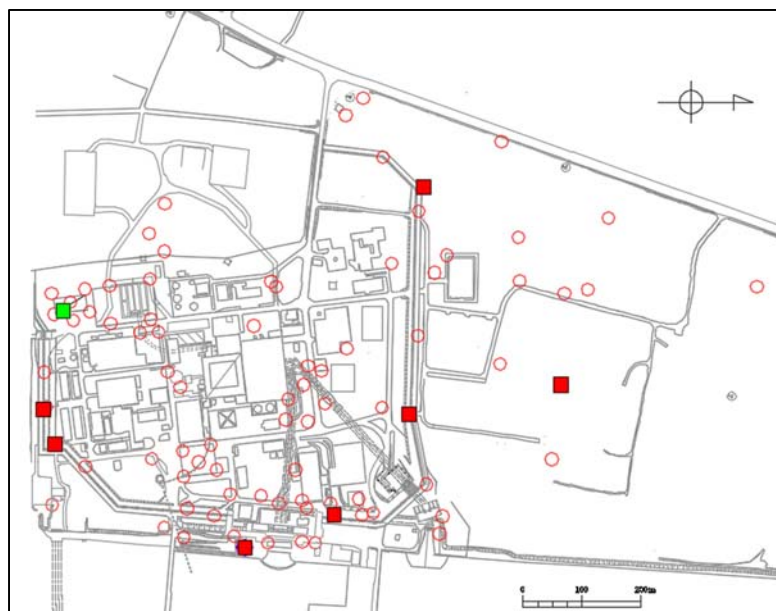
1-1. 液状化強度試験 内容(2/3)

液状化強度試験のための試料採取は、その地層の標準貫入試験のN値、細粒分含有量 F_c 及び道路橋示方書式から算定される液状化強度比 R_L のデータを吟味して、保守的な液状化強度データが得られると想定される個所で行った。次頁に液状化強度試験試料採取位置の代表性確認方法を示す。



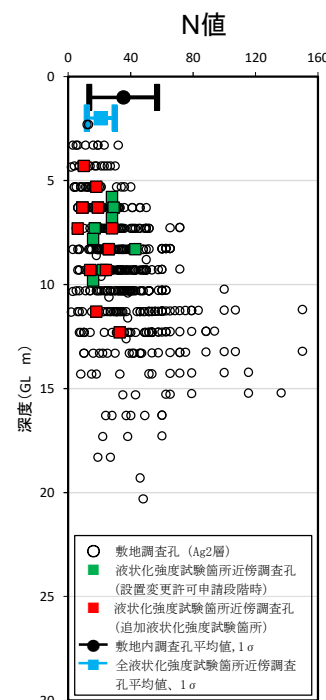
液状化検討対象層の分布範囲及び敷地内調査孔、液状化強度試験試料採取箇所

1-1. 液状化強度試験 内容(3/3)

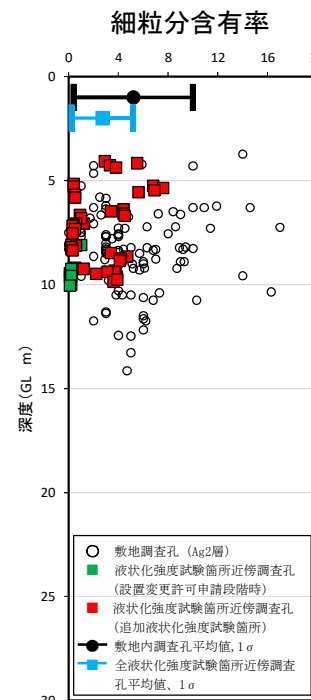


- 調査孔
- 設置変更許可申請時の液状化強度試験箇所
- 追加液状化強度試験箇所

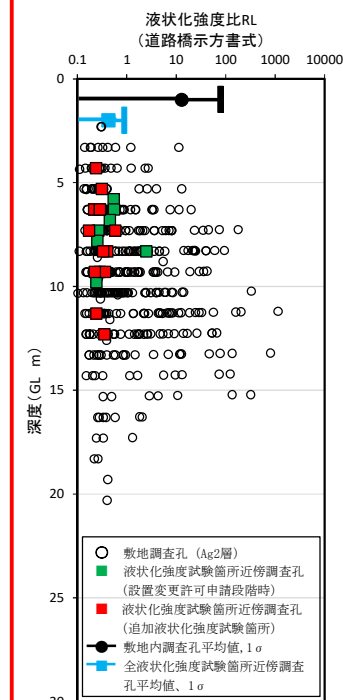
調査孔と液状化強度試験箇所 (Ag2層)



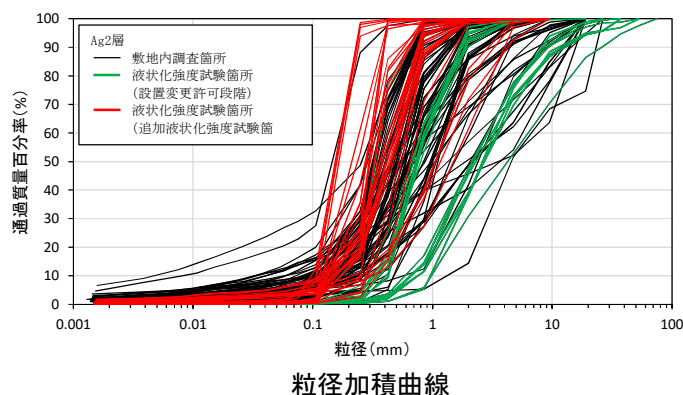
N値



細粒分含有率



液状化強度比 R_L
(道路橋示方書式より算出)



粒径加積曲線

- ・ N値は地層の強度を示すものであり、N値が小さいほど締まっている地盤(液状化しやすい地盤)と解釈する。
- ・ 細粒分含有率は地層の粘土・シルト分の含有率を示すものであり、この値が小さいほど液状化しやすい地層と解釈する。
- ・ 道路橋示方書の液状化強度比(液状化に対する抵抗力)算定式は、上記のN値や細粒分含有率を使って算定するものである

- ・ 液状化強度試験箇所近傍孔の平均N値は、敷地内調査孔の平均N値より小さい。
- ・ 液状化強度試験箇所の平均細粒分含有率 F_c は、敷地内調査孔の平均 F_c 値より小さい。
- ・ 液状化強度試験箇所の粒度分布は、敷地内調査孔の試験結果の範囲内である。

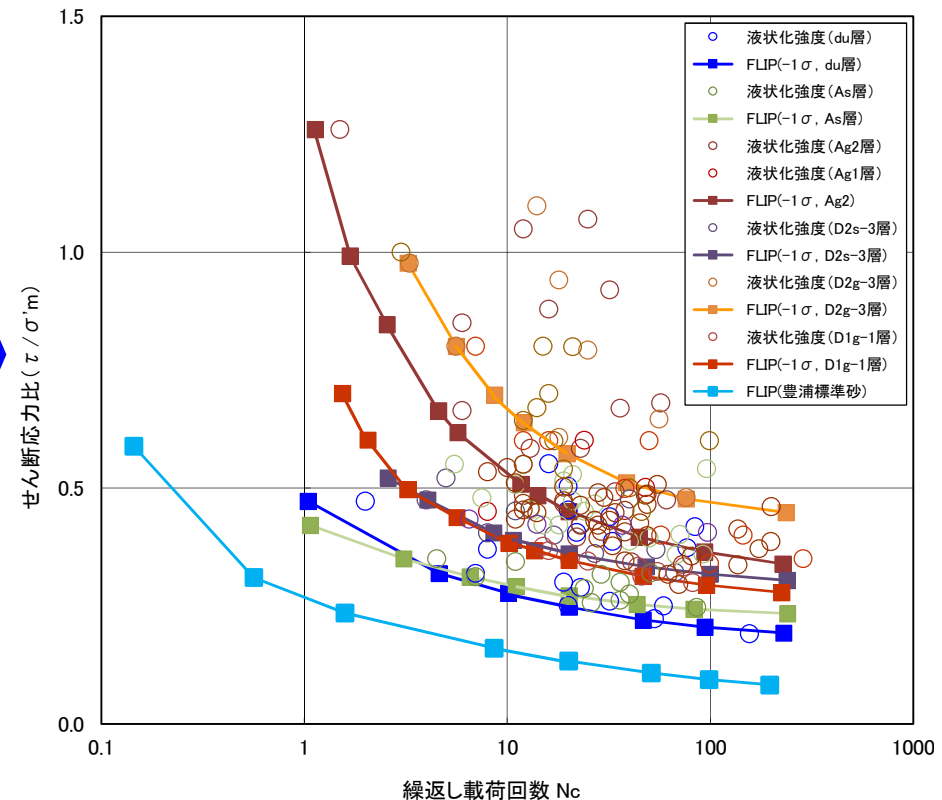
✓液状化強度比 R_L の比較により、
液状化強度試験箇所近傍孔平均 $R_L <$ 敷地内調査孔平均 R_L を確認した。

1-2. 液状化強度試験 結果(1/2)

- 原地盤から乱れが少ないサンプリング方法で採取した試料を用いて液状化強度試験を実施。
- 各土層の液状化強度試験結果からデータのばらつきを考慮して、平均液状化強度特性を1 σ (σ :標準偏差)低減し、原地盤の液状化強度特性を設定した。
- 液状化強度試験の結果、各地層の液状化強度特性は、敷地には存在しない最も液状化しやすい豊浦標準砂の液状化強度特性を全て上回ることを確認した。



液状化強度試験状況
(中空繰返しねじりせん断試験)



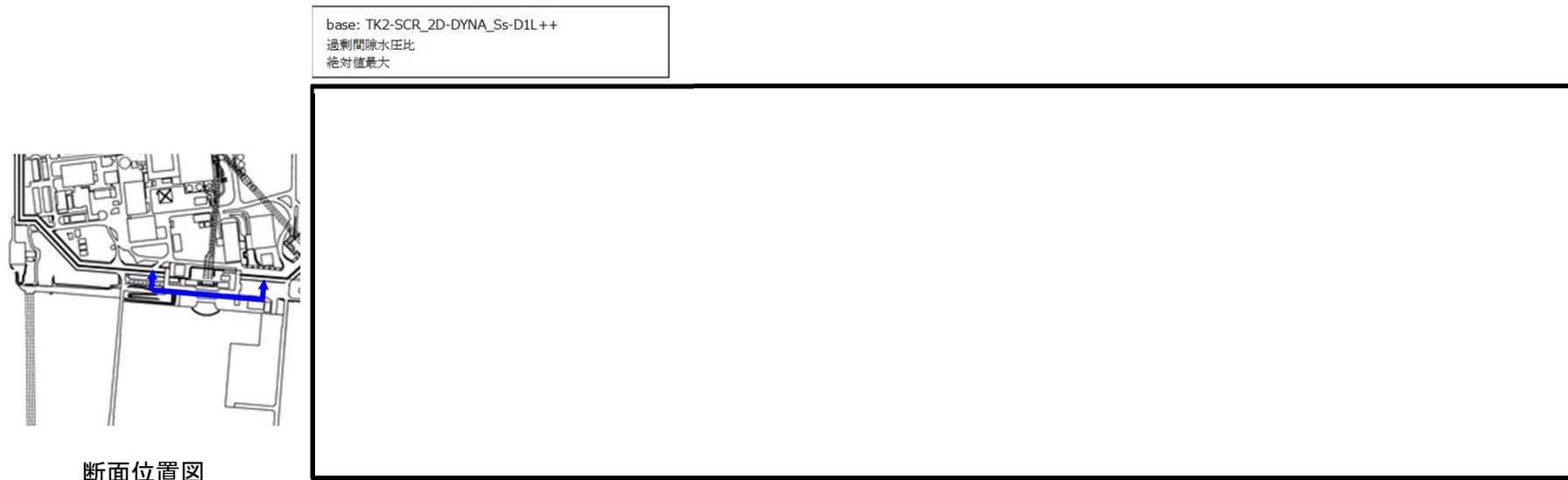
原地盤の液状化検討対象土層及び豊浦標準砂の液状化強度特性

注) FLIP (Finite element analysis of Liquefaction Program)
液状化による地盤や構造物の挙動を評価するプログラム

論点No.5-6

東海第二発電所の原地盤の状態と保守的な解析条件について

- ① 液状化強度試験データに基づき、各地層の平均液状化強度特性を1 σ 低減(σ :標準偏差))し、液状化強度特性を設定した。
- ② 上記の設定した液状化強度特性により液状化の影響を考慮した解析(有効応力解析)を実施することで、重要施設の周辺地盤に対し基準地震動 S_s を入力した場合の地震時応答(液状化の状況)を確認した。



断面位置図

取水構造物周辺地盤の過剰間隙水圧比分布(S_s-D1)

⇒有効応力解析の結果、地盤の過剰間隙水圧比が95%^{注)}を下回ることから、液状化の発生は認められないことを確認した。

注)【過剰間隙水圧比を指標とした液状化の評価】

規格・基準における記載事例等に基づき、過剰間隙水圧比が95%以上に達した状態を液状化と判定する。

2. 耐震評価(1/2)

主要構造物における液状化影響を踏まえた耐震性評価の最大照査値は、1を下回り、安全であることを確認した。
 なお、評価においては、許容値に安全裕度(安全率 $\alpha(> 1)$)を見込んだ設計を行っている。さらに安全側の評価となるよう、敷地には存在しない液状化しやすい豊浦標準砂の液状化強度特性を用いた設計も行っている。

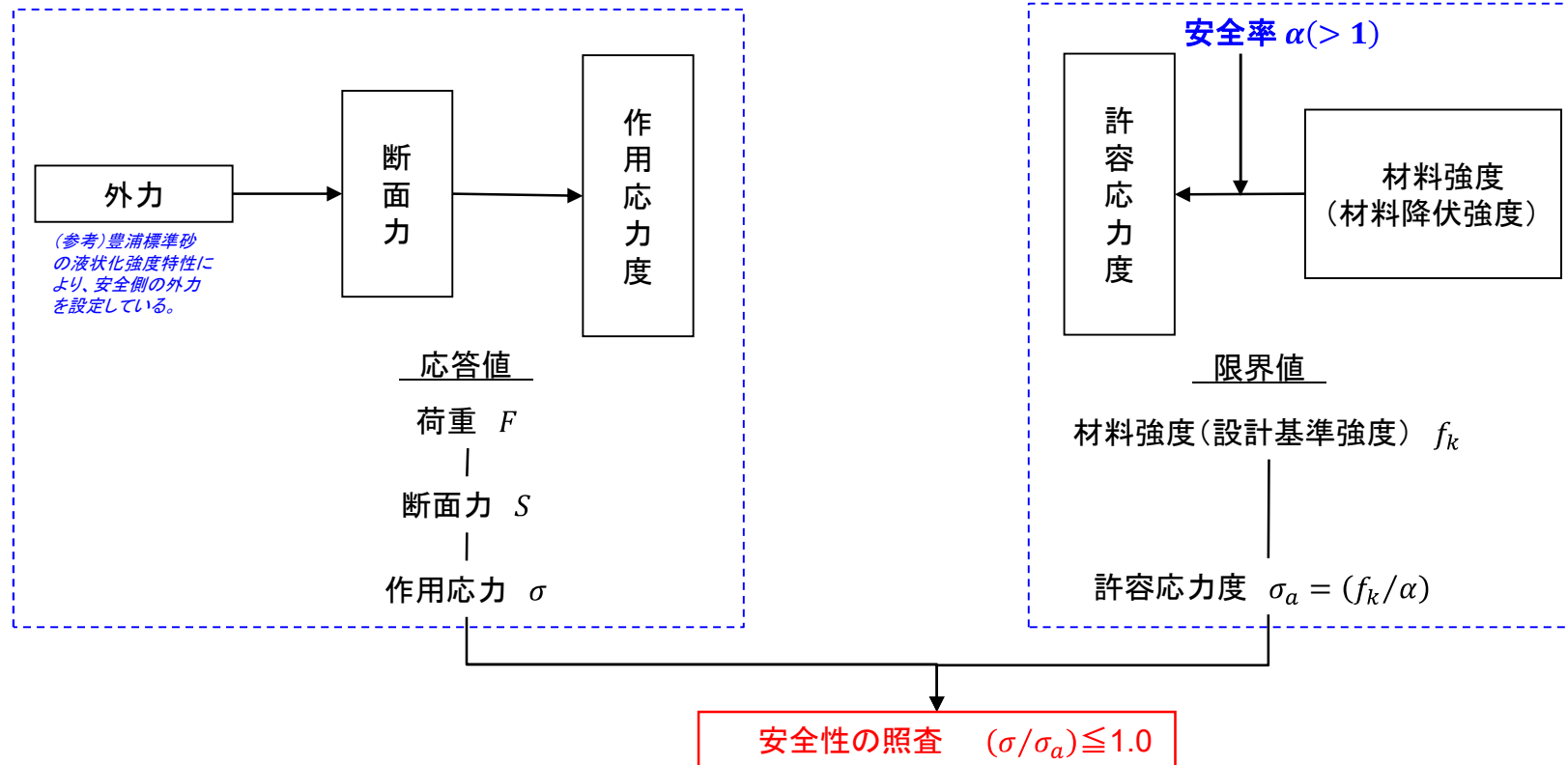
設備 分類	設備名称 【間接支持している設備名称】	支持層	周辺地盤の地層のうち、液状化検討対象層	液状化の影響検討		液状化影響検討に対応した 補強対策工	耐震評価結果	
				要	不要		最大照査値	評価
対 設 処 計 施 基 設 準	使用済燃料乾式貯蔵建屋	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層	●	—	—	0.996	OK
	防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層, D2s-3層, D2g-3層, D1g-1層	●	—	地盤改良	0.67	OK
	防潮堤（鋼製防護壁）	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層	●	—	—	0.97	OK
	防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層	●	—	—	0.82	OK
	防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁(放水路エリア)）	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層	●	—	—	0.76	OK
重 大 事 故 等 対 処 施 設	原子炉建屋	久米層	無し※1	—	●	—	0.300	OK
	取水構造物	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層	●	—	地盤改良, 後施工せん断補強筋 (PHb)	0.695	OK
	主排気筒 【非常用ガス処理系排気筒】	久米層	無し（第四系全てを地盤改良）	●	—	地盤改良	0.915	OK
	非常用ガス処理系配管支持架構 【非常用ガス処理系配管】	久米層	無し（第四系全てを地盤改良）	●	—	地盤改良	0.497	OK
	屋外二重管 【残留熱除去系海水系配管等】	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層	●	—	地盤改良	0.72	OK
	貯留堰	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層	●	—	地盤改良	0.77	OK
	常設代替高压電源装置置場及び西側淡水貯水設備 【常設代替高压電源装置, 軽油貯蔵タンク等】	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層	●	—	—	0.73	OK
	常設代替高压電源装置用カルバート（トンネル部） 【非常用ディーゼル発電装置燃料油系配管等】	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層, D2s-3層	●	—	—	0.65	OK
	常設代替高压電源装置用カルバート（立坑部） 【非常用ディーゼル発電装置燃料油系配管等】	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層, D2g-3層, D2s-3層	●	—	地盤改良	0.70	OK
	常設代替高压電源装置用カルバート（カルバート部） 【非常用ディーゼル発電装置燃料油系配管等】	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層, D2g-3層	●	—	地盤改良	0.69	OK
重 大 事 故 等 対 処 施 設	緊急時対策所建屋	久米層	du層, D2s-3層, D2g-3層	●	—	地盤改良	0.629	OK
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク基礎 【緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク】	久米層	du層, D2s-3層, D2g-3層	●	—	地盤改良	0.70	OK
	緊急用海水ポンプビット	久米層	du層, Ag2層, Ag1層, D2g-3層	●	—	—	0.93	OK
	緊急用海水取水管	久米層	du層, Ag2層, As層, Ag1層, D2g-3層, D2s-3層	●	—	—	0.14	OK
	S A用海水ビット	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層	●	—	—	0.98	OK
	海水引込み管	久米層	du層, Ag2層, Ag1層, D2g-3層, D2s-3層	●	—	—	0.15	OK
	S A用海水ビット取水塔	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層	●	—	—	0.81	OK
	格納容器圧力逃がし装置格納槽 【格納容器圧力逃がし装置等】	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層	●	—	—	0.557	OK
	格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート 【格納容器圧力逃がし装置用配管】	久米層	du層, D2g-3層	●	—	—	0.84	OK
	代替淡水貯槽	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層	●	—	—	0.83	OK
	常設低圧代替注水系ポンプ室 【常設低圧代替注水系ポンプ】	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層	●	—	—	0.74	OK
	常設低圧代替注水系配管カルバート 【常設低圧代替注水系配管】	久米層	du層, Ag2層, D2g-3層	●	—	—	0.76	OK
	可搬型設備用軽油タンク基礎（西側） 【可搬型設備用軽油タンク】	久米層	du層, D2s-3層, D2g-3層	●	—	地盤改良	南側で代表	OK
	可搬型設備用軽油タンク基礎（南側） 【可搬型設備用軽油タンク】	久米層	du層, D1g-1層	●	—	地盤改良	0.76	OK

※1：排水設備により、地下水位を久米層分布深度以深としていることから、地下水位以深に液状化検討対象層はない。

2. 耐震評価(2/2)

設計は許容応力度設計法を適用している。

【許容応力度設計及び照査法】



- ・許容応力度設計法は、構造物の破壊に対する安全性の保証として、線形弾性理論に基づいている。
- ・照査値 $(\sigma / \sigma_a) \leq 1.0$ は、材料(部材)の挙動が可逆性を有する、材料(部材)の耐力を低下させる変位に至らないことである。



主要構造物の原地盤の液状化による耐震性評価(照査)結果は、 $(\sigma / \sigma_a) \leq 1.0$ を満たしており、なお敷地には存在しない、かつ最も液状化しやすい豊浦標準砂の液状化強度特性を適用していることから十分な裕度を有すると判断できる。

2. 耐震評価(参考)

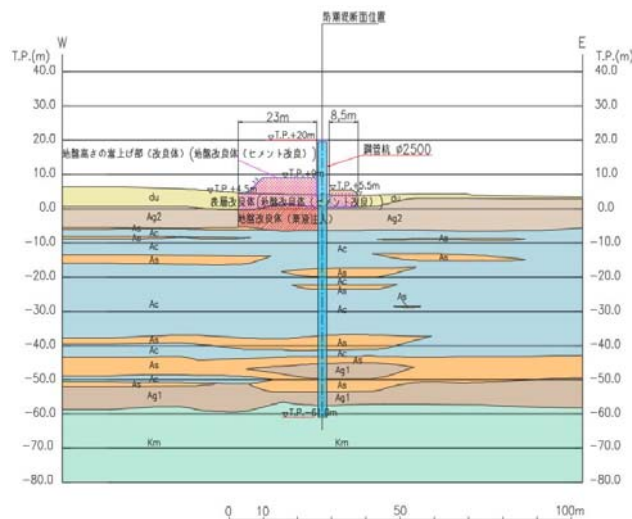
○ 津波防護施設の耐震性評価結果の一例として、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の照査結果を示す。

条 件 : ①地下水位を地表面に設定した。

②原地盤の液状化強度試験データに基づき適切に設定(平均値より1 σ (σ :標準偏差)低減)した液状化強度特性に加え、液状化の発生は認められないことを確認しているが、保守的に地盤を強制的に液状化させることを仮定した評価を実施した。

確認内容: 液状化の影響を考慮した解析を実施し、地震時における構造部材の健全性を確認する。

解析結果: 鋼管杭のせん断, 曲げの照査値(発生応力度/短期許容応力度)は1.0を下回り, 防潮壁が構造強度を有すること及び止水性を損なわないことを確認した。



地震応答解析対象断面図

鋼管杭のせん断力照査における最大照査値

鋼管杭仕様			発生断面力	発生応力度 τ_s (N/mm ²)	短期許容 応力度 τ_{sa} (N/mm ²)	照査値 τ_s / τ_{sa}	解析ケース
杭径 (mm)	板厚 (mm)	断面積 (m ²)	せん断力 (kN)				
2500	35	0.263	9265	71	217.5	0.33	④S _c -D1

鋼管杭の曲げ軸力照査における最大照査値

鋼管杭仕様				発生断面力		発生応力度 σ_s (N/mm ²)	短期許容 応力度 σ_{sa1} (N/mm ²)	照査値 σ_s / σ_{sa1}	解析ケース
杭径 (mm)	板厚 (mm)	断面積 (m ²)	断面係数 (m ³)	曲げ モーメント (kN・m)	軸力 (kN)				
2500	35	0.263	0.15995	34955	9015	253	382.5	0.67	②S _s -D1

※ 照査値=発生応力/短期許容応力度
(1.0以下であれば許容限界以下(弾性範囲内)でOK)

3. 取水構造物 地震後の状況(1／2)

【取水構造物 地震後の状況】

沈下は取水構造物近傍の埋戻し個所で局所的に発生しており、敷地内においては液状化時の痕跡とされる噴砂や地中埋設物の浮き上がりは認められなかった。

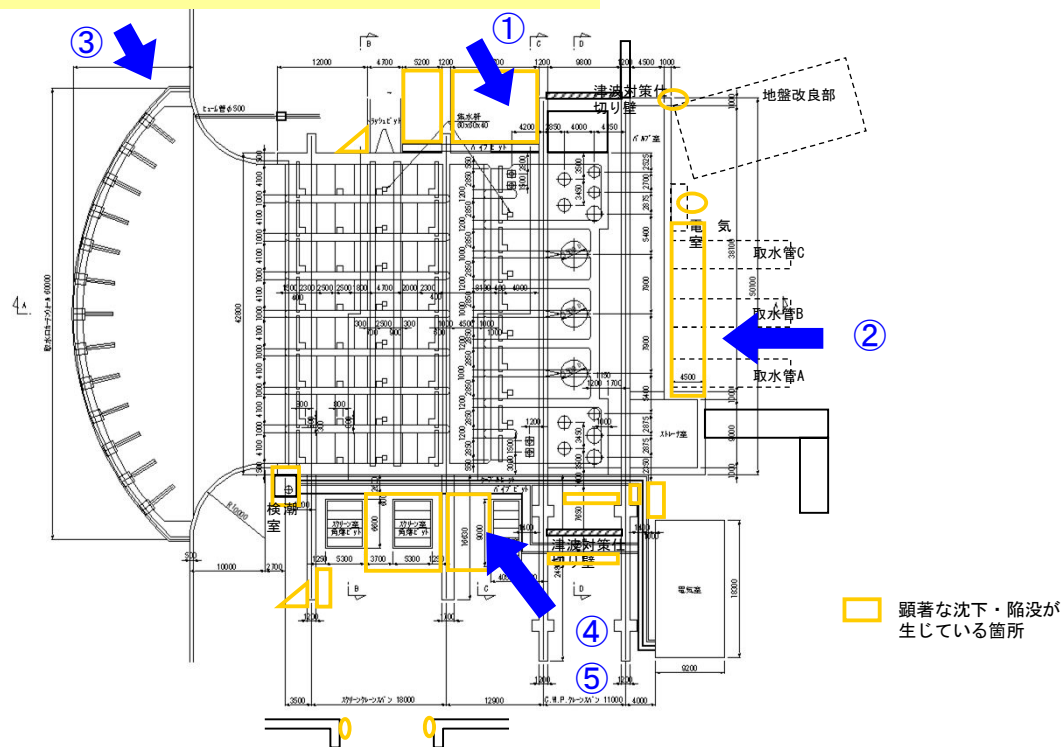
したがって、東北地方太平洋沖地震において、東海第二発電所の敷地内で液状化が発生した可能性は小さいと考えられる。

(参考)

	平成23年3月の評価	平成29年1月の評価
揺すり込み沈下	緩い埋戻土の揺すり込み沈下	同左
液状化	液状化による噴砂跡は確認されないものの、津波が達していたことから、津波により液状化による噴砂跡の消失の可能性を考慮。 ⇒土木学会にて噴砂跡の消失の可能性も考え、液状化(地盤沈下)を報告(平成24年2月)	- 津波が到達した範囲において、地盤沈下(次項写真①, ②, ④)、構造物の変形等(写真③, ⑤)が確認された。 - 津波の到達がない取水構造物西側の沈下箇所において、噴砂跡、地中埋設物の浮き上がりは認められない。(次項写真②) - 取水構造物の北側、南側も上記と同様の施工で埋め戻されている。 - 基準地震動Ssによる解析評価結果においても、取水構造物周りの地盤に液状化は確認されなかった(7p) - 以上より、液状化の可能性は小さいと考えられる。
洗掘・吸出し	津波(引き波)による埋戻土の洗掘・吸出し	同左

3. 取水構造物 地震後の状況(2/2)

構築物の外観点検の結果



写真①:地盤の沈下状況(取水口エリア)



写真②:地盤の沈下状況(循環水配管埋設エリア)



写真③: 躯体の変形



写真④:地盤の沈下状況(取水口エリア)



写真⑤:地盤沈下に伴う段差の発生(取水口エリア)

論点No.5-12

【論点No.5】

東海第二発電所敷地の原地盤に係る液状化に関する考慮について

【委員からの指摘事項等】

No.5

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

原地盤は液状化しないとのことだが、この根拠を具体的に示すこと。これは試験を行ったのか。

No.6

P.3～10

取水口エリアで地盤が下がっているというようなものがあるが、これは前に液状化の影響みたいな報告があったと聞いているが、現象としてはどういうことか。

P.11,12

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1111

・地盤の液状化について想定で設計するのではなく、実験などでの評価を踏まえて設計するべきと思う。

No.1149

P.3～10

2. 地盤の悪さと津波対策としての防潮堤(壁)

東海第二原発の問題点のひとつは、地盤が悪く、津波の影響を受けやすい太平洋に面していて海拔も低い敷地で、今後建設するという海拔20m(敷地高8mを引くと地上12m高さ)の「防潮堤(壁、といった方が適切)」の建設でも、最大60mの深さまで鋼管杭を入れながら、その液状化が問題となるというほどの地盤の問題です。

P.7

3.11の際、敷地内の液状化も見られたようだし、そもそも地盤自体が20cm沈降し、水平には1.2mも移動したわけですし、原発建屋本体は地下深くに構築したコンクリートの人工岩盤の上に載っていて、一種の浮かんでいる状態で持ちこたえているのかもしれない。

しかし、今回の防潮堤(壁)建設は、本当に液状化に耐えられるのかどうか、一部でも損壊または機能を喪失したら、そもそも津波に弱い東海第二原発そのものがやられるというリスクをもつのではないのでしょうか。浜岡原発では22mの防潮堤をすでに建設していますが、あの屏風のような壁でも、海岸線からは離れたところに位置していて、その間に海岸砂丘のような波よけが自然に出来ているのとは違って、東海第二は前面に小規模な港湾があるものの、そこから取水していることを含めて、港の防波堤を超えて直接ぶち当たる津波を受け止める防潮堤(壁)としては、極めて危険な位置関係にあります。

地震動のエネルギースペクトル等に関する耐震設計上の考慮について

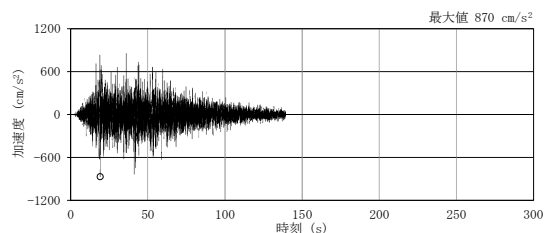
【説明概要】

- ・建屋の耐震評価では、複数の手法に基づいて策定された基準地震動 S_s を用いて地震応答解析を実施することにより、地震動の継続時間の違いによる影響を考慮している。
- ・機器・配管系評価において、地震により繰返し受ける荷重に対して評価を行い、耐震健全性を確認している。

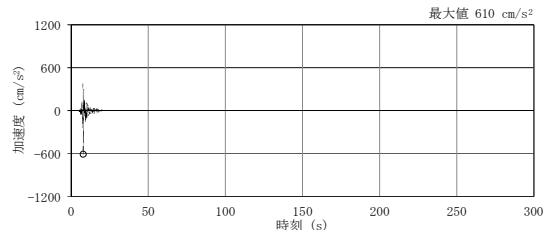
耐震設計上の考慮について 建屋

地震動の波形や継続時間に関する建屋の地震応答解析結果の比較

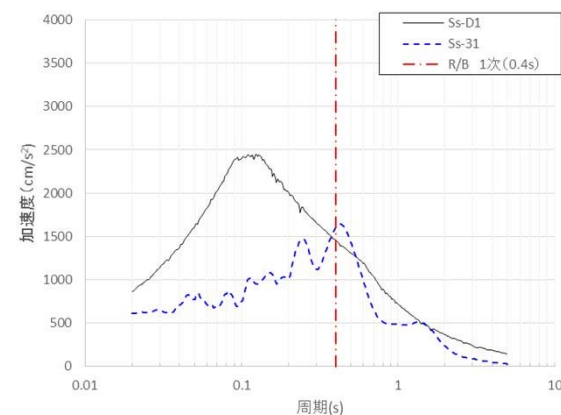
- ・建屋の耐震評価では、複数の手法に基づいて策定された基準地震動Ssを用いて地震応答解析を実施することにより、地震動の継続時間の違いによる影響を考慮している。
- ・原子炉建屋の地震応答解析結果を以下に示す。最大応答値は、建屋全体の応答を把握できるように最下層、中間層及び最上層の3箇所を抽出した。
- ・建屋の耐震評価に用いた基準地震動Ss(8波)のうち、継続時間の長いSs-D1と継続時間の短いSs-31による応答を比較した結果、Ss-31による応答値が大きくなっており、地震動の継続時間による影響よりも建屋の固有周期に関する地震動の周期特性による影響が大きくなっている。



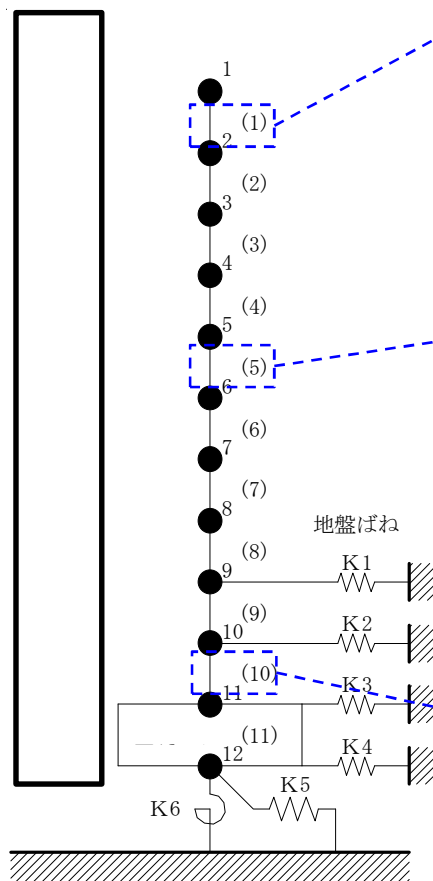
加速度時刻歴波形(Ss-D1)



加速度時刻歴波形(Ss-31)

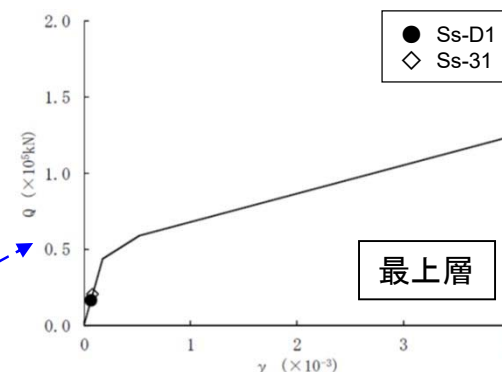


加速度応答スペクトル

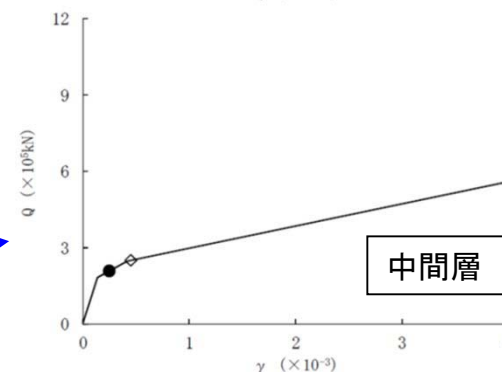


地震応答解析モデル

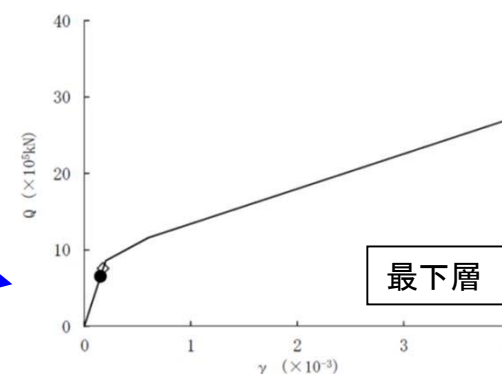
論点No.6-2



最上層



中間層



最下層

せん断スケルトンカーブ※上の最大応答値

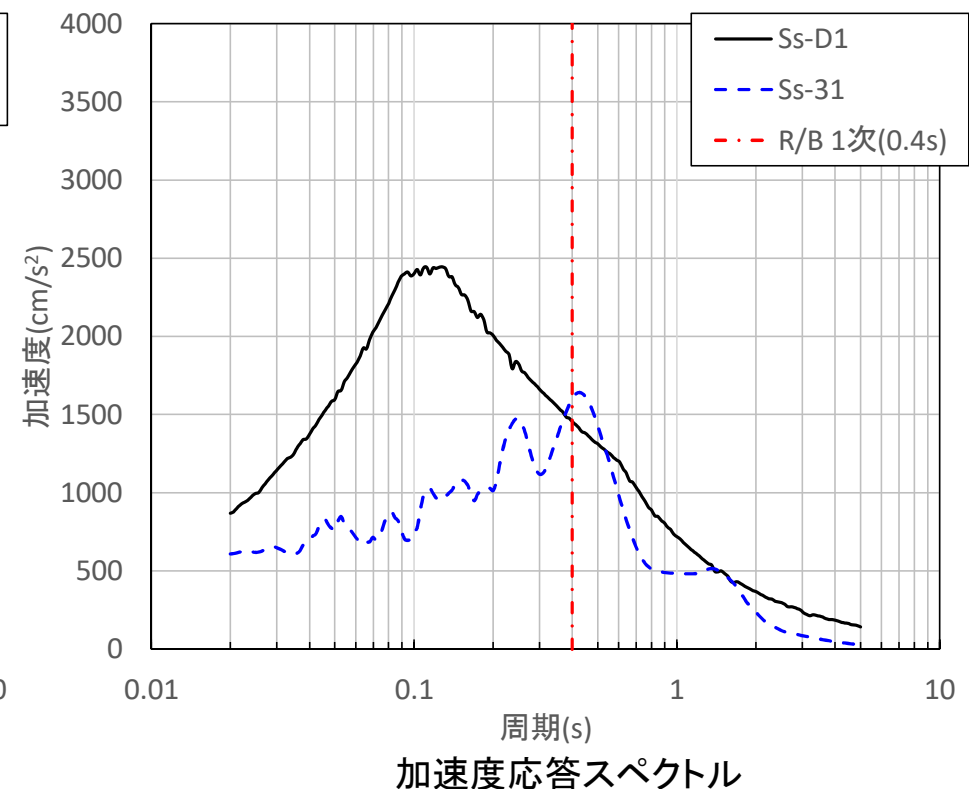
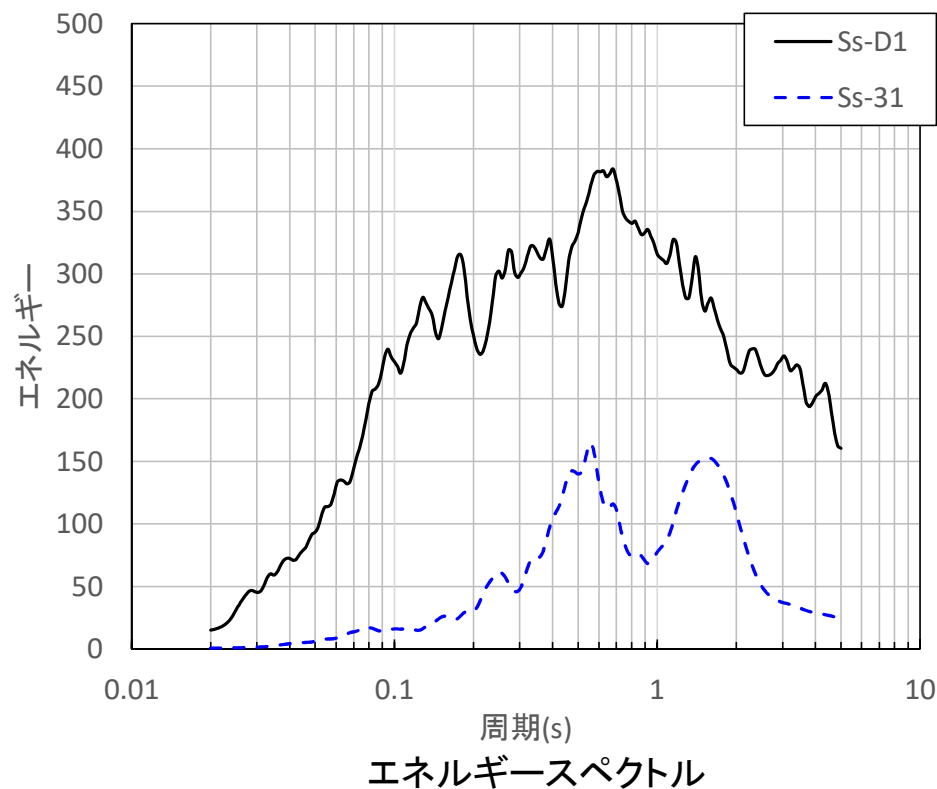
※ 鉄筋コンクリート構造の剛性低下の性状を表現

エネルギースペクトルの確認結果について

基準地震動Ss-D1とSs-31のエネルギースペクトルの比較

○評価内容

- ・巨大地震などの地震動による長周期構造物等への影響を確認する上では、地震動の総エネルギーと周期との関係を表すエネルギースペクトルが用いられることがあるため、その結果についても確認する。



○評価結果

- ・エネルギースペクトルを確認した結果、短周期構造物であり顕著な塑性化が見られていない原子炉建屋では、エネルギーの累積量があまり大きくないと考えられることから、その応答性状を把握する上では、応答スペクトルによる最大応答の周期特性が有効な指標であることを確認した。

- ・ 機器の耐震評価では、疲労の観点から基準地震動 S_s によって地震継続中に繰り返し受ける荷重に対して健全性を確認している。

疲労評価の対象設備

- ①原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器・配管系（原子炉圧力容器等）
- ②原子炉格納容器
- ③クラス2、3機器及びSAクラス2機器（非常用炉心冷却系設備、重大事故等対処設備等）
（但し③の機器については、地震等による応力振幅が弾性範囲を超えた場合に実施する。）

- ・ 疲労評価の結果、疲労累積係数は許容値以下であることを確認した。なお、運転延長認可申請における低サイクル疲労評価と基準地震動 S_s とを組み合わせた疲労評価結果を例示する。

配管系の疲労評価結果 *1

系統名	①60年時点の 疲労累積係数 (低サイクル疲労評価)	②基準地震動 S_s に よる疲労累計係数	③東北地方太 平沖地震による 疲労累積係数	合計値 (①+②+③)	許容値
原子炉再循環系	0.1182 *2	0.1455	—	0.2637	< 1
原子炉系(純水部)	0.5799 *2	0.0259	—	0.6058	< 1
原子炉系(蒸気部)	0.0853	0.6558	0.0043	0.7454	< 1

*1 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム説明資料改訂版(第17回ワーキングチーム机上配布資料 高経年化-243頁)より引用

*2 環境を考慮

3. 10 東海第二発電所の特有の評価－(1)震災影響評価(1/3)

第17回ワーキングチーム
机上配布資料(高経年化
－93頁)を再掲

＜低サイクル疲労評価の震災影響評価＞

2011年の東北地方太平洋沖地震による影響を考慮し、**低サイクル疲労評価に基準地震動 S_s と東北地方太平洋沖地震を組み合わせた耐震安全性評価**を行い、健全性を確認する。

(a) 評価内容

Sクラス機器で**地震動の影響が最も大きい原子炉系配管**を代表として、低サイクル疲労評価と東北地方太平洋沖地震を含めた地震動の影響を考慮した評価の合計値が**許容値を下回ることを確認**する。

(b) 評価結果

合計値が**許容値1を下回る**ことから、**耐震安全性上問題ないと評価**した。

低サイクル疲労評価

①60年時点の疲労
累積係数

+

地震動の影響を
考慮した評価

②地震動による疲労累積
係数(基準地震動 S_s)

+

【震災影響評価】

③東北地方太平洋沖地震
による疲労累積係数※



許容値を下回ることを
確認

※:原子炉建屋に設置された地震計にて計測された観測記録を基に作成された入力地震動を用いて評価

低サイクル疲労評価及び東北地方太平洋沖地震を考慮した耐震安全性評価の概念

機器	低サイクル疲労評価	地震動の影響を考慮した評価			①+②+③ 合計値	許容値
	①60年時点の疲労 累積係数	②地震動による疲労累 積係数(基準地震動 S_s)	③東北地方太平洋沖地 震による疲労累積係数			
原子炉系 (蒸気部)配管	0.0853	+	0.6558	+	0.0043	= 0.7454 < 1

【論点No.6】

地震動のエネルギースペクトル等に関する耐震設計上の考慮について

【委員からの指摘事項等】

No.7

建屋から見ると地震動の揺れ方が影響する。地震動毎に持っているパワーが全然違う。建屋が弾性応答の場合は最大値が同じであれば同じになるが、揺れ方が重要になってくるので、地震動のパワーや揺れ方はどうだということろを合わせて説明すること。

P.2

No.8

地震の継続時間が長くなれば、建物の応答で言うと、鉄筋コンクリートの場合であれば剛性低下が起こってくる可能性があり、機器で言うと繰り返しの問題を考えないといけない。地震動の波形や継続時間に関する考え方を説明すること。

P.4～5

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

基準地震動に対する健全性を確保する構造物，系統及び機器への入力地震動の評価方法及び保守性について

【説明概要】

地震応答解析に用いる入力地震動は，解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を一次元波動論により建屋基礎底面及び側面地盤ばね位置で評価している。

建物・構造物と地盤との相互作用を考慮したモデルによる地震応答解析において，地盤物性のばらつきが建物・構造物の応答へ影響を及ぼすと考えられるため，建物・構造物の耐震評価においては，地盤物性のばらつきを考慮した設計用地震力を設定することで，保守性を持たせている。なお，地盤物性は，実測した地盤のせん断波速度 V_s を用いて算出している。

原子炉建屋に対する入力地震動の算定

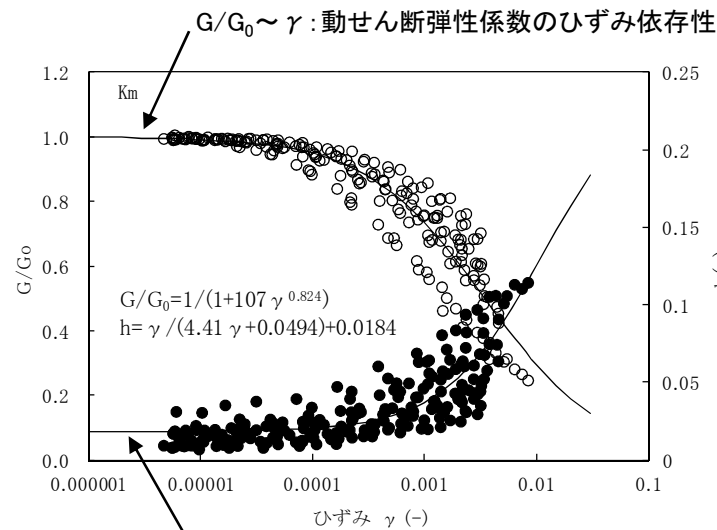
○ 入力地震動の算定

地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を一次元波動論により建屋基礎底面及び側面地盤ばね位置で評価したものをを用いる。

また、入力地震動の設定に用いる地下構造モデルについては、解放基盤表面(EL. -370 m)から地表面までをモデル化する。地下構造モデルの物性値については、原位置試験及び室内試験から得られた各種物性値を基に設定している。

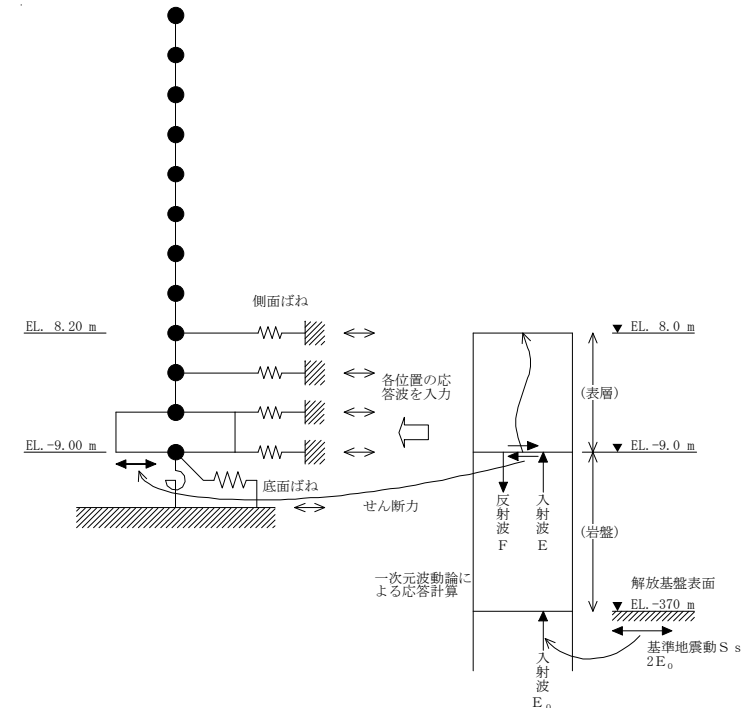
標高 EL. m	地層 区分	層厚 m	密度 ρ t/m ³	S波速度 V_s m/s	ポアソン比 ν
8.0	du*	5.0	1.82	210	0.385
3.0	Ag2*	1.0	1.89	240	0.286
2.0	Ag2	4.7	2.01	240	0.491
-2.7	D2g-3	11.7	2.15	500	0.462
-14.4	Km	5.6	1.72	446	0.461
-20.0		20.0	1.72	456	0.460
-40.0		20.0	1.73	472	0.458
-60.0		30.0	1.73	491	0.455
-90.0		30.0	1.73	514	0.452
-120.0		30.0	1.73	537	0.449
-150.0		40.0	1.74	564	0.445
-190.0		40.0	1.74	595	0.441
-230.0		40.0	1.75	626	0.437
-270.0		50.0	1.75	660	0.433
-320.0		50.0	1.76	699	0.427
-370.0	解放基盤	—	1.76	718	0.425

初期地盤の物性値



(Km層)

動せん断弾性係数 G/G_0 及び減衰定数 h のひずみ依存性



地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図

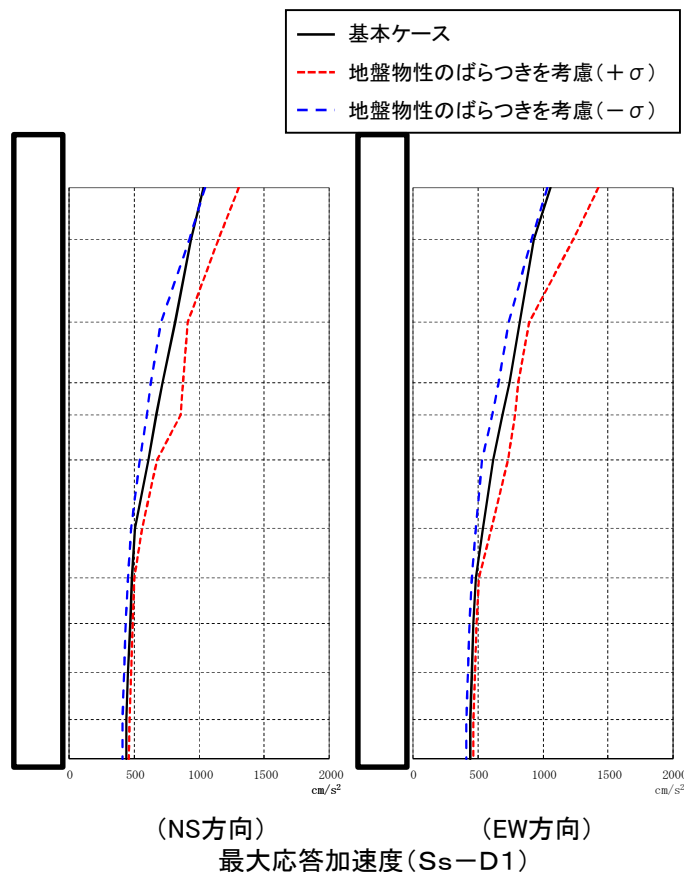
原子炉建屋の保守性(1/2)



○ 地盤物性のばらつき

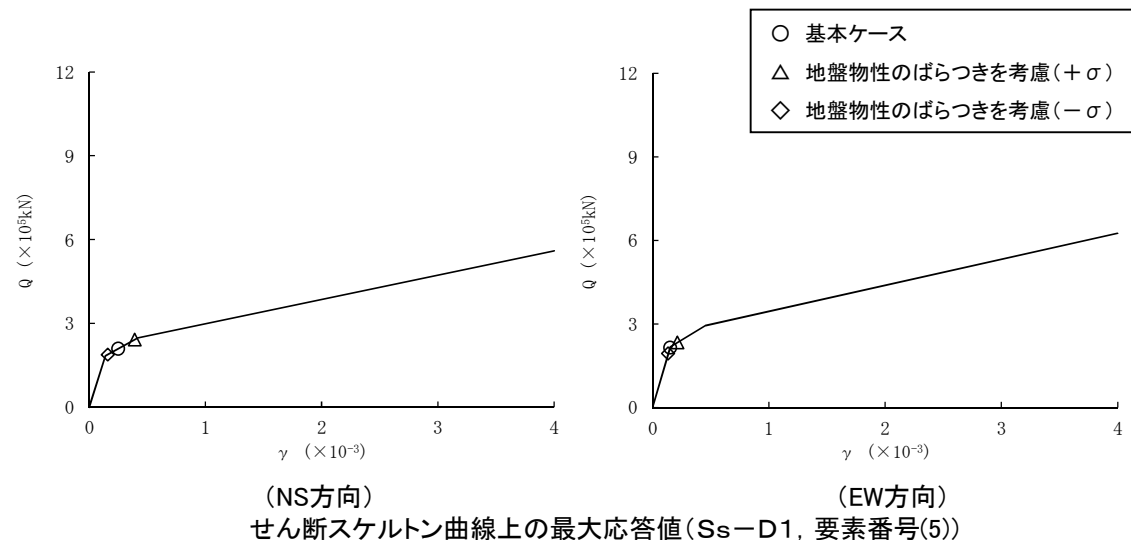
建物・構築物と地盤との相互作用を考慮したモデルによる地震応答解析において、地盤物性のばらつきが建物・構築物の応答へ影響を及ぼすと考えられるため、**建物・構築物の耐震評価においては、地盤物性のばらつきを考慮した設計用地震力を設定することで、保守性を持たせている。**なお、地盤物性は、実測した地盤のせん断波速度 V_s を用いて算出している。

考慮する地盤物性のばらつきは、地質調査結果の平均値をもとに設定した数値を基本ケースとし、せん断波速度のばらつきは $\pm\sigma$ 相当とする。以下に地盤物性のばらつきを考慮した地震応答解析結果を示す。



地盤物性のばらつきを考慮した地震応答解析ケース

	地盤物性	モデル名称
基本ケース	標準地盤	基本モデル
地盤物性の変動による影響	標準地盤+ σ 相当	地盤物性のばらつきを考慮(+ σ)
	標準地盤- σ 相当	地盤物性のばらつきを考慮(- σ)

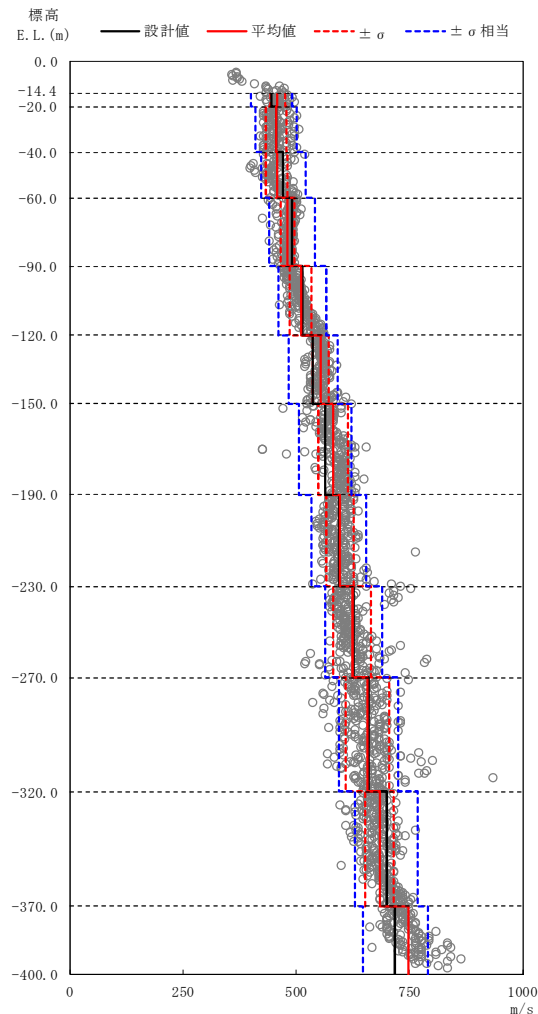


原子炉建屋の保守性(2/2)



○ 地盤物性のばらつき範囲の設定

地盤調査結果の平均値をもとに設定した数値を基本ケースとする。地盤物性のばらつきは、実測値に基づく地盤のせん断波速度 V_s の変動係数を変動の比率($\pm \sigma$ 相当)として層区分毎に設定する。



支持地盤物性のばらつき

地盤物性のばらつき

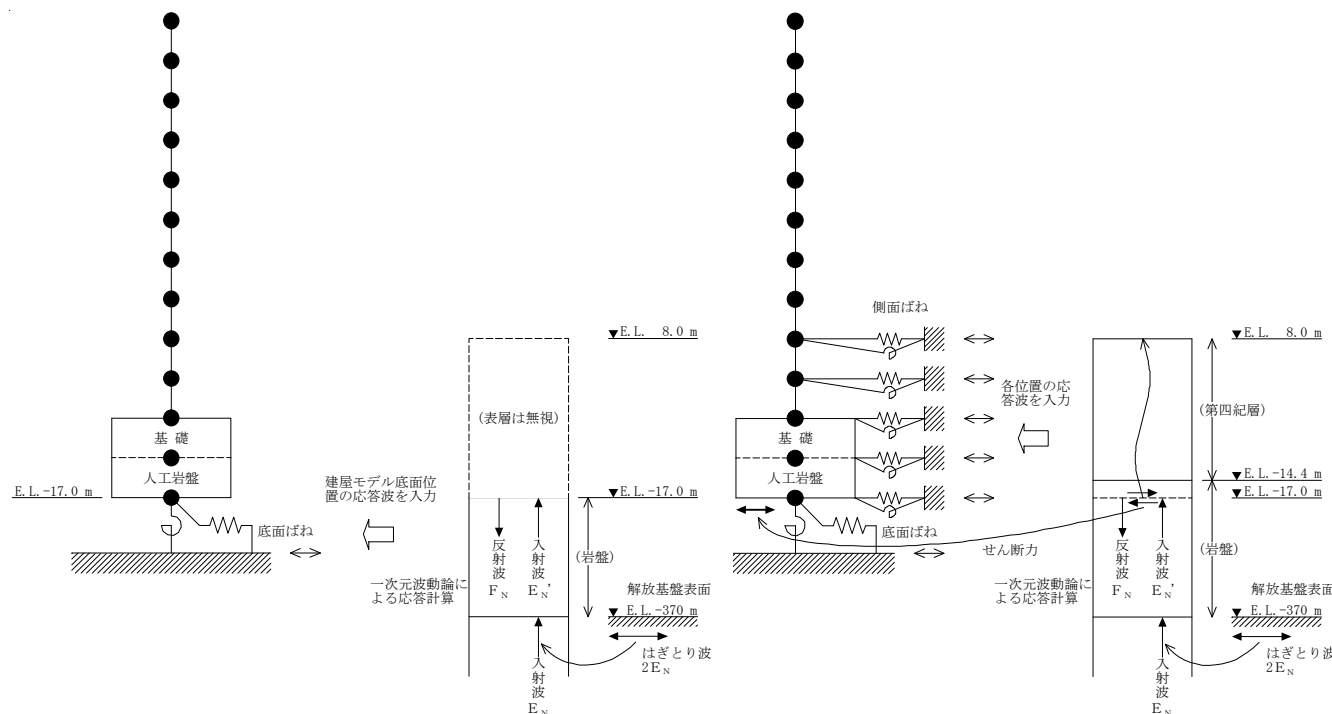
高さ EL.(m)	地層区分	地盤のせん断波速度(m/s)		
		基本ケース	+ σ 相当	- σ 相当
8.0 ~ 3.0	du	210	221	199
3.0 ~ -2.7	Ag2	240	264	216
-2.7 ~ -14.4	D2g-3	500	575	425
-14.4 ~ -20.0	Km	446	491	401
-20.0 ~ -40.0		456	502	410
-40.0 ~ -60.0		472	520	424
-60.0 ~ -90.0		491	541	441
-90.0 ~ -120.0		514	566	462
-120.0 ~ -150.0		537	591	483
-150.0 ~ -190.0		564	621	507
-190.0 ~ -230.0		595	655	535
-230.0 ~ -270.0		626	689	563
-270.0 ~ -320.0		660	726	594
-320.0 ~ -370.0		699	769	629

原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて(1/3)

・原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて、2011年東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析を行い、今回工認に用いる地震応答解析モデルを検討した。

- ① SRモデルに対して、側面回転ばねを含む埋込効果を考慮したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ② 埋込効果を考慮した埋込みSRモデルに対して、人工岩盤を地盤モデル側にモデル化したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ③ 人工岩盤を地盤側にモデル化した解析モデルに対して、側面回転ばねを考慮しないモデルによるシミュレーション解析を行った。

地震応答解析の概要

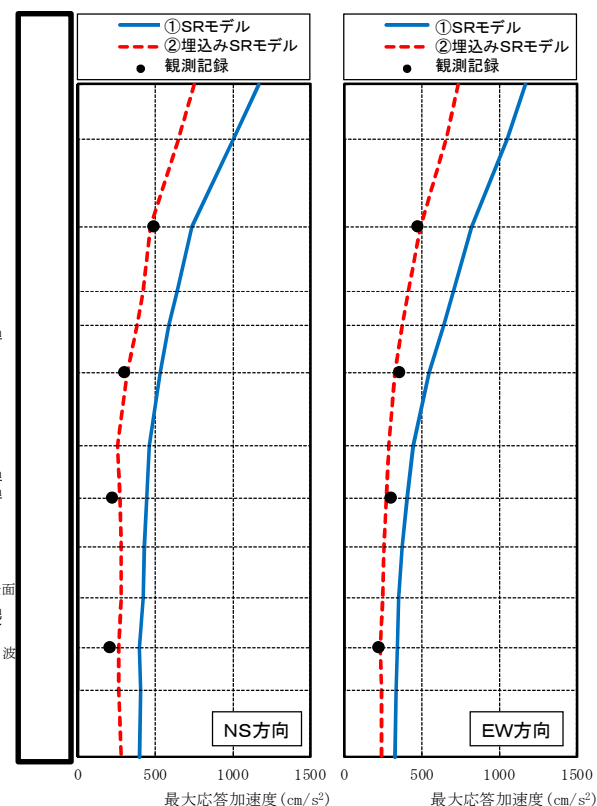


①SRモデル
(既工認では、人工岩盤下端に設計波を直接入力)

側面回転ばねを含む
埋込み効果を考慮

②埋込みSRモデル

最大応答加速度分布



①と②を比較した結果、側面地盤の埋込み効果を考慮した埋込みSRモデルとした場合、より実情に近い建屋の振動性状を評価できることを確認した。

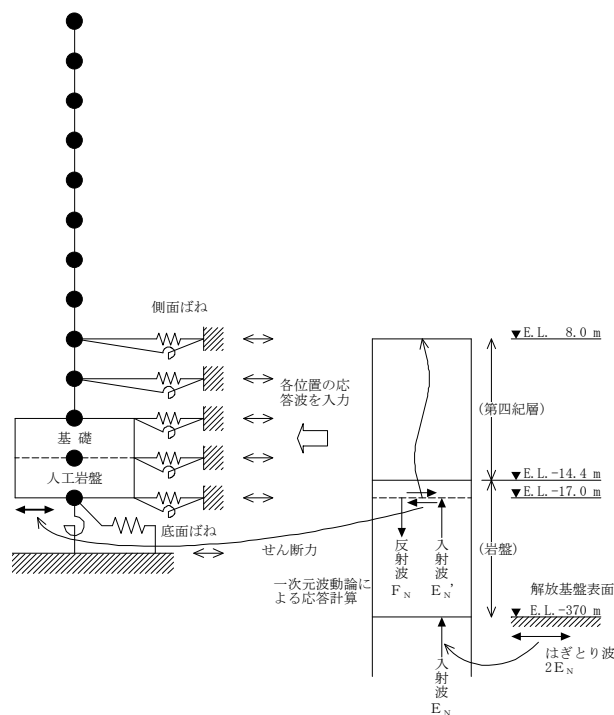
論点No.13-5

原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて(2/3)

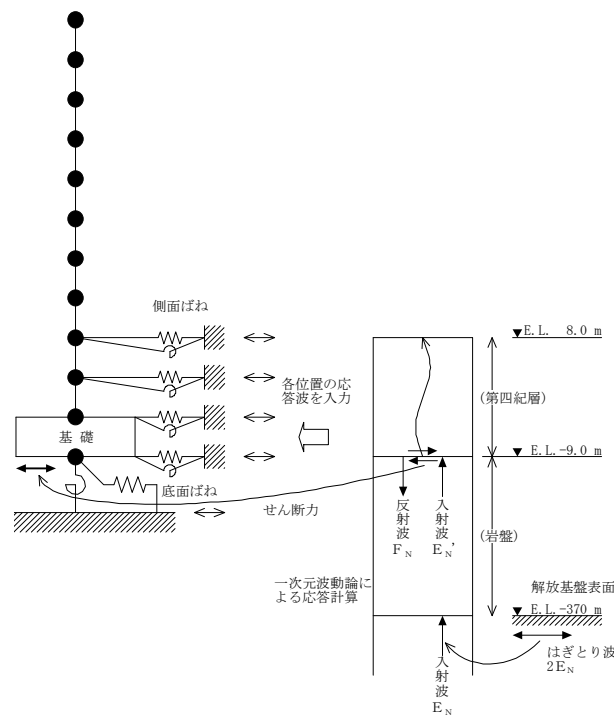
・原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて、2011年東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析を行い、今回工認に用いる地震応答解析モデルを検討した。

- ① SRモデルに対して、側面回転ばねを含む埋込効果を考慮したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ② 埋込効果を考慮した埋込みSRモデルに対して、人工岩盤を地盤モデル側にモデル化したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ③ 人工岩盤を地盤側にモデル化した解析モデルに対して、側面回転ばねを考慮しないモデルによるシミュレーション解析を行った。

地震応答解析の概要



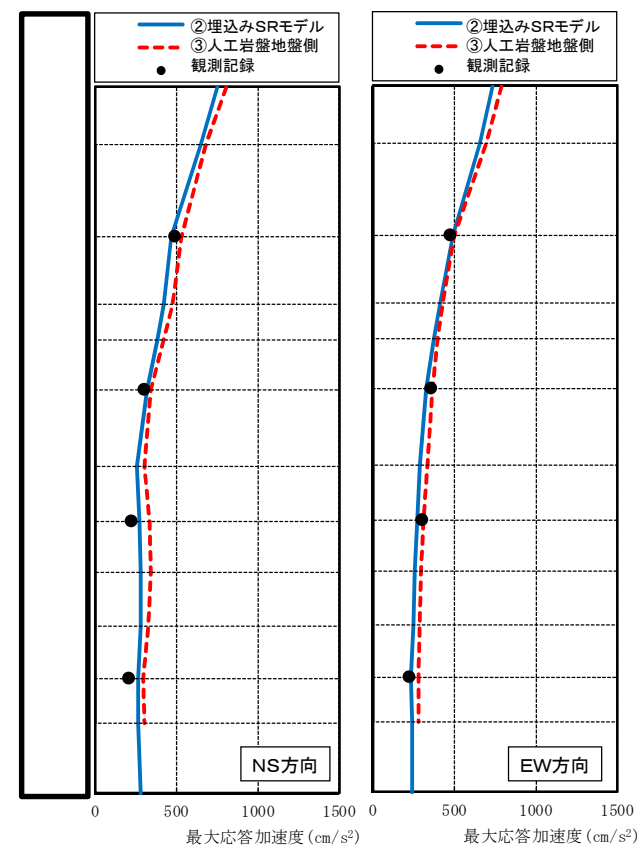
②埋込みSRモデル



③人工岩盤地盤側

人工岩盤を地盤モデル側にモデル化

最大応答加速度分布



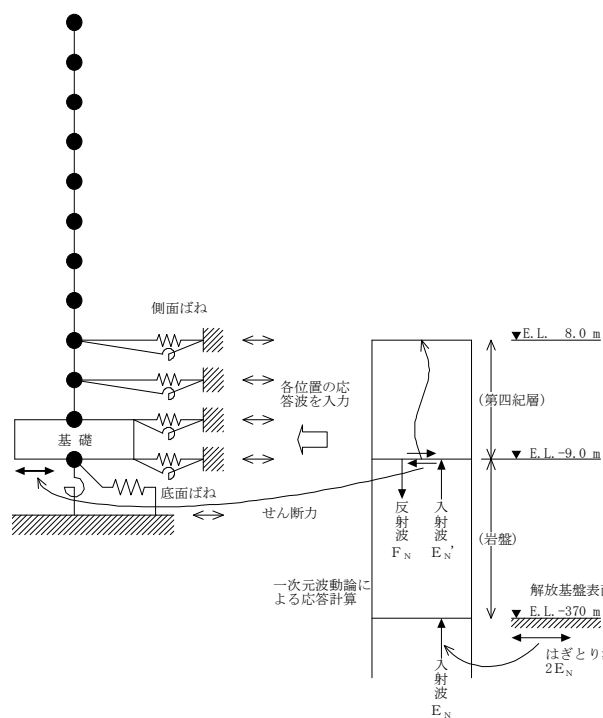
②と③を比較した結果、人工岩盤を岩盤として地盤モデル側にモデル化の方が、応答を保守側に評価することを確認した。

原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて(3/3)

・原子炉建屋の設計に用いる地震応答解析モデルについて、2011年東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析を行い、今回工認に用いる地震応答解析モデルを検討した。

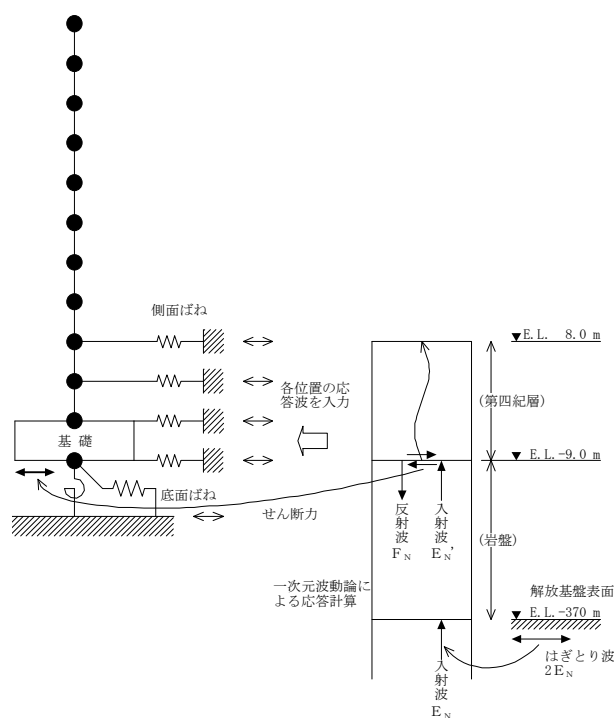
- ① SRモデルに対して、側面回転ばねを含む埋込効果を考慮したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ② 埋込効果を考慮した埋込みSRモデルに対して、人工岩盤を地盤モデル側にモデル化したモデルによるシミュレーション解析を行った。
- ③ 人工岩盤を地盤側にモデル化した解析モデルに対して、側面回転ばねを考慮しないモデルによるシミュレーション解析を行った。

地震応答解析の概要



③人工岩盤地盤側

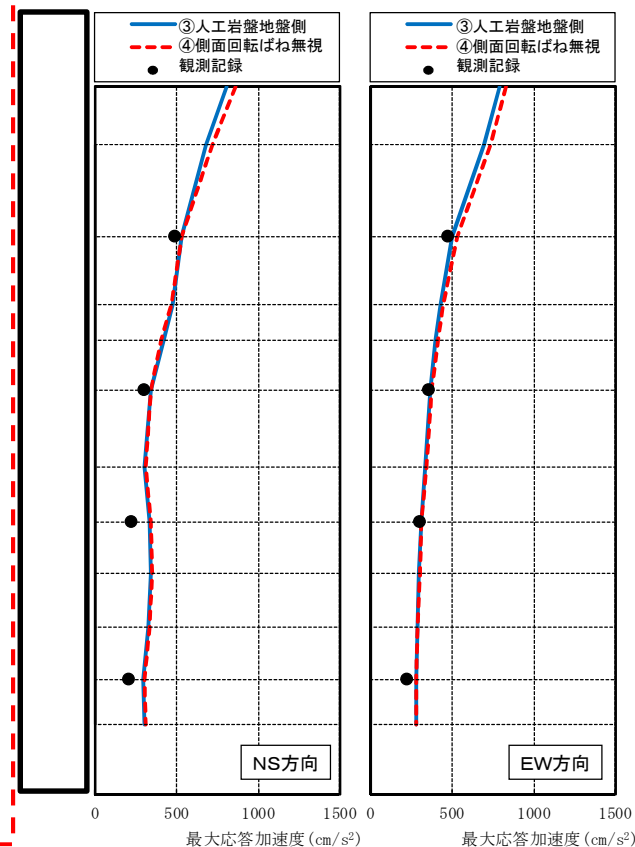
側面回転ばねを
考慮しない場合



④側面回転ばね無視

今回工認に用いる地震応答解析モデル

最大応答加速度分布



③と④を比較した結果、側面回転ばねを考慮しないモデルとする方が、応答を保守側に評価することを確認した。

機器・配管系評価における地盤物性のばらつき等に対する影響評価



機器・配管系の耐震評価において、地盤物性及び建屋剛性の変動について、以下のとおり耐震性に問題ないことを確認した。

- 地盤物性の変動の影響のうち標準地盤 $-\sigma$ 相当(下図、赤線)及び建屋剛性の変動による影響(下図、緑線)を考慮したケースによる床応答スペクトルは、耐震計算に適用した基本ケースの床応答スペクトル(下図、黒線)に包絡しており、耐震評価に影響がないことを確認した。
- 地盤物性の変動の影響のうち標準地盤 $+\sigma$ 相当(下図、青線)を考慮したケースは、耐震計算に適用した基本ケースの床応答スペクトル(下図、黒線)に対して、一部周期帯を除き包絡していることを確認した。また、超過した一部周期帯(下図、赤丸)には、当該周期帯に一次固有周期を有する設備がないことを確認した。

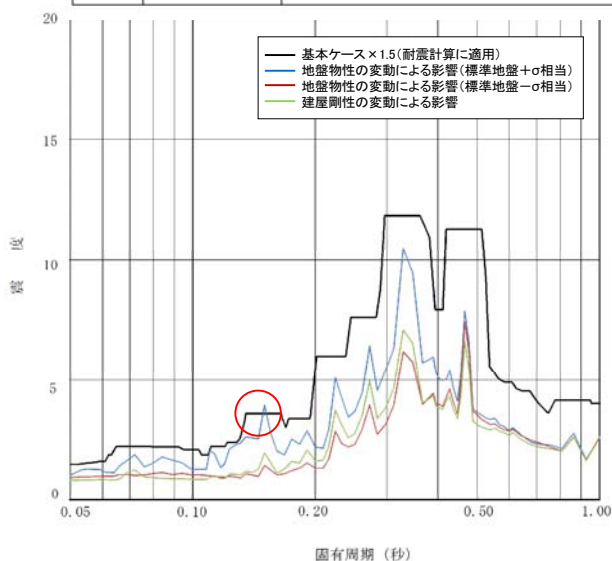
機器・配管系評価の影響確認に用いた の地震応答解析ケース

	建屋剛性		地盤物性
	コンクリート強度	補助壁	
基本ケース	設計基準強度	非考慮	標準地盤
地盤物性の変動による影響	設計基準強度	非考慮	標準地盤 $+\sigma$ 相当
	設計基準強度	非考慮	標準地盤 $-\sigma$ 相当
建屋剛性の変動による影響	実強度	考慮	標準地盤

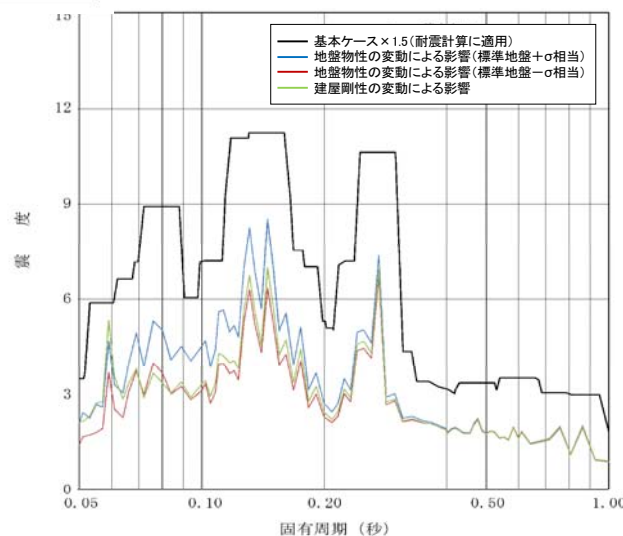
地盤物性のばらつき等への影響評価の例

【EL. 38.8 m 応答スペクトルの説明】

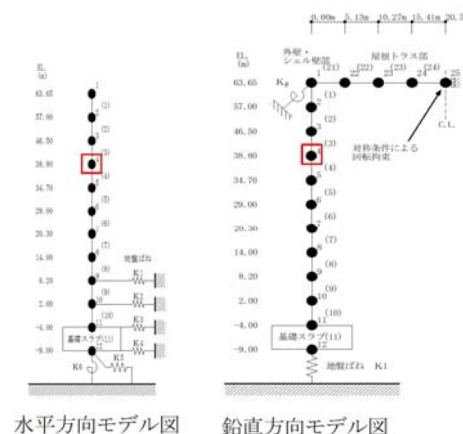
	固有周期 (秒)	説明
水平	0.148~0.152	ばらつきケースの応答が超過している周期帯に1次固有周期がある設備はない。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。



床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)

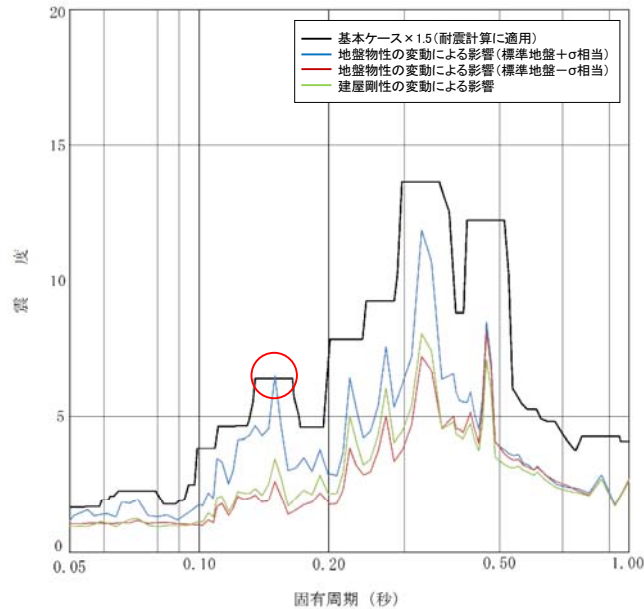


床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)

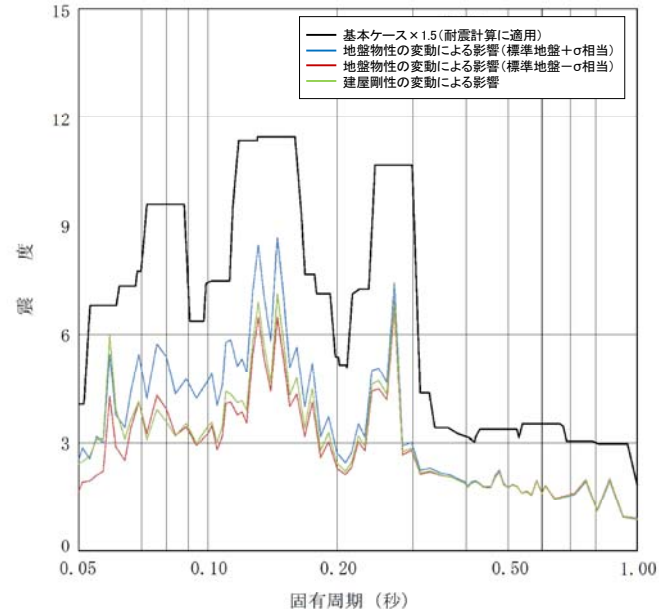


水平方向モデル図

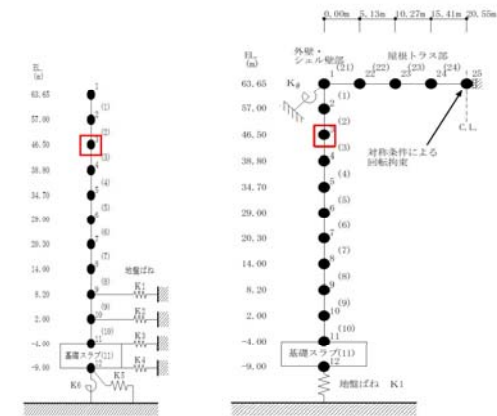
鉛直方向モデル図



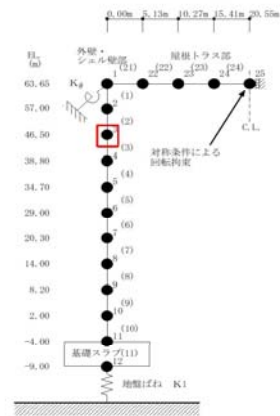
床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)



床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)



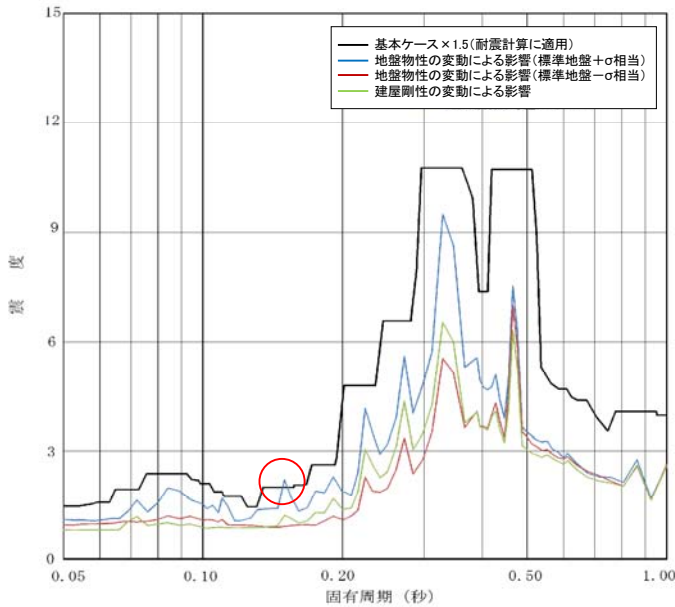
水平方向モデル図



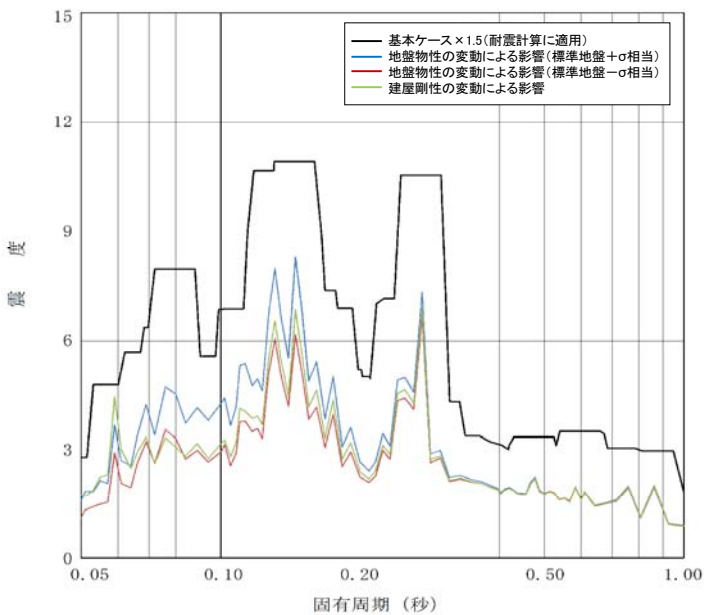
鉛直方向モデル図

【EL. 46.5 m 応答スペクトルの説明】

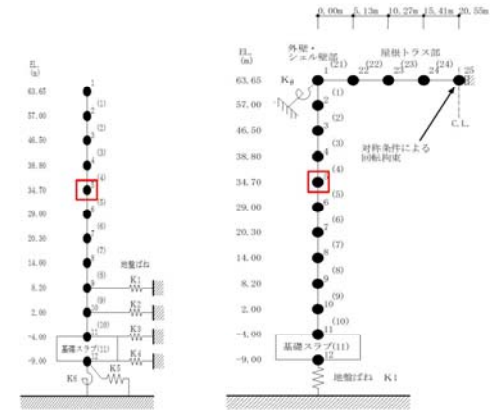
	固有周期 (秒)	説明
水平	0.149~0.151	ばらつきケースの応答が超過している周期帯に1次固有周期がある設備はない。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。



床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)



床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)



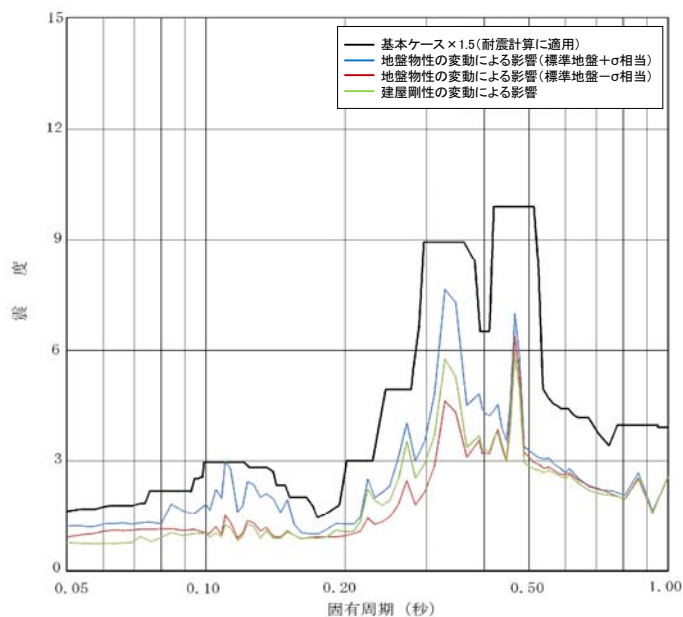
水平方向モデル図

鉛直方向モデル図

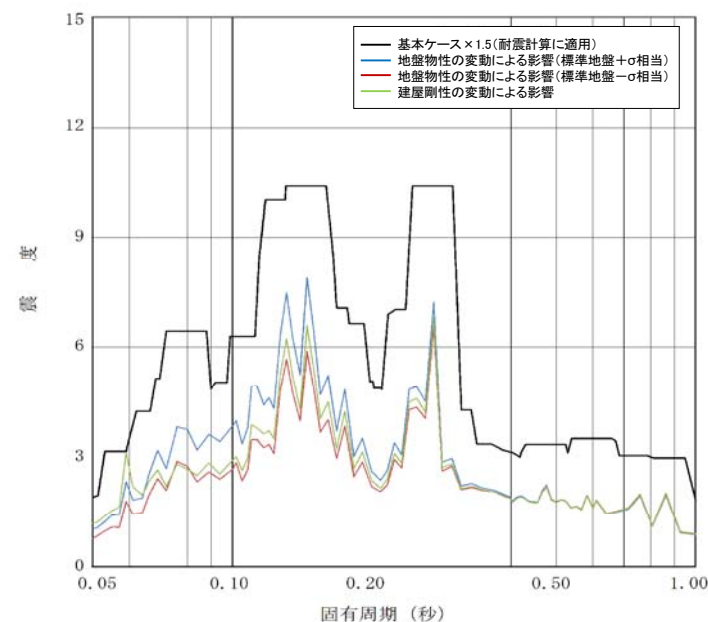
【EL. 34.7 m 応答スペクトルの説明】

	固有周期 (秒)	説 明
水平	0.148~0.153	ばらつきケースの応答が超過している周期帯に1次固有周期がある設備はない。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。

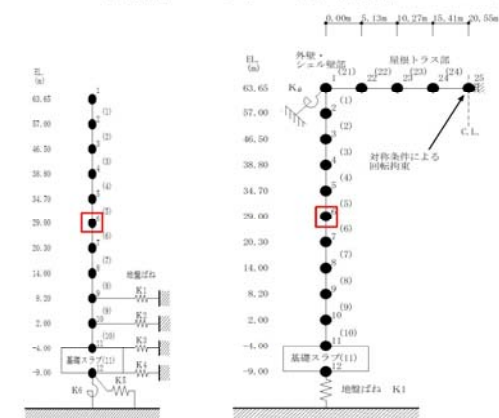
(参考)機器・配管系評価における地盤物性のばらつき等に対する影響評価結果



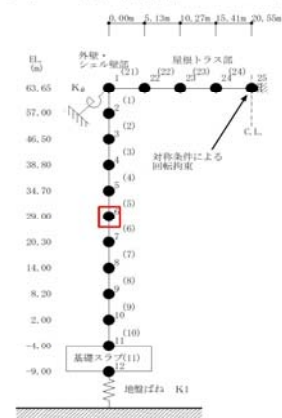
床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)



床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)



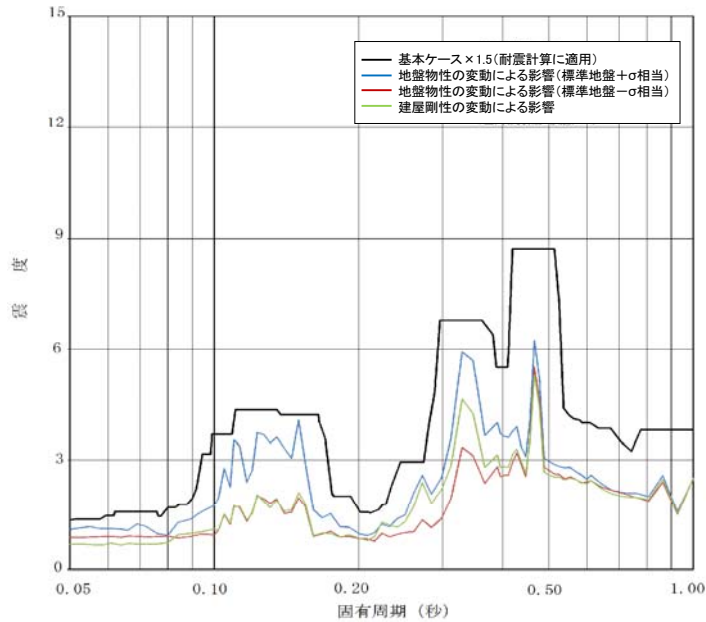
水平方向モデル図



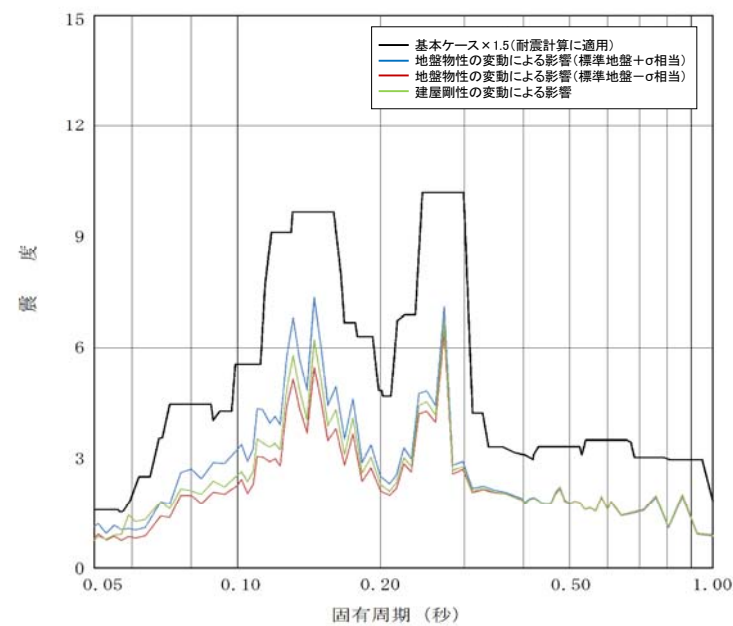
鉛直方向モデル図

【EL. 29.0 m 応答スペクトルの説明】

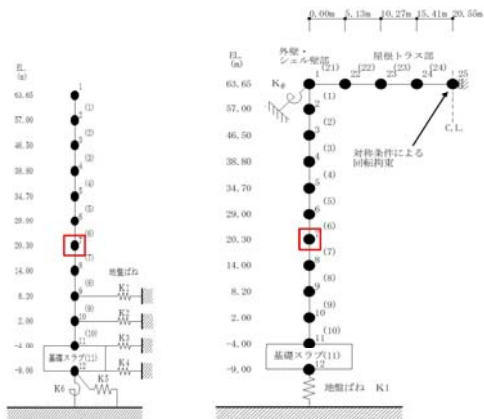
	固有周期 (秒)	説 明
水平	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。



床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)



床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)

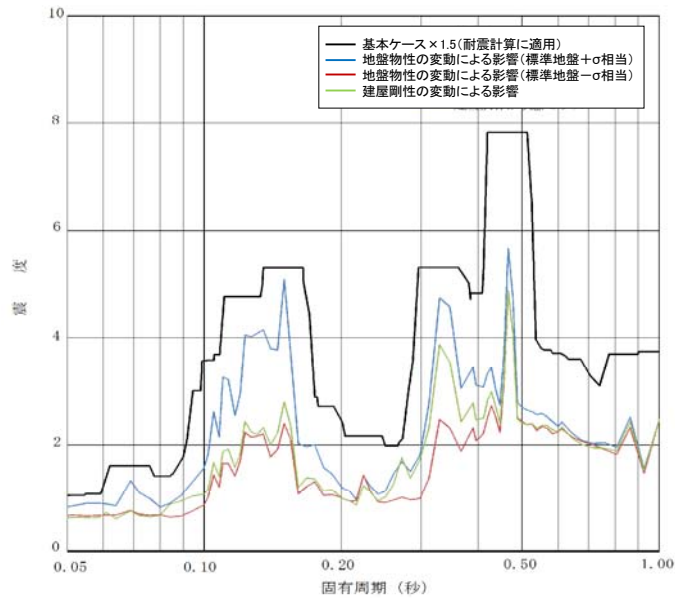


水平方向モデル図

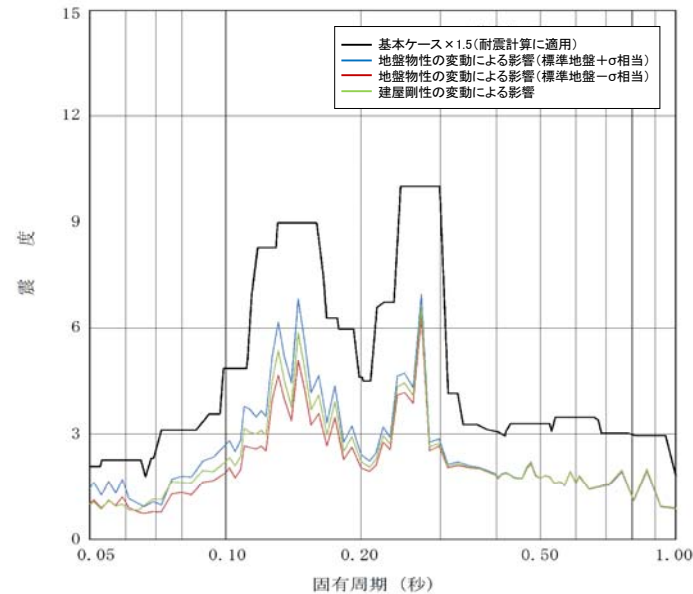
鉛直方向モデル図

【EL. 20.3 m 応答スペクトルの説明】

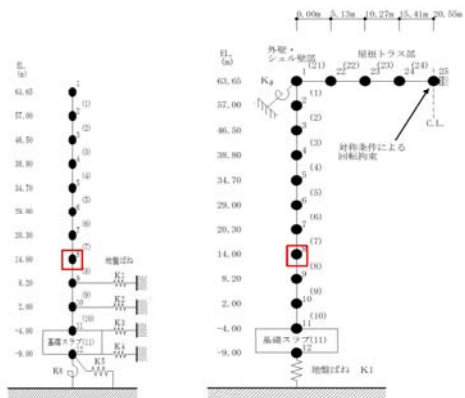
	固有周期 (秒)	説 明
水平	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。



床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)



床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)

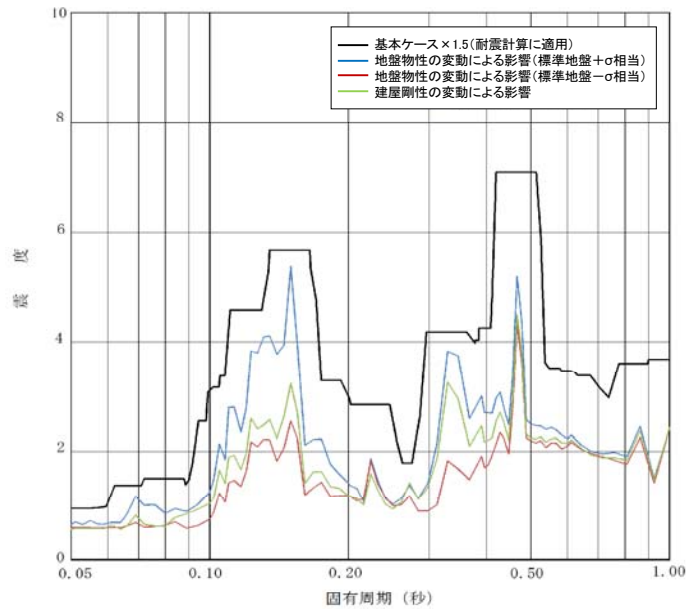


水平方向モデル図

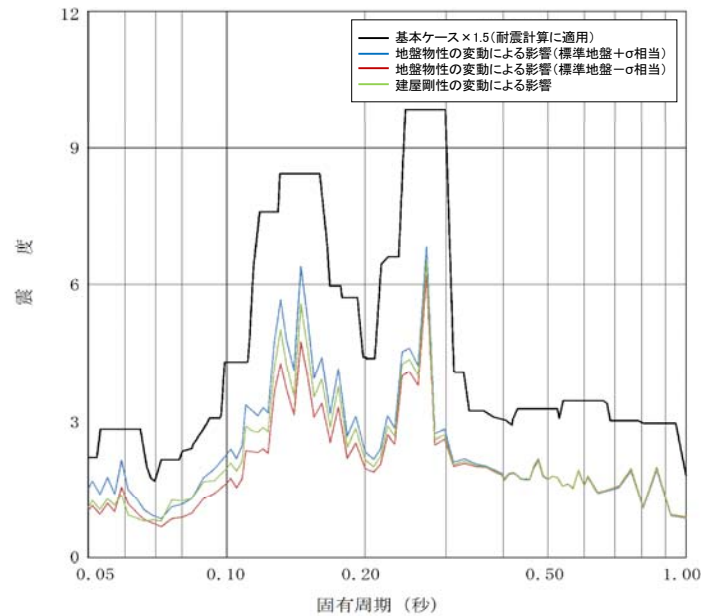
鉛直方向モデル図

【EL. 14.0 m 応答スペクトルの説明】

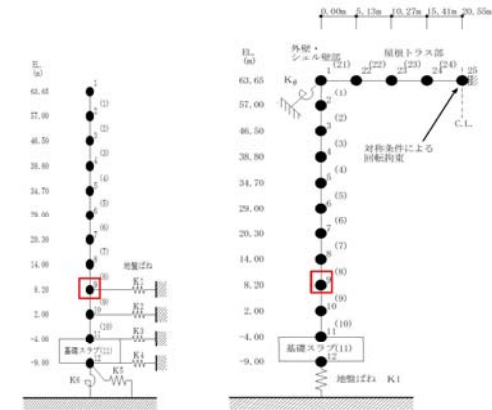
	固有周期 (秒)	説 明
水平	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。



床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)



床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)

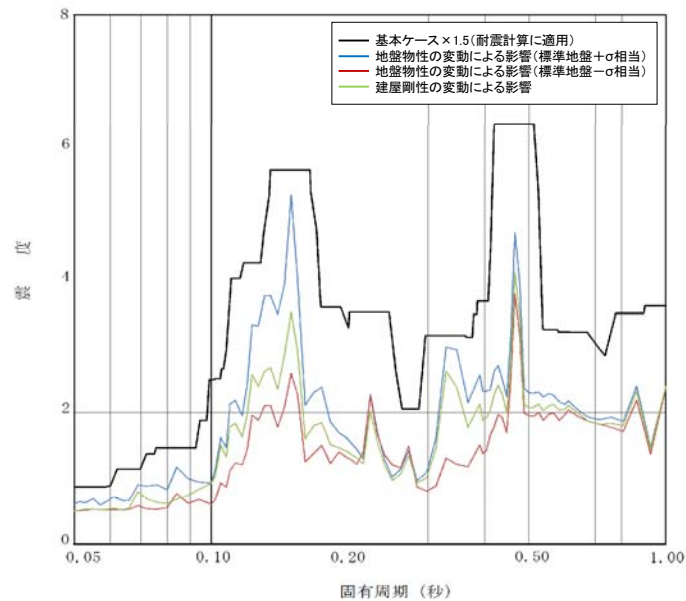


水平方向モデル図

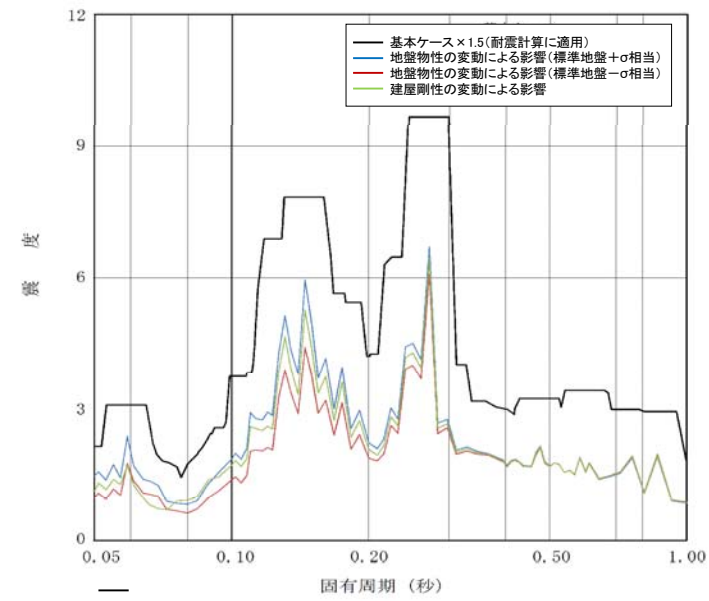
鉛直方向モデル図

【EL. 8.2 m 応答スペクトルの説明】

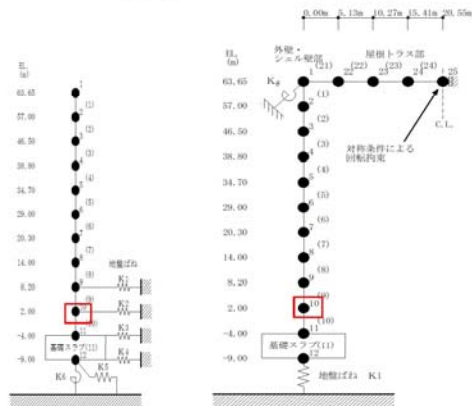
	固有周期 (秒)	説 明
水平	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。



床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)



床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)

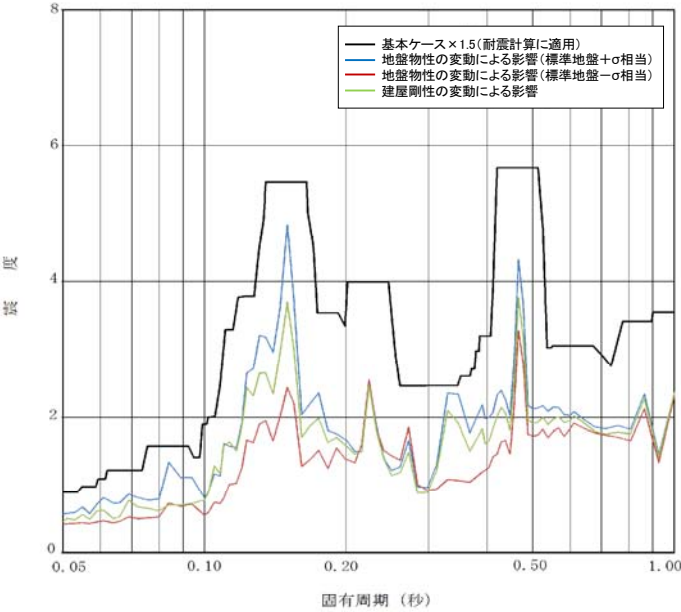


水平方向モデル図

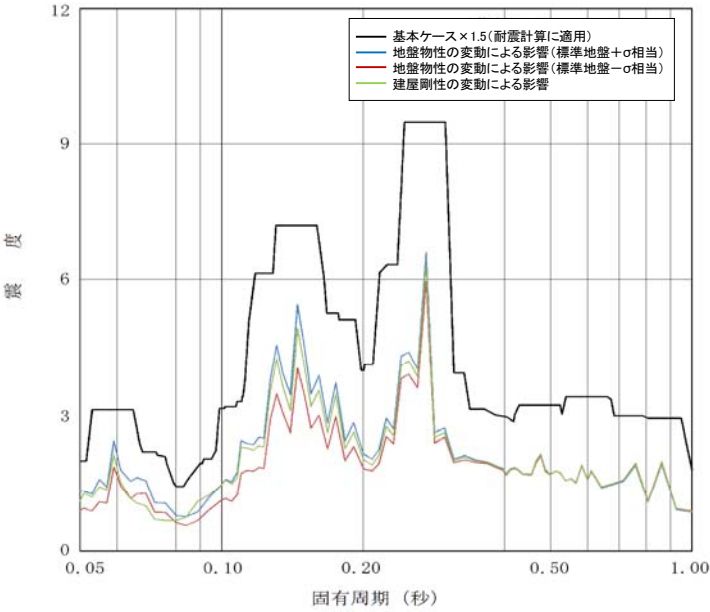
鉛直方向モデル図

【EL. 2.0 m 応答スペクトルの説明】

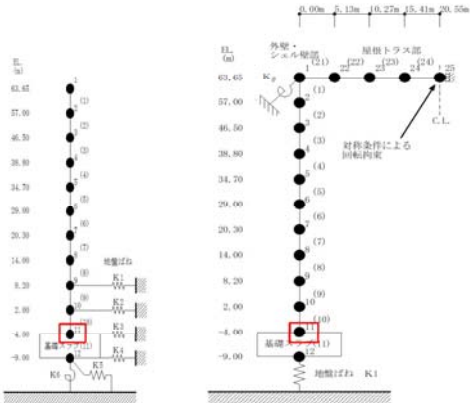
	固有周期 (秒)	説 明
水平	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。



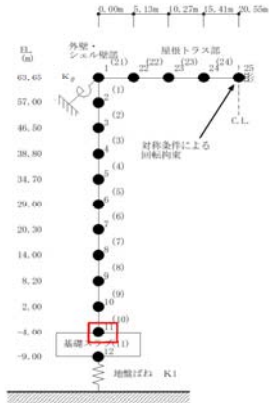
床応答スペクトル (水平方向 h=1.0%)



床応答スペクトル (鉛直方向 h=1.0%)



水平方向モデル図



鉛直方向モデル図

【EL. -4.0 m 応答スペクトルの説明】

	固有周期 (秒)	説 明
水平	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。
鉛直	—	全周期帯において基本ケースが包絡している。

【論点No.13】

基準地震動に対する健全性を確保する構造物，系統及び機器への入力地震動の評価方法及び保守性について

【委員からの指摘事項等】

No.16

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

深さ370mの解放基盤表面における基準地震動が，地表面まで伝播してくる際に，地質等の特性によって増幅したり，減衰したりすると考えられるが，入力地震動導出の条件設定や計算方法及びその保守性について説明すること。

P.2

P.3～8

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.3

東海第二の地盤が安定しているというお話でしたが，深さ何キロまで調査なさったんですか。胆振東部のあの地震は，未知の断層，地下37キロのところで起きております。37キロまで東海第二の場合は調査をされたのでしょうか。

2つ目，この地震は，モーメントマグニチュードが6.6，皆さんがご紹介なさった留萌北部の地震の15倍ぐらいの規模の地震でした。加速度は1,500ぐらいなんですね。皆さんのやつは最高が1,009ガル，直上下には780ぐらいですが，それをはるかに上回る地震です。これが9月6日に起きたんです。それを無視して，皆さんは9月26日に許可をなさったのはなぜなのか。手落ちではないかと。

地上のところで幾つなんですか。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.3(続き)

胆振東部は地表で1,500もあったんですよ。皆さんの解放基盤面というところで1,009ガルだとか780ガルだとか言っているでしょう。地表になっただけで減衰しちゃって3分の2に減ってしまう。1,000は3分の2になったら650~660になるでしょう。胆振東部の地震の大きさをあなたたちがちゃんと受け止めないで許可をされたということは大変な過失だと私は思いますよ。瑕疵ある行政処分だと思います。

曖昧なことではなくて、そんなことならば、逆に、何とか波というのをとるんでしょう。そして、基盤面のところで幾つになるのか。それをちゃんと確認した上で、あえて胆振東部の地震は見る必要がないと言うなら、それはそれで理屈ですよ。そんなことをやらないで、関係ないんだとか、地盤が違うんだ、土質が違うんだ、全然いい加減な話だよ、そんなもんでは。信じられないです。

No.932

2 適合性審査は、最大1591ガルもの上下振動を記録した北海道胆振東部地震を「震源を特定せずに策定する地震動」の評価対象にしなかったため基準地震動を過少に見積り耐震設計が不足している恐れがあります。過日の県主催の規制庁説明では「胆振東部地震の加速度は地表近くで増幅し大きな数値を記録したが、地下深くでは大きくなかった」と答えていますが、地殻・地質調査に基づく解放基板表面の設定とそこでの地震動(水平方向, 上下方向)の設定を経ない、根拠の薄い単なる一般論を述べたものと受け止めました。胆振東部地震の評価をWTご検討ください。

基準地震動の代表性及び策定時における他地域の地震の考慮について

【説明概要】

- ・内閣府(2012)の南海トラフの巨大地震モデル検討会では、「あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討していくべきである」との考え方にに基づき、南海トラフで想定される最大クラスの地震が想定されている。
- ・この地震による東海第二発電所の敷地周辺の震度は震度4と推計されている。
- ・東海第二発電所の基準地震動は、敷地周辺で震度5程度以上となる過去の被害地震を踏まえて設定しており、南海トラフ地震による施設への影響は基準地震動の評価に包含される。
- ・また、東海第二発電所周辺以外の地域の海溝型巨大地震の評価について整理した。

内閣府(2012) 南海トラフの巨大地震モデル

- ・内閣府(2012)の南海トラフの巨大地震モデル検討会では、「あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討していくべきである」との考え方にに基づき、南海トラフで想定される最大クラスの地震が想定されている。
- ・この地震による東海第二発電所の敷地周辺の震度は震度4と推計されている。

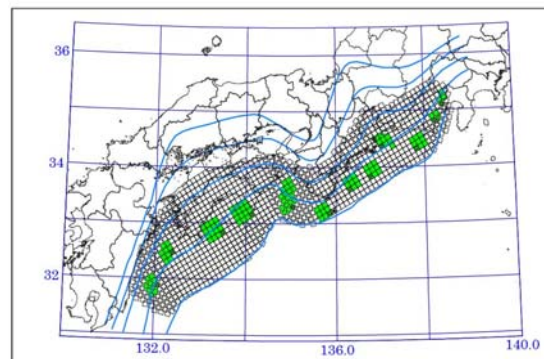


図3.3 強震動生成域の設定の検討ケース(基本ケース)

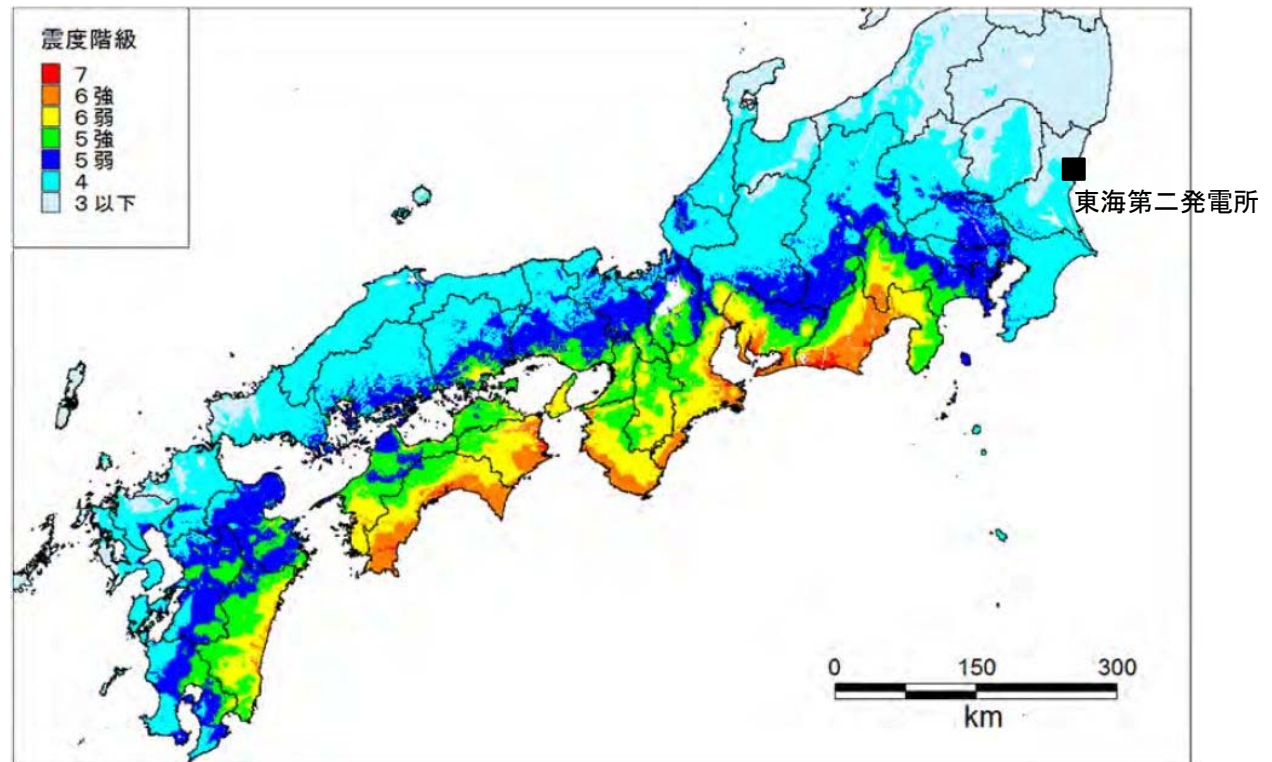
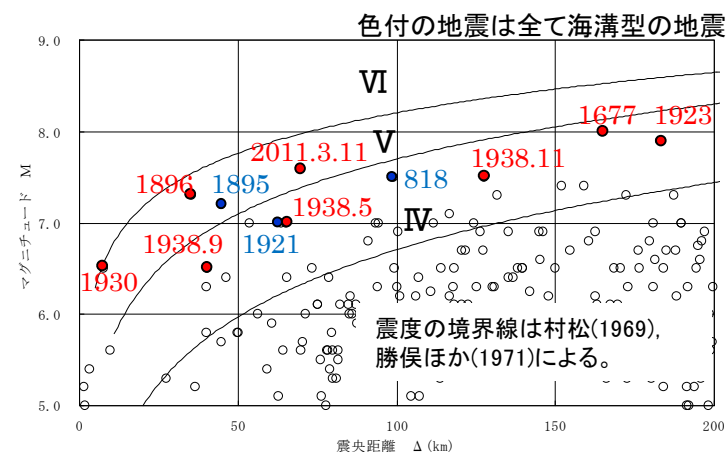
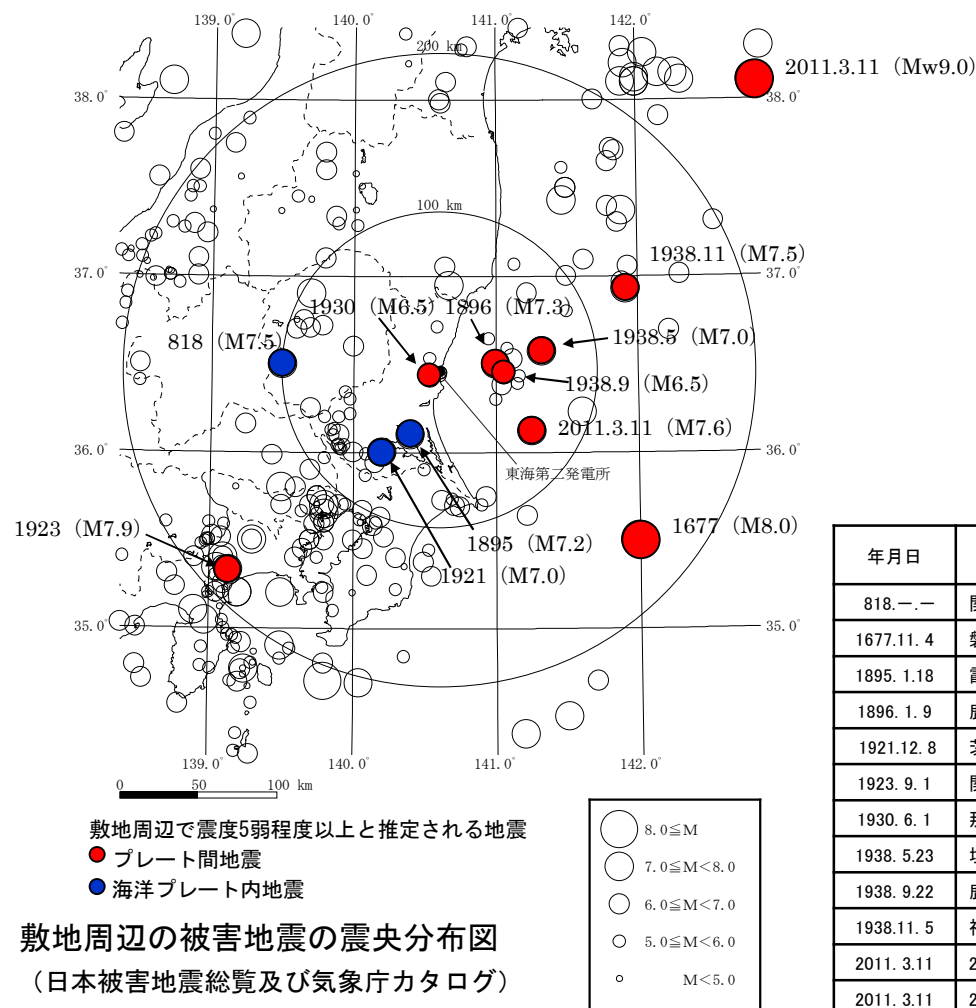


図5.1 基本ケースの震度分布

東海第二発電所の基準地震動は、敷地周辺で震度5程度以上となる過去の被害地震を踏まえて設定しており、**南海トラフ地震による施設への影響は基準地震動の評価に包含される。**

過去の被害地震

・敷地で震度5程度以上となる過去の被害地震を抽出する。



敷地周辺の被害地震から想定されるMとΔの関係

敷地での震度5程度以上となる被害地震リスト

年月日	地震	地震規模 M	震央距離 (km)	深さ (km)	地震発生様式
818.一.一	関東諸国の地震	7.5	99	—	海洋プレート内地震
1677.11.4	磐城・常陸・安房・上総・下総の地震	8.0	165	—	プレート間地震
1895.1.18	霞ヶ浦付近の地震	7.2	45	—	海洋プレート内地震
1896.1.9	鹿島灘の地震	7.3	35	—	プレート間地震
1921.12.8	茨城県龍ヶ崎付近の地震	7.0	64	—	海洋プレート内地震
1923.9.1	関東大地震	7.9	183	23	プレート間地震
1930.6.1	那珂川下流域の地震	6.5	8	54	プレート間地震
1938.5.23	塩屋崎沖の地震	7.0	65	35	プレート間地震
1938.9.22	鹿島灘の地震	6.5	40	48	プレート間地震
1938.11.5	福島県東方沖地震	7.5	128	43	プレート間地震
2011.3.11	2011年東北地方太平洋沖地震の本震	Mw9.0	270	23.7	プレート間地震
2011.3.11	2011年東北地方太平洋沖地震の最大余震	7.6	69	42.7	プレート間地震

- 敷地で震度5程度以上となる被害地震について、気象庁カタログや文献から震源位置を求め地震発生様式毎に分類した。
- 敷地で震度5程度以上となる被害地震は、いずれもプレート間地震または海洋プレート内地震である。
- 内陸地殻内地震で敷地で震度5程度以上となる被害地震は確認されていない。

参考 内閣府等の海溝型巨大地震の評価について

■東海第二発電所周辺以外の地域の海溝型巨大地震の評価について整理した。

■内閣府

報告書	震源モデル	地震規模	東海第二発電所への影響
南海トラフの巨大地震モデル検討会 (第二次報告)(平成24年8月29日)	南海トラフ巨大地震の強 震断層モデル	Mw9.0	敷地での震度は震度4と推計されており、震度5程度以上の被害地震を踏まえている基準地震動の評価に包含される。

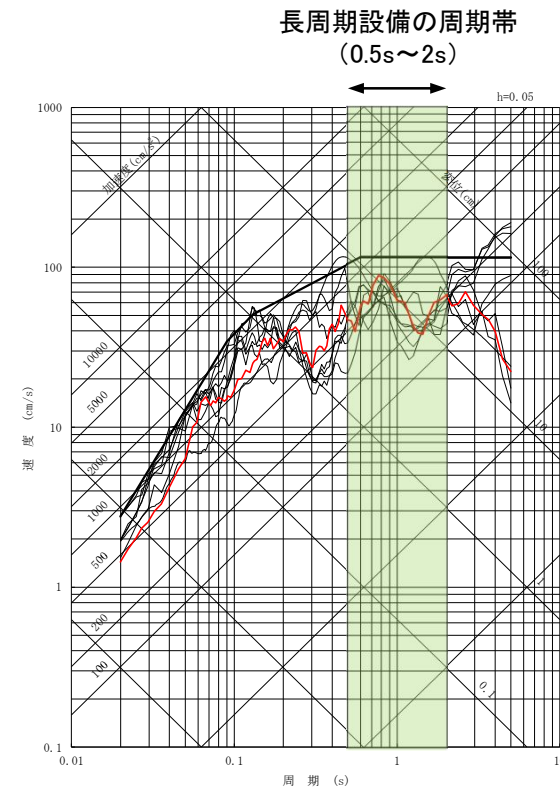
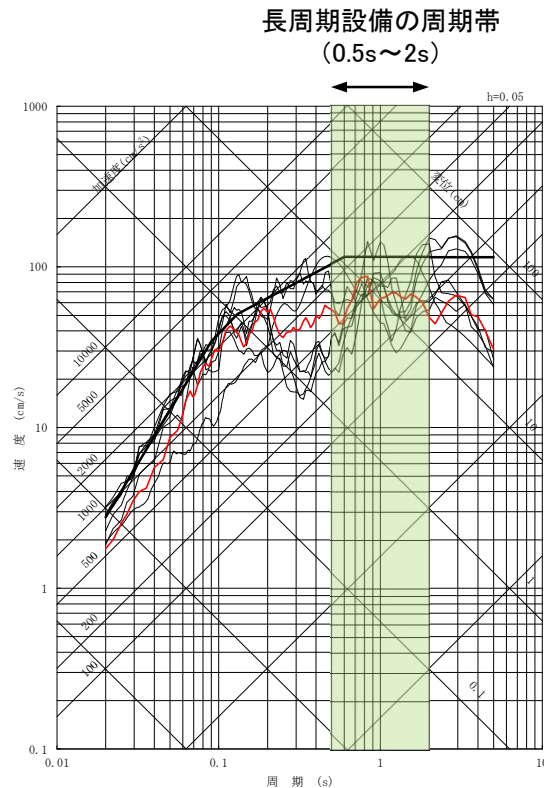
■地震調査研究推進本部

報告書	震源モデル	地震規模	東海第二発電所への影響
千島海溝沿いの地震活動の長期評価 (第三版)(平成29年12月19日)	十勝沖から択捉島沖 (根室沖を含む可能性高)	M8.8程度 以上	より規模が大きい2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)をより敷地に近い位置で考慮しており、この地震に包含される。
日本海溝沿いの地震活動の長期評価 (平成31年2月26日)	東北地方太平洋沖型 岩手県沖南部～茨城県沖	M9.0程度	同様の領域・規模を設定した地震を検討用地震として考慮済みである。

参考 長周期施設に対する地震調査研究推進本部の海溝型巨大地震の影響

- ・東海第二発電所の基準地震動 S_s (S_s -D1, S_s -11～ S_s -31の合計8波)と2011年東北地方太平洋沖地震(M_w 9.0)の観測記録(はぎとり波)を比較すると、長周期に固有周期をもつ設備の周期帯でも、基準地震動 S_s は観測記録を大きく上回る。
- ・長周期に固有周期をもつ施設として、耐震Sクラス等の重要施設及び耐震Sクラス等の重要施設近傍に位置する施設については、2011年東北地方太平洋沖地震(M_w 9.0)時に被害は生じておらず、また同地震による地震動を上回る基準地震動 S_s に対して、耐震評価を行い健全性を確認している。従って、同地震と同程度の規模をもつ地震調査研究推進本部の想定した震源に対しても、当該施設の安全性は確保される。

— : 2011年東北地方太平洋沖地震のはぎとり波
— : 基準地震動 S_s



【論点No.16】

基準地震動の代表性及び策定時における他地域の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.901

論点No×参照

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

7, 老朽化している^(注)東海第2原発の建物, 機械(電気含む), 配線, 配管, 計測器はこれから30年以内で70%の確率で発生する南海トラフ大地震に耐えることができるのか?

P.1~4

注: 「高経年化対策」説明資料参照

今後, 別資料(論点No.177,180,181,185,186,188,189,191)で説明

使用済燃料乾式貯蔵施設の閉じ込め機能の監視に対する航空機落下による二次的影響について

【説明概要】

使用済燃料乾式貯蔵建屋の航空機落下火災において、建屋外壁の温度上昇はわずかであり、熱伝達による貯蔵建屋内の温度上昇もこれを下回ると考えられる。

これより、建屋内に設置される、使用済燃料乾式貯蔵容器の閉じ込め機能の監視設備は、航空機落下火災の影響を受けることはないと判断している。

○発電所敷地内への落下を想定する航空機各機種について、落下確率が 10^{-7} （回／炉・年）以上になる範囲を設定し、火災により建屋への影響が最も厳しくなる地点（離隔距離）で火災が生じた場合の、使用済燃料乾式貯蔵建屋の壁面の温度上昇を評価した。



航空機機種	離隔距離(m)
B737-800	393
B747-400	372
Do228-200	175
KC-767	355
F-15	78

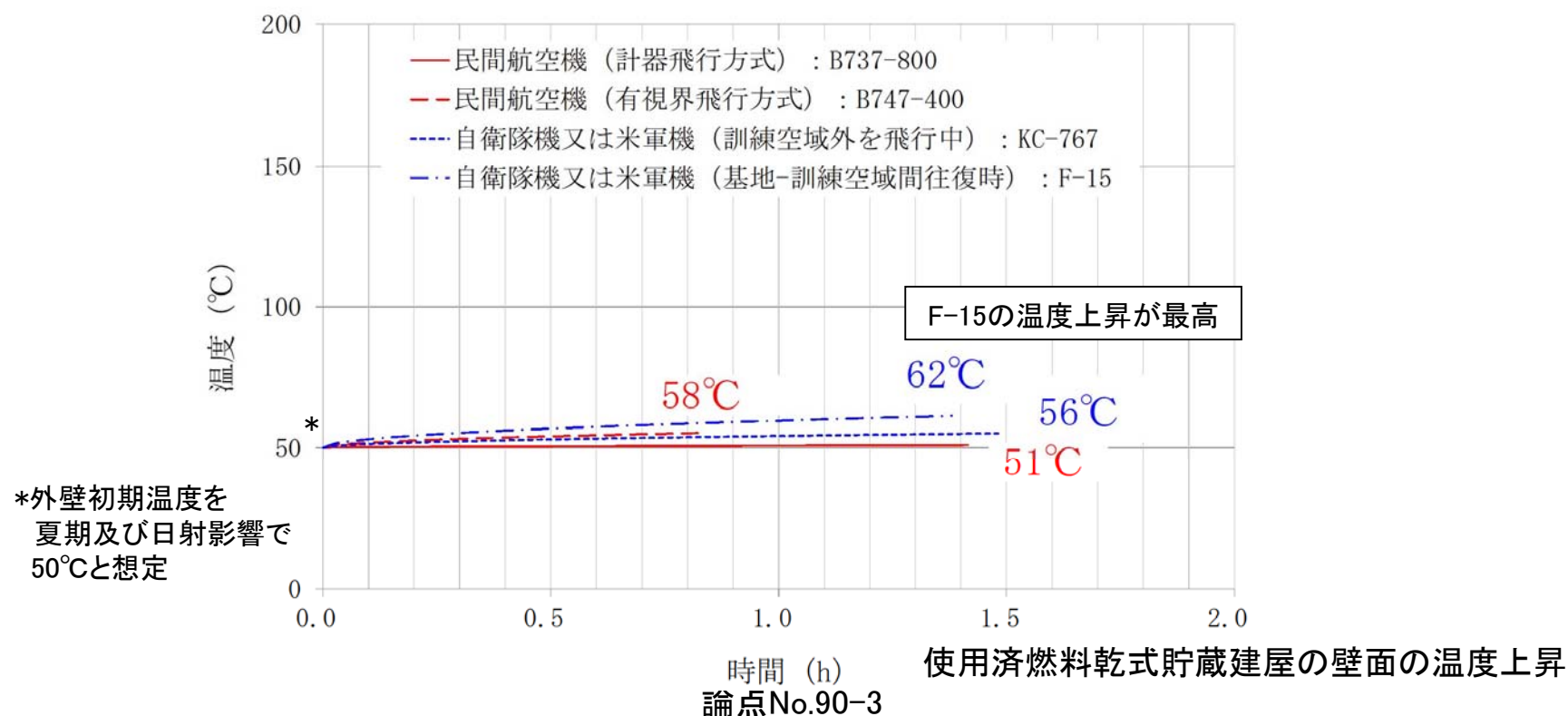
使用済燃料乾式貯蔵建屋と火災発生点の離隔（F-15の場合）

航空機落下火災時の使用済燃料乾式貯蔵建屋の壁面温度評価（2／2）



- 使用済燃料乾式貯蔵建屋の**外壁表面の温度上昇はわずか（最も高いF-15でも12℃の上昇）**であり、熱伝達による**貯蔵建屋内の温度上昇もこの値を下回ると考えられることから**、建屋内に設置される使用済燃料乾式貯蔵容器の**閉じ込め機能の監視設備に影響を与えることはない**と判断している。
- 万一、監視設備の機能が損なわれた場合でも、**使用済燃料乾式貯蔵容器の閉じ込め機能等は維持される**ことから、航空機火災の消火対応等を行った後に、順次、監視設備の復旧を行う。

- ・最も厳しい結果となるF-15の評価においても、外壁表面における温度上昇はわずか。
- ・外壁表面の温度上昇の速度は遅く、熱伝達による建屋内への熱の移送も緩やかとなることから、入ってきた熱は建屋内の換気により排出され、室温の上昇には殆ど寄与しないと考えられる。





給排気口温度及び貯蔵容器表面温度
(冷却性確認)



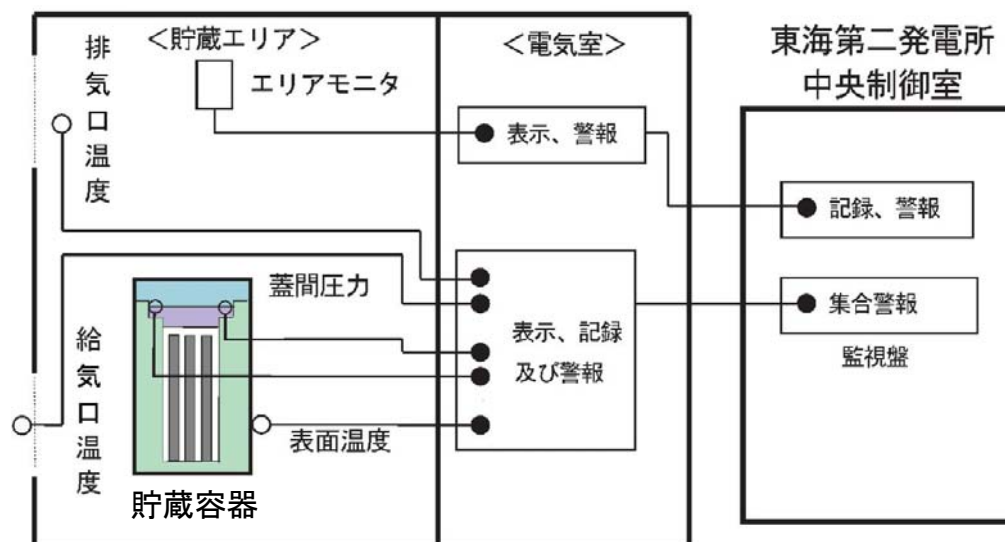
二重蓋間圧力監視(密封性確認)



エリアモニタ(放射線監視)

■ 使用済燃料乾式貯蔵容器の各安全機能が維持されるべき条件を満足していることを確認するため、各監視設備*で常時監視を実施

使用済燃料乾式貯蔵建屋



- 温度監視 : 給排気口温度及び貯蔵容器表面温度を常時監視, 記録
- 圧力監視 : 二重蓋間をヘリウムガスで加圧し, 蓋間圧力を常時監視, 記録
- 放射線監視 : 貯蔵建屋内にエリアモニタを設け, 放射線量率を常時監視, 記録
- 監視 : 貯蔵建屋内の電気室にて各監視パラメータを表示, 記録するとともに, 異常が発生した場合は東海第二発電所中央制御室の警報装置が作動し, 常駐している運転員が迅速に対応

* 監視設備及びその電源設備の機能喪失は貯蔵容器の安全機能に影響を及ぼさないため, 安全機能の重要度はクラス3, 耐震重要度はCクラスとしている。

論点No.90-4

● 目的

発電所敷地への航空機の墜落によって発生する火災が、発電用原子炉施設に影響を及ぼさないことを以下の項目により評価

- (1) 熱影響
- (2) 二次的影響

● 影響評価方法

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド附属書C 原子力発電所の敷地内への航空機墜落による火災の影響評価について」(以下「評価ガイド」という。)に従い、以下の手順で発電所への影響について評価した。

(i) 航空機落下確率評価

評価条件の違い等を踏まえて設定した落下事故のカテゴリごとに燃料積載量が最大の航空機を選定する。

(ii) 対象航空機を選定

評価条件の違い等を踏まえて設定した落下事故のカテゴリごとに燃料積載量が最大の航空機を選定する。

(iii) 離隔距離の評価

「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(内規)」(平成21・06・25原院第1号)の航空機落下確率評価式に基づき、カテゴリごとに落下確率が 10^{-7} (回/炉・年)に相当する面積を算出し、その結果を用いて評価対象施設に対する離隔距離を算出する。

(iv) 熱影響評価

(ii)で評価した離隔距離を踏まえて原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で航空機の墜落が発生することを想定して温度を評価し、許容温度を下回ることを確認する。

(v) 二次的影響評価

(ii)で評価した離隔距離を踏まえて使用済燃料乾式貯蔵建屋へ熱気流が直接給気口に流入する風速を評価し、水戸地方気象台で観測した過去10年間の最大風速を上回ることを確認する。

● 評価対象施設

・外部火災の影響を評価する必要がある以下の評価対象施設※¹の評価を実施

- (1) 原子炉建屋
- (2) 使用済燃料乾式貯蔵建屋
- (3) タービン建屋※²
- (4) 主排気筒
- (5) 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)
- (6) 残留熱除去系海水系ポンプ
- (7) 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)用海水ポンプ

・ただし、東海第二発電所の発電用原子炉施設と使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能は独立していることを踏まえ、原子炉施設と使用済燃料乾式貯蔵施設を独立として扱い評価を実施

※¹:外部事象防護対象施設は、航空機落下確率評価及び航空機墜落による火災影響評価に置いては、原子力発電所の外部火災影響評価ガイドの基準を踏まえクラス1及びクラス2に属する施設及び安全評価上その機能に期待するクラス3の施設、又はそれらを内包する建屋

※²:タービン建屋内には、PS-2の主蒸気系及びMS-2の放射性気体廃棄物処理系の隔離弁があるため、タービン建屋を評価対象施設として抽出

評価で想定する落下事故のカテゴリ

落下事故のカテゴリ	
1) 計器飛行方式民間航空機	① 飛行場での離着陸時
	② 航空路を巡航中
2) 有視界飛行方式民間航空機	③ 大型機(大型固定翼機及び大型回転翼機)
	④ 小型機(小型固定翼機及び小型回転翼機)
3) 自衛隊機又は米軍機	⑤ 訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中
	⑤-1 空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機
	⑤-2 その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機
	⑥ 基地-訓練空域間往復時

(i) 航空機落下確率評価

1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故

① 飛行場での離着陸時における落下事故

$$P_{d,a} = f_{d,a} \cdot N_{d,a} \cdot A \cdot \Phi_{d,a}(r, \theta)$$

$P_{d,a}$: 対象施設への離着陸時の航空機落下確率(回/年)

$f_{d,a} = D_{d,a} / E_{d,a}$: 対象航空機の国内での離着陸時事故率(回/離着陸回)

$D_{d,a}$: 国内での離着陸時事故件数(回)

平成5年～平成24年の国内の離着陸時における事故件数を使用。
離着陸時に1件, 着陸時に3件。

$E_{d,a}$: 国内での離着陸回数(離着陸回)

$N_{d,a}$: 当該飛行場での対象航空機の年間離着陸回数(離着陸回/年)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

$\Phi_{d,a}(r, \theta)$: 離着陸時の事故における落下地点確率分布関数(/km²)

② 航空路を巡航中の落下事故

$$P_c = f_c \cdot N_c \cdot A / W$$

P_c : 対象施設への巡航中の航空機落下確率(回/年)

$f_c = G_c / H_c$: 単位飛行距離当たりの巡航中の落下事故率(回/(飛行回・km))

G_c : 巡航中事故件数(回)

平成5年～平成24年における国内の航空路を巡航中における事故件数を使用。
事故件数が0件であるため, 0.5件発生したものとして評価。

H_c : 延べ飛行距離(飛行回・km)

N_c : 評価対象とする航空路等の年間飛行回数(飛行回/年)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

W : 航空路幅(km)

2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故

$$P_v = (f_v / S_v) \cdot A \cdot \alpha$$

P_v : 対象施設への航空機落下確率(回/年)

f_v : 単位年当たりの落下事故率(回/年)

平成5年～平成24年における国内の事故件数を使用。
大型固定翼機0件, 大型回転翼機0件, 小型固定翼機35件, 小型回転翼機24件。
大型固定翼機の事故件数は0件であるため, 0.5件発生したものとして評価。

S_v : 全国土面積(km²)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

α : 対象航空機の種類による係数

3)自衛隊機又は米軍機の落下事故

①訓練空域外を飛行中の落下事故

$$P_{so} = f_{so} \cdot A / S_o$$

P_{so} : 訓練空域外での対象施設への航空機落下確率(回／年)

f_{so} : 単位年当たりの訓練空域外落下事故率(回／年)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

S_o : 全国土面積から全国の陸上の訓練空域の面積を除いた面積(km²)



平成5年～平成24年の国内の訓練空域外を飛行中における事故件数を使用。自衛隊機7件、米軍機5件。

②基地－訓練空域間を往復時の落下事故

$$P_{se} = f_{se} \cdot A / S_{se}$$

P_{se} : 対象施設への航空機落下確率(回／年)

f_{se} : 基地と訓練空域間を往復中の落下事故率(回／年)

A : 原子炉施設の標的面積(km²)

S_{se} : 想定飛行範囲内の面積(km²)



平成5年～平成24年の国内の基地－訓練空域間を往復時における事故件数を使用。自衛隊機5件(米軍基地－訓練空域間を往復時の範囲内に東海第二発電所は含まれないため、米軍機については対象外)。*

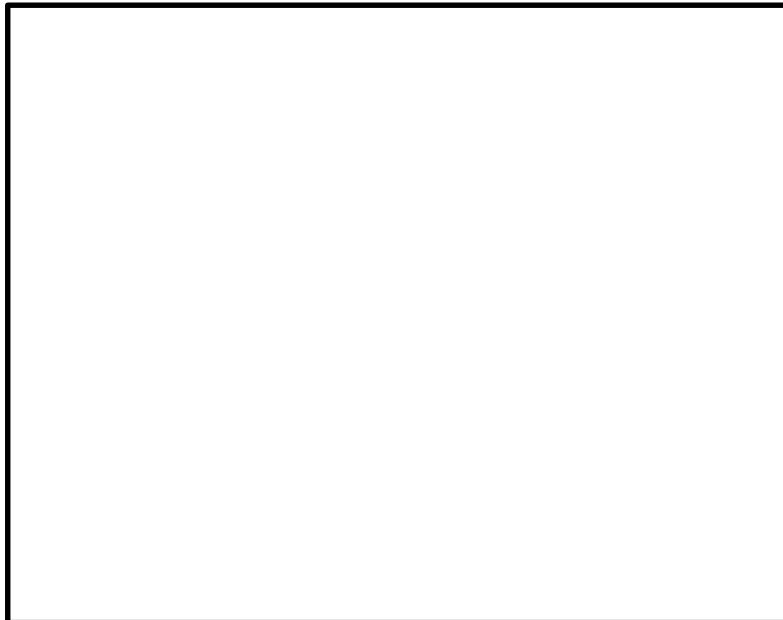
* 自衛隊機の訓練空域、基地－訓練空域間の
想定飛行範囲を別紙(11／11)に記載

(ii) カテゴリ毎の対象航空機の選定

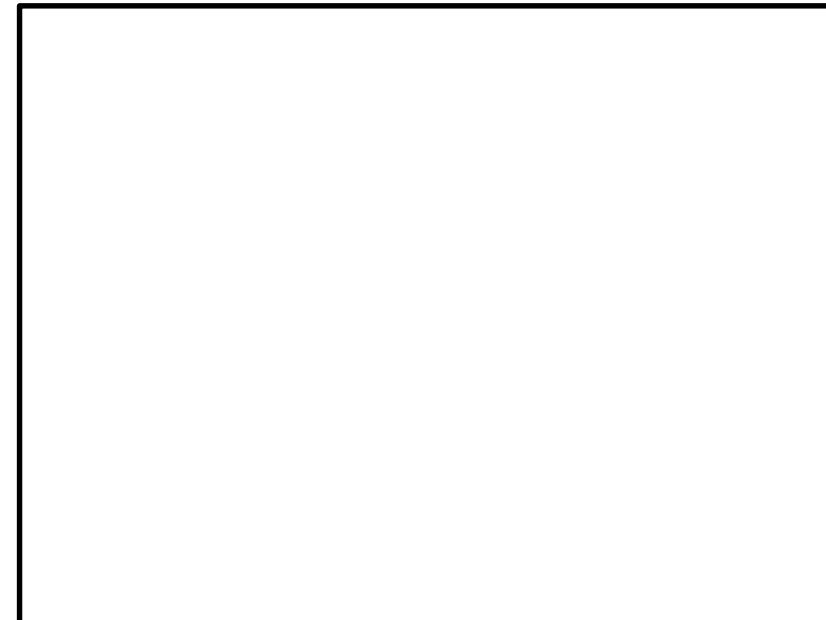
- ・①は、評価対象となる茨城空港の定期便のうち燃料積算量が多い航空機を選定
- ・②は、評価対象航空路を飛行すると考えられる定期便のうち、燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・③及び④は、全国の有視界飛行が可能な民間航空機のうち、燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・⑤は、全国の自衛隊機及び米軍機のうち、用途別に燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・⑥は、評価対象となる百里基地に所属する自衛隊機のうち燃料積載量が最大の航空機を選定

	落下事故のカテゴリ		対象航空機
計器飛行方式 民間航空機	①飛行場での離着陸時		B737-800
	②航空路を巡航時		B747-400
有視界飛行方式 民間航空機	③大型機 (大型固定翼機及び大型回転翼機)		B747-400
	④小型機 (小型固定翼機及び小型回転翼機)		Do228-200
自衛隊機又は 米軍機	⑤訓練空域 外を飛行中	空中給油機等, 高高度での巡航が想定 される大型固定翼機	KC-767
		その他の大型固定翼機, 小型固定翼機及び回転 翼機	F-15
	⑥基地－訓練空域間往復時		F-15

(iii) カテゴリ別の離隔距離の評価



基地-訓練空域間往復時の落下事故に対する発電用原子炉施設
(使用済燃料乾式貯蔵建屋除く。)の離隔距離



基地-訓練空域間往復時の落下事故に対する
使用済燃料乾式貯蔵建屋の離隔距離

(iv) 熱影響評価

建屋に対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ			対象航空機	評価温度(°C)		許容温度(°C)
				原子炉建屋及びタービン建屋	使用済燃料式貯蔵建屋	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時		B737-800	53	51	<200
有視界飛行方式 民間航空機	大型機（大型固定翼機及び大型回転翼機）		B747-400	71	58	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外を飛行中	空中給油機等，高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767	64	56	
	基地－訓練空域間往復時		F-15	183	62	

主排気筒に対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ			対象航空機	評価温度(°C)	許容温度(°C)
				主排気筒及び放水路ゲート	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時		B737-800	52	<325
有視界飛行方式 民間航空機	大型機（大型固定翼機及び大型回転翼機）		B747-400	63	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外を飛行中	空中給油機等，高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767	60	
	基地－訓練空域間往復時		F-15	142	

非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)に対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ			対象航空機	評価温度(℃)	許容温度(℃)
				非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時		B737-800	45	<53
有視界飛行方式 民間航空機	大型機(大型固定翼機 及び大型回転翼機)		B747-400	45	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外 を飛行中	空中給油機等, 高高度 での巡航が想定される 大型固定翼機	KC-767	45	
	基地－訓練空域間往復時		F-15	50	

残留熱除去系海水系ポンプに対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ			対象航空機	評価温度(℃)	許容温度(℃)
				残留熱除去系海水系ポンプ	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時		B737-800	45	<70
有視界飛行方式 民間航空機	大型機(大型固定翼機 及び大型回転翼機)		B747-400	46	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外 を飛行中	空中給油機等, 高高度 での巡航が想定される 大型固定翼機	KC-767	46	
	基地－訓練空域間往復時		F-15	59	

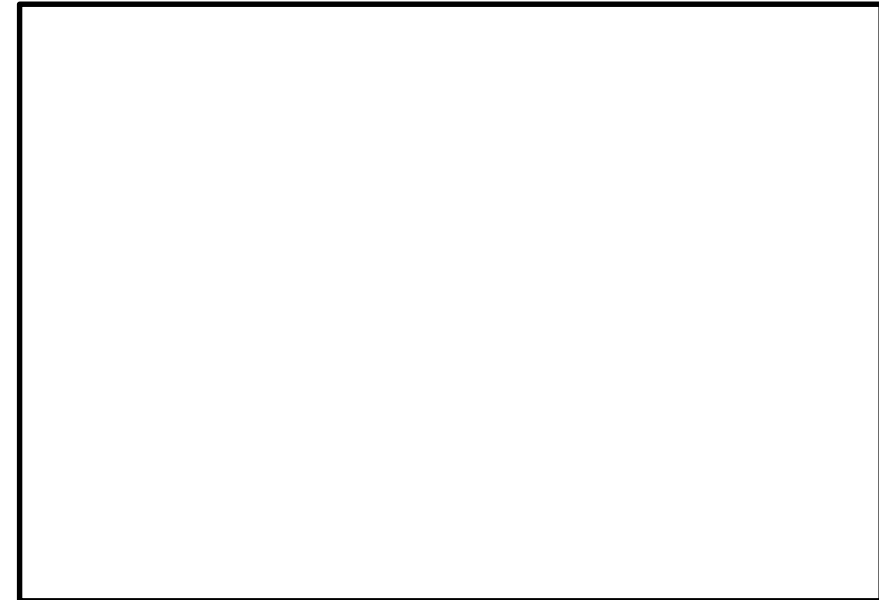
非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)用海水ポンプに対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ			対象航空機	評価温度(℃)	許容温度(℃)
				非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)用海ポンプ	
計器飛行方式 民間航空機	飛行場での離着陸時		B737-800	45	<60
有視界飛行方式 民間航空機	大型機(大型固定翼機及び大型回転翼機)		B747-400	45	
自衛隊機 又は米軍機	訓練空域外を飛行中	空中給油機等, 高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767	45	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	51	

- ・航空機墜落火災と敷地内の危険物貯蔵施設等の火災との重畳評価を実施した結果、許容温度を下回ることを確認

重畳火災を想定した温度評価結果

重畳評価の 想定ケース	評価対象施設	評価温度 (℃)	許容温度 (℃)
溶融炉灯油タンク 及びF-15	原子炉建屋	196	<200
	タービン建屋	187	
	主排気筒	181	<325
	残留熱除去系海水系 ポンプ	59	<70
	非常用ディーゼル発 電機（高圧炉心スプ レイ系ディーゼル発 電機を含む。） 用海ポンプ	51	<60
主要変圧器 及びF-15	タービン建屋	195	<200



航空機墜落位置と危険物貯蔵施設等の位置関係

● 航空機火災が発生した場合の初期消火活動

- ・熱影響評価を行った結果、許容温度を下回るため、消火活動等を実施しなくても評価対象施設の防護は可能
- ・航空機燃料火災に対する消火対応のため、空港業務マニュアルをもとに、最大規模の航空機燃料火災にも対応できる量の泡消火薬剤を配備している。

(v) 二次的影響評価

- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋(以下「建屋」という。)においては、ドライキャスクの除熱を自然対流により実施
- ・建屋付近で発生する航空機墜落火災(機種:F-15)を想定し、給気口から熱気流が侵入した場合について評価を実施
- ・建屋は、外部火災により発生する熱気流が周囲の風況の影響により建屋に向かうことが想定されるため、火災源から発生した熱気流が風により直接給気口から流入する事象を想定
- ・火災による熱気流の主軸傾き角より、熱気流が直接給気口に流入する風速を評価した結果、水戸地方気象台で観測した過去10年間の最大風速より大きいことから、熱気流が直接給気口に流入することはない、ドライキャスクの除熱及び閉じ込め機能の監視に影響はないことを確認

*「火災により発生する上昇気流の風速↑」と「建屋側への横風→」の合成により、熱気流の斜め方向の流れが求められる。建屋に最も近い火災の上昇気流と最大風速の合成値が建屋の給気口高さを上回ることから、熱気流が給気口に流入しないと評価できる。

・火災源と給気口と結ぶ直線の傾きの算出式

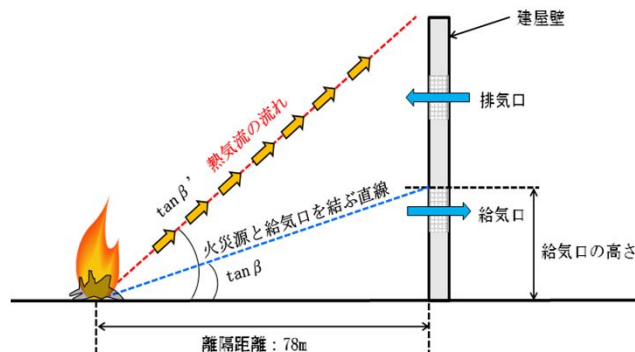
$$\tan \beta = \frac{\text{給気口の高さ}}{\text{火災源から給気口までの水平距離}}$$

・熱源寸法の算出式

$$D = 2 \sqrt{\frac{S}{\pi}}$$

D : 熱源寸法 (m)

S : 航空機火災 (F-15) の燃焼面積(44.6m²)



火災源と建屋概略図

・航空機火災の発生熱量の算出式

$$Q = (1 - \chi) \Delta H_{c, \text{eff}} S M$$

Q : 発生熱量 (kW) , χ : 放射分率(0.05)

$\Delta H_{c, \text{eff}}$: 発熱量(43,500kJ/kg)

S : 航空機火災 (F-15) の燃焼面積(44.6m²)

M : 質量低下速度(kg/m²/s)

・熱気流が直接給気口に流入する風速の算出式

$$\tan \beta = 0.37 \Lambda^{-9/8} Fr^{0.0975}$$

$$\Lambda = \frac{UD^{1/3}}{(Qg/C_p \rho T_0)^{1/3}}$$

$$Fr = \frac{U}{\sqrt{Dg}}$$

$\tan \beta$: 火災源と給気口を結ぶ直線の傾き (rad)

Λ : 無次元パラメータ, Fr : フルード数 (-)

C_p : 空気比熱(1.007kJ/kg/K)

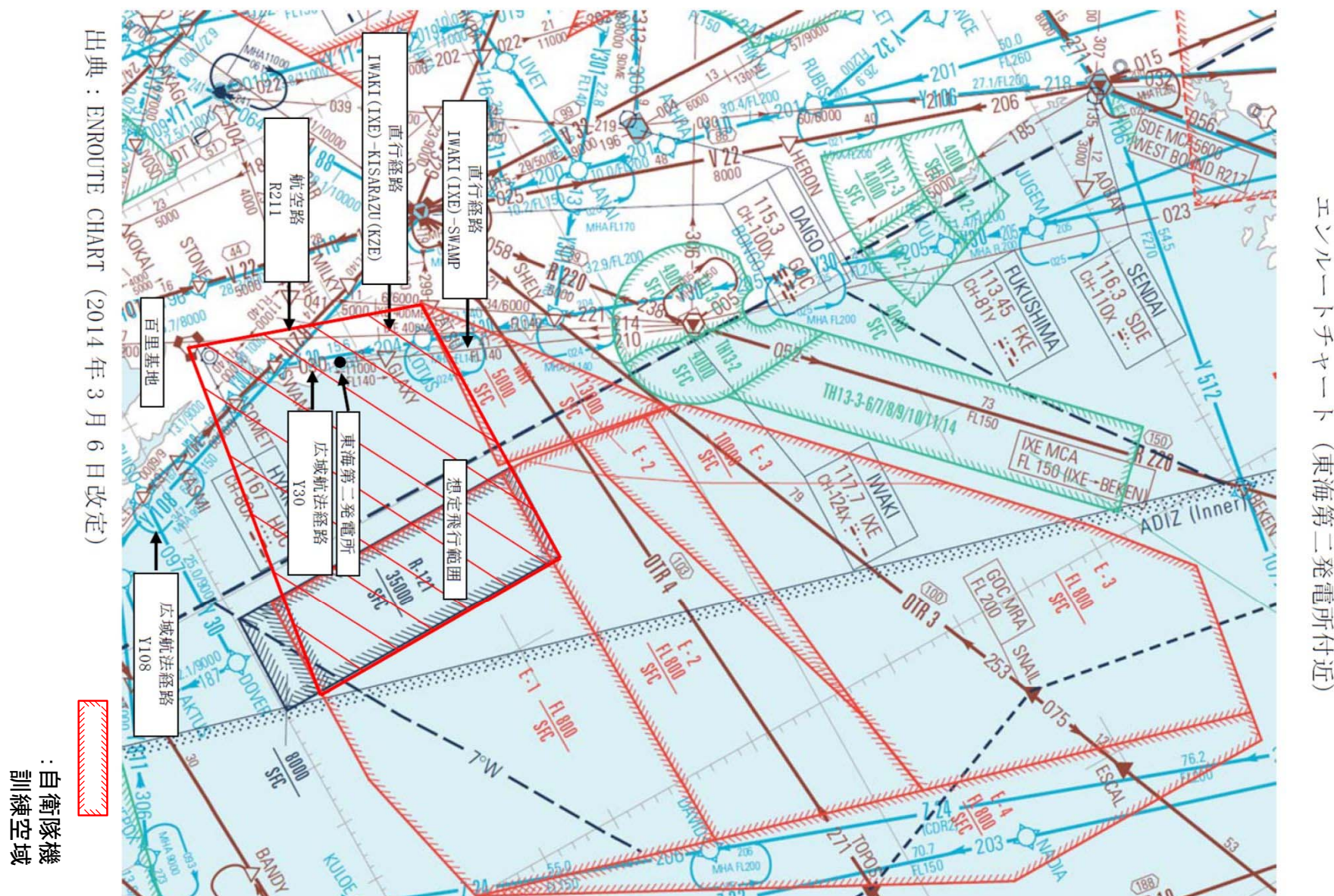
ρ : 空気密度 (1.17kg/m³) , T_0 : 周囲温度 (310K)

D : 航空機火災 (F-15) の燃焼面積(44.6m²)

g : 質量低下速度(kg/m²/s)

熱気流が直接給気口に流入する風速の評価結果

評価対象施設	無次元パラメータ $\Lambda (-)$	フルード数 $Fr (-)$	熱気流が直接開口に 流入する風速U (m/s)	水戸地方気象台で観測した 過去10年間の 最大風速(m/s)
使用済燃料 乾式貯蔵建屋	3.1	2.5	21.6 ~ 40.1	17.5



【論点No.90】

使用済燃料乾式貯蔵施設の閉じ込め機能の監視に対する航空機落下による二次的影響について

【委員からの指摘事項等】

No.82

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

「航空機落下による二次的影響評価として、使用済燃料乾式貯蔵建屋の使用済燃料の除熱」について、閉じ込め機能の監視に影響があるかないかについて確認したい。

P.2,3

使用済燃料の保管管理の流れについて

【説明概要】

使用済燃料は、原子炉から取り出し後、使用済燃料プールにて冷却・貯蔵される。

使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、発電所構内の使用済燃料乾式貯蔵建屋内に貯蔵する作業には約10日間を要する。また、収納する使用済燃料は最低7年間以上の冷却期間を必要としている。

使用済燃料プールから使用済燃料乾式貯蔵容器への貯蔵作業の流れ



① 燃料プール内での使用済燃料装荷作業



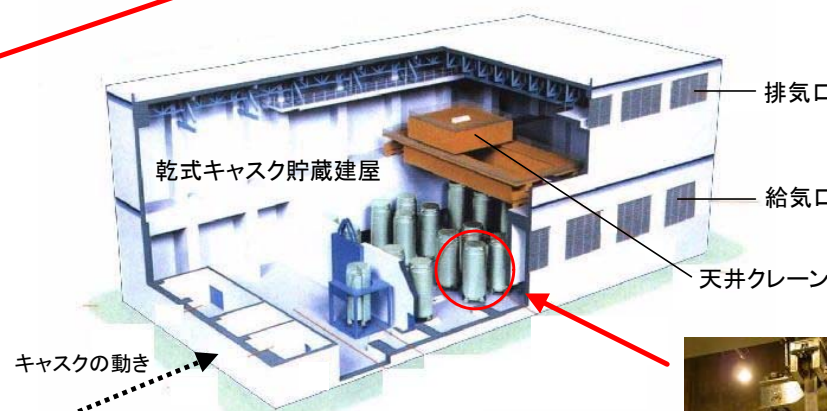
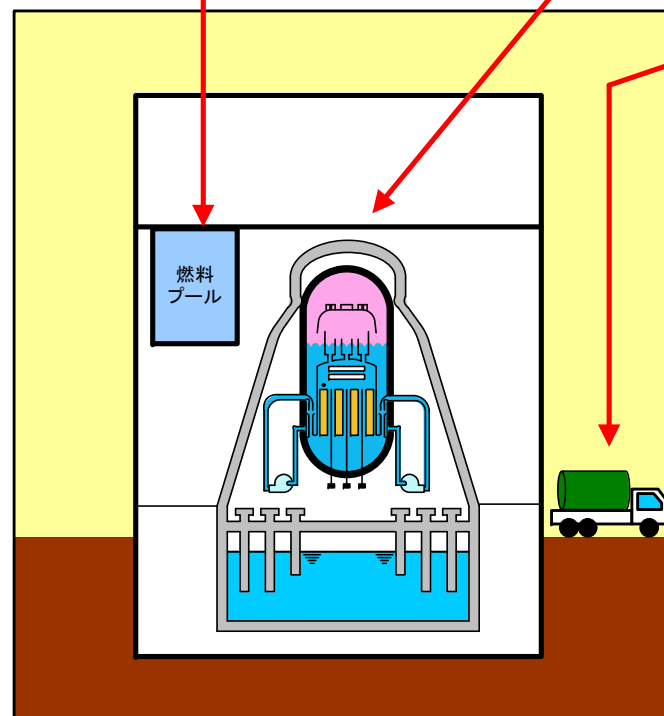
② 原子炉建屋除染ピットでの一次蓋ボルト締め付け作業



③ 移送前検査作業

使用済燃料プールから移送に要する所要期間は約10日間

- ・空の貯蔵容器の貯蔵建屋から原子炉建屋への輸送1日
- ・燃料装荷2日, 真空乾燥2日
- ・除染作業や蓋取付, 気密漏洩検査等の発送前検査確認4日
- ・貯蔵容器の原子炉建屋から貯蔵建屋への輸送1日



キャスクの動き

【容器輸送】

車両速度制限 (5km/h以下), 車両のブレーキの多重化により車両の衝突・転倒を防止



④ 建屋内でのキャスクの立起し作業



【クレーン吊上】ワイヤの二重化やストッパーにより, 貯蔵容器の落下を防止

⑤ 乾式キャスクの移動作業

* 貯蔵容器は, 使用済燃料貯蔵施設において発生すると予想される異常事象(天井クレーンの運転操作ミスによる燃料取扱床等への異常着床, 支持構造物等への衝突)による荷重にも耐える設計としている。

論点No.91-2

使用済燃料乾式貯蔵容器にて搬出するまでの冷却期間(1/2)



- 使用済燃料プールから使用済燃料を取り出し，使用済燃料乾式貯蔵容器で貯蔵を開始する条件として，燃料の崩壊熱等が一定程度低下する必要がある。
- 具体的には，燃料集合体の種類と平均燃焼度に応じて，以下のとおり最低 7 年以上の冷却期間を必要としている。

使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器で貯蔵するのに必要な冷却期間等

燃料集合体	平均燃焼度	発熱量/ 容器	<u>必要冷却期間</u>	評価の内容
① 8 × 8 燃料	33, 000MWd/t		<u>9年以上</u>	線量/熱的により厳しい④の結果を適用
② 新型 8 × 8 燃料	35, 000MWd/t		<u>7年以上</u>	線量/熱的により厳しい④の結果を適用
③ 新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料	36, 000MWd/t		<u>7年以上</u>	線量/熱的により厳しい④の結果を適用
④ 高燃焼度 8 × 8 燃料	39, 500MWd/t ^注		<u>7年以上</u>	
⑤ 高燃焼度 8 × 8 燃料	41, 000MWd/t ^注		<u>8年3か月以上</u>	線量/熱的により厳しい④の結果を適用

注：④の燃焼度を上回った燃料は⑤の燃焼度の扱いとする。

論点No.91-3

* 1: 日立造船製 乾式貯蔵容器

* 2: 東芝, 日立製 乾式貯蔵容器

○使用済燃料乾式貯蔵容器の設計基準は以下のとおりとなっており，前述の必要冷却期間を確保することで，線量及び発熱に関する設計基準を満たすことを確認している。

① 【線 量】

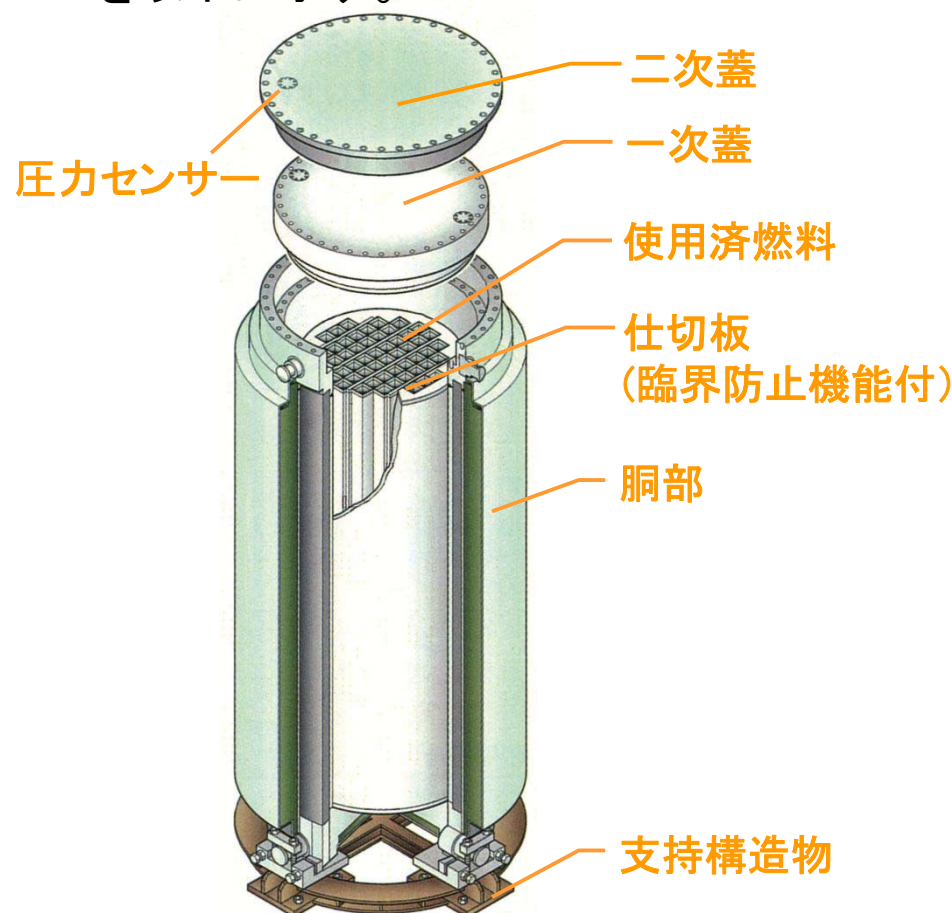
- ・ 貯蔵容器表面の線量率 2mSv/h 以下及び貯蔵容器表面から 1m の線量率が $100\mu\text{Sv/h}$ 以下であること*

*事業所内運搬に係る法令「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」
(昭和53年 通商産業省令第77号)第13条に基づく

② 【発 熱】

- ・ 放射線の遮へい機能が確保される中性子及びガンマ線の遮へい材の温度の設計基準（上限値）として，
レジンの温度 149°C ，鉛の温度 327°C
- ・ 使用済燃料被覆管の健全性が維持される温度の設計基準（上限値）として，
使用済燃料の被覆管の累積クリープ量が 1% 以下となる，バスケット温度 300°C

- 使用済燃料乾式貯蔵容器の概要を示す。貯蔵容器は使用済燃料を乾燥状態で全長約6mの縦置き¹の金属容器に収納し、放射線に対する遮蔽を施して密封した構造である。
- 使用済燃料を安全に貯蔵するため、使用済燃料乾式貯蔵施設が有する4つの安全機能を以下に示す。



【使用済燃料乾式貯蔵施設の4つの安全機能】

1. 除熱機能

貯蔵施設には、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

2. 閉じ込め機能

蓋部以外には開口部を設けず、一次蓋、二次蓋の二重蓋構造。蓋部は長期耐久性のある金属ガスケットで密封

3. 遮蔽機能

ステンレス鋼、鉛、レジン(合成樹脂)及び建屋の遮蔽壁により、放射線を遮蔽

4. 臨界防止機能

バスケット内の仕切板に、ほう素を添加したアルミニウム合金製の板(中性子吸収材)を設置

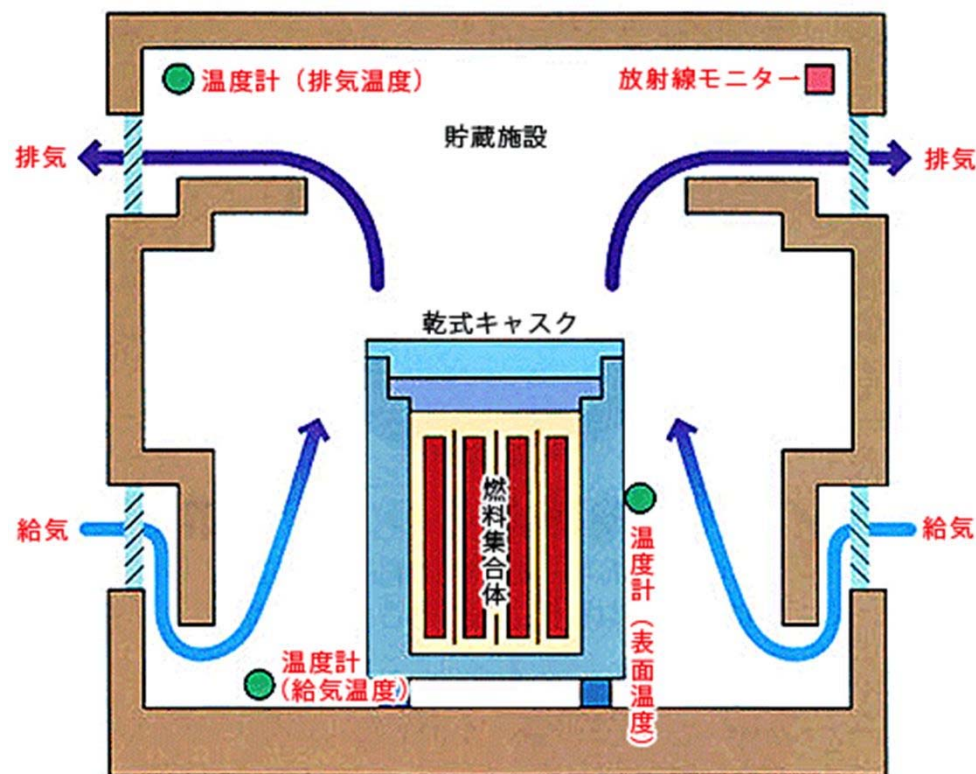
■ 主要寸法 : 全長 約5.7m, 外径 約2.4m

■ 総重量 : 約118トン(乾式貯蔵容器+使用済燃料)

■ 本体主要材質: ステンレス鋼(支持構造物: 炭素鋼)

■ ウラン重量: 約11トン(使用済燃料61体収納)

- 使用済燃料乾式貯蔵容器は、収納した使用済燃料の崩壊熱を**使用済燃料乾式貯蔵建屋内に導入した空気の自然対流冷却によって除去**する設計としている。
- 建屋下部の給気口より外気が導入され、使用済燃料乾式貯蔵容器で温められた空気は上昇し、建屋上部の排気口より排気される構造となっている。



使用済燃料乾式貯蔵容器と使用済燃料
乾式貯蔵建屋による使用済燃料の除熱の模式図

<自然対流冷却による除熱機能の確認>

○解析条件(例:1~15号機)

- ・発熱量 : (1基あたり)
- ・給気温度(外気温度) :
- ・排気温度 :
- ・貯蔵建屋のドラフト長さ :

⇒排気温度が45℃以下の場合に給排気温度差 () による貯蔵建屋の熱ドラフトが空気の圧力損失より大きくなり冷却性の成立を確認

○評価結果

貯蔵容器構成部材温度は以下の許容温度を下回ることを確認
(金属ガスケット150℃, 鉛327℃, レジン 149℃, バスケット 300℃, 外筒 420℃)

○これまでの貯蔵の運用実績

⇒排気温度は給気温度から1~2℃程度の上昇, 貯蔵容器表面温度(外筒温度)は給気温度より30℃高い程度に留まり, 上記の設計値に対し十分な裕度を有する。

【論点No.91】

使用済燃料の保管管理の流れについて

【委員からの指摘事項等】

No.83

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

使用済燃料をドライキャスクに移動するまでに、どのくらい使用済燃料プールでの冷却期間が必要か。

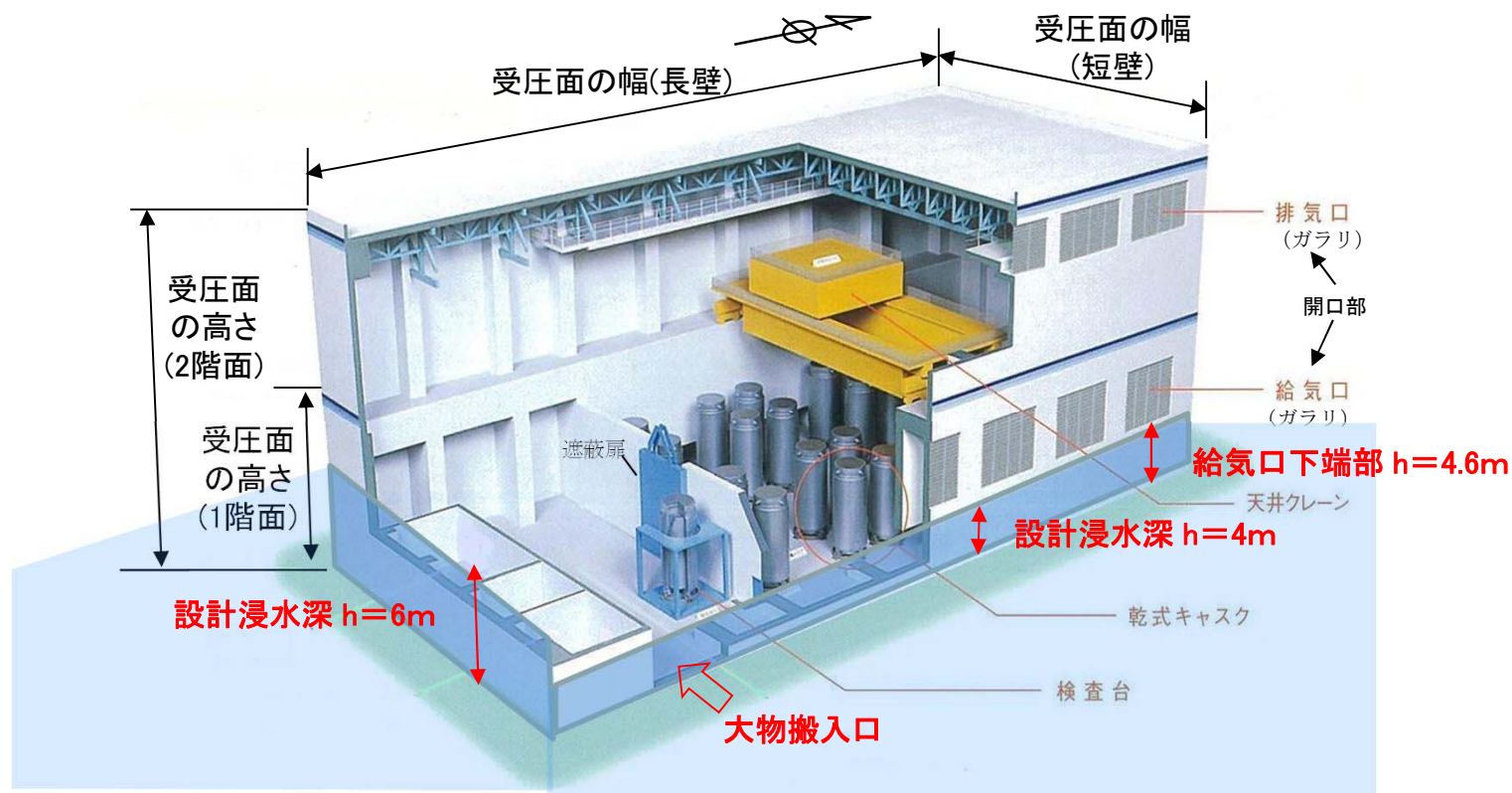
P.3,4

水没時等における使用済燃料乾式貯蔵施設の安全性について

【説明概要】

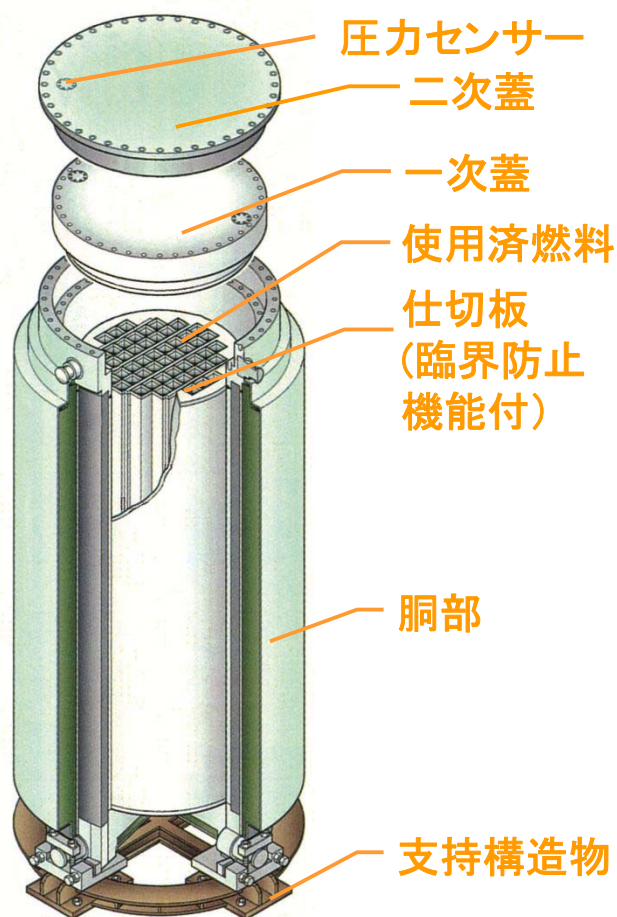
防潮堤を超え敷地に遡上する津波の発生を想定した場合には、使用済燃料乾式貯蔵建屋内に海水が浸水する可能性があり、建屋の床面から6m高さに浸水深を想定すると、使用済燃料乾式貯蔵容器は水没する。この場合でも、貯蔵容器は耐圧試験により内外圧力差1.0MPa(水深100m相当)まで密封機能を維持できることを確認しており、閉じ込め機能を始めとする貯蔵容器の安全機能に影響は受けない。

- 防潮堤を超え敷地に遡上する津波の発生を想定した場合の使用済燃料乾式貯蔵建屋外壁の津波による応力評価において、**建屋の長壁側では設計浸水深4mを想定**している。この時に開口部となる給気口の高さは4.6mあるため、給気口からは海水は浸水しないと考えられるが、同じ長壁側にある**大物搬入口の扉の隙間等から浸水する可能性**がある。
- また、**建屋の短壁側では設計浸水深6mを想定**していることから、この津波が貯蔵建屋内へ浸水し、**床面から6m高さまでの浸水深を想定すると、高さ約5.7mである貯蔵容器は水没**と考えられる。



敷地に遡上する津波による使用済燃料乾式貯蔵建屋の応力評価の浸水想定

- 貯蔵容器が水没した場合を想定しても、使用済燃料乾式貯蔵施設が有する**4つの安全機能**のうち、**除熱機能、遮蔽機能及び臨界防止機能は影響を受けないと判断**できる。
- 一方で、**閉じ込め機能**については、**水没により蓋部に外部から水圧がかかるため**、次頁のとおり検討し、**機能維持に問題ないと判断**している。



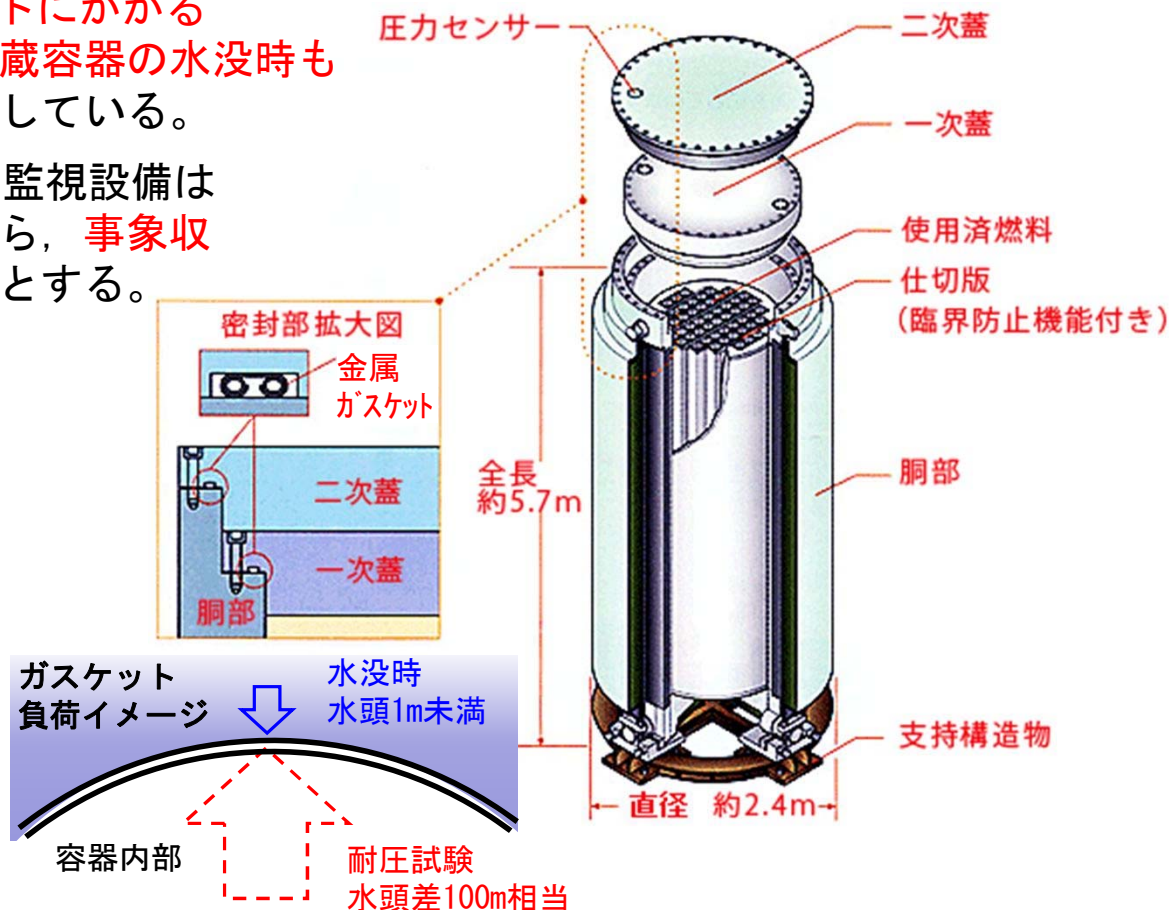
貯蔵容器概略図

使用済燃料乾式貯蔵施設の4つの安全機能	貯蔵容器水没時影響
1. 除熱機能 貯蔵施設には、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	○ 比熱の大きい水に直接接触することで除熱機能は向上する方向
2. 閉じ込め機能 蓋部以外には開口部を設けず、一次蓋、二次蓋の二重蓋構造。蓋部は長期耐久性のある金属ガスケットで密封	○ 水没時に貯蔵容器の閉じ込め機能が損なわれないことを確認(次頁)
3. 遮蔽機能 ステンレス鋼、鉛、レジン(合成樹脂)及び建屋の遮蔽壁により、放射線を遮蔽	○ 水没時も遮蔽材に変化は生じない
4. 臨界防止機能 バスケット内の仕切板に、ほう素を添加したアルミニウム合金製の板(中性子吸収材)を設置	○ 水没時も中性子吸収材に変化は生じない

貯蔵容器水没時の閉じ込め機能維持の確認

- 貯蔵容器は最高使用圧力1.0MPaで設計しており、容器の内圧を高めた1次蓋の耐圧試験を行い、内外圧力差1.0MPaまで耐えられることを実機で確認している。このことから、蓋の金属ガスケット部は水頭差で約100m相当まで密封機能を維持できる。
- 津波による貯蔵容器の水没時は外圧が高い状態となるが、金属ガスケットにかかる応力は耐圧試験と同じく円周方向に垂直であり、実機が約100m相当の水頭差まで機能維持できることに比べて、水没時に金属ガスケットにかかる水頭は1m未満であることから、貯蔵容器の水没時も閉じ込め機能に影響はないと判断している。
- また、建屋内への津波浸水により監視設備は機能喪失する可能性が高いことから、事象収束後に監視設備の復旧を行うこととする。

- ・貯蔵容器本体を堅固な構造とし蓋部以外には開口部を設けず、蓋部は二重蓋構造(一次蓋、二次蓋)
- ・蓋及び蓋貫通孔のガスケット部には長期間にわたって密封機能を維持する観点から耐熱性、耐食性を有し耐久性の高い金属ガスケットを使用
- ・貯蔵容器内部は負圧とし、蓋間空間(一次蓋と二次蓋の間)は正圧にして、貯蔵容器内部から外部に漏えいし難いよう圧力障壁を設定



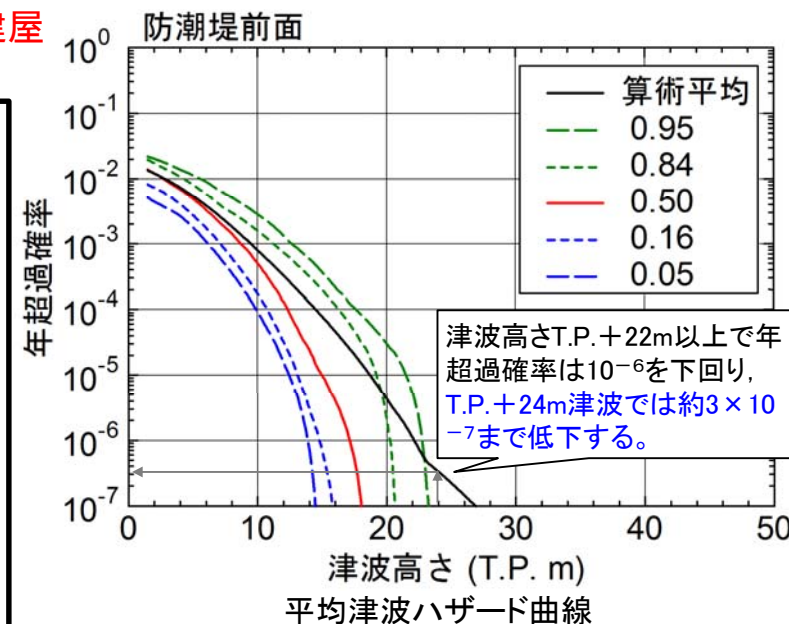
論点No.92-4

<別紙> 津波の影響評価及び対策

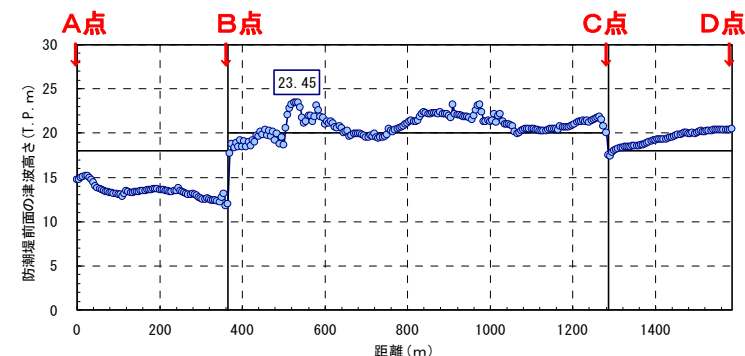
第13回ワーキングチーム
資料1-2 一部修正



■敷地に遡上する津波の遡上解析結果より、使用済燃料乾式貯蔵建屋付近は概ね2m～4m程度の浸水が想定される。



基準津波を超え敷地に遡上する津波の高さとしては、年超過確率が十分小さくなるT.P.+24m(防潮堤前面)までの津波高さを想定し、津波遡上解析を実施した。



防潮堤前面における敷地遡上津波の高さ

※津波高さ(T.P.+24m)は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤前面の最高水位(駆け上がり高さ)を示す

敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布

論点No.92-5

<別紙> 津波の影響評価及び対策

第13回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



■敷地に遡上する津波による使用済燃料乾式貯蔵建屋の応力評価を実施

■保守的に想定した津波波力及び敷地内の漂流物(50t;設計上考慮する漂流物の重量に余裕を考慮した値※)による衝突荷重(Q)を評価し、これらの荷重に対し貯蔵建屋壁面の保有水平耐力が上回ることから、貯蔵建屋は倒壊せず、内部の使用済燃料乾式貯蔵容器に影響を与えないことを確認した。

※乾式貯蔵建屋が敷地南西端に位置するため、敷地外からの漂流物の不確定性を考慮した

貯蔵建屋壁面	津波の設計 浸水深h(m) *1	Q (MN)	保有水平 耐力(MN) *2	裕度 *3
短壁	2階面	6		9.0
壁	1階面	6		2.2
長壁	2階面	4		32.7
壁	1階面	4		3.2

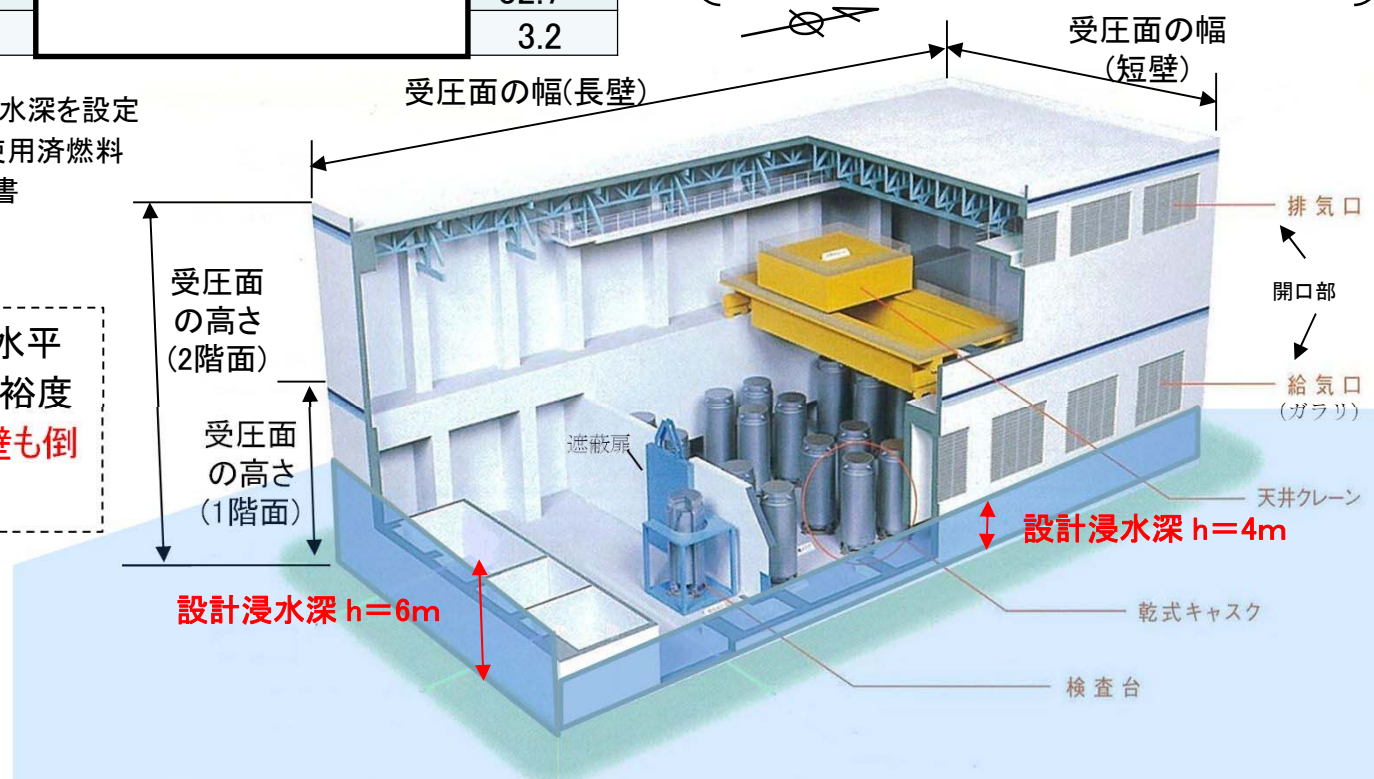
津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重は、それぞれ「津波避難ビル等の構造上の要件の解説（平成24年2月，国土交通省国土技術政策総合研究所他）」（以下「国交省解説」という。）及び「道路橋示方書・同解説（平成14年3月，日本道路協会）」に基づき評価

*1:保守的に遡上解析結果を上回る浸水深を設定

*2:工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造計算書（平成11年9月）に基づく値

*3:裕度＝保有水平耐力／Q

上記Qを貯蔵建屋壁面の保有水平耐力と比較した結果、いずれも裕度が1を上回っており、**長壁も短壁も倒壊しないことを確認**



論点No.92-6

【論点No.92】

水没時等における使用済燃料乾式貯蔵施設の安全性について

【委員からの指摘事項等】

No.84

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

敷地に遡上する津波襲来時に、使用済燃料乾式貯蔵建屋の給気口から水が内部に浸水した場合、どのようなことが考えられるか。 P.2-4

使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵施設に関する具体的な新規制基準適合性並びに今後の保管方針等について

【説明概要】

新規制基準に基づき、使用済燃料プールは冷却機能や注水機能の強化、プール水位低下時の対応手段を整備している。また、使用済燃料乾式貯蔵施設においては、施設固有の追加要求事項はなく、耐震、耐津波にかかる強化を実施している。

今後は、使用済燃料プールによる使用済燃料の貯蔵保管を継続し、新規制基準適合の工事等が完了し検査に合格した設備を用いて、使用済燃料乾式貯蔵容器に使用済燃料を装荷、貯蔵を行う。また、再処理や中間貯蔵の事業が開始した以降は、適宜、使用済燃料を発電所外に搬出していく。

○使用済燃料プールの新規制基準適合性について

新規制基準に基づき、使用済燃料プールは冷却機能や注水機能の強化、プール水位低下時の対応手段を整備している。

要求条文	主な内容	具体的対策
「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(設置許可基準規則)		
第三章 重大事故等対処施設 (使用済燃料貯蔵槽の 冷却等のための設備) 第五十四条	発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。	別紙 「事故の教訓に基づく使用済燃料プールの安全対策」参照

○使用済燃料乾式貯蔵施設の新規制基準適合性について

使用済燃料乾式貯蔵施設については、福島第一原子力発電所事故においても貯蔵する使用済燃料に影響するような安全性の劣化が見られなかったこともあり、新規制基準においても施設固有の要求事項が追加されることはなかった。したがって、他の施設同様、耐震、耐津波にかかる強化を実施している。

要求条文	主な内容	具体的対策
「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(設置許可基準規則)		
第二章 設計基準対象施設 (地震による損傷の防止) 第四条	設計基準対象施設は、 <u>地震力に十分に耐えることができる</u> ものでなければならない。	別紙 「使用済燃料乾式貯蔵建屋・容器の耐震評価」参照
(津波による損傷の防止) 第五条	設計基準対象施設(兼用キャスク及びその周辺施設を除く。)は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波(以下「 <u>基準津波</u> 」という。)に対して <u>安全機能が損なわれるおそれがない</u> ものでなければならない。	別紙 「使用済燃料乾式貯蔵施設の概要 使用済燃料乾式貯蔵建屋の配置」 「津波の影響評価及び対策」参照
(外部からの衝撃による損傷の防止) 第六条	安全施設(兼用キャスクを除く。)は、 <u>想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)</u> が発生した場合においても <u>安全機能を損なわない</u> ものでなければならない。	別紙 「使用済燃料乾式貯蔵施設の安全性」参照

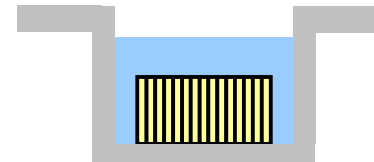
○今後の使用済燃料の保管方針等について

主な内容	詳細内容
今後は、当面は使用済燃料プールにより貯蔵保管を継続し、今後、新規制基準適合の工事等が完了し検査に合格した設備を用いて、<u>使用済燃料乾式貯蔵容器に使用済燃料を装荷、貯蔵を行う。</u> また、青森県六ヶ所村の再処理工場や、同県むつ市のリサイクル燃料備蓄センターが事業が開始した以降は、適宜、燃料を発電所外に搬出していく。	別紙 「使用済燃料乾式貯蔵施設の概要 核燃料サイクルにおける使用済燃料乾式貯蔵施設の位置付け」 「東海第二発電所の使用済燃料の貯蔵・搬出及び処理方針」参照

- ・東海第二発電所は使用済燃料の貯蔵方法として以下の2つの手段を有している。

①使用済燃料プールでの貯蔵

①使用済燃料プール

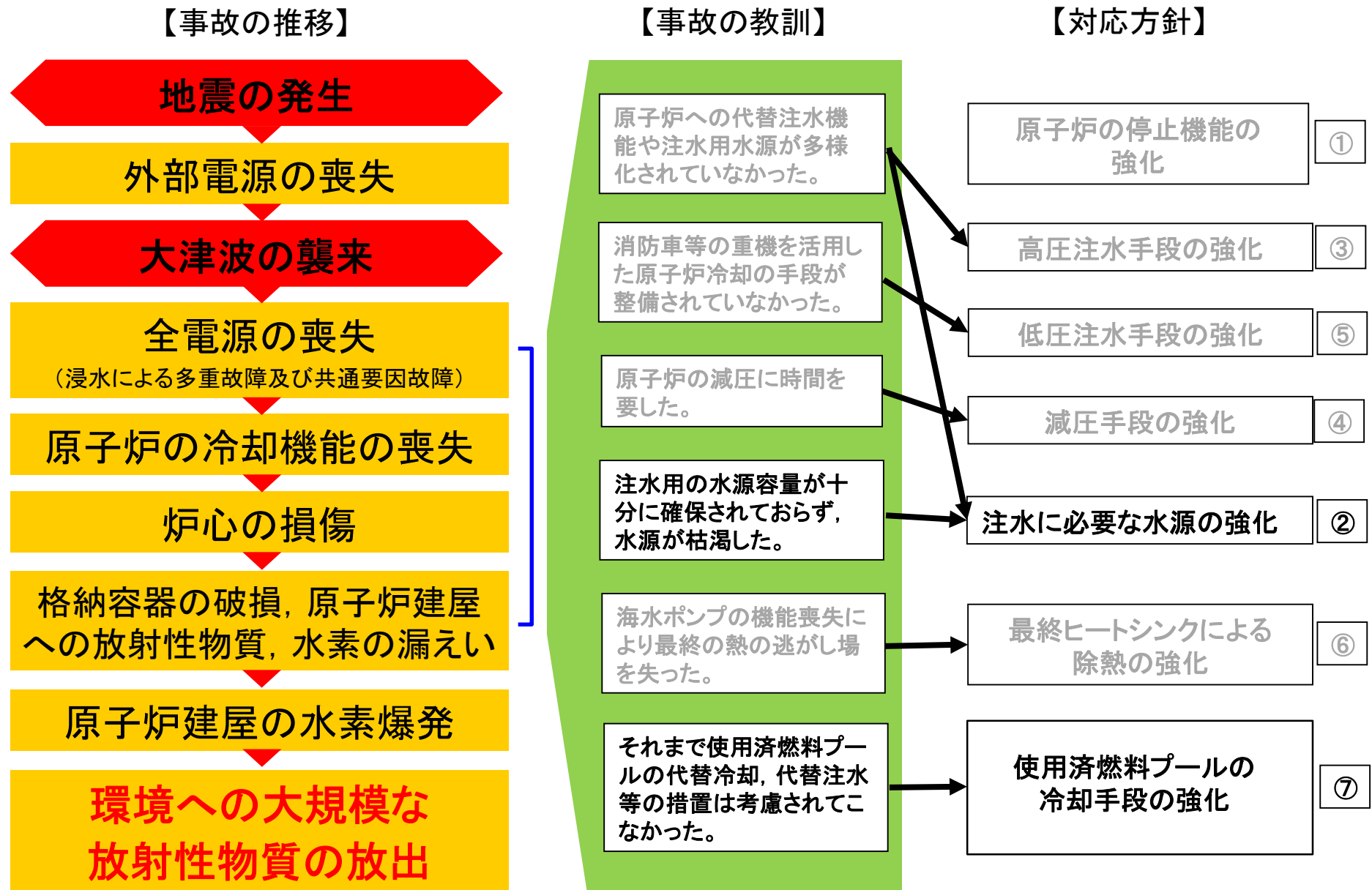


②使用済燃料乾式貯蔵施設



②使用済燃料乾式貯蔵施設での貯蔵

- ・使用済燃料プールでの貯蔵に関しては，福島第一原子力発電所事故を踏まえ，使用済燃料プールの水位の維持や冷却手段の確保が教訓とされたことから，東海第二発電所は使用済燃料プールの安全対策の強化を実施する。
- ・一方，使用済燃料乾式貯蔵施設での貯蔵に関しては，使用済燃料の冷却方法が外気を利用した自然対流冷却であり，発電機やポンプ等の動的な設備を要しない特徴から，設備の偶発的な故障に加え地震・津波等の外部事象等に対しても，当初より高い信頼性・安全性を有するとされている。
- ・ここでは，①使用済燃料プールを対象とした安全対策の強化について整理し，②使用済燃料乾式貯蔵施設の概要とその安全性について示す。
- ・また，国内における核燃料サイクル事業の状況も踏まえて，東海第二発電所の使用済燃料の貯蔵，搬出及び処理の方針や計画について示す。



- 福島第一原子力発電所事故で得られた教訓に対する新たな安全対策として、**使用済燃料プールへの注水手段や冷却手段の強化**として、以下の対策を施す。

対策の目的	対策の方向性	従来から備えていた対策	事故の教訓に基づく新たな安全対策	備考
(止める) ・原子炉緊急停止	①原子炉の停止機能の強化	・代替制御棒挿入機能 ・ほう酸注入系 ・代替再循環ポンプトリップ機能(低速度運転有)	・代替再循環ポンプ停止機能(低速度運転電源停止)	強化
(冷やす) ・炉心損傷防止 ・使用済燃料プール冷却	②注水に必要な水源の強化	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・プール	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・SA用海水ピット	新規
	③高圧注水手段の強化	・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ	・高圧代替注水系	新規
	④減圧手段の強化	・逃がし安全弁 ・過渡時自動減圧機能	・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ	強化
	⑤低圧注水手段の強化	・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・残留熱除去系ポンプ	・低圧代替注水系(常設・可搬)	新規
	⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化	・復水器 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材浄化系	・緊急用海水系 ・代替循環冷却系 ・フィルタベント設備	新規
	⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化	・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系(プール冷却モード) ・燃料プール水位計	・低圧代替注水系(常設・可搬) ・代替燃料プール冷却系 ・燃料プール監視強化	新規

 : 使用済燃料プールの安全対策に係る内容

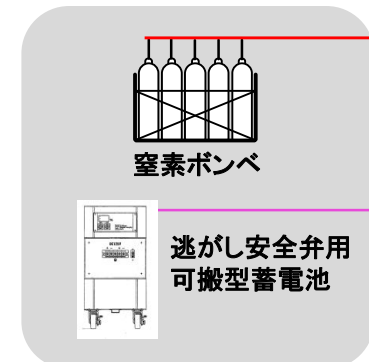
⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(2)



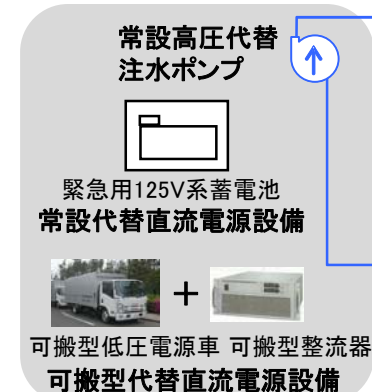
① 原子炉の停止機能の強化

再循環ポンプ停止回路追加

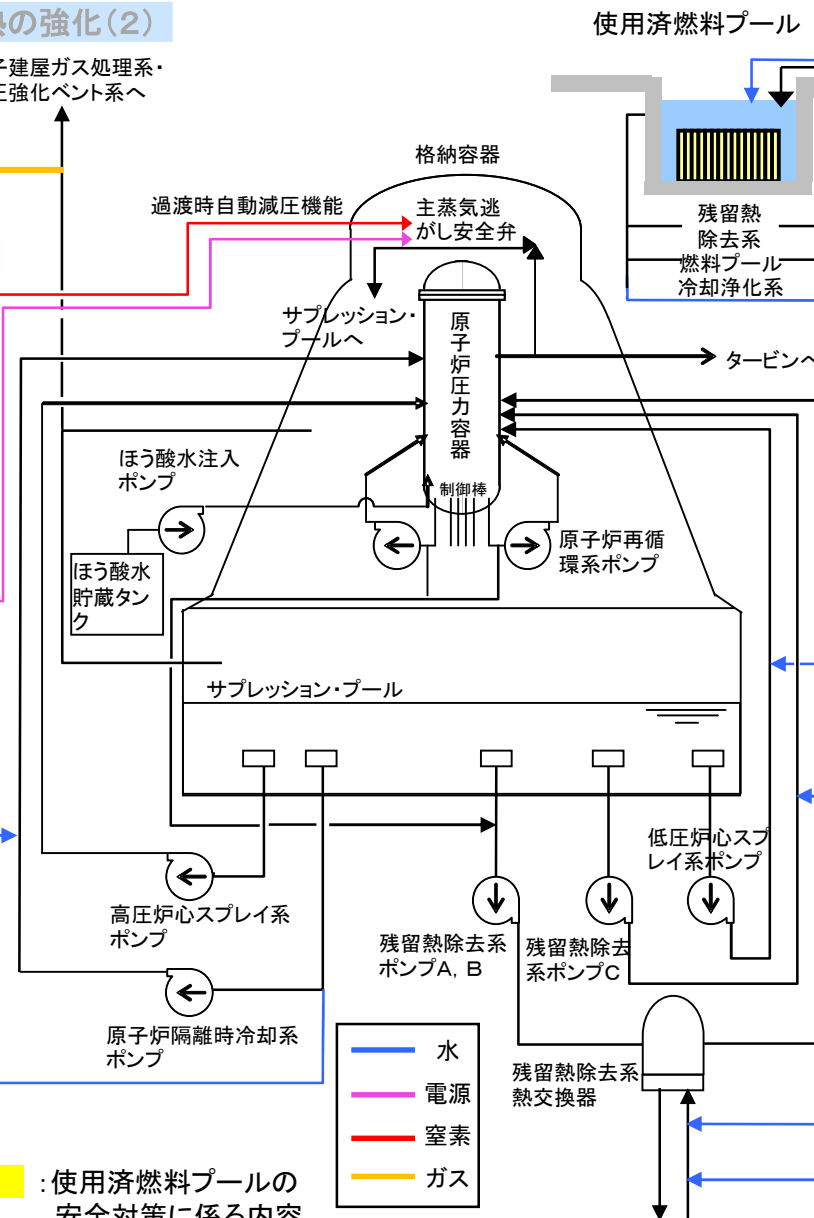
④ 減圧手段の強化



③ 高圧注水手段の強化



：使用済燃料プールの安全対策に係る内容



論点No.93-8

⑦ 使用済燃料プールの冷却手段の強化



② 注水に必要な水源の強化



⑤ 低圧注水手段の強化

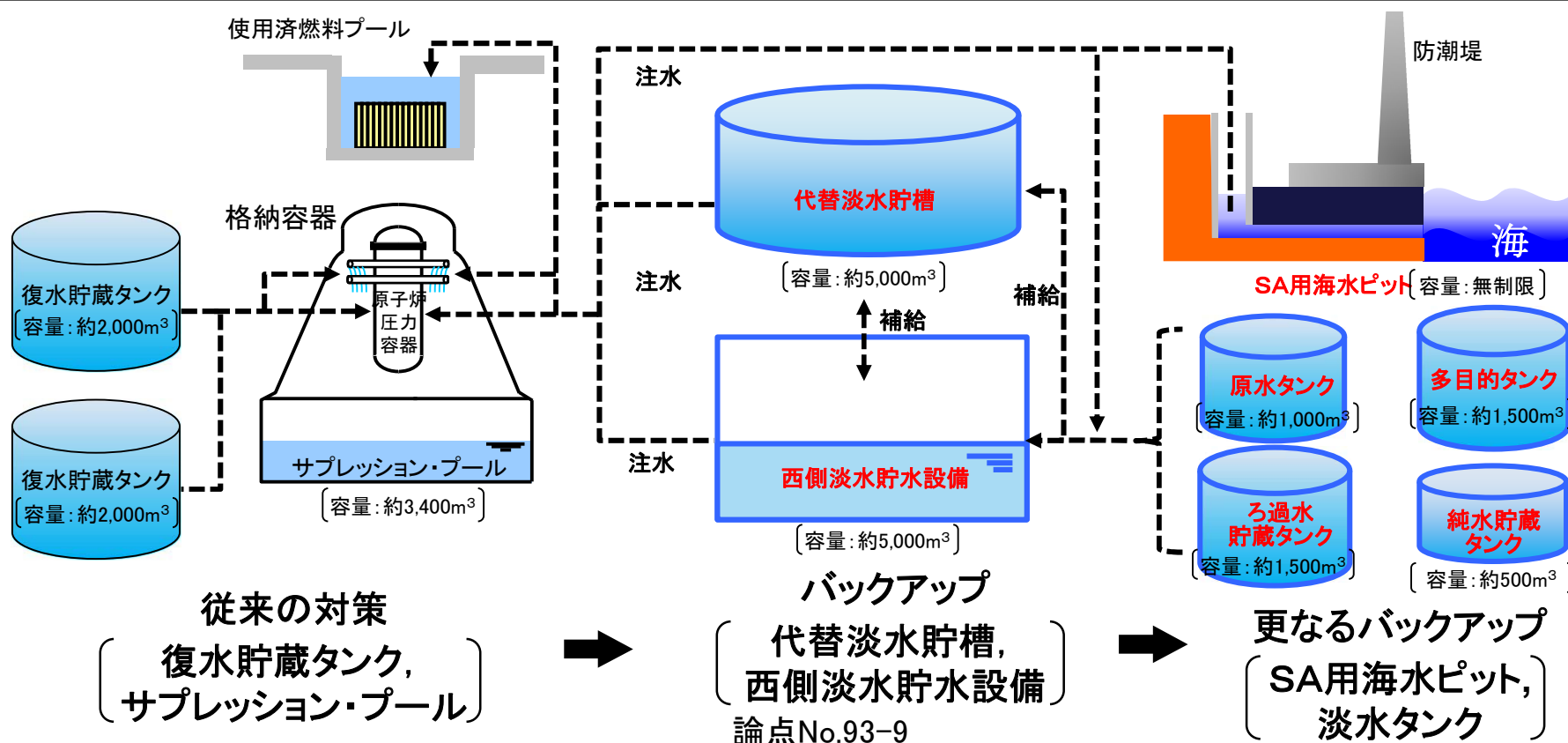


⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(1)



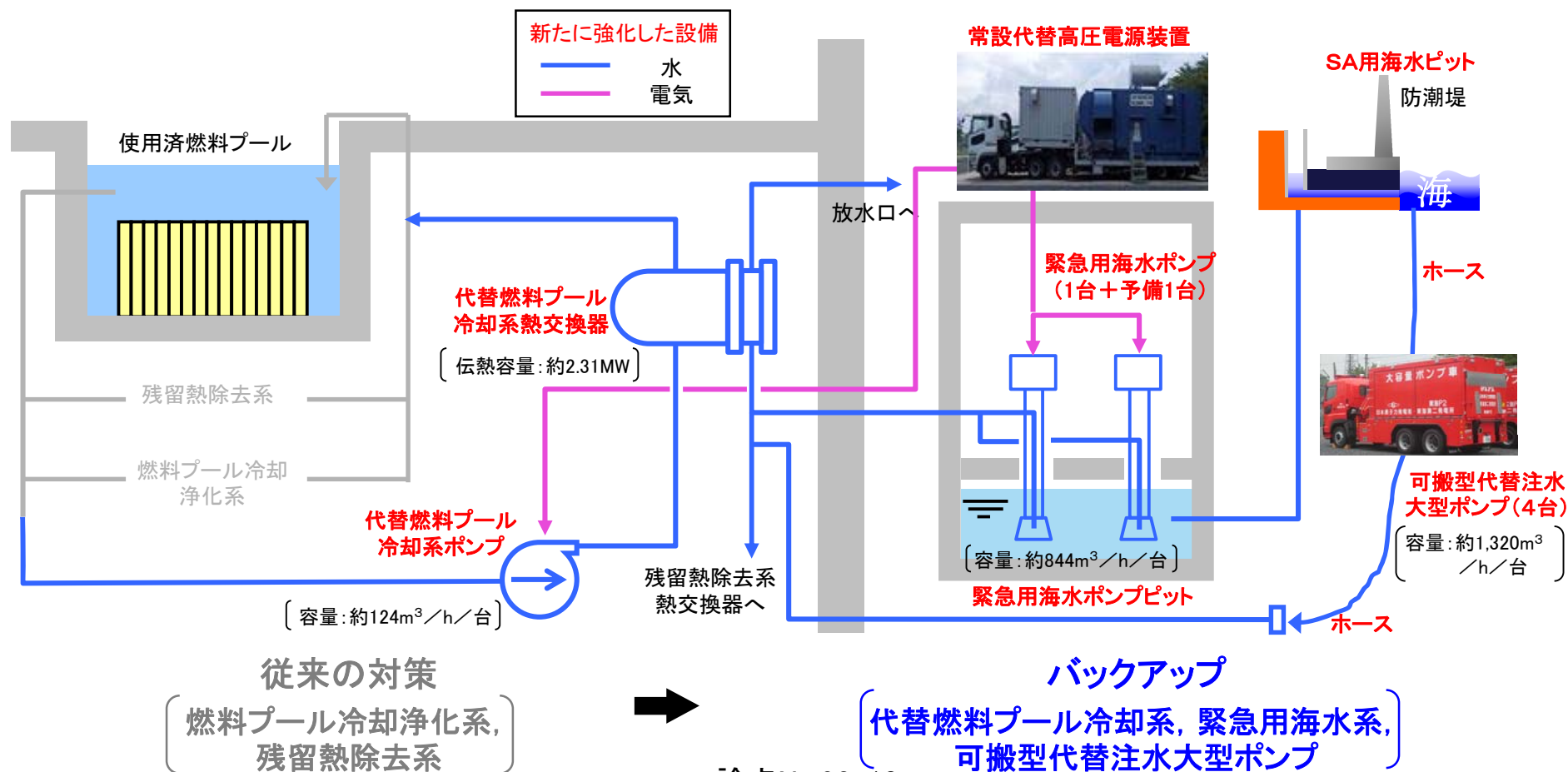
【代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットの新設】

- 使用済燃料の損傷を防ぐためには，使用済燃料プールの冷却停止時やプール水漏洩時において，**使用済燃料プール**の**水位確保が重要**。このため**注水用の水源を増強**
- 地下式の代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットを設置することで，**竜巻や，敷地に遡上する津波等の外部事象に対しても，確実に水源を確保可能**。また，既存設備の各種淡水タンクも利用可能時には活用
- 代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備には，**原子炉及び使用済燃料プールに7日間の注水が可能 な量を確保**



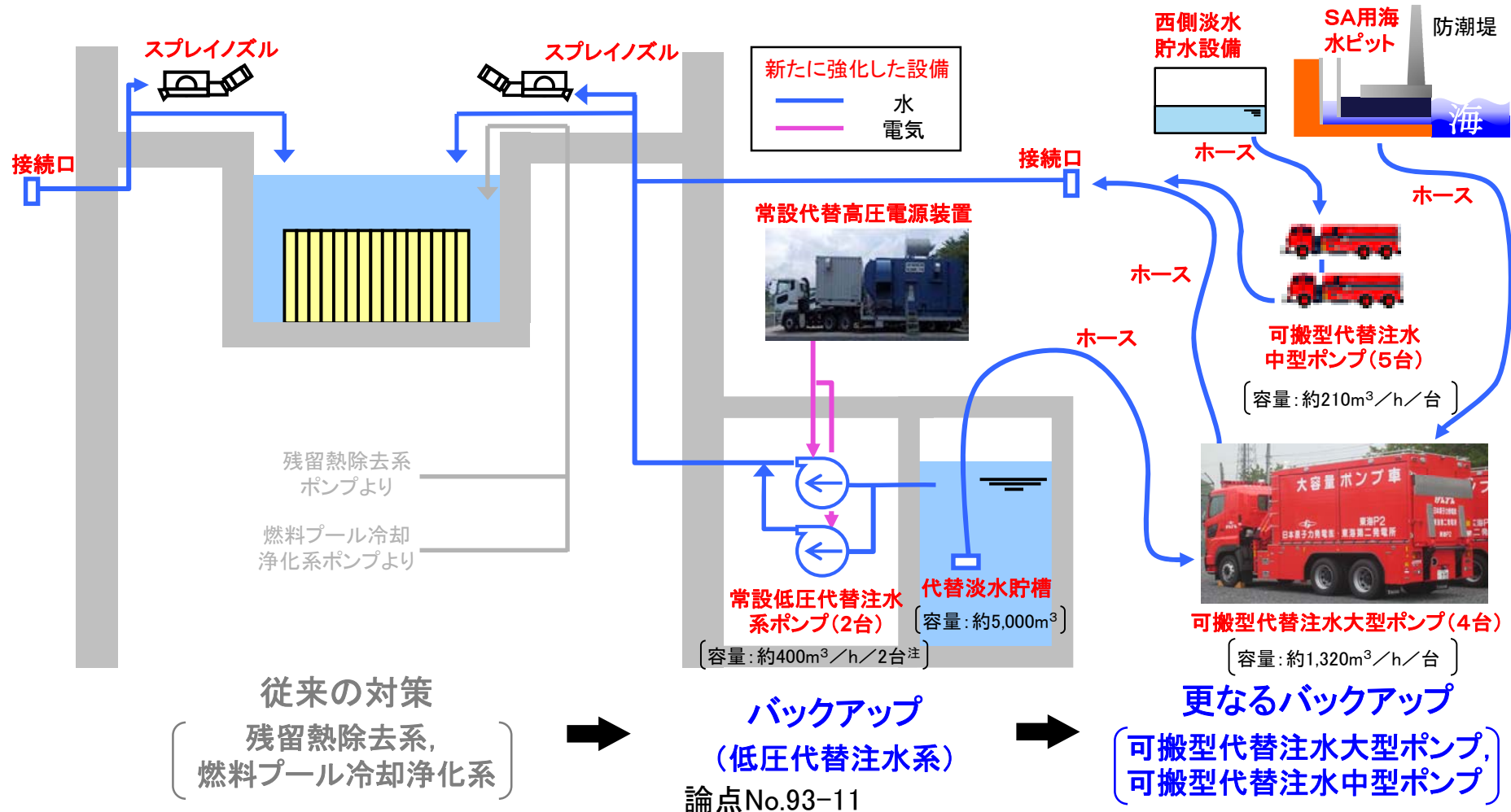
【代替燃料プール冷却系の設置】

- 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、プール内の燃料体を冷却できなくなる場合に備えて、新たに**燃料プールを冷却するための系統を設置**
- 既設の**燃料プール冷却系及び残留熱除去系の両方の機能が喪失した場合でも、代替燃料プール冷却系により、使用済燃料プールの冷却が可能**
- 代替燃料プール冷却系は、可搬型代替注水大型ポンプからも海水の供給が可能



【低圧代替注水系(常設, 可搬)を設置】

- 使用済燃料プールへの注水機能の喪失や, 使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因によりプール水位が低下した場合に備えて, 注水手段を増強
- 常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等を使用し, 代替淡水貯槽等の水を使用済燃料プールへ注水が可能



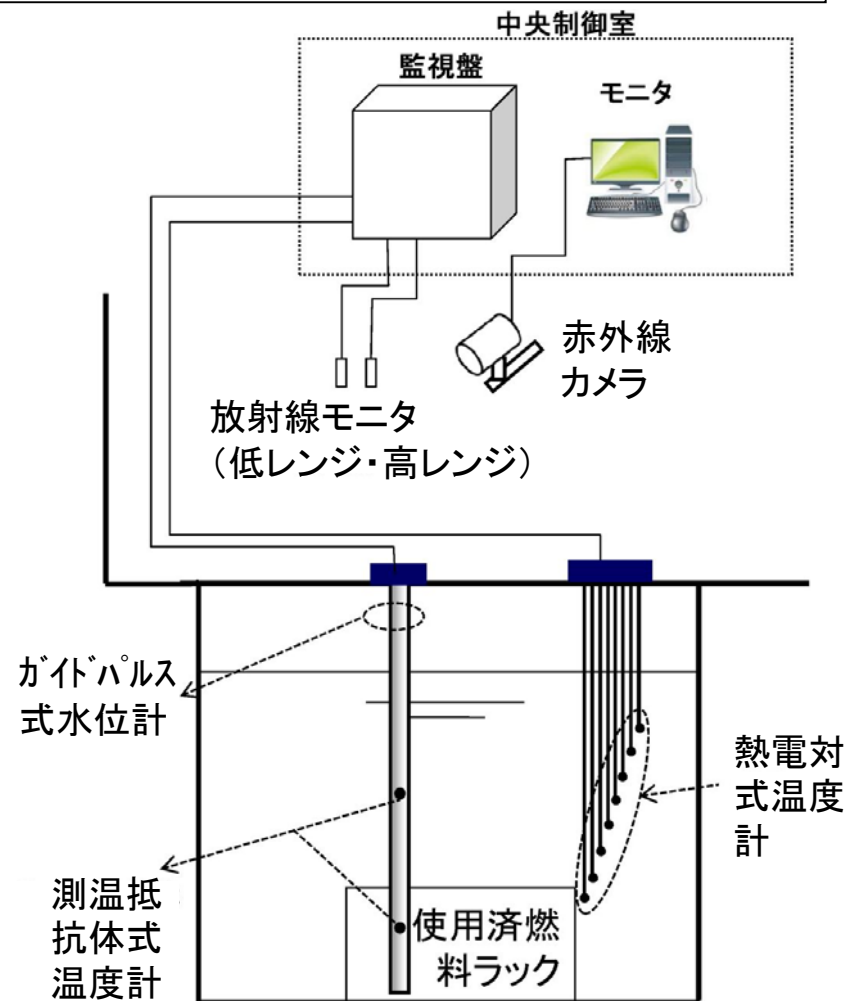
【使用済燃料プールの監視強化】

- 従来の設備は異常検知(通常状態からの逸脱)が目的であったが、重大事故等時の使用済燃料プールの状態把握のため、**測定箇所、測定範囲、耐環境性を向上させた監視設備を追設**

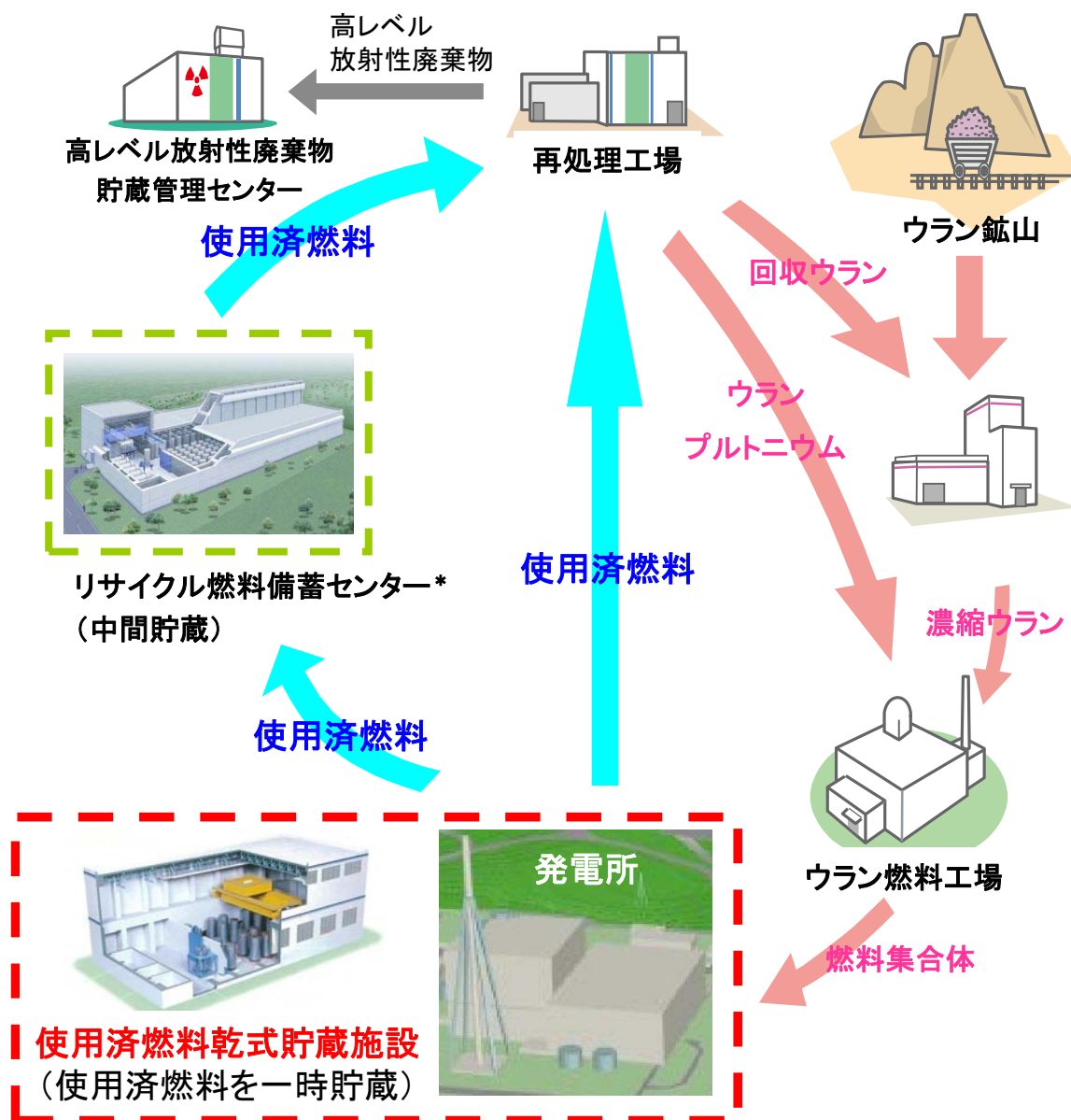
監視項目	従来設備	追加設備
水位	レベルスイッチ2台 ・通常水位近傍を監視	水位計(ガイドパルス式*)1台 ・ SFP底面近傍まで 連続測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)
温度	熱電対式温度計1台 ・通常水位近傍温度を監視	熱電対式温度計1式** ・ 燃料頂部付近まで8点 の温度測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)
		測温抵抗体式温度計2台 ・ 燃料体付近まで2点 の温度測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)
放射線	放射線モニタ1台 ・従事者の放射線防護の観点から10mSv/hまでを監視	放射線モニタ(低レンジ・高レンジ各1台) ・重大事故等時の監視を目的として 10⁵ Sv/h までを監視 ・ 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)
カメラ	ITV1台 ・SFP廻り監視用	赤外線カメラ1台 ・ 赤外線監視機能 により照明停電時や蒸気雰囲気においても監視可能 ・専用空冷装置により 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)

* :パルス信号を発信し水面からの反射波を受信するまでの時間遅れから水位を測定する。

** :福島第一原子力発電所事故後の緊急安全対策にて設置済 論点No.93-12



追加設備概要図



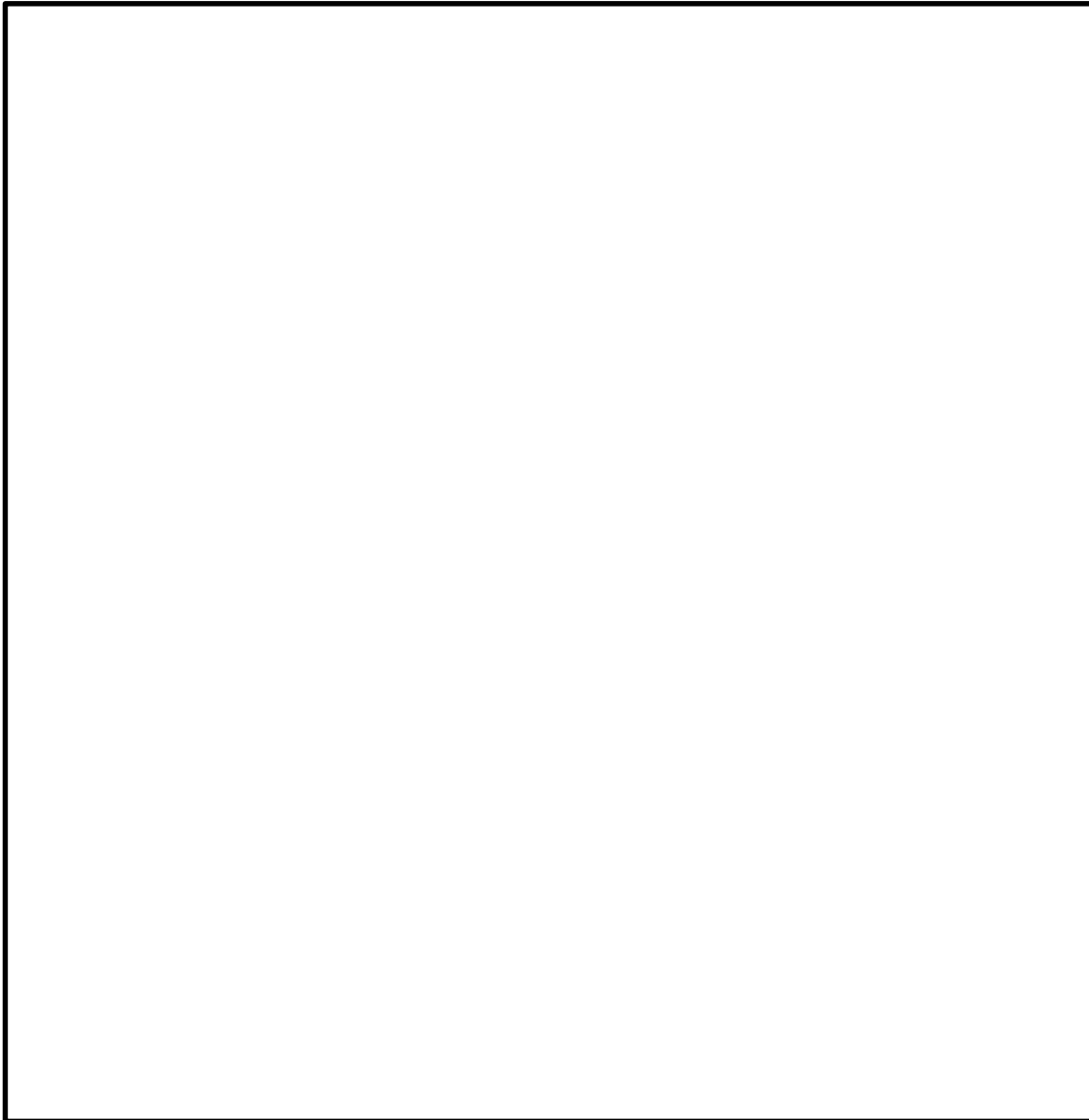
■国内においては、原子力発電所で使用した**使用済燃料**は一旦**発電所内等**で貯蔵・管理し、**再処理工場**で再処理を行い、**燃料**として**再利用**する方針で事業を進めている。（核燃料サイクル）

■東海第二発電所においては、使用済燃料の貯蔵量を増加させるため、**発電所内**に**使用済燃料乾式貯蔵施設**を設置し、平成13年より使用済燃料の貯蔵を開始している。

■使用済燃料乾式貯蔵施設における使用済燃料の**設計上の貯蔵期間は40年**としている。

* 発電所外に当社の使用済燃料を中間貯蔵する施設として、青森県(むつ市)にリサイクル燃料備蓄センターを設置中(2020年11月設置許可)。本施設稼働後、東二使用済燃料貯蔵施設に貯蔵している使用済燃料を計画的に搬出することを検討している。

核燃料サイクルと使用済燃料乾式貯蔵施設の関係の概念図



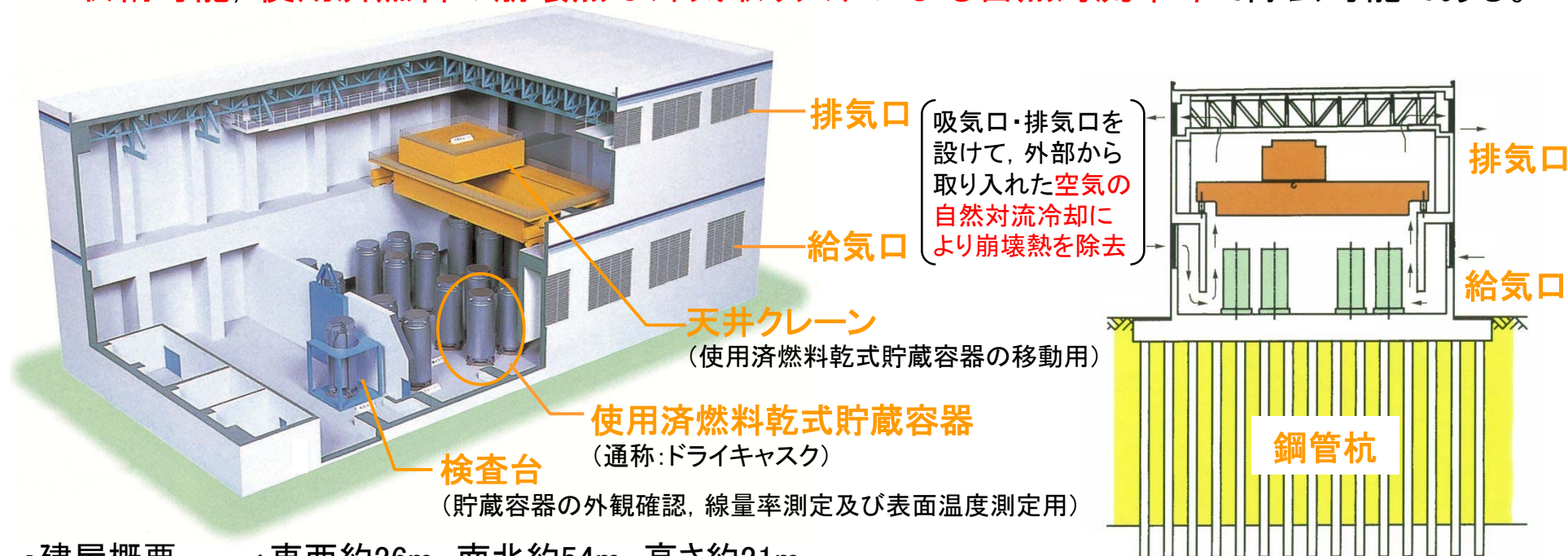
東海第二発電所 使用済燃料乾式貯蔵建屋 配置図

論点No.93-14

- 東海第二発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設である，使用済燃料乾式貯蔵建屋の配置を示す。
- 使用済燃料乾式貯蔵建屋は発電所敷地内に設置しており，原子炉建屋内の使用済燃料プールに保管中の使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵建屋へ容易に移送できるよう設計している。
- 使用済燃料乾式貯蔵建屋の設置高さは標高＋8mであり，原子炉建屋の設置高さと同様である。
- なお，福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波対策として建設中の防潮堤は使用済燃料乾式貯蔵建屋も囲むように設置する計画としている。

* T.P. : 東京湾平均海面，標高と同一

■使用済燃料乾式貯蔵建屋の概要を示す。建屋内には使用済燃料乾式貯蔵容器を全24基収納可能、使用済燃料の崩壊熱は外気取り入れによる自然対流冷却で除去可能である。



- ・建屋概要 : 東西約26m, 南北約54m, 高さ約21m
- ・建屋構造 : 鉄筋コンクリート造, 杭基礎構造を採用
- ・貯蔵容量 : 使用済燃料乾式貯蔵容器 24基* (ウラン重量約250t相当)
* 15基に使用済燃料を収納済(平成30年12月現在)
- ・燃料収納体数 : 61体／基

＜運転サイクル毎の使用済燃料発生と使用済燃料乾式貯蔵施設の貯蔵容量の関係＞

- ・運転サイクル終了後の定期検査停止時に燃料764体(1炉心)中の約180体を使用済燃料として取出
- ・使用済燃料180体は貯蔵容器約3基分に相当(61体／基×3基≒180体)
- ・貯蔵容器24基には8サイクル分の使用済燃料が貯蔵可能。8サイクルは約10年程度の期間に相当

【建屋の断面図】

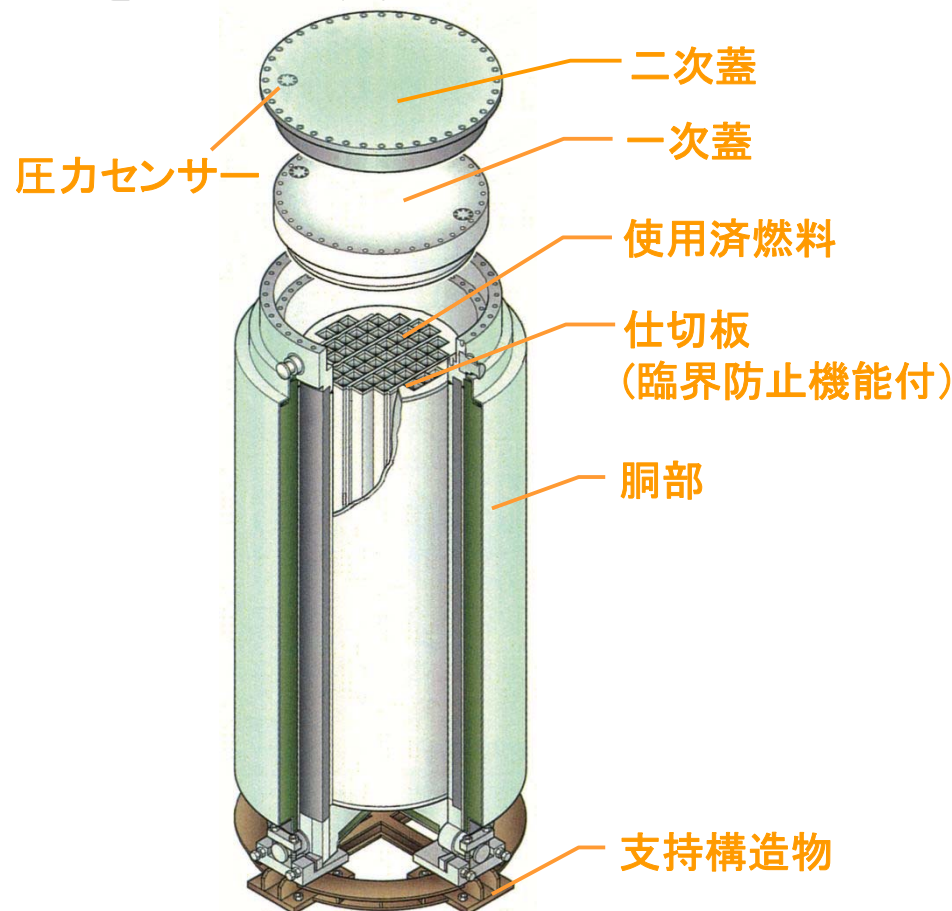
・杭基礎構造

杭の直径: 約80cm

杭の本数: 435本

⇒鋼管杭基礎により、基準地震動Ssによる耐震評価で建屋の健全性を確認済

- 使用済燃料乾式貯蔵容器の概要を示す。貯蔵容器は使用済燃料を乾燥状態で全長約6mの縦置き金属容器に収納し、放射線に対する遮蔽を施して密封した構造である。
- 使用済燃料を安全に貯蔵するため、使用済燃料乾式貯蔵施設が有する4つの安全機能を以下に示す。



【使用済燃料乾式貯蔵施設の4つの安全機能】

1. 除熱機能

貯蔵施設には、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

2. 閉じ込め機能

蓋部以外には開口部を設けず、一次蓋、二次蓋の二重蓋構造。蓋部は長期耐久性のある金属ガスケットで密封

3. 遮蔽機能

ステンレス鋼、鉛、レジン（合成樹脂）及び建屋の遮蔽壁により、放射線を遮蔽

4. 臨界防止機能

バスケット内の仕切板に、ほう素を添加したアルミニウム合金製の板（中性子吸収材）を設置

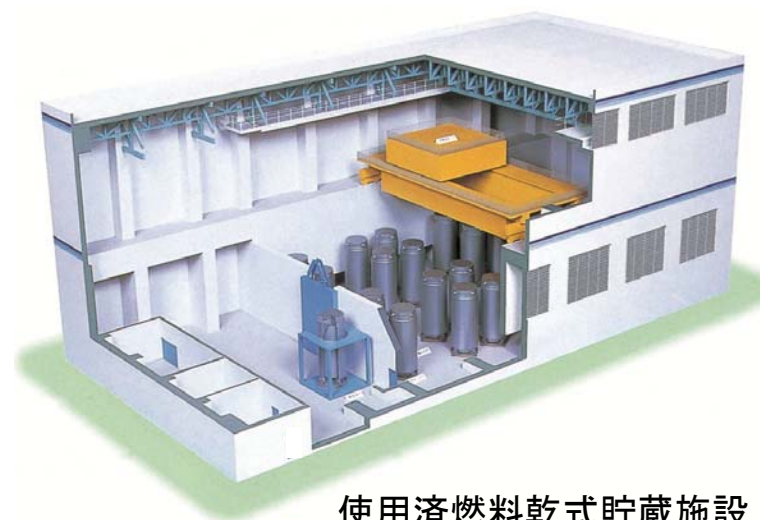
■主要寸法 : 全長 約5.7m, 外径 約2.4m

■総重量 : 約118トン（乾式貯蔵容器＋使用済燃料）

■本体主要材質: ステンレス鋼（支持構造物: 炭素鋼）

■ウラン重量: 約11トン（使用済燃料61体収納）

- 前項までに記載したとおり，使用済燃料乾式貯蔵施設は，**静的機器のみで4つの安全機能を達成しており（除熱機能，閉じ込め機能，遮蔽機能及び臨界防止機能）**，これらの機能のために電動機・ポンプ等の動的機器は要さない。このため，動的機器の作動に影響する外部電源喪失や全交流動力電源喪失等は，使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能に影響を与えない。
- 一方で，地震や津波等の外部事象に伴う外力により，使用済燃料乾式貯蔵建屋の躯体が損傷・倒壊し，内部に設置した使用済燃料乾式貯蔵容器上に落下するような場合や，貯蔵容器そのものが外力で転倒するような場合は，**貯蔵容器の損傷等が発生し，上記の4つの安全機能の一部が損なわれる可能性がある**。
- 上記を踏まえて，使用済燃料乾式貯蔵施設に影響を及ぼし得る外部事象の評価を行った。評価結果は次表に示すとおり，**各外部事象を想定しても使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能が確保されることを確認している**。



使用済燃料乾式貯蔵施設

使用済燃料乾式貯蔵施設に対する主な外部事象の評価 (1/2)

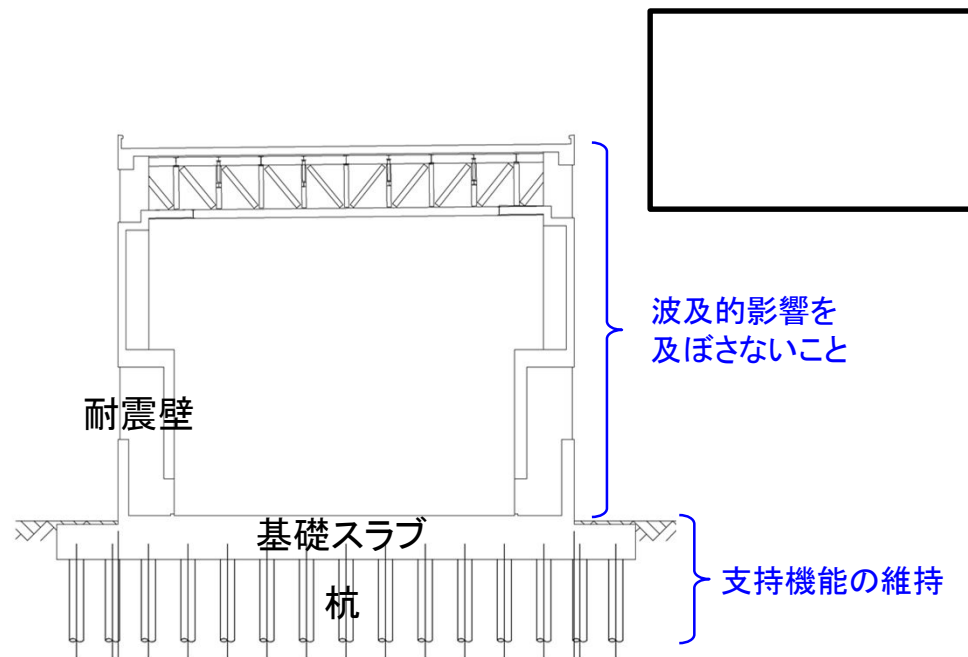
外部事象	外部事象の条件	安全機能に対する評価結果 (○/×)	
地震	基準地震動 S_s	・貯蔵建屋の機能を維持できることを確認 ・貯蔵容器は耐震補強を行うことにより十分な構造強度を有することを確認	○
津波	基準津波 (防潮堤位置最高水位: T.P.+17.1m)	貯蔵建屋を防潮堤で囲むことで、基準津波は建屋に到達、流入しない。	○
	敷地に遡上する津波 (防潮堤前面最高水位: T.P.+24m) (無限鉛直壁)	貯蔵建屋は津波で浸水するが、津波波力と漂流物の衝突を考慮しても建屋は倒壊せず、貯蔵容器に影響を与えない。	○
竜巻	基準竜巻 (風速100m/s及び竜巻飛来物の衝突)	貯蔵建屋上部の排気口に防護措置(防護ネット、防護鋼板)を設け、竜巻飛来物の貯蔵容器への衝突を防止可能	○
火山	降下火砕物 (降下火砕物層厚50cm堆積による荷重)	貯蔵建屋の屋上への降下火砕物の堆積による荷重を評価し、屋根や耐震壁が崩壊しないことを確認	○

* 貯蔵建屋: 使用済燃料乾式貯蔵建屋
* 貯蔵施設: 使用済燃料乾式貯蔵容器

使用済燃料乾式貯蔵施設に対する主な外部事象の評価 (2/2)

外部事象	外部事象の条件	安全機能に対する評価結果 (○/×)	
森林火災	発電周辺の大規模な森林火災 (森林シミュレーションコードによる延焼評価)	貯蔵建屋の温度評価結果が許容温度を下回る／危険距離以上の離隔距離を確保	○
爆 発	発電所敷地内の爆発影響 (屋外ガス貯蔵施設)	貯蔵建屋は危険限界距離以上の離隔距離を確保	○
	発電所敷地外の爆発影響 (LNG基地, 燃料輸送車両, 燃料輸送船)	貯蔵建屋は危険限界距離以上の離隔距離を確保	○
近隣工場 火災	発電所敷地内の火災影響 (危険物貯蔵施設, 危険物貯蔵以外)	貯蔵建屋の温度評価結果が許容温度を下回る	○
	発電所敷地外の火災影響 (危険物貯蔵施設, 燃料輸送車両, 燃料輸送船)	貯蔵建屋は危険距離以上の離隔距離を確保	○
偶発的な 航空機落下	航空機落下事故の実績に基づく確率評価 (航空機衝突を設計上考慮するかどうかの判断基準として 10^{-7} 回／炉・年以下)	貯蔵建屋への落下確率は約 6.1×10^{-8} 回／炉・年となり, 航空機落下に対する防護対策を設計上考慮する必要なし	○
航空機 墜落火災	航空機墜落による火災影響 (自衛隊機又は米軍機の落下(F-15))	航空機墜落で発生する火災による貯蔵建屋の温度評価結果が許容温度を下回ることを確認	○

■使用済燃料乾式貯蔵建屋の耐震評価を行い、**基準地震動 S_s に対して建屋の機能を維持できることを確認している。**



- ・耐震壁
基準地震動 S_s に対して質点系モデルを用いた地震応答解析により耐震壁のせん断ひずみを算定した結果、**最大せん断ひずみが波及的影響を及ぼさないための許容限界を超えないことを確認**
- ・基礎スラブ
基準地震動 S_s に対して3次元FEMモデルを用いた弾性応力解析により基礎スラブに発生する応力を算定した結果、**発生する応力が構造強度を確保するための許容限界を超えないことを確認**
- ・杭
基準地震動 S_s に対して梁と地盤ばねによるモデルを用いた非線形応力解析により杭に発生する応力を算定した結果、**発生する応力が構造強度を確保するための許容限界を超えないことを確認**

使用済燃料乾式貯蔵建屋の概略断面図(B-B断面 EW方向)

基準地震動 S_s に対する評価結果 (検定比が最も厳しい項目)

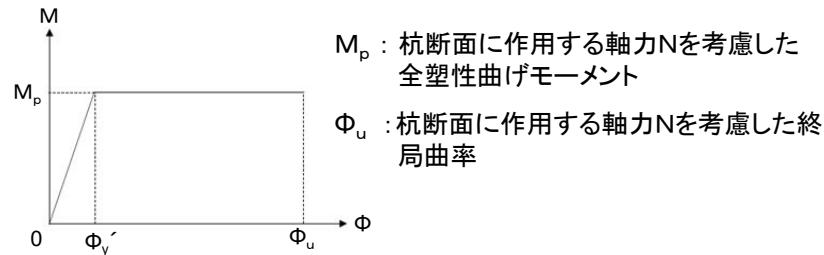
評価対象	評価項目	発生値	許容限界	検定比 (発生値/許容限界)	判定	耐震補強の 必要性
耐震壁	せん断ひずみ	1.82×10^{-3}	4.0×10^{-3}	0.455	可	無
基礎スラブ	曲げモーメント	2160 (kN・m/m) *	3380 (kN・m/m) *	0.638 *1	可	無
杭	曲げモーメント	2200 (kN・m/本)	2210 (kN・m/本)	0.996 *2	可	無

*1 : 応力の再配分等を考慮して、応力の平均化を行った結果

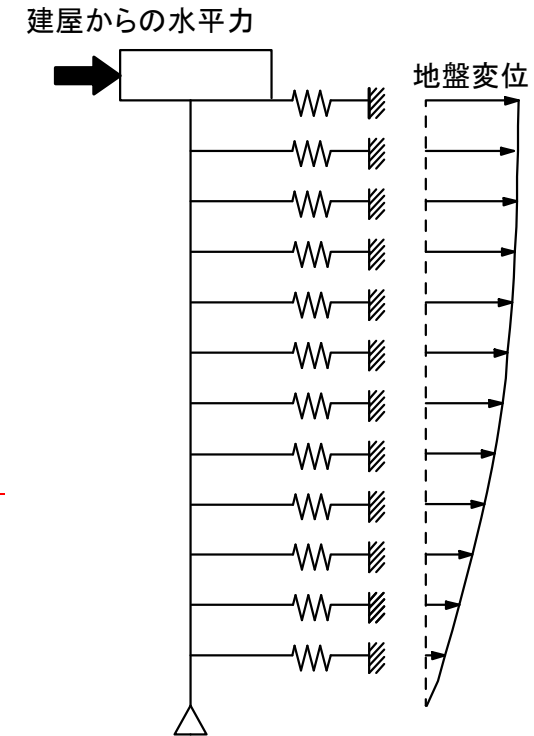
*2 : 検定比が1に近い結果となっているが、基準地震動 S_s の評価には保守性があり、
また耐震評価上の許容限界は終局限界状態に対して余裕をもって設定しており、評価は保守性を有している。(次頁参照)

○ 使用済燃料乾式貯蔵建屋の杭の評価について

- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋の杭の評価は、基準地震動 S_s に対して支持機能を維持できることを確認するため、非線形はり-非線形地盤ばねモデルを用いた非線形応力解析を実施する。
- ・基準地震動 S_s による建屋の地震応答解析で得られた建屋の水平力を杭頭位置に、基準地震動 S_s による自由地盤応答解析で得られた地盤変位を杭の水平地盤ばね位置に入力し、杭に発生する応力が許容限界を超えないことを確認する。
- ・いずれの評価項目も検定比(発生値/許容値)が1を下回っており、**発生応力が許容限界を超えないことを確認した。**
 なお、杭の曲げに対する評価において、実際の許容限界は終局曲率であるが、保守的に評価する観点から全塑性モーメントを許容限界として設定し、杭に発生する曲げモーメントが全塑性モーメントを超えないことを確認した。



杭の曲げモーメント-曲率($M-\Phi$)関係



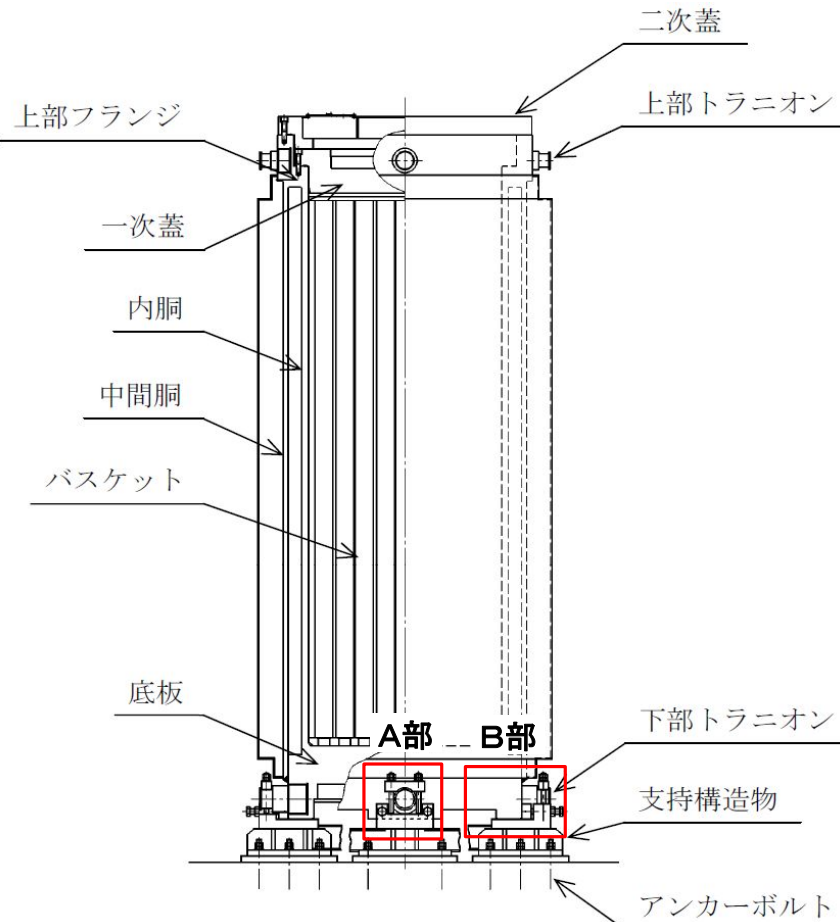
杭の解析モデル図

杭の評価結果

評価項目	発生値	許容値	検定比	判定
鉛直支持力	1340 (kN/本)	2740 (kN/本)	0.490	可
引抜き力	404 (kN/本)	840 (kN/本)	0.481	可
曲げモーメント	2200 (kN・m/本)	2210 (kN・m/本)	0.996	可
せん断力	571 (kN/本)	2350 (kN/本)	0.243	可

- 使用済燃料乾式貯蔵容器は縦置型で、容器の下部トラニオンを介して支持構造物で支持され、アンカーボルトで基礎に固定する構造
- 基準地震動 S_g により発生する各応力は、キャスク容器、バスケット、トラニオン、二次蓋について全て許容応力を満足し、十分な構造強度を有していることを確認。支持構造物については以下の耐震補強が必要であることを確認した。

使用済燃料乾式貯蔵容器支持構造物の耐震補強(例:1~15号機)



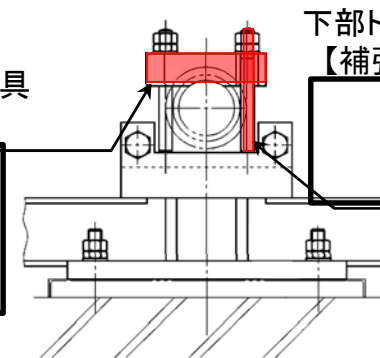
使用済燃料乾式貯蔵容器概略図

A部詳細

下部トラニオン固定金具
【補強内容】



下部トラニオン固定ボルト
【補強内容】



B部詳細

貯蔵容器本体

容器押え金具
【補強内容】



使用済燃料乾式貯蔵容器 支持構造物の応力評価結果
(貯蔵時 Ss地震力が作用する場合) (単位:MPa)

部 位	応力の種類		計算値	評価点 (面)	許容応力
トラニオン 固定金具	一次応力	曲げ応力	477	③	637
	一次+二次応力*1	曲げ応力	477	③	1275
リ ブ	一次応力	引張応力	23	①	307
		圧縮応力	80	①	307
	一次+二次応力*1	引張・圧縮 応力	103	①	543
容器押え金具	一次応力	圧縮応力	380	④	543
	一次+二次応力*1	引張・圧縮 応力	380	④	1275
支持台座	一次応力	支圧応力	36	②	361
	一次+二次応力*1	支圧応力	36	②	361
トラニオン 固定ボルト	—	引張応力	375	⑤	478
アンカーボルト	—	引張応力	197	⑥	261*2
		せん断応力	225	⑥	340

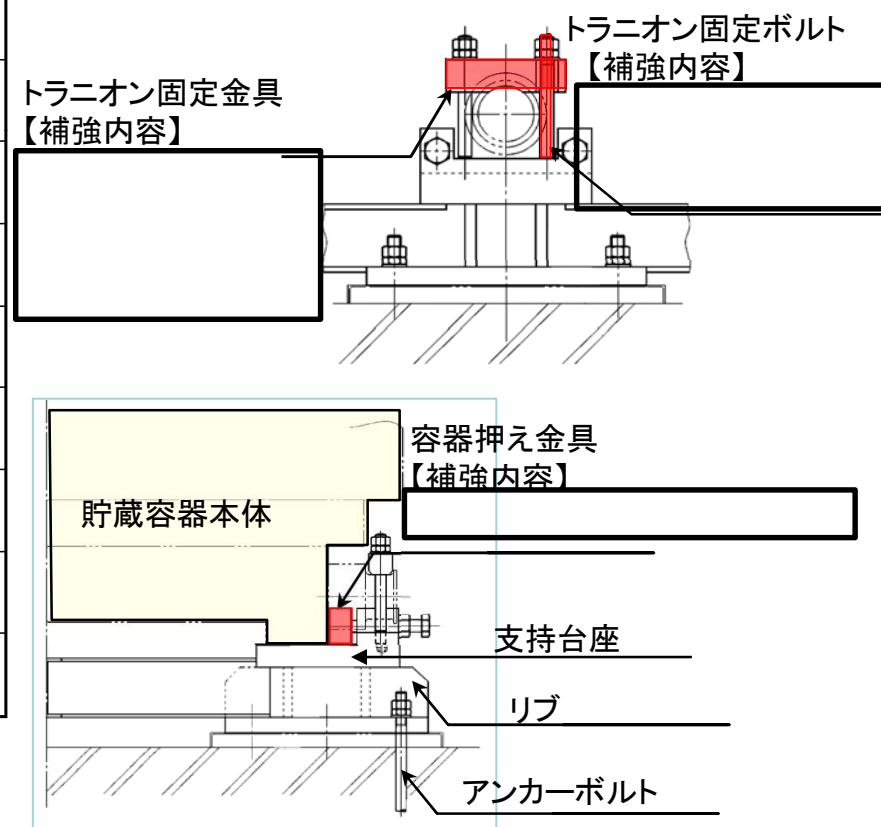
注記 *1: 地震力のみによる全振幅について評価する。

*2: $\text{Min}[f_t=1.4 f_t-1.6 \tau, f_t]$ より算出。

使用済燃料乾式貯蔵容器 支持構造物の耐震補強

■使用済燃料乾式貯蔵容器の**支持構造物の耐震補強後の耐震評価結果**を示す。

■基準地震動S_gにより発生する各応力(計算値)は、すべて許容応力を満足しており、十分な構造強度を有していることを確認した。



■防潮堤(高さT.P.+20m又は+18m)で使用済燃料乾式貯蔵建屋を含め発電所を囲うことで、**基準津波(防潮堤位置最高水位:T.P.+17.1m)**は使用済燃料乾式貯蔵建屋及び使用済燃料乾式貯蔵容器に到達、流入しない。

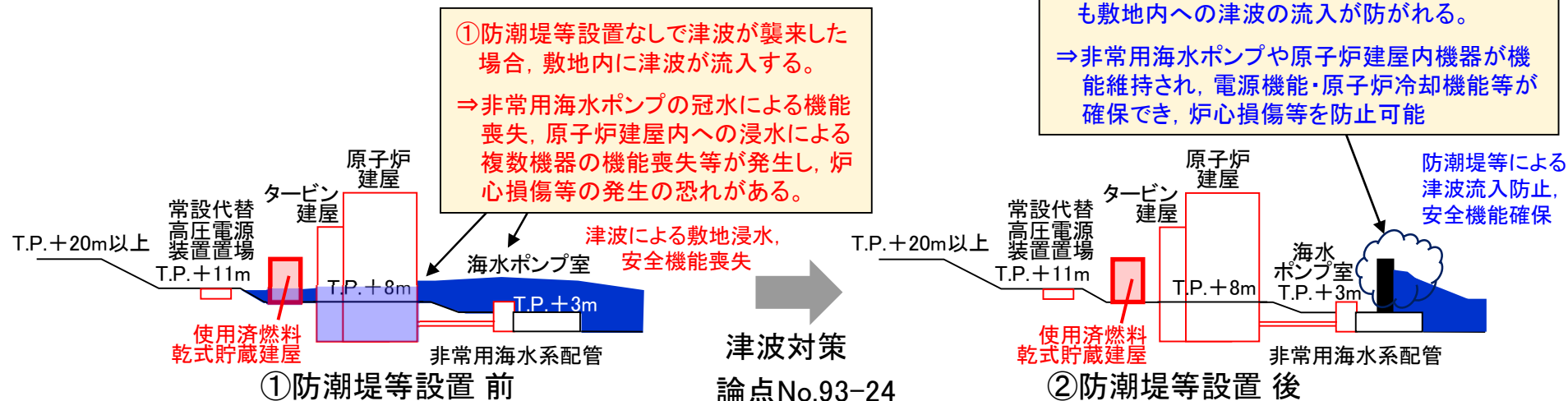


津波防護対象施設※1	設置標高
①原子炉建屋	T.P.+8m
②タービン建屋	
③排気筒	
④使用済燃料乾式貯蔵建屋	T.P.+8m
⑤常設代替高圧電源装置用カルバート (トンネル部、立坑及びカルバート含)	T.P.+8m (地下部)
⑥常設代替高圧電源装置置場 (軽油貯蔵タンク、燃料移送ポンプ、 東側DB立坑含)	T.P.+11m
⑦海水ポンプ室	T.P.+3m
⑧非常用海水系配管	T.P.+3m～ T.P.+8m

※1: クラス1及びクラス2設備並びに耐震Sクラスに属する設備及びそれらを内包する区画を含む。

□: 設計基準対象施設の津波防護対象

東海第二発電所 設計基準対象施設の津波防護対象 配置図

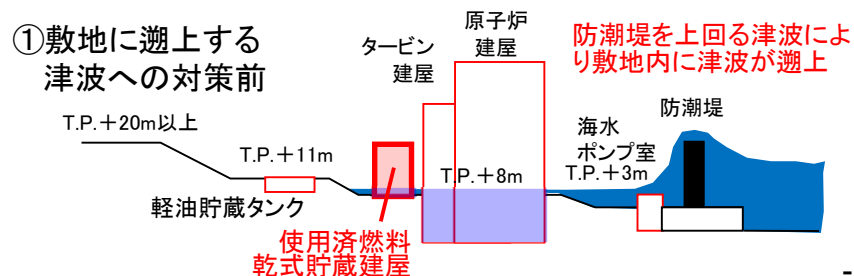


- 敷地に遡上する津波 (防潮堤前面最高水位T.P.+24m(無限鉛直壁))を想定した場合
- 敷地に遡上する津波は防潮堤高さを超えて敷地内に浸水し、使用済燃料乾式貯蔵建屋まで到達すると評価

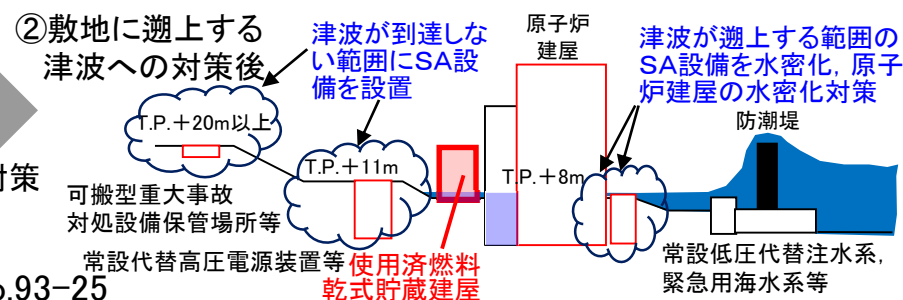
□ : 敷地に遡上する津波に対する防護対象施設
□ : 地下部からの津波の流入経路

東海第二発電所 敷地に遡上する津波に対する防護対象施設と津波流入箇所

① 防潮堤を超え敷地に遡上する津波が襲来した場合 (対策実施前)
⇒非常用海水ポンプの冠水による機能喪失, 原子炉建屋内への浸水による複数機器の機能喪失等が発生し, 炉心損傷等の発生の恐れがある。



② 防潮堤を超え敷地に遡上する津波が襲来した場合 (重大事故対策及びそれらへの津波対策(水密化対策等)実施後)
⇒代替の電源, 注水ポンプ, 海水系, 電源車, ポンプ車等が活用可能となり, 原子炉の冷却等の機能が確保できる。



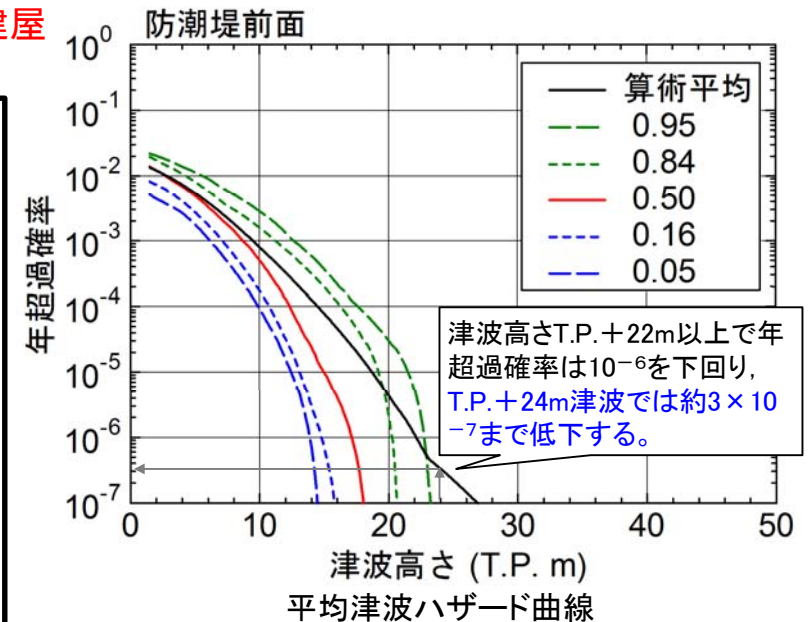
論点No.93-25

<別紙>津波の影響評価及び対策 (3/4)

第13回ワーキングチーム
資料1-2 再掲

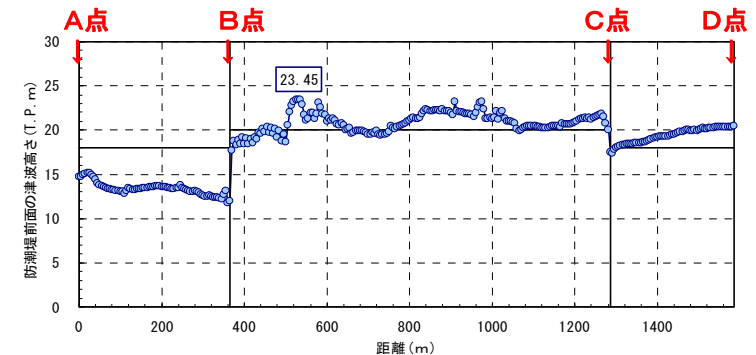


■敷地に遡上する津波の遡上解析結果より、使用済燃料乾式貯蔵建屋付近は概ね2m～4m程度の浸水が想定される。



基準津波を超え敷地に遡上する津波の高さとしては、年超過確率が十分小さくなるT.P.+24m(防潮堤前面)までの津波高さを想定し、津波遡上解析を実施した。

※想定する津波高さをT.P.+24mまでとした設定根拠については、補足説明資料参照



防潮堤前面における敷地遡上津波の高さ

※津波高さ(T.P.+24m)は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤前面の最高水位(駆け上がり高さ)を示す

敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布

論点No.93-26

■敷地に遡上する津波による使用済燃料乾式貯蔵建屋の応力評価を実施

■保守的に想定した津波波力及び敷地内の漂流物(50t; 設計上考慮する漂流物の重量に余裕を考慮した値※)による衝突荷重(Q)を評価し、これらの荷重に対し貯蔵建屋壁面の保有水平耐力が上回ることから、貯蔵建屋は倒壊せず、内部の使用済燃料乾式貯蔵容器に影響を与えないことを確認した。

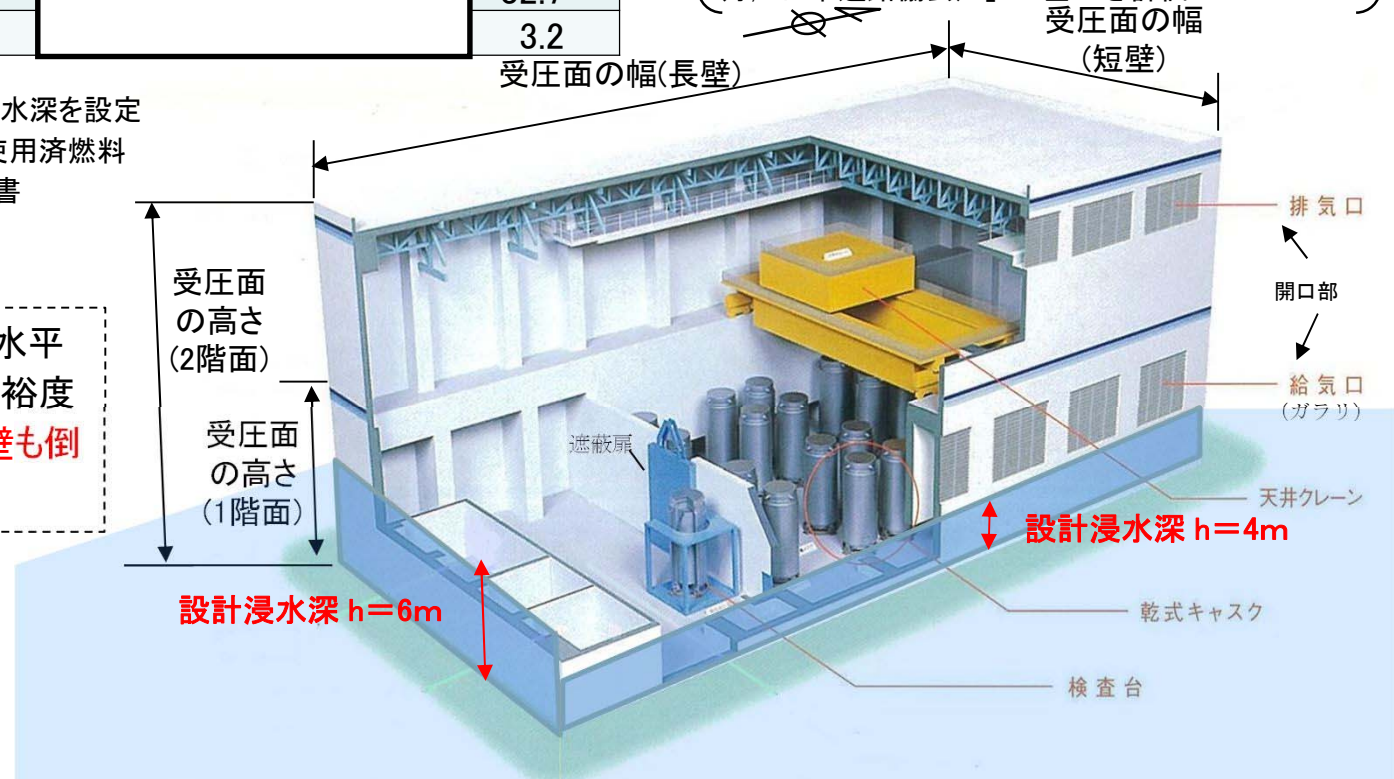
※乾式貯蔵建屋が敷地南西端に位置するため、敷地外からの漂流物の不確定性を考慮した

貯蔵建屋壁面	津波の設計 浸水深h(m) *1	Q (MN)	保有水平 耐力(MN) *2	裕度 *3
短壁	2階面			9.0
壁	1階面			2.2
長壁	2階面			32.7
壁	1階面			3.2

津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重は、それぞれ「津波避難ビル等の構造上の要件の解説（平成24年2月、国土交通省国土技術政策総合研究所他）」（以下「国交省解説」という。）及び「道路橋示方書・同解説（平成14年3月、日本道路協会）」に基づき評価

- *1: 保守的に遡上解析結果を上回る浸水深を設定
- *2: 工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造計算書（平成11年9月）に基づく値
- *3: 裕度＝保有水平耐力／Q

上記Qを貯蔵建屋壁面の保有水平耐力と比較した結果、いずれも裕度が1を上回っており、**長壁も短壁も倒壊しないことを確認**



- 東海第二発電所における使用済燃料プールと使用済燃料乾式貯蔵施設を合わせた使用済燃料等の全貯蔵容量は約3,700体、現在の貯蔵量は約2,900体となっている。

①使用済燃料プールの状況

貯蔵容量 2,250体 … 全貯蔵容量

管理容量 1,486体（貯蔵容量－1炉心分（764体））

使用済燃料貯蔵体数 1,250体

一部照射済燃料体数 764体

合計 2,014体 … 現在の貯蔵量（89.5 %）*

* これらに加えて、使用済燃料プールに未照射の新燃料188体を保管中

②使用済燃料乾式貯蔵施設の状況

貯蔵容量 24基（1,464体） … 全貯蔵容量

管理容量 17基（1,037体）（使用前検査合格済み容器）

使用済燃料貯蔵基数 15基（915体） … 現在の貯蔵量（62.5 %）

■今後の使用済燃料の貯蔵・搬出及び処理方針として、**使用済燃料プールから使用済燃料乾式貯蔵施設への移送**を早期に実施し、次いで**六ヶ所再処理工場及びリサイクル燃料備蓄センターへの搬出**を行う方針としている。

■仮に当面の間、発電所外への使用済燃料の搬出が行えない場合でも、**約4サイクル分の貯蔵容量を確保可能な見通し**

(1) 貯蔵・搬出及び処理方針

①使用済燃料プールから使用済燃料乾式貯蔵施設へ早期の移送
（使用済燃料乾式貯蔵設備等の使用前検査受検，合格後）

②六ヶ所再処理工場への搬出（六ヶ所再処理工場の事業開始後の見込み）

③リサイクル燃料備蓄センターへの搬出（事業開始後）

(2) 運転サイクルを考慮した発電所の貯蔵容量の見通し

電力会社	発電所名	2018年9月末時点				試算値※1		
		1 炉心	1 取替分	管理容量 ※2	使用済燃料貯蔵量	管理容量 (A) ※2	使用済燃料貯蔵量 (B)	貯蔵割合 (B) / (A) x100
		(t U)	(t U)	(t U)	(t U)	(t U)	(t U)	(%)
日本原子力発電	敦賀	90	30	910	630	910	750	82
	東海第二	130	30	440	370	510 ※3	490	96

※1：各社の使用済燃料貯蔵量については、下記仮定の条件により算定した試算値であり、具体的な再稼働を前提としたものではない。

○各発電所の全号機を対象。（廃炉を決定した敦賀1号機を除く）

○貯蔵量は、2018年9月末時点の使用済燃料貯蔵量に4サイクル運転分の使用済燃料発生量（4取替分）を加えた値。（単純発生量のみを考慮）

○1サイクルは、運転期間13ヶ月、定期検査期間3ヶ月と仮定。（この場合、4サイクルは約5年となる）

※2：管理容量は、貯蔵容量から1炉心分を差し引いた容量。なお、運転を終了したプラントについては、貯蔵容量と同じとしている。

※3：東海第二については、乾式貯蔵キャスクを24基（現状＋7基）とした管理容量を記載。

注）四捨五入の関係で、合計値は、各項目を加算した数値と一致しない部分がある。

経済産業省 使用済燃料対策推進協議会
（2018/11/20）資料に基づき記載

○使用済燃料プールの安全対策

- ・注水に必要な水源の強化として、代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットを設置。代替水源の容量は7日間の事故対応に必要な容量を確保
- ・冷却手段の強化として、代替燃料プール冷却系及び低圧代替注水系（常設）を設置。更なる信頼性向上として、常設の代替設備に加え可搬型の代替設備（ポンプ車）を配備
- ・重大事故時に使用可能な水位，温度，放射性等の監視設備を設置

○使用済燃料乾式貯蔵施設

- ・東海第二発電所の敷地内に使用済燃料乾式貯蔵建屋を設置し，内部に設置した使用済燃料乾式貯蔵容器（全24基）に使用済燃料を収納可能（61体／基）
- ・使用済燃料乾式貯蔵容器は，動的な設備を要せずに，除熱機能，閉じ込め機能，遮蔽機能及び臨界防止機能を有し，使用済燃料の貯蔵が可能。またそれらの機能の監視設備を設置
- ・外部事象を想定しても使用済燃料乾式貯蔵施設の安全機能は確保される。

○東海第二発電所の使用済燃料の貯蔵，搬出及び処理方針

- ・使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は，使用済燃料乾式貯蔵設備へなるべく早期に移送
- ・六ヶ所再処理工場及びリサイクル燃料備蓄センター（事業開始後）に搬出を計画

これらの対応により，東海第二発電所では使用済燃料を安全に貯蔵可能であり，かつ，今後の貯蔵や搬出計画等に関しても，十分な運用性が見通しがあることを確認している。

【論点No.93】

使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵施設に関する具体的な新規制基準適合性並びに今後の保管方針等について

【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.182

使用済み燃料

No.359

使用不可燃料に対する説明

No.514

1. 使用済燃料の保管について

No.685

東海第二発電所使用済燃料乾式貯蔵施設に関する新規制基準適合性について説明して欲しい。

No.861

2. 使用済み核燃料について

説明会では使用済み核燃料に対する説明が皆無でしたが、なぜでしょうか？説明会では、安全性の根拠として3重の閉じ込め(ジルコニウム+反応容器+格納容器)に何度か言及されてました、使用済み核燃料はこれらの閉じ込めは一切されていません。可搬型ミサイルでも簡単に破壊できるプールに入れて冷やし続けないと放射性物質をまき散らす危険な対象に言及しなかった理由をお聞かせください。(まさか使用済み燃料は格納容器の外にあり、第2発電所の範疇ではないという理由ではないと願っていますが・・・)

* 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.871

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います。(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では、使用済み核燃料について一言も触れていない。核燃料再処理施設が稼働していない状況下では、20年延長を認めた以上、なおのこと「住民の健康と財産」を守るために大変重要な問題である。

東海第二発電所の使用済み核燃料は、全数を早急に乾式保管させる必要がある。そして、仮置き保管であることを原電に約束させること。 P.4,28,29

日本の再処理する原子力政策が頓挫している状況から言っても東海第二発電所の稼働はしてはいけないことになるが、住民の危険を増大するから使用済み核燃料の増加は防がなくてはならないはずである。これでは、残念ながら、原子力規制委員会が規制機関ではなく、推進機関になっている。この様な規制委員会の許可したものでは、「住民の健康と財産」は守れない。

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、規制委員会の審査の杜撰さを十分に補って頂きたい。茨城県は、規制委員会に審査のやり直しを請求すべきである。

No.1063

3. 使用済み燃料をどうして原子炉建屋に置くのか理由が分からない。事故発生時に問題解決をより複雑化するのではないか。 P.2,3,5-27

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1127

【事故・故障の未然防止対策に関する意見】

・ 新規制基準規定違反の使用済み燃料プールの存在 : 元●●●● 元●●●● 原発設計技術者である日本の原子力技術者●●●氏は以下のように述べています。『ご存じのとおり、日本原電東海第二は、東電福島第一原子力発電所3号機(福島3号)と同様の沸騰水型軽水炉です。東海第二、福島3号を含む沸騰水型軽水炉には、それぞれの発電所に、同じ設計の使用済み燃料プールがあり、その設計は、新規制基準規定違反です。このため、「東海第二の審査は不合格」となります。東海第二も、福島3号とおなじ核爆発が生じる危険性があります。』

P.2,3,5-27

手動操作を行う弁等の具体的な位置及び操作場所までのアクセス性(アクセスルートの耐震強度や多様性等を含む)並びに対策としての成立性について

【説明概要】

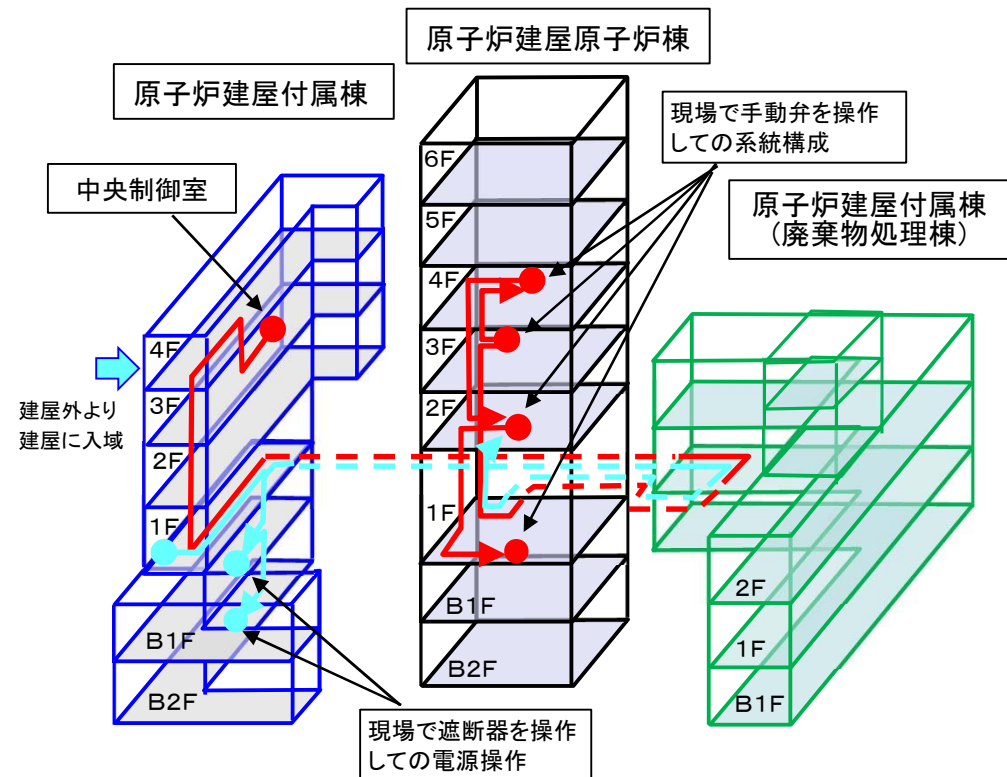
- 重大事故等時において、手動操作を行う必要がある現場活動場所までの屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他自然現象又は人為事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設定している。また、屋内アクセスルートは、重大事故等時の有効性評価における重要事故シーケンスの想定時間内に必要な措置を完了させることができる。
- 地震、津波及びその他自然現象又は人為事象のうち、最も影響を及ぼす可能性のある地震に対して、地震起因による火災、溢水、全交流動力電源の喪失を考慮し、アクセスに与える影響がないことを確認している。
- 重大事故等時における対応操作は、現場での動線が錯綜することのないよう、あらかじめ定めた手順書に従い、設定したアクセスルートを用いて現場での対応操作を実施する。また、これらの対応操作を確実なものとするための教育訓練を実施する。

➤ 屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他の自然現象による影響又は人為事象による影響を考慮し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に、各設備の操作場所までのアクセスルートを複数設定する。

- 屋内での各階層におけるアクセスルートを選定する場合、地震随伴火災のおそれがある油内包機器又は水素内包機器、地震随伴内部溢水を考慮しても移動可能なアクセスルートをあらかじめ設定する。
- 建屋屋上にアクセスする際は、地震津波以外の自然現象を考慮し、気象状況をあらかじめ確認し必要な措置を講じる。

屋内アクセスルートの選定の考え方

- 中央制御室から原子炉棟、附属棟(廃棄物処理棟)へ移動するルートは、原子炉建屋内に設定されるアクセスルートを優先して使用することを基本とする。
- 火災発生時に優先ルートのアクセス性が阻害された場合は、迂回路を使用する。
- 原子炉棟、附属棟(廃棄物処理棟)の各階層を移動するルートは、地震、火災等の被害により、アクセス性が阻害された場合は、影響の小さいルートを使用し操作場所までアクセスする。
- 地震随伴内部溢水については、アクセスルートの最大溢水水位を評価した上で影響を受ける可能性があることを想定し、必要な措置を講じる。



屋内アクセスルートの一例

(全交流電源喪失(長期TB)における屋内アクセスルートを用いた災害対策要員の移動経路)

論点No.98-2

- 屋内アクセスルートは、想定される影響を評価し、現場操作場所までのアクセスが可能であることを確認している。
- 屋内アクセスルートについては、重大事故等時に必要となる屋内での現場操作場所までのアクセス性について、地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を評価し、アクセス可能であることを確認
 - 外部起因事象として想定される津波のうち基準津波については、防潮堤が設置されているため、屋内アクセスルートは影響を受けない。
 - 敷地遡上津波については、屋内アクセスルートが設定されている原子炉建屋が水密化され、影響を受けない。
 - 地震津波以外の自然現象については、屋内アクセスルートの一部のルートは建屋屋上を通行することから、建屋屋上にアクセスする際は気象状況等をあらかじめ確認し必要な措置を講じる。

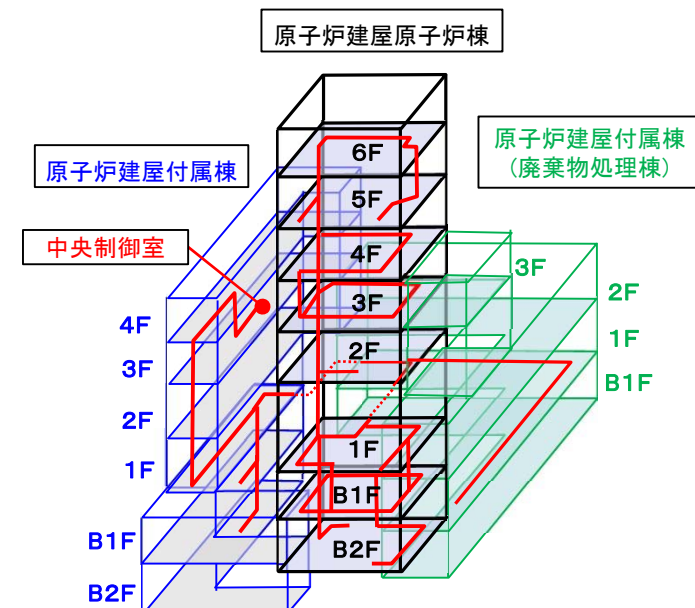
地震随伴火災の影響評価	地震による内部溢水の影響評価
● 屋内アクセスルート近傍の油内包又は水素内包機器について、地震により機器が転倒し、火災源とならないことを確認 ● また、アクセスルート近傍のケーブルトレイ及び電源盤は、「設置許可基準規則」第8条「火災による損傷の防止」における火災防護対策を適用し、火災発生時は自動起動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置することから、消火は可能と考えられるが、速やかなアクセスが困難な場合は、迂回路を優先して使用する。	● 屋内アクセスルートがある建屋のフロアについて、地震により溢水源となるタンク等の損壊に伴い、各フロアにおける最大溢水水位で歩行可能な溢水高さであることを確認

アクセスルートの成立性について(3/4)

- 設定したアクセスルートを用いた重大事故等時における対応操作に要する所要時間が、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認
- 有効性評価における重要事故シーケンスで評価している屋内の現場作業について、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認
 - 経路上の溢水を考慮し、仮に移動時間を1.5倍とした場合であっても、有効性評価における事象発生からの作業開始想定時間及びそれ以前の作業の状況を確認した結果、有効性評価想定時間内に作業が実施可能であることを確認した。
 - 重大事故等時において期待する手順についても、地震随伴火災、地震随伴内部溢水を考慮しても屋内に設定したアクセスルートを通行できることを確認

技術的能力における対応手段で期待する主な屋内現場操作

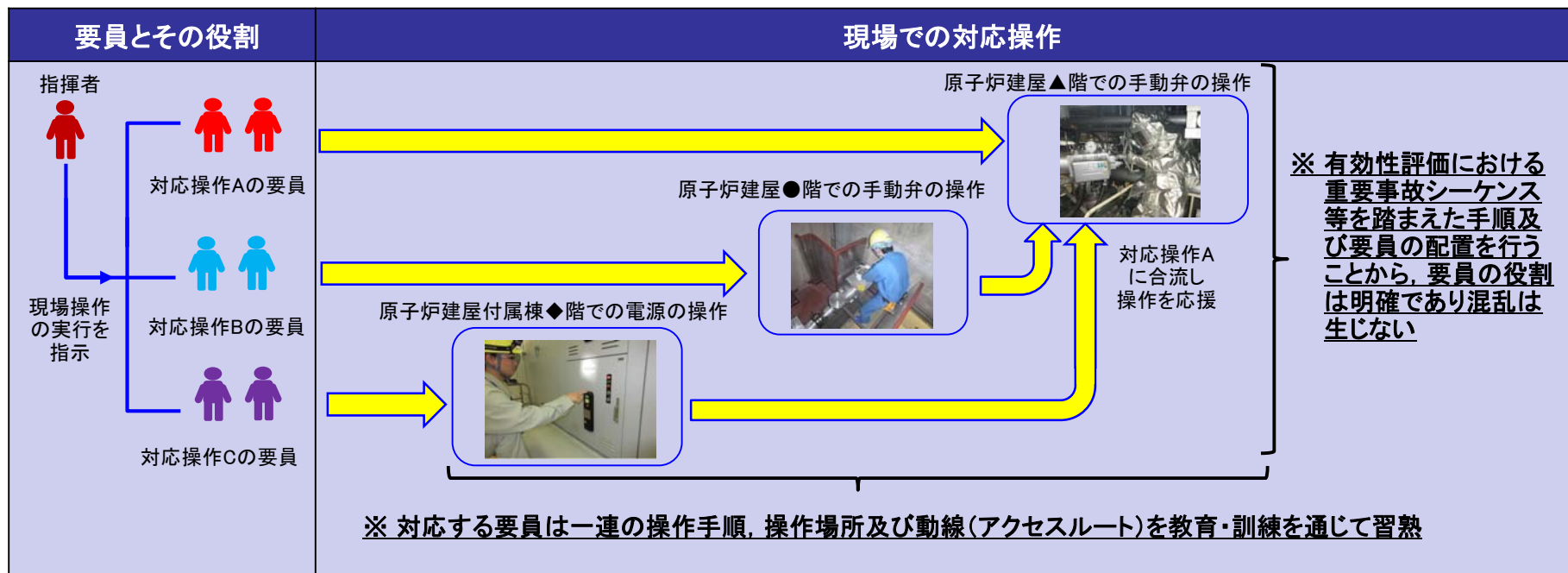
主な対応手段	現場操作
高圧代替注水系の現場操作による起動 <別紙1参照>	原子炉建屋
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 <別紙2参照>	原子炉建屋
残留熱除去系による原子炉の徐熱	原子炉建屋
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の徐熱	原子炉建屋
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器の冷却	原子炉建屋
全交流動力電源喪失時の格納容器圧力逃がし装置による格納容器の減圧及び徐熱(現場操作) <別紙3参照>	廃棄物処理棟 格納容器圧力逃がし装置建屋
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水	原子炉建屋
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	原子炉建屋
代替交流・直流電源設備による給電	原子炉建屋附属棟



運転員及び災害対策要員が
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート

➤ 重大事故等時における対応操作は、有効性評価における重要事故シーケンスを踏まえ、あらかじめ定めた手順書に従い、設定したアクセスルートを用いて現場での対応操作を実施していくため、現場での動線が錯綜することはない。

- 現場において操作を行う災害対策要員は、要員の役割、操作の場所、操作の順番等が明確であることから、要員の対応操作が重複することや操作指揮が錯綜する等の状況は発生しない。
- 対応操作に係る手順書には、有効性評価の重大事故シーケンス等を踏まえた操作に係る判断基準を定め、優先順位を明確にして対応操作を行うことから、対応操作に混乱は生じない。
- 操作現場に向かう災害対策要員及び中央制御室又は緊急時対策所で操作指揮を行う指揮者は、教育・訓練を通じて対応操作の習熟を深め、混乱を生じさせない。



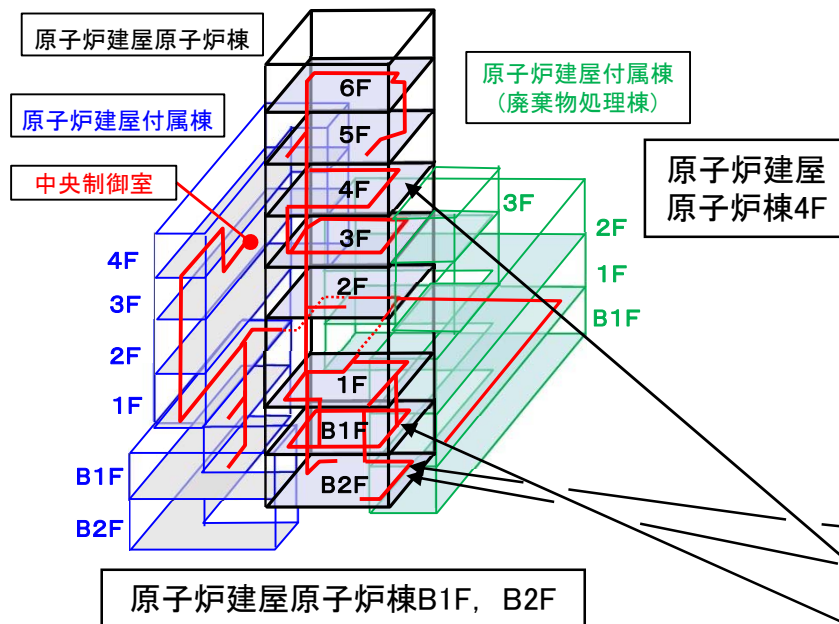
要員の役割と現場での対応操作のイメージ

<別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(1/2)

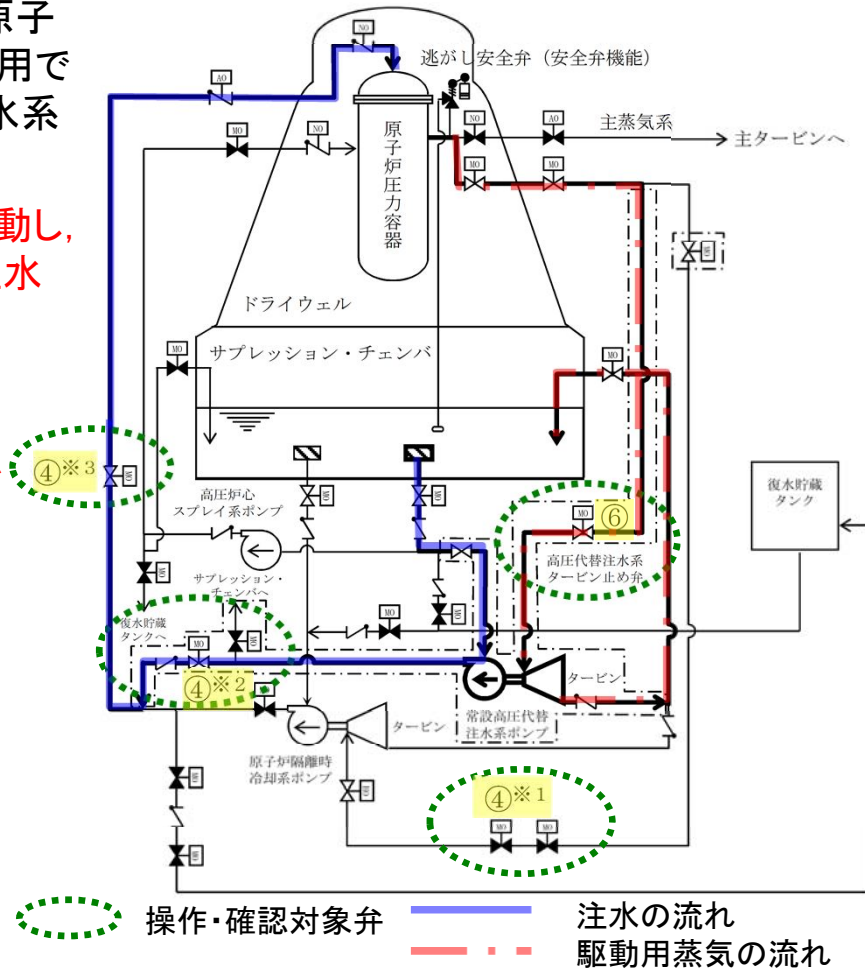
○給水・復水系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

○現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉压力容器へ注水

- ・④※1 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認
- ・④※2 高圧代替注水系注入弁及び
- ④※3 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を全開操作
- ・⑥ 高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作 ⇒ 注水開始



運転員及び災害対策要員が
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート



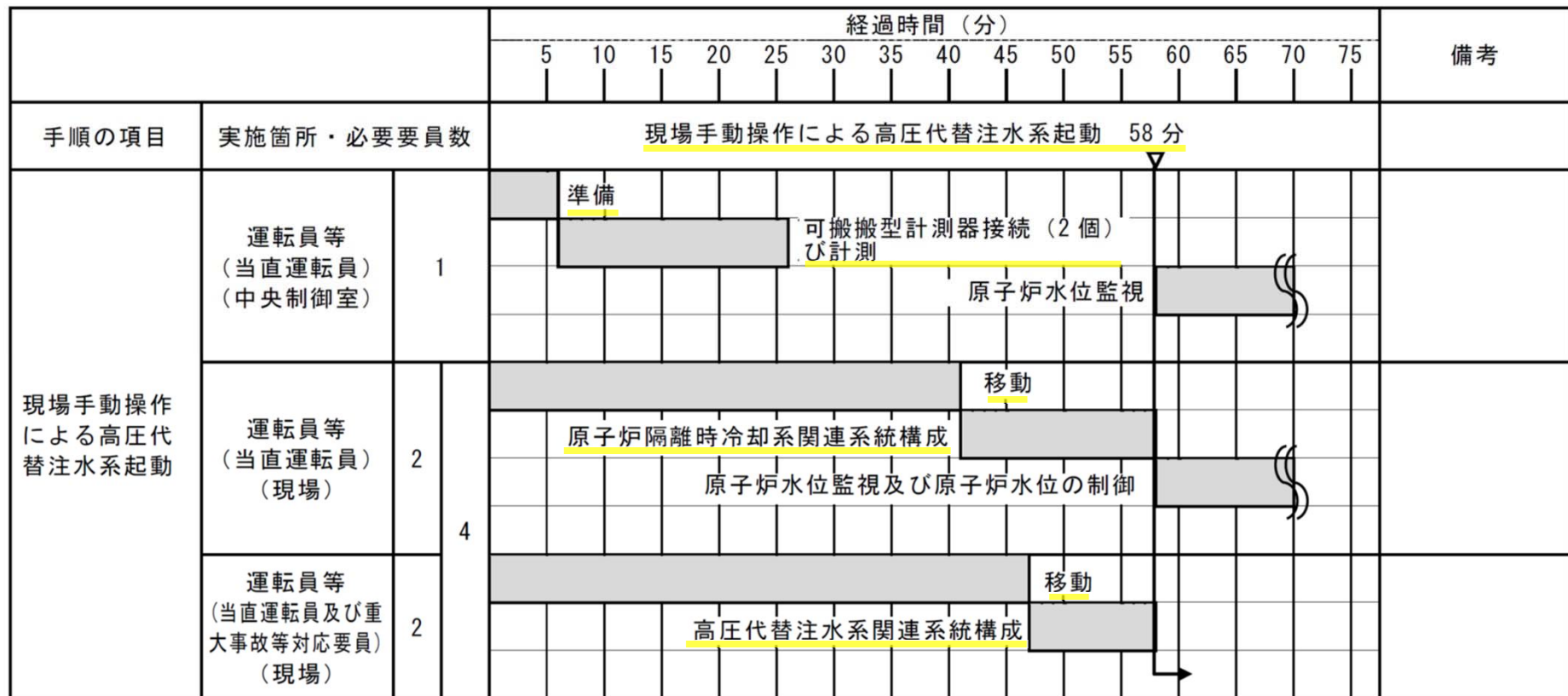
操作手順	弁名称
④※1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
④※2	高圧代替注水系注入弁
④※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑥	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。①～③, ⑤は操作指示とプラント状態確認等
○※1～: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を要する対象弁がある場合、その実施順を示す。

<別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(2/2)



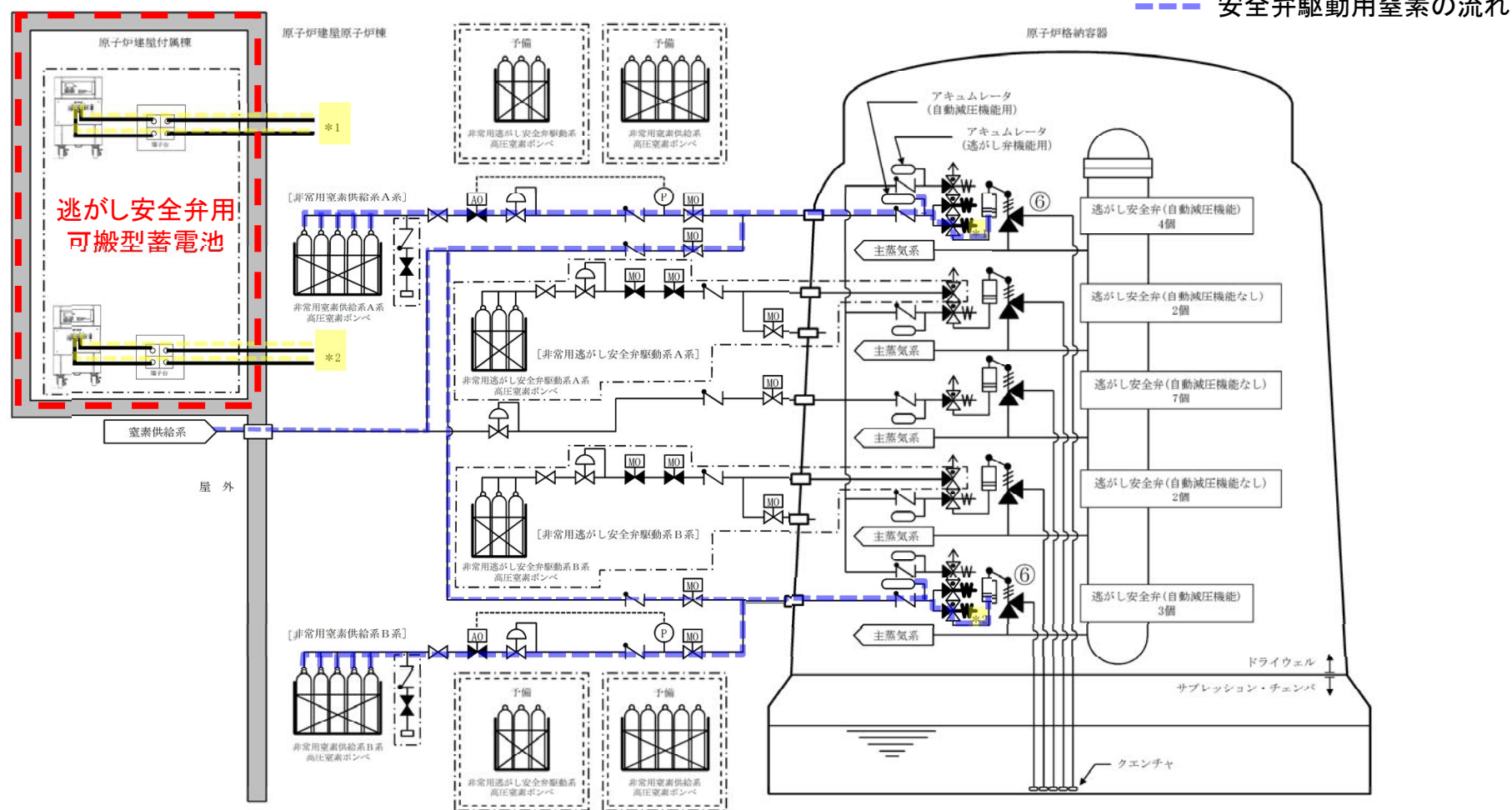
○中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名, 現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)4名にて作業を実施した場合, **作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで約1時間(58分以内)で可能である。**



現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート

○常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、**中央制御室内で逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。**

中央制御室



逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概要図

論点No.98-8

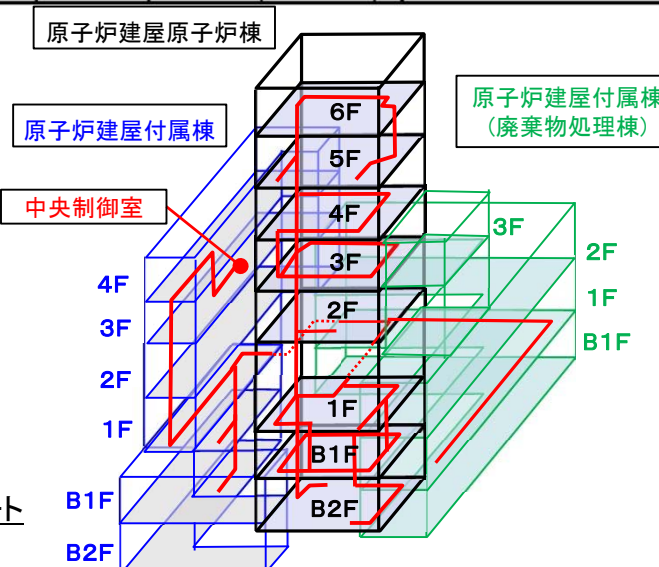
○逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復の操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて実施した場合、**作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放まで55分以内で可能**である。

		経過時間（分）										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 55 分											
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	準備										
			可搬型計測器接続（1 個） 及び計測										
			可搬型蓄電池，ケーブル接続										
			減圧開始操作										
			減圧確認										

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による
逃がし安全弁(自動減圧機能)開放タイムチャート

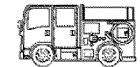
- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続
- ・逃がし安全弁(自動減圧機能)開放(中央制御室)

運転員及び災害対策要員が
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート
論点No.98-9



 げんてん

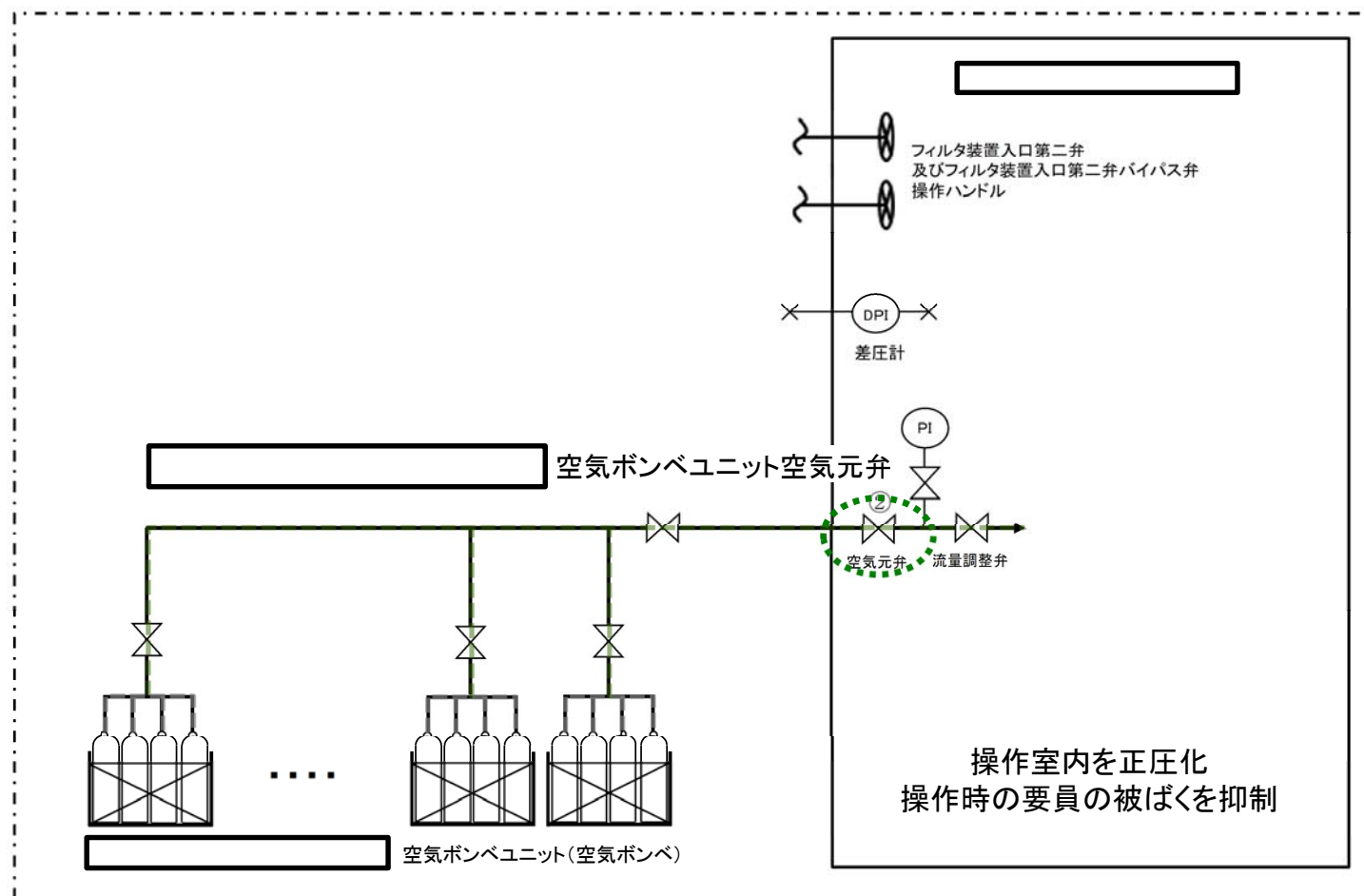
- | |
|--|
| |
|--|



論点No.98-10

○重大事故等対応要員は [] にて, []
空気ポンベユニット空気元弁を全開とし, **正圧化を開始**する。

 操作・確認対象弁
 正圧化用空気の流れ



[] の正圧化 概要図

【現場操作による格納容器ベント】

- サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.0mに到達した場合、格納容器ベントの手順着手を判断する。フィルタ装置入口第一弁操作を現場にて実施した場合、130分以内で可能である。また、サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達後、フィルタ装置入口第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。（総要員数：運転員等3名，重大事故等対応要員3名，総所要時間：160分以内）



格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）タイムチャート

論点No.98-12

【現場操作による の正圧化】

- 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、 を
空気ポンプユニットにより加圧し、 の居住性を確保する。
- 上記の現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから
 空気ポンプユニットによる の正圧化準備完了まで で可
能である。
- の正圧化基準到達から正圧化開始操作まで で可能である。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）タイムチャート

【論点No.98】

手動操作を行う弁等の具体的な位置及び操作場所までのアクセス性(アクセスルートの耐震強度や多様性等を含む)並びに対策としての成立性について

【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.87

高圧代替注水系について、手動で操作できる弁はシステムのどこに設置されているのか。格納容器外か。また、フィルタベント設備の弁の位置についても確認したい。

No.88

P.2-7,10-13

逃がし安全弁用可搬型蓄電池から給電して減圧する場合、手動で行うことになると思うが、どのように行うのか。

No.89

P.2-5,8,9

ベントの開放が、遠隔操作ができなくなったときにどうするかという対策について、まとめて説明すること。

P.2-5,10-13

新しく増える常設又は可搬型の設備・機器及び資機材等に関するメンテナンスの実施方針について

【説明概要】

新たに導入する常設及び可搬型の設備等は，社内の品質保証システムに基づく保全ルールに則り保全計画を定め実施していくことで，設備の健全性確保が可能。また設備の機能確認の頻度は，対応する既設設備やメーカー推奨値等に基づき設定していく。

新規制基準対応に伴う設備・機器等の新設・追設後の作業スペースに関する考慮について（現場での手動操作，点検・保守管理等に関する作業を含む。）

【説明概要】

作業スペースの制約が生じる可能性がある原子炉建屋内に追設する各設備について，現場操作や試験検査・保守点検等に必要なスペースを有することを確認している。

1. 原子力発電所の重大事故等対処設備等を含む施設の保全に関する実施方針



○原子力発電所では、原子炉の安全確保及び発電所の安全・安定運転のため、定期的な検査等を通じて以下項目を適切に実施し、各設備の健全性を確認するとともに、機能の維持や信頼性の向上のための措置を図っている。

・健全性の確認：

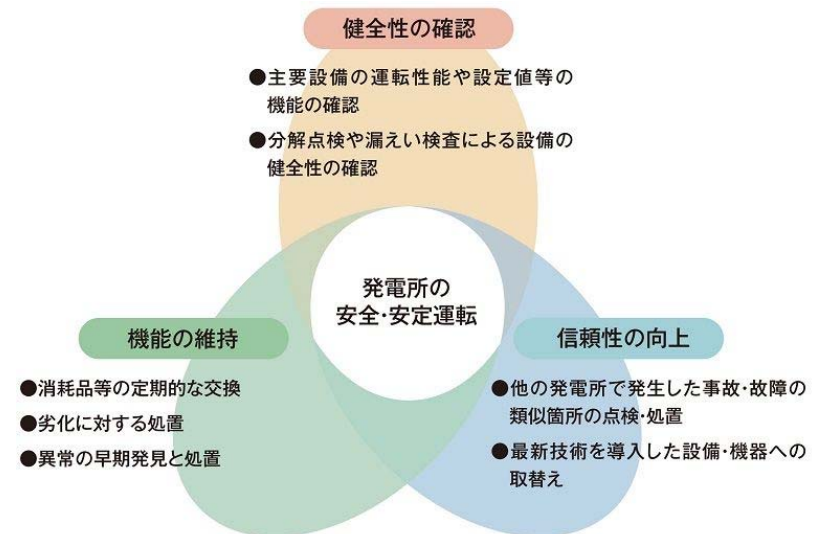
- ・主要な設備が正常に機能することを確認する。
- ・分解点検や漏洩検査によって、設備の機能が維持されていることを点検する。

・機能維持：

- ・消耗品を交換し、補修など劣化に対する処置を行い、異常を早期に発見して必要な処置を行う。

・信頼性の向上：

- ・他の発電所で発生した事故や故障を把握し、当該発電所での類似箇所を点検し、必要に応じて処置を施す。
- ・設備、機器に交換の必要が生じたときには新品に取り替える。



原子力発電所の定期検査の目的

出典：電気事業連合会HP「検査・点検によって安全を守る」

○東海第二発電所では品質マネジメントシステムに基づき、上記の定期的な検査等を含め、**発電所施設の管理・設備の保全に関して包括的な社内ルール***を定め、PDCAを回しながら運用している。＜別紙1参照＞

*「JEAC4209 原子力発電所の保守管理規程」等に基づく。対象としては施設の設計、工事、巡視、点検、検査、その他の施設の管理に必要な措置を含む。

○発電所で新たに導入する**重大事故等対処設備（常設設備、可搬型設備）及び資機材等**についても、**上記のルールに則り保全の計画を定めて実施していく**ことで、設備の健全性確認、機能維持及び信頼性向上等が可能と判断している。

○また、上記で定めた保全計画の内容を満足するように、各設備に対して**定期的な動作・性能試験等を実施していく**。＜別紙2参照＞

2. 新設・追設設備の現場での手動操作、点検・保守管理等の作業スペースの確保



○東海第二発電所では、新規規制基準に対応した重大事故等対処設備等を新たに設置・配備する。
これらの設備の導入に当たっては、主に以下の要件を守るよう設計している。

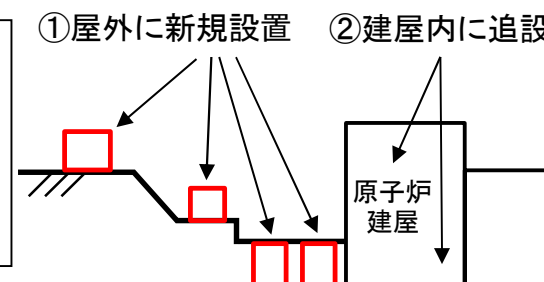
・独立性及び位置的分散の確保	: 対応する設計基準事故対処設備(既存設備)との独立性を確保
・環境条件及び荷重条件	: 地震や津波, その他の外部事象時や, 重大事故等発生時の温度, 放射線, 荷重等の使用条件下でも機能を発揮
・操作性	: 重大事故等が発生した場合に確実に操作可能
・試験検査	: 運転中又は停止中に試験又は検査が可能
・切替えの容易性	: 本来の用途以外の用途で重大事故に対処する設備は, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えが可能
・悪影響の防止	: 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないもの
・容 量	: 重大事故等の収束に必要な容量を有する

主に中央制御室からの遠隔操作, 一部設備は現場操作

外観の確認, 漏えい確認, 分解検査等

○上記要件のうち、設置エリアの作業スペースが関係するのは主に「操作性」及び「試験検査」となる。
新たな設備の導入に当たってはこれらを考慮して設置場所の検討を行う。

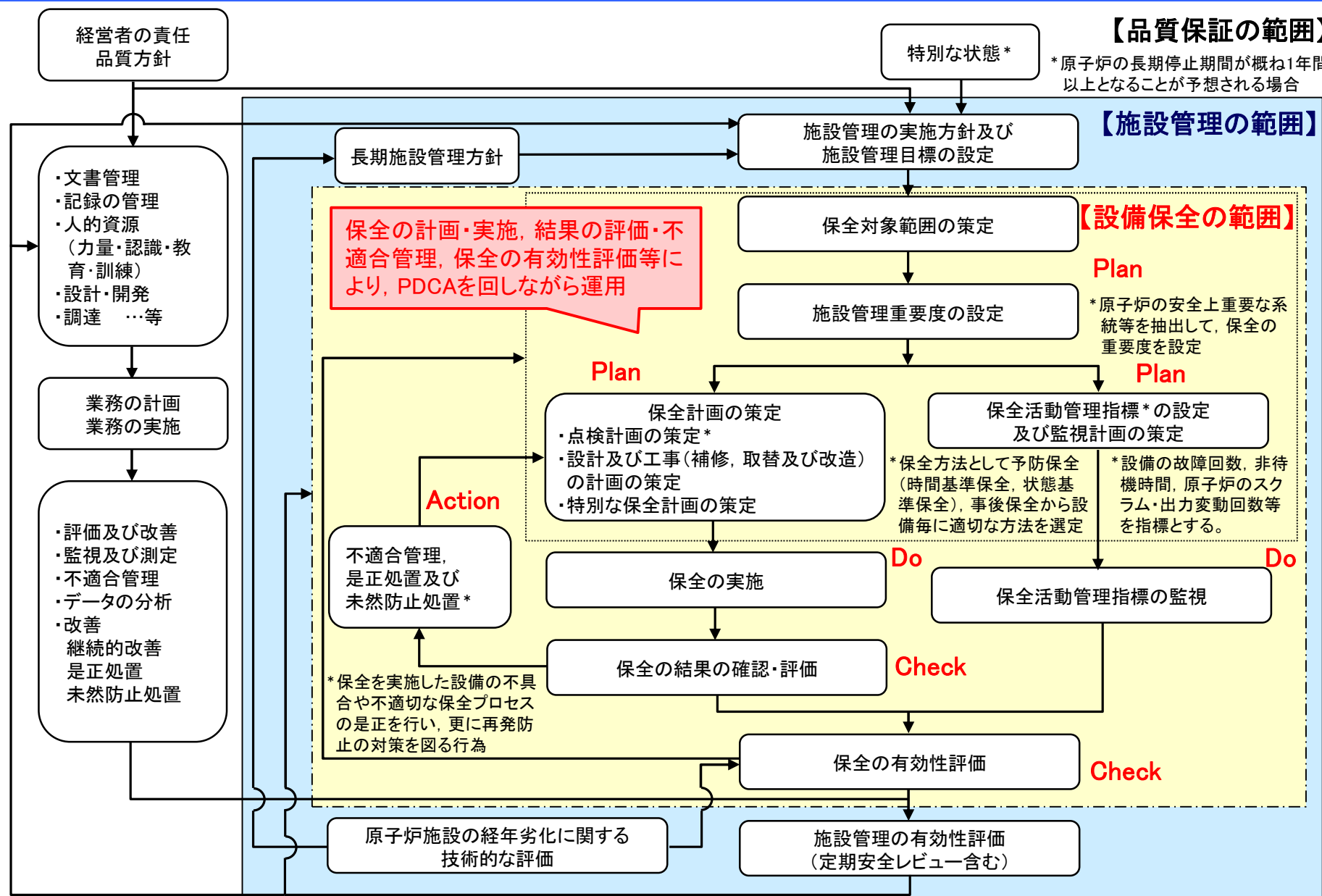
- ① 原子炉建屋の外部(屋外)に新たに設備を設ける場合:
⇒屋外に新たに施設を設ける。設備の設置エリアに加えて運転操作や試験検査等に必要なスペースを考慮した上で設計を行うため、配置上の問題は生じない。
- ② 原子炉建屋の内部(屋内)に設備を追設する場合:
⇒要件を満たしつつ作業スペースが確保できる建屋内設置エリアを選定する必要あり。



○ここで、多くの新設の設備は①屋外設置に該当し、配置上の問題は生じない。

②原子炉建屋内に追設し、かつ、ポンプ・電動機等の動的機器を有し分解点検等を行う主な設備は、常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系ポンプが該当する。いずれの設備の設置場所についても、現場操作や試験検査等に必要なスペースを有することを確認している。〈別紙3参照〉

<別紙1> 東海第二発電所の施設の管理, 設備の保全方法の概要



東海第二発電所の施設管理業務のフロー図

論点No.99,110-4

出典: 日本原子力発電株式会社 品質マネジメントシステム
「施設管理業務要項」より抜粋し一部加筆

＜別紙2＞ 重大事故等対処設備の機能確認の時期，頻度等の設定方針



- 発電所で新たに導入する**重大事故等対処設備**（常設設備，可搬型設備）等については，今後，当該設備に対して定める**保全計画に基づき，定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。**
- 重大事故等対処設備の動作確認・性能試験等の実施時期，頻度は，今後策定する保全計画で定める頻度を下回らないよう以下の方針で設定し，管理していく。
- また，これらの機能確認以外にも，**日々の巡視点検や週次・月次の外観点検等を通じて，また訓練実施時の設備の運転状態等を把握し，設備の不具合等を早期に発見するように努める。**
- 本方針による代替電源設備及び代替注水設備の機能確認等の内容，頻度について，次頁に例示する。

東海第二発電所 重大事故等対処設備の主な機能確認等の頻度（案）*1

	性能確認 （定検時等毎に行う性能確認）	動作確認 （定期的に行う動作試験）	機能確認の頻度の 設定の考え方
常設の重大事故等 対処設備 （電源，ポンプ等）	定検停止毎 （定期事業者検査による 原子炉停止期間中）	1ヵ月に1回	当該設備が機能を代替する設計基準事故対処設備と同等の頻度とする。
可搬型の重大事故等 対処設備 （電源車，ポンプ車等）	定検停止毎（又は1年毎） 又は 2定検毎（又は2年毎）	3ヵ月に1回	運用管理の観点から，メーカー推奨値等に基づき保全計画で設定した定期的な運転頻度以上の頻度に設定する。

*1 試験頻度等は例示であり，内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果に基づき決定する。

<別紙2> 重大事故等対処設備の機能確認の内容, 頻度(代替電源設備)



- 重大事故等対処設備として新たに設置する代替電源設備は, 当該設備に対して定めた保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について, 代替電源設備に対応する非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機等)と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各電源設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用電源設備(設計基準事故対処設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替電源設備(案)* ¹ (重大事故等対処設備)	
定検停止時	非常用ディーゼル発電機 * ³	模擬信号による作動確認	常設代替高圧電源装置	・分解検査, 外観検査 ・模擬負荷(100%)による機能・性能確認 (性能確認の頻度: 定検停止時)
原子炉 運転時等* ²		機関の始動, 定格出力運転可能の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	・分解検査 ・模擬負荷(100%)による出力特性の確認 ・可搬型整流器の出力特性確認 (性能確認の頻度: 1年に1回) ・外観検査, 運転状態確認 (定期試験頻度: 3ヵ月に1回)
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器* ⁴)	直流電源(蓄電池及び充電器)機能確認	緊急用125V系蓄電池	・外観検査 ・蓄電池及び充電器の電圧確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) (定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等* ²		蓄電池及び充電器の電圧の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)		
原子炉 運転時等* ²	所内電源系統 (非常用交流高圧電源母線, 直流電源母線及び原子炉保護系母線* ⁵)	電源母線の受電の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)	代替所内電気設備 (代替電源設備の電源盤等が 使用可能であることの確認)	・遮断器の動作確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) ・外観検査, 電圧の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

*¹ 代替電源設備の記載内容は例示であり, 性能確認及び定期試験の内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果, 保全計画策定により決定する。

*² 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)及び原子炉停止時(冷温停止及び燃料交換)

*³ 原子炉運転時: 非常用ディーゼル発電機2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の3台

原子炉停止時: 非常用ディーゼル発電機及び電力供給が可能な非常用発電機(合計2台)

*⁴ 原子炉運転時: 2A系, 2B系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

*⁵ 原子炉運転時: 2A系, 2B系, 2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

＜別紙2＞ 重大事故等対処設備の機能確認の内容，頻度（代替注水設備）

○重大事故等対処設備として新たに設置する代替注水設備は，当該設備に対して定めた保全計画に基づき，定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について，代替注水設備に対応する非常用炉心冷却系等と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各注水設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用炉心冷却系等(設計基準事故対処設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替注水設備(案)* ¹ (重大事故等対処設備)	
定検停止時	・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系	模擬信号による作動確認	低圧代替注水系(常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	・ポンプの運転性能，漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²	・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等)	・ポンプの作動，吐出圧力・流量の 確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度：1ヵ月に1回)		・ポンプの運転性能，漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度：1ヵ月に1回)
定期検査時	原子炉隔離時冷却系	模擬信号による作動確認	高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)	・ポンプの運転性能，漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		・ポンプの作動，吐出圧力・流量の 確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度：1ヵ月に1回)		・ポンプの運転性能，漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度：1ヵ月に1回)
—	—	—	低圧代替注水系(可搬型) ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	・ポンプの運転性能，漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査* ³ ・車両の走行確認 (定期試験頻度：1ヵ月に1回)

*¹ 代替注水設備の試験頻度等は例示であり，内容は今後の保安規定変更認可申請審査，保全計画策定により決定する。

*² 原子炉運転時(運転，起動及び高温停止)

*³ ポンプの検査は定期検査時及び原子炉運転時に実施，弁の検査は定期検査時に実施

＜別紙3＞ 原子炉建屋内への追設設備の設置場所と配置スペース（1／4）

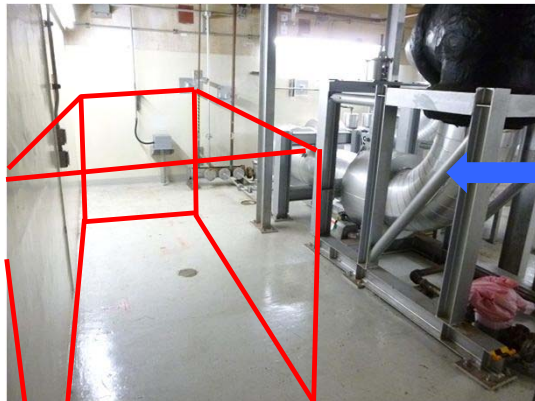
- 東海第二発電所に新たに設置・配備する設備や既設の設備の対策として、主な重大事故等対処設備、設計基準対象施設等の配置区分を示す。多くの新規設備は、原子炉建屋外の地下又は高所等に新たに設置・配備している。
- 原子炉建屋内に設置する設備で、ポンプ・電動機等の動的機器を有し分解点検等を行う主な設備としては、**常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系ポンプ**が該当する。**いずれの設備の設置場所についても、現場操作や試験検査等に必要なスペースを有することを確認**している。

原子炉建屋内(屋内)に設置する主な設備及び屋内の設備等に対する対策			
地震対策(屋内設備の耐震性向上)	溢水対策(機器補強, 浸水防止堰, 水密扉整備, 漏えい検知装置等)	火災対策(耐火壁, ケーブル取替・防火シート, 感知消火設備追設等)	緊急用125V蓄電池, 盤
常設高圧代替注水系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ・代替燃料プール冷却系熱交換器	高圧窒素ボンベ・蓄電池(逃がし安全弁作動用)
代替燃料プール注水系 常設スプレイヘッダ	格納容器ペDESTAL防護対策	格納容器頂部注水系(常設)	静的触媒式水素再結合器

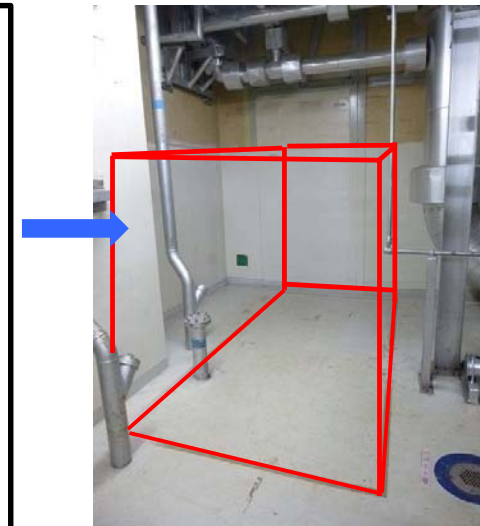
原子炉建屋外(屋外)に設置する主な設備及び屋外の設備等に対する対策			
地震対策(屋外設備の耐震性向上)	津波対策(防潮堤, 貯留堰, 放水路ゲート設置, 屋外施設水密対策等)	竜巻対策(建屋外壁等補強*, 屋外設備防護, 固縛対策等)	外部火災対策(防火帯の設定, 油タンク等の火災源移設等)
火山対策(降下火災物侵入防止, 着脱式フィルタ設置等)	常設代替高圧電源装置	軽油貯蔵タンク	可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器
接続口(水系, 電気系, 窒素系)	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	ホイールローダ等
常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ・可搬型代替注水中型ポンプ	西側淡水貯水設備	代替淡水貯槽
緊急用海水ポンプ	SA用海水ピット・海水引き込み管・SA用海水ピット取水塔	格納容器圧力逃がし装置	可搬型窒素供給装置(窒素供給装置及び電源車)
ブローアウトパネル閉止装置・ブローアウトパネル強制開放装置*	放水砲, 汚濁防止膜, 泡消火薬剤容器等	予備品(残留熱除去系海水系ポンプ電動機), トレーラー, クレーン	緊急時対策所建屋

* 建屋の外壁, 外壁境界部の対策は屋外側に区分している。

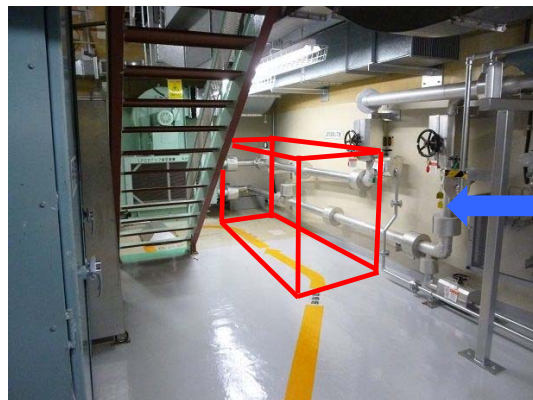
<別紙3> 原子炉建屋内への追設設備の設置場所と配置スペース (2/4)



代替循環冷却系ポンプ(B)
設置場所イメージ



代替循環冷却系ポンプ(A)
設置場所イメージ

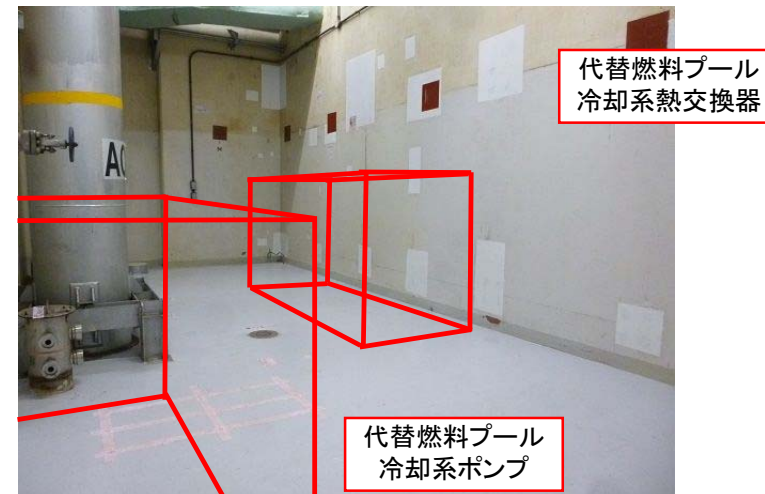
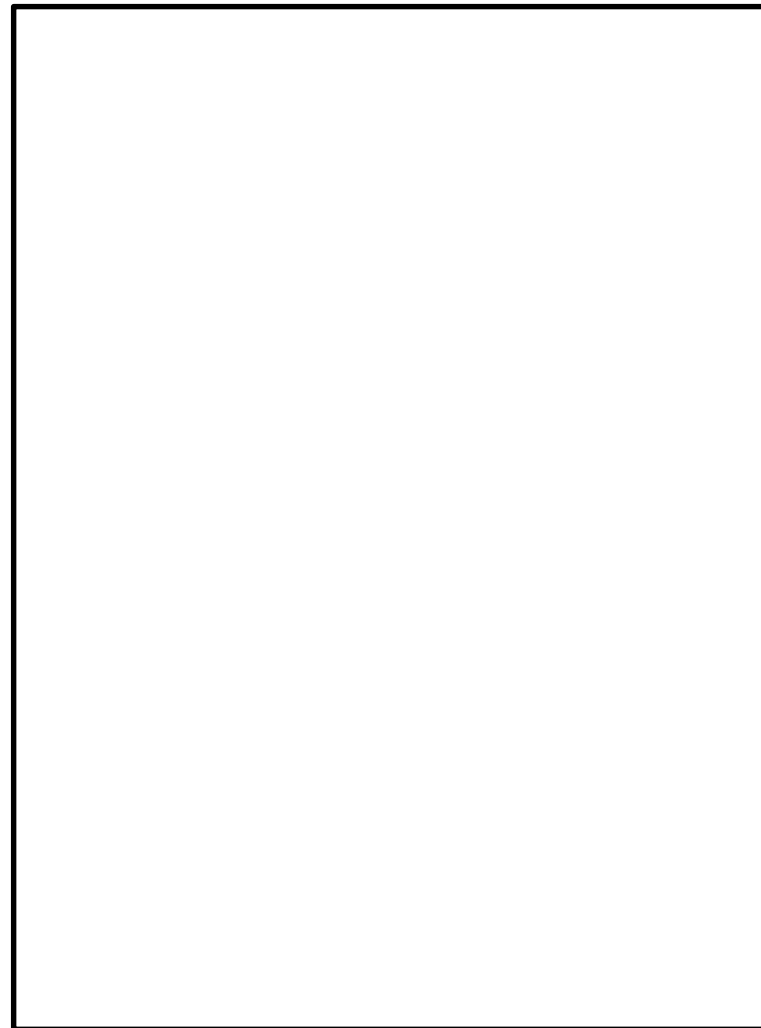


常設高圧代替注水系ポンプ
設置場所イメージ



<参考> 原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン
設置場所(既設設備の配置例)

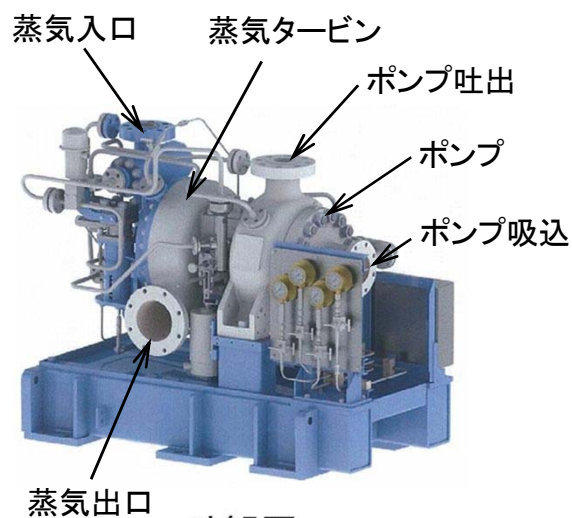
原子炉建屋内の高圧代替注水系及び代替循環冷却系の配置場所



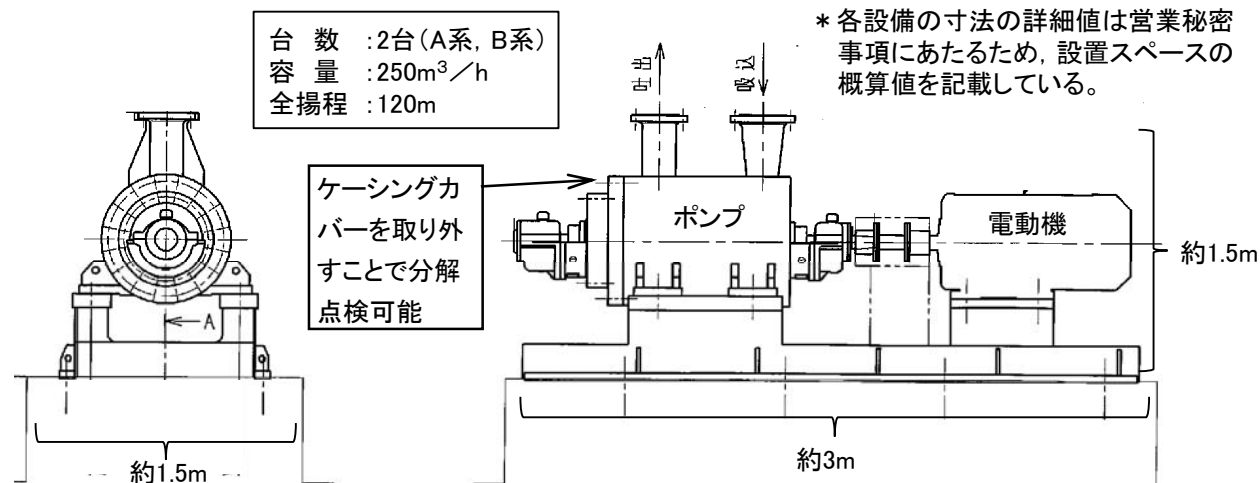
代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器
設置場所イメージ

原子炉建屋内の代替燃料プール冷却系の設置場所

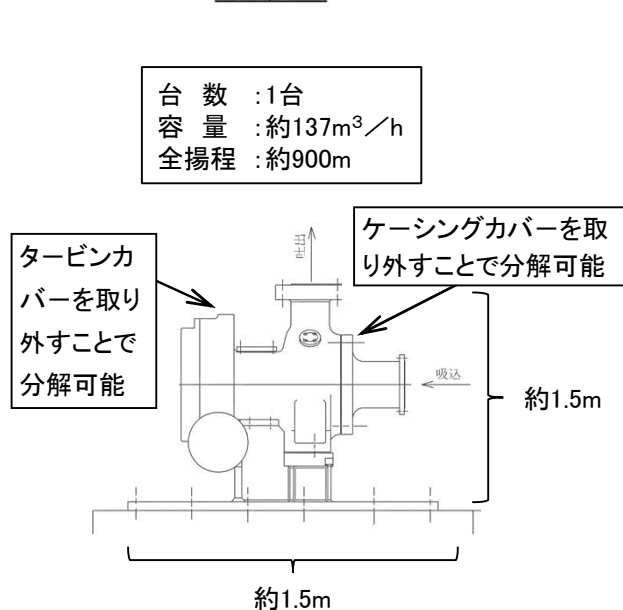
<別紙3> 原子炉建屋内への追設設備の設置場所と配置スペース (4/4)



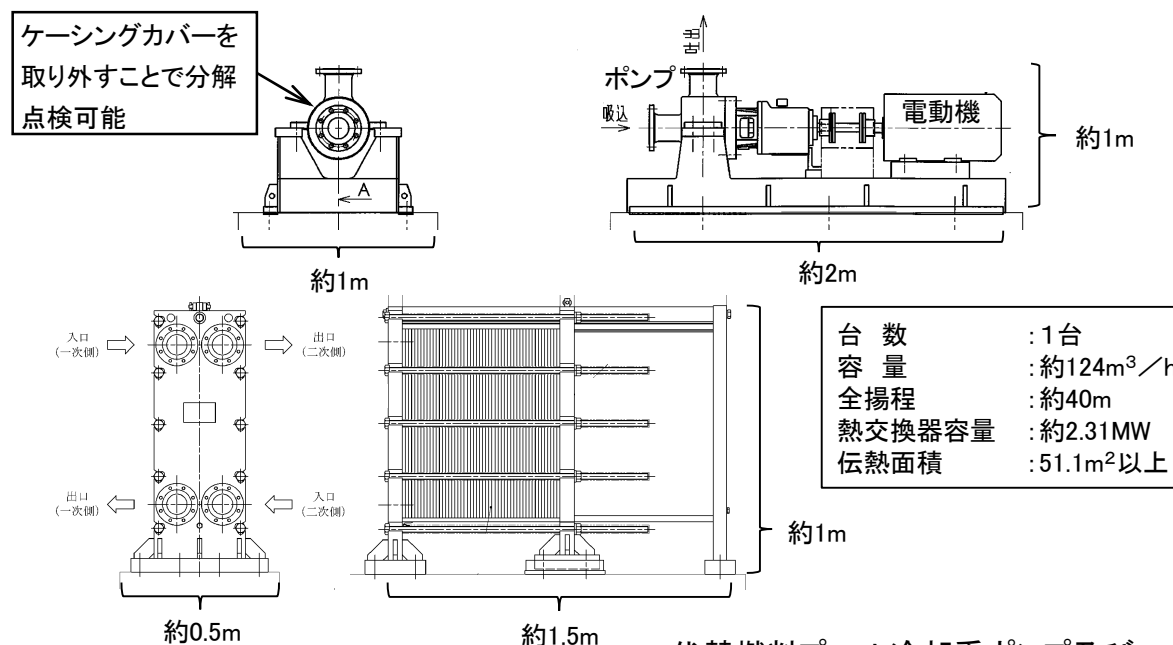
外観図



代替循環冷却系ポンプ外観図及び主要仕様



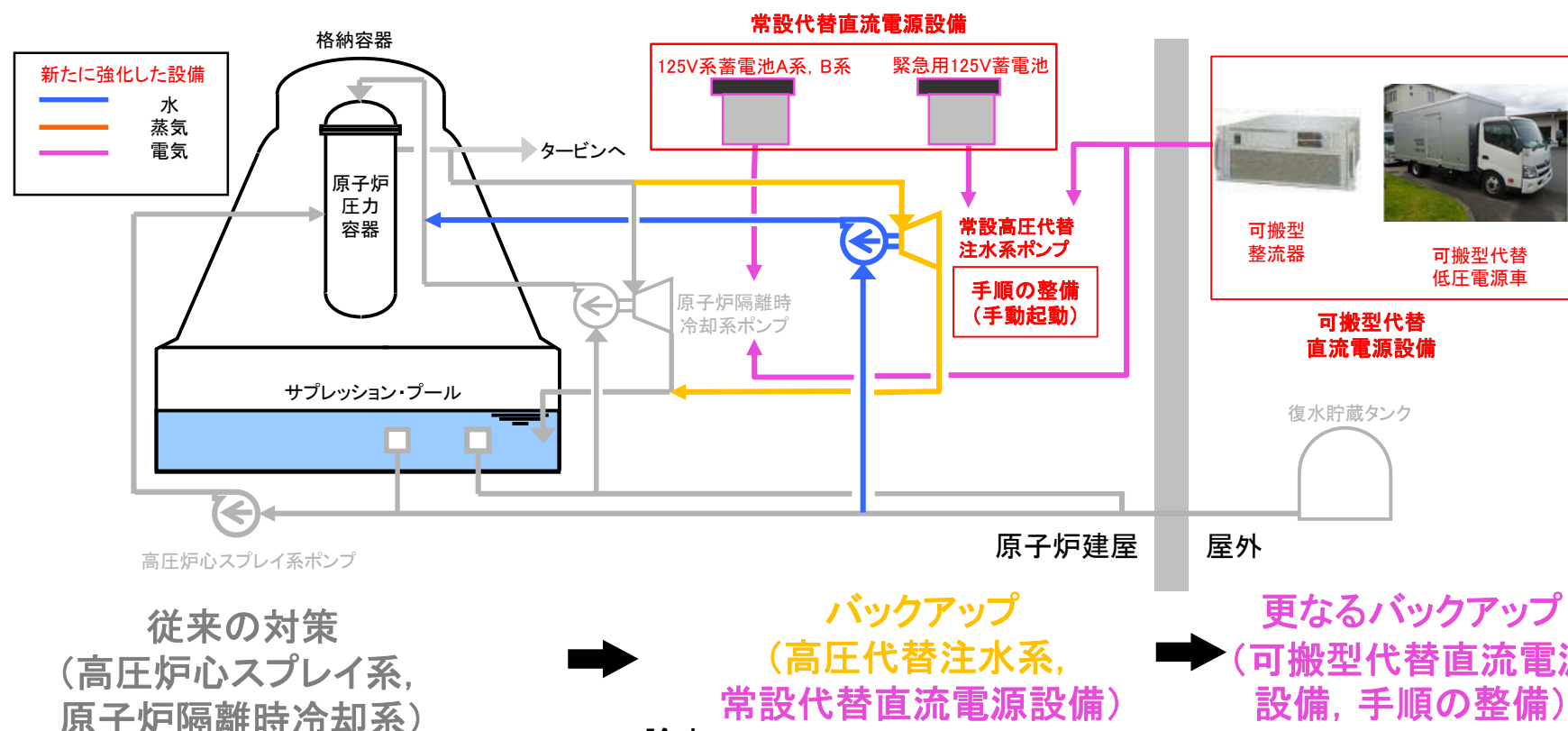
常設高圧代替注水系ポンプ外観図及び
主要仕様



代替燃料プール冷却系ポンプ及び
熱交換器外観図及び主要仕様

【高圧代替注水系の新設】

- 高圧の注水系は炉心からの崩壊熱が大きな原子炉の停止直後から、速やかに燃料を冷却することができるため、事故直後、第一に動作が求められる。
- 全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、高圧代替注水系により、必要な期間にわたって(高圧の)原子炉への注水が可能。
- 高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能。また、直流電源系統から電動弁への給電が喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができなくなった場合でも、手動で運転が可能。

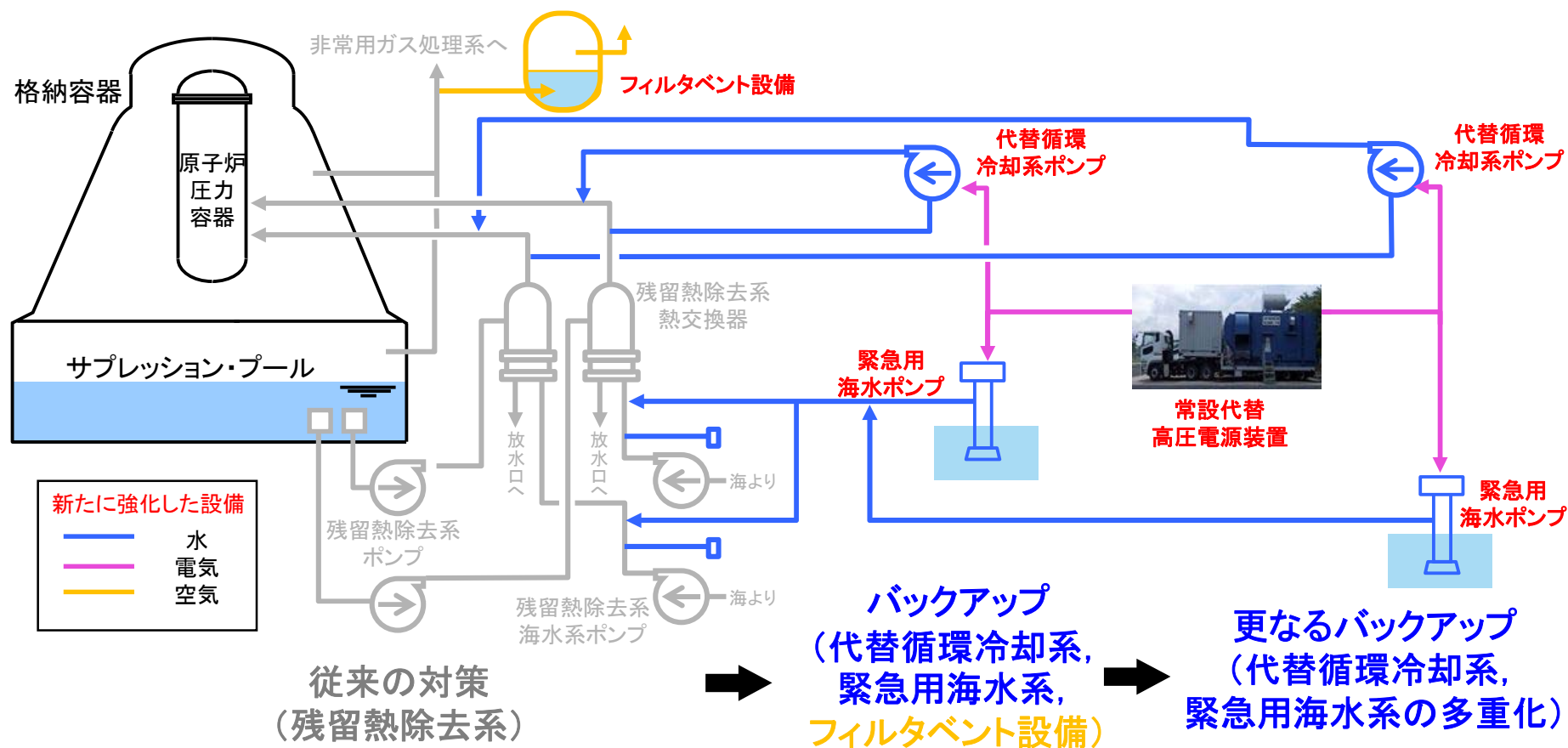


論点No.99,110-12

<参考> 代替循環冷却系の機能概要

【代替循環冷却系及びフィルタベント設備の設置】

- 緊急用海水系に加え、代替循環冷却系を新設し最終ヒートシンク(海)による除熱機能を強化する。
- フィルタベント設備を新設し、最終ヒートシンク(大気)による除熱機能を強化する。
- 代替循環冷却系は、系統を多重化することで高い信頼性を有しており、**格納容器ベントまでの時間をできる限り延ばすことが可能。**



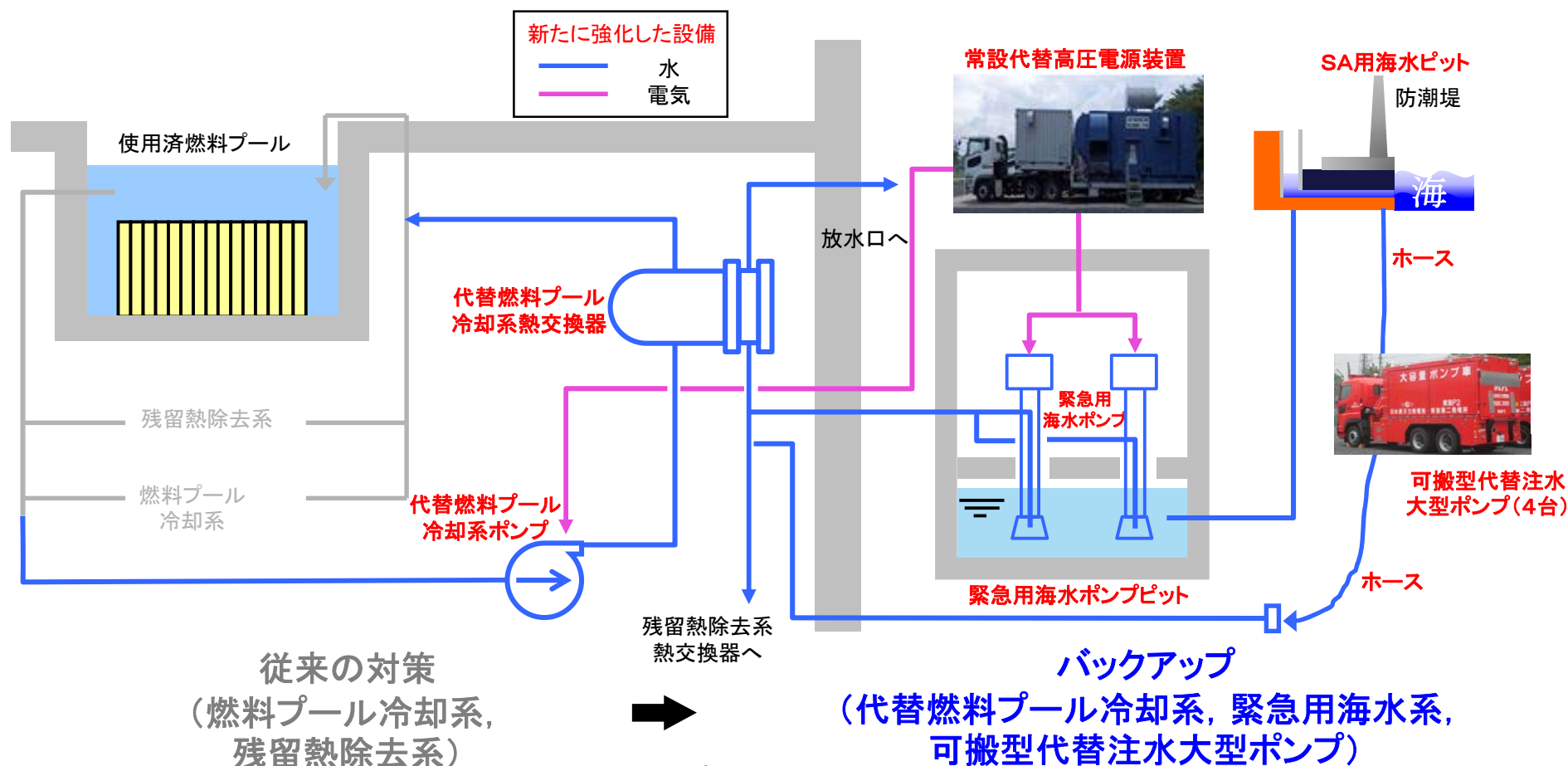
論点No.99,110-13

<参考> 代替燃料プール冷却系の機能概要



【代替燃料プール冷却系の設置】

- 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、プール内の燃料体を冷却できなくなる場合に備えて、新たに燃料プールを冷却するためのシステムを設置する。
- 既設の燃料プール冷却系及び残留熱除去系の両方の機能が喪失した場合でも、代替燃料プール冷却系により、使用済燃料プールの冷却が可能である。
- 代替燃料プール冷却系は、可搬型代替注水大型ポンプからも海水を供給が可能である。



論点No.99,110-14

【論点No.99】

新規制基準対応に伴う設備・機器等の新設・追設後の作業スペースに関する考慮について（現場での手動操作，点検・保守管理等に関する作業を含む。）

【委員からの指摘事項等】

No.90

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

いろいろな設備が追設されるが，スペースの観点から，作業性は確保されるのか。

P.3,8-11

【論点No.110】

新しく増える常設又は可搬型の設備・機器及び資機材等に関するメンテナンスの実施方針について

【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.105

可搬型の電源とかポンプとか、(有事の際は)別の場所から移動させるということになると思うが、例えば、いざ使おうと思った時にどうなっているかという観点で、日常の点検をどうしているか。

No.104

新しく増えた設備・機器等のメンテナンスについて、従来からあるものに対して、追加でメンテナンスのワークが発生するが、具体的にどのように実施するのか。可搬型設備についても、重要度に応じてメンテナンスの要領を作成し、実施するのか。

P.2,4-7

重大事故等発生時の具体的な対応手順及び操作等の所要時間の検討について

【説明概要】

重大事故等対策の有効性評価においては、整備する設備・手順・体制を踏まえ、対応要員の移動や操作等に必要な時間を考慮した上で、対策の有効性を確認している。

対応要員の移動や操作等の所要時間については、実動訓練等での確認結果を反映している。また、今後も継続的に対応訓練を実施し、所定の時間で事故対応が可能であることを確認していく。

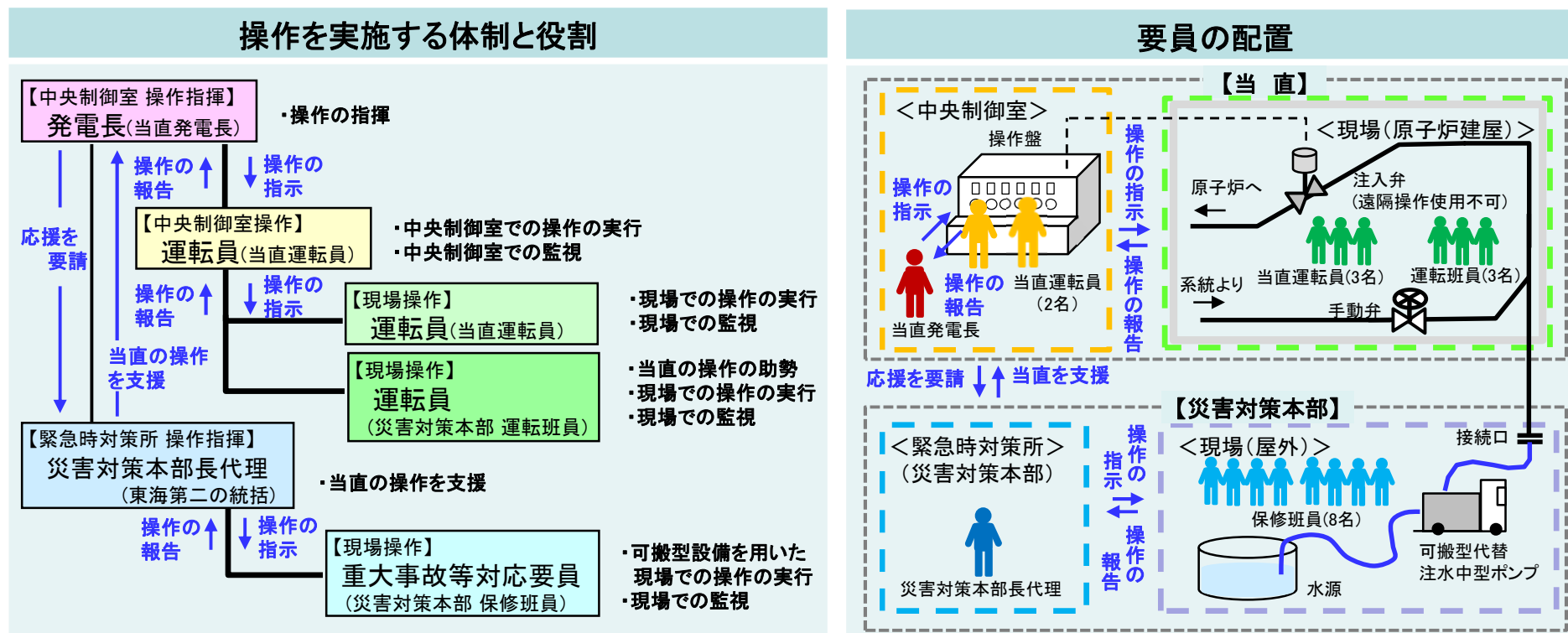
1. 重大事故等対策の手順の概要(1／3)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



- 重大事故等対処設備を運転するために必要な判断基準, 操作手順を整備する。
- 発電長及び運転員並びに災害対策要員(重大事故等対応要員)は, 定められた手順に基づき, 事故収束に係る対応を行う。

【操作の一例】低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水(全交流動力電源が喪失している場合)



- 手順の操作にあたっては, 教育・訓練等を通じて実効性が備わっていることが確認された力量を有する要員にて**体制を構築**する。
- 各操作場所に**必要な要員を配置**して操作を実施する。

1. 重大事故等対策の手順の概要(2/3)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



【操作の一例】低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水(全交流動力電源が喪失している場合)

操作の流れ(タイムチャート)

要員	人数	経過時間
発電長	1	操作の着手を判断 運転操作指揮, 中央制御室監視
運転員(中操)	2	運転操作, 中央制御室監視
運転員(現場)	3	6 準備, 系統構成
運転員等	3	
重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動, ホース荷卸し 水槽蓋開放, ポンプ設置, ホース敷設 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作
災害対策本 部長代理	1	重大事故等対応要員に操作を指示

- 操作は、**発電長の指揮のもとに実施**する。なお、重大事故等対応要員が行う**可搬型設備に係る操作等は、災害対策本部長代理の指揮のもとに実施**する。
- 作業環境を考慮し、アクセス性、操作性、連絡手段を確保することで、**操作の成立性を確保**する。

指揮命令, 対応手順

- ① **発電長⇒災害対策本部長代理: 依頼(応援の要請)**
(判断基準に基づき)『低圧代替注水系の接続口への低圧代替注水系(可搬型)の**接続**』
(※ 別途、災害対策本部長代理の指示の下、重大事故等対応要員による可搬型代替注水中型ポンプの接続作業の手順が進行)
- ② **発電長⇒運転員等: 指示**
『低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への**注水準備開始**』
- ③ **運転員等⇒発電長: 報告**
『原子炉への注水の監視に必要な計器の**電源の確保を確認**』の後、『**監視可能であること**』
- ④ **発電長⇒運転員等: 指示**
『原子炉圧力が下がっていることを確認』の後、『低圧代替注水系(可搬型)による注水の**系統構成**』
- ⑤ **運転員等⇒発電長: 報告**
原子炉建屋にて『原子炉への注水に必要な**系統構成を実施**』した後、『**系統構成が完了したこと**』
- ⑥ **発電長⇒災害対策本部長代理: 報告(連絡)**
『原子炉へ注水するための**系統構成(原子炉建屋内)が完了したこと**』
- ⑦ **災害対策本部長代理⇒発電長: 報告(支援活動)**
『可搬型代替注水中型ポンプによる**送水を開始すること**』
災害対策本部長代理⇒重大事故等対応要員: 指示
『可搬型代替注水中型ポンプの**起動**』
- ⑧ **重大事故等対応要員⇒災害対策本部長代理: 報告**
『可搬型代替注水中型ポンプを起動及び弁の開放を実施』した後、『**送水を開始したこと**』
- ⑨ **発電長⇒運転員等: 指示**
『原子炉への**注水の確認**』
- ⑩ **運転員等⇒発電長: 報告**
中央制御室にて『**注水開始及び原子炉水位上昇を確認**』した後、『**原子炉への注水が開始されたこと**』
- ⑪ **発電長⇒災害対策本部長代理: 報告(連絡)(支援活動)**
『原子炉への**注水が開始されたこと**』

1. 重大事故等対策の手順の概要(3/3)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



●整備した手順は有効性評価において考慮

●炉心損傷や格納容器破損等の防止に対して有効なものであることを確認。

【有効性評価と手順等の関係】

手順等 評価事項	1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を 未臨界にするための手順等	2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	3 原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための手順等	4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	5 最終ヒートシンクへ 熱を輸送するための手順等	6 原子炉格納容器内の 冷却等のための手順等	7 原子炉格納容器の 過圧破損を防止するための手順等	8 原子炉格納容器下部の 溶融炉心を冷却するための手順等	9 水素爆発による原子炉格納容器の 破損を防止するための手順等	10 水素爆発による原子炉建屋等の 損傷を防止するための手順等 ※5	11 使用済燃料貯蔵槽の 冷却等のための手順等	12 発電所外への放射性物質の 拡散を抑制するための手順等 ※5	13 重大事故等の収束に必要な 水の供給手順等	14 電源の確保に関する手順等	15 事故時の計装に関する手順等	16 原子炉制御室の 居住性等に関する手順等	17 監視測定等に関する手順等 ※5	18 緊急時対策所 居住性等に関する手順等 ※5	19 通信連絡に関する手順等 ※5
炉心損傷防止※1	●	●	●	●	●	●							●	●	●				
格納容器破損 防止※2			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●			
SFP燃料損傷 防止※3											●		●	●					
停止中の 燃料損傷防止※4			●	●	●								●	●	●				

※1 炉心損傷防止(事故シーケンス:11ケース)

:運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生後、注水機能・減圧機能が喪失する事故及び全交流電源が喪失する事故等

※2 格納容器破損防止(事故シーケンス:6ケース)

:原子炉冷却材の喪失が発生した際の高圧・低圧の注水機能が喪失した事故及び原子炉出力運転中の過渡事象の発生と注水機能が全喪失する事故等

※3 SFP燃料損傷防止(事故シーケンス:2ケース)

:プールの冷却機能又は注水機能が喪失による水温の上昇、蒸発により水位の低下する事故及びプール内の水の小規模な漏えいにより水位の低下する事故

※4 停止中の燃料損傷防止(事故シーケンス:4ケース)

:運転停止中の残留熱除去系の故障及び全交流電源の喪失による崩壊熱除去機能が喪失する事故等

※5 これらの手順等は、各事故シーケンスグループの有効性評価とは直接関わらない手順等である。事故状況に応じ、整備した手順を用いて対応していく。

2. 重大事故等対策の有効性評価

【有効性評価の目的】

- 新たな安全対策として整備する**設備・手順・体制が重大事故等の対策として有効**であり、炉心損傷や格納容器破損等を防止することで**周辺環境・公衆への影響を抑制**できることを、計算シミュレーション等により確認

【有効性評価の方法】

- 発電所で起こり得るシビアアクシデントに至る恐れのある事象を**網羅的に想定**し、評価の**代表となる事象**を選定
- 選定した事象に対して、整備する設備・手順・体制を考慮した計算シミュレーション等を行い、以下の評価ポイントを確認

評価ポイント
計算結果が、炉心・格納容器・燃料体等が健全であると判断される基準を満足していること
例) 炉心損傷防止 : 燃料被覆管の最高温度 $< 1200^{\circ}\text{C}$, 格納容器破損防止 : 格納容器圧力 $< 0.62\text{MPa}[\text{gage}]$, 等※
設備容量・手順が、事象緩和に対して有効なものであること
水源・燃料油・電源の容量が、事象緩和に必要な量確保されていること
要員・体制が、事象緩和対策を行う上で有効に構成されていること

重大事故等対策の**有効性や実現可能性を、総合的に評価**

3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



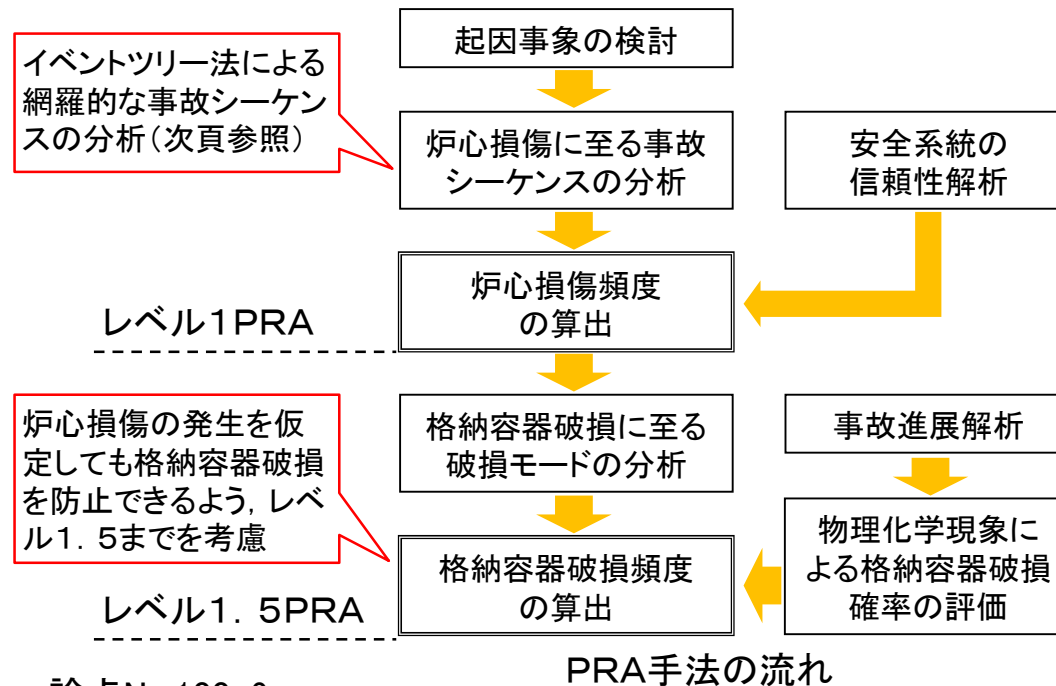
【事故シーケンス選定の考え方】

- **確率論的リスク評価(PRA)の手法**を用いて、炉心損傷に至る**事故シーケンスの分析やグループ化を体系的・網羅的に実施**し、重要な事故シーケンスを抽出
 - ・ 起因事象※とそれに対する安全システムの成否の組み合わせにより、炉心損傷に至るパターン(事故シーケンス)は多数存在
 - ※起因事象: 重大事故等に至る可能性のある、事故の発端となる事象(過渡事象, 外部電源喪失, LOCA, 等)
 - ・ 異常事象の特徴, 喪失する安全系統等に着目し, 同様の事象進展となる事故シーケンスをグループ化(事故シーケンスグループ)
 - ・ 各グループに含まれる事故シーケンスは, 基本的に同様の安全機能が喪失していることから, その喪失機能を代替する対策を講じることで, 同じグループ内の複数の事故シーケンスに対して**網羅的な事故対策**を講じることが可能

【PRA手法の活用】

PRAでは, 下記の方法により重大事故等の発生頻度や発電所全体のリスクを推定

- ・ 起因事象の発生頻度を統計データから推定
- ・ 安全システムの成否とその組み合わせによる事故進展結果(炉心損傷防止の成否等)を樹形図で整理(イベントツリー法)
- ・ 発電所を構成する系統を機器レベルまで分解し, 統計データ(故障確率等)に基づき系統の信頼性を評価(安全システムの信頼性解析)
- ・ 重大事故等に至る故障の組み合わせを考慮し, その発生頻度を定量的に評価



論点No.100-6

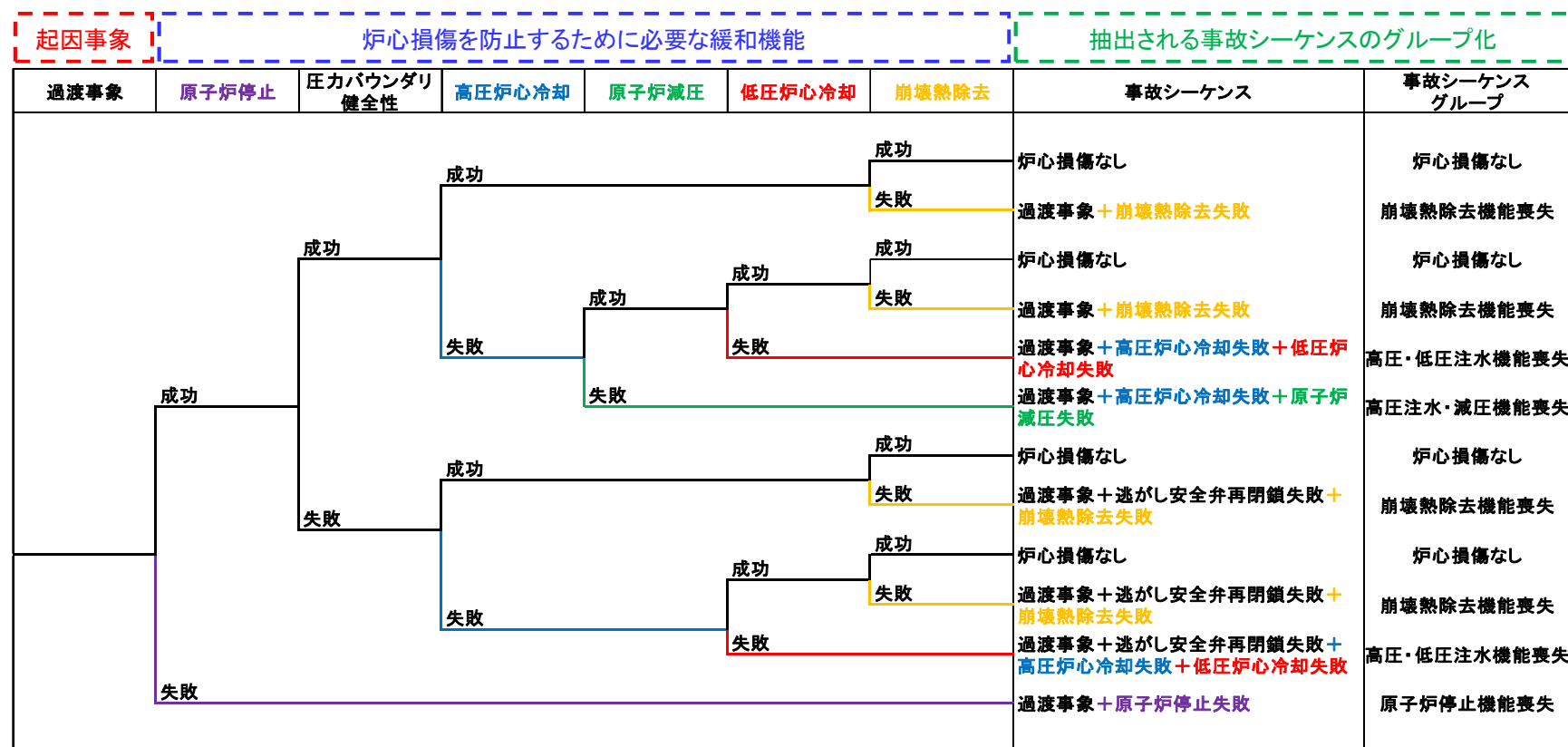
4. 事故シーケンスの選定(1/5)

- 有効性評価の対象とする**事故シーケンスの選定ステップ**は次のとおり

【PRA※1の手法を用いた事故シーケンスの分析, 事故シーケンスグループの抽出】

- ・ 起因事象ごとにイベントツリー※2を展開し, **炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出**
- ・ 抽出される事故シーケンスを, 各緩和機能の成否等, 事故の特徴に着目した**事故シーケンスグループ**に分類

【炉心損傷イベントツリー(起因事象が過渡事象の場合の例)】



※1 プラント内部で起きる機器故障や人的ミスなどを起因とする**内部事象**及び**地震, 津波を起因とする外部事象**のPRA手法を考慮

※2 イベントツリー法は, 炉心損傷を防止するために必要な緩和機能の成否を分岐として設定し, 炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための手法

4. 事故シーケンスの選定(2/5)

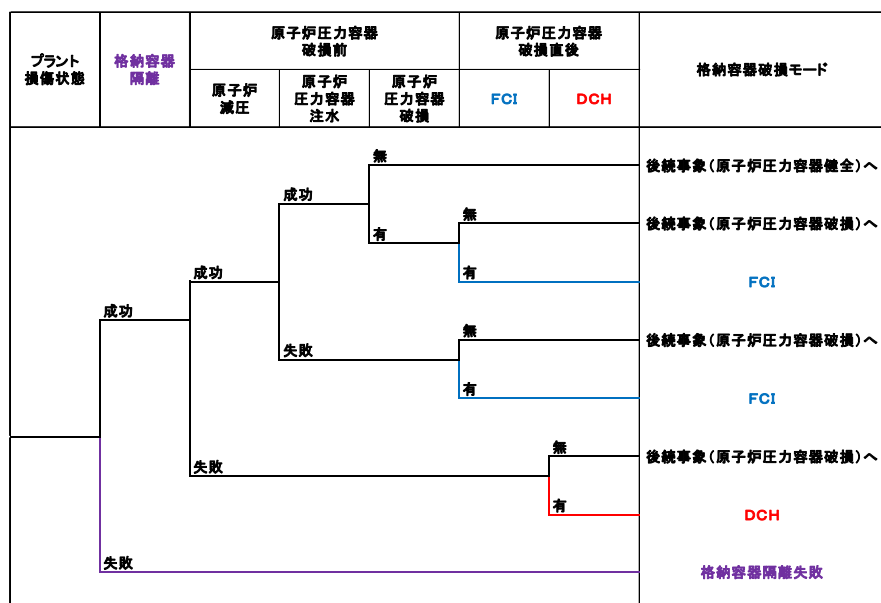
第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



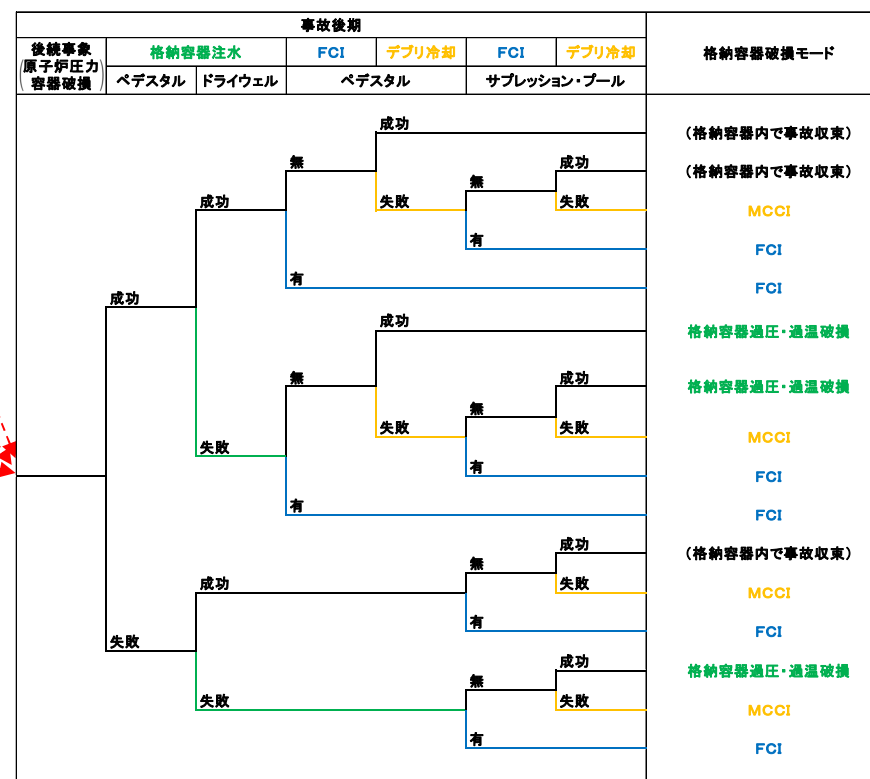
【格納容器破損イベントツリー】

- 事故シーケンスグループを炉心損傷の時期、原子炉の圧力状態等をもとに**プラント損傷状態**として分類
- 分類したプラント損傷状態ごとに格納容器イベントツリーを展開し、**格納容器破損に至る破損モード**を抽出
- 原子炉圧力容器破損前及び破損後、並びに事故後期に**生じ得る物理現象等をもとにイベントツリーを作成**

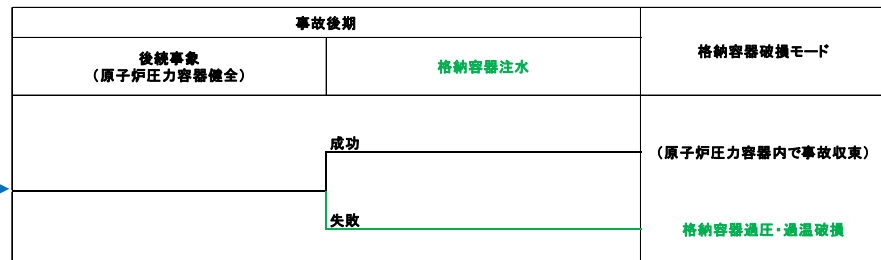
＜原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー＞



＜事故後期(原子炉圧力容器破損)のイベントツリー＞



＜事故後期(原子炉圧力容器健全)のイベントツリー＞



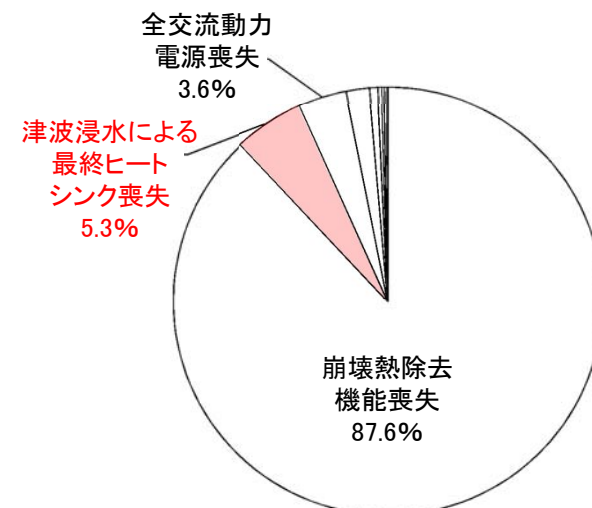
FCI : 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
DCH : 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
MCCI : 溶融炉心・コンクリート相互作用

4. 事故シーケンスの選定(3/5)

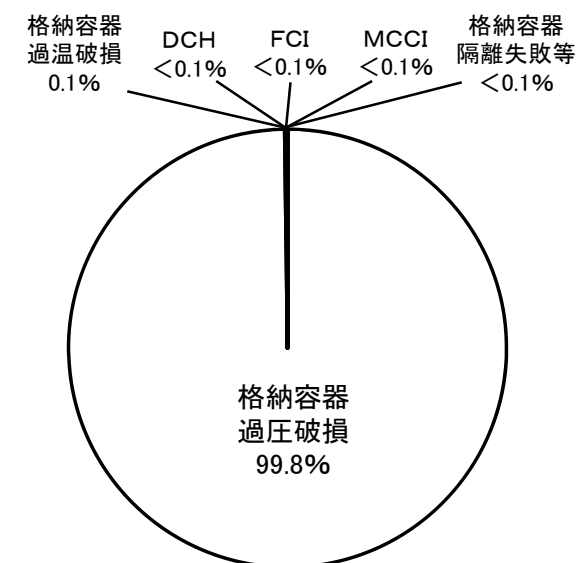
【炉心損傷に至る事故シーケンスグループの整理】

- ✓ 高圧・低圧注水機能喪失
- ✓ 高圧注水・減圧機能喪失
- ✓ 全交流動力電源喪失
- ✓ 崩壊熱除去機能喪失
- ✓ 原子炉停止機能喪失
- ✓ LOCA時注水機能喪失
- ✓ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

➤ 津波特有の対策が必要であり、有意な頻度を持つという観点で、「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加する事故シーケンスグループ(事故想定)として抽出



全炉心損傷頻度に対する事故シーケンスグループ毎の寄与割合



全格納容器破損頻度に対する格納容器破損モード毎の寄与割合

【格納容器破損モードの整理】

- ✓ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ✓ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)
- ✓ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)
- ✓ 水素燃焼
- ✓ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)

4. 事故シーケンスの選定(4/5)

【代表的な事故シーケンスの選定(炉心損傷防止対策)】

- 各事故シーケンスグループの中から、以下の着眼点に基づき有効性評価を実施する事故シーケンスを選定

(着眼点)

- 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)
- 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)
- 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
- グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)

新しく整備する設備・手順の有効性を厳しく(包絡的に)評価する観点からは、b. やc. の着眼点が重要となる。

- b. : 事象発生後早期に対応する必要があり、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
- c. : 炉心損傷の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる

⇒b. とc. の着眼点を特に重視し、各事故シーケンスグループについて包絡性の観点等から代表となる事故シーケンスを選定して評価することで、同一グループ内の他の事故シーケンスについても網羅的に有効性を確認することができる。

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	着眼点			
		a	b	c	d
高圧・低圧注水 機能喪失	◎ ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	低	高	高	高
	－ ②過渡事象＋逃がし安全弁閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	低	高	中	低
	－ ③手動停止／サポート系喪失(手動停止)＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	－ ④手動停止／サポート系喪失(手動停止)＋逃がし安全弁閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	－ ⑤サポート系喪失(自動停止)＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	中	中	高	低
	－ ⑥サポート系喪失(自動停止)＋逃がし安全弁閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	中	中	中	低
高圧注水・減圧 機能喪失	◎ ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	低	高	高	高
	－ ②手動停止／サポート系喪失(手動停止)＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	中	低	低	低
	◎ ③過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	中	中	中	低

有効性評価を
実施する事故
シーケンス

4. 事故シーケンスの選定(5/5)

【代表的な事故シーケンスの選定(格納容器破損防止対策)】

- 各格納容器破損モードに至る事故シーケンスの中から、炉心損傷防止対策と同様に、以下の観点で**最も厳しい(包絡的な)事象となる事故シーケンス**を選定
 - 対策の実施に対する時間余裕の短かさ(=事象進展の早さ)
 - ・・・事象発生後早期に対応する必要があり、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
 - 格納容器破損防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)の大きさ
 - ・・・格納容器破損の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる
- 選定された事故シーケンスについて格納容器破損防止対策の有効性を評価することで、同一格納容器破損モード内の**他の事故シーケンスについても網羅的に有効性**を確認することができる。

【代表的な事故シーケンスの選定(使用済燃料プール・運転停止中原子炉の燃料損傷防止対策)】

- 使用済燃料プールや運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策についても同様に、有効性評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(1/6)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



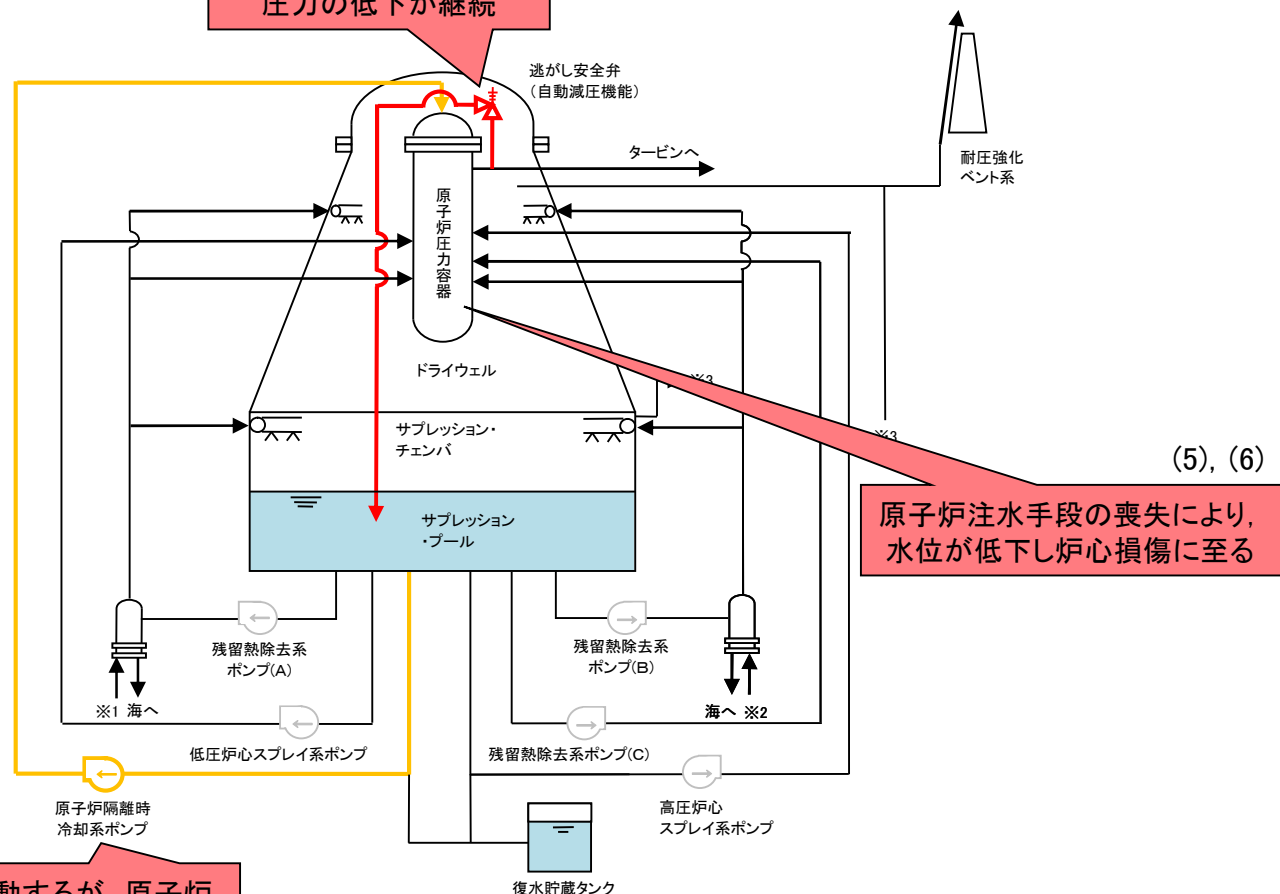
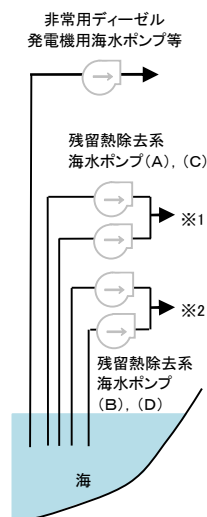
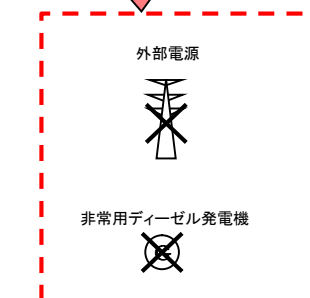
【事故シーケンスグループの特徴】

- 全交流動力電源喪失の発生後、**逃がし安全弁の開固着**により原子炉圧力が低下し、駆動蒸気圧が確保できず原子炉隔離時冷却系が停止する。
- **全ての原子炉注水手段が喪失**することで、原子炉水位が低下し**炉心損傷**に至る。

(1) 全交流動力電源喪失

(2) 1弁が開固着し、原子炉圧力の低下が継続

対策前



(3), (4)

自動起動するが、原子炉圧力の低下により停止

※()内の数字は事象進展の流れを示す(次頁参照)

論点No.100-12

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(2/6)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



【有効性評価の実施】

- 事象発生後24時間は、代替電源を含めた交流電源には期待しない厳しい想定。
- 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイ等により、炉心損傷を防止できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
(1) 全交流動力電源喪失の発生 ↓ (2) 逃がし安全弁の開固着 ↓ (3) 原子炉隔離時冷却系の自動起動 ↓ (4) 原子炉圧力低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止(事象発生後約1.3時間) ↓ (5) 原子炉水位の低下 ↓ (6) 炉心損傷	① 全交流動力電源喪失の発生 ↓ ② 逃がし安全弁の開固着 ↓ ③ 原子炉隔離時冷却系の自動起動 ↓ ④ 原子炉圧力低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止(事象発生後約1.3時間) ↓ ⑤ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水(事象発生後約3時間) ↓ ⑥ 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイ(事象発生後約14時間) ↓ ⑦ 常設代替高圧電源装置からの給電(事象発生後24時間は期待しない想定) ↓ ⑧ 残留熱除去系海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱 ↓ 安定状態	● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能 ● 可搬型代替注水中型ポンプは必要容量×2セットあり、故障時は他方のポンプを使用可能 ● 状況によっては可搬型代替注水大型ポンプによる注水も可能 ● 実力的には約20分で給電可能だが、事象発生後24時間は期待しない想定 ● 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイも可能 ● 代替循環冷却系、格納容器ベント(フィルタベント設備、耐圧強化ベント)による格納容器除熱も可能

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(3/6)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

●事象発生2時間までに必要な初動要員は24名, 2時間以降に必要な参集要員は6名

●発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	4	8	12	16	20	24	28
状況判断	2人 A, B			10分						
③ 原子炉水位の調整 (原子炉隔離時冷却系)	【1人】 A			約1.3時間で停止 手順2						
⑤ 可搬型代替注水中型ポン プによる原子炉注水		3人 C, D, E	11人 c~m	170分	手順4					
⑤ 逃がし安全弁による 原子炉減圧	【1人】 B			1分 手順3						
⑤ 原子炉水位の調整(可搬 型代替注水中型ポンプ)		【2人】 C, D	参集2人	適宜流量調整 手順4						
⑥ 可搬型代替注水中型ポン プによる格納容器スプレイ		【1人】 E	【3人】 k, l, m			175分	手順6			
⑥ 格納容器スプレイの調整		【1人】 E	参集2人	適宜流量調整 手順6						
⑦ 常設代替高圧電源装置に よる受電	【1人】 B	【1人】 E	【1人】 k		125分	手順14				17分 手順14
⑧ 残留熱除去系海水系及び 残留熱除去系による格納 容器除熱	【1人】 B									6分 手順5, 6
その他(電源回復, 燃料 給油, 等)			2人(a, b) +参集2人	適宜実施						
必要要員合計	2人	3人	13人+ 参集6人							

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

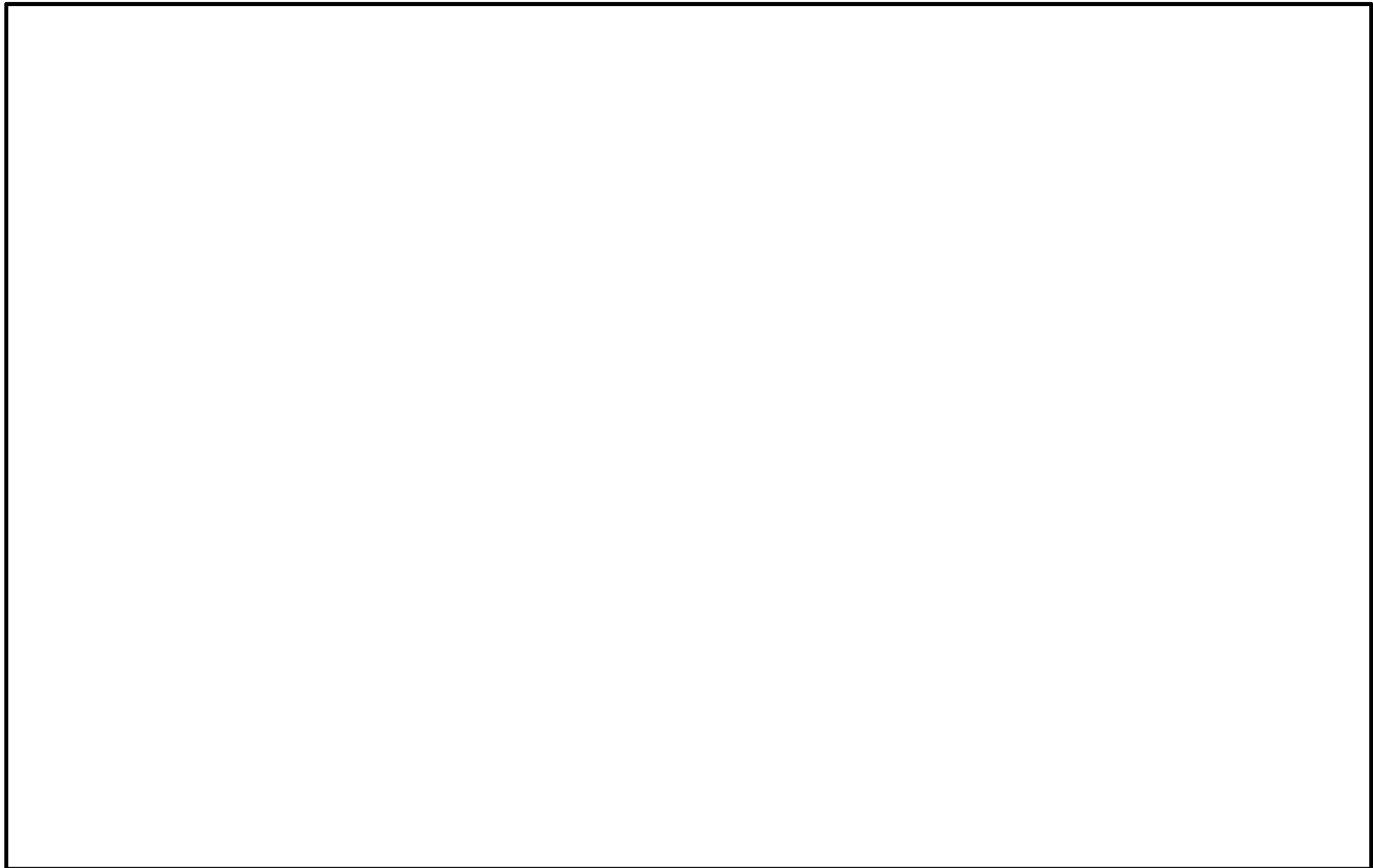
※可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

論点No.100-14

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(4/6)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



屋内外作業における要員等の動線図

論点No.100-15

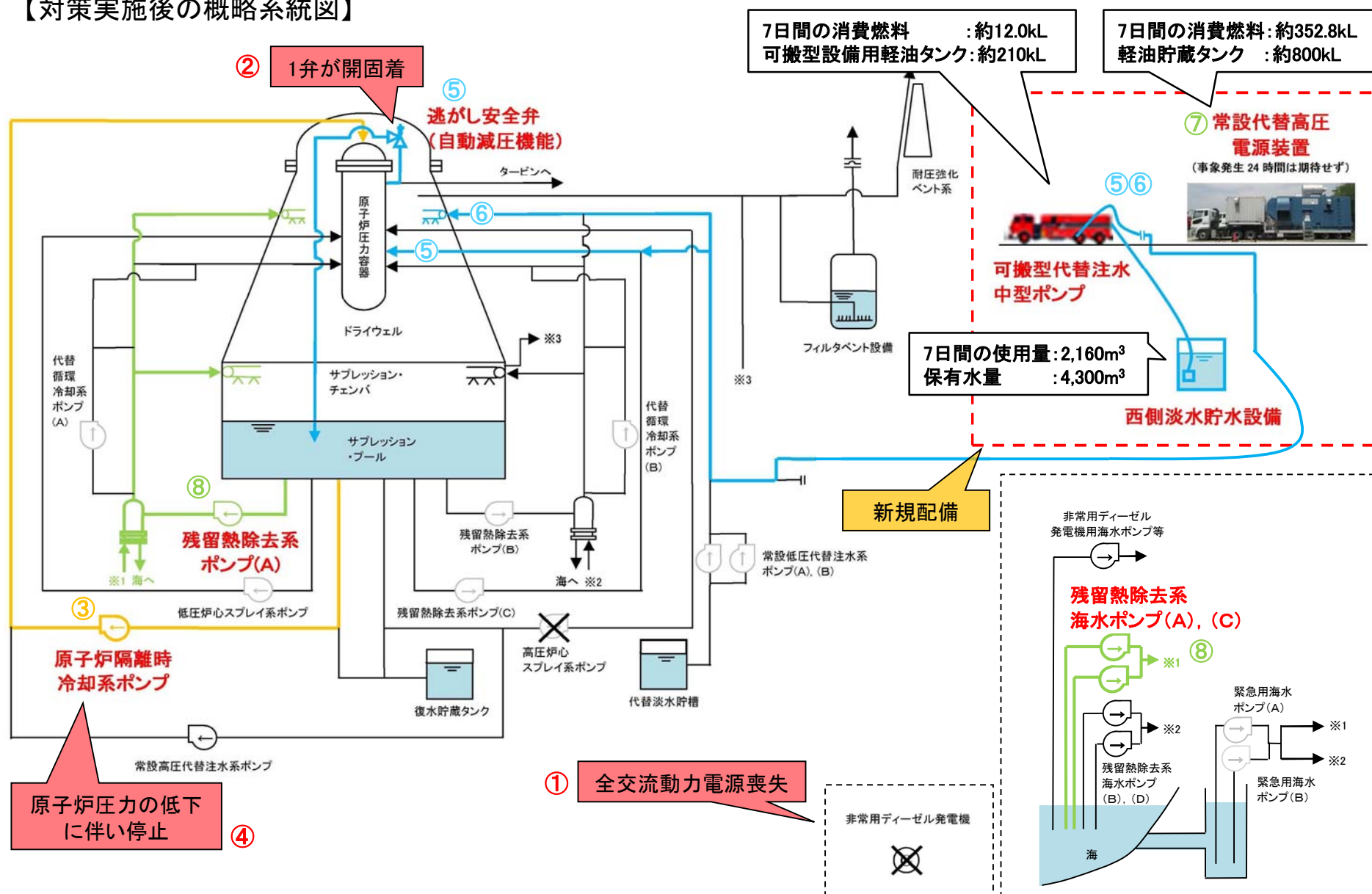
5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(5/6)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 再掲



【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例

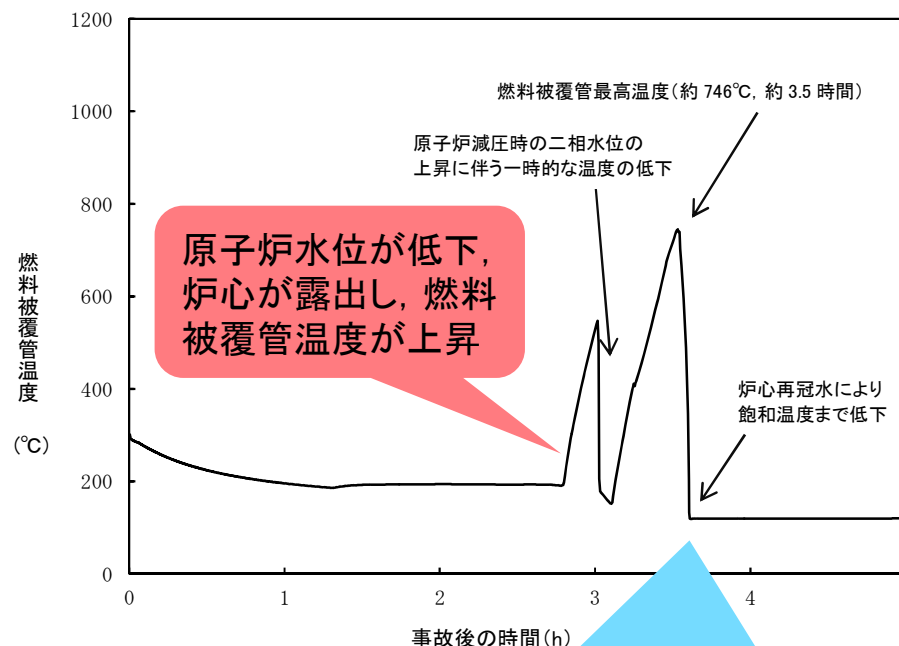
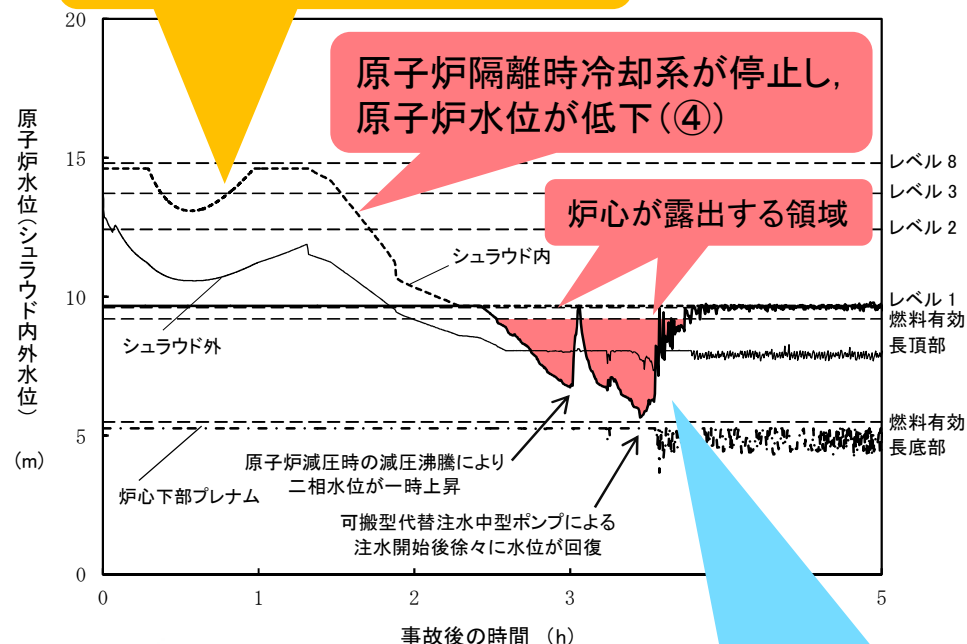
(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(6/6)

第15回ワーキングチーム
資料1-2 一部修正



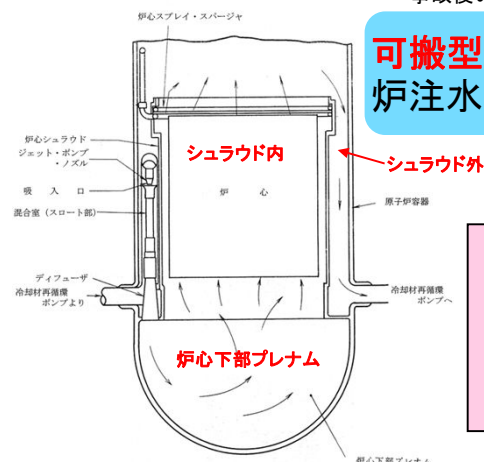
【有効性評価の結果】

原子炉隔離時冷却系の自動起動により原子炉水位が回復(③)



可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水により原子炉水位は回復(⑤)

可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水により原子炉水位が回復し、温度が低下



評価結果

- 燃料被覆管温度は約746°C以下となり、炉心損傷に至らない
- 交流動力電源復旧後は、残留熱除去系海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施し、安定状態へ移行

論点No.100-17

【論点No.100】

重大事故等発生時の具体的な対応手順及び操作等の所要時間の検討について

【委員からの指摘事項等】

No.91

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

有効性評価について、シーケンスに基づいた時間の観点でもマネジメントを検討し、どのくらいの時間で対策が完了するとかということも評価されているのか。

P.1-17

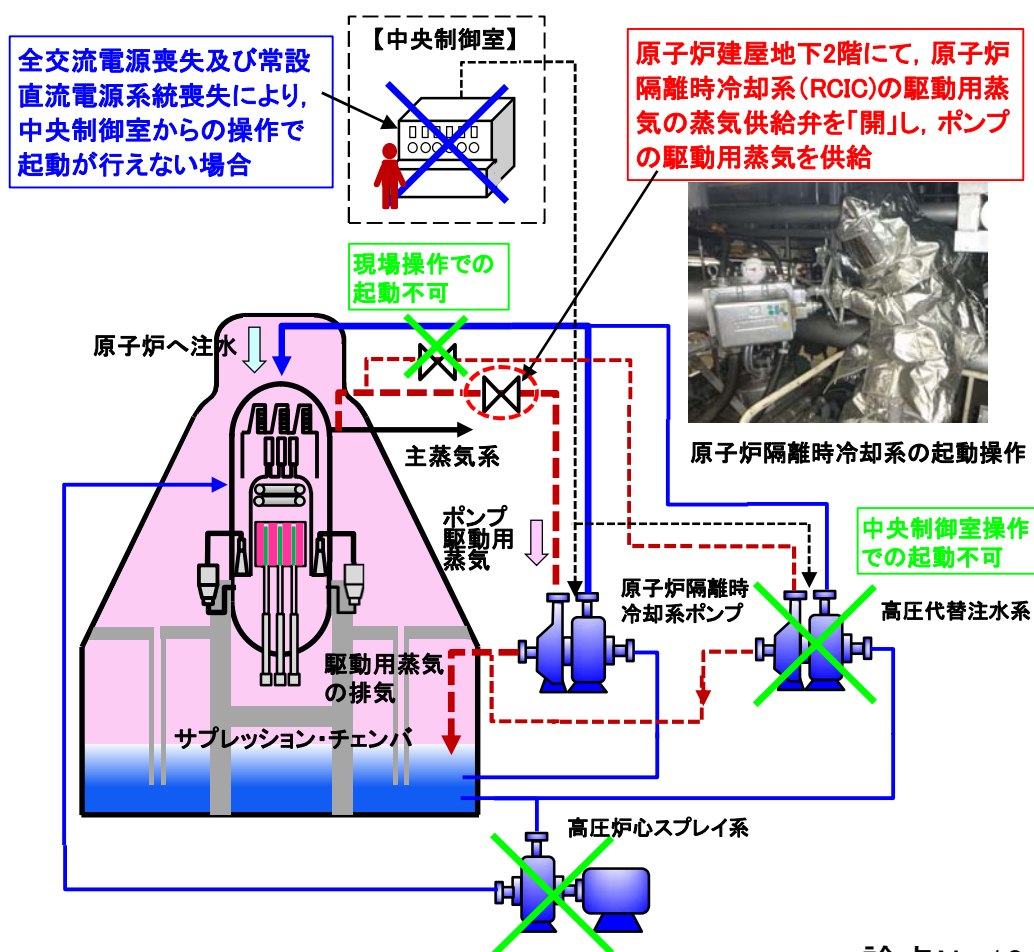
全電源喪失時の原子炉隔離時冷却系(RCIC)の操作等について

【説明概要】

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時においても、原子炉隔離時冷却系(RCIC)は原子炉建屋内の現場でRCICポンプの駆動用の蒸気弁を手動操作することにより起動することができる。また、崩壊熱の減少に伴い原子炉圧力が低下した際には、ディーゼル駆動の可搬型代替注水中型ポンプ等により注水を継続することが可能である。

➤ **全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失**により、中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系(RCIC)及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合

➤このような場合には、**現場での手動操作によりRCICを起動し、原子炉への注水を行う。**



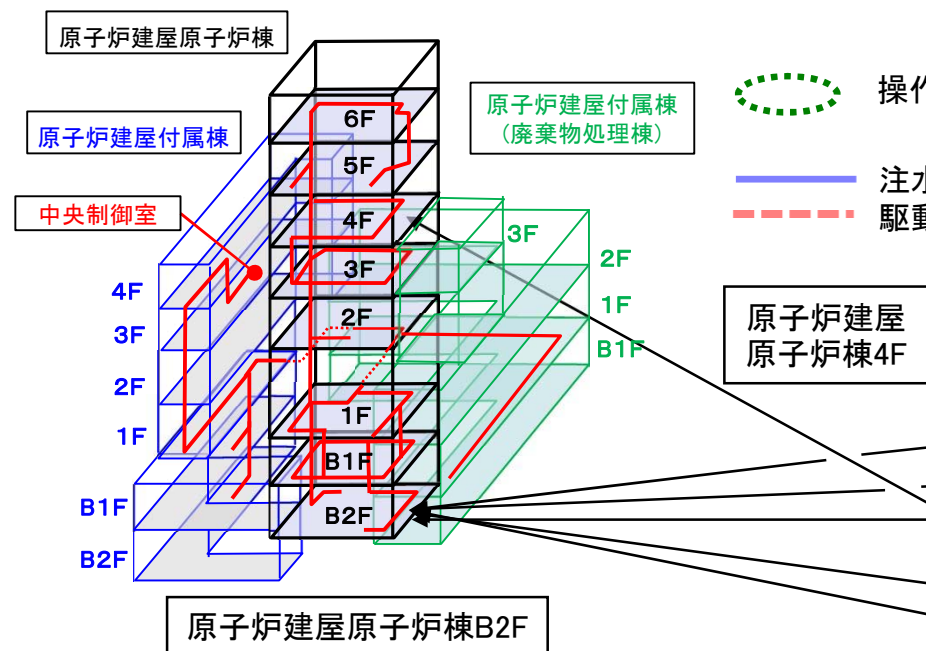
- 原子炉建屋内で原子炉隔離時冷却系を起動する際は、操作する要員は**防護具(自給式呼吸用保護具及び耐火服)**を確実に装着
- **照明及び通信連絡設備を整備**し、操作を確実に行える環境の確保及び指示が確実に伝達される体制を整備
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の室温は、通常運転時と同程度と評価され、**同室への入室は可能**
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室への入室はポンプ起動時のみで、その後**速やかに退室する手順**
- 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持するように**原子炉水位計及び可搬型計測器により監視**
- 直流電源喪失時においても、原子炉隔離時冷却系ポンプ潤滑油の冷却水通水を確保することで、**ポンプの継続的な運転が可能**
- 崩壊熱の減少に伴い原子炉圧力が低下し、RCICタービン駆動蒸気圧が低下し運転継続が困難になる前に、ディーゼル駆動の**可搬型代替注水中型ポンプ等により**

現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(2/4)

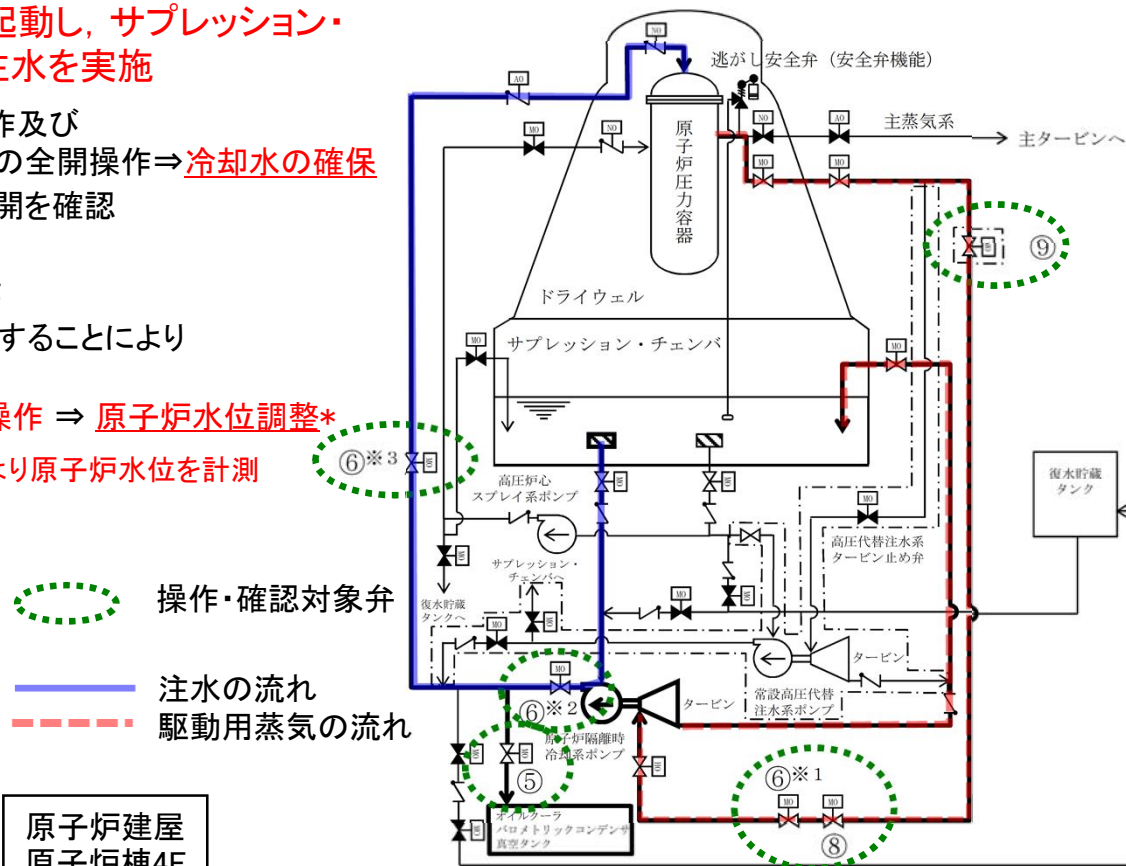
○現場での人力による弁の操作によりRCICを起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施

- ・⑤ 原子炉隔離時冷却系真空タンク点検口の開放操作及び
原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁の全開操作⇒**冷却水の確保**
- ・⑥※1 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の全開を確認
- ・⑥※2 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び
- ⑥※3 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の全開操作
- ・⑧ 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を徐々に開操作することにより
RCICを起動 ⇒ **注水開始**
- ・⑨ 原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を現場手動操作 ⇒ **原子炉水位調整***

*中央制御室又は現場にて可搬型計測器の接続等により原子炉水位を計測



運転員及び災害対策要員が
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート



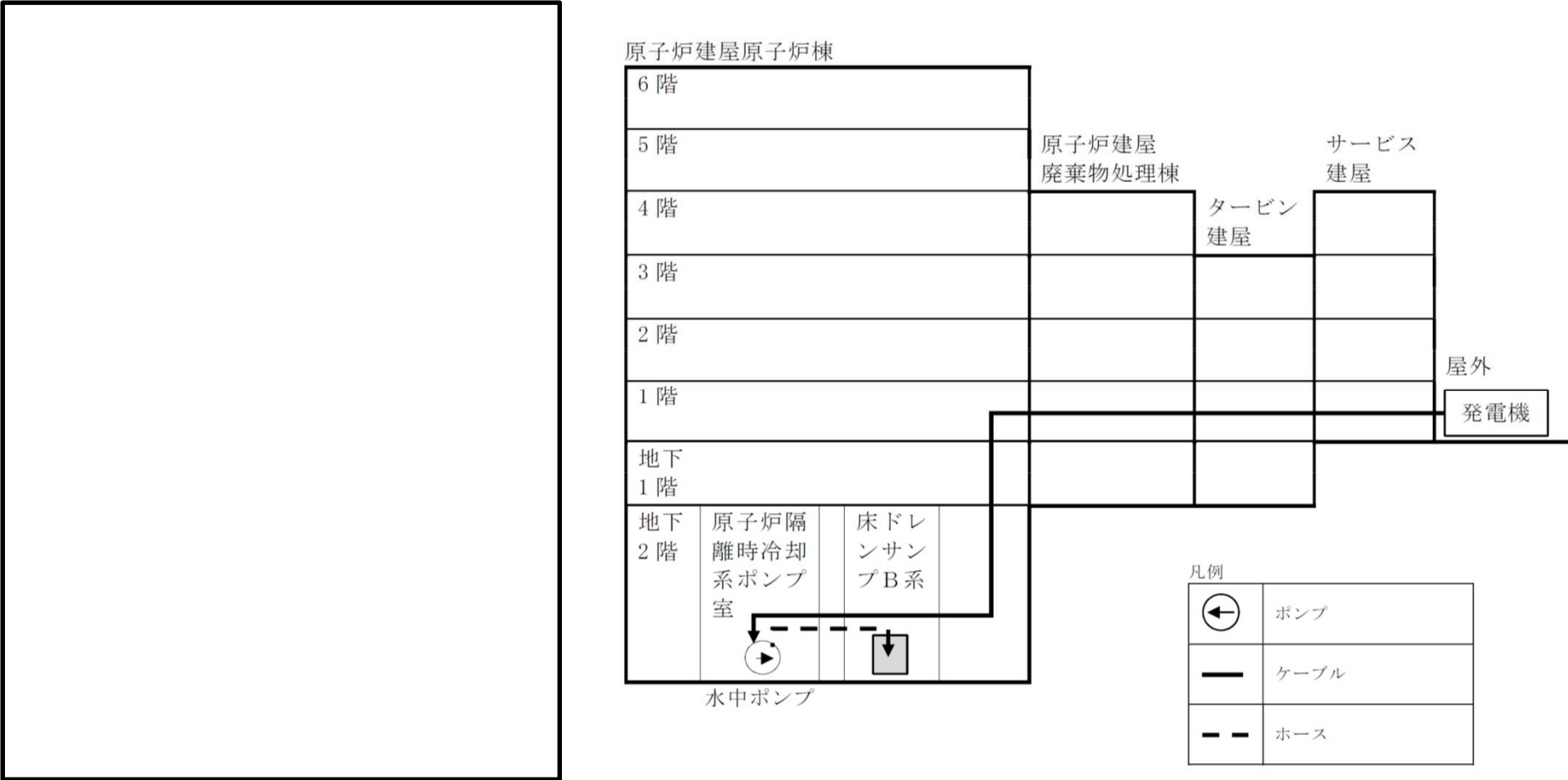
操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁
⑥※1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
⑥※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑧	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
⑨	原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。①～④, ⑦は操作指示とプラント状態確認等
○※1～ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を要する対象弁がある場合、その実施順を示す。

現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(3／4)



- 現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンク点検口を開放することにより、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留する。
- 重大事故等対応要員は、発電機、電源ケーブル、水中ポンプ及びホースを設置し、RCICの冷却水の排水を床ドレンサンプに送水する。



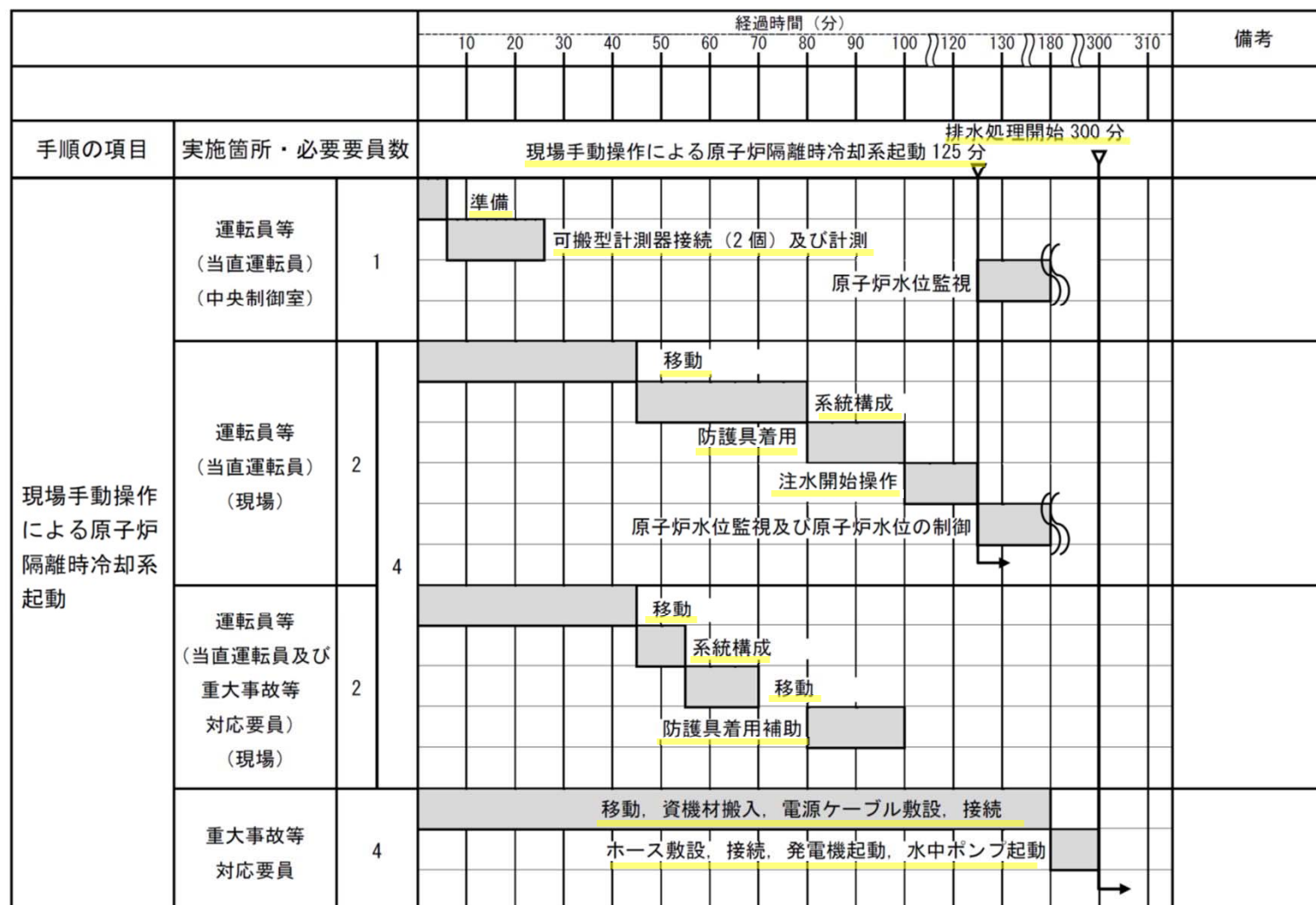
現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(排水処理) 概要図

論点No.101-4

現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(4/4)



○本操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)8名にて作業を実施した場合、**作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで125分以内、重大事故等対応要員による潤滑油冷却器冷却水の排水処理開始まで300分以内で可能である。**



現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動 タイムチャート

論点No.101-5

【論点No.101】

全電源喪失時の原子炉隔離時冷却系(RCIC)の操作等について

【委員からの指摘事項等】

No.92

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

高圧注水について、電源がなくなった時の現場での手動操作によるRCIC(原子炉隔離時冷却系)の継続運転というのがあるが、起動とか制御とか、どのように行うのか。

P.2-5