

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。

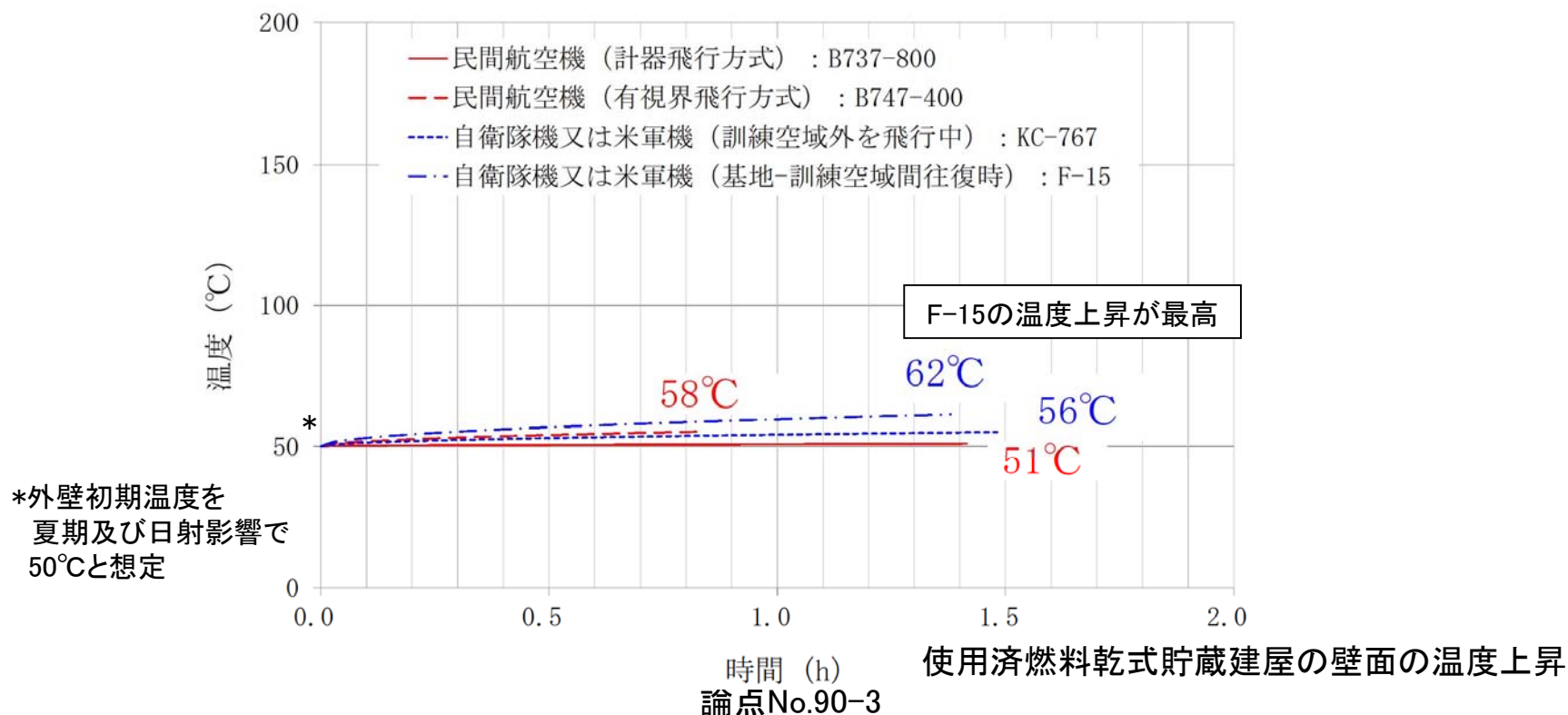


航空機機種	離隔距離(m)
B737-800	393
B747-400	372
Do228-200	175
KC-767	355
F-15	78

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)

- 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°C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)



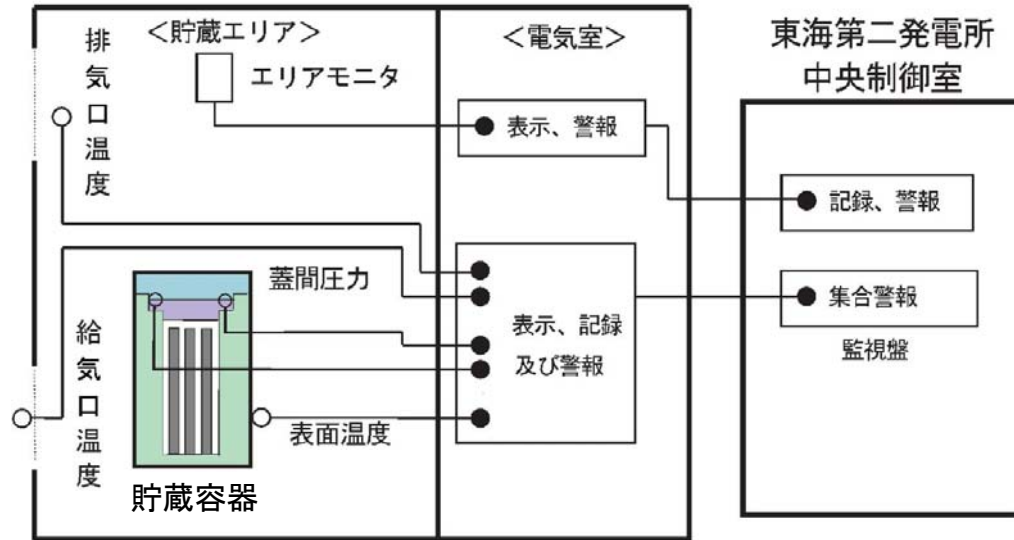
二重蓋間圧力監視(密封性確認)



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。



● 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<sup>※1</sup>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<sup>※2</sup>
- (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(km<sup>2</sup>)

$\Phi_{d,a}(r, \theta)$ : 離着陸時の事故における落下地点確率分布関数(/km<sup>2</sup>)

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(km<sup>2</sup>)

$W$ : 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件発生したものと評価。

$S_v$ : 全国土面積(km<sup>2</sup>)

$A$ : 原子炉施設の標的面積(km<sup>2</sup>)

$\alpha$ : 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(km<sup>2</sup>)

$S_o$ : 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(km<sup>2</sup>)



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(km<sup>2</sup>)

$S_{se}$ : 想定飛行範囲内の面積(km<sup>2</sup>)



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

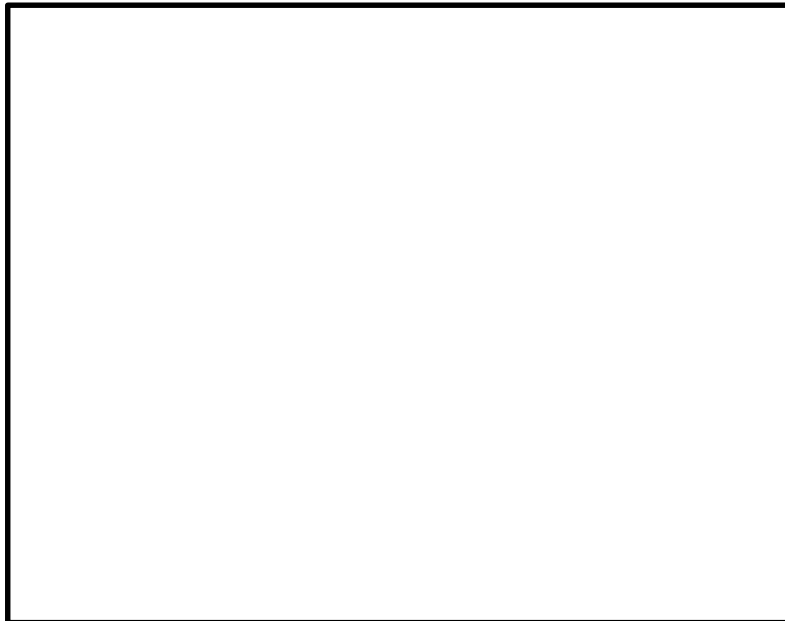


(ii) カテゴリ毎の対象航空機の選定

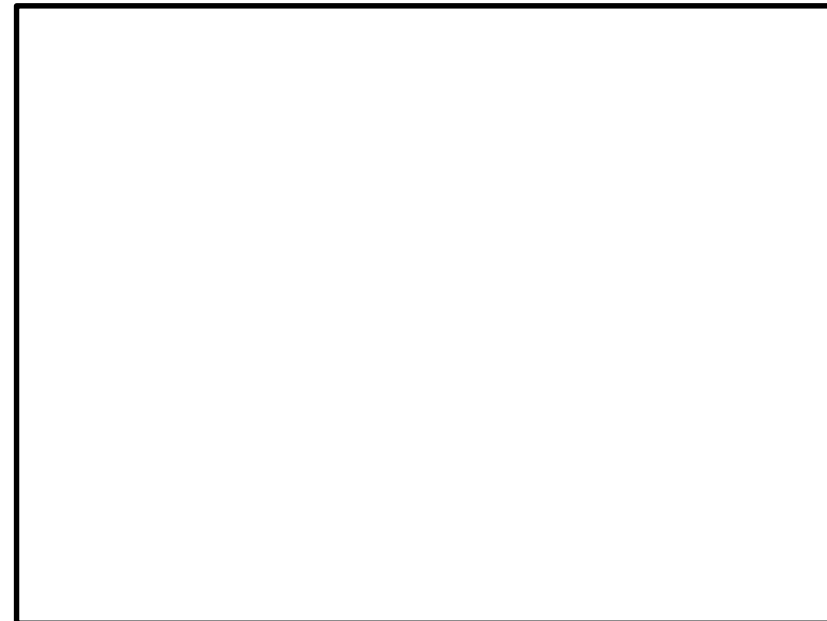
- ・①は、評価対象となる茨城空港の定期便のうち燃料積算量が多い航空機を選定
- ・②は、評価対象航空路を飛行すると考えられる定期便のうち、燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・③及び④は、全国の有視界飛行が可能な民間航空機のうち、燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・⑤は、全国の自衛隊機及び米軍機のうち、用途別に燃料積載量が最大の航空機を選定
- ・⑥は、評価対象となる百里基地に所属する自衛隊機のうち燃料積載量が最大の航空機を選定

	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	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	183	

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	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	

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(°C)	許容温度(°C)
			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	45	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	

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(°C)	許容温度(°C)
			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	46	
	基地-訓練空域間往復時		F-15	



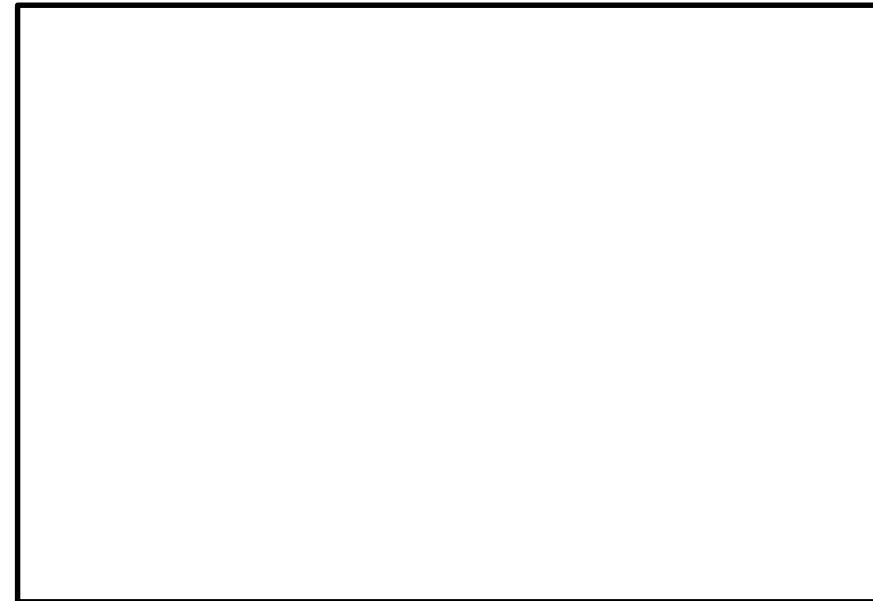
非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)用海水ポンプに対する温度評価結果

落下事故のカテゴリ		対象航空機	評価温度(°C)	許容温度(°C)	
			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 (°C)	許容温度 (°C)
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く、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

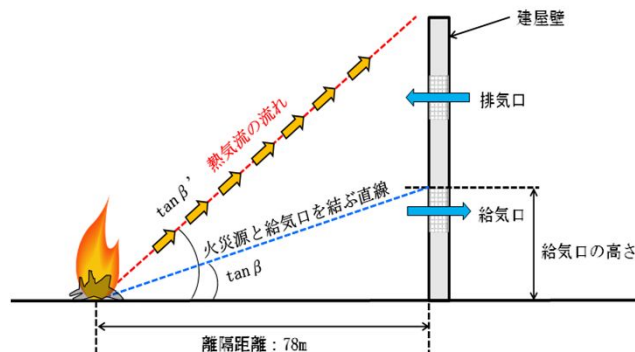
$$\tan \beta = \frac{\text{給気口の高さ}}{\text{火災源から給気口までの水平距離}}$$

・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(44.6m<sup>2</sup>)



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) ,  $\chi$  : 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(44.6m<sup>2</sup>)

M : 質量低下速度(kg/m<sup>2</sup>/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)

$\Lambda$  : 無次元パラメータ, Fr : フルード数 (-)

$C_p$  : 空気比熱(1.007kJ/kg/K)

$\rho$  : 空気密度 (1.17kg/m<sup>3</sup>) ,  $T_0$  : 周囲温度 (310K)

D : 航空機火災 (F-15) の燃焼面積(44.6m<sup>2</sup>)

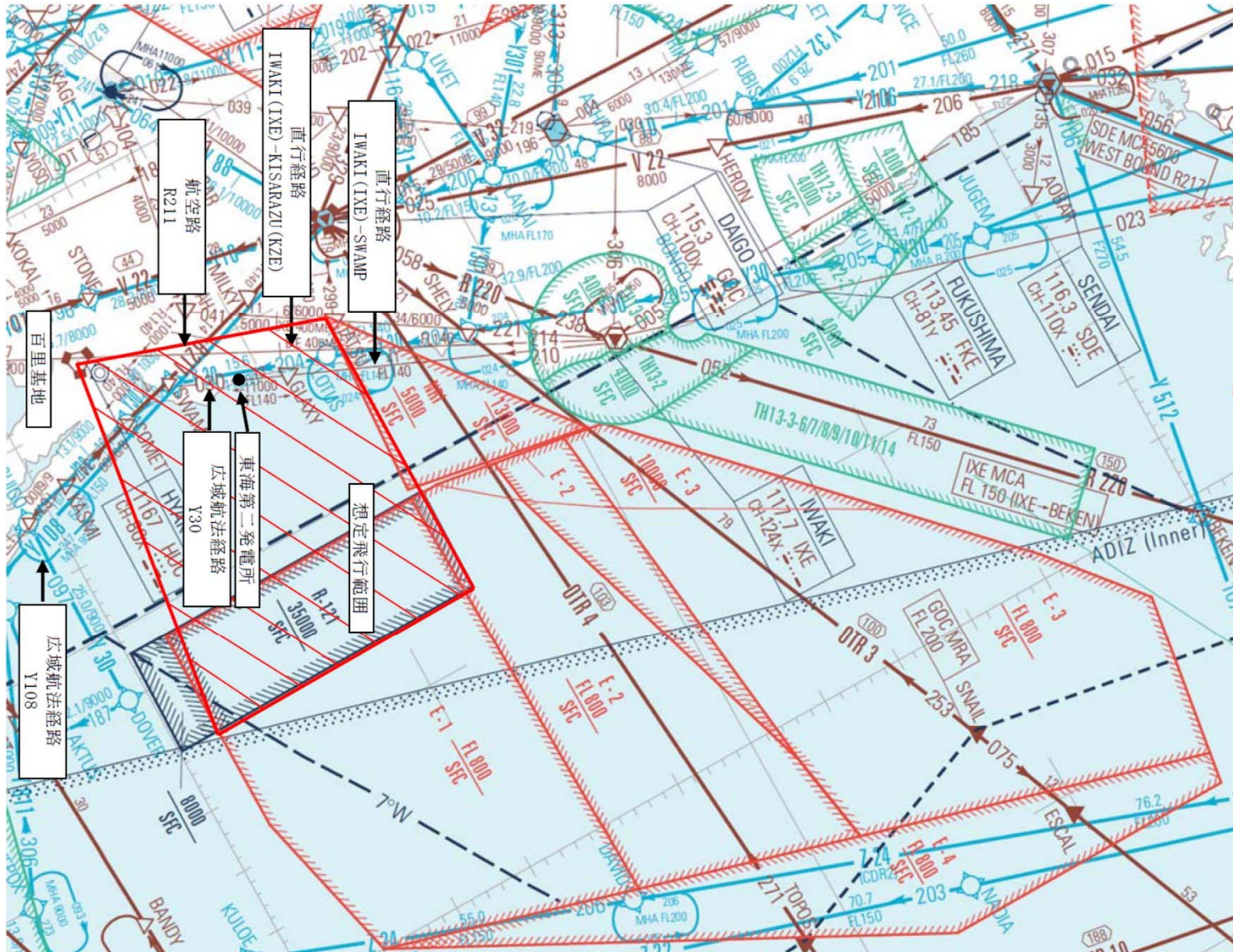
g : 質量低下速度(kg/m<sup>2</sup>/s)



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

出典：ENROUTE CHART (2014年3月6日改定)



自衛隊機  
訓練空域

エンルートチャート (東海第二発電所付近)

【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



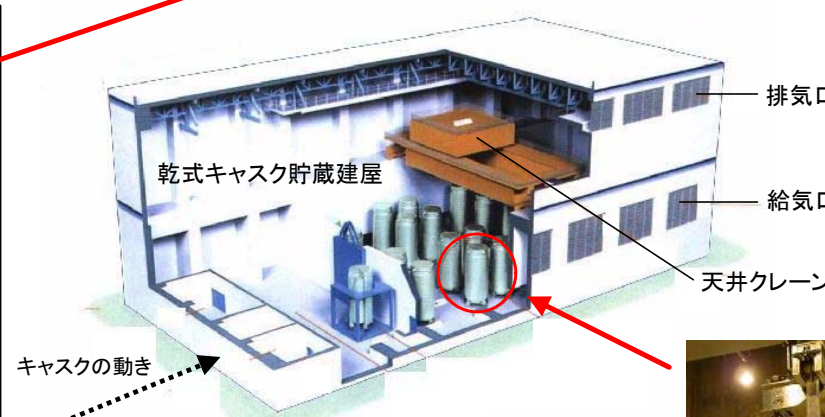
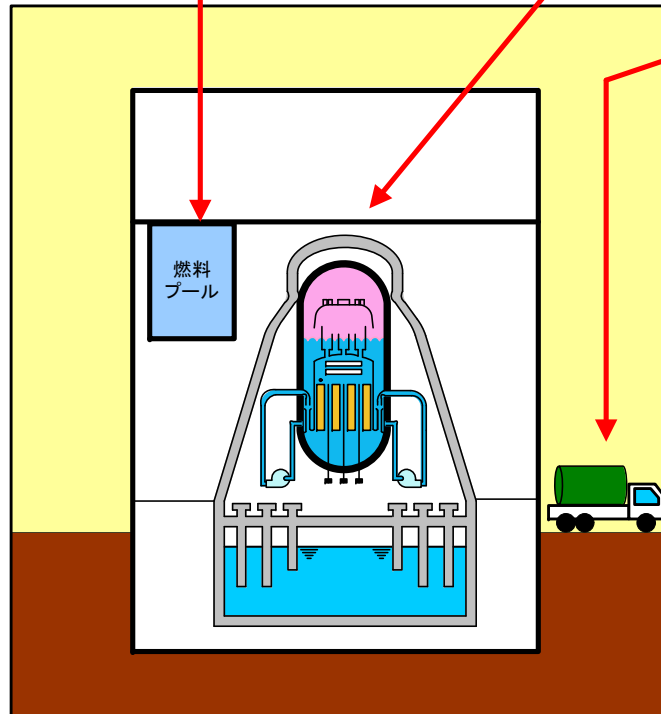
② 原子炉建屋除染ピットでの一次蓋ボルト締め付け作業



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



⑤ 乾式キャスクの移動作業

【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

\* 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。

## 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	必要冷却期間	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 <sup>注</sup>		<u>7年以上</u>	
⑤ 高燃焼度 8 × 8 燃料	41, 000MWd/t <sup>注</sup>		<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】

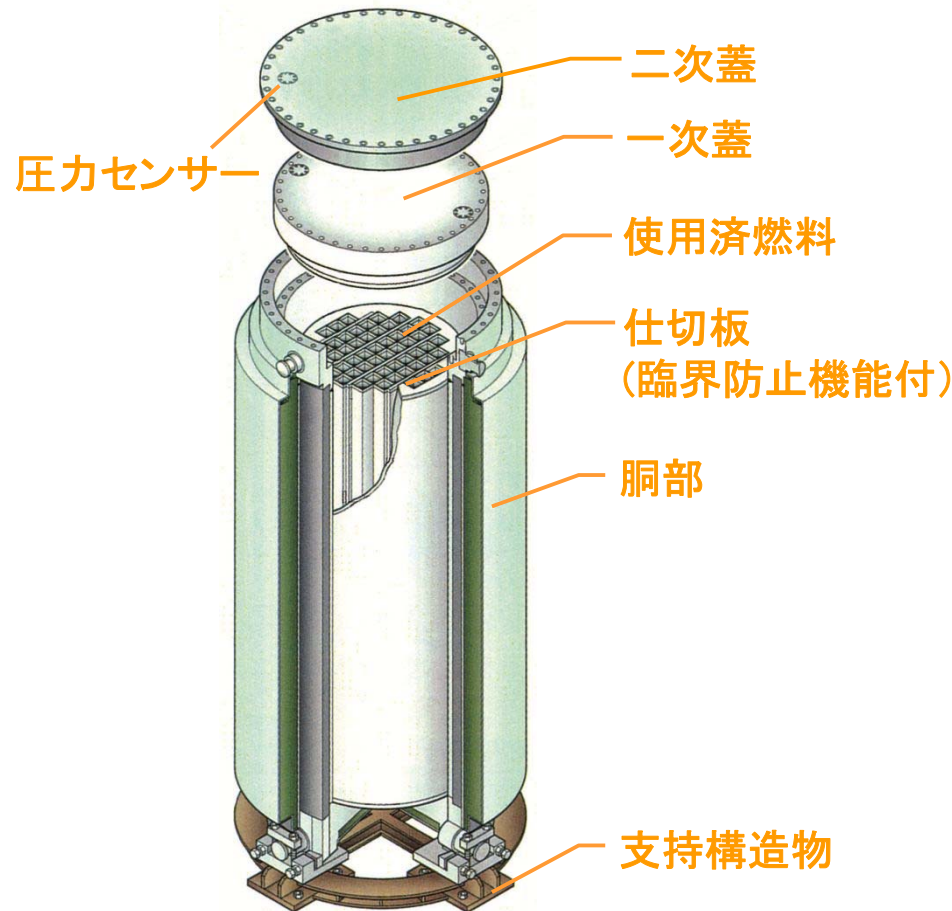
- ・ 貯蔵容器表面の線量率2mSv/h以下及び貯蔵容器表面から1mの線量率が100  $\mu$  Sv/h以下であること\*

\*事業所内運搬に係る法令「实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ブ量が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の縦置きき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

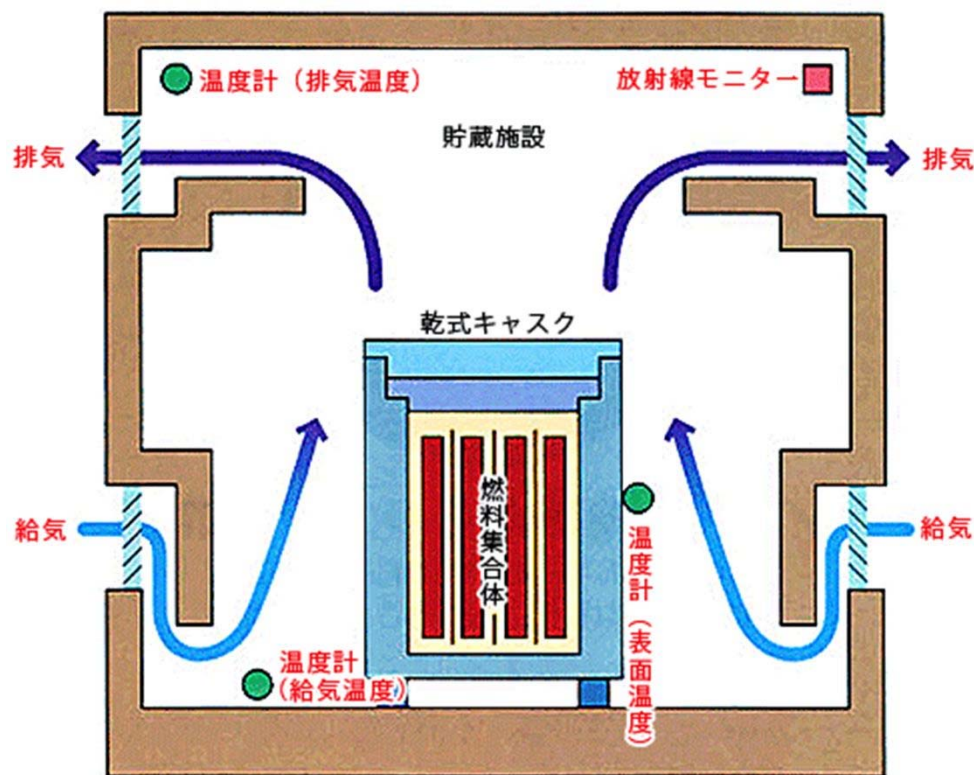
■ 主要寸法 : 全長 約5.7m, 外径 約2.4m

■ 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°C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°C, 鉛327°C, レジン 149°C, バスケット 300°C, 外筒 420°C)

○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°C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°C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



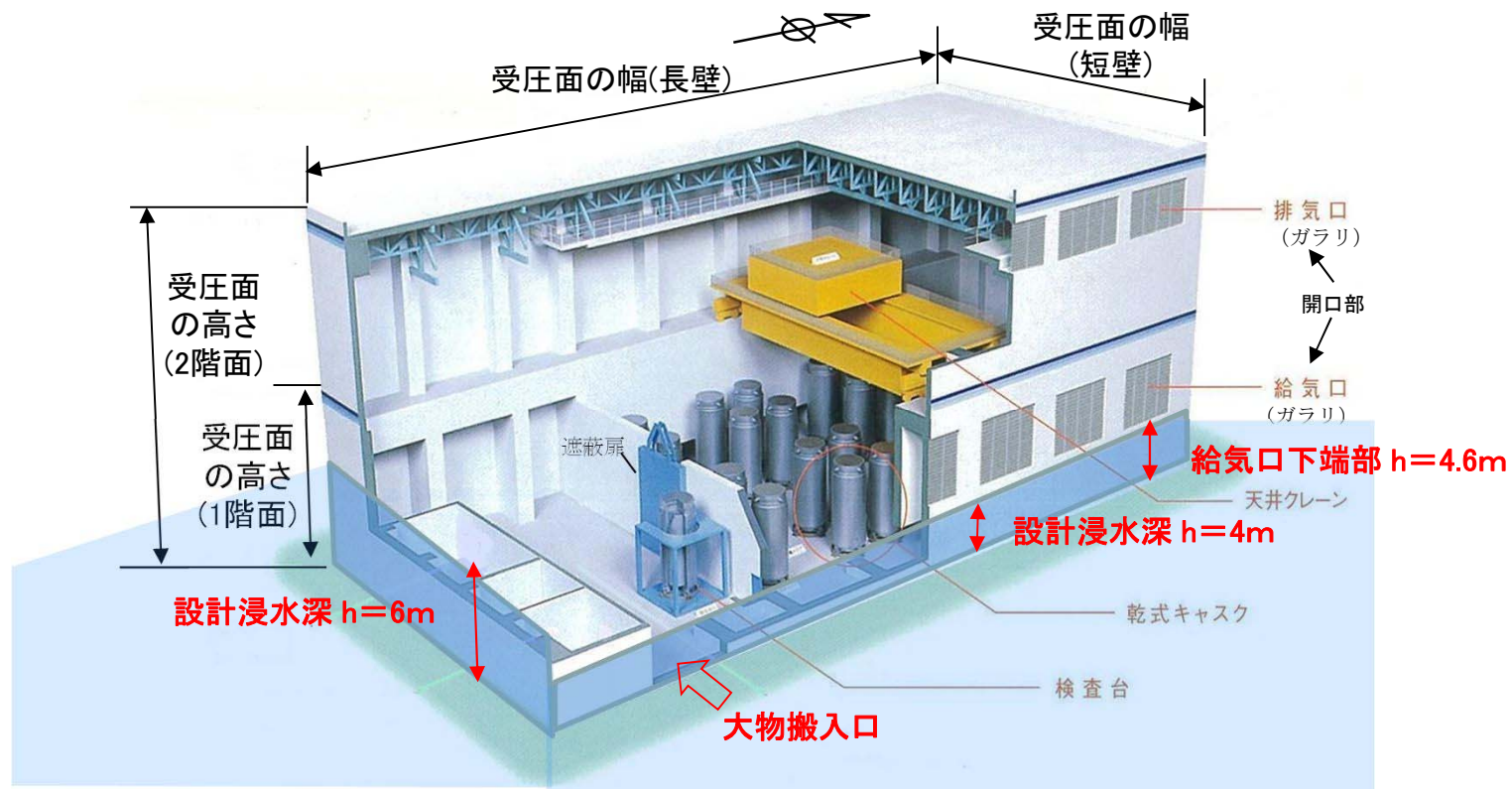


水没時等における使用済燃料乾式貯蔵施設の安全性について

【説明概要】

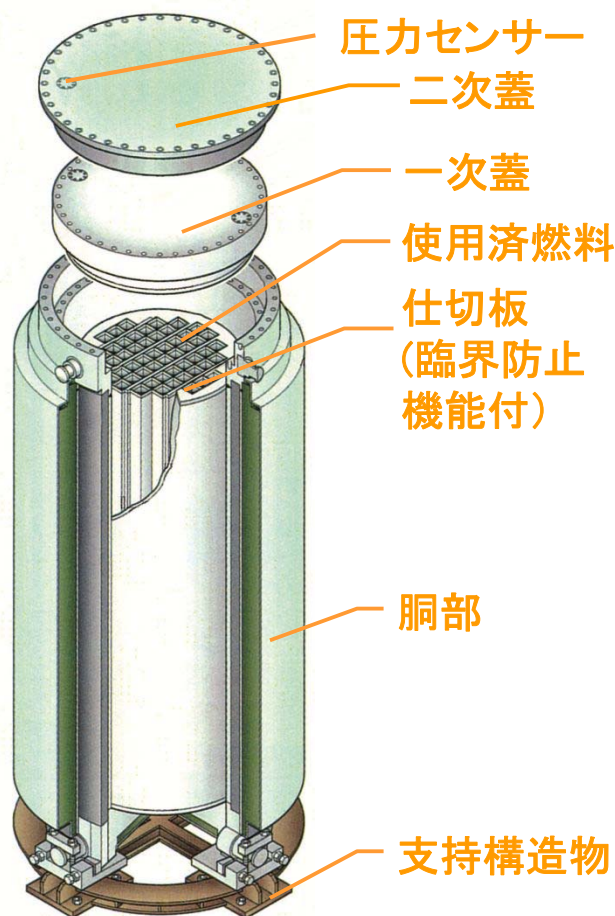
防潮堤を超え敷地に遡上する津波の発生を想定した場合には、使用済燃料乾式貯蔵建屋内に海水が浸水する可能性があり、建屋の床面から6m高さに浸水深を想定すると、使用済燃料乾式貯蔵容器は水没する。この場合でも、貯蔵容器は耐圧試験により内外圧力差1.0MPa(水深100m相当)まで密封機能を維持できることを確認しており、閉じ込め機能を始めとする貯蔵容器の安全機能に影響は受けない。

- 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すると考えられる**。



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  
論点No.92-2

- 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。



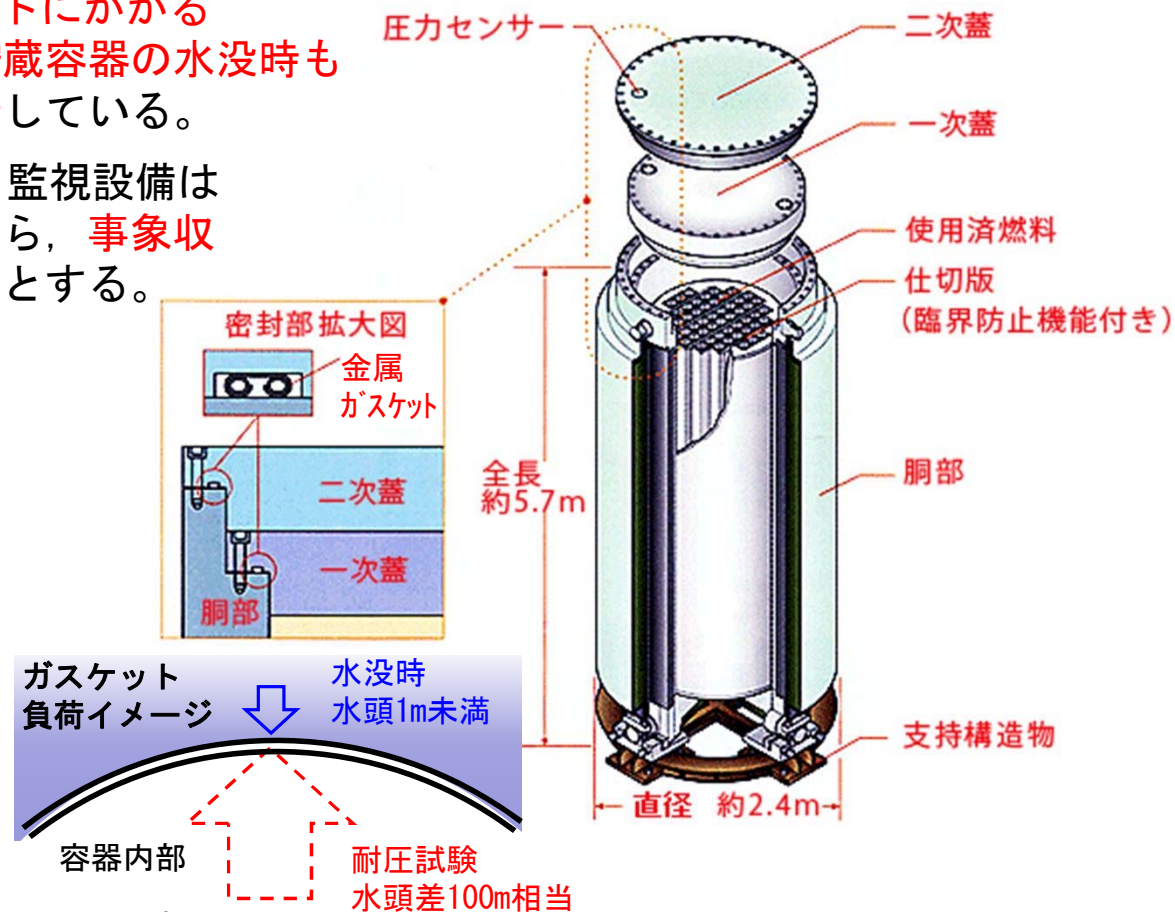
貯蔵容器概略図

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
<p><b>1. 除熱機能</b> 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内対流により冷却</p>	<p>○ 比熱の大きい水に直接接触れることで除熱機能は向上する方向</p>
<p><b>2. 閉じ込め機能</b> 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</p>	<p>○ 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)</p>
<p><b>3. 遮蔽機能</b> 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</p>	<p>○ 水没時も遮蔽材に変化は生じない</p>
<p><b>4. 臨界防止機能</b> 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</p>	<p>○ 水没時も中性子吸収材に変化は生じない</p>

### 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

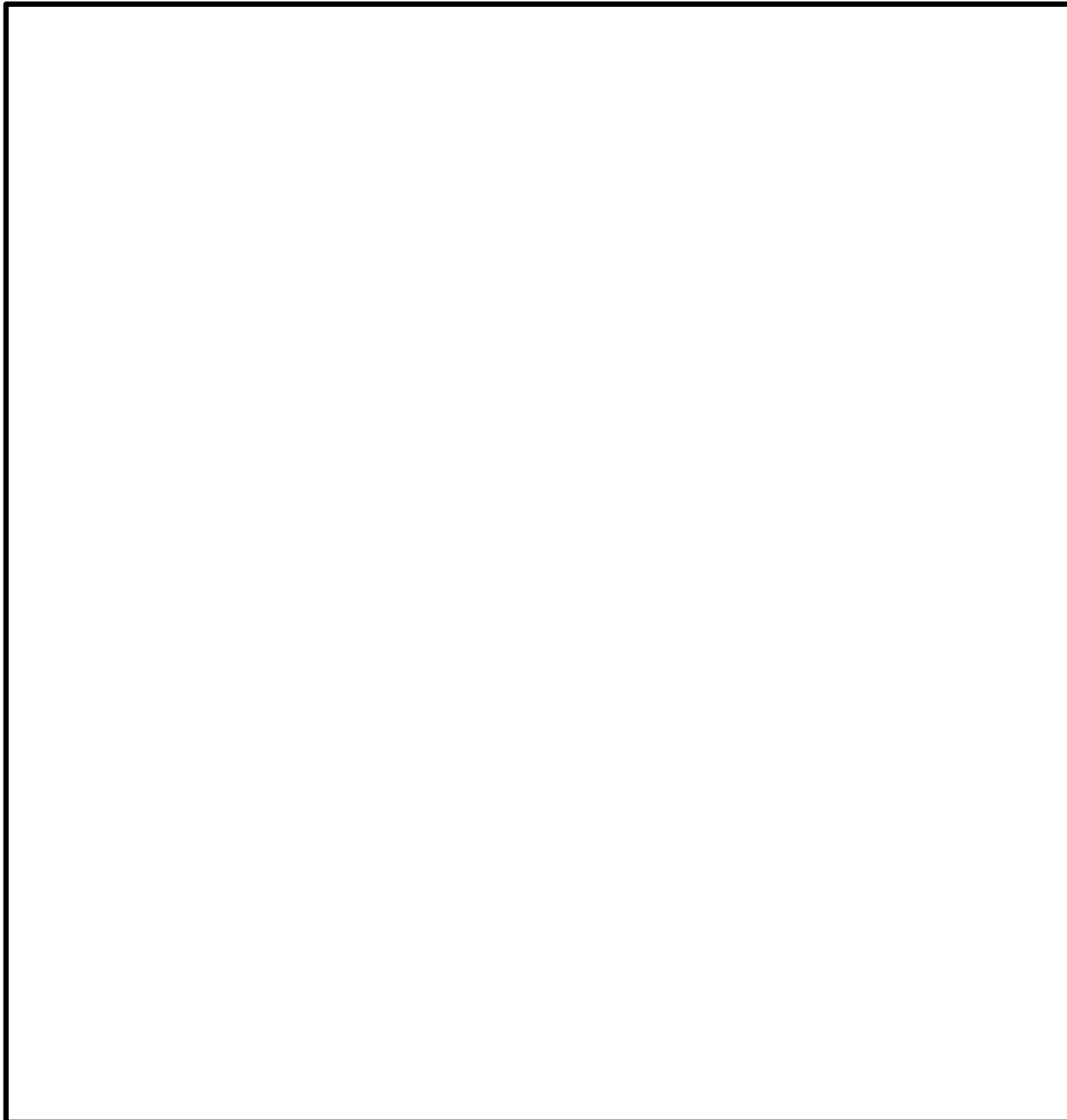


論点No.92-4

# <別紙> 津波の影響評価及び対策

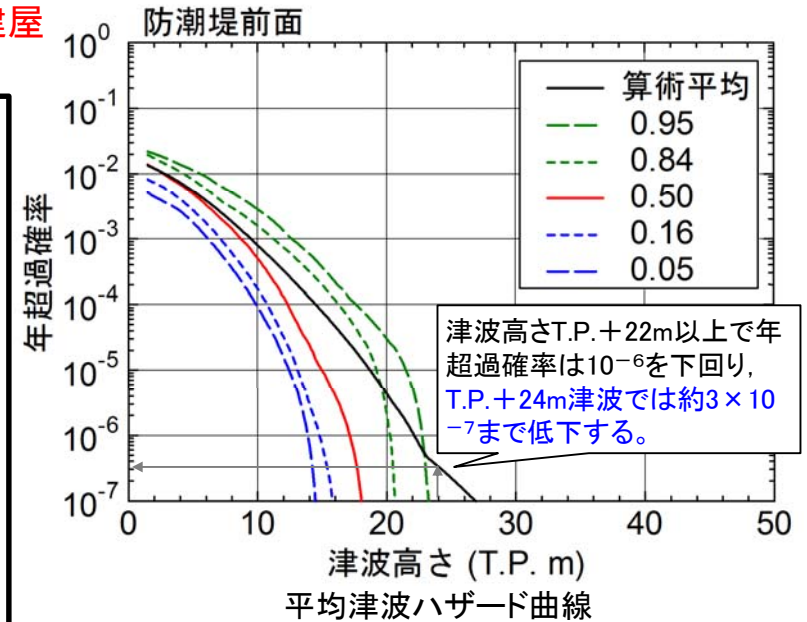


■敷地に遡上する津波の遡上解析結果より、**使用済燃料乾式貯蔵建屋**付近は概ね2m~4m程度の浸水が想定される。

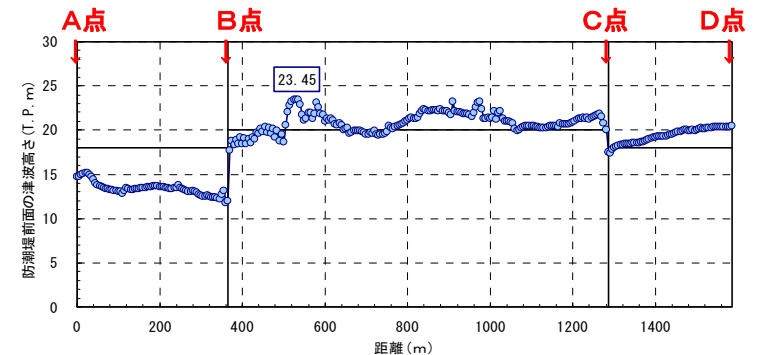


敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布

論点No.92-5



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

# <別紙> 津波の影響評価及び対策

■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。

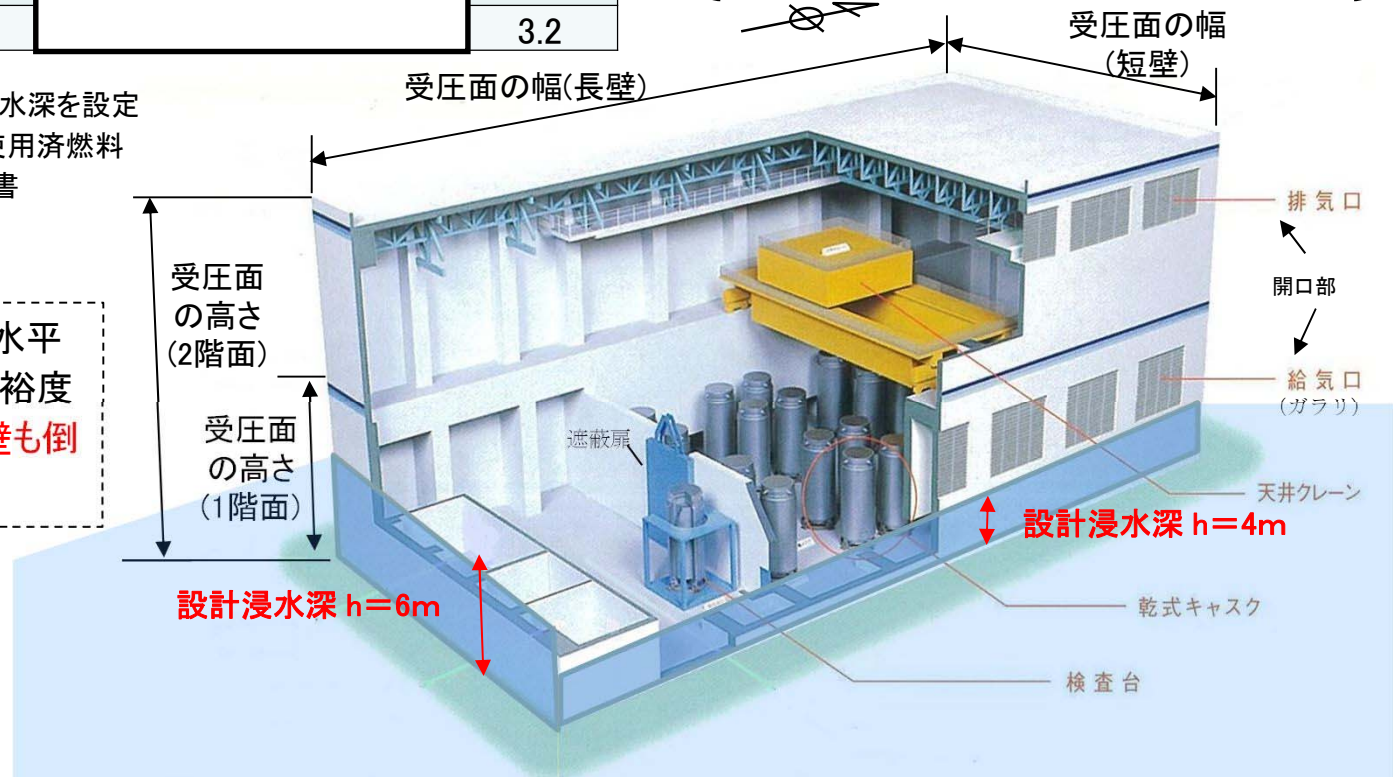
※乾式貯蔵建屋が敷地南西端に位置するため、敷地外からの漂流物の不確定性を考慮した

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	[Blank]	[Blank]	9.0
	1階面			2.2
長壁	2階面			32.7
	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**



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

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。

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	<p>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。</p> <p>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。</p>	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

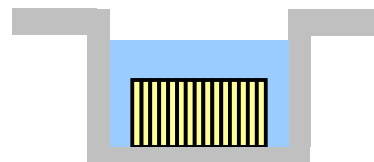
○今後の使用済燃料の保管方針等について

主な内容	詳細内容
<p>                     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> </p> <p>                     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。                 </p>	<p>別紙</p> <p>「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」</p> <p>「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</p>

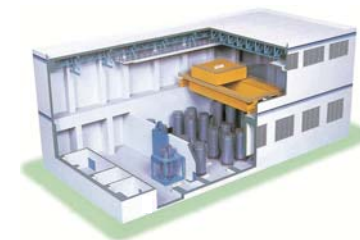
- 東海第二発電所は使用済燃料の貯蔵方法として以下の2つの手段を有している。

### 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。

【事故の推移】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失  
(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋  
への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な  
放射性物質の放出

【事故の教訓】

原子炉への代替注水機能や注水用水源が多様化されていなかった。

消防車等の重機を活用した原子炉冷却の手段が整備されていなかった。

原子炉の減圧に時間を要した。

注水用の水源容量が十分に確保されておらず、水源が枯渇した。

海水ポンプの機能喪失により最終の熱の逃がし場を失った。

それまで使用済燃料プールの代替冷却, 代替注水等の措置は考慮されてこなかった。

【対応方針】

原子炉の停止機能の強化 ①

高圧注水手段の強化 ③

低圧注水手段の強化 ⑤

減圧手段の強化 ④

注水に必要な水源の強化 ②

最終ヒートシンクによる除熱の強化 ⑥

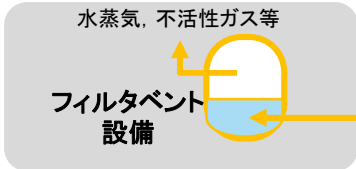
使用済燃料プールの冷却手段の強化 ⑦

●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プ	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)



原子建屋ガス処理系・  
耐圧強化ベント系へ

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



逃がし安全弁用  
可搬型蓄電池

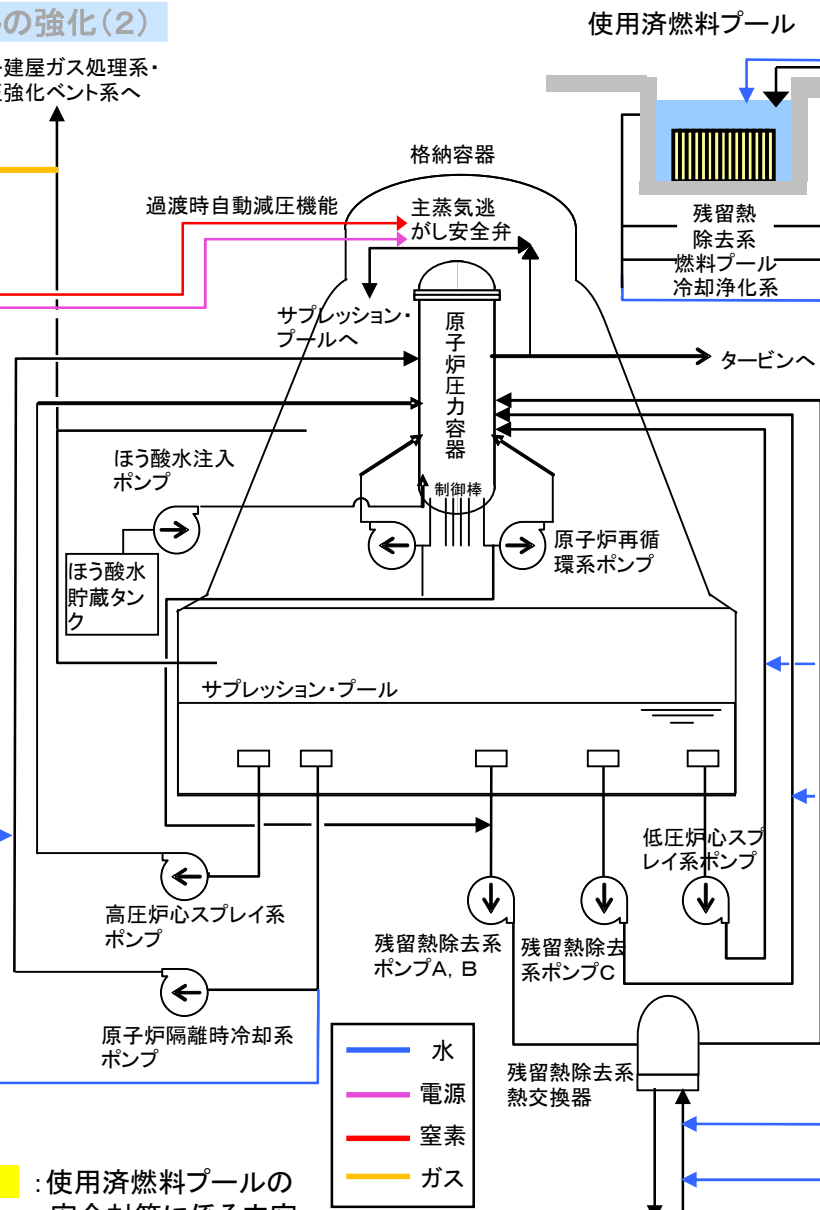
③ 高圧注水手段の強化

常設高圧代替  
注水ポンプ

緊急用125V系蓄電池  
常設代替直流電源設備

可搬型低圧電源車 可搬型整流器  
可搬型代替直流電源設備

：使用済燃料プールの  
安全対策に係る内容

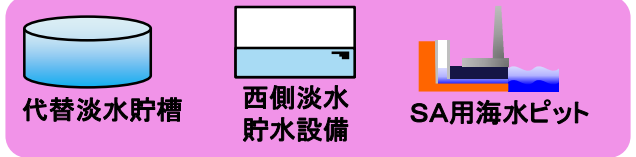


論点No.93-8

⑦ 使用済燃料プールの冷却手段の強化



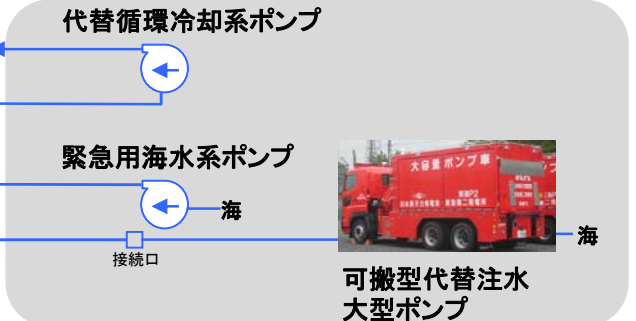
② 注水に必要な水源の強化



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)

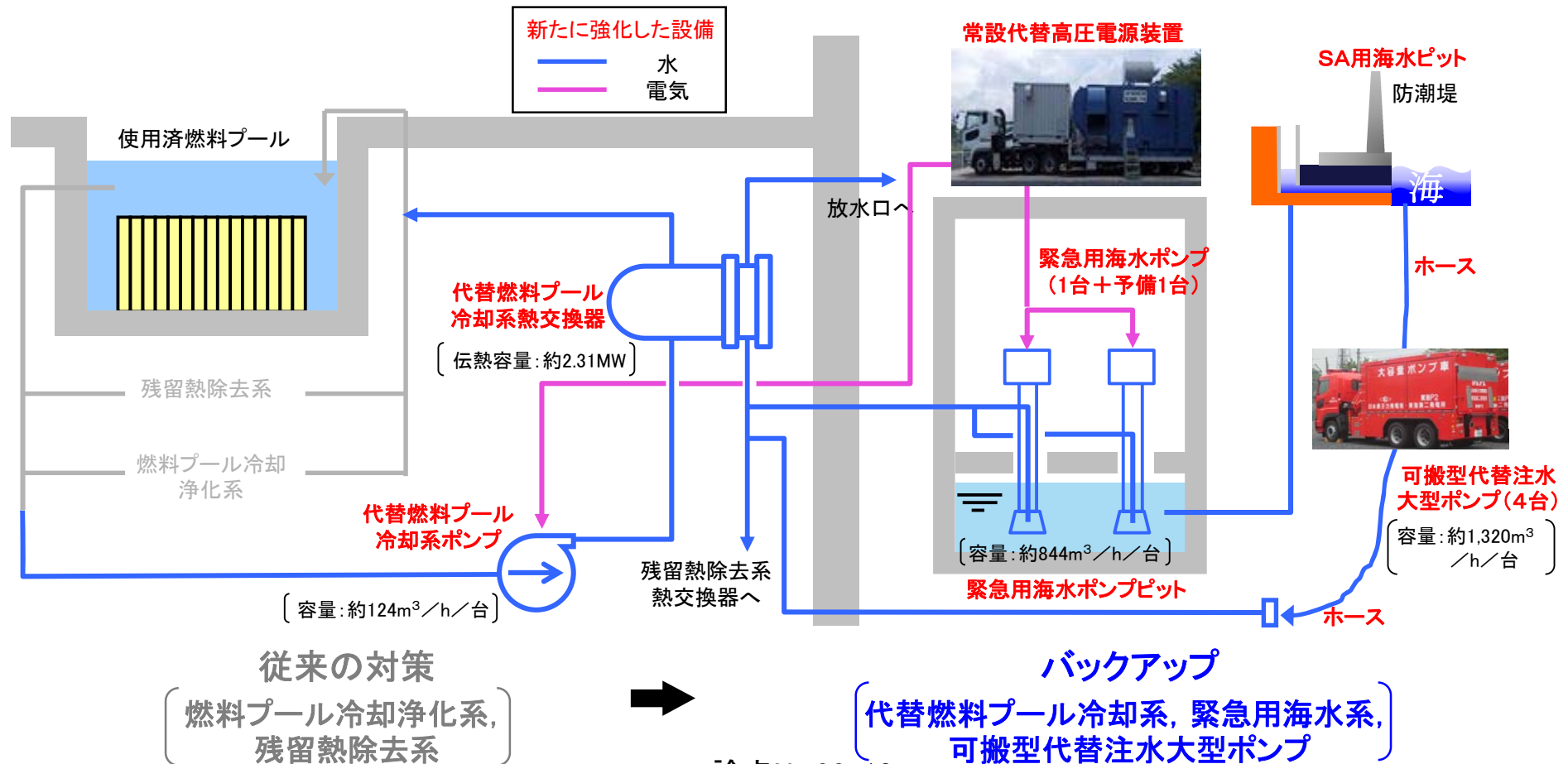






### 【代替燃料プール冷却系の設置】

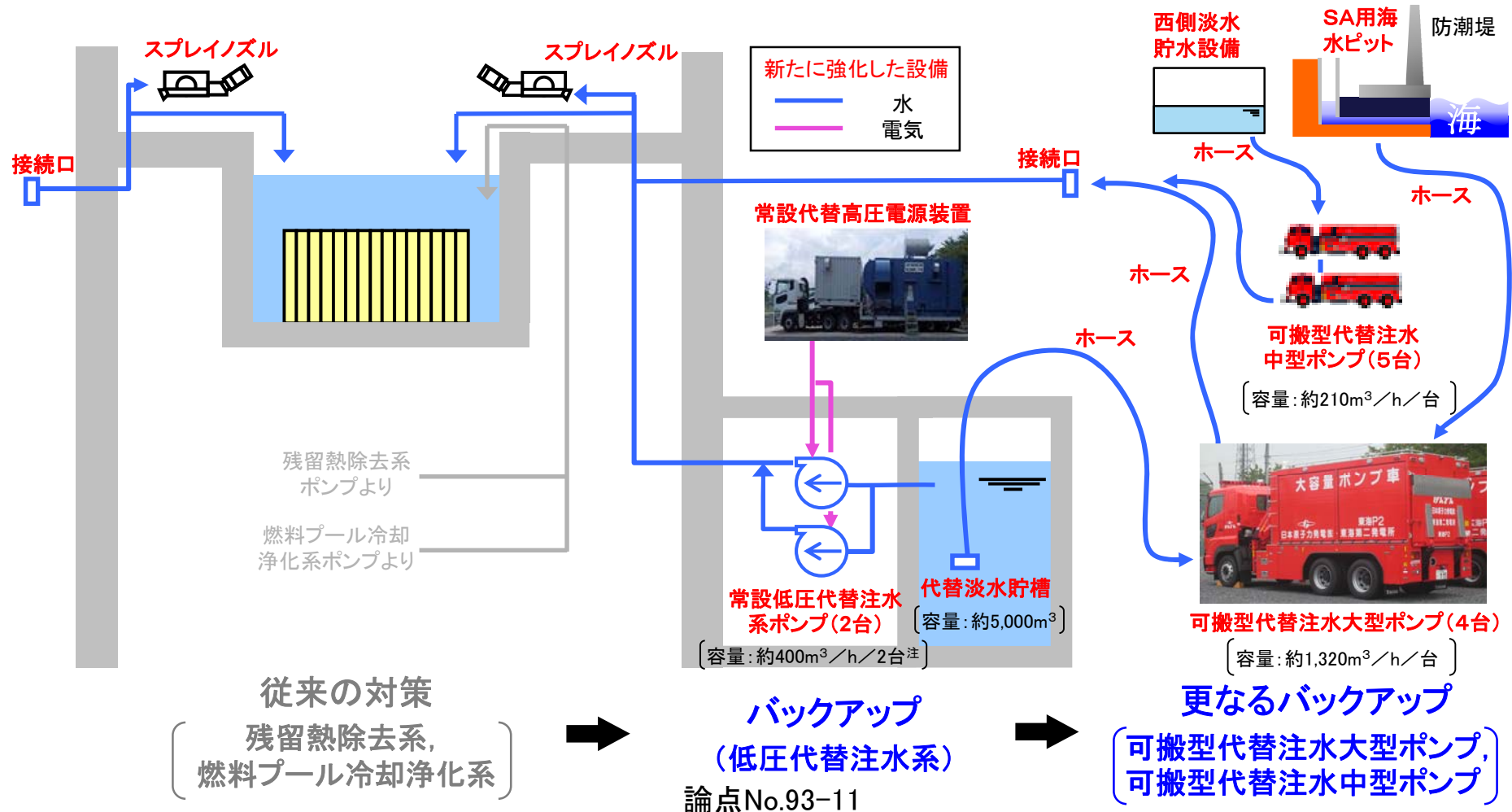
- 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、プール内の燃料体を冷却できなくなる場合に備えて、新たに**燃料プールを冷却するためのシステムを設置**
- 既設の**燃料プール冷却系及び残留熱除去系の両方の機能が喪失した場合でも、代替燃料プール冷却系により、使用済燃料プールの冷却が可能**
- 代替燃料プール冷却系は、可搬型代替注水大型ポンプからも海水の供給が可能



論点No.93-10

【低圧代替注水系(常設, 可搬)を設置】

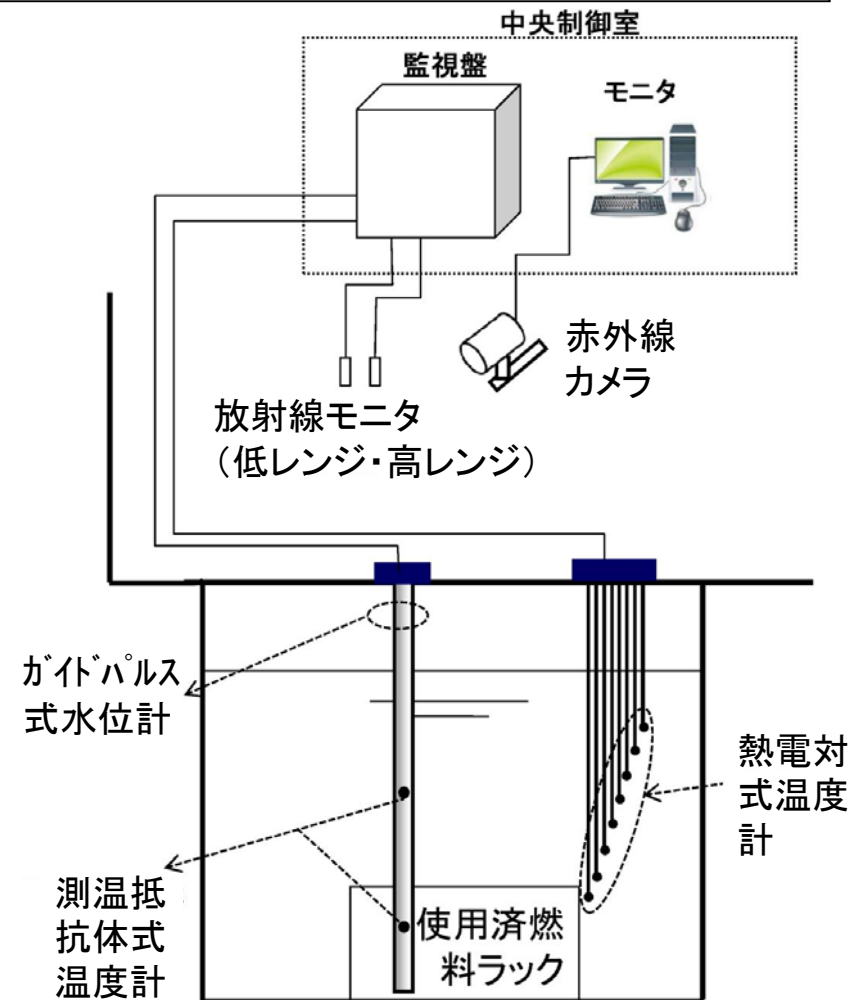
- 使用済燃料プールへの注水機能の喪失や, 使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因によりプール水位が低下した場合に備えて, 注水手段を増強
- 常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等を使用し, 代替淡水貯槽等の水を使用済燃料プールへ注水が可能



【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°C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°C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°C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10 <sup>5</sup> Sv/hまでを監視 ・耐環境性向上(~100°C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°C蒸気環境)

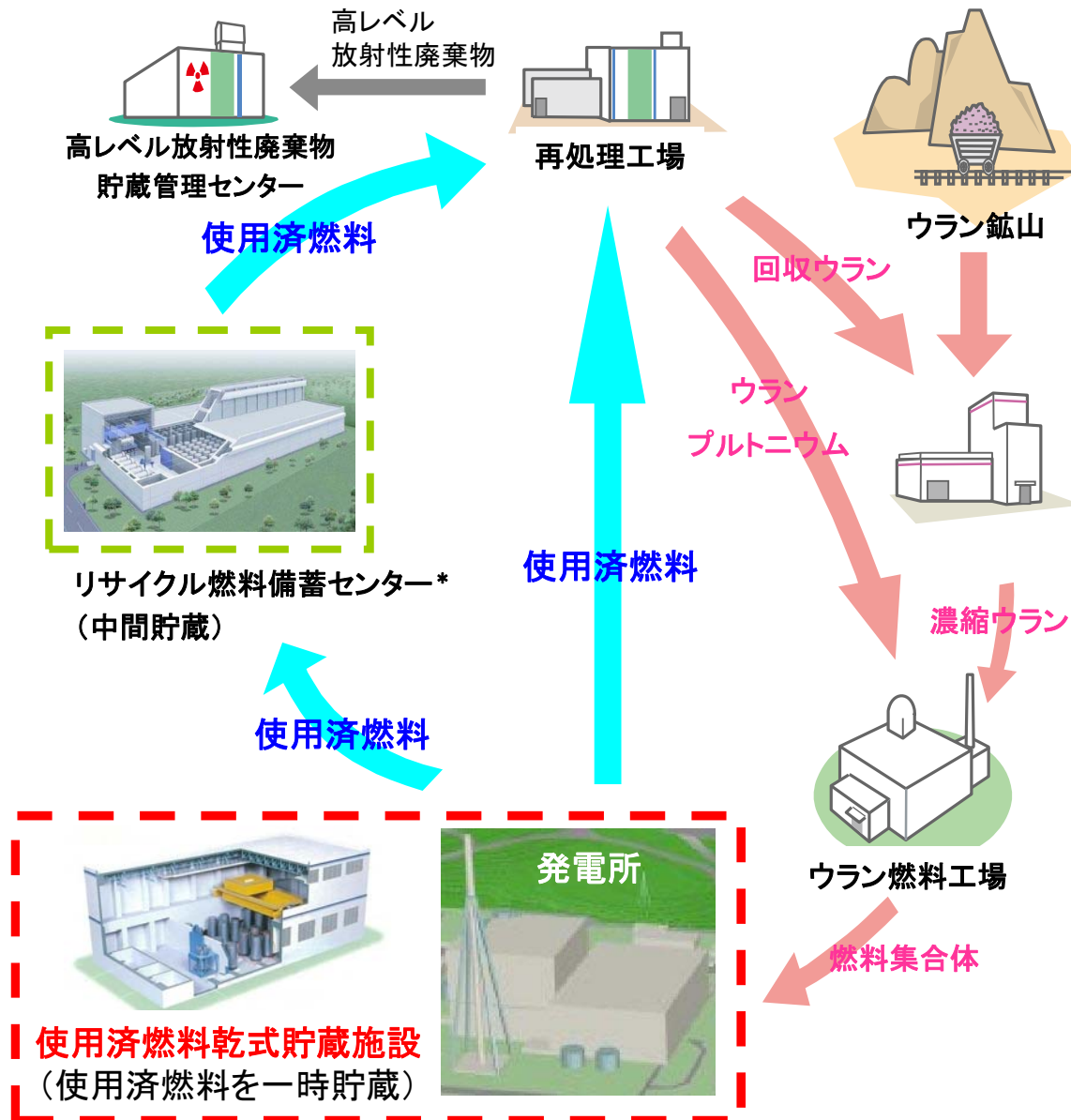


追加設備概要図

\* :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

＜別紙＞使用済燃料乾式貯蔵施設の概要（1／4）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



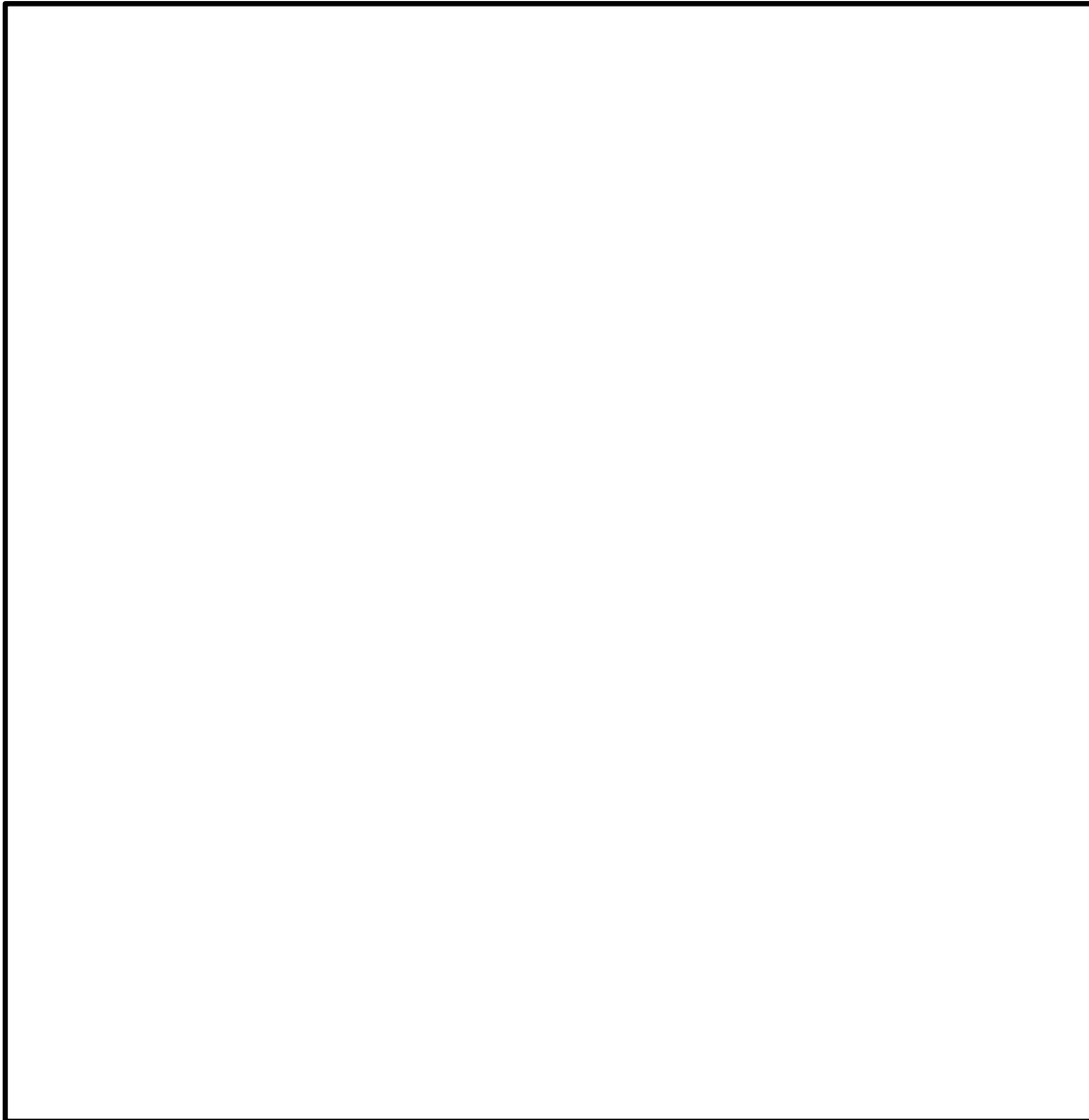
■国内においては、原子力発電所で使用した**使用済燃料**は一旦発電所内等で貯蔵・管理し、再処理工場**で再処理を行い、燃料として再利用する方針**で事業を進めている。（核燃料サイクル）

■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  
 論点No.93-13



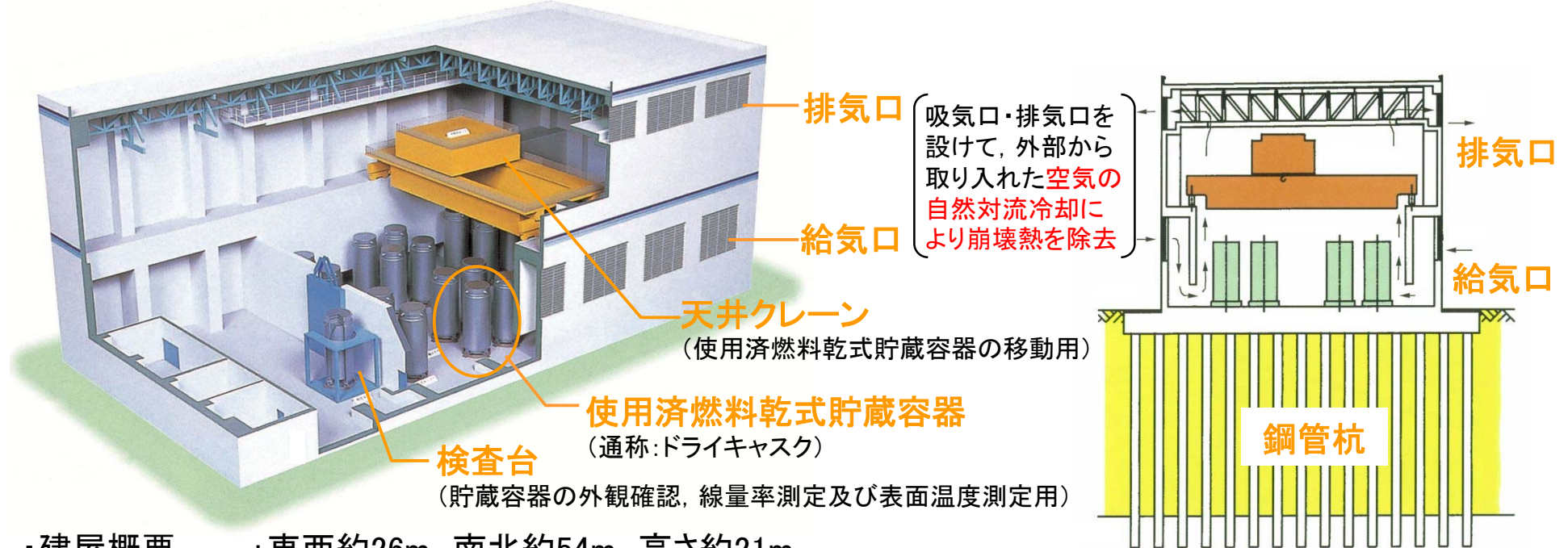
- 東海第二発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設である，使用済燃料乾式貯蔵建屋の配置を示す。
- **使用済燃料乾式貯蔵建屋は発電所敷地内に設置**しており，原子炉建屋内の使用済燃料プールに保管中の使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵建屋へ容易に移送できるよう設計している。
- **使用済燃料乾式貯蔵建屋の設置高さは標高+8m**であり，原子炉建屋の設置高さと同様である。
- なお，福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波対策として建設中の**防潮堤は使用済燃料乾式貯蔵建屋も囲むように設置**する計画としている。

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

\* 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**

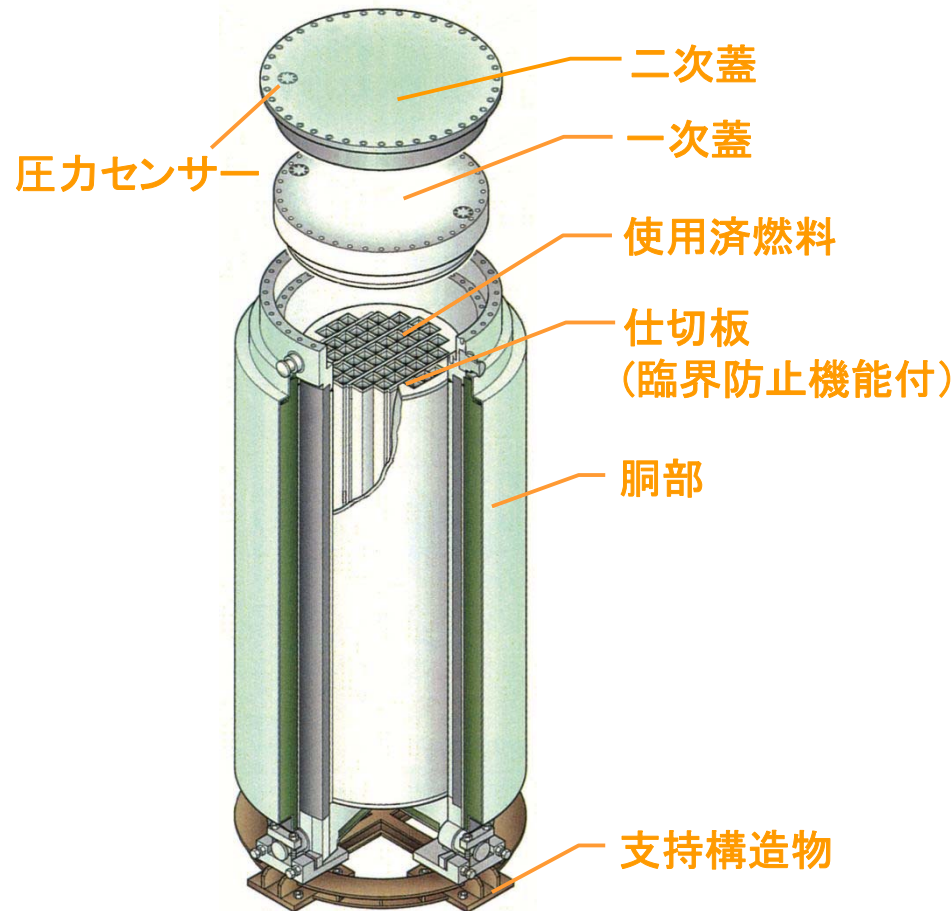
【建屋の断面図】

- ・ 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

< 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**

- 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の縦置きき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

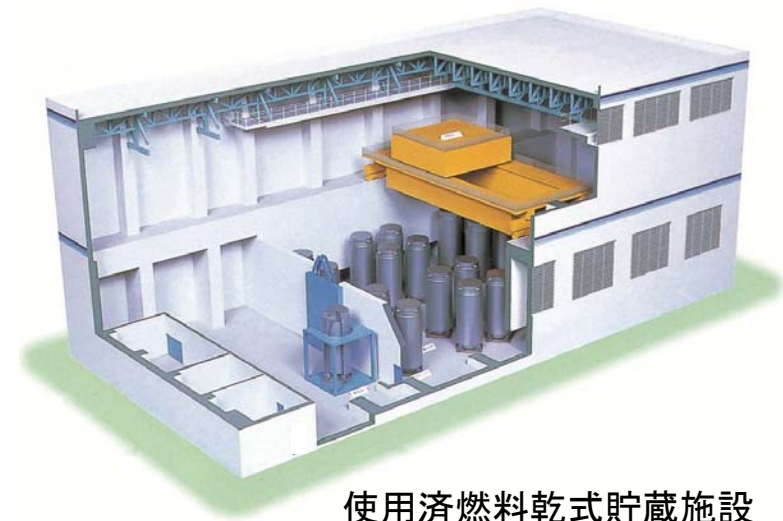
■総重量 : 約118トン(乾式貯蔵容器＋使用済燃料)

■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)



- 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 $S_s$	<ul style="list-style-type: none"> <li>・貯蔵建屋の機能を維持できることを確認</li> <li>・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</li> </ul>	○
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	○

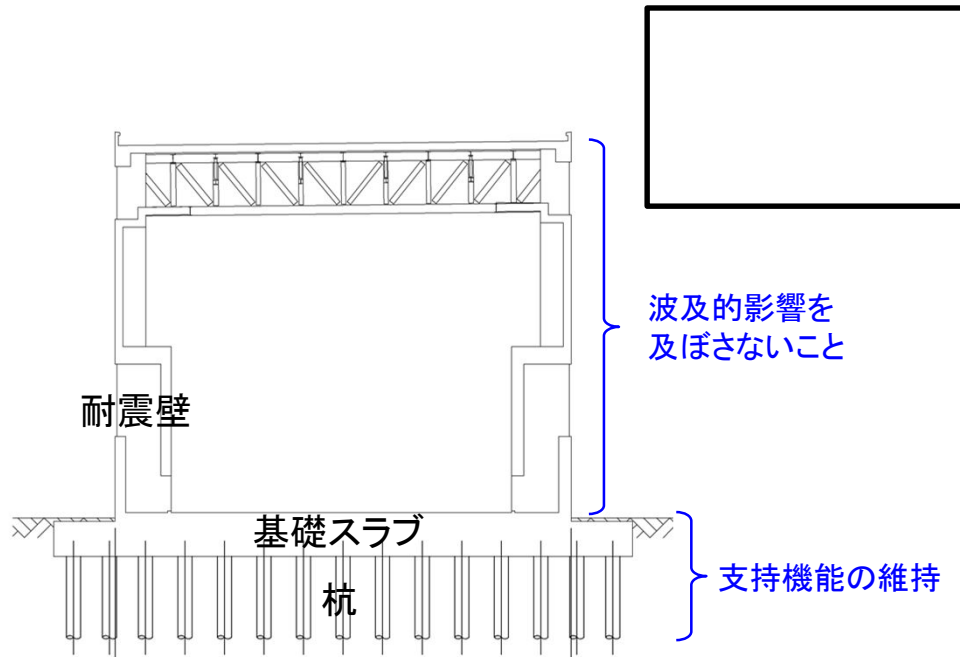
\* 貯蔵建屋: 使用済燃料乾式貯蔵建屋  
\* 貯蔵施設: 使用済燃料乾式貯蔵容器



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 $6.1 \times 10^{-8}$ 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)

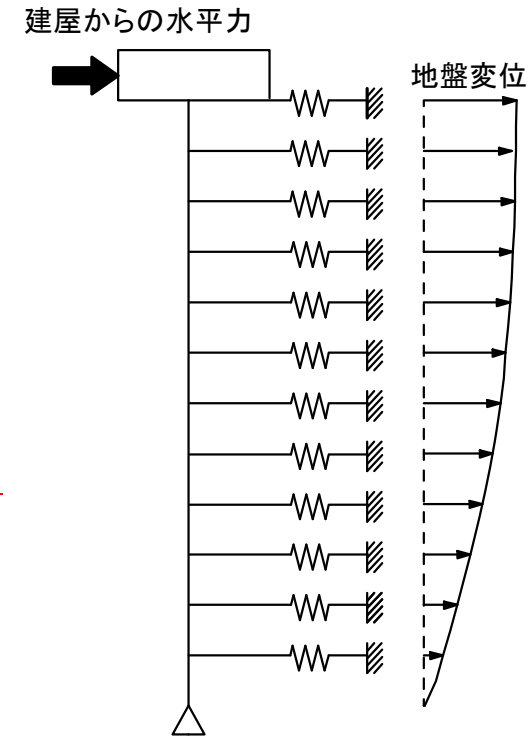
評価対象	評価項目	発生値	許容限界	検定比 (発生値/許容限界)	判定	耐震補強の 必要性
耐震壁	せん断ひずみ	$1.82 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-3}$	0.455	可	無
基礎スラブ	曲げモーメント	2160 (kN・m/m) *	3380 (kN・m/m) *	0.638 * <sup>1</sup>	可	無
杭	曲げモーメント	2200 (kN・m/本)	2210 (kN・m/本)	0.996 * <sup>2</sup>	可	無

\* 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

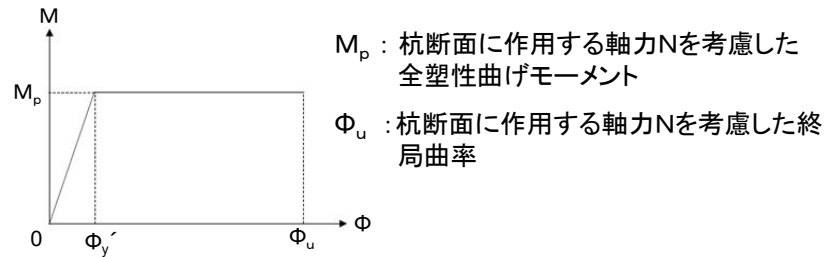
\* 2 : 検定比が1に近い結果となっているが、基準地震動 $S_s$ の評価には保守性があり、また耐震評価上の許容限界は終局限界状態に対して余裕をもって設定しており、評価は保守性を有している。(次頁参照)

○ 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。



杭の解析モデル図



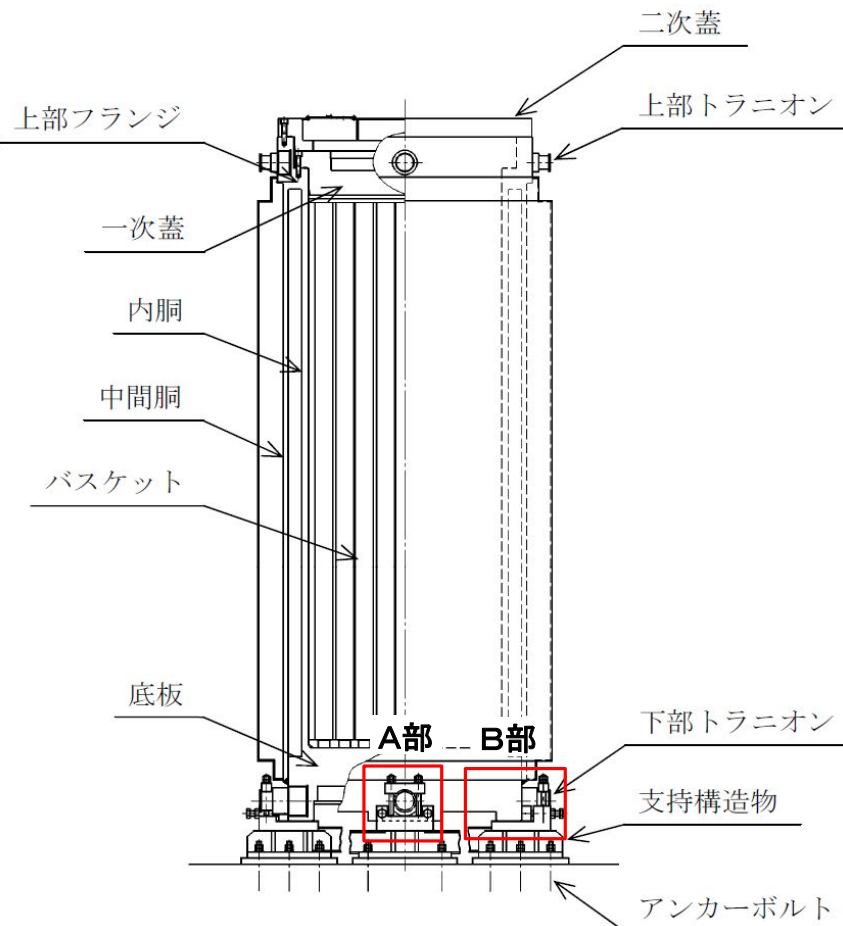
杭の曲げモーメント-曲率(M-Φ)関係

杭の評価結果

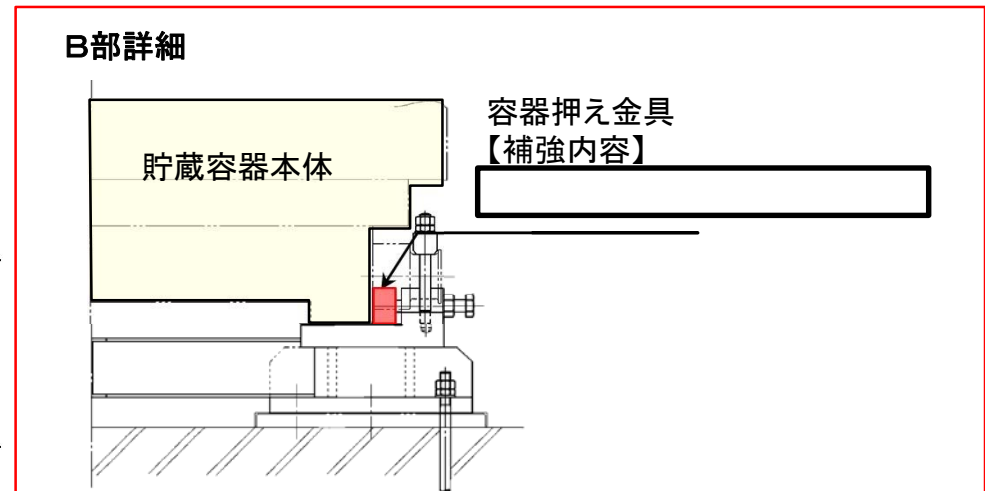
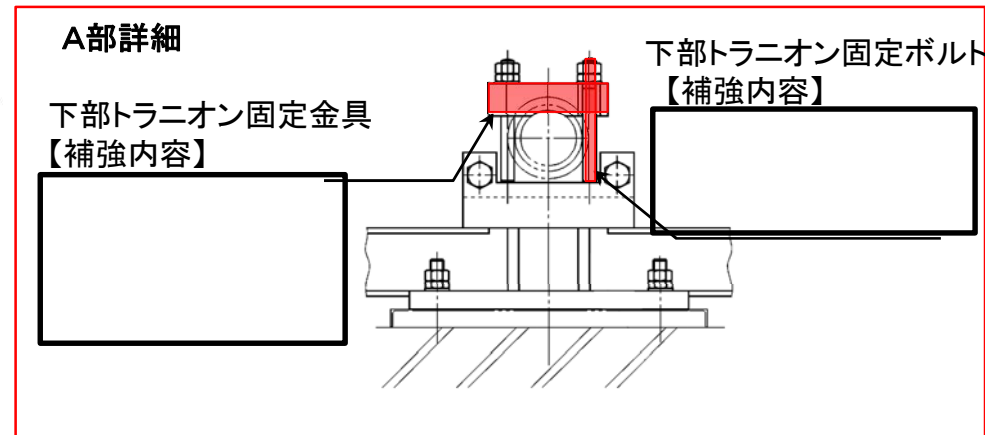
評価項目	発生値	許容値	検定比	判定
鉛直支持力	1340 (kN/本)	2740 (kN/本)	0.490	可
引抜き力	404 (kN/本)	840 (kN/本)	0.481	可
曲げモーメント	2200 (kN・m/本)	2210 (kN・m/本)	0.996	可
せん断力	571 (kN/本)	2350 (kN/本)	0.243	可

- 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



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  $S_s$ 地震力が作用する場合) (単位:MPa)

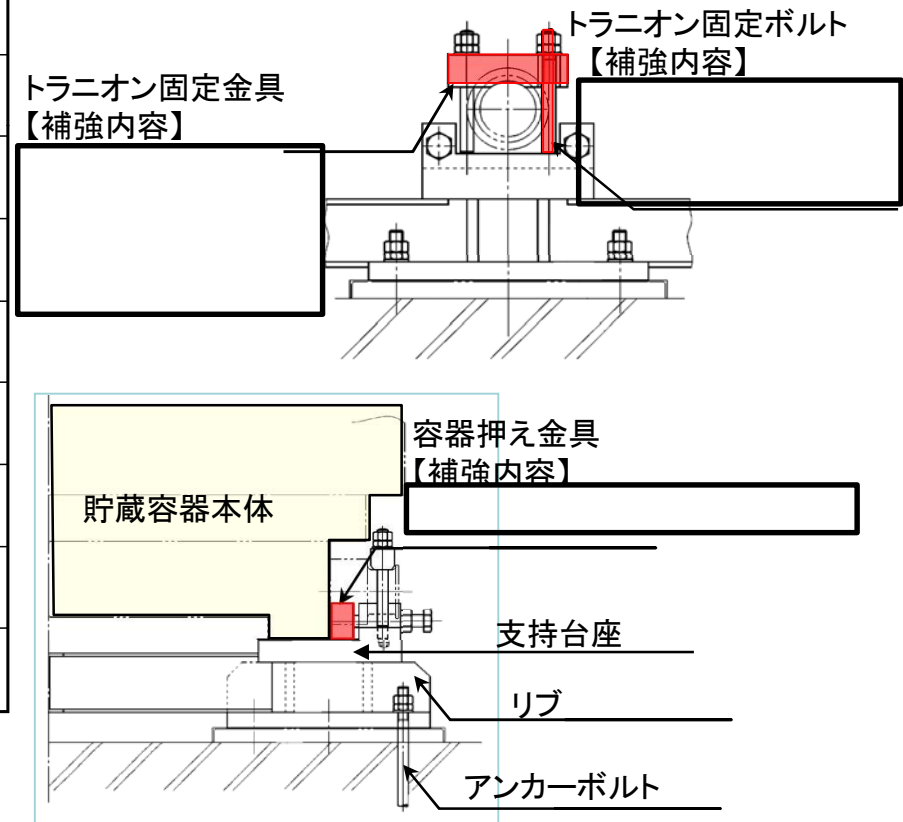
部 位	応力の種類		計算値	評価点 (面)	許容応力
トラニオン 固定金具	一次応力	曲げ応力	477	③	637
	一次+二次応力*1	曲げ応力	477	③	1275
リ ブ	一次応力	引張応力	23	①	307
		圧縮応力	80	①	307
	一次+二次応力*1	引張・圧縮 応力	103	①	543
容器押え金具	一次応力	圧縮応力	380	④	543
	一次+二次応力*1	引張・圧縮 応力	380	④	1275
支持台座	一次応力	支圧応力	36	②	361
	一次+二次応力*1	支圧応力	36	②	361
トラニオン 固定ボルト	—	引張応力	375	⑤	478
アンカーボルト	—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

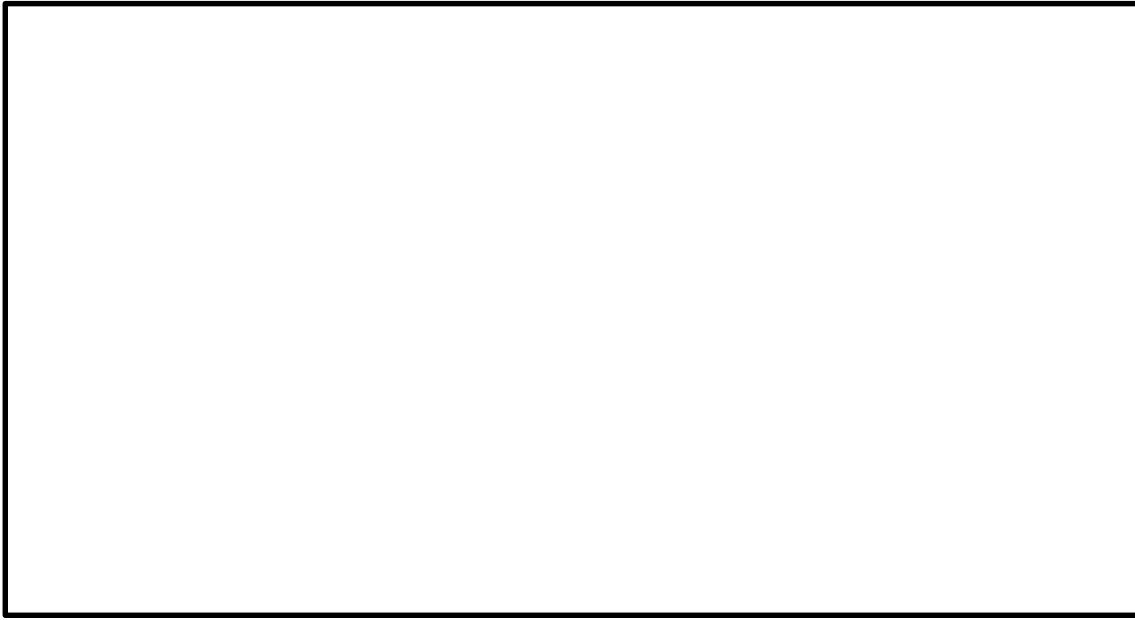
■使用済燃料乾式貯蔵容器の**支持構造物の耐震補強後の耐震評価結果**を示す。

■**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。**





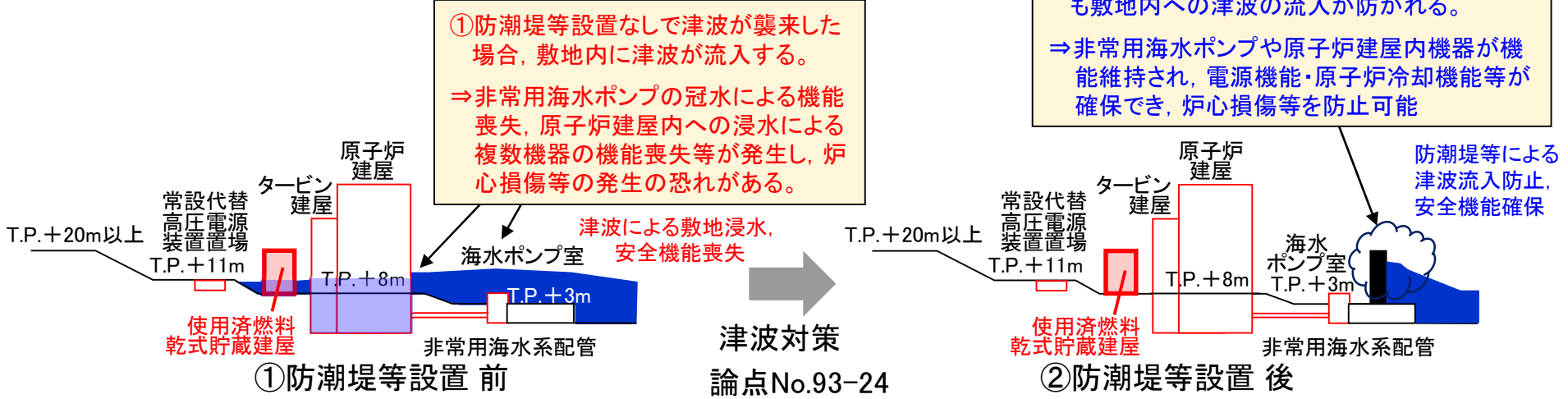
■防潮堤（高さT.P.+20m又は+18m）で使用済燃料乾式貯蔵建屋を含め発電所を囲うことで、**基準津波（防潮堤位置最高水位：T.P.+17.1m）は使用済燃料乾式貯蔵建屋及び使用済燃料乾式貯蔵容器に到達、流入しない。**



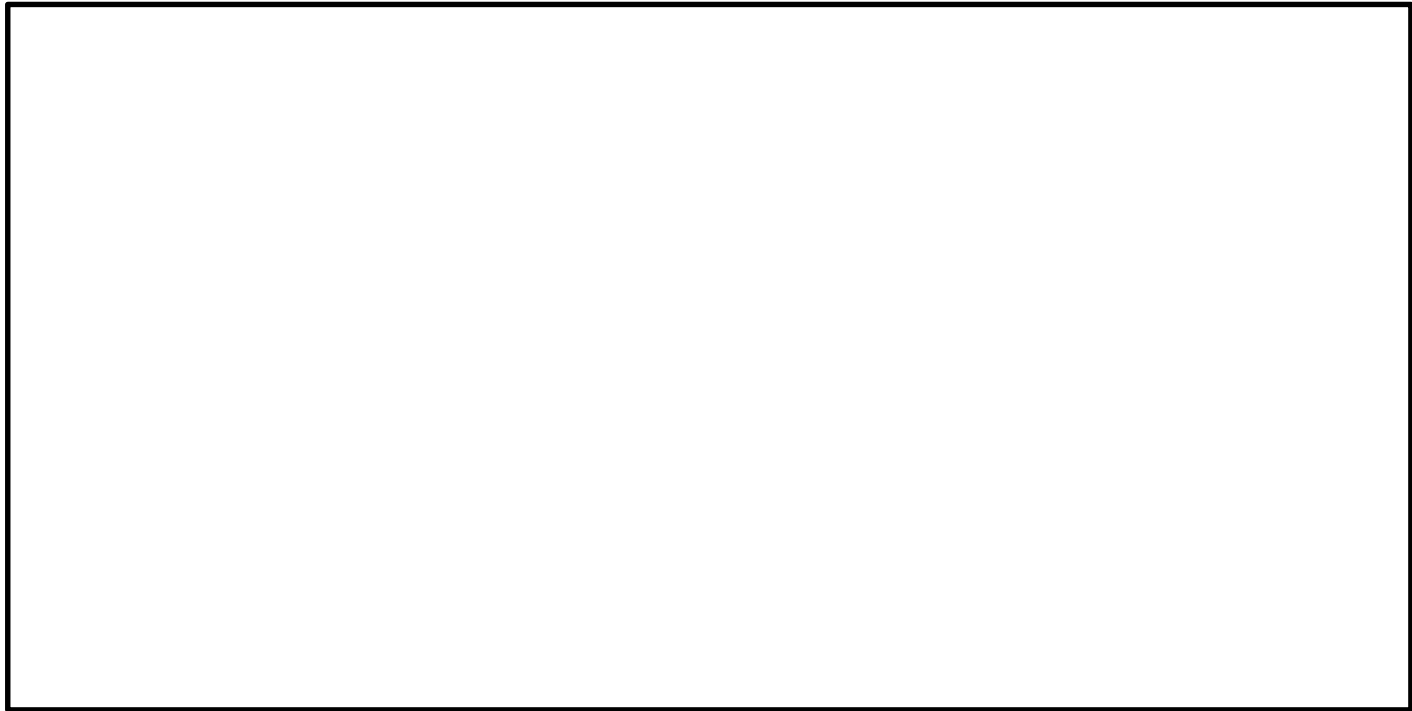
津波防護対象施設※1	設置標高
①原子炉建屋	T.P.+8m
②タービン建屋	
③排気筒	
④使用済燃料乾式貯蔵建屋	T.P.+8m (地下部)
⑤常設代替高圧電源装置用カルバート (トンネル部、立坑及びカルバート含)	
⑥常設代替高圧電源装置置場 (軽油貯蔵タンク、燃料移送ポンプ、 東側DB立坑含)	T.P.+11m
⑦海水ポンプ室	T.P.+3m
⑧非常用海水系配管	T.P.+3m～ T.P.+8m

※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

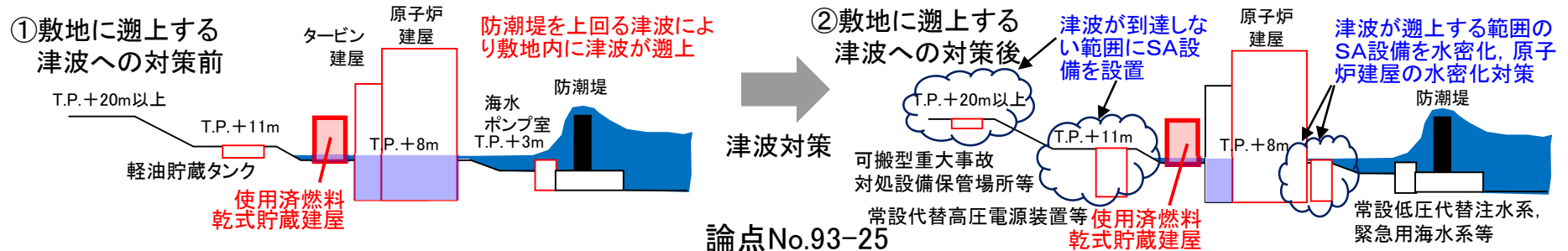
□ : 敷地に遡上する津波に対する防護対象施設

□ : 地下部からの津波の流入経路

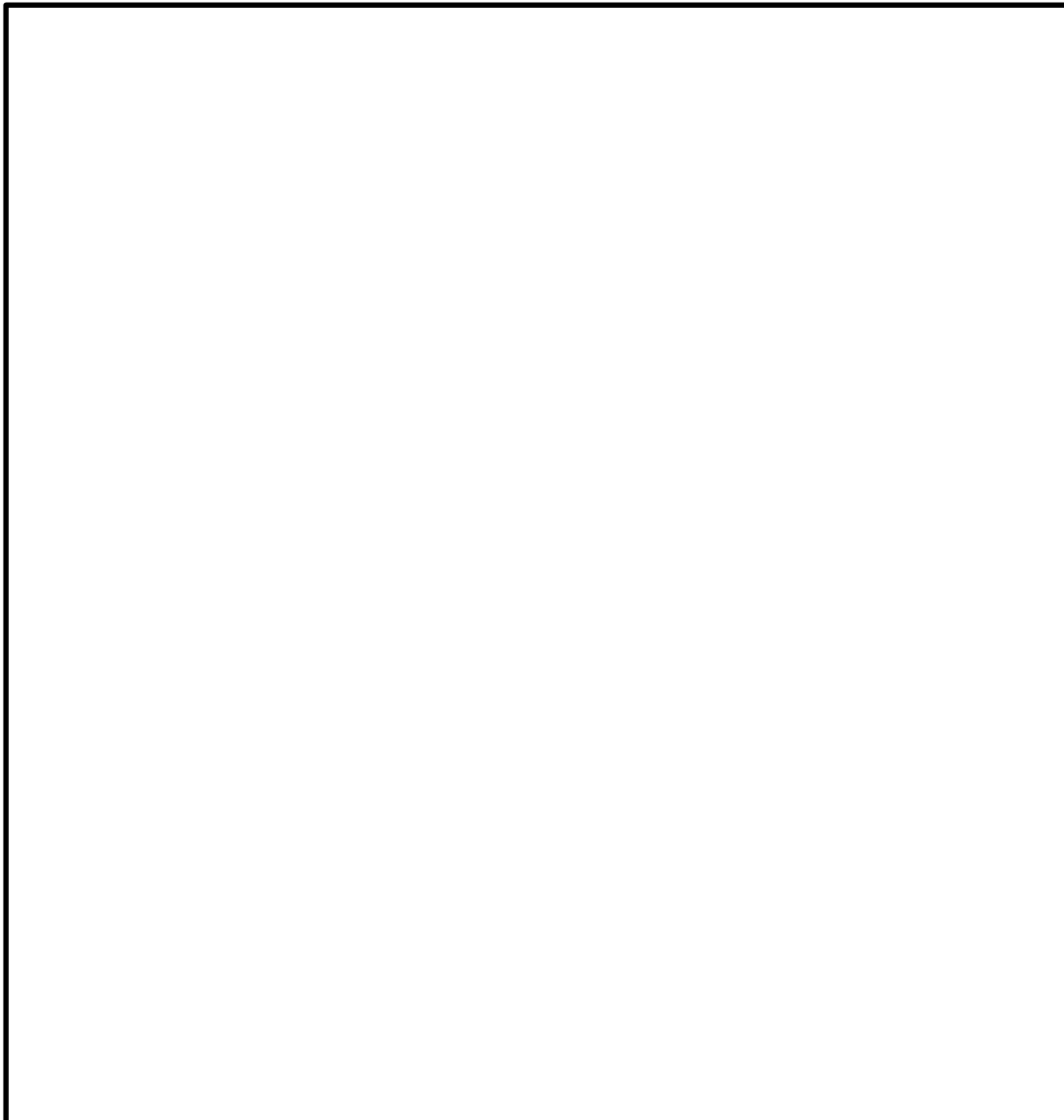
東海第二発電所 敷地に遡上する津波に対する防護対象施設と津波流入箇所

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。

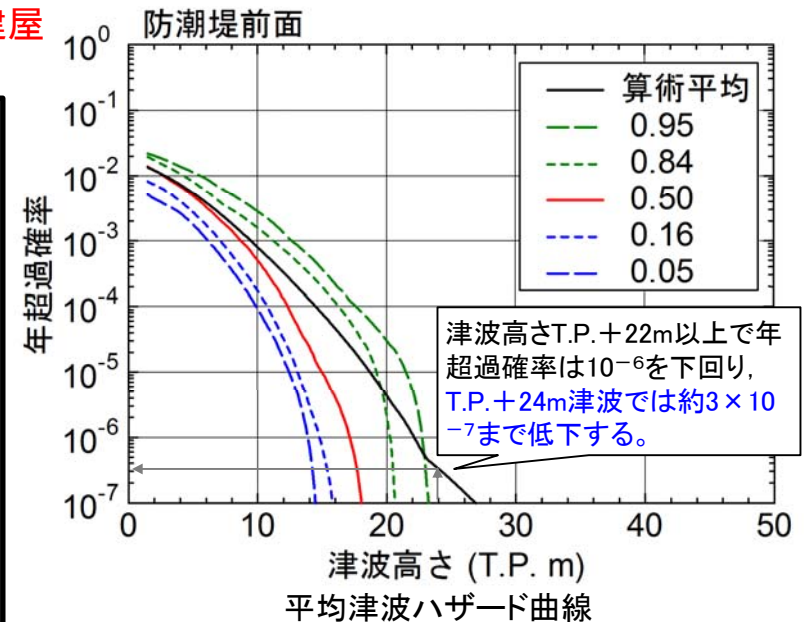


■敷地に遡上する津波の遡上解析結果より、使用済燃料乾式貯蔵建屋付近は概ね2m～4m程度の浸水が想定される。



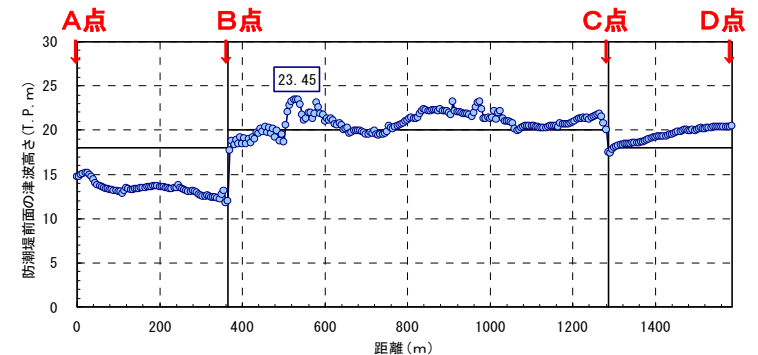
敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布

論点No.93-26



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
	1階面	6			2.2
長壁	2階面	4			32.7
	1階面	4			3.2

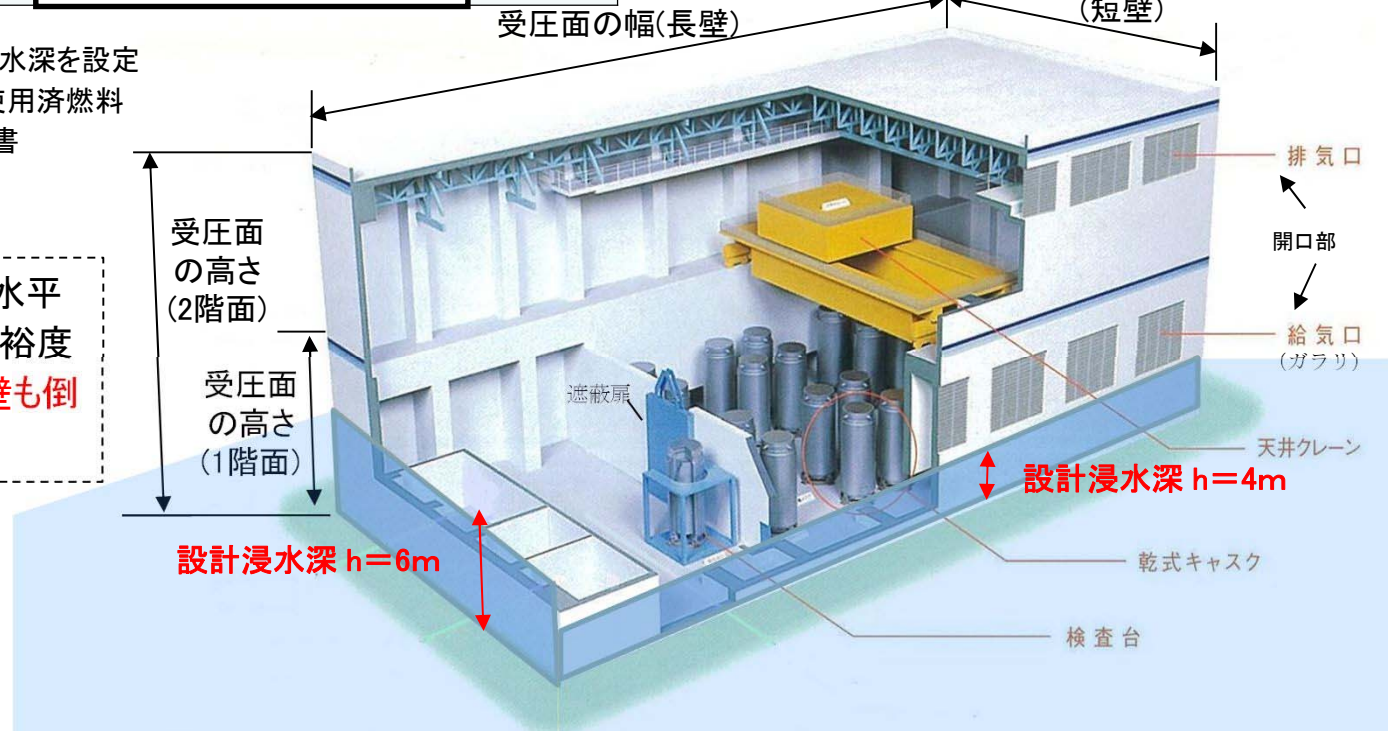
津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重は、それぞれ「津波避難ビル等の構造上の要件の解説(平成24年2月,国土交通省国土技術政策総合研究所他)」(以下「国交省解説」という。)及び「道路橋示方書・同解説(平成14年3月,日本道路協会)」に基づき評価

受圧面の幅  
(短壁)

受圧面の幅(長壁)

- \*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.93-27

- 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
		(tU)	(tU)	(tU)	(tU)	(tU)	(tU)	(%)
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  
願います。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】

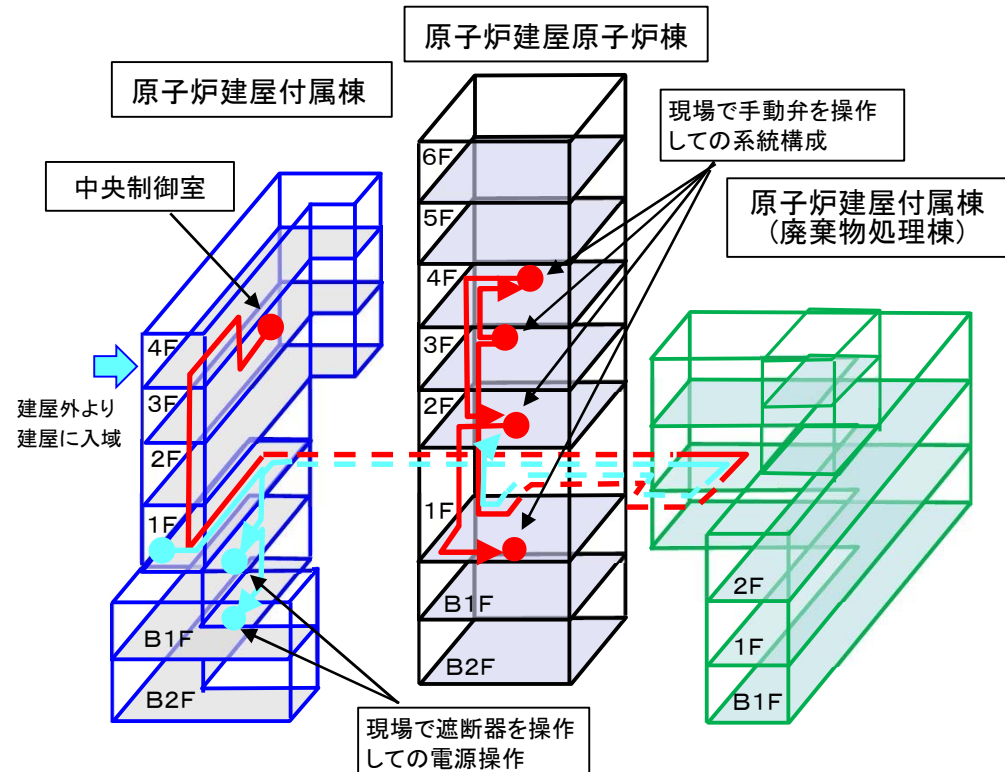
- 重大事故等時において、手動操作を行う必要がある現場活動場所までの屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他自然現象又は人為事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設定している。また、屋内アクセスルートは、重大事故等時の有効性評価における重要事故シーケンスの想定時間内に必要な措置を完了させることができる。
- 地震、津波及びその他自然現象又は人為事象のうち、最も影響を及ぼす可能性のある地震に対して、地震起因による火災、溢水、全交流動力電源の喪失を考慮し、アクセスに与える影響がないことを確認している。
- 重大事故等時における対応操作は、現場での動線が錯綜することのないよ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

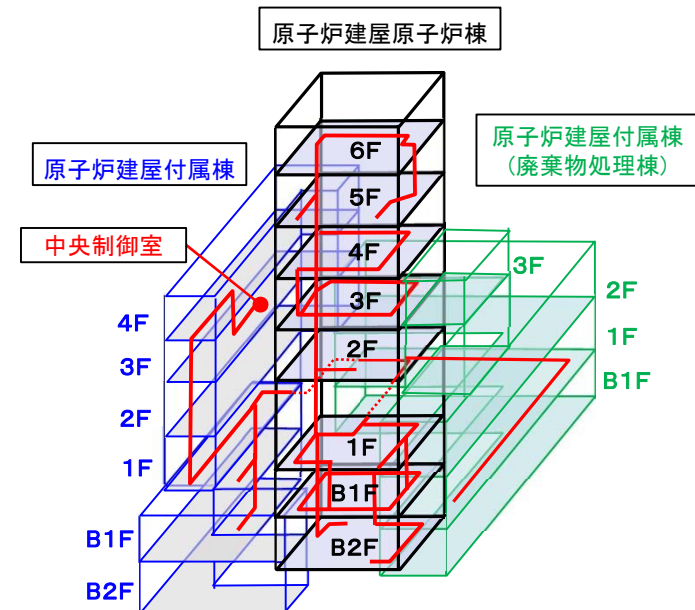
- 屋内アクセスルートは、想定される影響を評価し、現場操作場所までのアクセスが可能であることを確認している。
  - 屋内アクセスルートについては、重大事故等時に必要となる屋内での現場操作場所までのアクセス性について、地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を評価し、アクセス可能であることを確認
  - 外部起因事象として想定される津波のうち基準津波については、防潮堤が設置されているため、屋内アクセスルートは影響を受けない。
  - 敷地遡上津波については、屋内アクセスルートが設定されている原子炉建屋が水密化され、影響を受けない。
  - 地震津波以外の自然現象については、屋内アクセスルートの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
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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</li> <li>● 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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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</li> </ul>

- 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

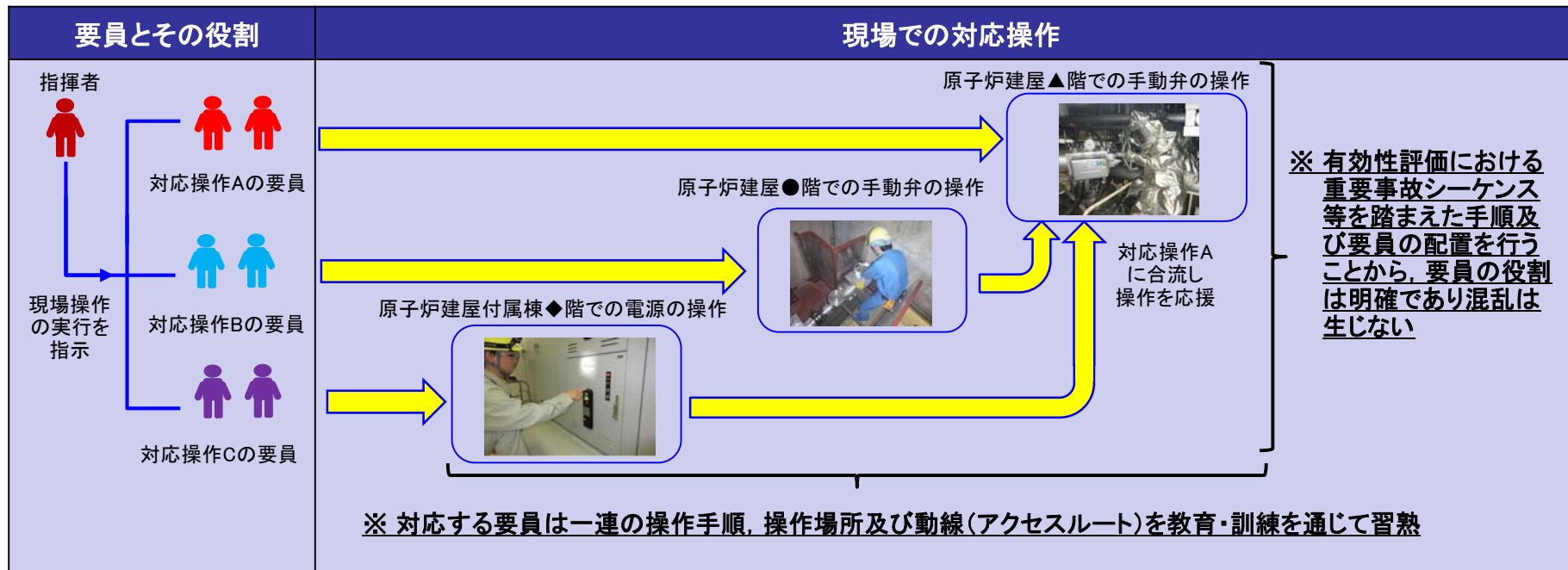
### 技術的能力における対応手段で期待する主な屋内現場操作

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	原子炉建屋付属棟



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

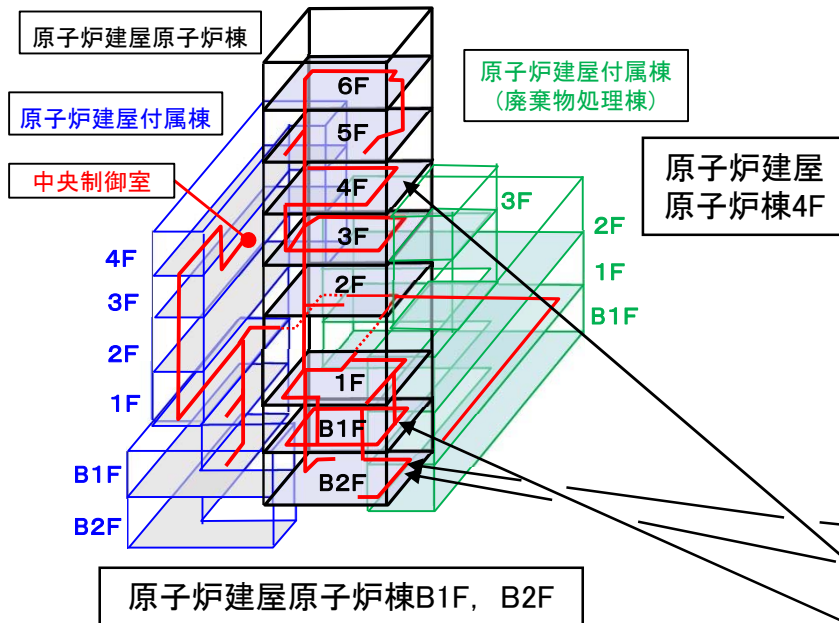
# <別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(1/2)



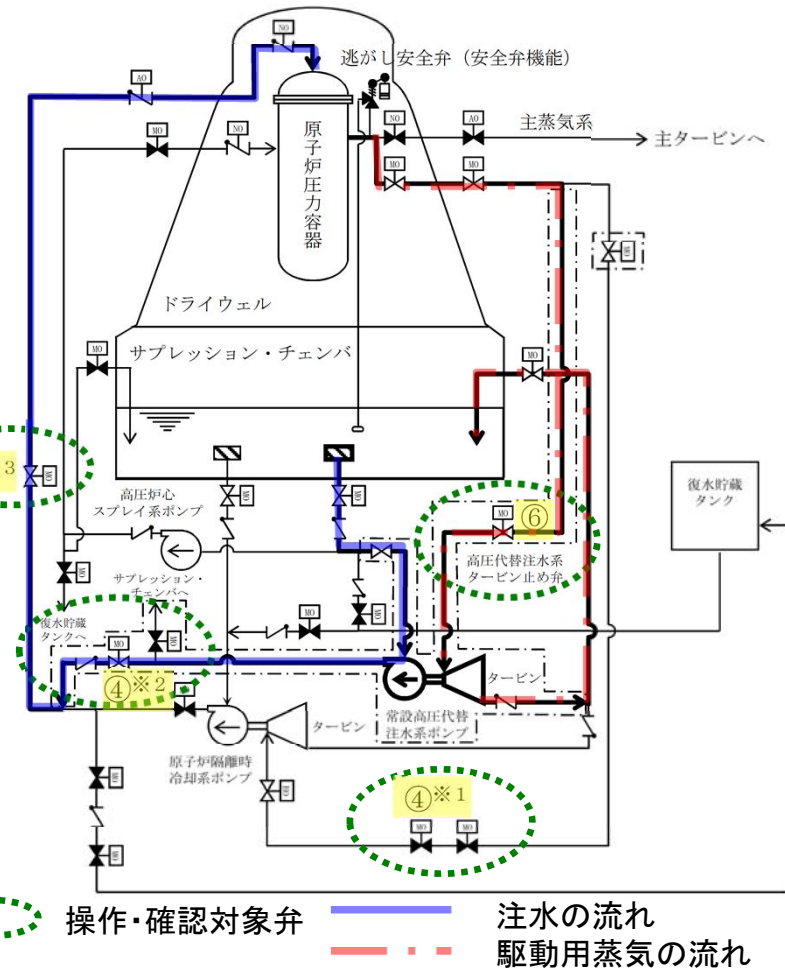
○給水・復水系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

○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

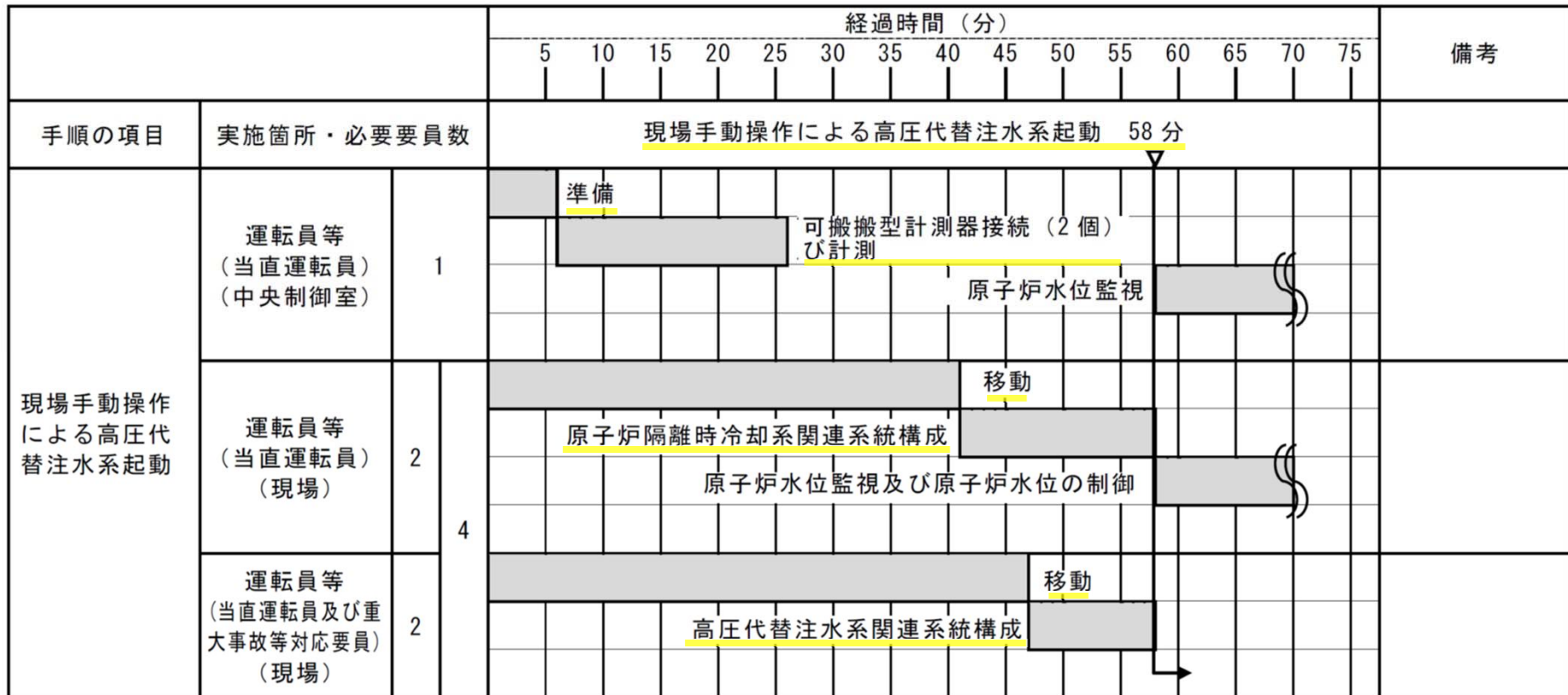
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。①～③, ⑤は操作指示とプラント状態確認等  
○※1～: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を要する対象弁がある場合、その実施順を示す。



# ＜別紙1＞ 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(2/2)



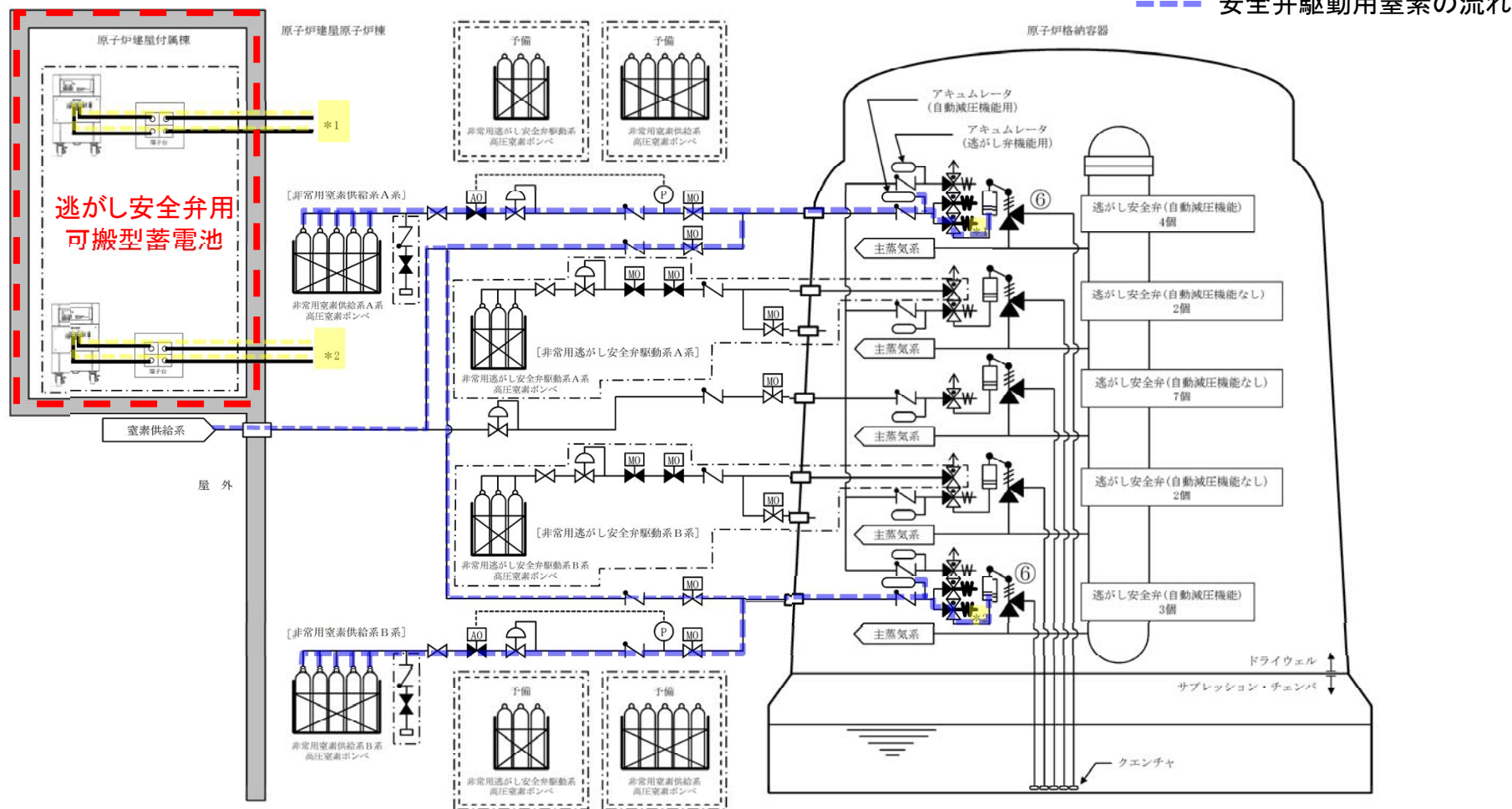
○中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名, 現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)4名にて作業を実施した場合, **作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで約1時間(58分以内)で可能である。**



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

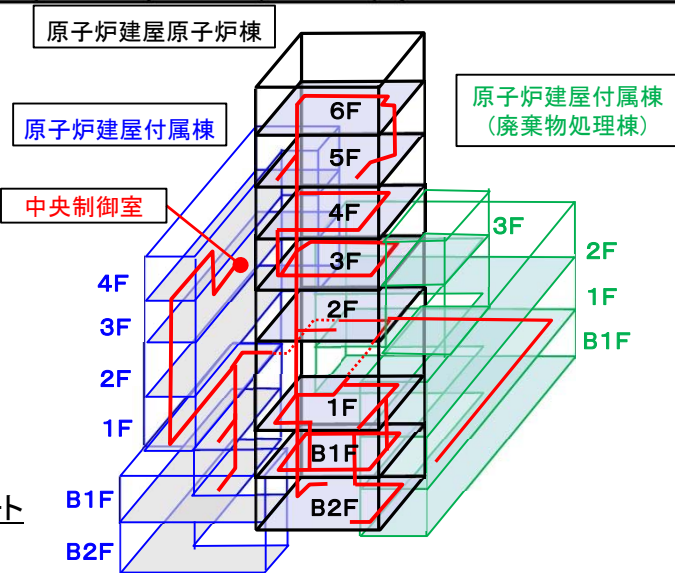
○逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復の操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放まで55分以内で可能である。

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
		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										
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	
		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)

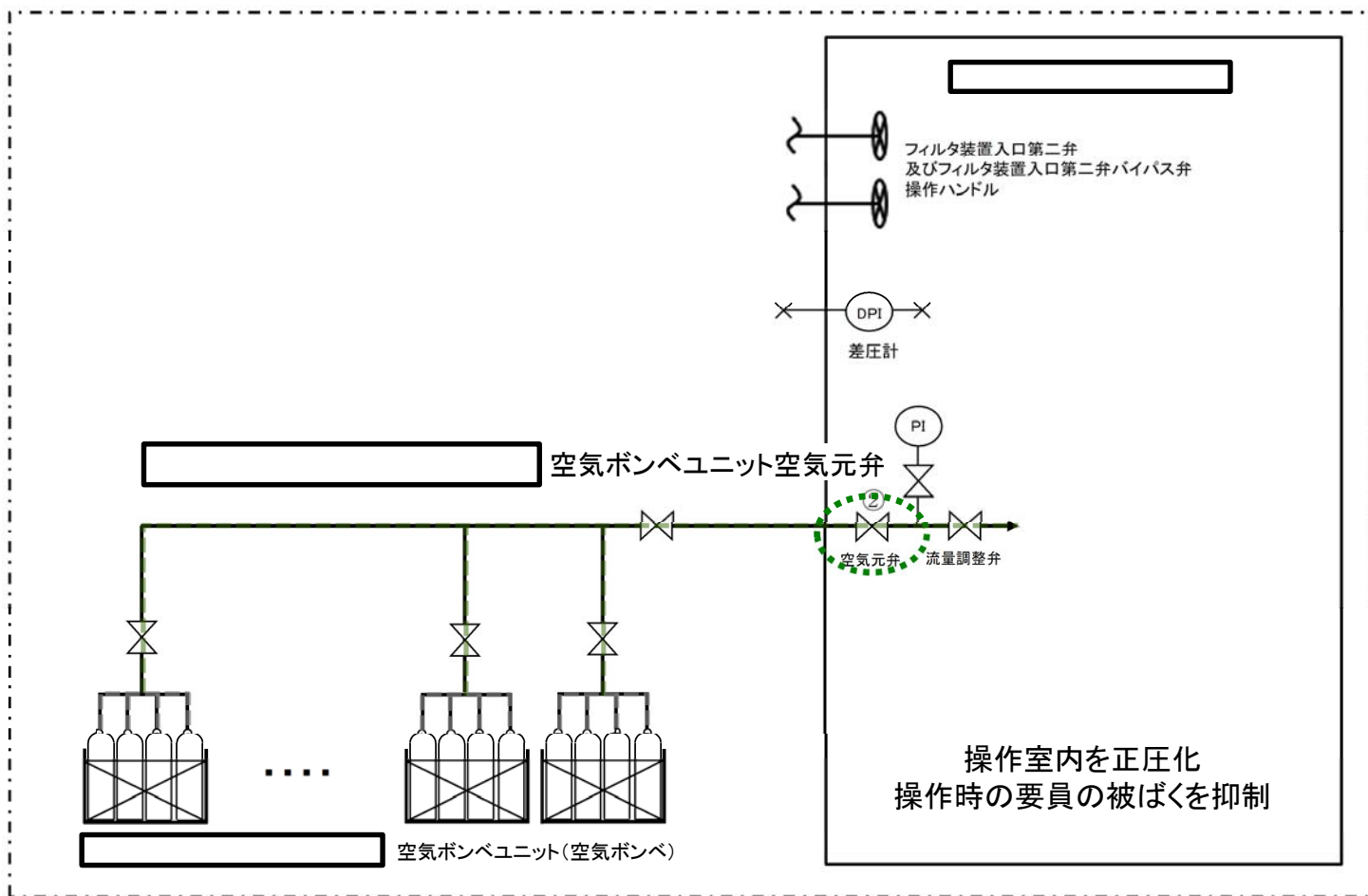
運転員及び災害対策要員が現場操作場所に向かう屋内アクセスルート  
論点No.98-9





○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。

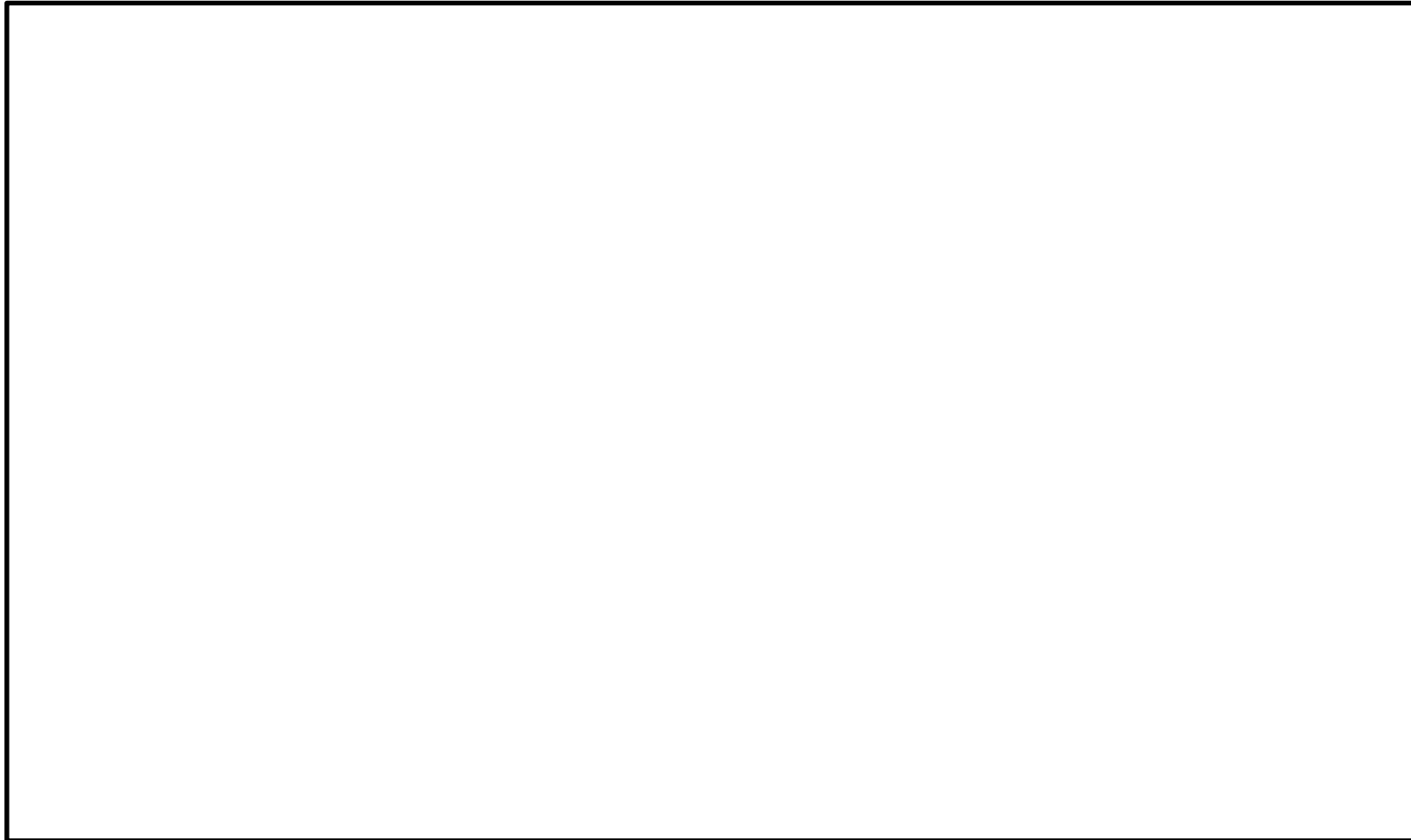
○ (緑点線) 操作・確認対象弁  
 ○ (緑点線) 正圧化用空気の流れ



[ ] の正圧化 概要図

### 【現場操作による格納容器ベント】

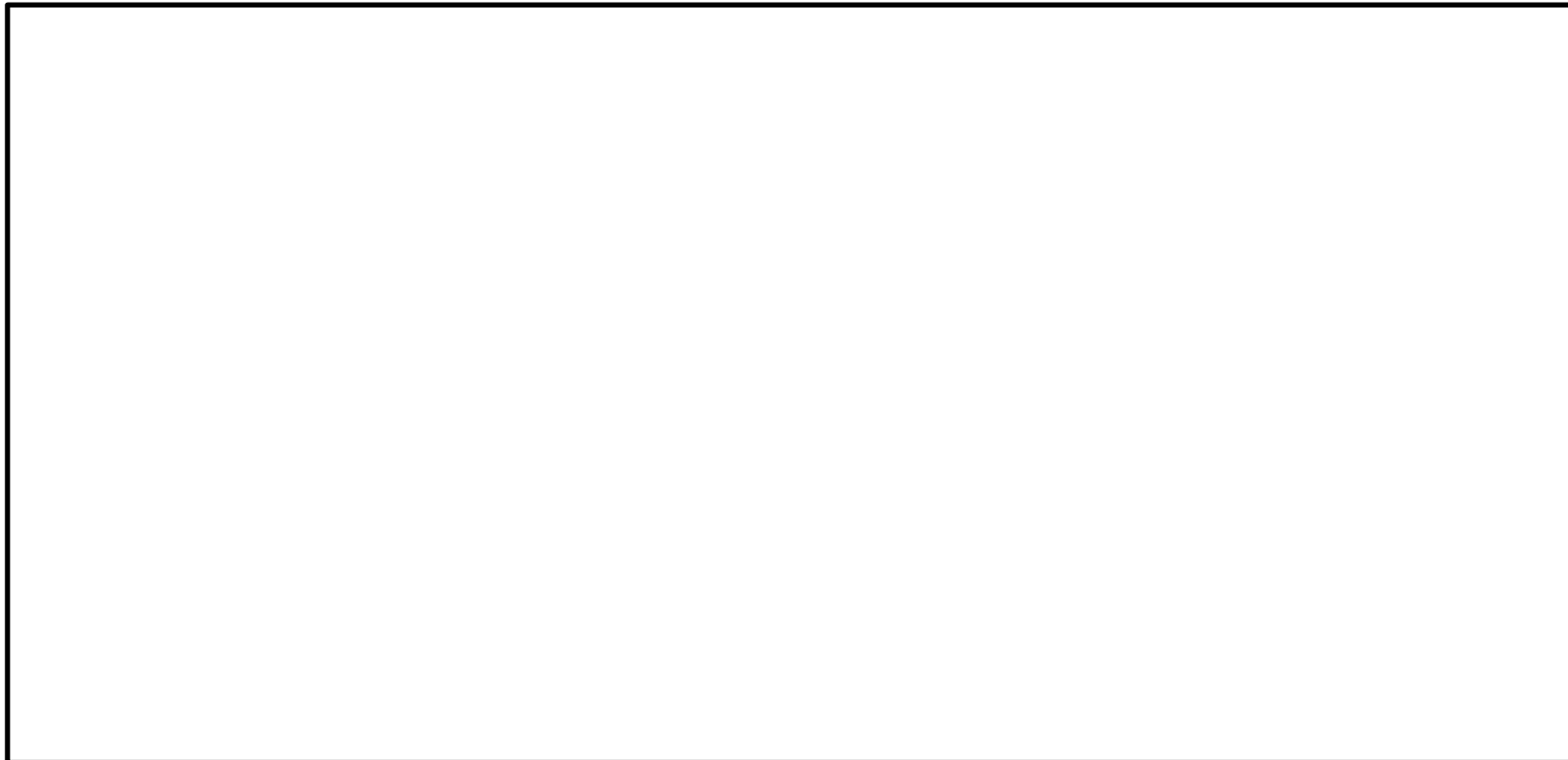
- サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.0mに到達した場合、格納容器ベントの手順着手を判断する。フィルタ装置入口第一弁操作を現場にて実施した場合、130分以内で可能である。また、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、フィルタ装置入口第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。(総要員数:運転員等3名, 重大事故等対応要員3名, 総所要時間:160分以内)



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

【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 [ ]  
空気ポンベ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 [ ]  
[ ] 空気ポンベユニットによる [ ] 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の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：

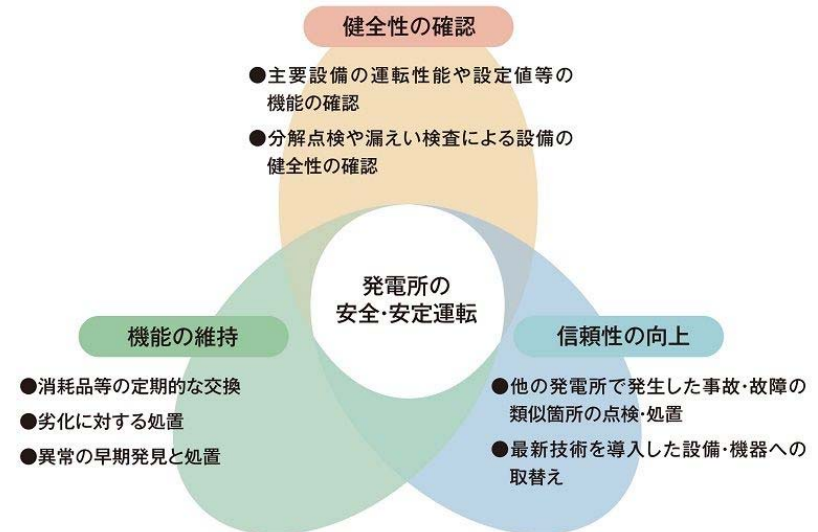
- ・主要な設備が正常に機能することを確認する。
- ・分解点検や漏洩検査によって、設備の機能が維持されていることを点検する。

## ・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。

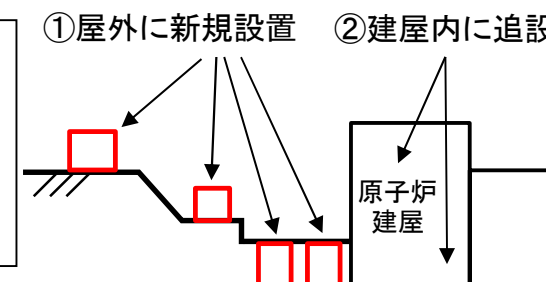
・独立性及び位置的分散の確保	: 対応する設計基準事故対処設備(既存設備)との独立性を確保
・環境条件及び荷重条件	: 地震や津波，その他の外部事象時や，重大事故等発生時の温度，放射線，荷重等の使用条件下でも機能を発揮
・操作性	: 重大事故等が発生した場合に確実に操作可能
・試験検査	: 運転中又は停止中に試験又は検査が可能
・切替えの容易性	: 本来の用途以外の用途で重大事故に対処する設備は，通常時に使用する系統から速やかに切り替えが可能
・悪影響の防止	: 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないもの
・容量	: 重大事故等の収束に必要な容量を有する

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。

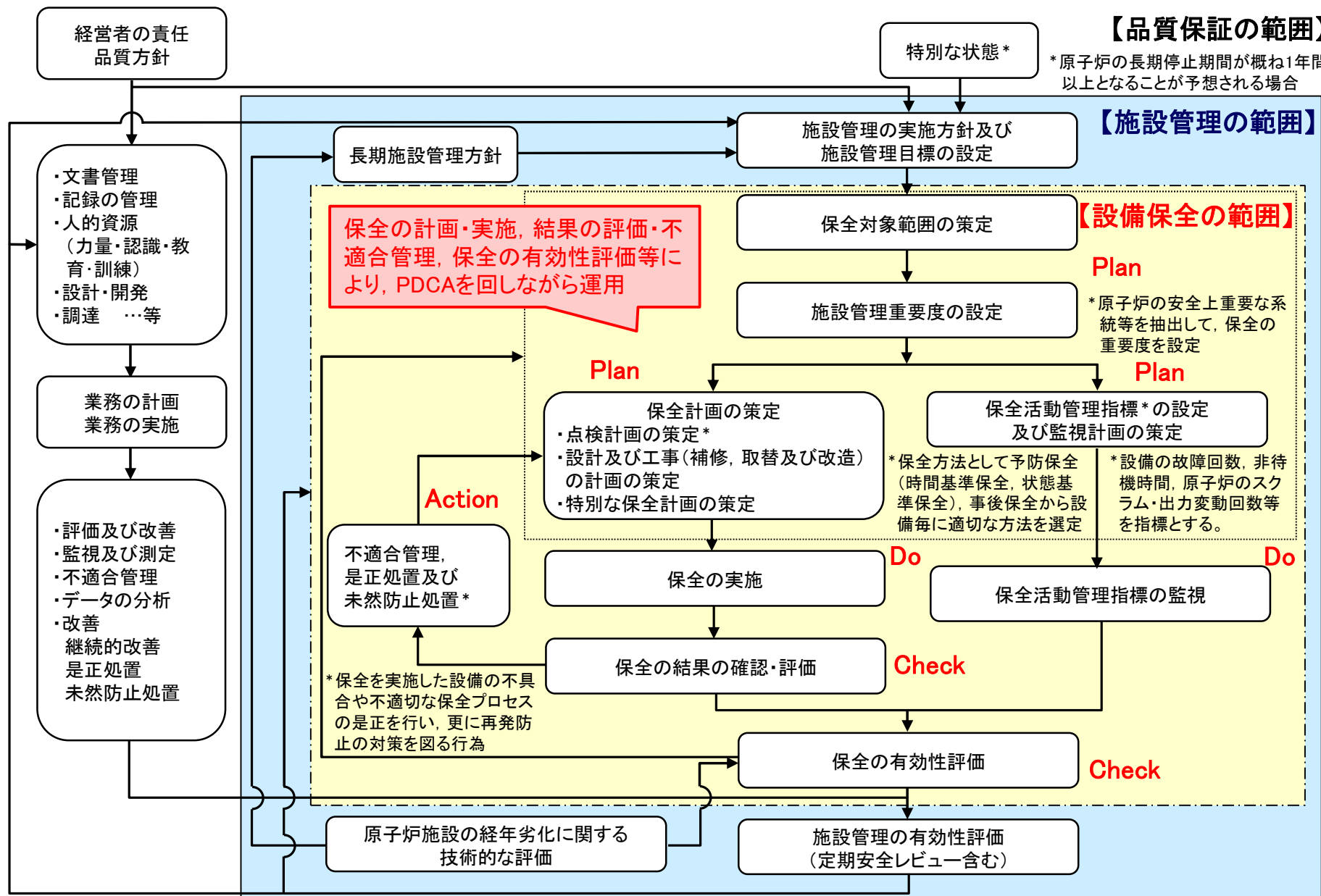
- ① 原子炉建屋の外部(屋外)に新たに設備を設ける場合:  
⇒屋外に新たに施設を設ける。設備の設置エリアに加えて運転操作や試験検査等に必要なスペースを考慮した上で設計を行うため，配置上の問題は生じない。
- ② 原子炉建屋の内部(屋内)に設備を追設する場合:  
⇒要件を満たしつつ作業スペースが確保できる建屋内設置エリアを選定する必要あり。



○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カ月に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カ月に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カ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1カ月に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カ月に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カ月に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\*<sup>1</sup>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)* <sup>1</sup> (重大事故等対処設備)	
定検停止時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・低圧炉心スプレイ系</li> <li>・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等)</li> </ul>	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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査</li> </ul>
原子炉 運転時* <sup>2</sup>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認</li> <li>・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>
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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査</li> </ul>
原子炉 運転時* <sup>2</sup>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認</li> <li>・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>
—	—	—	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査*<sup>3</sup></li> <li>・車両の走行確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>

\*<sup>1</sup> 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。

\*<sup>2</sup> 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)

\*<sup>3</sup> 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
<b>常設高圧代替注水系ポンプ</b>	<b>代替循環冷却系ポンプ</b>	<b>代替燃料プール冷却系ポンプ</b> <b>・代替燃料プール冷却系熱交換器</b>	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 常設スプレイヘッド	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

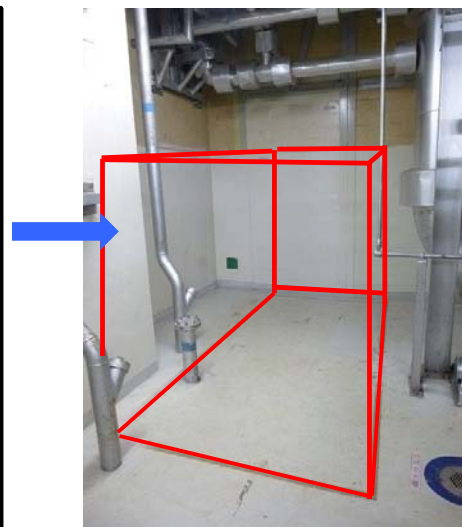
原子炉建屋外(屋外)に設置する主な設備及び屋外の設備等に対する対策			
地震対策(屋外設備の耐震性向上)	津波対策(防潮堤, 貯留堰, 放水路ゲート設置, 屋外施設水密対策等)	竜巻対策(建屋外壁等補強*, 屋外設備防護, 固縛対策等)	外部火災対策(防火帯の設定, 油タンク等の火災源移設等)
火山対策(降下火災物侵入防止, 着脱式フィルタ設置等)	常設代替高圧電源装置	軽油貯蔵タンク	可搬型代替低圧電源車・ 可搬型整流器
接続口(水系, 電気系, 窒素系)	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	ホイールローダ等
常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ・ 可搬型代替注水中型ポンプ	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。

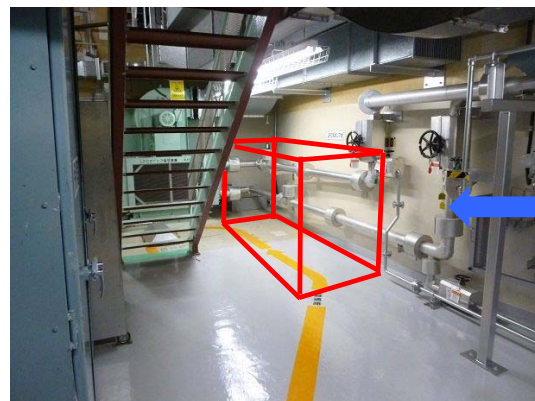




代替循環冷却系ポンプ(B)  
設置場所イメージ



代替循環冷却系ポンプ(A)  
設置場所イメージ

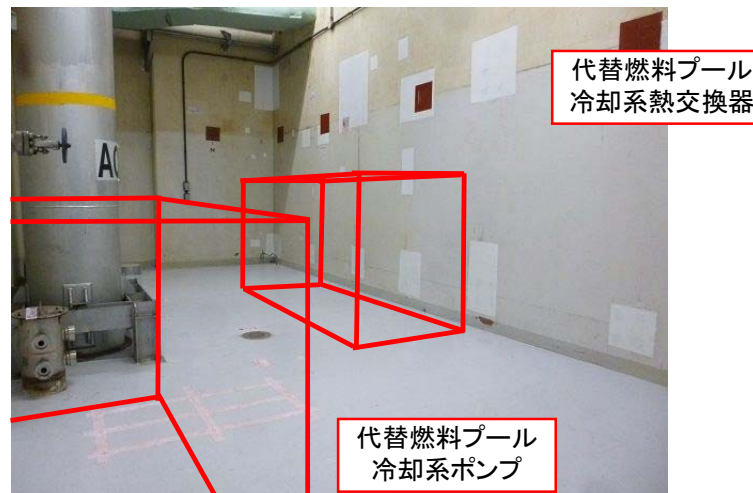
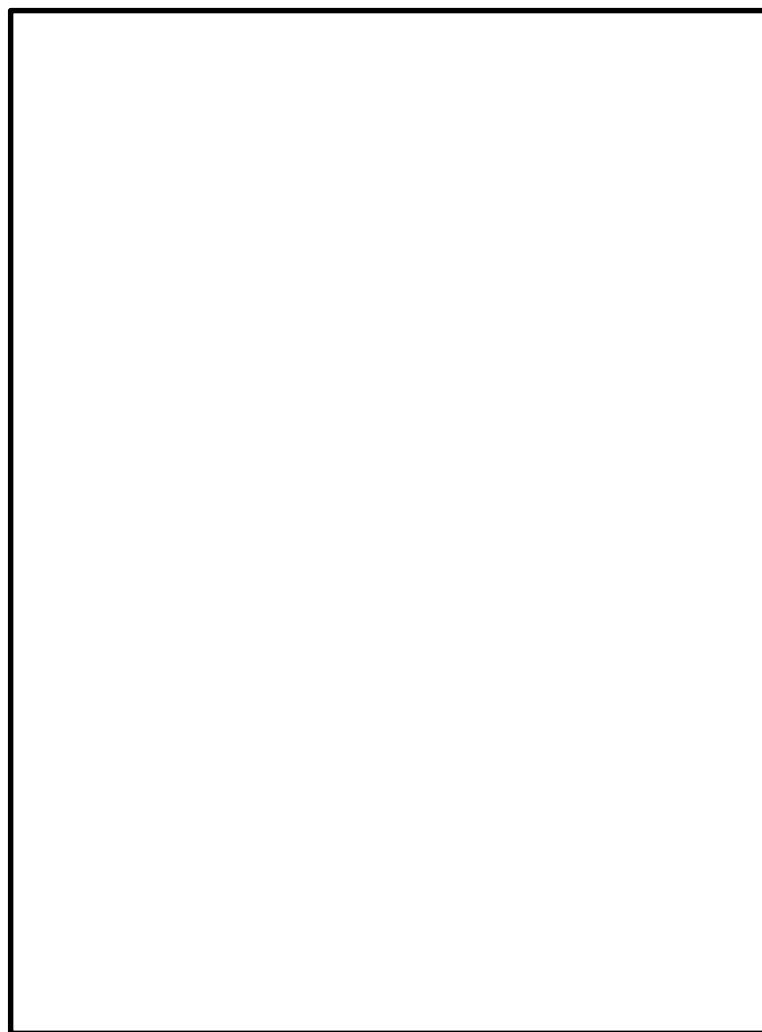


常設高圧代替注水系ポンプ  
設置場所イメージ



<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)

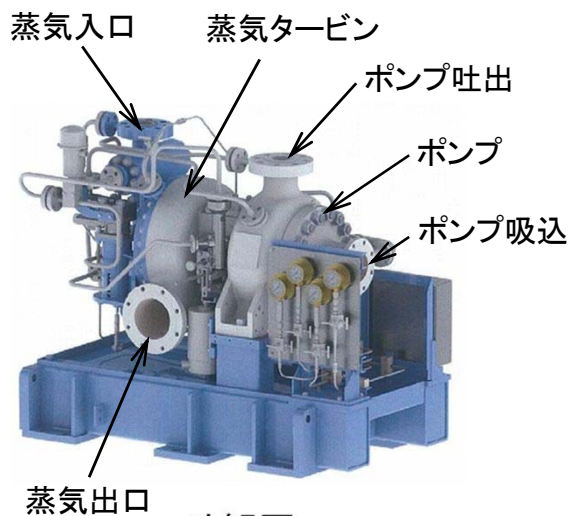
原子炉建屋内の高圧代替注水系及び代替循環冷却系の配置場所



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

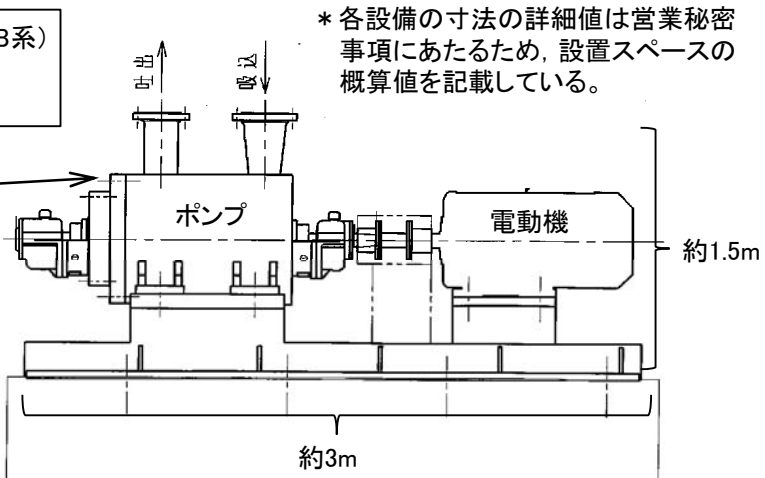
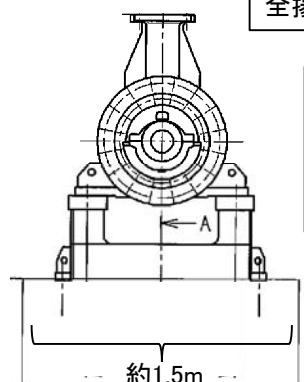
原子炉建屋内の代替燃料プール冷却系の設置場所

# <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

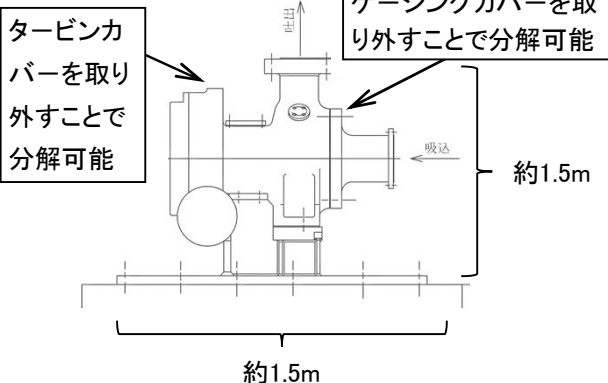
台数 : 2台 (A系, B系)  
 容量 : 250m<sup>3</sup>/h  
 全揚程 : 120m



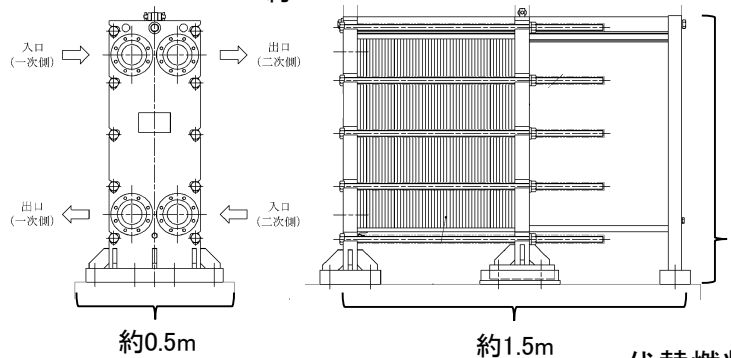
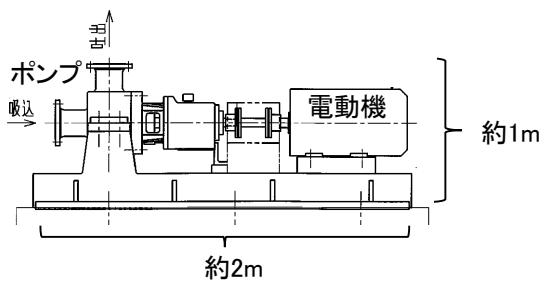
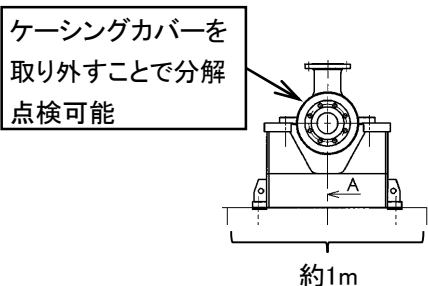
\*各設備の寸法の詳細値は営業秘密事項にあたるため、設置スペースの概算値を記載している。

代替循環冷却系ポンプ外観図及び主要仕様

台数 : 1台  
 容量 : 約137m<sup>3</sup>/h  
 全揚程 : 約900m



常設高圧代替注水系ポンプ外観図及び主要仕様

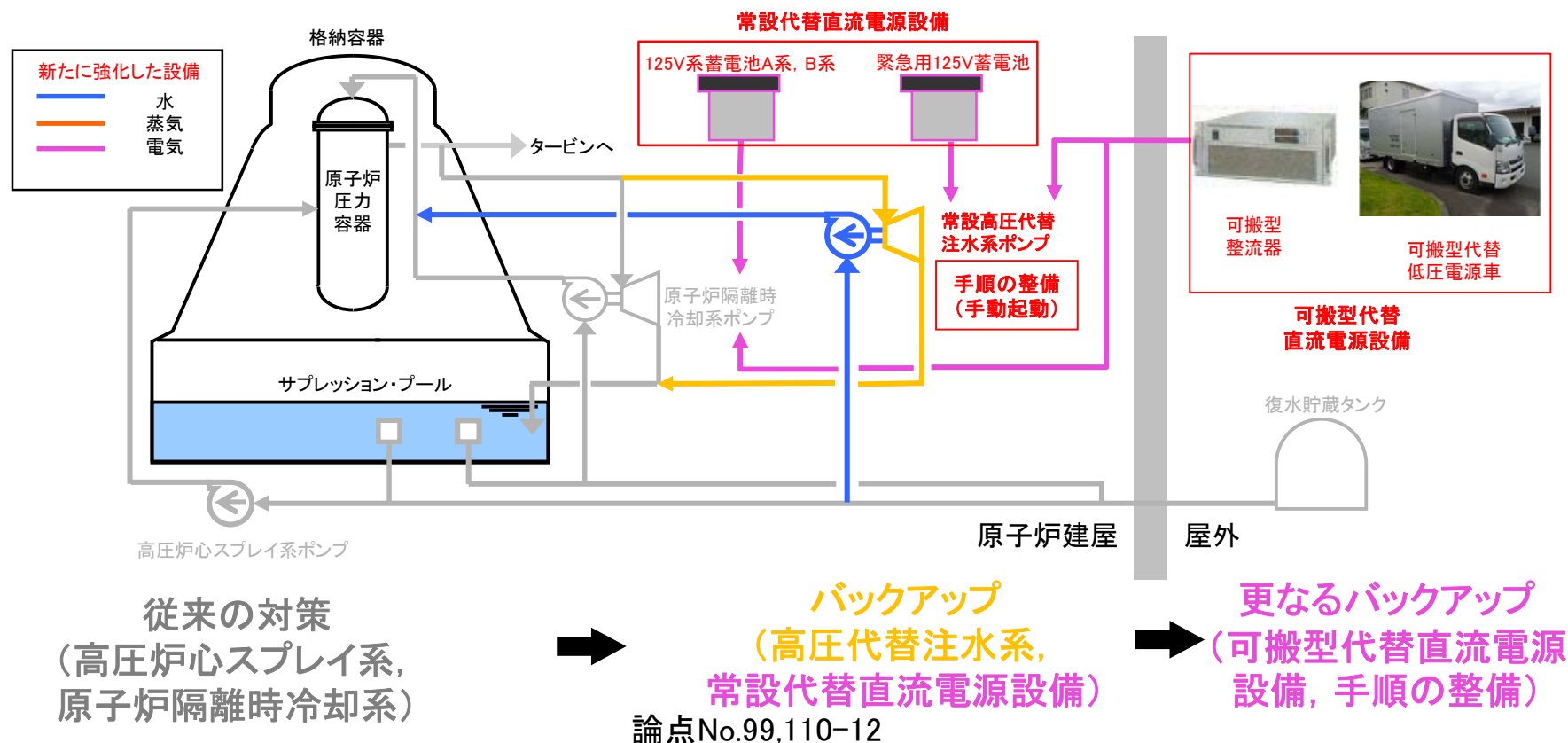


台数 : 1台  
 容量 : 約124m<sup>3</sup>/h  
 全揚程 : 約40m  
 熱交換器容量 : 約2.31MW  
 伝熱面積 : 51.1m<sup>2</sup>以上

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

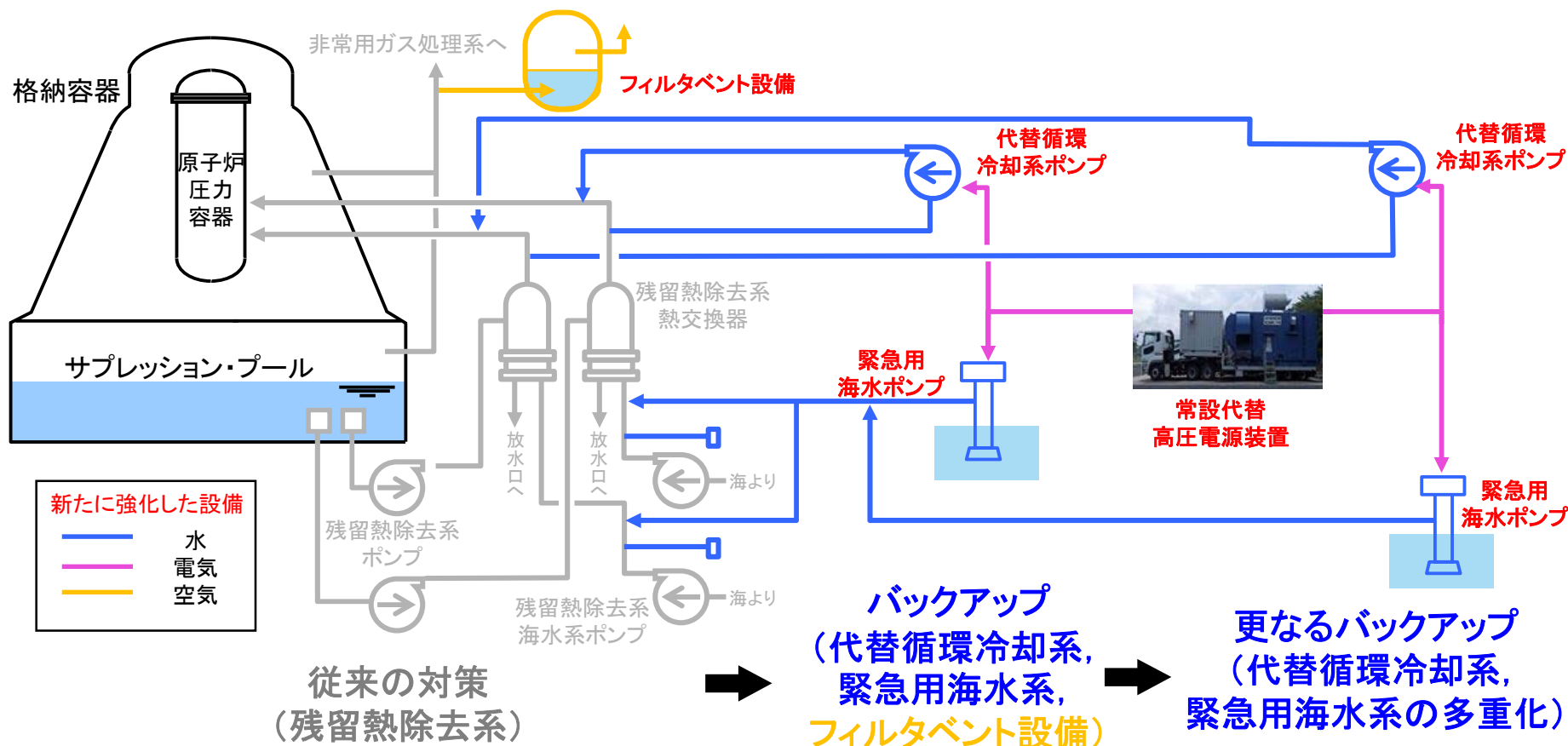
【高圧代替注水系の新設】

- 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、**直流電源システム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。**



【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、システム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。

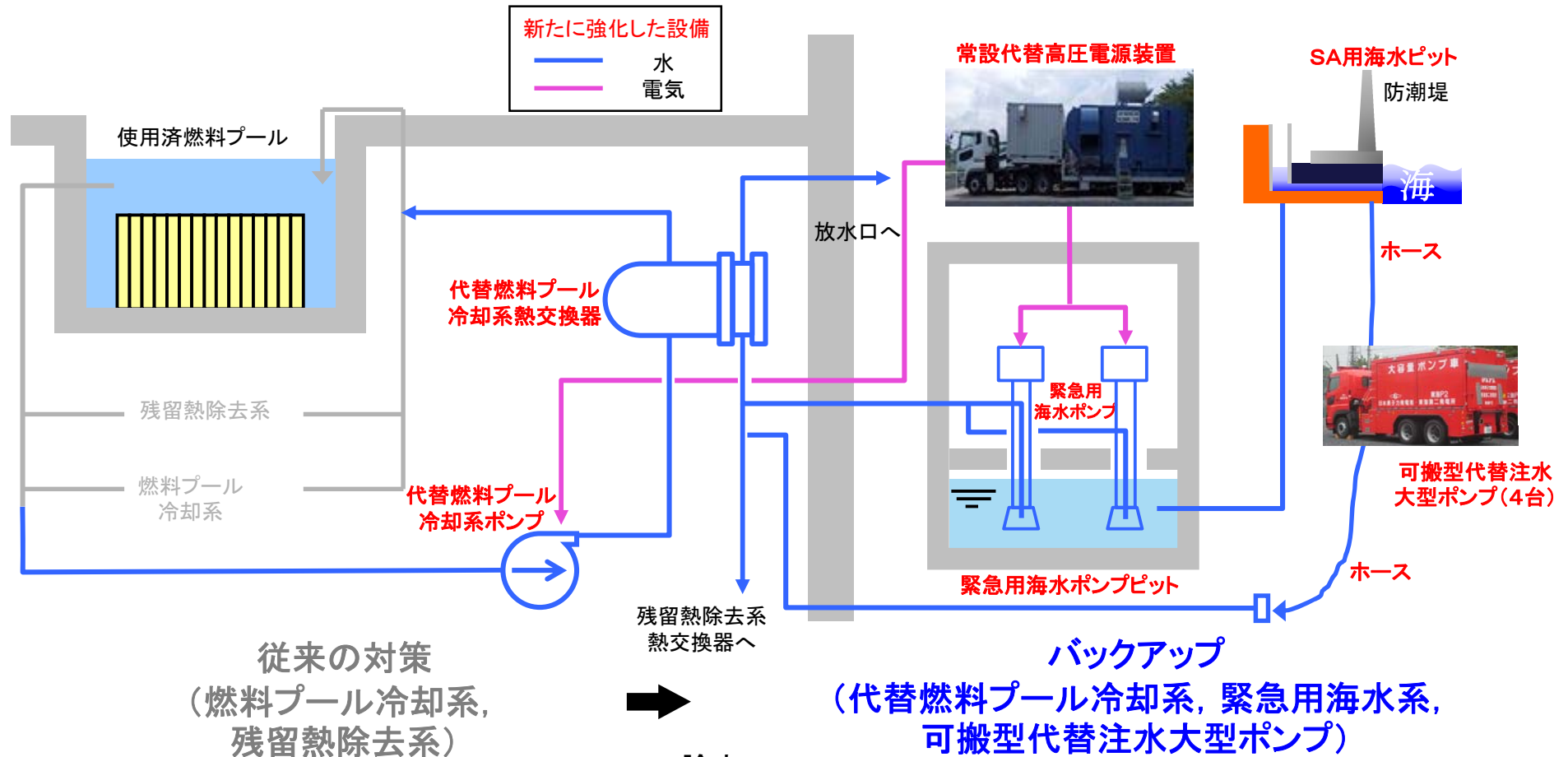


# <参考> 代替燃料プール冷却系の機能概要



## 【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。

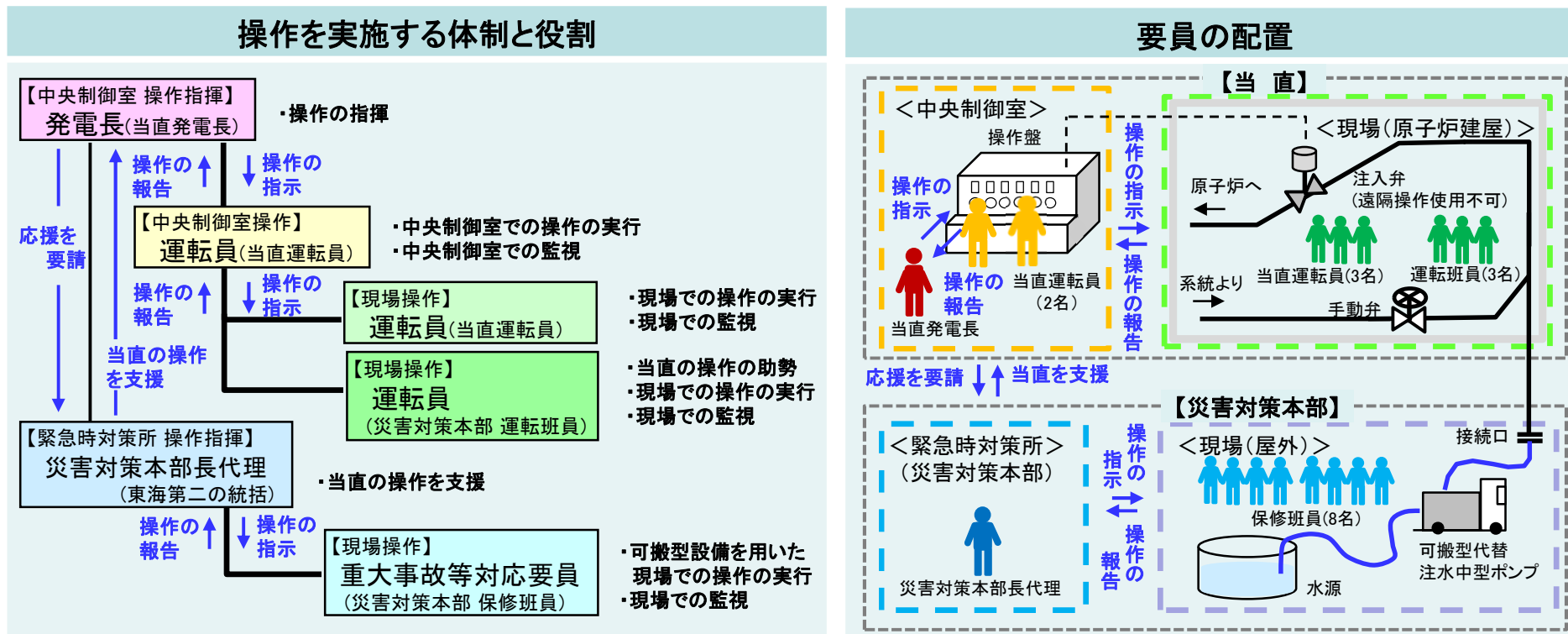
対応要員の移動や操作等の所要時間については、実動訓練等での確認結果を反映している。また、今後も継続的に対応訓練を実施し、所定の時間で事故対応が可能であることを確認していく。

# 1. 重大事故等対策の手順の概要(1/3)



- 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)



## 【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	準備, 系統構成
運転員等	3	
重大事故等 対応要員	8	
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)



- 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	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19
評価事項	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	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	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	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	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	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	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	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	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	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	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	監視測定等に関する手順等 ※5	緊急時対策所 居住性等に関する手順等 ※5	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°C,  
格納容器破損防止 : 格納容器圧力 < 0.62MPa[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

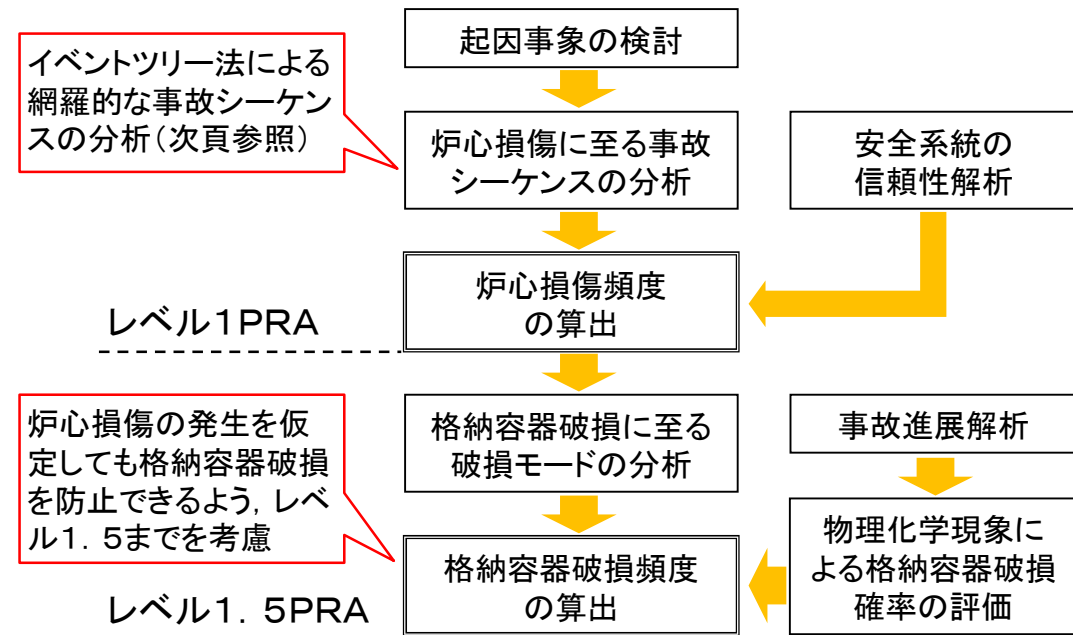
#### 【事故シーケンス選定の考え方】

- **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



# 4. 事故シーケンスの選定(1/5)

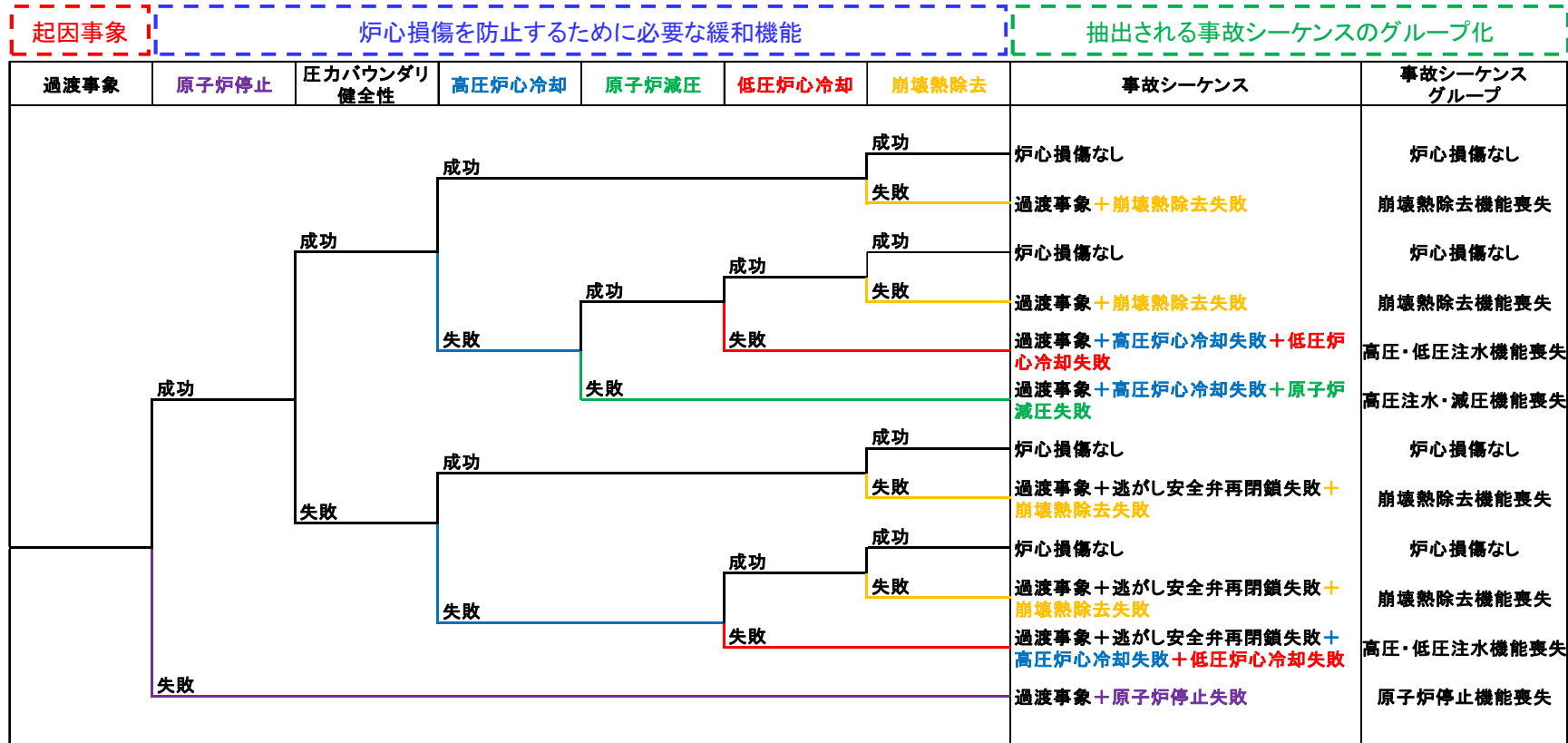


- 有効性評価の対象とする**事故シーケンスの選定ステップ**は次のとおり

【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】

- ・ 起回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(起回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

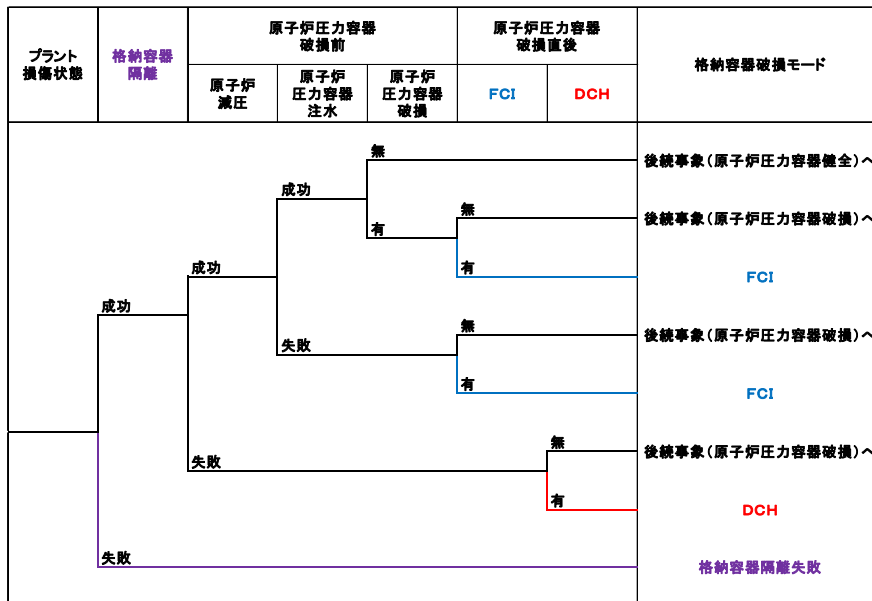
# 4. 事故シーケンスの選定(2/5)



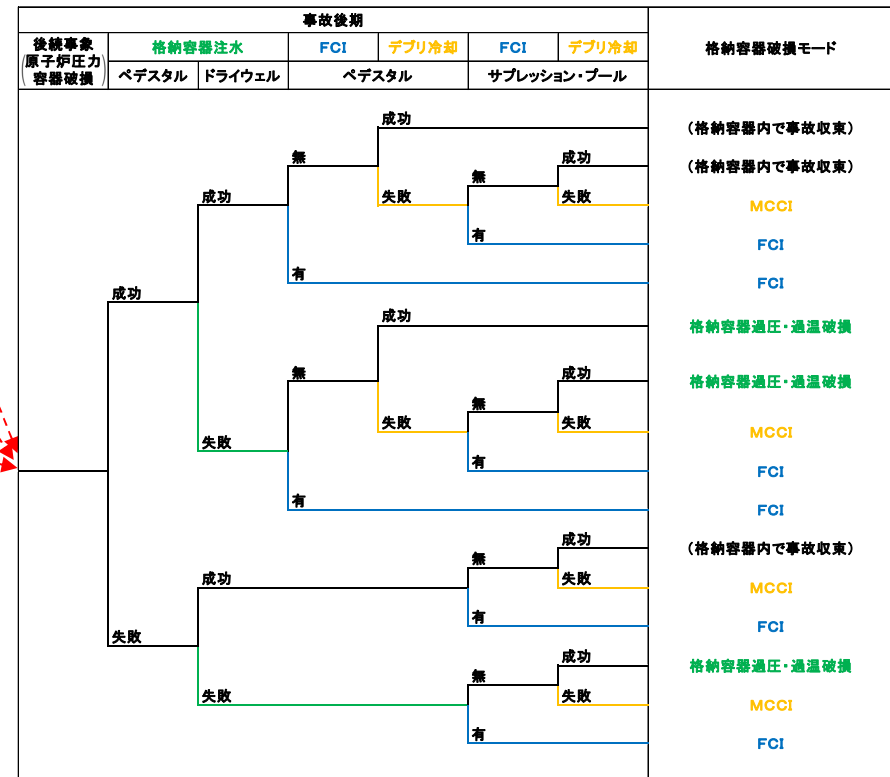
## 【格納容器破損イベントツリー】

- 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

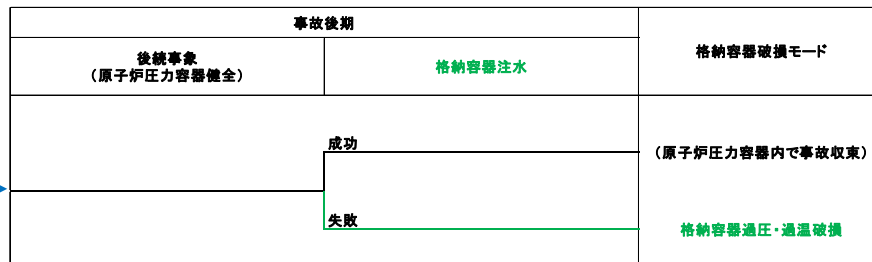
＜原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー＞



＜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

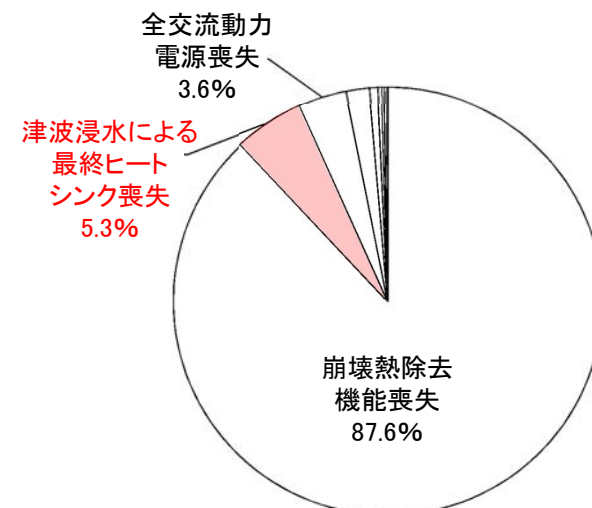


## 4. 事故シーケンスの選定(3/5)

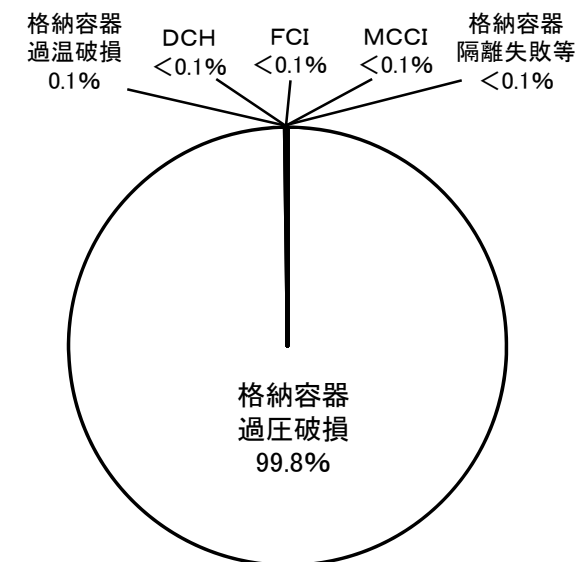
### 【炉心損傷に至る事故シーケンスグループの整理】

- ✓ 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+逃がし安全弁再閉鎖失敗+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)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+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)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+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

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)

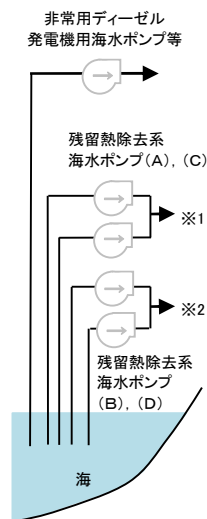
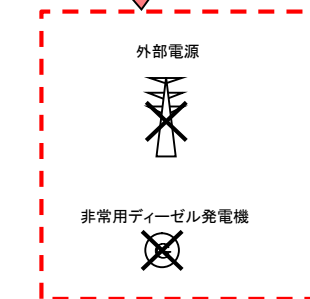
第15回ワーキングチーム  
資料1-2 再掲



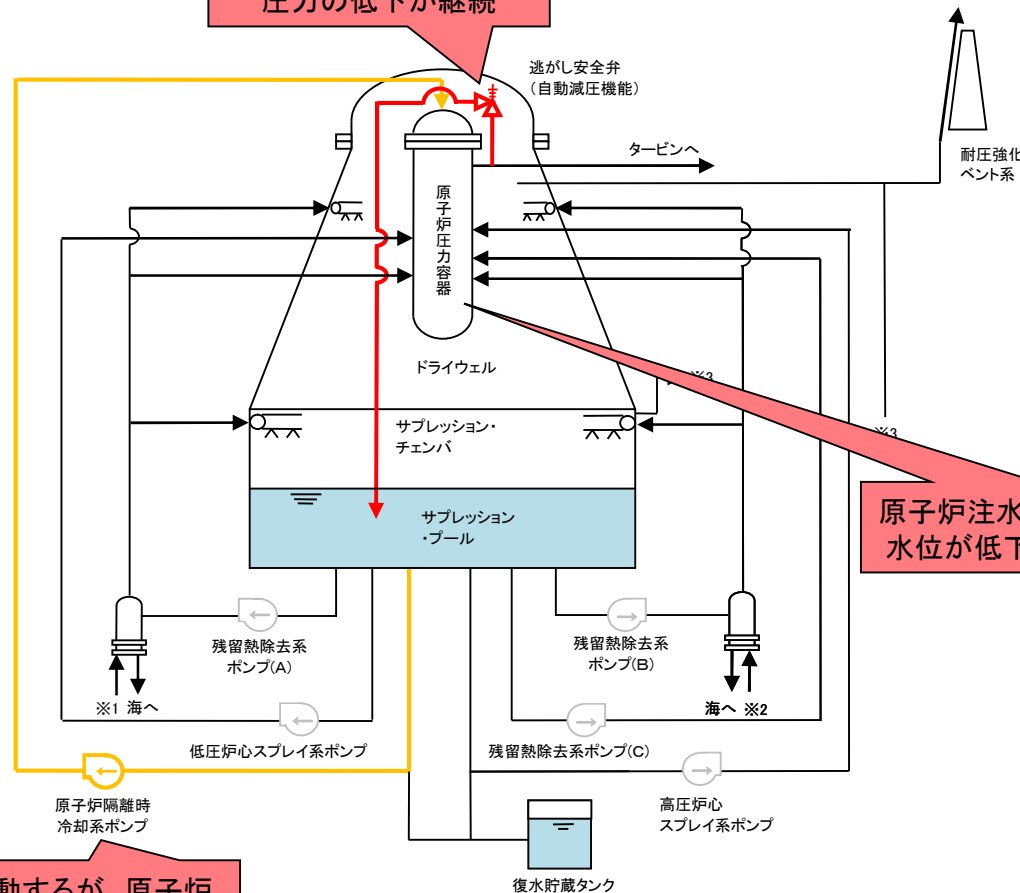
#### 【事故シーケンスグループの特徴】

- 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

(5), (6)

原子炉注水手段の喪失により、水位が低下し炉心損傷に至る

(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	① 全交流動力電源喪失の発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能</li> </ul>
(2) 逃がし安全弁の開固着	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	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)	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	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) 炉心損傷	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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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</li> <li>● 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</li> </ul>
	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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</li> </ul>
	安定状態	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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</li> <li>● 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</li> </ul>

## 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							

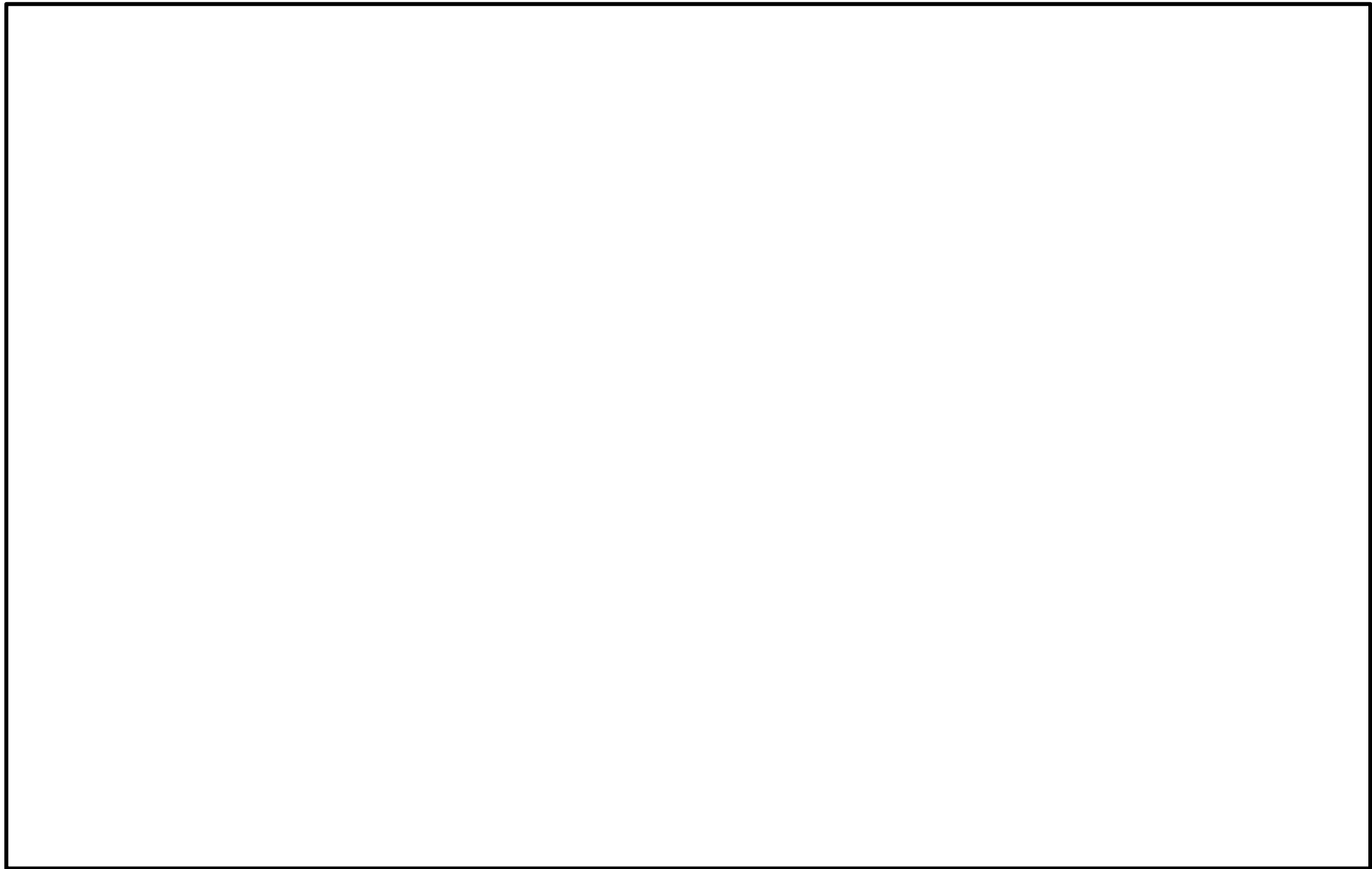
この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

※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**

## 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

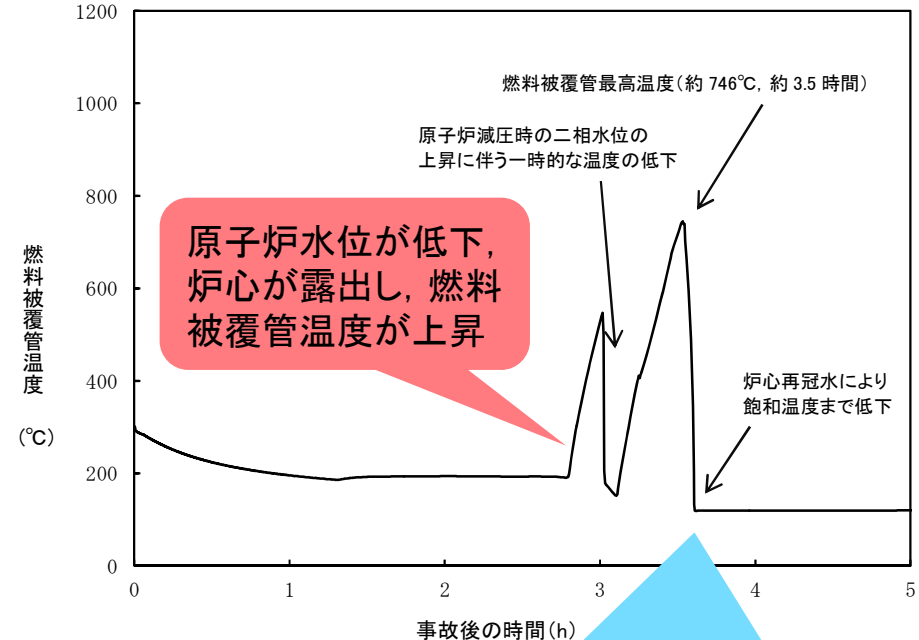
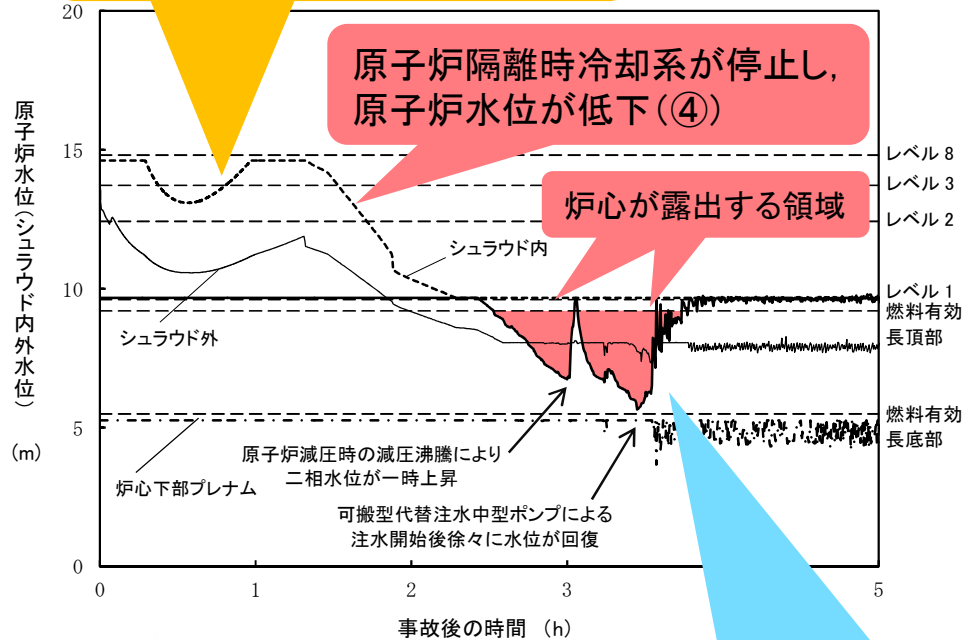
### (1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(6/6)

第15回ワーキングチーム  
資料1-2 一部修正



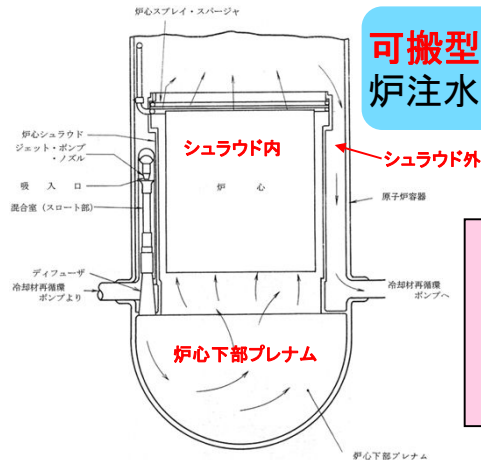
#### 【有効性評価の結果】

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

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

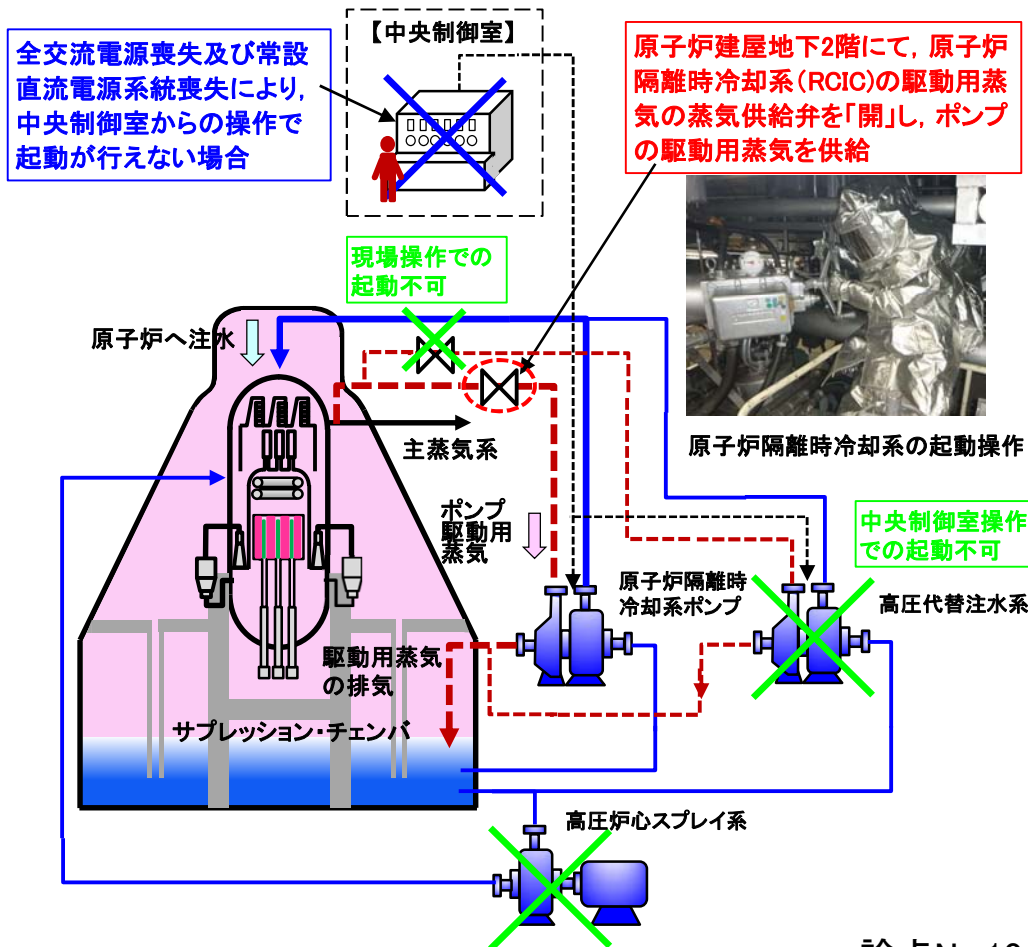
指摘事項等・県民意見に下線を記載  
対応する資料頁数等を  内に記載

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，操作を確実にでき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**

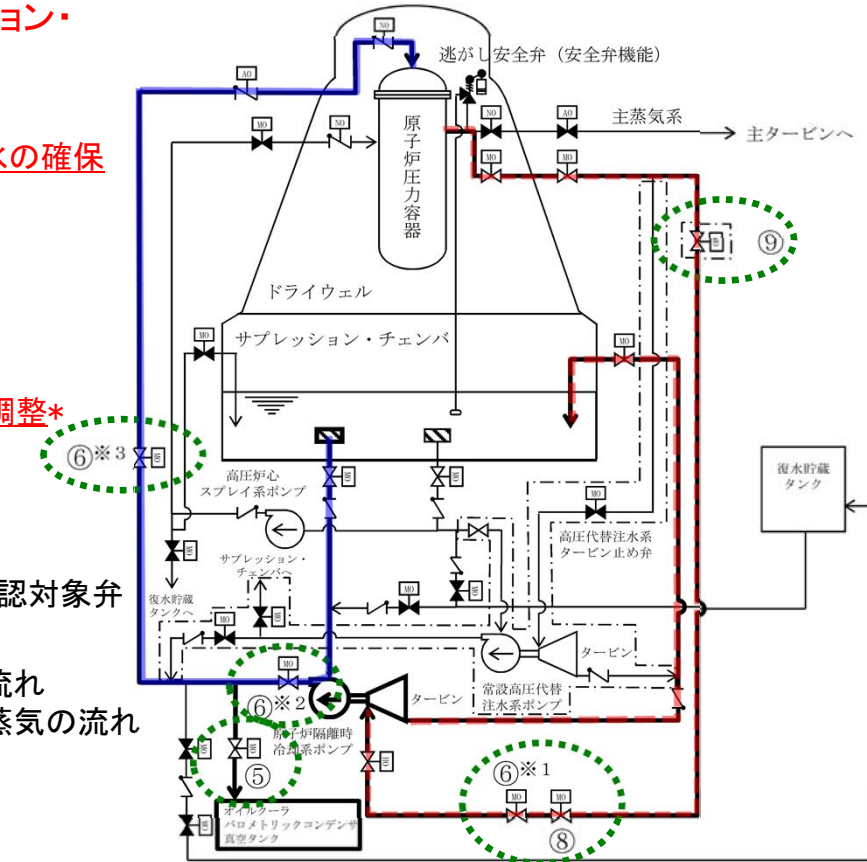
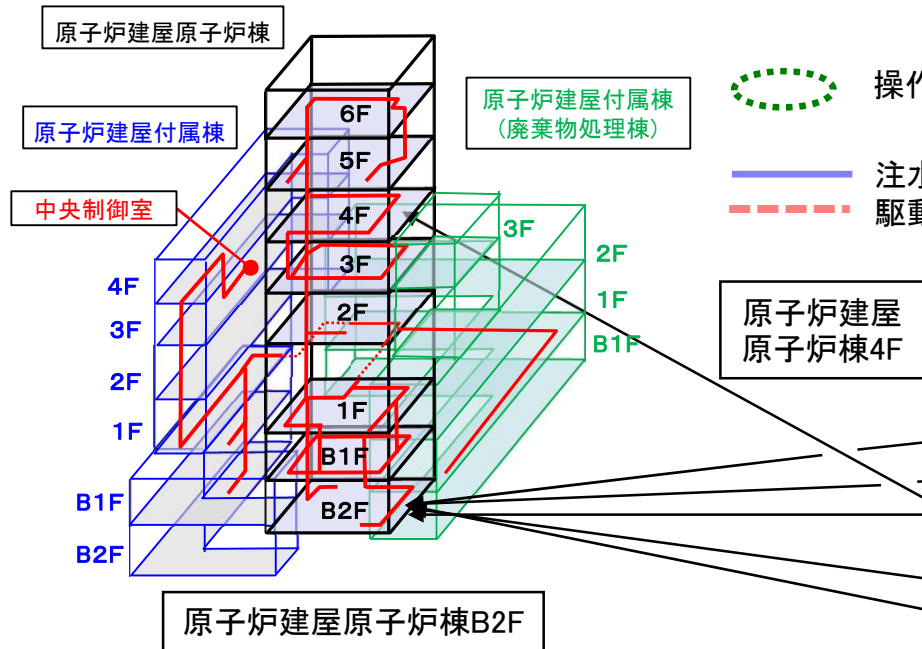
論点No.101-2 **注水を継続可能**

# 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



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

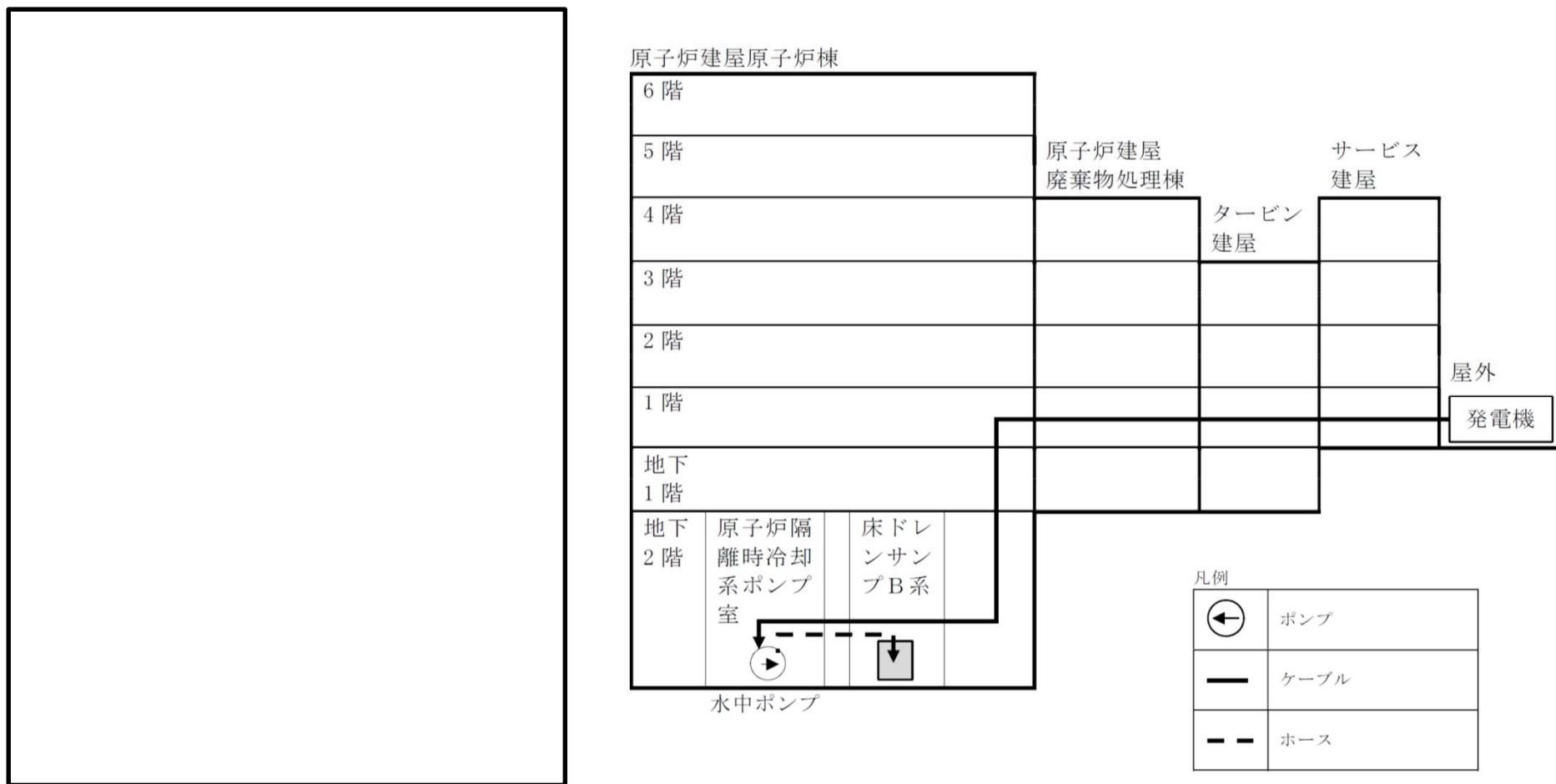
運転員及び災害対策要員が  
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート

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。  
論点No.101-3

# 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。**

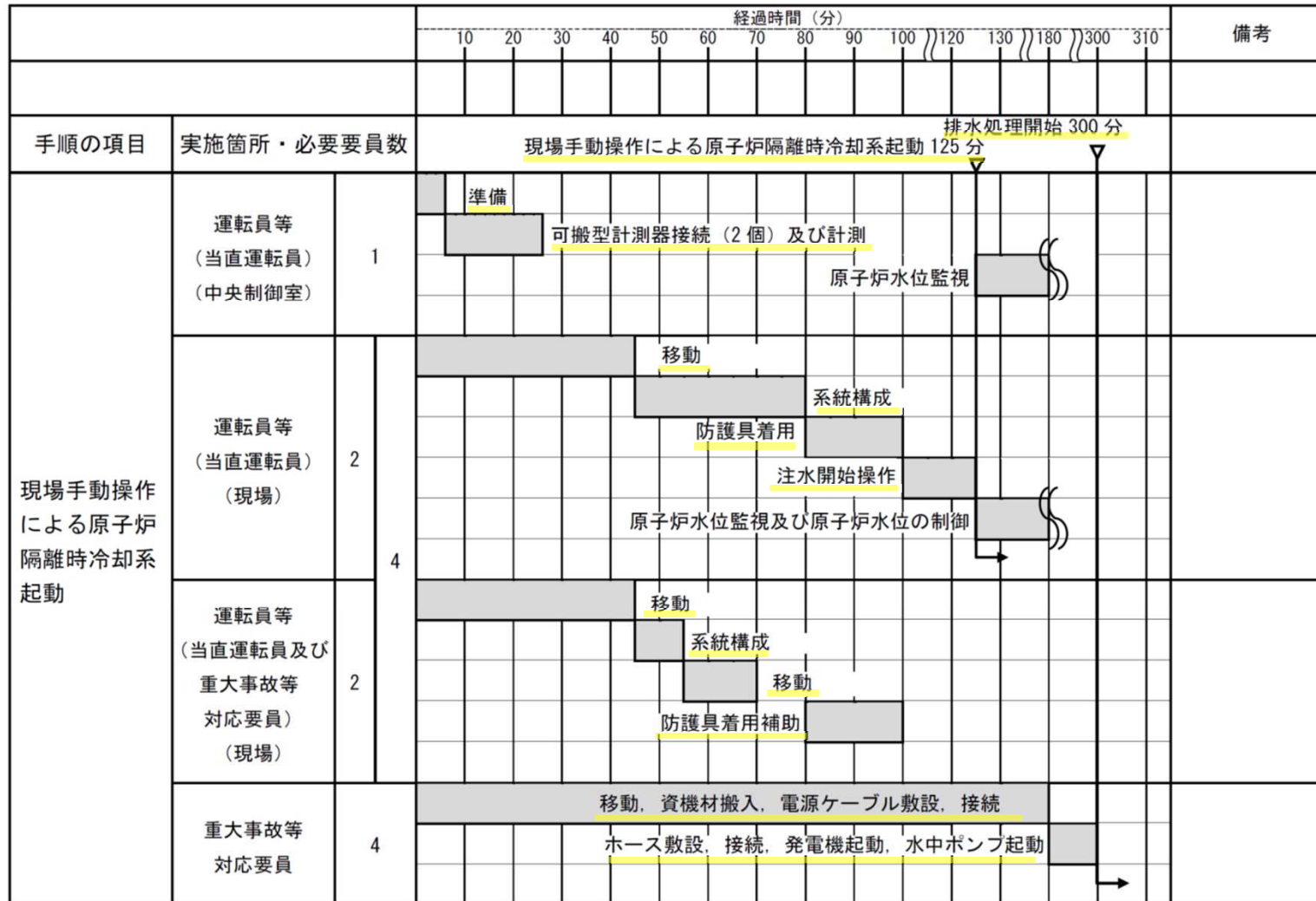


現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(排水処理) 概要図

# 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

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

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