

近隣の原子力施設(再処理施設等)における重大事故等発生時の東海第二発電所への影響について

【説明概要】

発電所に隣接する原子力施設で重大事故等が発生した場合においても、以下に示す対処により、東海第二発電所の重大事故等に係る対応には影響しないと判断している。

・発電所の近隣にある東海再処理施設*は廃止措置過程にあるが、当該施設の安全対策により、施設で事故等が発生しても、その影響は概ね当該施設内に留まり、隣接する発電所に影響を及ぼさないと考えられる。

また、その他の原子力施設は新規制基準に適合するか廃止措置の方針であり、また事故発生時にも発電所への影響はないと考えられる。

・一方で、発電所の重大事故等の対応能力のレジリエンスを確認する観点から、仮想的に、再処理施設と発電所が同時に重大な事故に至り、再処理施設から発電所に影響を及ぼすような放射性物質の放出等を仮定した場合でも、発電所側の施設及び屋外作業時の防護対策等を活用することで、再処理施設事故の影響を抑制しつつ、発電所の重大事故対応が行えると考えられる。

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所再処理施設

1. 近隣の原子力施設の所在と安全対策に係る審査状況

東海第二発電所の近隣の主な原子力施設の位置関係を示す。各施設における安全対策に係る原子力規制委員会の審査状況として、試験研究炉等については、設置変更許可の取得又は廃止の方針を公表している。また、東海再処理施設については、廃止措置計画の認可を得ている。



以下に、試験研究炉等及び東海再処理施設の安全対策等について示す。

2. 近隣の原子力施設の安全対策(1 / 3)

試験研究炉等の原子炉施設の安全対策 < 別紙1参照 >

試験研究炉等は、原子炉燃料・材料の照射試験、原子炉燃料の安全性の研究、溶液燃料に関する臨界安全性研究並びに放射性廃棄物の廃棄等を行っている施設

試験研究炉等の原子炉施設を対象とした新規制基準が制定され、原子力規制委員会は、事故等の防止及び影響を抑制する対策を要求

試験研究炉等の原子炉施設が安全性を確保するために行う対策は以下のとおりとされている。

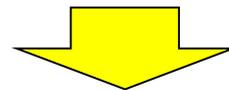
・福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全対策(実施済み)

(例 JRR - 3:全電源喪失時の炉内燃料等の冠水維持(冷却)対策等)

・新規制基準適合に係る安全対策

(炉内燃料の大量損傷を前提とした防護及び影響緩和対策、地震、津波、竜巻等の想定と対策)

これらの試験研究炉等の原子炉施設は、新規制基準適合の許可を取得又は廃止の方針を公表している。これにより、周辺環境に重大な影響を与えるような大規模な異常事態に拡大することが想定される事象に対する対策は図られる。



- ・試験研究炉等の原子炉施設では、炉内燃料の大量損傷等の苛酷な事故を想定しても、発電用原子炉と比べ出力が小さいことや新規制基準に基づく対策が講じられること等から、その影響は概ね施設敷地内に留まると考えられる。
- ・このため、**これらの施設の事故影響は隣接する発電所に影響を与えず、仮に、同時期に発電所で重大事故等が発生した場合を想定しても、発電所の重大事故等への対応に影響を与えることはないと考えられる。**

2. 近隣の原子力施設の安全対策(2 / 3)

東海再処理施設の安全対策 <別紙2参照>

東海再処理施設は、原子力発電所で使用した核燃料(使用済燃料)から、ウラン及びプルトニウムを分離、回収する、再処理技術の開発を行っている施設

再処理過程で分離、回収した核燃料物質は核分裂する性質を持つため、臨界事故等を防止する対策が必要、また、発生した高レベル放射性廃液は冷却を継続し発生水素を除去する必要がある。

東海再処理施設が安全性を確保するためこれまでに行った対策は以下とされている。

・再処理施設の運転段階から実施してきた安全対策(実施済み)

(臨界防止対策, 火災・爆発防止対策, 停電・放射性物質・放射線漏えい防止対策)

・福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策による対応(実施済み)

(冷却機能確保対策, 電源確保対策, 浸水防止対策, 事故現場対応手段の拡充及び訓練等)

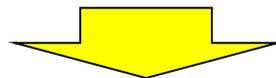
更に、東海再処理施設は平成30年6月に廃止措置計画認可申請が認められ廃止措置中にある。

廃止措置の進め方及び廃止措置期間中において、東海再処理施設が安全確保対策として行うことを計画している対策は以下のとおりとされている。

・リスクの早期低減を優先課題とし、安全・確実に実施するため、高経年化対策等の安全性向上対策を重要事項として実施

(地震対策, 津波対策, 外部事象対策(竜巻, 森林火災, 火山等)*)

* 地震, 津波, 外部事象のハザード要因の評価方法は東海第二発電所と同様(次頁参照)



・本方針及び安全確保対策により、東海再処理施設において周辺環境に重大な影響を与えるような事象に対する対策は図られると考えられる。

東海再処理施設及び東海第二発電所の主な自然災害の想定

施設/ 自然災害	東海再処理施設 (廃止措置中)		東海第二発電所 (許可取得済)	備考
	自然災害想定	評価/対策		
地震 (最大加速度 (水平))	952gal	冷却水配管及び排気筒の耐震補強を実施予定	1,009gal	・地震の震源想定, 評価方法は東二と同様 ・立地点の地盤条件等の相違により, 最大加速度の値が異なると考えられる。
津波 (施設への 津波到達状況)	T.P. + 14.2m (高放射性廃液貯蔵場 施設標高 + 5 ~ 7m)	建屋の浸水防止措置をT.P. + 14.4mまで実施済	T.P. + 17.9m (防潮堤位置 (天端高さT.P. + 20m)での 入力津波の到達高さ)	・津波の波源想定, 評価方法は東二と同様 ・立地点の標高, 地形等の相違により, 津波到達高さが異なると考えられる。
竜巻 (竜巻風速)	100m/s	・建屋コンクリート躯体は健全な見通し ・窓, 扉等の閉止措置を実施予定	100m/s	竜巻影響のハザード想定, 評価方法は東二と同様
火山 (降下火砕物の 堆積厚さ)	50cm	制御室の居住性確保のため可搬型プロフ, 換気ライン及びフィルタの配備予定	50cm	火山影響のハザード想定, 評価方法は東二と同様

出典: 「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所再処理施設の廃止措置計画の審査方針について」
(平成30年12月19日 原子力規制庁) 及び
「再処理施設に係る廃止措置計画の変更認可申請について(概要)」
(令和元年12月19日 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所)より一部抜粋及び加筆

3. 再処理施設の重大事故の事象想定とその影響(1 / 2)

再処理施設の重大事故の想定

- ・ 前項までに示したとおり、東海再処理施設は事故発生防止及び影響拡大抑制の安全確保対策を図るとしており、仮に何らかの事故が生じても、**施設の敷地を超えて事故影響を与える可能性は十分に低い**と考えられる。
- ・ しかしながら、ここでは、東海第二発電所の重大事故等への対応手段のレジリエンス^{*1}を確認する観点から、**仮想的に何らかの不測の事態により再処理施設が重大な事故に至り、かつ、同時に発電所も重大事故等が発生した状態で、再処理施設から発電所に影響を及ぼすような放射性物質が放出されることを想定**する。

*1 外部からの衝撃に対する発電所防護手段の柔軟性や適応性等を示す。

- ・ 対象施設として、東海再処理施設よりも施設規模の大きい日本原燃株式会社の**再処理事業所再処理施設(六ヶ所再処理施設)**における重大事故を想定し、その事故が東海再処理施設の立地点で発生したと仮定し、それが東海第二の重大事故等対応に与える影響について検討する。

施設/仕様	東海再処理施設 (廃止措置中)	六ヶ所再処理施設 (試験実施中)
使用済燃料処理能力	約210tU / 年 (累積処理量1,140t)	約800tU / 年
高レベル放射性 液体廃棄物容量	約370m ³ (貯槽内保有量 ^{*2})	486m ³ (貯槽容量)

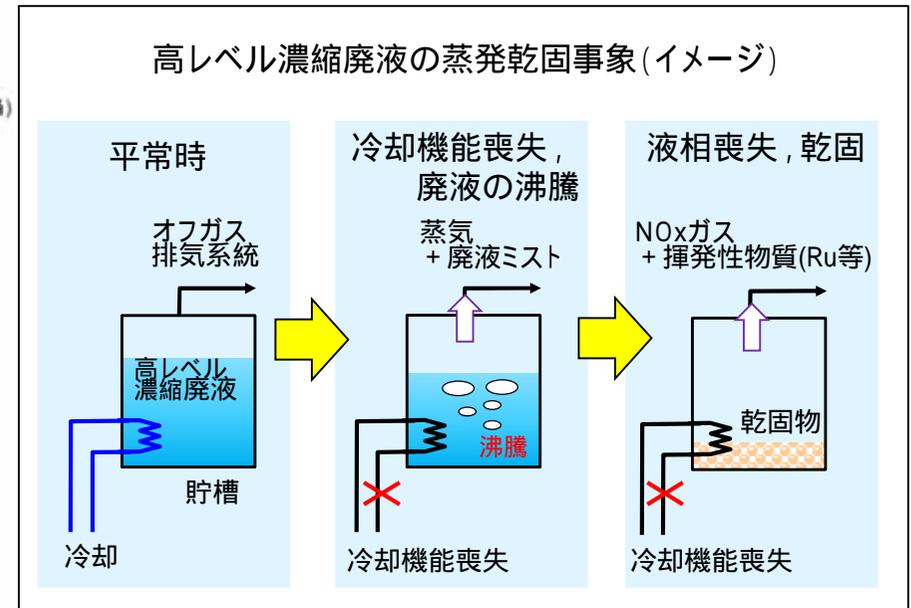
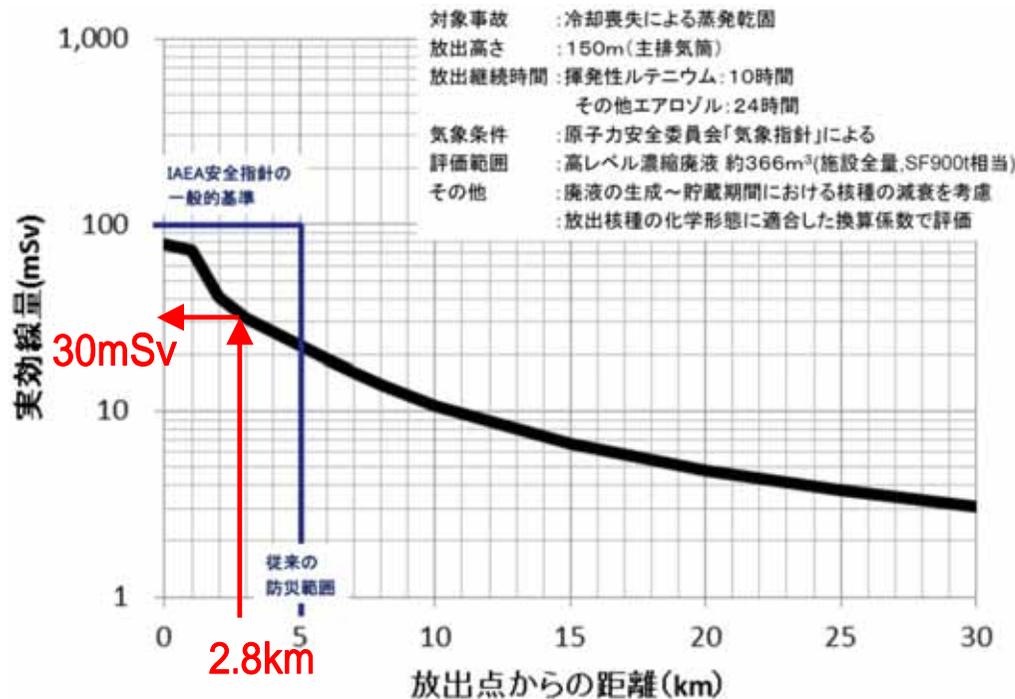
*2 東海再処理施設は運転停止以降12年以上が経過しており、液体廃棄物中の放射性物質の減衰により発熱量や水素発生量は減少する方向となり、事故の影響はより緩和されると考えられる。

3. 再処理施設の重大事故の事象想定とその影響 (2 / 2)

再処理施設の重大事故想定と被ばく影響 < 別添資料参照 >

- ・ 六ヶ所再処理施設の施設規模の再処理施設における重大な事故の発生を想定する。
- ・ 各事故のうち最も周辺環境に重大な影響を与える可能性がある「**冷却機能の喪失による蒸発乾固 (高レベル濃縮廃液の沸騰事故)**」を想定し¹、**更に安全対策が施せない厳しい条件を付加**する。
- ・ 放射性廃液の沸騰により、揮発性の放射性物質及びエアロゾル²が外部に放出され、施設周辺の霧困気線量が上昇する。事故地点を発電所から約2.8kmと想定すると、**防護対策なしで発電所敷地の屋外に1週間滞在し続けることで被ばく線量としては概ね30mSv程度の計算結果**となる。³

- 1 水素爆発リスクは小さいとされている。万一、水素爆発が起きた場合でも、爆発そのものが発電所に直接影響する恐れはない。
- 2 エアロゾル: 気体の中に微粒子が多数浮かんだ物質。気中分散粒子系ともいう。
- 3 発電所の重大事故等時の災害対策要員の実効線量の判断基準として100mSv以下(7日間累積)を設定している。

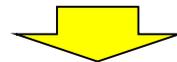


出典:「再処理施設の事故影響について」(平成26年3月18日 日本原燃株式会社)に一部加筆

- ・再処理施設で重大な事故が発生した場合、発電所及び周辺の雰囲気線量が上昇する。この想定と、発電所が備える各設備及び運用方法等を踏まえると、**再処理施設の重大事故を想定しても、東海第二発電所の重大事故等対応には影響を及ぼさないと判断できる。**

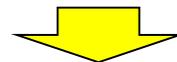
➤ **周辺環境の雰囲気線量の上昇に伴う影響**

雰囲気線量が増加することに伴う災害対策要員(屋内、屋外)の被ばく線量の上昇・・・
発電所への参集ルートでの雰囲気線量上昇及び参集要員の被ばく・・・
発電所への外部支援の制限・・・
後方支援拠点の設置場所の制限・・・



➤ **周辺環境の雰囲気線量の上昇に伴う影響に対する評価と対応策(次頁参照)**

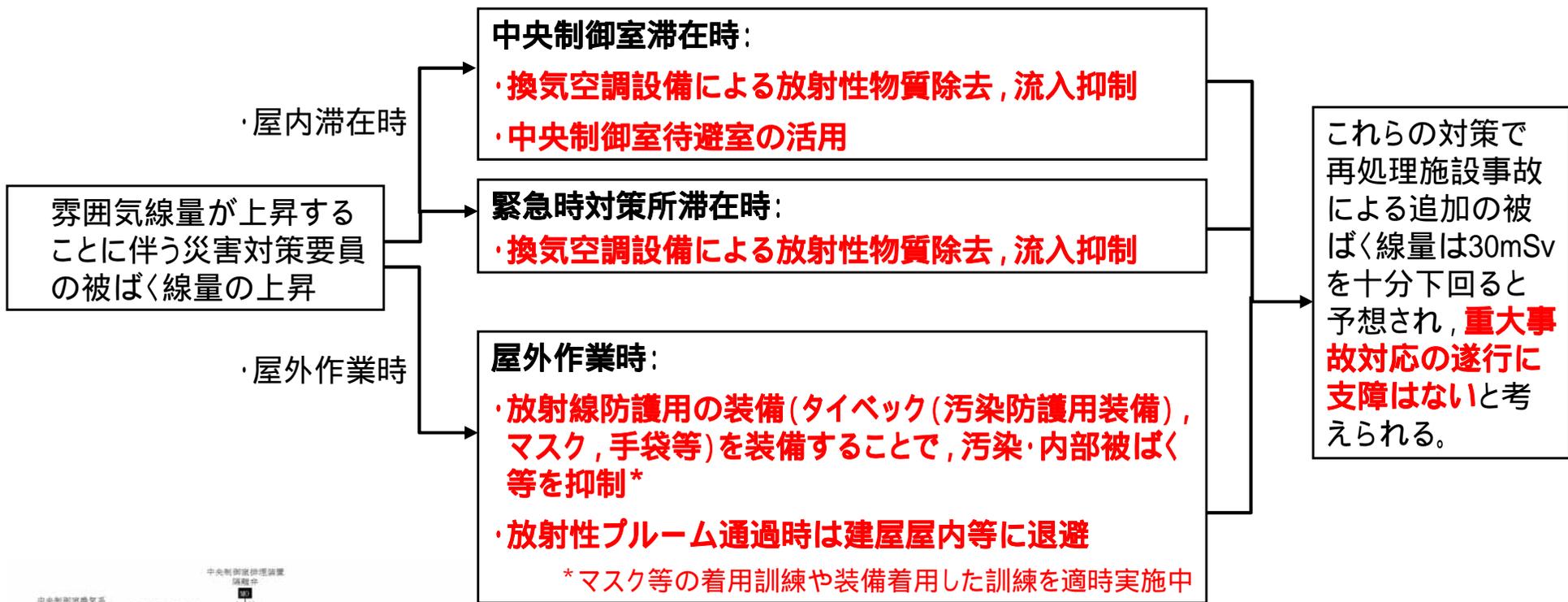
災害対策要員の被ばく低減方策として、**各施設の換気空調設備や放射線防護具類**が活用可能
複数の発電所参集ルートから被ばく線量が最小となるルートを選定可能
発電所内に**7日間分の資機材・食料等**を備えており、外部支援は雰囲気線量低下を見極めてから対応可能
複数箇所確保した後方支援拠点から影響が低い場所を選定することで、拠点の設置及び活動が可能



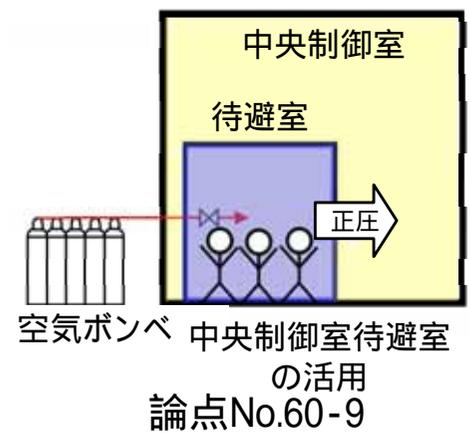
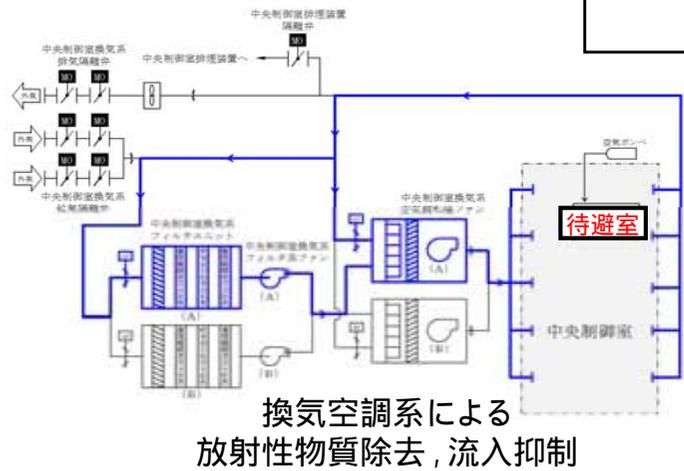
- **これらより、近隣の再処理施設の重大事故を想定した場合でも、東海第二発電所の重大事故等に対処するために整備した各施設、資機材、運用方法等を臨機応変に活用することで、発電所の重大事故等対応は実施可能であり、再処理施設事故は事故対応に影響を及ぼさないと判断**

東海第二発電所の周辺環境の雰囲気線量の上昇に伴う影響と対応策<別紙3参照>

災害対策要員の被ばく低減方策の対応

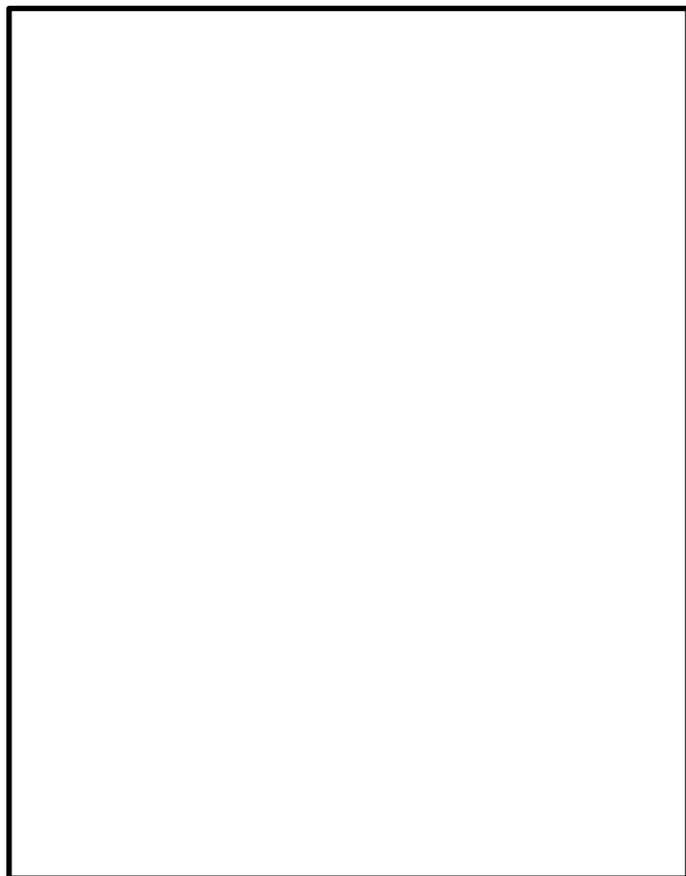
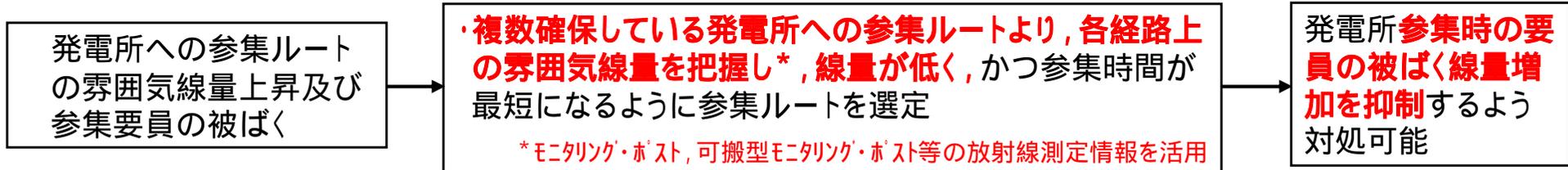


これらの対策で再処理施設事故による追加の被ばく線量は30mSvを十分下回ると予想され, **重大事故対応の遂行に支障はない**と考えられる。



東海第二発電所の周辺環境の雰囲気線量の上昇に伴う影響と対応策<別紙4参照>

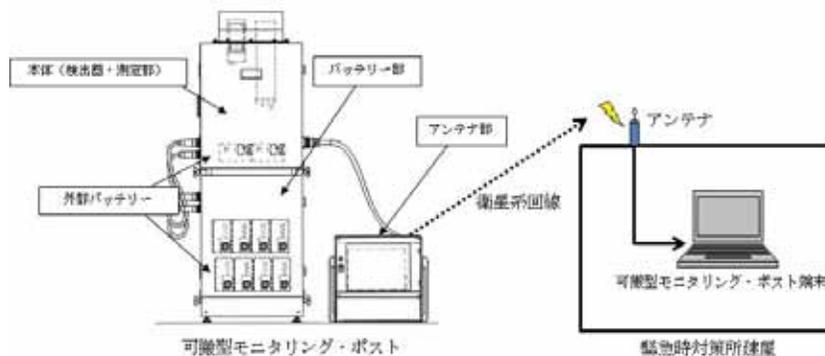
災害対策要員の被ばく低減方策の対応



発電所構内への複数の参集ルート設定と選定



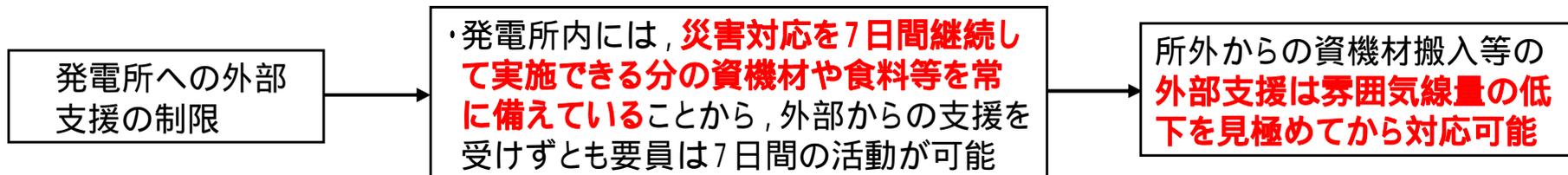
モニタリング・ポスト(既存設備)による
放射線量の測定



可搬型モニタリング・ポストによる
放射線量の測定

東海第二発電所の周辺環境の雰囲気線量の上昇に伴う影響と対応策 < 別紙5参照 >

外部支援制限時の発電所の対応



緊急時対策所に配備する主な資機材等(例)

(発電所内に7日間の資機材, 食料等を確保)

区分	品名	数量	単位	備考
放射線管理用資機材	タイベック	1,166	着	111名×7日×1.5
	アノラック	462	着	44名 ^{※1} ×7日×1.5
	全面マスク	333	個	111名×2日 ^{※2} ×1.5
	チャコールフィルタ	2,332	個	111名×7日×2×1.5
	個人線量計	333	台	111名×2台×1.5
	GM汚染サーベイメータ	5	台	2台+3台(予備)
	電離箱サーベイメータ	5	台	4台+1台(予備)
	緊急時対策所エリアモニタ	2	台	1台+1台(予備)
	可搬型モニタリング・ポスト ^{※3}	2	台	1台+1台(予備)
	ダストサンプラ	2	台	1台+1台(予備)
	資料	発電所周辺地図	1	式
発電所周辺人口関連データ		1	式	
主要系統模式図		1	式	
系統図及びプラント配置図		1	式	
計器	酸素濃度計	2	台	予備含む
	二酸化炭素濃度計	2	台	予備含む
食料等	食料	2,331	食	111名×3食×7日
	飲料水(1.5ℓ/本)	1,554	本	111名×2本×7日

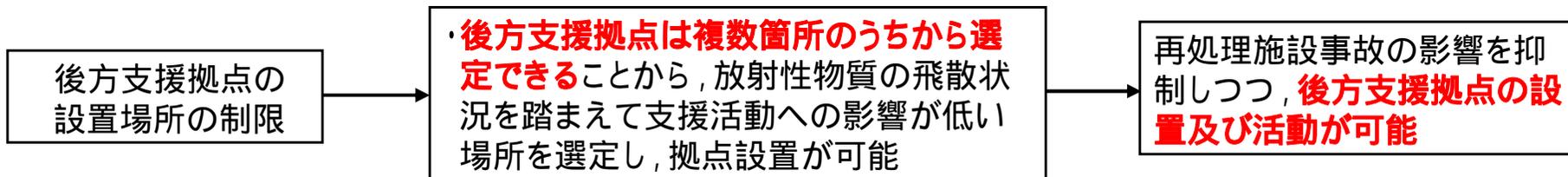
※1 現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数

※2 3日目以降は除染で対応する。

※3 「監視測定設備」と兼用

東海第二発電所の周辺環境の雰囲気線量の上昇に伴う影響と対応策 < 別紙6参照 >

後方支援拠点の設置の対応



災害対策の後方支援拠点の候補地を異なる方位に複数確保

試験研究炉等の原子炉施設の新規制基準への適合状況

- ・試験研究用等の原子炉施設においても、実用発電用原子炉における新規制基準の適合性審査と同様に新規制基準への適合に係る対応が求められた。
- ・日本原子力研究開発機構(JAEA)が有する試験研究用炉は、高出力試験研究炉又は低出力試験研究炉に分類され、実用発電用原子炉と比べ重大事故の対応までは求められていない。
- ・試験研究炉等の安全対策は以下のとおり。

試験研究用等原子炉施設の安全性確保の要求と対策 (設置変更許可取得済み)

JRR-3 (高出力試験研究炉(熱出力50MW～500kW水冷却炉))

【新規制基準の要求事項】

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止
自然現象に対する考慮(火山, 竜巻, 森林火災など)
内部溢水に対する考慮 火災に対する考慮
電源の信頼性 その他の設備の性能
耐震・耐津波性能(耐震重要度分類Sクラスの設備は,
基準地震動及び基準津波の策定)

- > **最新の知見に基づいた多量の放射性物質の放出事故への対策**
炉内燃料が多量に損傷する事故を仮想したうえで、その防護対策や影響緩和策
- > **竜巻などの自然現象や火災への防護**
過去の記録を元に最大の竜巻(49m/s)を考慮して、施設周辺の資材等の管理
施設周辺の草木の管理
- > **地震対策**
原子炉建家等について、最新の知見の反映として現行の建築基準法及びその関係法令に照らして改修

NSRR, STACY (低出力試験研究炉(熱出力500kW未満))

【新規制基準の要求事項】

自然災害に対する考慮(火山, 竜巻, 森林火災など)
内部溢水に対する考慮 火災に対する考慮
電源の信頼性 その他の設備の性能
耐震・耐津波性能(耐震重要度分類Sクラスの設備なし)

- > **竜巻などの自然現象や火災への防護**
過去の記録を元に最大の竜巻(49m/s)を考慮して、施設周辺の資材等の管理
施設周辺の草木の管理
- > **地震対策**
原子炉建家等について、最新の知見の反映として現行の建築基準法及びその関係法令に照らして改修

再処理施設の安全対策と原子力規制委員会東海再処理施設安全監視チームでの検討 ・東海再処理施設で実施済みの安全対策は以下のとおり。

再処理施設の安全対策 (実施済み; 施設運転段階における対策)

- **臨界事故を防止するための対策** (分離, 回収したウランとプルトニウムは核分裂する性質を持つため)
濃度や質量の制限 設備等の形状の制限 中性子吸収材の使用
それぞれの工程に応じて, これらの方法を取り入れた対策を実施
- **火災や爆発防止するための対策** (再処理の工程で, 有機溶媒などの可燃性物質を使用する必要があるため)
有機溶媒の漏れを未然に防ぐ 引火点が高い有機溶媒の使用
検知器により速やかに火災を検知して消火設備により消火 など
- **停電対策, 放射性物質や放射線の漏えいの防止**
放射性物質を扱う機械や設備はステンレス製の内張り, 厚いコンクリート壁, 二重底になった部屋で放射線を閉じ込め
建屋内部の気圧の管理により漏出の防止 タンクや配管には腐食に強い材料を使用 被ばくの防止 など

福島第一原子力発電所事故後を踏まえた緊急安全対策 (実施済み)

- | | |
|---|--|
| ➤ 冷却機能確保 (高放射性廃液を冷やす冷却水供給手段多様化)
発電機から冷却水ポンプ等への給電
ポンプ車の配備 可搬式ポンプ及びホースの配備 | ➤ 水素掃気機能確保 (溶液が発する水素の掃気の手段の多様化)
移動式発電機から排風機へ給電 可搬式空気圧縮機配備
プルトニウム溶液貯槽内の水素掃気窒素ガスポンベの配備 |
| ➤ 電源確保 (緊急時においても高台の発電機から重要機器へ給電)
移動式発電機の配備 軽油タンクの設置
ローリー車の配備 商用電源の拡充 | ➤ 浸水防止 (津波等により必要な設備を浸水させない対策を実施)
建屋開口部に浸水防止扉等の設置 低層階の窓の閉鎖
ダクト開口部の延長 |
| ➤ 事故時の対応 (事故発生時においても確実な対応が図れる)
がれき撤去用の重機の配備 通信手段の多様化
照明設備の配備 防護服の配備 | ➤ 訓練 (事故対応のための訓練を定期的実施)
移動式発電機へのケーブルつなぎ込み
ポンプ車からの給水 |

安全対策の概要

○重大事故の対策

安全機能が喪失した場合には、以下により重大事故（高放射性廃液の蒸発乾固）の発生防止、拡大防止、影響緩和を行う。

➢ 発生防止策

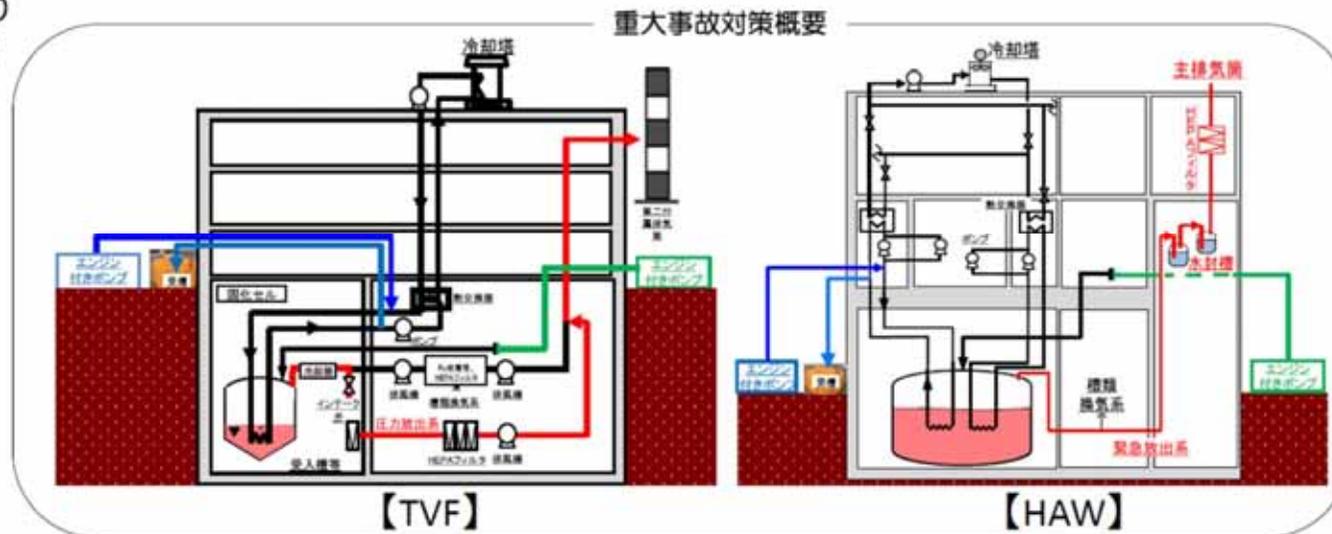
エンジン付きポンプから水を貯槽の冷却コイルへ供給し、沸騰を防止する。

➢ 拡大防止策

エンジン付きポンプから貯槽へ直接水を供給し、蒸発乾固を防止する。

➢ 影響緩和策

放射性的な気体はフィルタ等により、浄化して放出する。



○安全対策工事の概要

高放射性廃液を取り扱う施設等の安全機能を維持できるよう、以下の工事等により安全性の向上を図る。その他の施設については既往の許認可に従った管理を継続する。

➢ 地震

- ・ガラス固化技術開発施設（TVF）の一部の冷却水配管の耐震補強
- ・高放射性廃液の移送配管を内蔵するトレンチの耐震補強(周辺地盤の改良)
- ・主排気筒及び第二付属排気筒の耐震補強

➢ 竜巻（飛来物対策）

- ・高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の窓、扉等の建家開口部の閉止措置

➢ 火山（制御室の居住性確保）

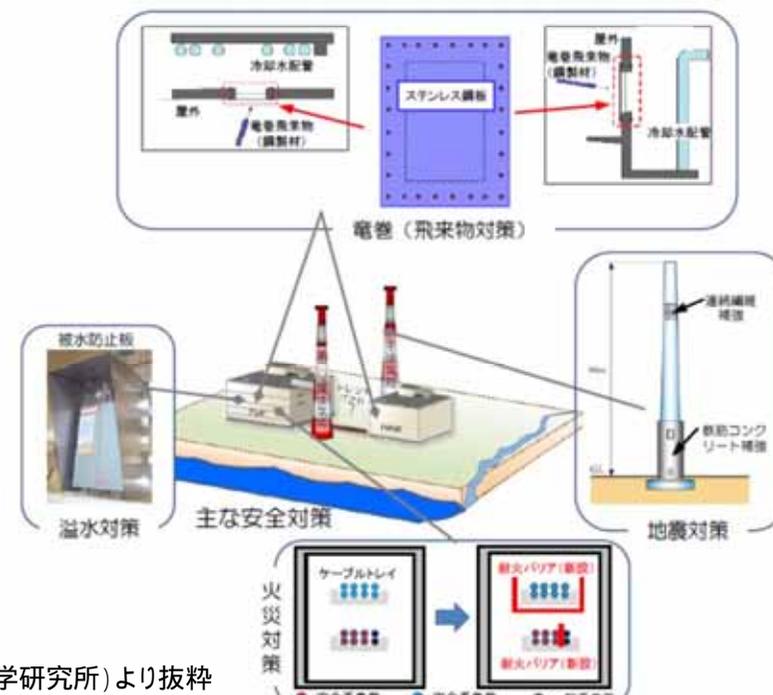
- ・ガラス固化技術開発施設（TVF）への外気取込及び循環換気用可搬型プロフ、換気ライン及びフィルタの配備

➢ 火災

- ・ガラス固化技術開発施設（TVF）の安全系の給電ケーブルへの耐火バリアの設置

➢ 溢水

- ・ガラス固化技術開発施設（TVF）の配管の耐震補強、被水防止板の設置、蒸気漏えいを防止するための遮断弁やカバー等の設置



出典：「再処理施設に係る廃止措置計画の変更認可申請について(概要)」

(令和元年12月19日 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所)より抜粋

<別紙3> 中央制御室の居住性確保



重大事故が発生した場合に、中央制御室の運転員の居住性を確保するため以下の設備を設ける。

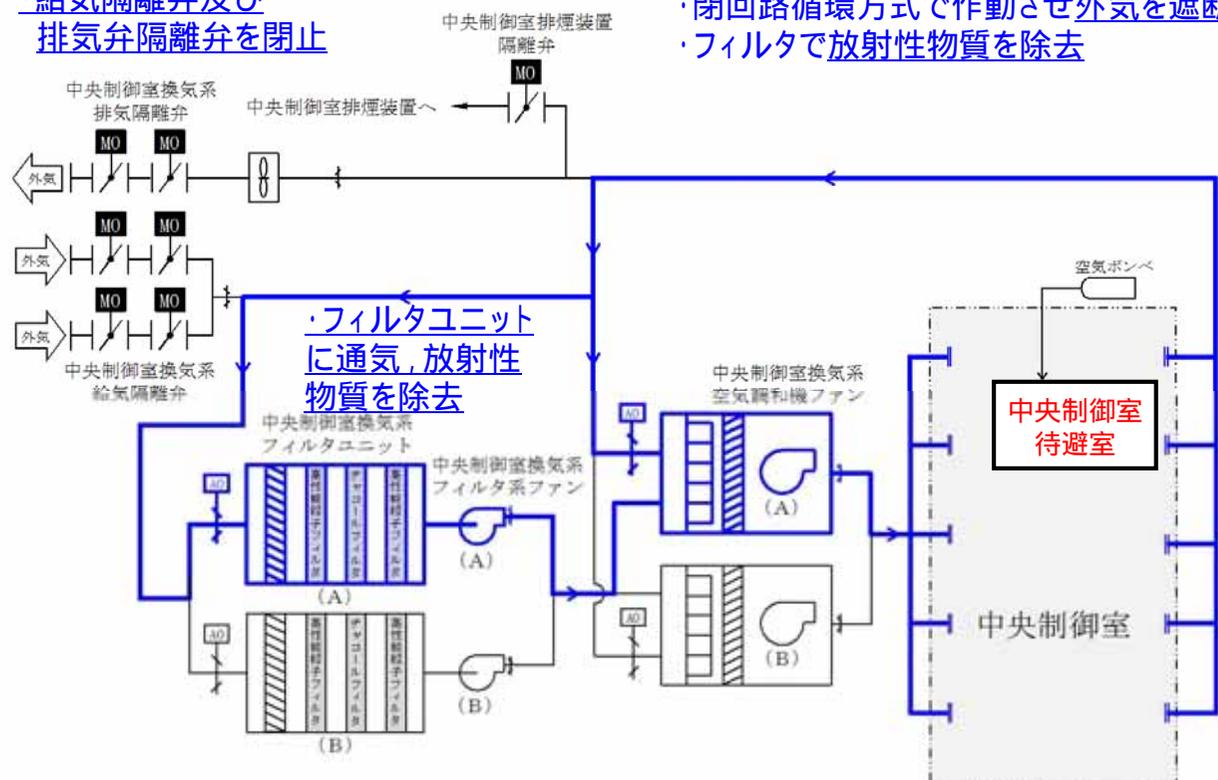
- ・中央制御室換気系(既存設備)・・・中央制御室内の放射性物質の濃度の低減
- ・**中央制御室待避室**(新規)・・・・・・中央制御室内放射性物質濃度が高くなる一時的な状況下での被ばく低減

中央制御室換気系(既存設備)

- ・中央制御室及び**中央制御室待避室**の運転員を過度の放射線被ばくから防護するため設置
- ・重大事故時には、閉回路循環方式*で作動させることにより、放射線物質(よう素, 粒子状物質)を除去しつつ外気の中央制御室への直接流入を防止

* 給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止して外気取り入れを遮断, フィルタユニットを通気

・給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止



中央制御室換気系系統概要図 (重大事故時:閉回路循環方式)



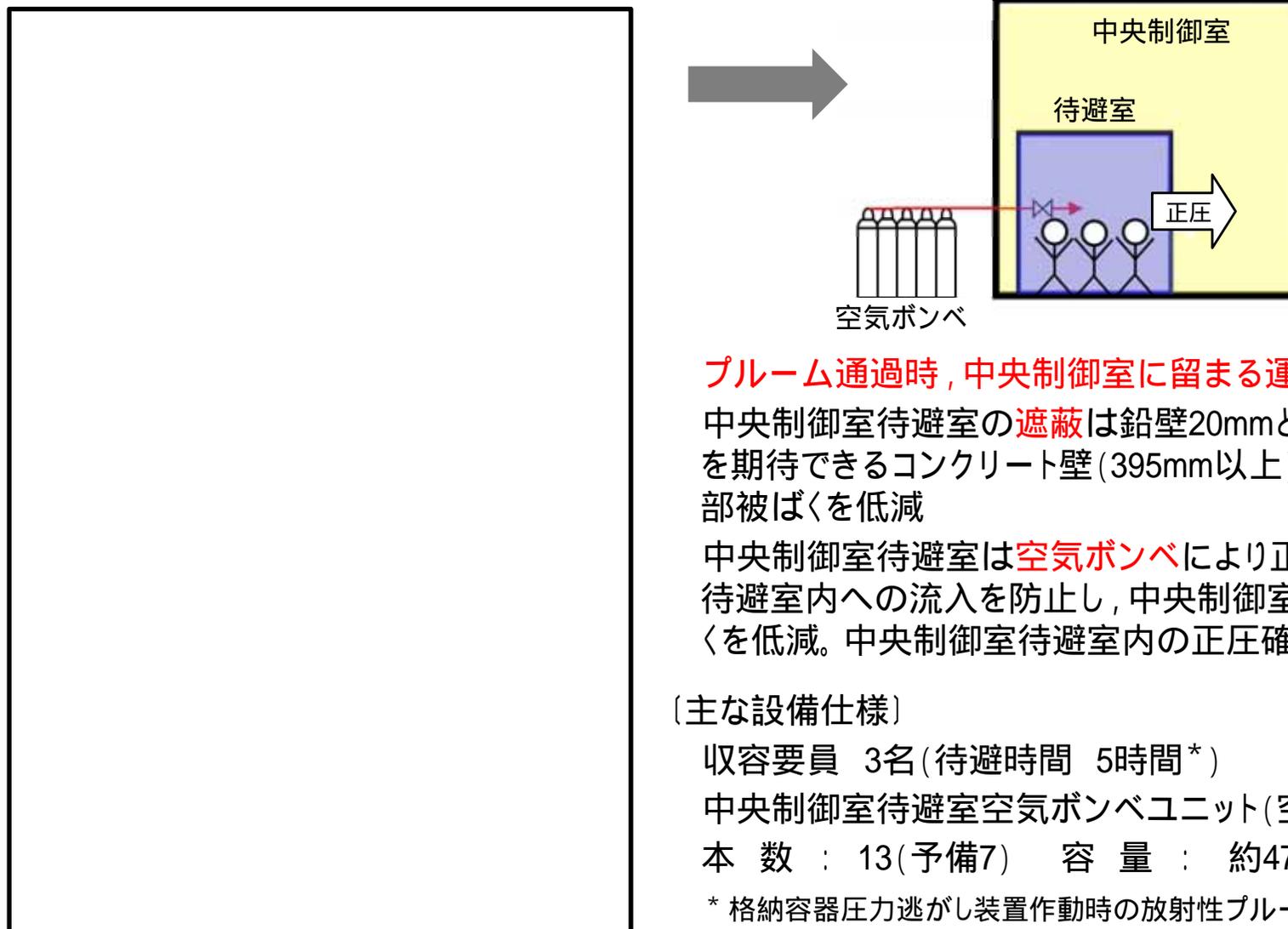
中央制御室換気系の閉回路循環方式を継続した場合の環境影響

中央制御室の運転員の滞在人数・呼吸量と中央制御室への空気流入量(0.4回/h)の関係より、閉回路循環方式を長期間継続した場合でも、**酸素濃度及び二酸化炭素濃度は中央制御室での作業環境に影響を与えない範囲に留まることを確認している。**

中央制御室内への空気流入量が少ないほど酸素濃度は低く、二酸化炭素濃度は高くなるため、評価条件として空気流入率測定試験結果(0.47回/h)に対して保守的に0.4回/hと設定

中央制御室待避室

炉心損傷が発生した重大事故時において、格納容器圧力逃がし装置を作動させた際の放射性プルーム(気体状の放射性物質の雲)の影響による中央制御室の運転員の被ばくを低減させるため、**中央制御室待避室**を設置



プルーム通過時, 中央制御室に留まる運転員は待避室に滞在
中央制御室待避室の**遮蔽**は鉛壁20mmと同等以上の遮蔽能力を期待できるコンクリート壁(395mm以上)とし、ガンマ線による外部被ばくを低減

中央制御室待避室は**空気ポンベ**により正圧化。放射性物質の待避室内への流入を防止し、中央制御室に留まる運転員の被ばくを低減。中央制御室待避室内の正圧確認のため**差圧計**を設置

[主な設備仕様]

収容要員 3名(待避時間 5時間*)

中央制御室待避室空気ポンベユニット(空気ポンベ)

本数 : 13(予備7) 容量 : 約47L/本

* 格納容器圧力逃がし装置作動時の放射性プルームの通過時間を上回る時間

<別紙3> 中央制御室の汚染拡大防止対策



外部の放射性物質汚染時の中央制御室の汚染拡大防止のため、耐震性を有する原子炉建屋内の区画に**チェンジングエリア**を設営

- 原子炉建屋附属棟内に**チェンジングエリア**を以下の構成でテントハウス及び扉付シート壁により区画して設置

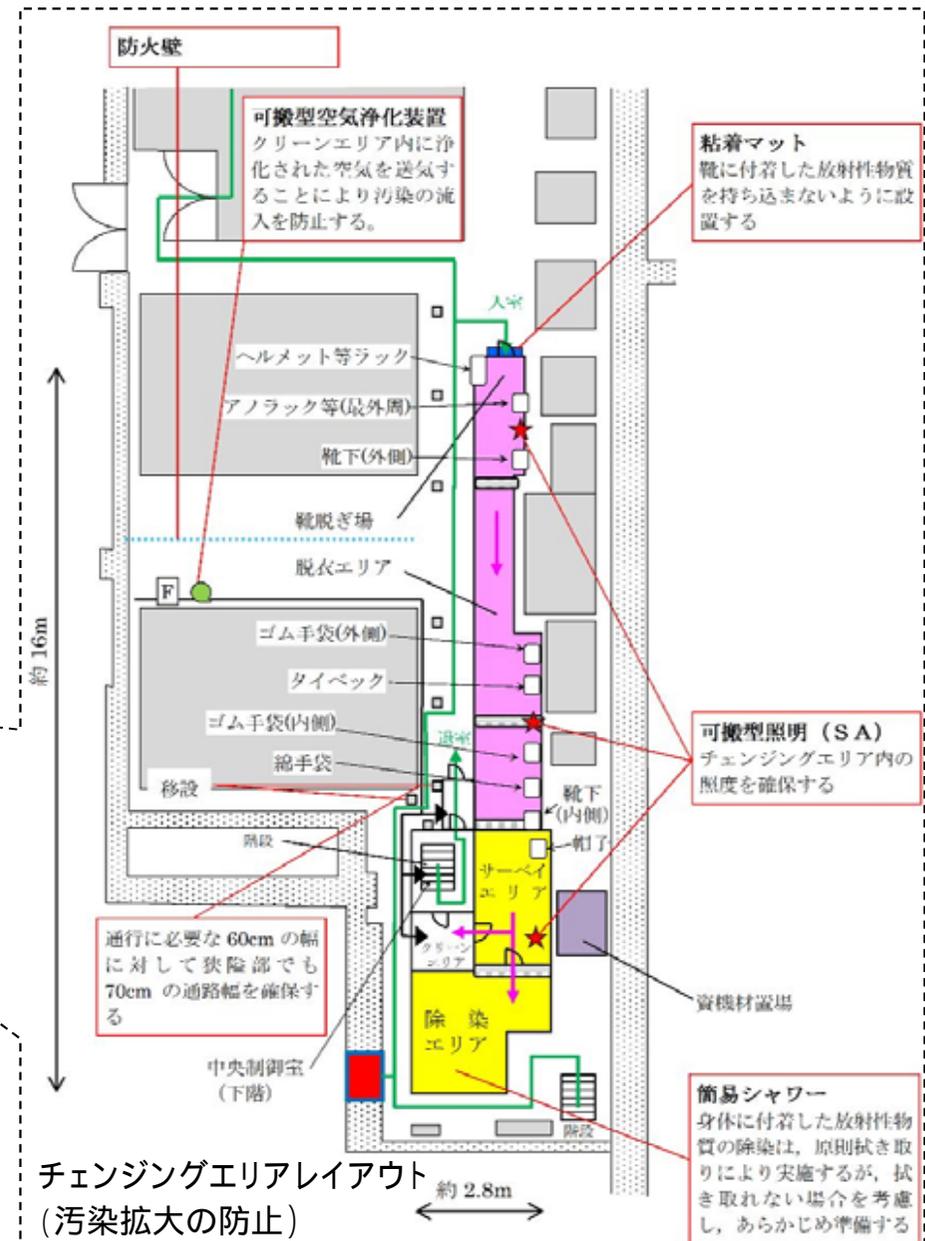
- 作業服の着替えを行う**脱衣エリア**
- 身体の汚染検査を行う**サーベイエリア**
- 身体に付着した放射性物質を除く**除染エリア**
- 中央制御室への放射性物質の持込を防止する**クリーンエリア**

- チェンジングエリア**と中央制御室の間を気密扉で区画



中央制御室チェンジングエリアの設営場所

- チェンジングエリア**内はテントハウスの壁、シートにより間仕切りする。中央制御室にアクセスする階段の周囲は扉付のシートにより二重に区画し、中央制御室への汚染の流入を防止する。
- 更なる汚染拡大防止対策として、**可搬型空気浄化装置**により**クリーンエリア**への汚染の流入を防止する。
- チェンジングエリア**の照明は**可搬型照明 (SA)**により確保



チェンジングエリアレイアウト (汚染拡大の防止)

<別紙3> 緊急時対策所設備の概要 必要な要員の収容



緊急時対策所は、**重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員**に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への**放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め約100名を収容できる設計とする。**

災害対策本部室のレイアウト（緊急時対策所建屋2階）



緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員を含め、最大100名を収容できる設計とする。

- ・災害対策本部室 : 約350m²
- ・宿泊・休憩室 : 約70m²

重大事故等時に対処するために必要な指示を行う要員数

要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策本部長 他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員は本部長、本部長代理、原子炉主任技術者がとどまる。	4名	48名
各班本部長、 班長	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、各本部長及び各班長がとどまる。	20名	
交替要員	上記、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者の交替要員4名、及び各班の本部長、班長の交替要員20名を確保する。	24名	4名
廃止措置本 部長、班長	廃止措置班の要員については、本部長からの指揮を受け、プラント状態の把握及び対策本部へのインプット、事故の影響緩和・拡大防止に対処するために、本部長及び班長がとどまる。	4名	

原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員数

要員	考え方	人数	合計	
運転員 (当直員)	ブルーム通過時には、3名が中央制御室待避室、4名が緊急時対策所に退避する。	4名	18名	
運転班 要員	格納容器ベント 対応	格納容器ベントの現場対応(第二弁操作室に待避)		-
保守班 要員	水源確保・注水	ポンプ車による使用済燃料プールへの水の補給操作、水源確保		2名
	電源供給・確保	電源車の運転操作・監視		2名
	放射性物質の拡散抑制対応	・可搬型代替注水ポンプ車(放水用)のポンプ操作・監視(2名) ・放水砲設備の操作、管理(2名)	4名	
放射線管 理班要員	燃料の給油	ポンプ車等の可搬型設備への燃料給油	2名	
	モニタリング	作業現場の放射線モニタリング	4名	

緊急時対策所外に待避する要員

緊急時対策所の重大事故等時の対策要員の居住性が確保されるように、建屋に適切な遮蔽設計及び換気設計等を行う。緊急時対策所災害対策本部室は重大事故等時において必要な対策活動が行え、またブルーム通過中においても必要な要員を収容可能な設計とする。

(1)遮蔽設計

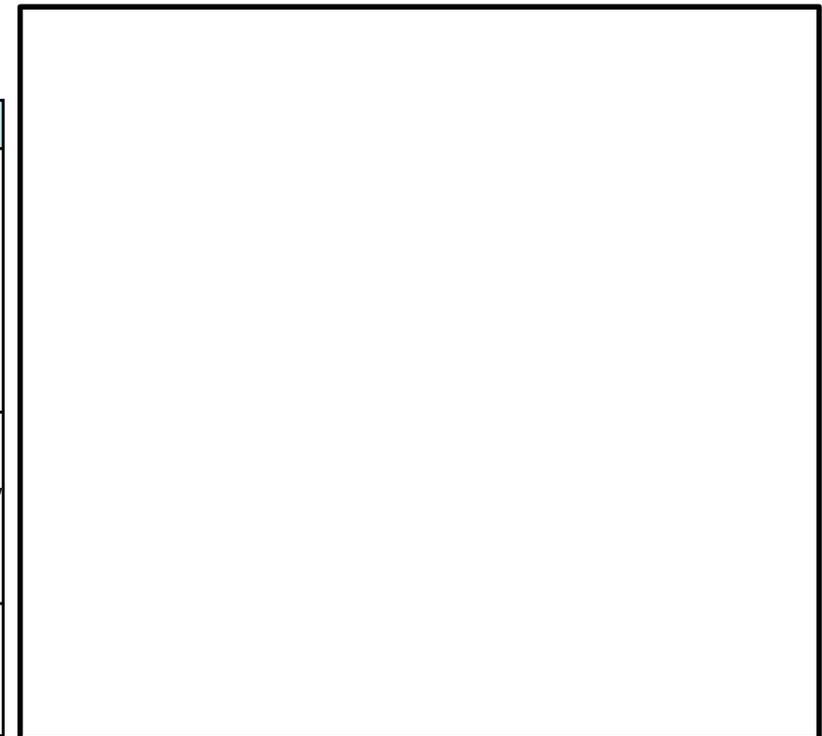
重大事故等において、対策要員が事故後7日間とどまっても換気設備等の機能とあいまって、実効線量が100mSvを超えないよう天井、壁及び床には十分な厚さの遮蔽(コンクリート)設計とする。

(2)換気設計等

重大事故等の発生により、大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても、対策要員の居住性を確保するために、空気浄化をする設備を配備する。また、希ガスの放出を考慮し、ブルーム通過中は空気ポンベにより緊急時対策所等内を加圧する設備を配備し、希ガス等の侵入を防止する。

遮蔽設計及び換気設備等の設計

名称	設備構成・目的等
【遮蔽設計】	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時において、対策要員が事故後7日間とどまっても、換気設備等の機能とあいまって、実効線量が100mSvを超えないよう、建屋外壁、天井、壁及び床は十分な厚さの遮蔽(コンクリート)を設ける。 また、外部扉又は配管その他の貫通部については、迷路構造等により、外部の放射線源を取り込まないように考慮した設計とする。
【非常用換気設備】 ・緊急時対策所非常用送風機 ・緊急時対策所非常用フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等の発生により、大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても、空気を浄化する設備を配備し、緊急時対策所にとどまる対策要員の居住性を確保する。 必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを予備を含めて2系統設置する。
【加圧設備】 ・緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> ブルーム通過時の対策要員への被ばく防止対策として、緊急時対策所等を加圧することにより放射性物質の侵入を防止する。(空気ポンベ本数320本(予備80本)を配備)



緊急時対策所 遮蔽設計(断面図)

緊急時対策所の換気空調設備の系統概要を示す。換気空調設備は、送風機、排風機、非常用フィルタ装置、加圧設備(空気ポンペ)等を備え、外部の放射性物質濃度に応じて系統の運転状態を切り替え、**緊急時対策所等の要員が滞在するエリアの放射性物質濃度を低減させる**機能等を有する。

緊急時対策所
換気空調設備系統図

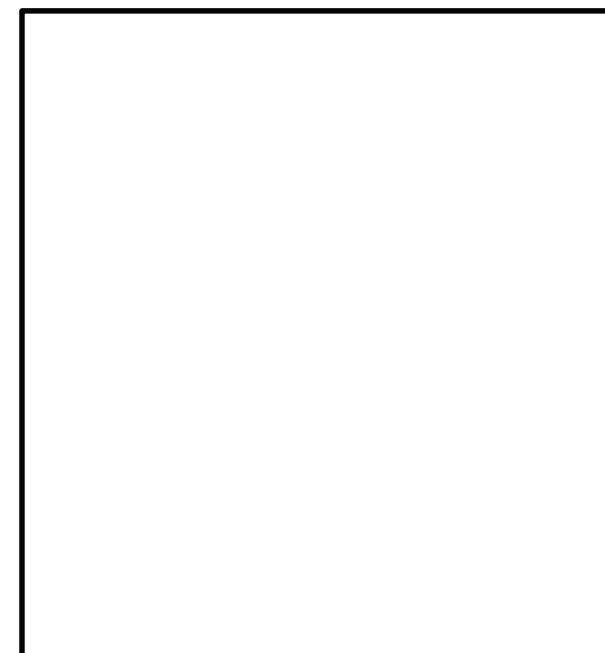
- ・左図の系統の運転状態は、特に外部の放射性物質濃度が上昇した際の「プルーム通過時加圧運転(災害対策本部加圧モード)」の運転状態を示す。
- ・放射性プルームの通過中、緊急時対策所等の要員が滞在を続けるエリアは、加圧設備(空気ポンペ)により加圧を続け、放射性物質の侵入を防止する。

<別紙3> 災害対策要員の現場作業における放射線防護具類



▶放射線防護具類の種類と数量を増やし、外部からの支援なしに事故発生後7日間の活動に必要な数を地震、津波、その他の自然現象による影響を受け難く居住性の確保された緊急時対策所建屋等に配備する。

名称 ()内は防災業務計画の名称	従来から備えている放射線防護具類 (防災業務計画に定める 防災用資機材及び防災関連資機材)		今後備えることとしている放射線防護具	
			配備数 ¹	
	配備数	保管場所	緊急時対策所建屋	中央制御室
電子式個人線量計	57台	緊急時対策室建屋	333台	33台
タイベック (汚染防護用装備)	57組	緊急時対策室建屋	1,166着	17着
靴下	2		2,332足	34足
帽子	2		1,166個	17個
綿手袋	2		1,166双	17双
ゴム手袋	2		2,332双	34双
全面マスク (ダスト・マスク)	57個	緊急時対策室建屋	333個	17個
チャコールフィルタ	114個	緊急時対策室建屋	2,332個	34個
アノラック (PVAスーツ)	57組	緊急時対策室建屋	462着	17着
長靴	2		132足	9足
胴長靴	2		12足	9足
高線量対応防護服	10着	緊急時対策室建屋	15着	
セルフ・エア・セット	4台	サービス建屋		
自給式呼吸用保護具				9式



保管場所の配置

1 今後、必要に応じて訓練等で見直しを行う。

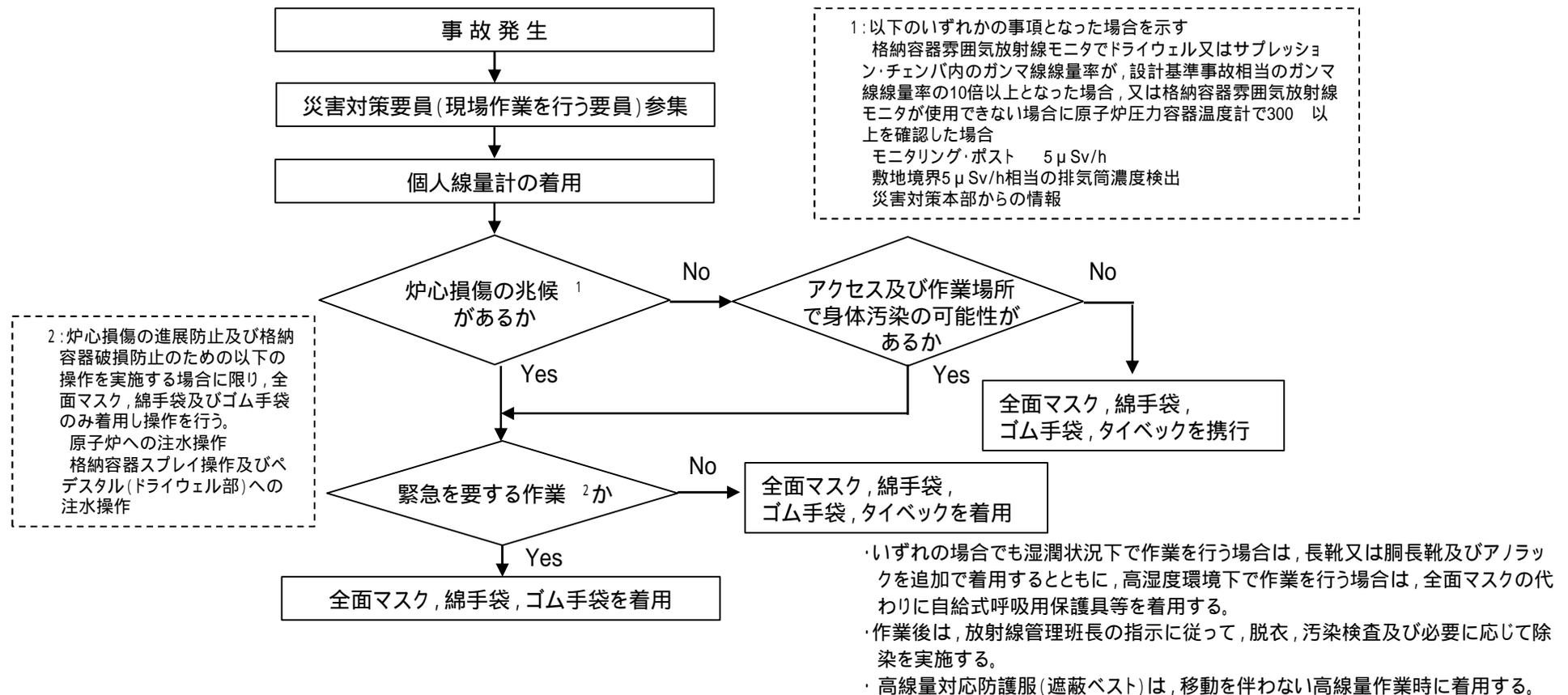
2 防災用資機材として位置付けてはいなかったが、通常時より配備している装備を適宜使用することとしていた。

	従前の考え方	今後の考え方
防護具の数量	原子力災害対策特別措置法を基に、必要な数量の算出。事故対応の要員数に対し、凡そ3日以上を確保。	事象発生後7日間は外部からの支援を受けなくても、継続して事故収束の対応に当たれる数量を確保する。
防護具の保管場所	事故対応の要員の活動拠点となる場所に保管し、迅速な活動に支障を及ぼさないよう考慮。	従前の考え方に加えて、地震及び津波等の自然災害並びに重大事故等の影響を受け難い場所を保管場所とする。

<別紙3> 災害対策要員の現場作業における放射線防護具類

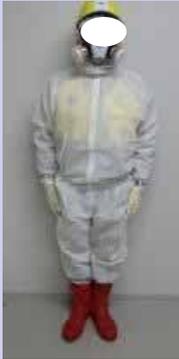


- 重大事故等時、現場では作業環境が悪化していることが予想され、災害対策要員は環境に応じた放射線防護具を着用する必要がある。災害対策要員は、下記に定める**着用基準**に従い、これらの放射線防護具の中から必要なものを装備し、作業を実施する。
- 有効性評価では、防護具を着用基準に従って装備し現場作業を実施することとしている。例えば、「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の場合、高湿度環境下での現場作業が想定されることから「高湿度環境下で着用する防護具」を装備し、作業を実施する。
- 「火災発生時における防護具」及び「薬品影響時における防護具」で示す防護具は、装備が必要となる状況は限定されるものの、状況に応じて「事故対応時に原則着用する防護具」と併せて装備する。



<別紙3> 災害対策要員の現場作業における放射線防護具類



全ての事象において着用する防護具	事故対応時に原則着用する防護具	湿潤状況下または高湿度環境下で着用する防護具	高線量状況時に着用する防護具
 <p>個人線量計</p>	 <p>タイベック</p>  <p>全面マスク</p> <p>・綿手袋 ・ゴム手袋</p>	 <p>アノラック</p>  <p>長靴</p>  <p>胴長靴</p>  <p>自給式呼吸用保護具¹</p> <p>¹ 高湿度環境下で作業を行う場合は、全面マスクの代わりに自給式呼吸用保護具を着用する。</p>	 <p>高線量対応防護服 (遮蔽ベスト)²</p> <p>² 高線量対応防護服 (遮蔽ベスト)は、移動を伴わない高線量作業時に着用する。</p>

有効性評価の事故シーケンスグループ等 防護具 ³	【カテゴリ-1】 ⁴	【カテゴリ-2】 ⁵	【カテゴリ-3】
		<ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水・減圧機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・反応度誤投入 	【カテゴリ-1】及び【カテゴリ-3】以外の事故シーケンスグループ等
事故対応時に原則着用する防護具	-		
湿潤状況下又は高湿度環境下で着用する防護具	-	-	

³ 「火災発生時における防護具」及び「薬品影響時における防護具」で示す防護具は、装備が必要となる状況は限定されるものの、状況に応じて「事故対応時に原則着用する防護具」と併せて装備する。

⁴ カテゴリ-1では中央制御室での操作のみを想定していることから、現場操作がなく、防護具の着用は想定していない。

⁵ カテゴリ-2では屋外のみ現場操作を想定していることから、建屋内の湿潤状況下または高湿度環境下での現場操作はなく、湿潤状況下または高湿度環境下で着用する防護具の着用は想定していない。

➤放射線防護具類の着用訓練

事故が発生した場合に速やかに放射線防護具類を着用できるように定期的に着用訓練を行う。

なお、全面マスクの着用訓練では、正しく着用できていることの確認として、フィッティングテスターを用いた漏れ率測定を行っており、漏れ率(フィルタ透過率を含む)2%以下を満足することとしている。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価で用いたマスクによる防護係数(DF50)を担保する値として設定。



フィッティングテスター(着用訓練風景)

< 別紙3 > シビアアクシデントの状況(高線量, 暗闇等)を想定した訓練



➤ 放射線防護具及び資機材等を使用し、様々な状況を想定した訓練を実施

- 以下のような様々な悪条件を考慮して訓練を実施
 - ・ 悪天候(降雨, 降雪, 荒天等の天候)
 - ・ 作業環境(夜間・暗闇, 高線量環境下)
- 現場環境の放射線量の上昇が予測される対応に係る訓練は, 放射線防護具類(タイベック・全面マスク)を着用して実施
- 訓練により, 防護具等を着用が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認
- 訓練により, 暗所環境での照明器具を用いた操作が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認

前年度の訓練実績を踏まえて次年度の訓練計画を策定し, 要員が各訓練を満遍なく経験するようにしている。

放射線防護具類を着用した訓練の一例



可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用



可搬型代替低圧電源車の設置・運用



可搬型照明を用いた訓練の一例



暗所環境下での可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用

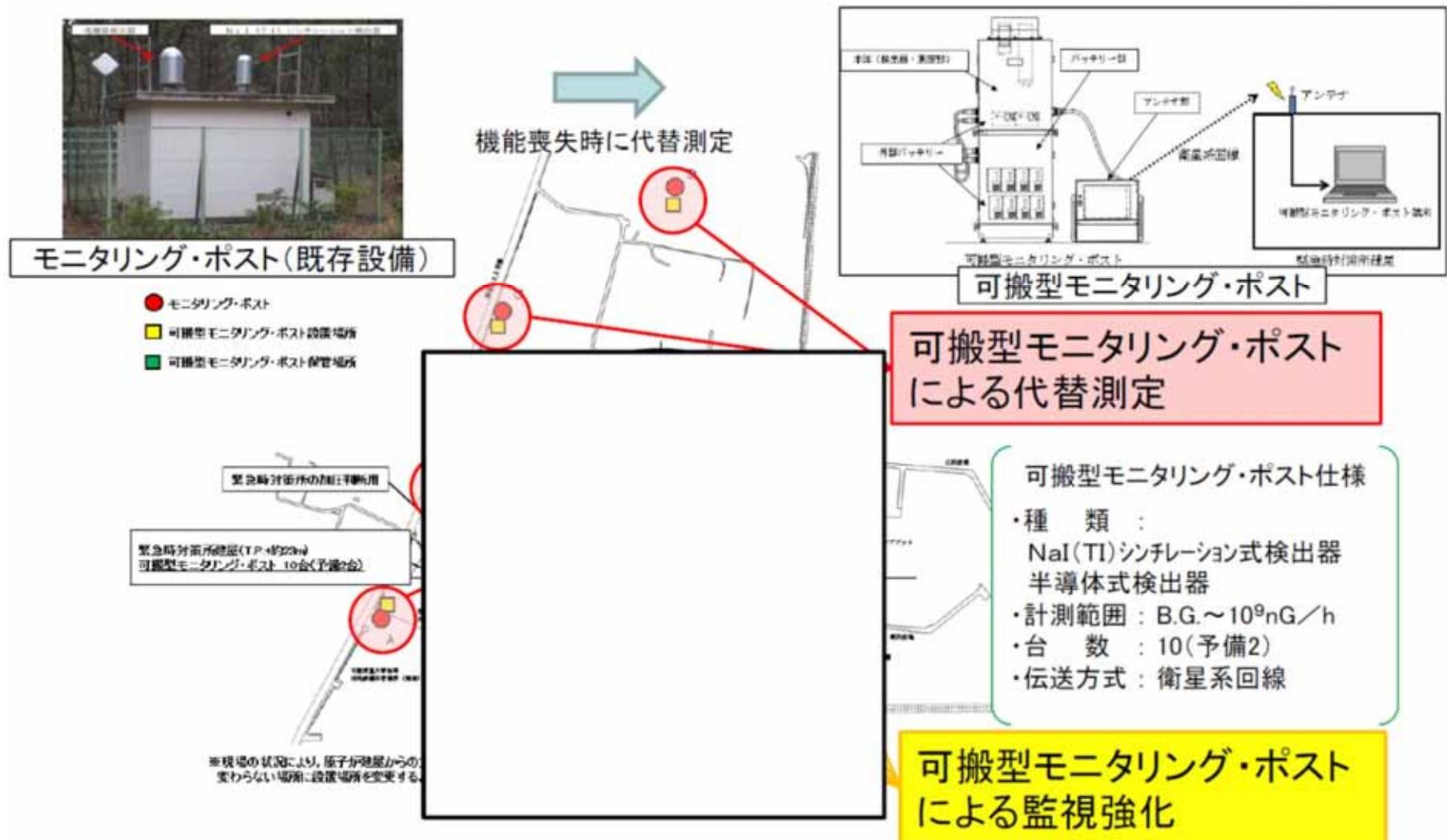


可搬照明を使用した状態での弁の開閉操作

< 別紙4 > 監視測定設備 (既存設備及び新規設備)



- 放射線量の測定 (モニタリング・ポスト (既存設備), 可搬型モニタリング・ポスト)
 モニタリング・ポストが機能喪失した場合は, 可搬型モニタリング・ポストにより放射線量の代替測定を行う。また, モニタリング・ポストの設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置し, 放射線量を測定する。なお, 可搬型モニタリング・ポストは, 原子炉建屋から放出される放射性物質を監視できるように原子炉建屋を中心とした8方位に設置する。

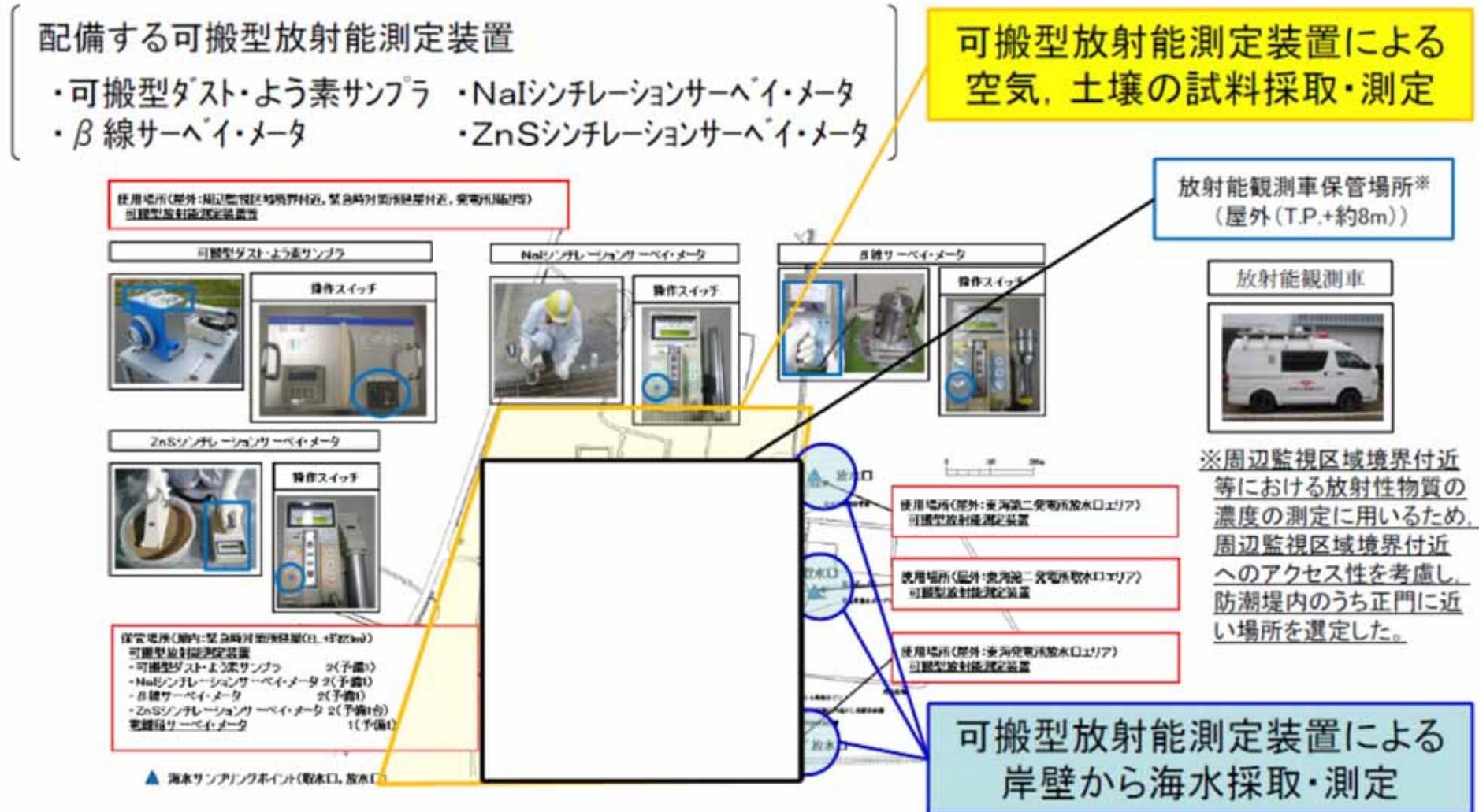


<別紙4> 監視測定設備(既存設備及び新規設備)

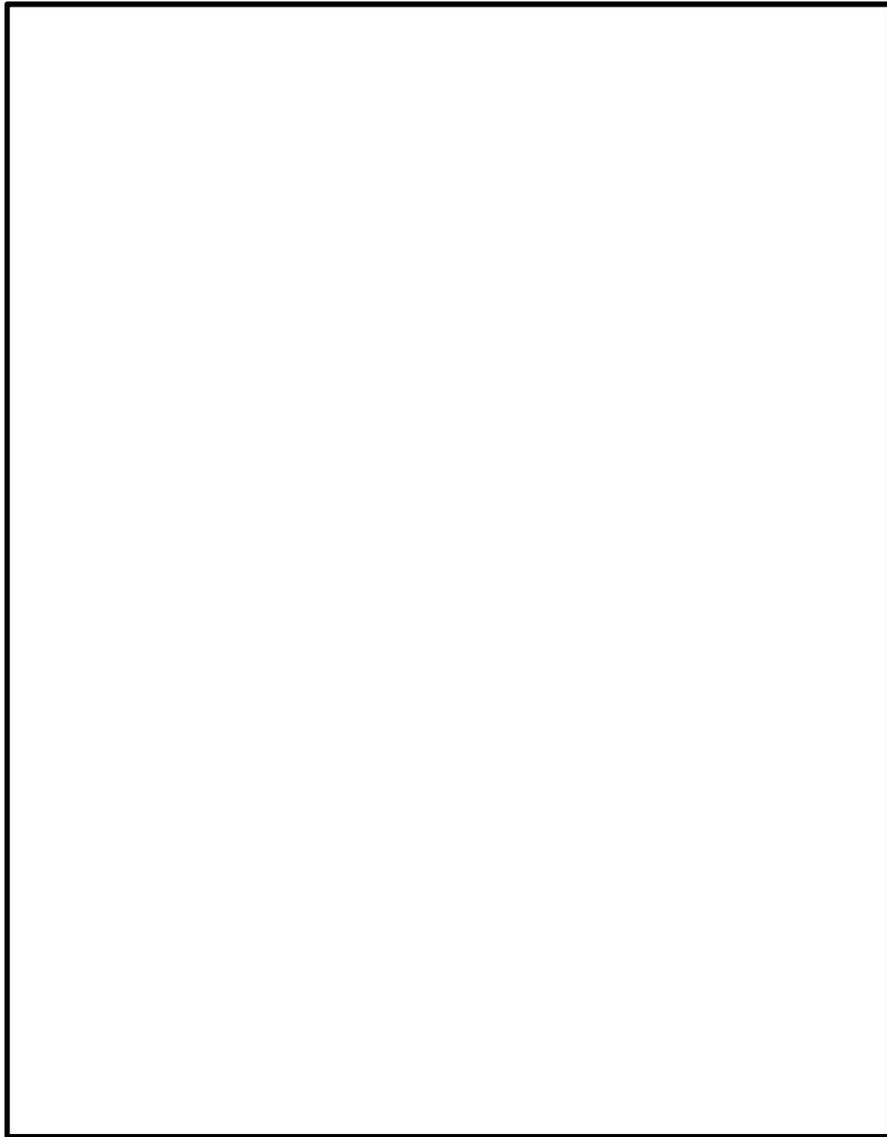


■ 放射性物質の濃度の測定(放射能観測車(既存設備), 可搬型放射能測定装置)

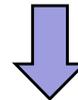
放射能観測車が機能喪失した場合は, 線サーベイメータ等の可搬型放射能測定装置により, 空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。また, 可搬型放射能測定装置により, 土壌中や水中の放射性物質の濃度を測定する。



➤ 発電所構内への参集ルートは、敷地の特性を踏まえ、**複数の参集ルートを設定**することで、**参集の確からしさを向上**



- 発電所の参集には必ず国道245号線を通過するため、同国道の交通状態及び道路状態によりアクセス性に影響を受けないよう、通行距離を短くするとともに、各参集ルートの**進入場所を離して複数設定**
- 敷地入口近傍にある送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定
- 敷地高さを踏まえ、津波による影響を受けずに緊急時対策所に参集できるルートを設定



上記の考え方にに基づき、以下の参集ルートを設定し、各参集ルートの状況を踏まえて安全に通行できるルートを選定する。

参集ルート	特 徴
正門ルート	通常、発電所に参集するルート
代替正門ルート	敷地入口の送電鉄塔が倒壊した場合の迂回ルート
北側ルート	敷地入口が通行できない場合の代替ルート
南側ルート	敷地入口及び北側ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート
西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート
南西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート

- 隣接する他機関とは、通行に係る運用及び参集ルートに影響する障害物の撤去等に係る運用について取り決めの締結を合意

発電所構内への複数の参集ルート設定

< 別紙5 > 緊急時対策所設備の概要 放射線管理資機材等



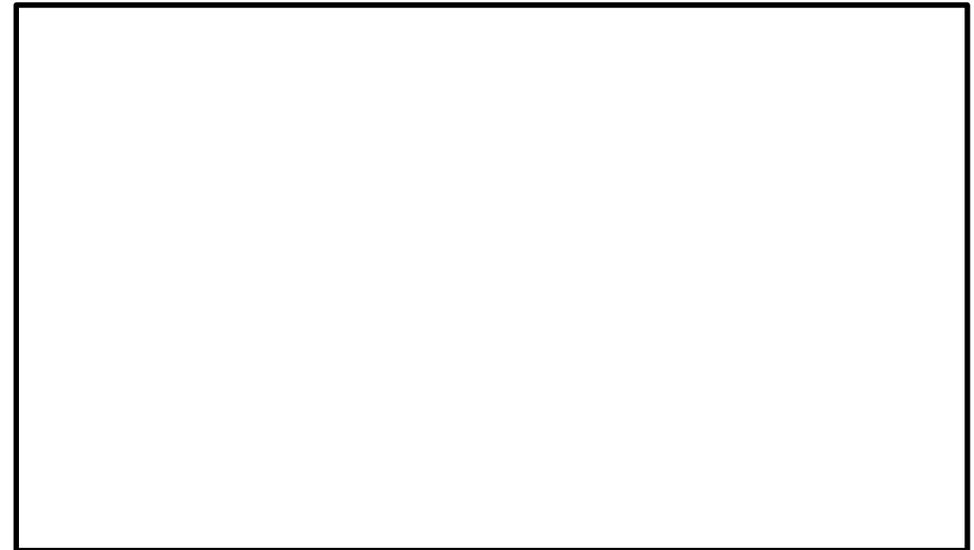
放射線管理資機材等

緊急時対策所内には、外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするための各種資機材等を配備する。

緊急時対策所に配備する主な資機材等

区分	品名	数量	単位	備考
放射線管理用資機材	タイベック	1,166	着	111名×7日×1.5
	アノラック	462	着	44名 ^{※1} ×7日×1.5
	全面マスク	333	個	111名×2日 ^{※2} ×1.5
	チャコールフィルタ	2,332	個	111名×7日×2×1.5
	個人線量計	333	台	111名×2台×1.5
	GM汚染サーベイメータ	5	台	2台+3台(予備)
	電離箱サーベイメータ	5	台	4台+1台(予備)
	緊急時対策所エリアモニタ	2	台	1台+1台(予備)
	可搬型モニタリング・ポスト ^{※3}	2	台	1台+1台(予備)
資料	ダストサンブラ	2	台	1台+1台(予備)
	発電所周辺地図	1	式	
	発電所周辺人口関連データ	1	式	
	主要系統模式図	1	式	
計器	系統図及びプラント配置図	1	式	
	酸素濃度計	2	台	予備含む
食料等	二酸化炭素濃度計	2	台	予備含む
	食料	2,331	食	111名×3食×7日
	飲料水(1.5ℓ/本)	1,554	本	111名×2本×7日

配備する資機材等の保管場所



※1 現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数

※2 3日目以降は除染で対応する。

※3 「監視測定設備」と兼用

緊急時対策所エリアモニタの仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	配備場所	台数
緊急時対策所 エリアモニタ 	半導体式検出器	B. G~ 999.9mSv/h	緊急時対策所	1 (予備 1)

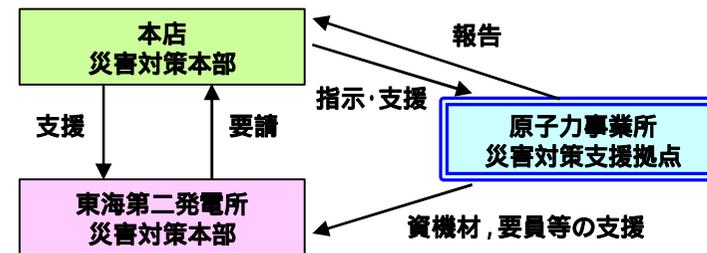
➤ **支援拠点の分散配置**

- 発電所外からの支援に係る対応拠点となる候補地点を，原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮して，方位，距離（約20km圏内外）が異なる**6地点を選定**
- 原災法10条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生した際には，本店対策本部長は支援拠点の設置を指示し，支援拠点の責任者を指名し，要員を派遣して支援拠点を設置
- 支援拠点の責任者は外部支援計画 に基づき，災害対応状況等を踏まえながら，発電所，本店及び関係機関と連携し，発電所の災害対策活動の支援を実施

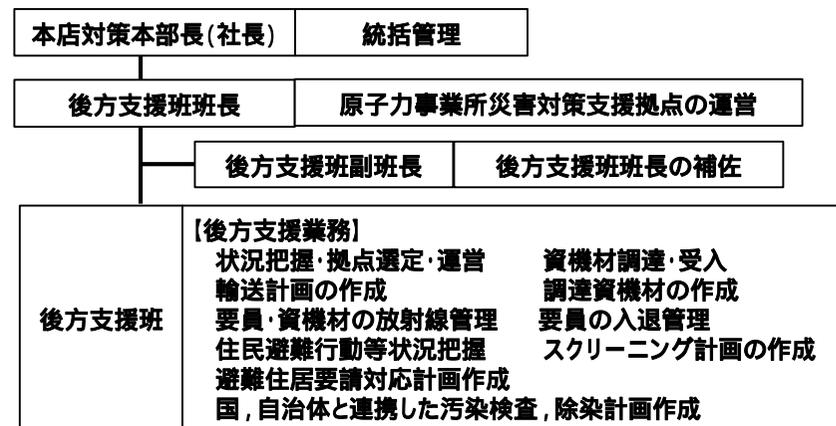


原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

外部支援計画：発電所が必要とする支援事項を踏まえた，原子力事業所災害対策支援拠点への要員の派遣計画や資機材や消耗品の調達及び輸送計画を指す。



防災組織全体図



原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

< 別添資料 >

再処理施設の事故影響について

平成26年 3月18日



日本原燃株式会社

目次



1. はじめに
2. 従来の防災指針における再処理に係るEPZについて
3. 再処理施設における重大事故等に係る被ばく影響の評価
(対策を施さなかった場合)

1. はじめに

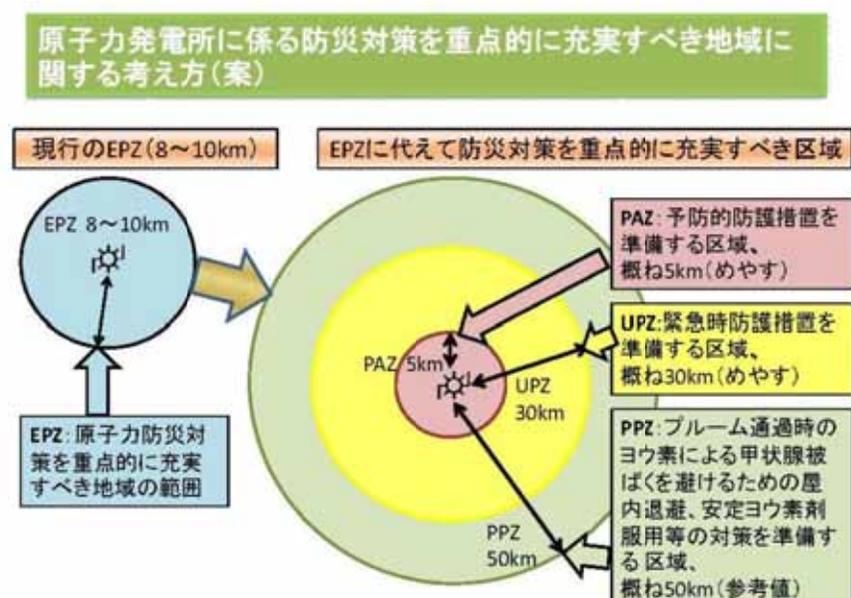
従来: 防災指針にて原子力施設からの放射性物質の異常な放出による周辺環境への影響の及ぶ範囲として、施設の異常事態の態様等に応じ、EPZ(防災対策を重点的に充実すべき区域)を定め、緊急事態に対する準備が行われることとされていた。

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、原子力安全委員会では、防災指針に反映すべき事項について検討が行われ、2012年3月22日に防災指針見直しに関する考え方が取りまとめられた。



今後:

- 原子力発電所について、IAEAの安全指針等を踏まえ、EPZに代えて新たにPAZ(予防的防護措置を準備する区域)及びUPZ(緊急防護措置を準備する区域)を設けられることとなった。
- 一方、核燃料施設については、「必要な見直しに向けた検討を行うことが必要である」とされている。



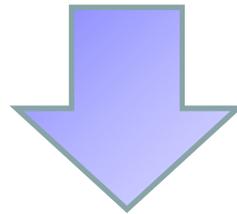
北海道庁のHP(<http://www.pref.hokkaido.lg.jp/sm/gat/kadai/1025kuni.pdf>)から転記
 *PAZ、PPZは、再処理では、希ガス・ヨウ素が大量放出しないため該当なし

従来のEPZ とIAEA基準によるPAZ、UPZの関係

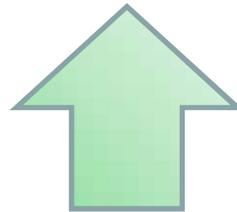
2. 従来の防災指針における再処理に係るEPZについて(1)



再処理施設に係る想定事象において放出されると評価される核種を対象に、施設から5kmの地点において防護対象指標の下限値(実効線量10mSv:希ガスによる外部被ばく又はエアロゾルの吸入による内部被ばくの結果)となる放射性物質の放出量を、それぞれの核種の単独放出を仮定して算出。



「きわめて大量の放出量を想定しなければ、施設から5kmの地点において防護対象指標の下限値を超えることはない」との結果(結果は次頁)



海外再処理施設のEPZの調査結果

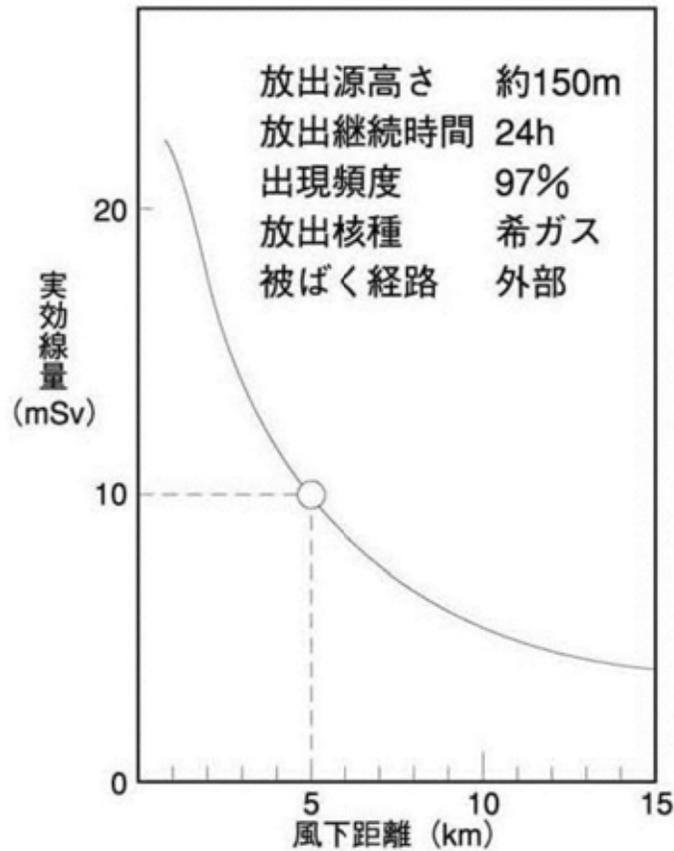
- ・仏国: 溶媒火災が最も厳しいものとされ、屋内退避計画範囲を半径5km
- ・英国: 発電炉のEPZに包含される。ただし、屋内退避計画範囲は半径5km

出典:「再処理施設周辺の防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲について」

2. 従来の防災指針における再処理に係るEPZについて(2)

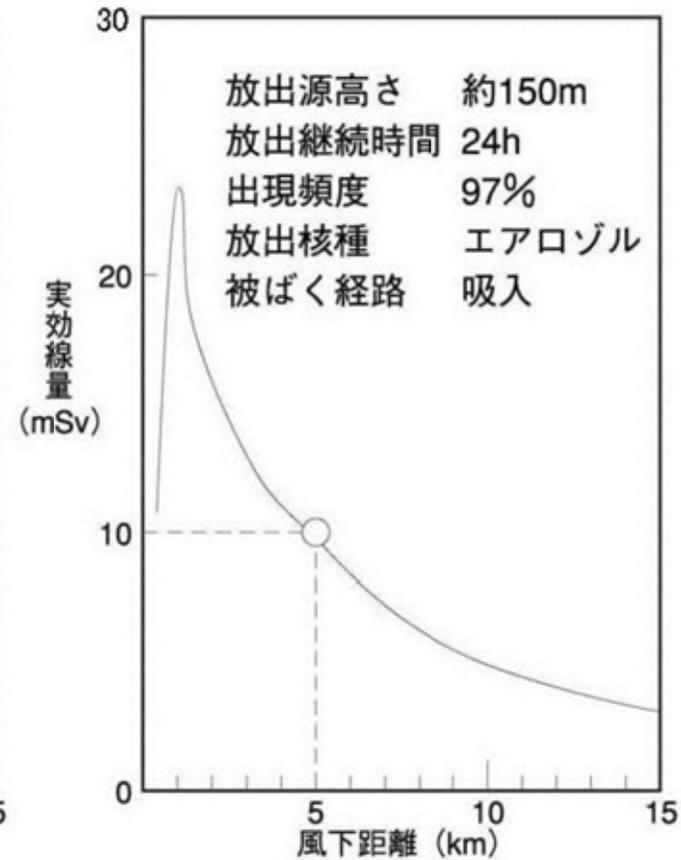


再処理施設の想定事象



風下距離 (km)	1	3	5	8	10	15
実効線量 (mSv)	21	14	10	7.0	5.7	3.9

(1) 希ガスによる外部被ばく



風下距離 (km)	1	3	5	8	10	15
実効線量 (mSv)	23	13	10	6.2	4.8	3.0

(2) エアロゾルによる内部被ばく (吸入)

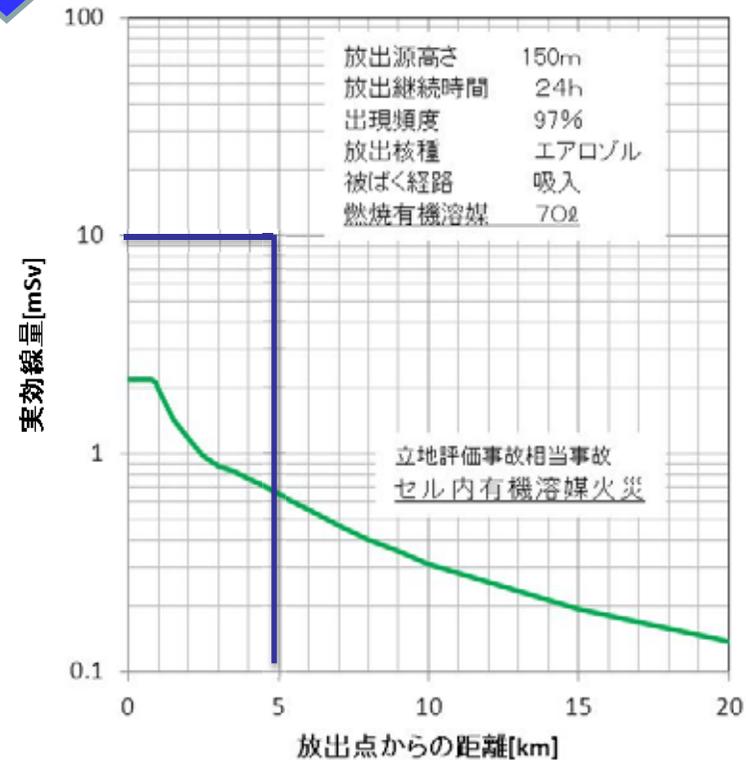
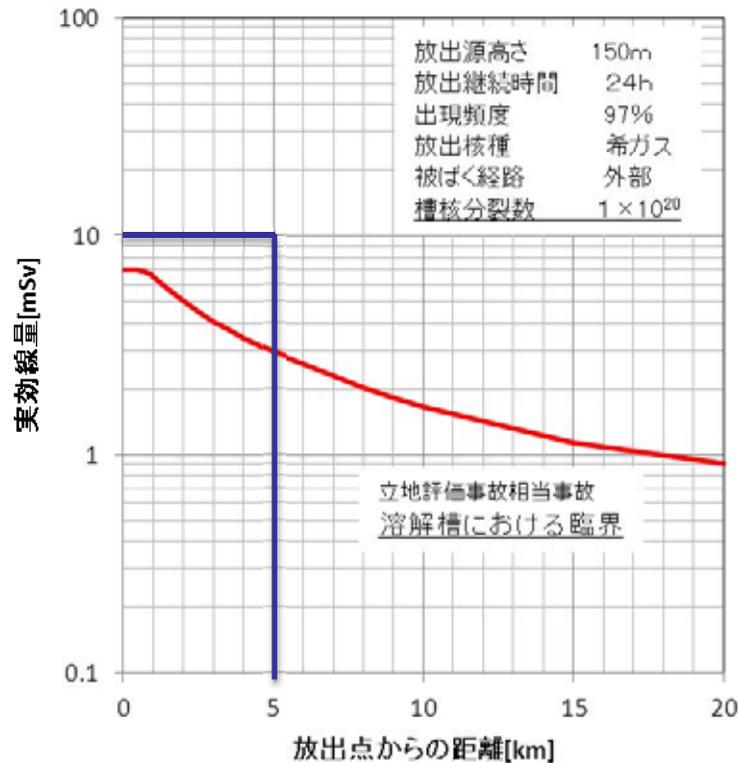
出典:原子力安全委員会:原子力施設等の防災対策について<http://www.nsc.go.jp/anzen/sonota/houkoku/bousai220823.pdf>

2. 従来の防災指針における再処理に係るEPZについて(3)

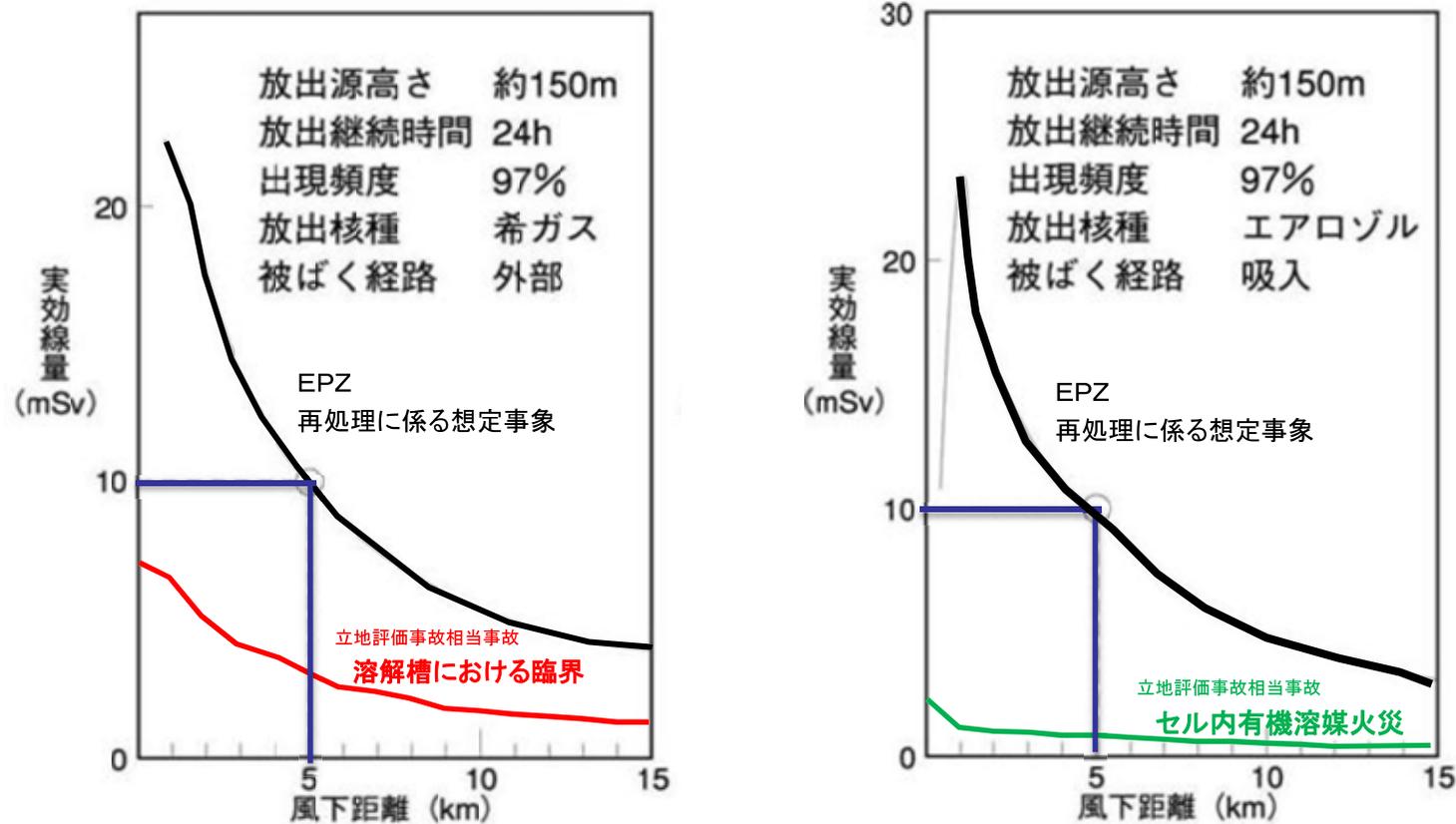


- (対象事象) 立地評価事故(溶解槽における臨界、有機溶媒火災)と同規模の事故
- (放出高さ) 150m(主排気筒)
- (放出継続時間) 24時間
- (気象条件) 原子力安全委員会「気象指針」による
- (評価範囲)
 - ・溶解槽における臨界: 1×10^{20} の核分裂、有機溶媒火災: Pu精製塔セルの70Lの有機溶媒の燃焼。
 - ・放出された核種の減衰は考慮していない。
 - ・放出核種の吸入摂取の換算係数は厳しい結果をもたらすものを用いている

評価結果



2. 従来の防災指針における再処理に係るEPZについて(4)



「きわめて大量の放出量を想定しなければ、施設から5kmの地点において防護対象指標の下限値を超えることはない」との結果

3. 再処理施設における重大事故等に係る被ばく影響の評価(1) (対策を施さなかった場合の被ばく影響)



(1) 検討に当たり想定する事象

- ① ストレステストの対象事象を評価すること
- ② 再処理規則により重大事故等の範囲等が定義されたことから、**重大事故等**対処対象事象を対象として改めて評価を実施すること

(2) その他考慮する事項

- ① 事象の進展速度が原子炉よりも一般的に遅い再処理施設の特性を踏まえること
- ② フランスのラ・アーグ再処理工場におけるストレステストを参考にすること

(3) 被ばく影響の評価

- ① IAEA安全指針の考え方により、重大事故等に係る被ばく影響評価の確認を行うこと

3. 再処理施設における重大事故等に係る被ばく影響の評価(2) (対策を施さなかった場合の被ばく影響)



(1)検討にあたり想定する事象

・再処理規則による重大事故、及びこれに対応する重大事故等対処対象事象は下表のとおりである。

重大事故の分類	想定した重大事故等対処対象事象
一 セル内において発生する臨界事故	溶解槽における臨界 プルトニウムを含む溶液の誤移送による臨界
二 放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固	冷却機能の喪失による蒸発乾固
三 セル内において発生する水素による爆発	放射線分解により発生する水素による爆発
四 セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発	プルトニウム精製設備のセル内での有機溶媒火災
五 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済燃料の著しい損傷	燃料貯蔵プールにおける使用済燃料集合体の損傷
六 放射性物質の漏えい	高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏えい
共通要因により複数の事象が同時に又は連鎖して発生する場合	長時間の全交流電源喪失 ・冷却機能の喪失による蒸発乾固 ・放射線分解により発生する水素による爆発 ・燃料貯蔵プールにおける使用済燃料集合体の損傷

- ・このうち、放射性物質の放出を評価するのは一から四および六である。
- ・冷却機能の喪失による蒸発乾固は、高レベル濃縮廃液の冷却機能が喪失し、沸騰に至る事故であり、周辺環境に重大な影響を与えるような大規模な異常事態に拡大する潜在的可能性を有するものとして重要な事象である。
- ・臨界、溶媒火災、水素爆発に係る被ばく影響は、高レベル濃縮廃液の沸騰事故に比して小さいことを安全性に係る総合的評価において確認している。

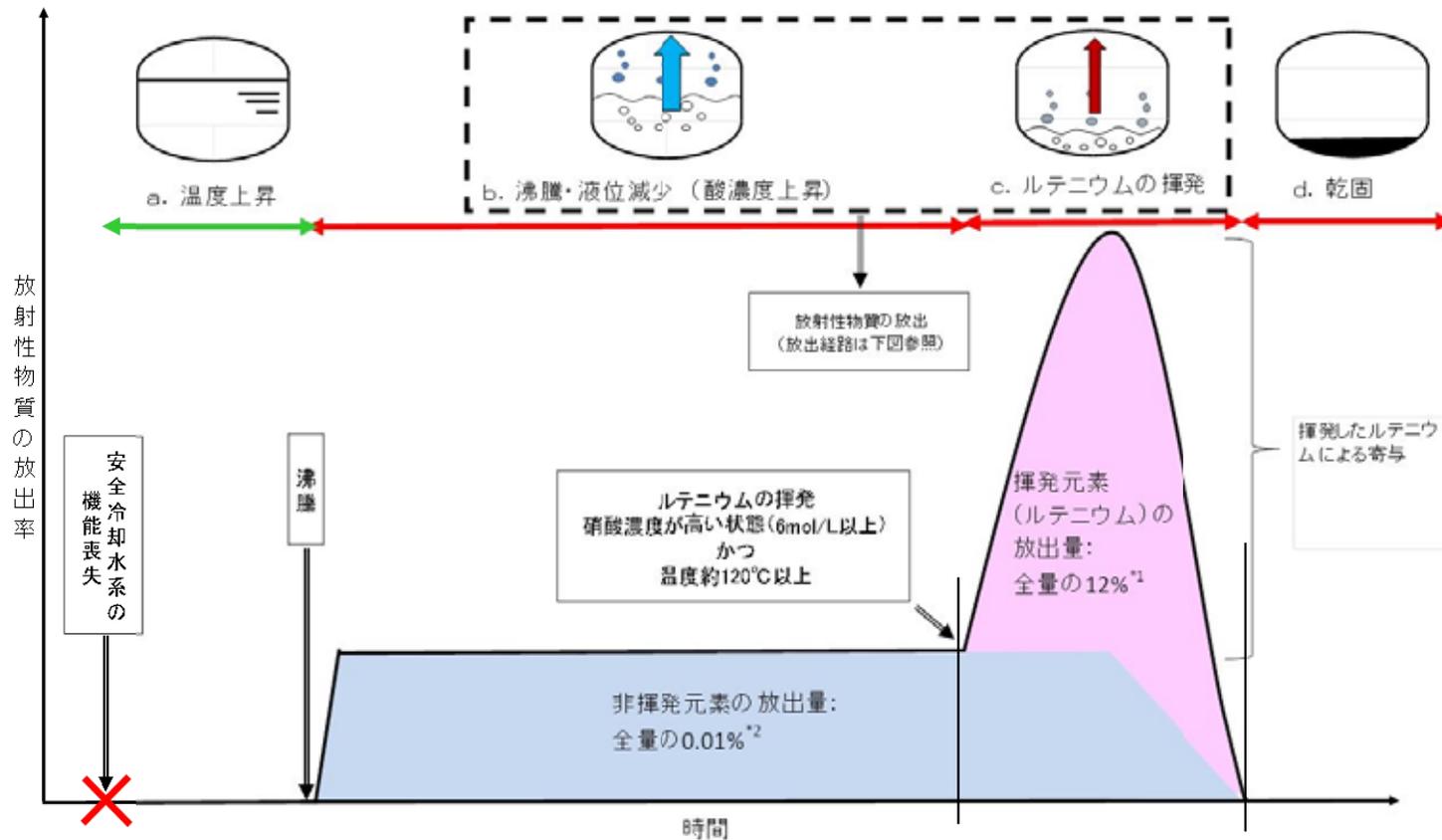
想定する事象を「**冷却機能の喪失による蒸発乾固(高レベル濃縮廃液の沸騰事故)**」とする。

3. 再処理施設における重大事故等に係る被ばく影響の評価(3) (対策を施さなかった場合の被ばく影響)



(2)高レベル濃縮廃液の沸騰事故の事象進展

- a. 冷却機能の喪失から沸点までの温度上昇:放射性物質の放出はほとんどない。
- b. 沸騰の継続:飛沫同伴により放射性物質が放出される。 0.01%¹⁾
- c. 酸濃度が高くなり温度も上昇:ルテニウムの相当量が放出される。 12%²⁾



1) J.P.Mercier et al., IAEA-TECDOC-711, 95 (1993).

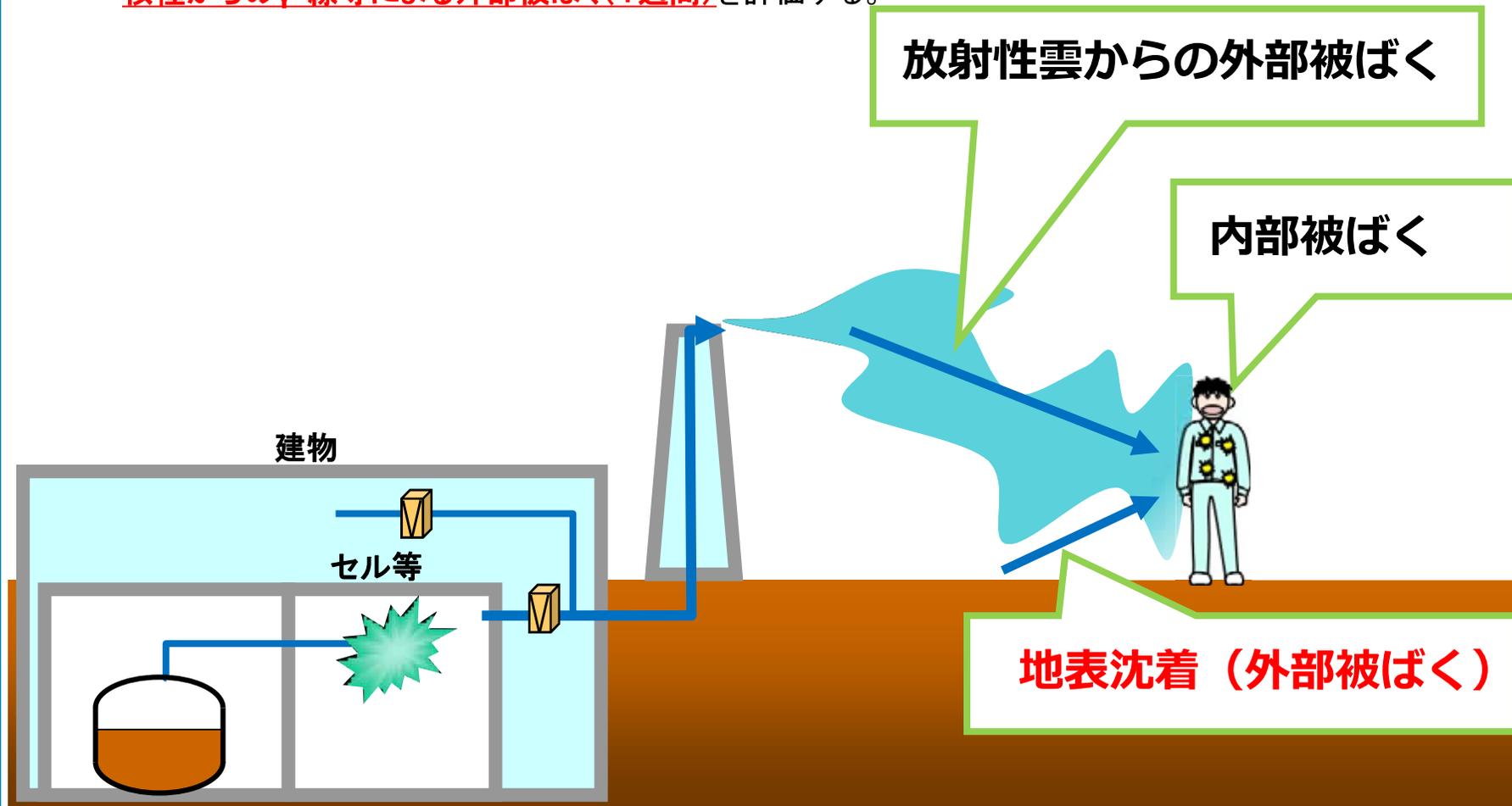
2) M. Philippe et al., NUREG_CP-0116-Vol.2(1991)

3. 再処理施設における重大事故等に係る被ばく影響の評価(4) (対策を施さなかった場合の被ばく影響)



(3)高レベル濃縮廃液の沸騰事故の放出経路、被ばく評価項目

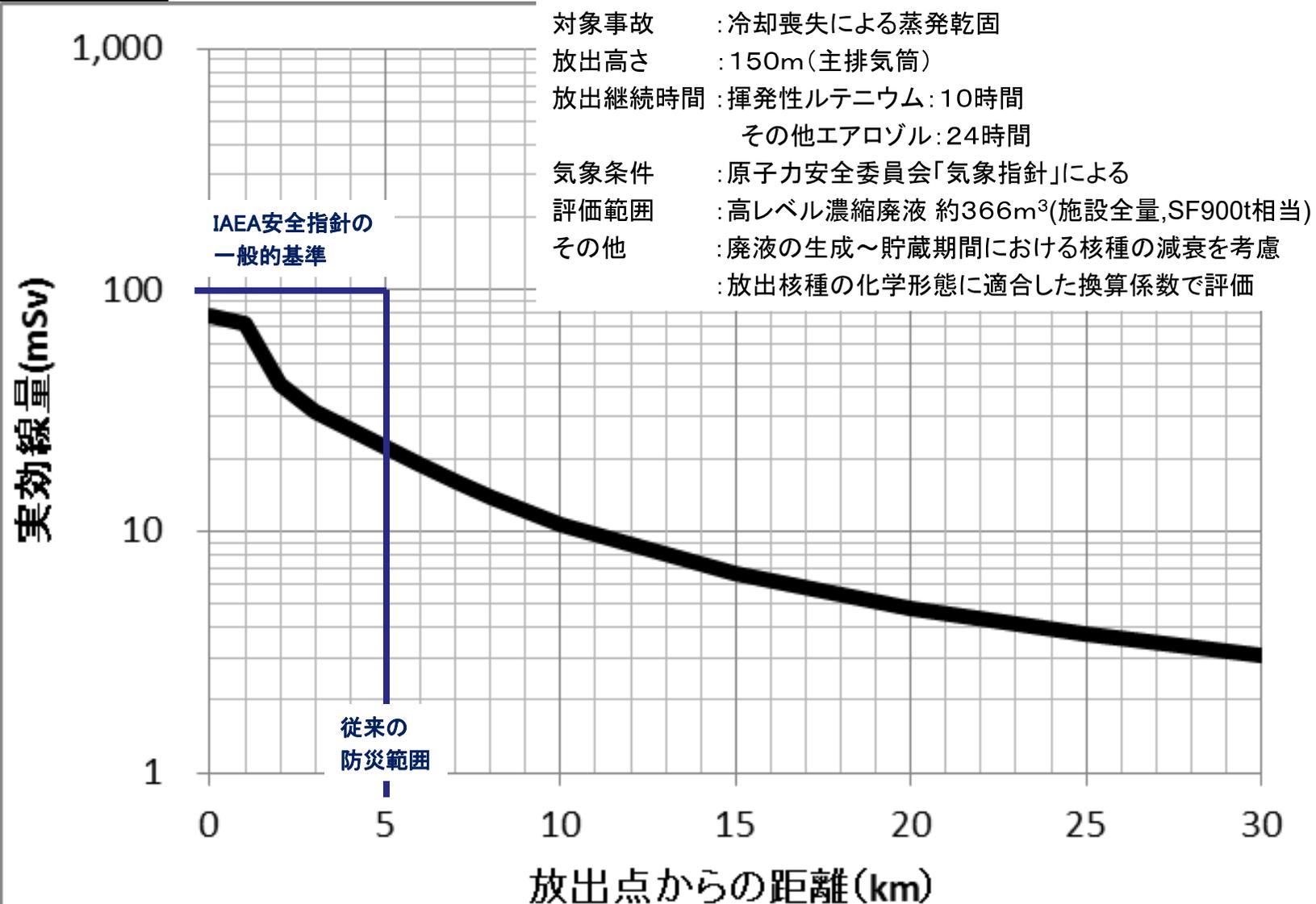
- a. 沸騰事故に係る放出経路は、沸騰等により放出された放射性物質はセルを經由して主排気筒から放出
- b. 被ばく評価項目としては、従来の「放射性雲からの外部被ばく」、「内部被ばく」に加えて、**地表に沈着した核種からの γ 線等による外部被ばく(1週間)**を評価する。



3. 再処理施設における重大事故等に係る被ばく影響の評価(5) (対策を施さなかった場合の被ばく影響)



(4) 評価結果



参考資料

- 参考1. 原子力発電所におけるUPZの評価
- 参考2. ストレステスト対象事象の影響評価
- 参考3. IAEA安全指針に係る一般的基準
- 参考3. 高レベル廃液貯槽の構造
- 参考4. 被ばく影響の評価について
- 参考5. 冷却機能の喪失による蒸発乾固
- 参考6. 高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏えい
- 参考7. 水素爆発について

参考1.

原子力発電所におけるUPZの評価



原子力発電所については、IAEAの安全指針の考えを踏まえ、以下のとおり設定されている。

- ・原子力安全委員会の「中間とりまとめ」において、PAZが概ね5km、UPZが概ね30kmとの目安が示された。
- ・原子力規制庁が国内サイトの評価結果が示された。下図に原子力規制庁の評価結果を纏める。

(対象事象) 福島第一原子力発電所で生じた事故と同じ(各サイトの規模により補正も実施)

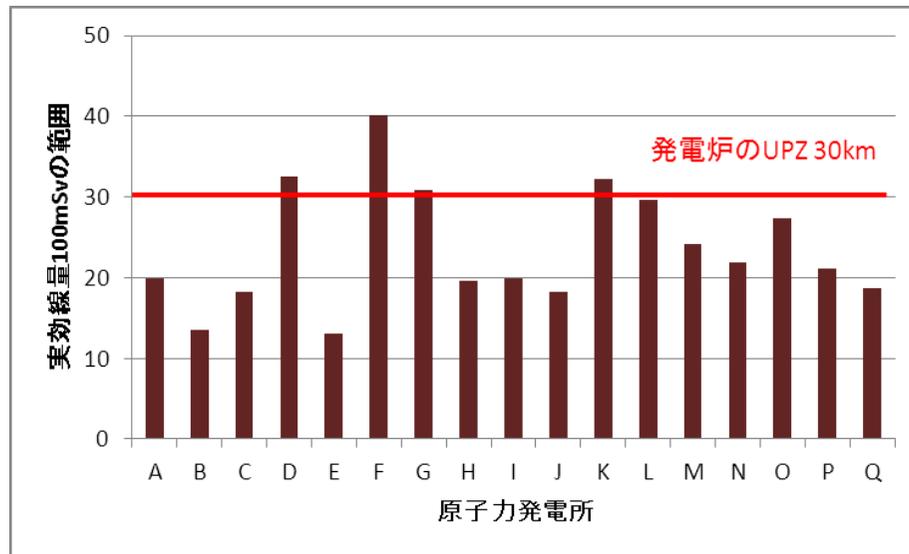
(放出継続時間) 10時間:福島第一発電所事故の2号炉を基に設定

(気象条件) 原子力安全委員会「気象指針」による

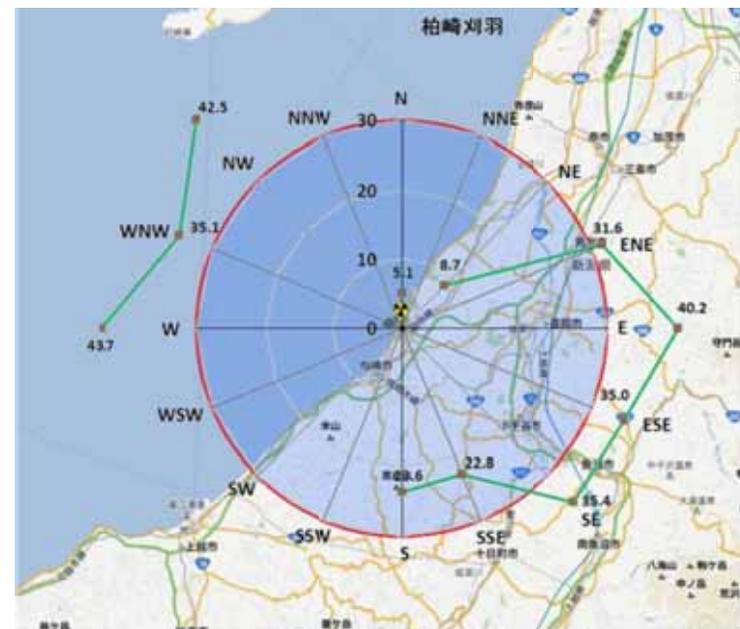
(評価範囲) 放出量データ:対象事象に同じ

その他 :事故発生24時間後(福島第一原子力発電所事故で最初に放出した1号炉の放出開始時刻)である(希ガス、よ
う素の減衰が考慮される)

:よう素の線量換算において、日本人が欧米人に比して安定よう素の摂取量が多いことによる低減を考慮。



原子力発電所各サイトでの事故時の実効線量



サイト出力に対応した放射性物質質量を仮定した計算

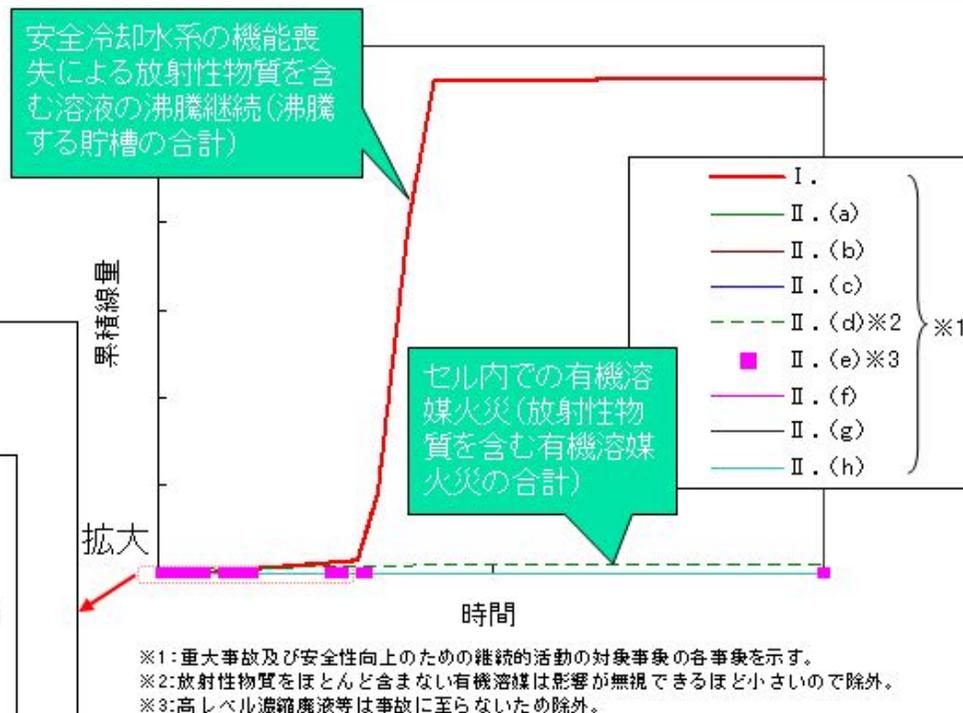
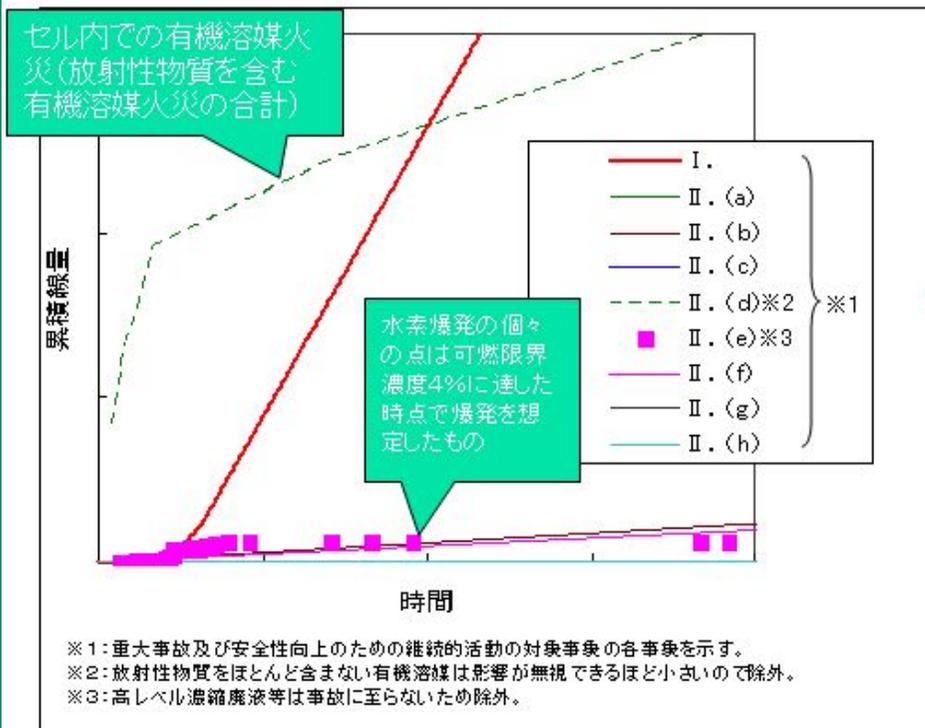
(発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針)

参考2.

ストレステスト対象事象の影響評価



事象進展に伴う放出放射能による累積線量の推移から、「重大事故」と「安全性向上のための継続的活動の対象事象」の周辺影響への違いを比較する



重大事故で選定した「安全冷却水系の機能喪失による放射性物質を含む溶液の沸騰継続」が、再処理施設のリスク要因として大部分を占めている

- 一 セル内において発生する臨界事故
- 二 放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固
- 三 セル内において発生する水素による爆発
- 四 セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発

参考3.

IAEA安全指針に係る一般的基準



- ・確率的影響リスクを低減するための防護措置等に対する一般的基準(UPZに關係)

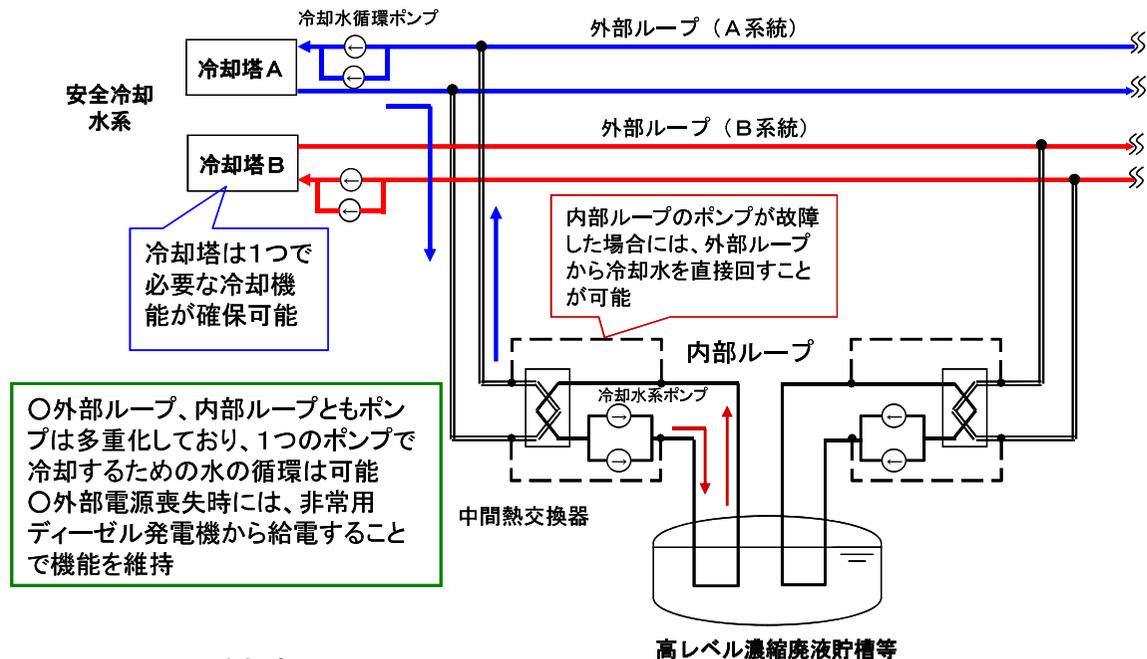
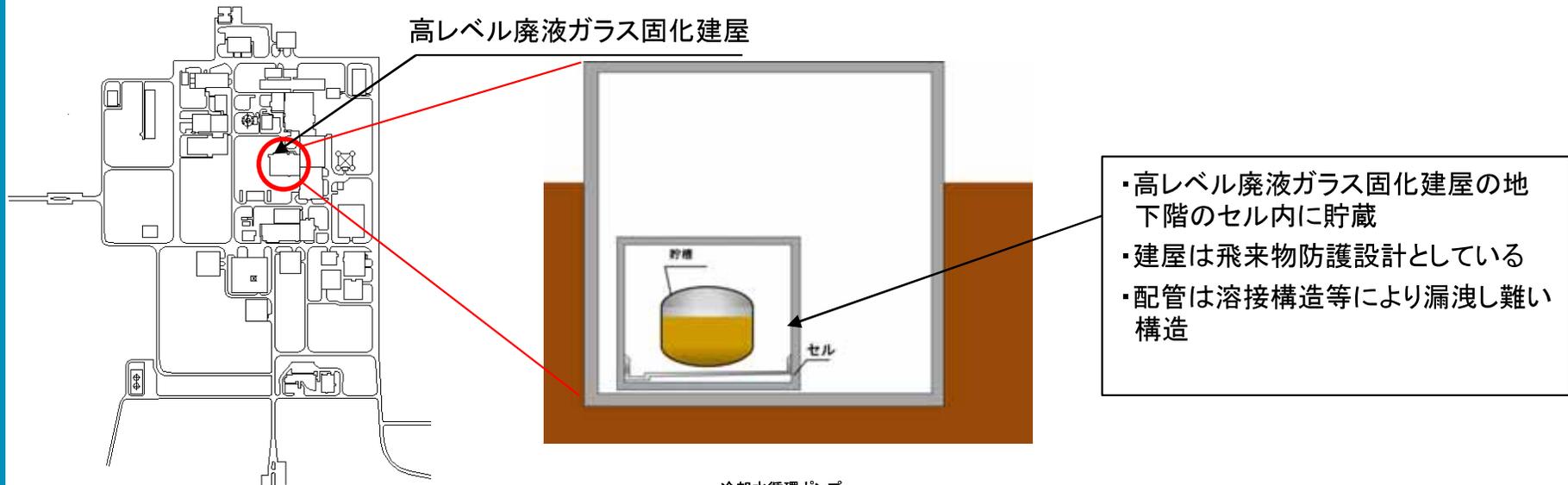
一般的基準 (General Criteria)	防護措置
以下を超える予測線量 甲状腺等価線量: 50mSv(最初の7日間) 実効線量(*) : 100mSv(最初の7日間) 等	安定よう素剤予防服用 屋内退避、避難、食物の摂取制限等

(*) 吸入による内部被ばく、ならびに、放射性雲および**地表沈着核種からの外部被ばく**によるものの合計

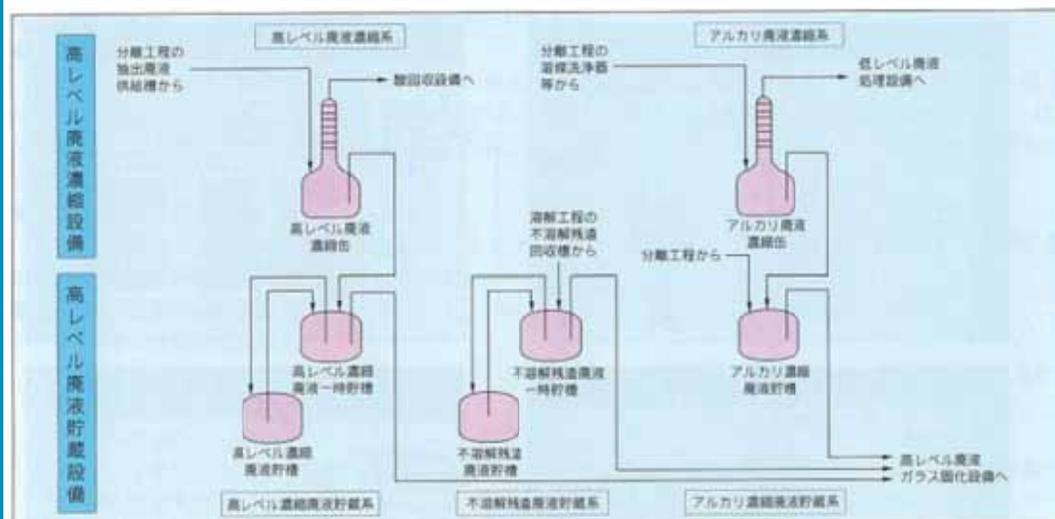
- ・重篤な確定的影響を防止するための防護措置等に対する一般的基準(PAZに關係)

一般的基準 (General Criteria)	防護措置
急性外部被ばく(10時間未満) 赤色骨髓: 1Gy 胎児 : 0.1Gy 等	線量が予測されたら 一般的基準以下に線量を保つための 予防的緊急防護措置(避難等)

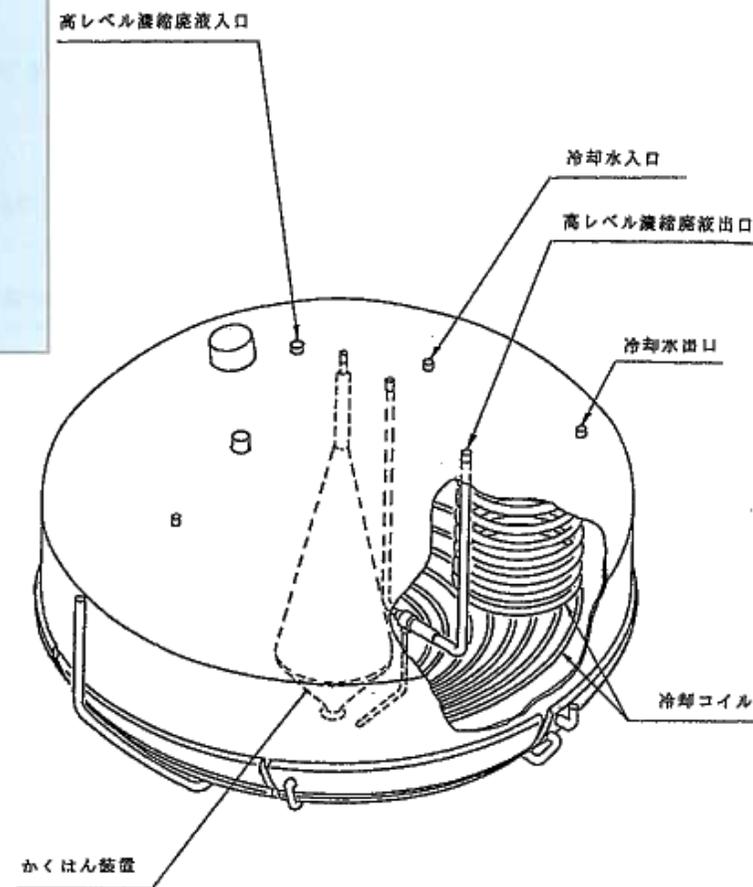
参考3. 高レベル廃液の貯蔵



参考3. 高レベル廃液貯槽の構造



液体廃棄物(高レベル廃液)処理系統概要図



高レベル廃液貯槽概要図

参考4. 被ばく影響の評価について



合計被ばく線量 $D_t \doteq D_c + D_i + D_e$

5因子法

$$ST = MAR \times DR \times ARF \times RF \times LPF$$

ST : 大気放出量(Bq)

MAR: 当該場所の放射性物質量(Bq)

DR : MARのうち影響を受ける割合: 1

ARF : 気相への移行割合

RF : 吸入摂取に寄与する割合: 1

LPF : 放出経路での低減割合

$$= LPF_1 \times LPF_2 \times LPF_3 \times LPF_4$$

$$LPF_1, LPF_2, LPF_4 = 1$$

$$LPF_3 = 0.05$$

放射性雲からの被ばく

$$D_c = K \times D/Q \times Q$$

D_c : 放射性雲からの実効線量実効線量(Sv)

K : 空気カーマから実効線量の換算係数(Sv/Gy)

D/Q: 相対線量(Gy/Bq)

Q : 大気放出量γ線0.5MeV換算値(Bq)

内部被ばく

$$D_i = ST \times X/Q \times R \times H$$

D_i : 吸入による実効線量(Sv)

X/Q: 相対濃度(s/m³)

R : 呼吸率(m³/s)

H : 実効線量係数(Sv/Bq)

地表沈着 (外部被ばく)

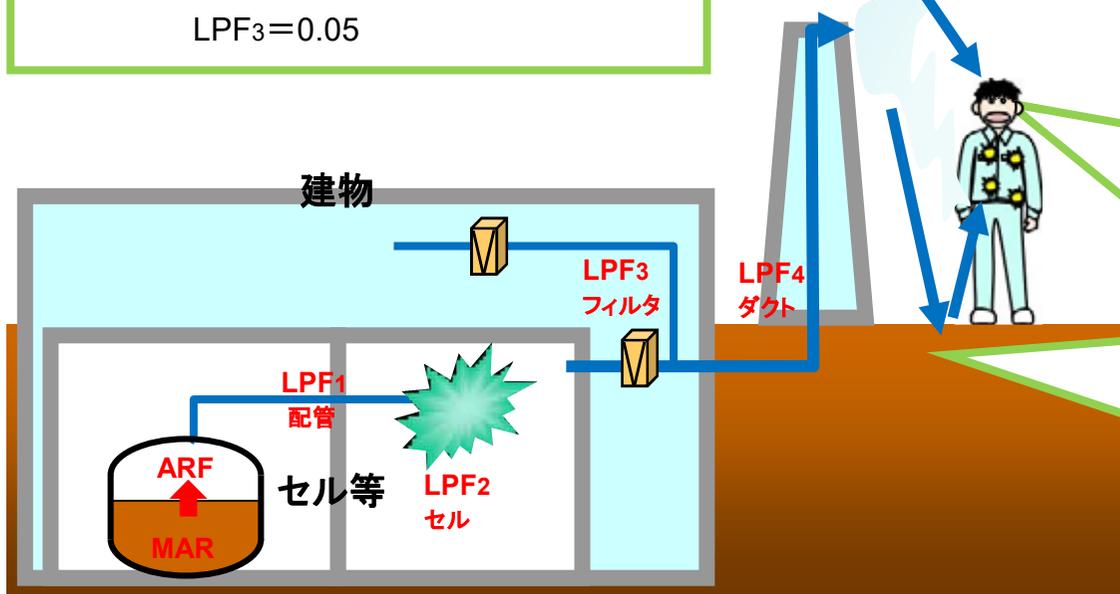
$$D_e = ST \times X/Q \times V_g \times K \times T$$

D_e : 地表沈着による実効線量(Sv)

V_g : 沈着率(m/s)

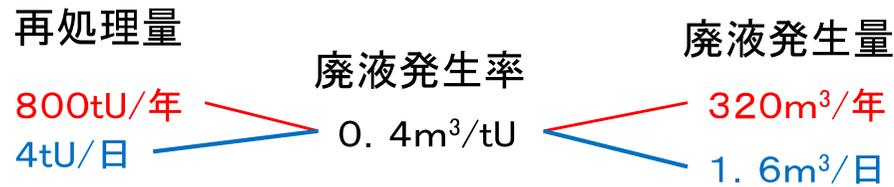
K : 換算係数(Sv/y/(Bq/m²))

T : 評価期間(y)



参考4-1. (1/2)

MAR: 高レベル廃液の核種組成(主要な核種)



廃液容量 **合計 366m³**

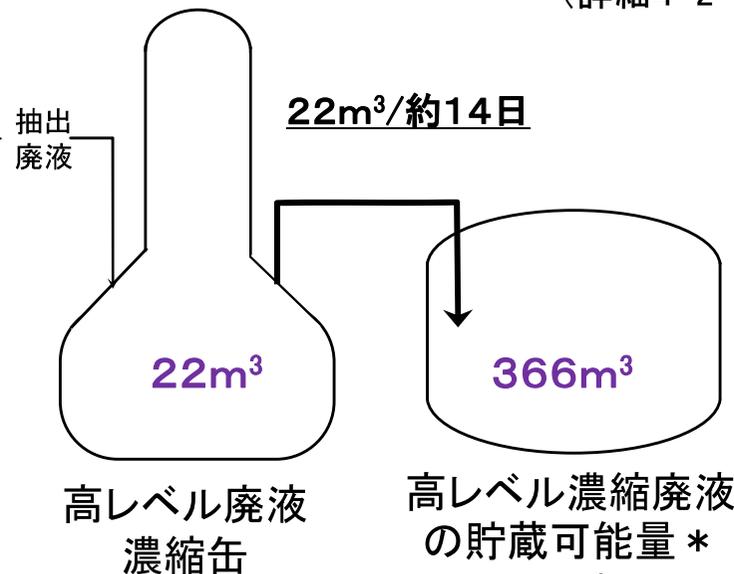
最短の4年冷却の燃料で貯槽を
満たすには、最低1年+約28日要する

$$366\text{m}^3 = 320\text{m}^3/\text{年} + 1.6\text{m}^3/\text{日} \times 28.75\text{日}$$

そのため、**半減期の短い核種**については、
貯蔵中の減衰を考えている
(詳細4-2 2/2)

使用済燃料

核種	放射能 ¹⁾
Sr90/Y90	$6.8 \times 10^{15}\text{Bq/tU}$
Ru106/Rh106	$3.1 \times 10^{15}\text{Bq/tU}$
Cs134	$2.4 \times 10^{15}\text{Bq/tU}$
Cs137/Ba137m	$9.5 \times 10^{15}\text{Bq/tU}$
Ce144/Pr144	$2.9 \times 10^{15}\text{Bq/tU}$
Pm147	$1.9 \times 10^{15}\text{Bq/tU}$
Eu154	$4.2 \times 10^{14}\text{Bq/tU}$
Am241	$4.1 \times 10^{13}\text{Bq/tU}$
Cm244	$1.2 \times 10^{14}\text{Bq/tU}$



高レベル濃縮廃液(366m³)

核種	放射能 ¹⁾
Sr90/Y90	$6.9 \times 10^{18} \text{ Bq}$
Ru106/Rh90	$3.2 \times 10^{18} \text{ Bq}$
Cs134	$2.1 \times 10^{18} \text{ Bq}$
Cs137/Ba137m	$1.0 \times 10^{19} \text{ Bq}$
Ce144/Pr144	$1.7 \times 10^{18} \text{ Bq}$
Pm147	$1.8 \times 10^{18} \text{ Bq}$
Eu154	$4.4 \times 10^{17} \text{ Bq}$
Am241	$1.6 \times 10^{17} \text{ Bq}$
Cm244	$4.3 \times 10^{17} \text{ Bq}$

ORIGEN2入力データ

45,000MWd/tU、比出力38MW/tU、
初期濃縮度4.5%、冷却期間 4年

Mxx/Nxx x.x × 10x Bq 核種MxxとNxxの合計の放射能

* 高レベル濃縮廃液の貯蔵容量は、486m³であるが、
溶液が漏えいした場合に、「漏えい液」の回収等ができる
ように120m³の空き容量を確保している。

参考4-1. (2/2)

MAR: 高レベル廃液の核種組成(主要な核種)

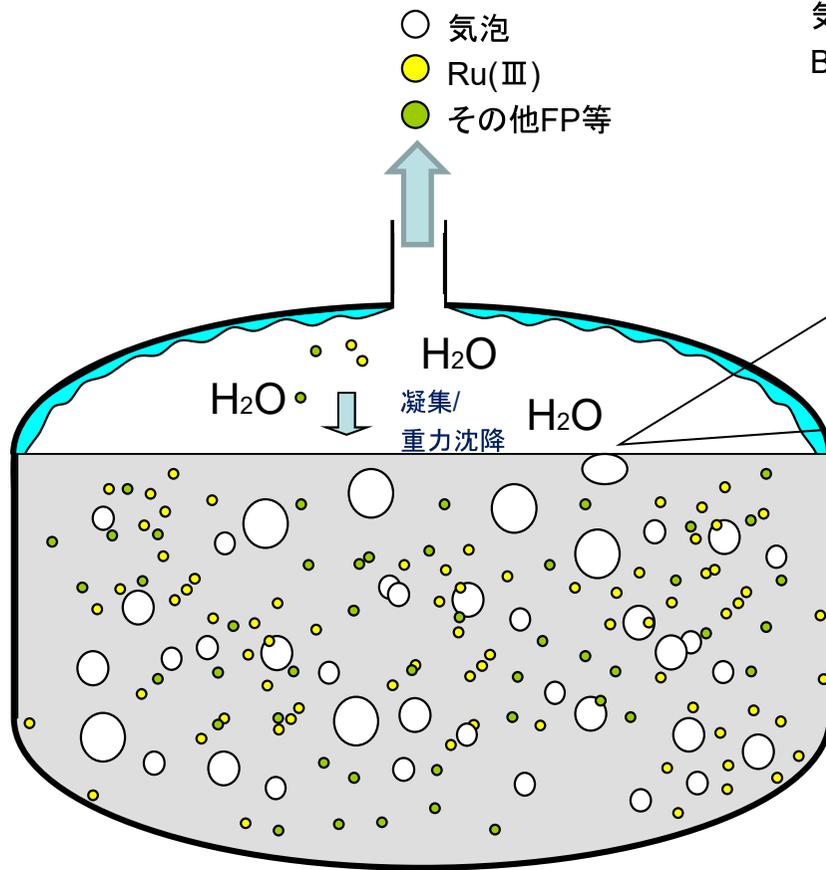


核種	放射能 ¹⁾	半減期 ²⁾
<u>Sr90</u> / <u>Y90</u>	6.9×10^{18} Bq	28.8年
<u>Ru106</u> / <u>Rh90</u>	<u>3.2×10^{18} Bq</u>	<u>1.02年</u>
Cs134	<u>2.1×10^{18} Bq</u>	<u>2.06年</u>
<u>Cs137</u> / <u>Ba137m</u>	1.0×10^{19} Bq	30.2年
Ce144/ <u>Pr144</u>	<u>1.7×10^{18} Bq</u>	<u>285日</u>
Pm147	<u>1.8×10^{18} Bq</u>	<u>2.62年</u>
Eu154	4.4×10^{17} Bq	8.59年
Am241	1.6×10^{17} Bq	432年
Cm244	4.3×10^{17} Bq	18.1年
小計	2.7×10^{19} Bq	

- 1) 燃料型式:PWR、燃焼度:45,000 MWd/t・UPr、初期濃縮度:4.5wt%、比出力:38 MW/t・UPr、冷却期間:4年、ORIGEN2で算定。廃液発生量0.4 /t・UPr、補正係数(Ru/Rh:1.7、その他FP:1.1、Am,Cm:4)、発生～貯蔵期間の減衰を考慮
- 2) ICRP Pub.107に記載の値を引用。下線付きは、廃液発生～貯蔵期間の減衰を考慮。

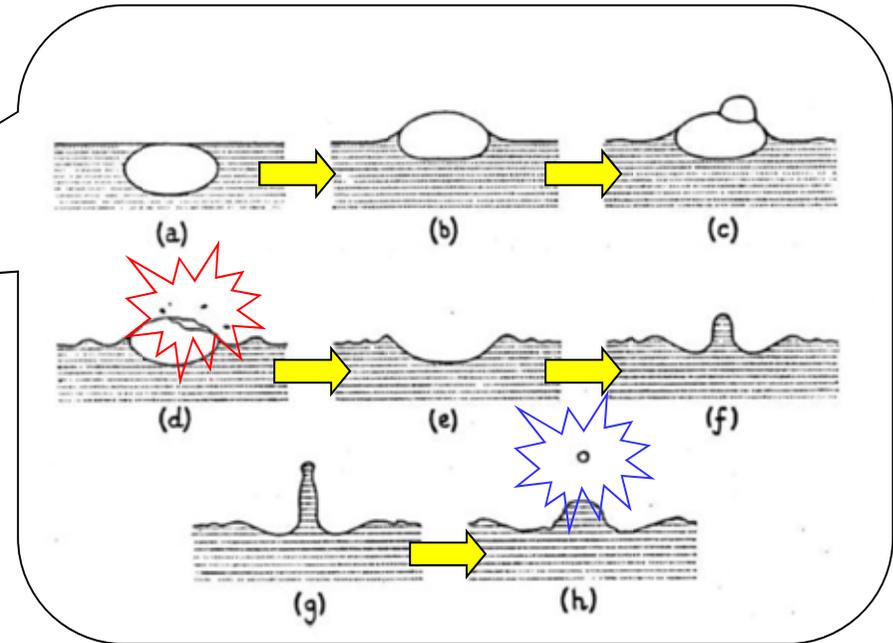
参考4-2. (1/2)

ARF: 非揮発性元素の放出(飛沫同伴)



気液面の現象(飛沫同伴モデル)

Borkowski, R., Bunz, H. and Schock, W., "Resuspension of Fission Products during Severe Accidents in Light-Water"



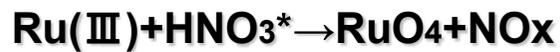
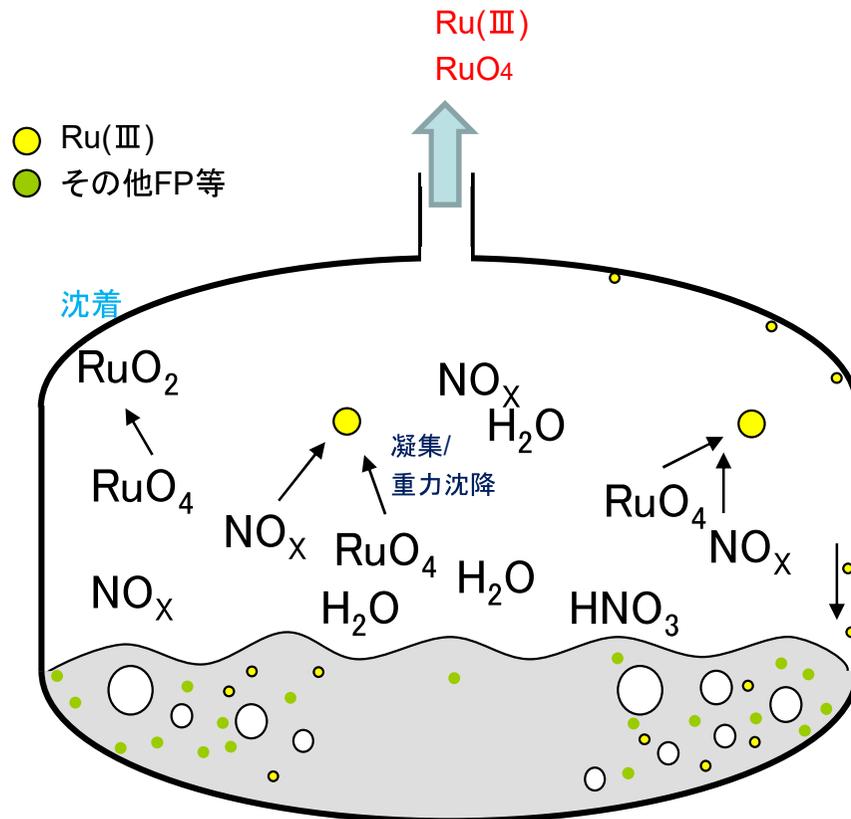
溶液の一部が放出され蒸気により移行する

飛沫同伴は、dの段階で放出される微小粒径の液滴とhの段階で放出される小粒径の液滴がある。小型の実験装置の結果では、両方とも移行する (ARF=1E-4) と評価されるが、実機では、dの段階で放出されるもののみ (ARF=2E-5) と推定している。

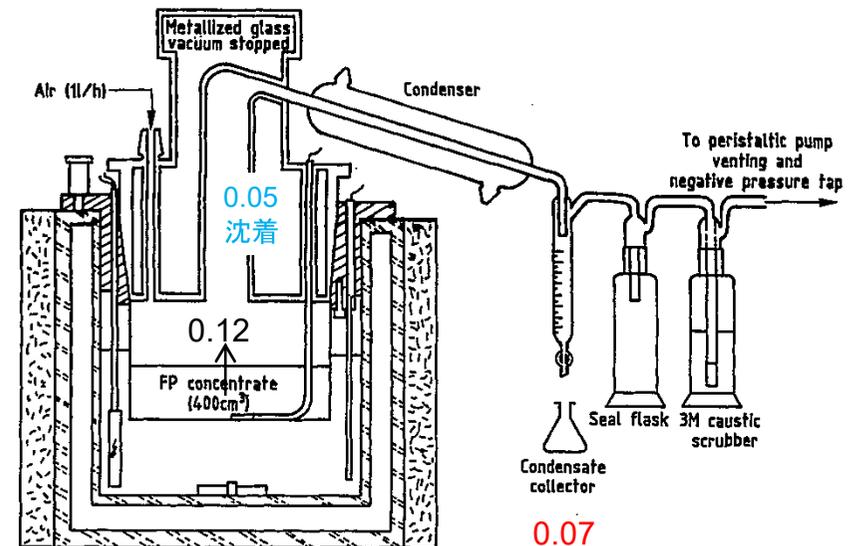
JAEAが原子力学会 2014春の年会で工学規模試験装置の結果を発表予定

参考4-2. (2/2)

ARF: ルテニウムの揮発



仏CEAで実施された高レベル廃液の冷却喪失時試験
NUREG_CP-0116



現在の評価では、RuO₂も装置外へ出るとして評価している (**ARF=0.12**) が、
 仏CEAの試験等では、RuO₂は装置に付着したものしか確認されていない。
 このため、RuO₄が気相部で熱分解してRuO₂エアロゾルが生じることは示すことができない。
 これに基づいた試験結果 (**ARF=0.07**) を、JAEAがまとめる予定。

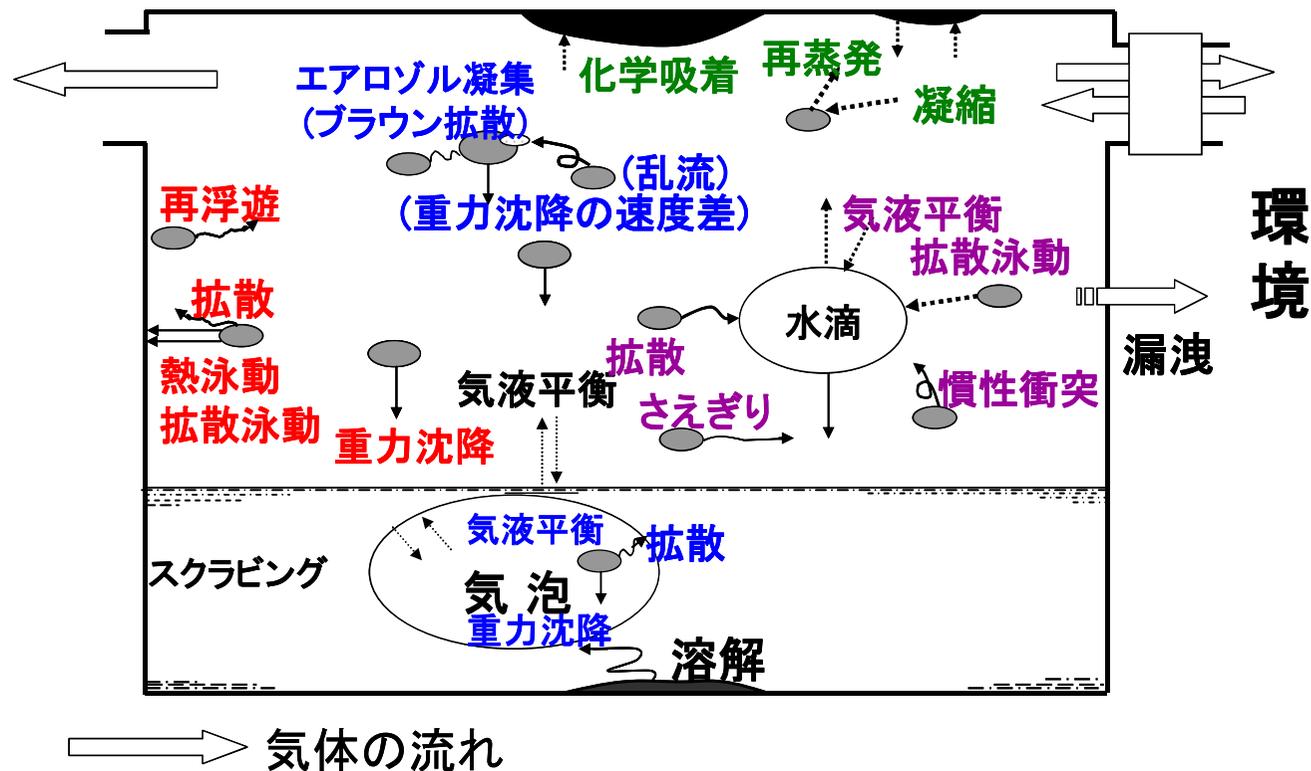
参考4-3. (1/3)

LPF: 非揮発性のエアロゾル



MAAP/MELCORの解析モデル

放出経路の配管、セル、ダクトで推定される現象



現状「有効性評価」の場合のみ実施。

「対策を施さなかった場合」の非揮発性のエアロゾルについて未実施

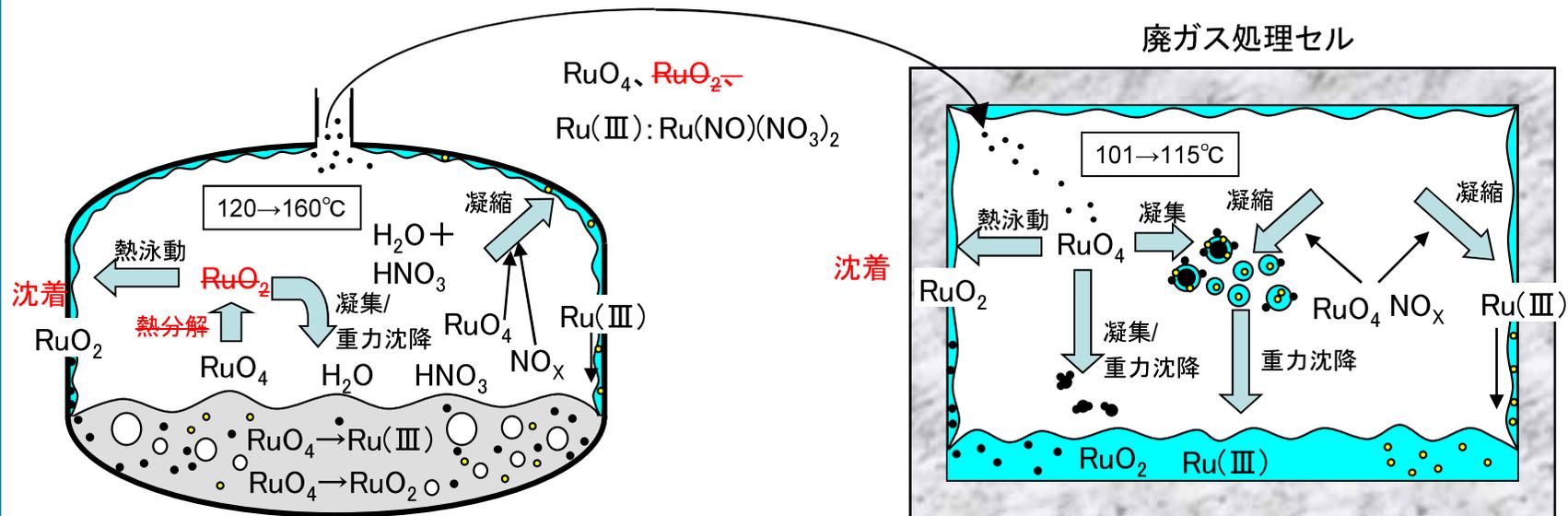
⇒配管LPF₁、セルLPF₂、ダクトLPF₄ = 1 : 全量が経路で除去されないと評価

参考4-3. (2/3)

LPF: 揮発性ルテニウム



想定されるRuの移行挙動



現状 検討中。

⇒配管LPF₁、セルLPF₂、ダクトLPF₄ = 1 : 全量が経路で除去されないと評価

JAEAが試験結果を整理して汎用性のある評価式を構築する予定。

参考4-3. (3/3)

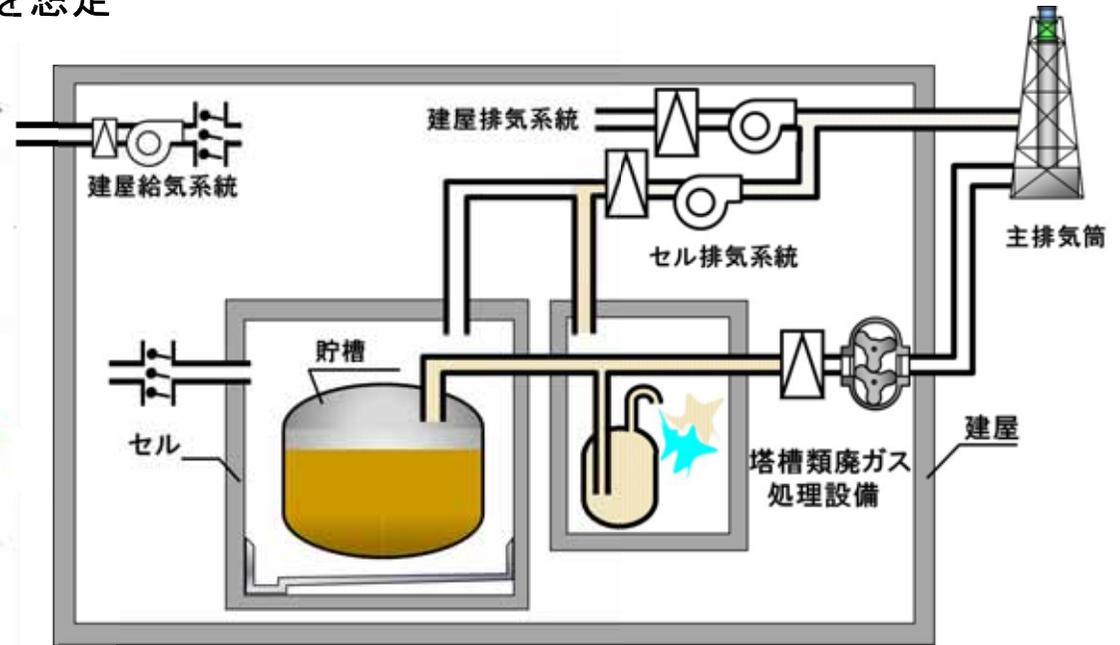
LPF: 放出経路での低減割合



破損フィルタの値を採用: 5%のリークを想定

Table F-6. Range of Experimental Values for Structurally Damaged Standard HEPA Filters (Bergman, et al. 1995a)

Parameter	Effect on Filter Penetration
Baseline	0.1 percent
HF Corrosion 1,500 ppm-hr.	0.1 percent increase
Temperature Increase from 25-200 °C	Decreases penetra from 0.01 to 0.001 percent
200 °C	0.03-0.01 percent
240 °C for 6 hours	0.01 percent
300 °C	0.12-0.01 percent
350 °C	0.4-0.03 percent
500 °C	0.9-0.1 percent
500 °C for 10-45 min.	0.9-0.1 percent
538 °C	1.2-0.5 percent
Moisture Up to 100 percent RH	Negligible effect
Water spray loaded to 8 in.	Increase by 10 times
Filter Clogging Solid particle loading NaCl deposits to 1.9 in.	Decreases penetration from 0.001 to 0.000001 percent
Liquid DOP loaded to 4 in. Oil aerosols	Penetration increases by factor of 10 Penetration increase is 1.3PAP/ΔP _i increase
Air Flow Increasing velocity from 0.5 cm/s to 20 cm/s	Penetration increases from 0.00003 percent to 0.5 percent.
Increasing air flow by 10 times	Penetration of 0.1 μm particles increases by 100 times
Air Pulse 1 psi pulse	Penetration of 0.46μm latex particles is 0.1 percent
Shock tests on filters preloaded with .46μm latex	Penetration is 0.9 percent
Seismic (0.2-0.3 g)	Negligible effect



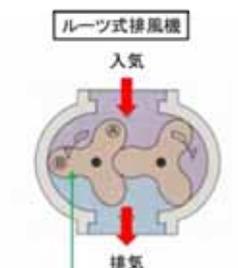
高性能粒子フィルタ等

遠心式送・排風機

ルーツ式排風機



この部分が回転して排気するが、フィン状にすき間があるため、回転しなくても排気側に流れる(すき間有)



この部分が回転して空気を押し出して排気するが、回転が止まると排気側に空気が流れない(閉塞)

参考4-4. (2/3) 吸入被ばく換算係数



核種	換算係数 ¹⁾ (Sv/Bq)	Type ¹⁾	Typeの根拠
Sr90	1.6E-07	S	最も厳しい値。
<u>Ru106</u> ²⁾	6.6E-08	S	最も厳しい値。RuO ₂
	<u>2.8E-08</u>	M	硝酸塩やエアロゾル。
Cs134	6.6E-09	F	ICRP Pub.71のデフォルト値。 多くの実験値もType Fと合う。
Cs137	4.6E-09	F	同上
Ce144	5.3E-08	S	最も厳しい値。
Pm147	5.0E-09	M	最も厳しい値。
Eu154	5.3E-08	M	S、Fは記載なし。
Am241	4.2E-05	M	ICRP Pub.71のデフォルト値。
Cm244	2.7E-05	M	ICRP Pub.71のデフォルト値。

- 1) ICRP Pub72に記載の値とType。TypeはS、M、Fがある。
- 2) ルテニウムについては、従来最も厳しいType S で評価していた。
しかしRuO₂は4-2(2/3)の通り、貯槽外に出ないため、Type Mが妥当である。

参考5.

冷却機能の喪失による蒸発乾固(1/2)

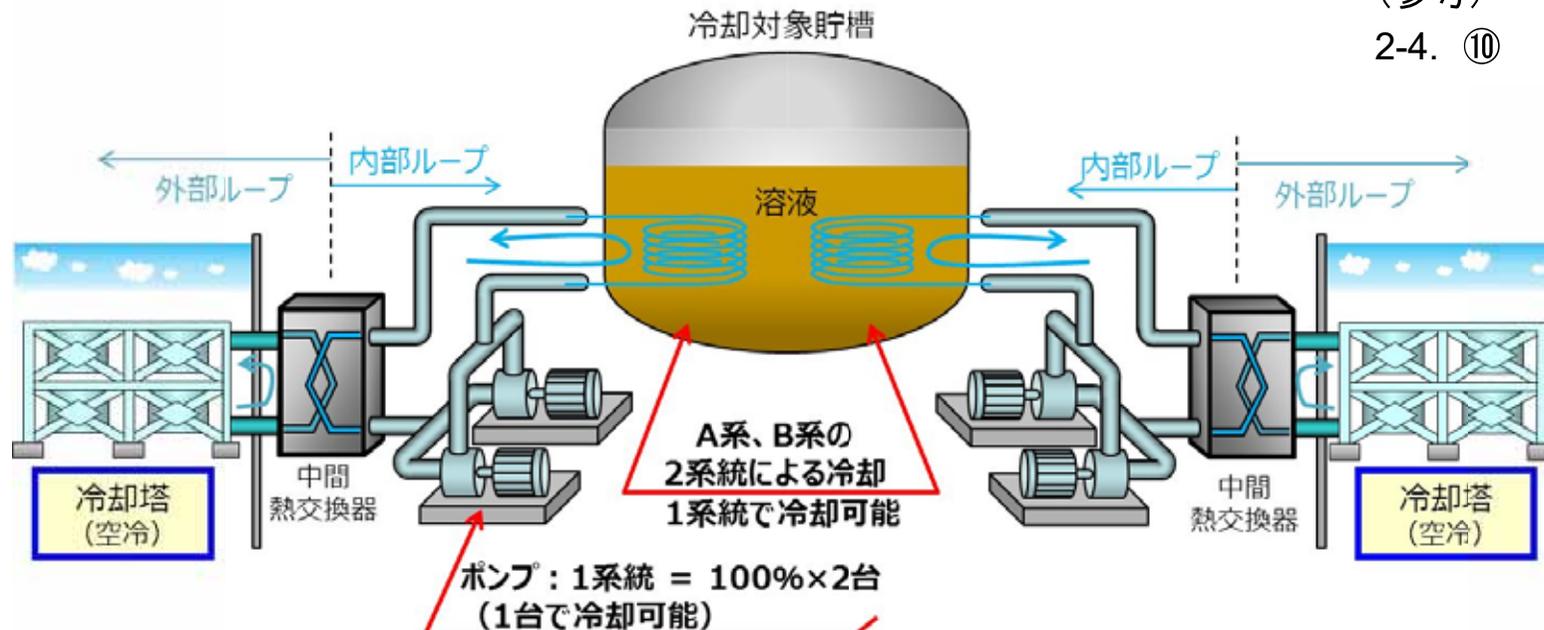


設計および管理上の対策とこれまでの設計思想

- 特に冷却の必要な貯槽は、**2系統の冷却系**で常に冷却している。どちらか1系統のみで冷却可能な設計となっており、**ポンプについては、必ず1台ずつ予備**を持っている。
- 1系統の冷却機能が喪失しても、別の1系統で冷却機能を維持するため安全上の問題に至らない。

(参考)

2-4. ⑩



(※外部ループポンプは図中では省略している)

論点No.60-61

参考5.

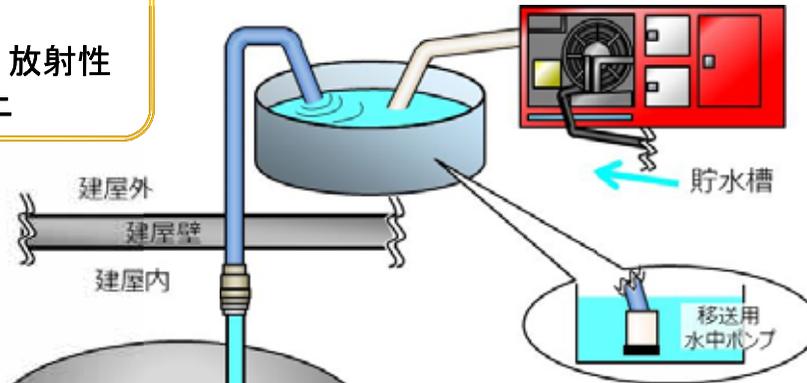
冷却機能の喪失による蒸発乾固(2/2)



拡大防止

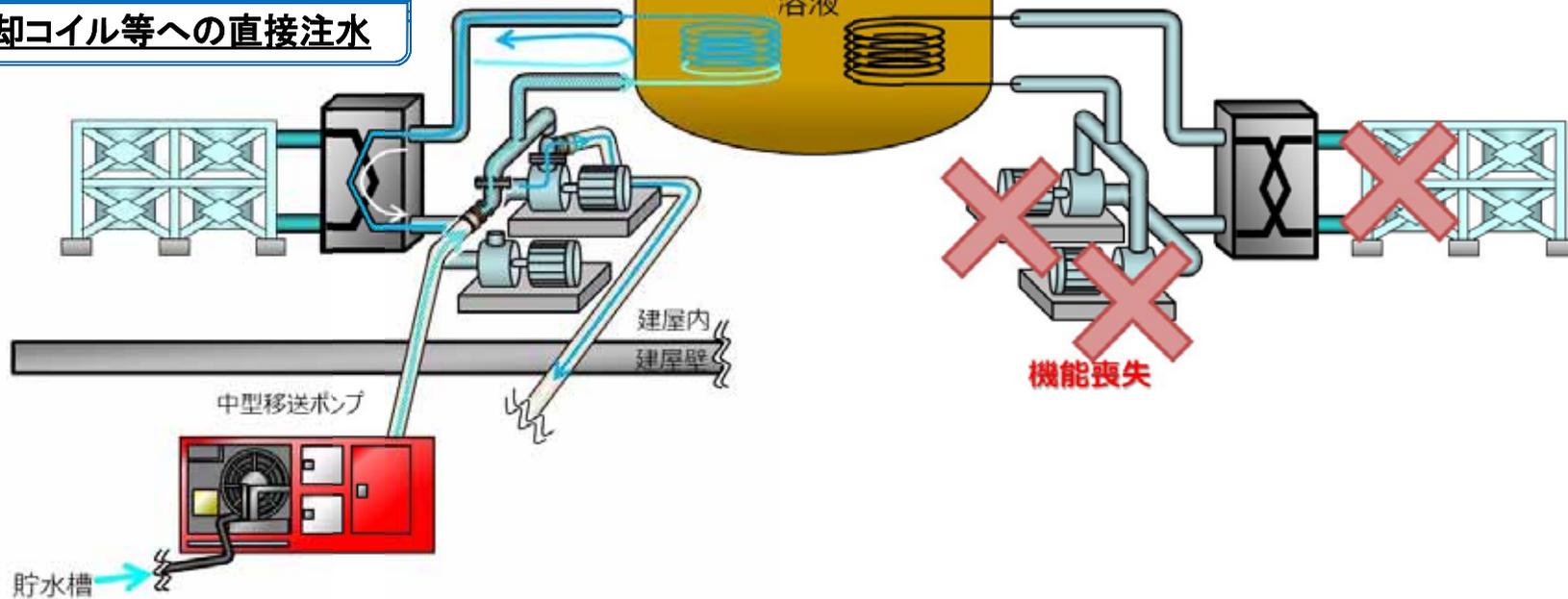
貯槽内への注水

硝酸濃度の上昇を抑え、放射性ルテニウムの揮発を防止



発生防止

冷却コイル等への直接注水



参考6.

高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏えい(1/2)



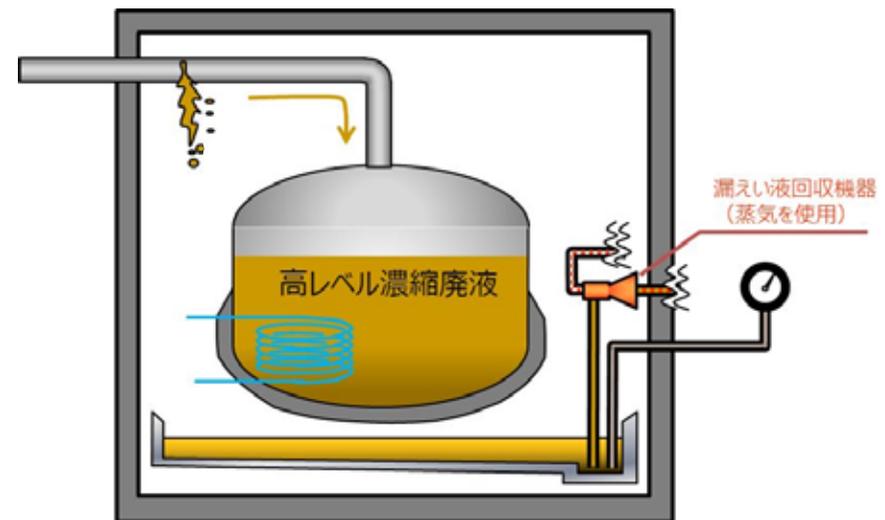
設計および管理上の対策とこれまでの設計思想

- 放射性溶液を取り扱う配管は、**溶接構造**にするなど漏えいしにくい設計

漏えいしたとしても、

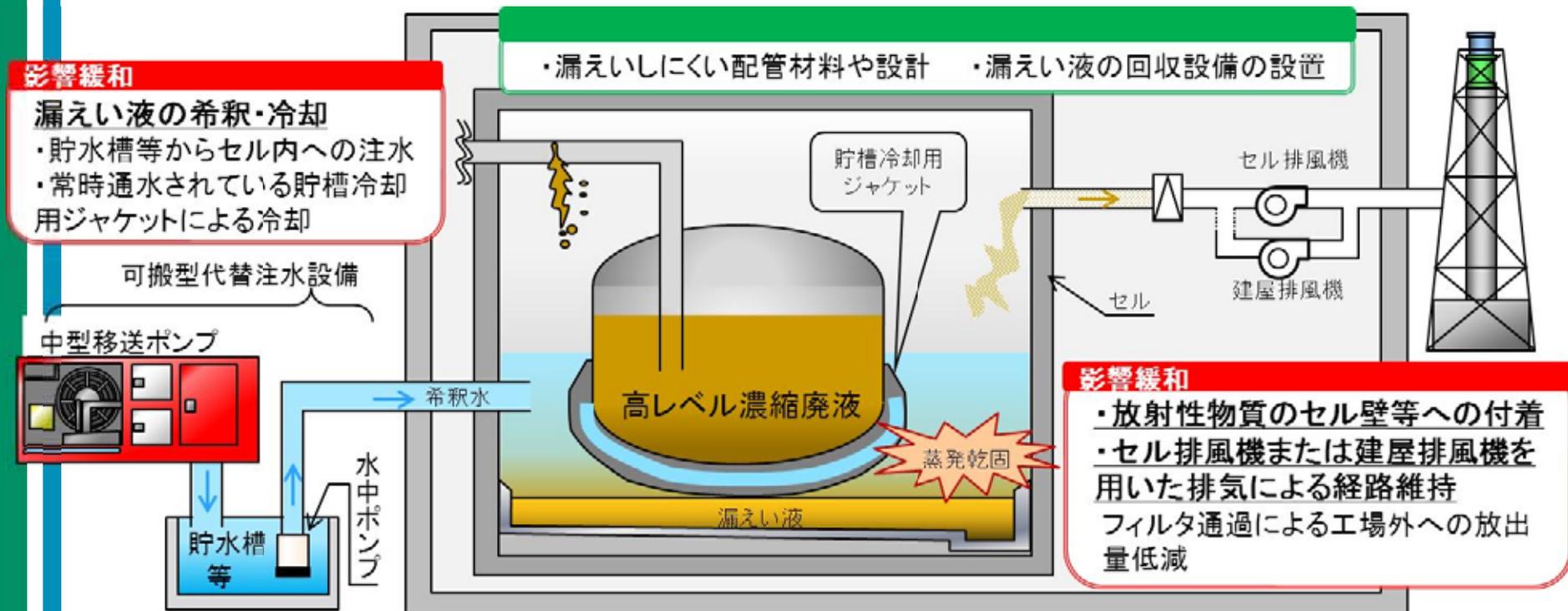
- 溶液はセル床部に設置されたステンレス製の漏えい液受皿に収集し、他の機器へ回収。

(漏えいにより周辺公衆に影響を及ぼさないことを確認している。)



参考6.

高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏えい(2/2)

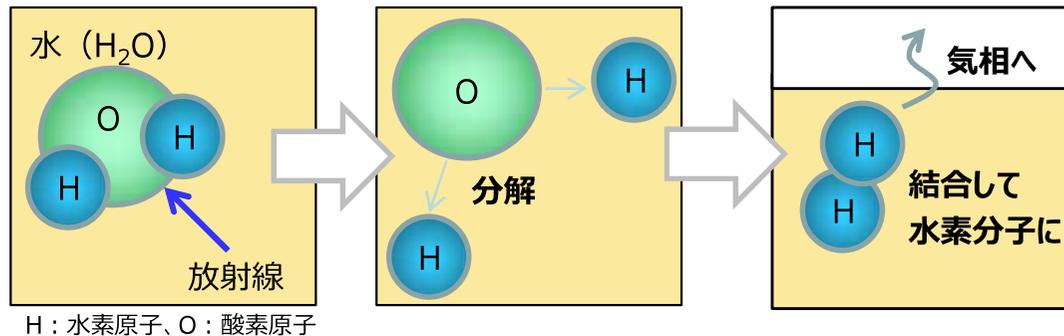


参考7. 水素爆発について(1/3)



再処理工場内の溶液のうち、核分裂生成物及びプルトニウムが含まれる溶液からは、放射線が出ている。

放射線が水にあたると、分解され、水素が発生する。水素は爆発性の物質であり、大気中に4%以上あると、爆発するおそれがある。

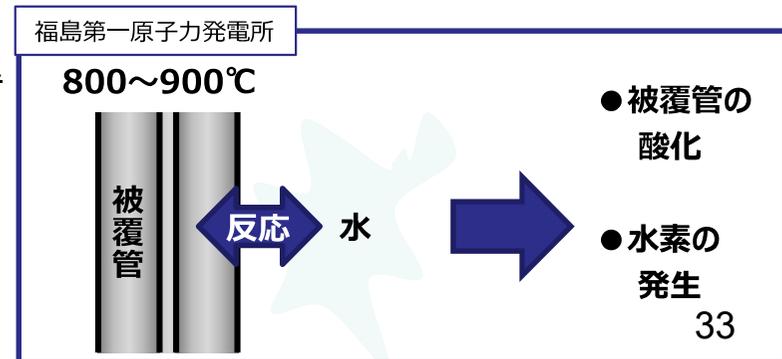
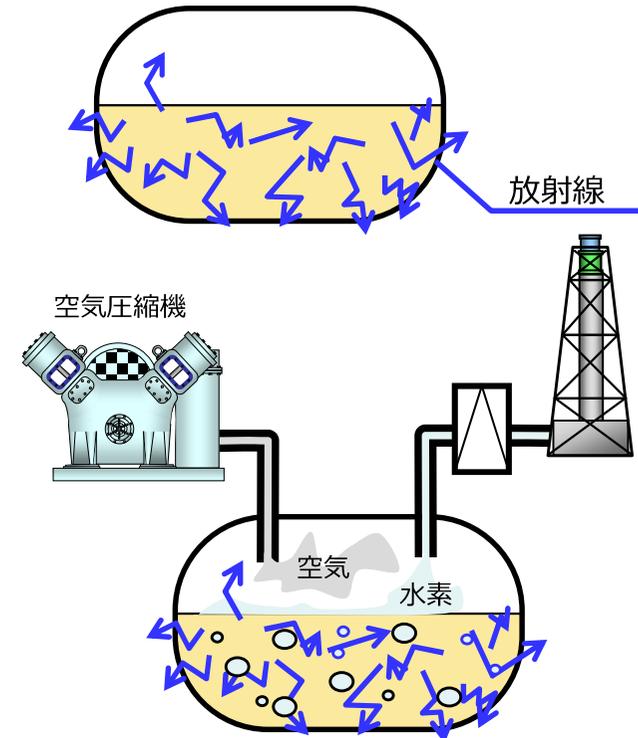


そのため、再処理工場では、水素が発生するおそれのある貯槽は常に空気を吹き込んで、水素が溜まらないようにしている。

なお、福島第一原子力発電所の水素爆発とは異なるものである。

福島第一原子力発電所の水素爆発は、高温になった被覆管（燃料を入れている筒）の材料と水が反応して水素が発生する反応で、急激に反応が進んだ。また、水素は500℃以上になると、自然に燃えるため、水素爆発が起こった。

再処理工場では、被覆管の材料が高温になることはなく、放射線による水の分解反応は、一定速度で反応が進み、500℃以上にもならないため、福島第一原子力発電所のような水素爆発は考えにくい。

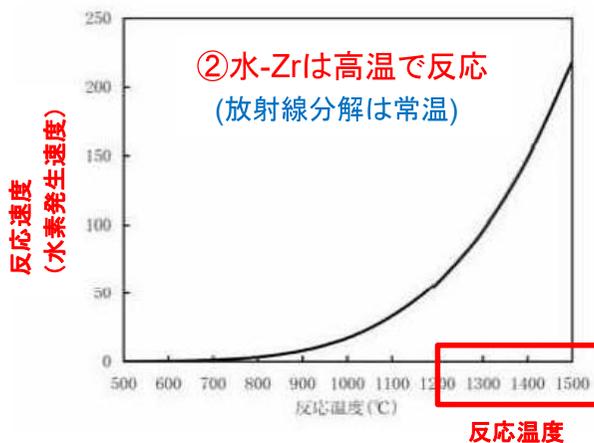
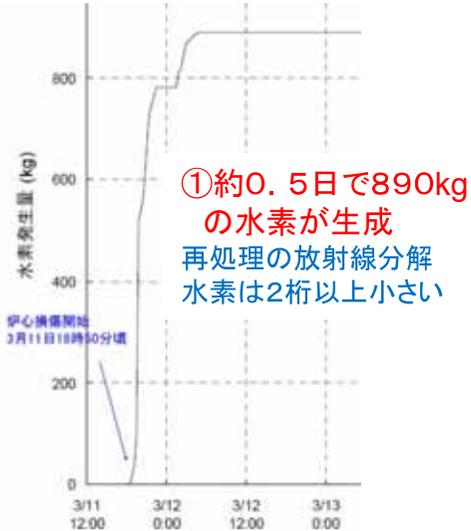


参考7. 水素爆発について(2/3)



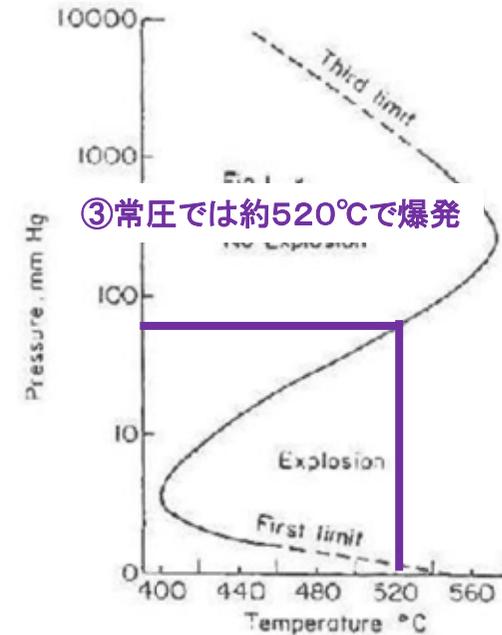
1. 発電炉での水素の生成

福島第一の事故(1号機)の解析結果¹⁾



Baker-Justの式による酸化量計算例 (反応時間600秒仮定)

2. 水素の爆発温度



3. 水素爆発の可能性

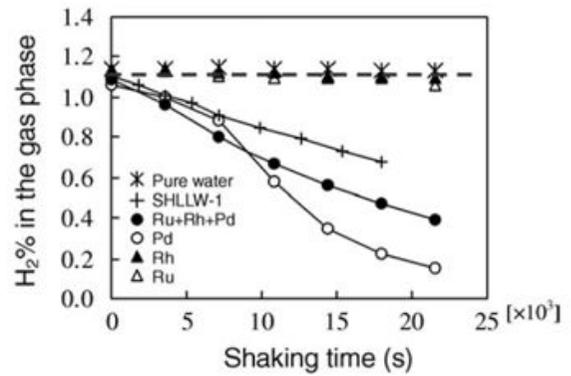
水 - Zr反応では、
1.短時間に大量の水素が発生し、
2.高温の水素であるからこれが着火源となり大爆発が生じることとなる。
(放射線分解水素は、着火源が必要である)

参考7. 水素爆発について(3/3)



①Pdイオンの触媒効果の確認¹⁾

容器に純水, 模擬廃液, 白金族元素イオン混合液, Pdイオン溶液, Rhイオン溶液またはRuイオン溶液を入れた後、気相部に水素ガスを封入したところ、Pdイオンを含む溶液についてのみ気相部の水素濃度が減少した(水素が減衰)。



②水素濃度の予測式を考案¹⁾

溶液の放射線分解により水素が生成し、同時に上記①に示す「減衰」の速度定数により、生成した水素が消費される式。

$$C_G = Q / (\lambda \cdot h)$$

C_G : 貯槽の気相部の水素濃度予測値

Q : 放射線分解水素の生成速度

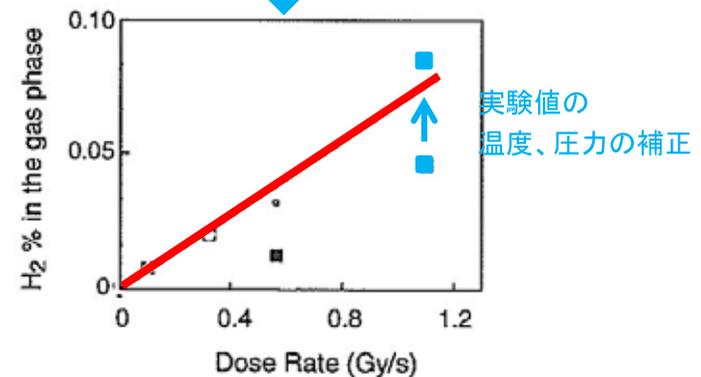
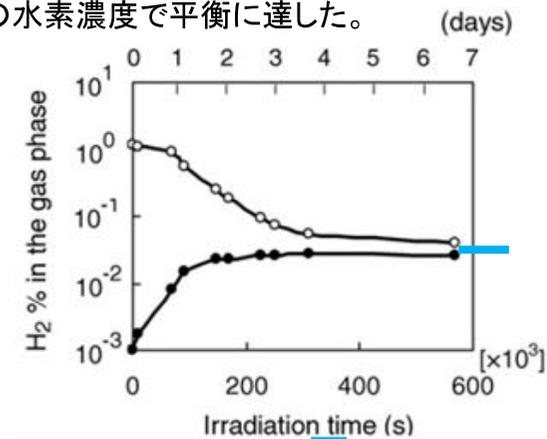
λ : 水素の反応速度定数

h : 水素の溶解度(液相の水素濃度 / 気相の水素濃度)



③照射試験による触媒効果の確認²⁾

模擬廃液にCo-60でガンマ線照射する実験を行った。初期水素濃度0%の場合は照射と共に水素濃度が増加し、初期水素濃度1.2%の場合は照射と共に水素濃度が減少して、双方は同程度の水素濃度で平衡に達した。



実験により検証した**予測式**で、高レベル濃縮廃液貯槽の水素濃度を予測すると可燃限界の4vol%に達しない。

1) T. Kodama et al., " Nuclear Technology, 172, 77(2010).

2) T. Kodama et al., " Nuclear Technology, 180, 103(2012).

【論点No.60】

近隣の原子力施設(再処理施設等)における重大事故等発生時の東海第二発電所への影響について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.111

政府も言うように、世界一厳しい審査を受けているなんて言っていますけれども、東海で事故が起きないというふう
に本当に言い切れませんか。私は、規制委員会が、特に東海第二原発に多くの職員を割いて再稼働に間に合うような
体制をとったという意味で、その独立性にも若干疑いを持っております。特に、東海村には、狭い松林の中にたくさん
の原子力施設が集中していて、原発ばかりではなくて、原子力開発機構の特に再処理工場のこれから取り壊す作業
のあの現場などの杜撰さがかなり報道で多く知っております。 P.2-67

原発だけを見ても、その地続きのお隣で例えば水素爆発などが起こるなどということは想定できているわけですから、
これでもって原子力が集中立地しているところに、原発ばかりではなくて、自然災害と連動したような事故が起こった
場合、本当に周辺住民の安全という立場で考えているのかという疑問を持ちます。 P.2-67

集中立地の問題と、対策としてやったものが本当にそれで万全だという認識でいるのかどうか。とりあえずその点に
ついて伺います。 P.2-67

No.148

複合災害対策(再処理施設の事故で放射性物質が原発にきたときの対策) P.2-67

No.195

となりに再処理工場などあり複合災害のおそれ P.2-67

* 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.203

86ページをお願いします。

近接の原子力施設からの影響という問題で、再処理施設が何か起こった場合に、それが東海第二原発に影響を及ぼさないのかどうかという問題です。 P.2-67

今、86ページの説明で、下のほうの段落ですね。よくわからないんですけども、こんなふうに書いてあります。東海再処理施設は廃止措置中であること、つまり、廃止措置中だから危険性はないというふうにも受け取れるんですけども、そんなことはありませんよね。再処理施設を今、廃止措置にするのに、申請を出させて、その検討を加える。それより以前の5年前から、危険だからというので、高レベル廃液と、それから、プルトニウム溶液の固体化する作業をやっていましたね。明らかにこれは危険だからでしょう。そして、現在、まだ、例えば高レベル廃液については360立方メートルぐらいの量の廃液がまだ残っていて、大変危険だと。これは冷却をし、そして、水素掃気をしなければ水素がたまっていくと。そしてまた、温度もどんどん上がっていくというような危険性を抱えているわけでしょう。絶えず今も冷却し、水素掃気をしているわけですね。だから危険なわけでしょう。そこについてまずお伺いします。 P.2-67

再処理施設は、今も言いましたように、絶えず熱をまだ発しているわけですよ。そして、水素も出ているわけでしょう。それが一定の量にたまったら水素爆発が起こるということは、機構のほうの廃止措置施設の検討の中でも言われていることなわけで、絶えず危険な状態にあるということですよ。もし爆発事故が起こったら、そこで出される放射能というのは、東海再処理施設までわずかに2.8キロメートルですから、この爆発によって起こった放射能雲というのは東海第二原発に直ちに届いちゃうでしょう。これがもたらす影響というのは大変大きいんじゃないかというふうに思うんですね。 P.2-67

改めて考えてみますと、東海再処理施設と東海第二原発というのは同じ太平洋の海岸線上に並んでいるわけですよ。わずかに2.8キロですよ。5キロ未満です。

* 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

論点に対応する委員からの指摘事項等及び県民意見

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.203(続き)

東海第二のほうは、先ほどの説明にありましたように、17.1メートルの津波を想定して、それで20メートルの防潮堤をつくると言っているわけでしょう。東海再処理施設のほうは防潮堤をつくらないわけですよ。そうすると、17.1メートルのやつはストレートに東海再処理施設を襲うということになるわけですね。

東海再処理施設というのは東海第二原発より古いんですよ。40年以上たっているんです。いろいろな問題がいっぱいある。しかも東海第二原発の原子炉建屋のように堅固につくられている施設じゃないですよ。津波が襲ったらどうなるかということをご心配するわけですよ。そのことを検討したんですか。検討した証拠はどこにもないじゃないですか。教えてください。

P.2-67

P.2-67

全然納得できませんね。ここで書かれているのは、申請施設に係る審査において考慮すると書いてありますでしょう。東海第二原発にとって、東海再処理施設が何か起こったときに東海第二原発に影響を及ぼさないのかどうかというのは、これは申請施設の審査において考慮すると書いてあるわけでしょう。だから、あなた方が考慮しなければいけないのですよ。考慮したという何の証拠もないじゃないですか。たった86ページのこのポンチ絵だけしか提供していないというのはおかしいでしょう。どういう検討をしたのかというきちんとしたデータを出してください。そうじゃない限り、許可をもう1回取り消してください。そういうふうに要求します。

No.229

使用済み廃液(どんどん増えていくので)については(質問にも出てましたネ。こっちの方が怖い位です)調べてはないのですか(ドラム缶の腐敗など)

P.2-67

No.237

・P.86近接の原子力施設からの影響 再処理施設が廃止措置中であるから安全だという根拠は？工学的な判断のエビデンスは？ 質問が出たとおり、そうだ、データを示せ！

P.2-67

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

論点に対応する委員からの指摘事項等及び県民意見

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.264

あえて、周辺の産業立地状況を外している様に思えました。 P.2-67 「外部事象対策」参照

No.281

東海第二発電所審査説明の中で「東海再処理施設」に対し、地震・津波対策が考慮されておらず、今日現在被災した場合致命的な被害が生じる。直ちに対処すべき。

No.302

P.2-67

・2.8kmの所に再処理工場があり停止したものの非常に危険性あり。再処理工場が事故を起こしても、第二原発への影響、またその逆、東海第二が事故ことに爆発炎上した場合の爆発炎上。

P.2-67

No.304

・複合災害に対処出来るのか、東海村には原電の東海第2だけでなく、数多くの研究施設があり複合災害が心配である。 P.2-67

No.307

P.2-67

今日、説明になかった部分なんですけれども、資料には86ページになっています。近隣原子力施設からの影響というところなんですけれども、基本的な考え方ということで、他の外部の事象と同様に、申請施設に関わる審査において考慮すると。だから、周辺の原子力施設の事故からの影響を考慮するというふうに考え方として言っているわけです。

ここに東海第二原発から2.8キロのところには再処理施設があるわけです。今、再処理施設では高レベルの廃液を冷却しながら保っていると。一番危険なところだと思うんですけれども、そこには防潮堤はつくる予定はないわけですね。ですから、ここで、この影響について、十分小さいと工学的に判断したと。一定の距離があるというふうに言っているんですけれども、何の根拠で一定の距離というふうに行っているのかと。十分に影響がないという、工学的に判断したと。このところを説明してください。

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

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.338

1. 複合災害対策(とくに再処理施設の危険性) P.86 廃止措置中でも危険だと知らないようだ。 P.2-67

No.502

P.2-67

再処理施設が「廃止措置中だから問題ない」としてしまっていること。その工学的判断の根拠がわからないこと。

No.618

P.86再処理施設の危険性は「工学的に判断した」とあるが、根拠が示されていない。廃止措置中だから、という根拠は誤り。機構はまだ危険性の結論を出していないのではなかったか。 P.2-67

No.331

近隣原子力施設からの危険な事象の対策必要。 P.2-67

No.802

次に長さだが、原発から約2.8kmの海岸沿いに、実験用原子炉や大強度陽子加速器施設、そして再処理工場が立ち並んでいる。津波(水)はそれらの施設も襲うだろうから、防潮堤を延長すべきだ。東海村や那珂市など原発の周辺には、中小の核施設がたくさんある。そういう点で福島とは異なる。どこに水が入っても困る。「敷地周辺の状況」の安全を図るため、複雑な多重事故を防ぐため防潮堤を再処理工場まで延長すべきだ。 P.2-67

No.827

<隣接原子力施設の対策がない>

例えば、再処理施設の津波対策は不十分である。 P.2-67

* 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.831

東海第二原子力発電所の安全対策に関する科学的・技術的な意見

(1)安全対策に関する茨城県固有の心配な事項

東海第二原子力発電所は人口密集地に立地し、様々な施設・設備が老朽化していること、また、極めて放射能が濃縮された高レベル放射性廃液を液体のままタンクで保管している再処理施設が近隣に存在していることから、事故時における放射性物質の大気放出とそれに伴う住民の被ばく及び環境汚染が最も心配である。 P.2-67

その一方で、上記のような人口密集地域に立地し、再処理施設が近くに存在するという茨城県に固有の問題点は、新規制基準に対する適合性の審査では確認されていない。 P.2-67

このため、現在、茨城県が、原子力安全対策委員会において独自に進めている検証作業の中で、東海第二の安全対策の妥当性を確認することは、県民の生命財産を守り、県民が安心して生活するうえで極めて重要である。また、この検証結果を報告書として公開してほしい

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

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.833

(3)東海第二発電所と再処理施設の同時被災

P.2-67

東海第二は再処理施設から2.8kmしか離れていないため、地震や津波などで同時に被災した場合には、廃止中かどうかに拘わらず、それぞれ一方から放出される放射性物質によって、他方が重大な影響を受けるおそれがある。

現在、再処理施設では、国内で発生した使用済み燃料を再処理した結果、放射能を濃縮した高レベル放射性廃液として、約400m³の廃液をステンレス製タンクで保管している。今後、流れ出ないようにガラスに混ぜて固化する計画であるが、当面はタンク保管のみである。この高レベル放射性廃液は、常に冷却しなければ発熱によって蒸発・沸騰・溶融し、大量の揮発性放射性物質が大気中に放出されるおそれがある。また、万一、タンクが破損すれば、廃液が施設外へ流出すおそれがある。さらに、タンク上部の空気を常に排出しなければ、水素爆発を起こし、タンクが破損して廃液が流出したり、放射性物質が大気中に放出されるおそれがある。こうして放射性物質が大気中に放出され、或いは、高レベル廃液が施設外へ流出すれば、広い地域で重大な汚染が発生する恐れがある。この場合、例えば、東海第二では要員や資機材の移動及び確保等が困難となり、最終的には、施設の維持や安全確保ができなくなる可能性がある。東海第二は再処理施設から2.8km離れており、事故が発生しても受ける影響は十分小さいと工学的に判断したとあるが、その内容が疑問である。両施設が同時に被災した場合、相互にどのように影響するかについて、茨城県による検証の中で確認してほしい。

P.2-67

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

論点に対応する委員からの指摘事項等及び県民意見

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.891

東海第二原発と東海再処理工場との複合災害対策

P.2-67

東海第二発電所からの5km圏内に10を超える原子力関連施設が存在し、その施設と東海第二発電所で過酷事故が起きた場合の複合災害の危険性が大きいという事です。とりわけ東海第二発電所からわずか2.8kmのところにある東海再処理工場内には多くの放射性廃棄物が存在し、中でも一番危険なのは、今までの再処理により発生した高レベル放射性廃液(約400立方メートルある)です。この廃液は、ステンレス製の容器5基により保管されていますが、常時冷却を要するほどの崩壊熱を出しているので常時冷却が必要です。もし電源を喪失し冷却が止まれば、最短57時間で沸騰して放射性物質が拡散する上、最短42時間で水素が爆発する濃度に達するとされています。

P.2-67

東海再処理工場は2018年6月13日に廃止措置計画が認可されましたが、防潮堤等の設置はされません。ガラス固化の完了までに20数年(廃止措置の進め方より)かかりこの間に大地震や大津波が到来した場合、東海第二原発と東海再処理工場の複合災害の危険性が大きですが、その対策が明確でない。

P.2-67

No.903

1. 東海第二原発から2.8kmの東海再処理工場があります。

当日渡された「東海第二発電所に関する審査の概要」のP14～災害の地震、津波の他に外部からの損傷についての対策はありますが、東海再処理工場には一切触れていません。

P.2-67

再処理工場は昨年廃炉が決まりましたが、70年という年月をかけて処理していくとのこと。しかも処理方法も未定。

ここにはヒロシマ原発で計算すると5000発にあたるナトリウムがあります。もしここが爆発した場合、秒速5mの風で京都までの人が半数死ぬと、高木仁三郎博士が日本に当てはめてシュミレーションした結果(ノルウェー政府、ドイツ政府が想定)

この再処理工場が爆発を起こした場合を想定しているのか？

P.2-67

* 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.937

2 近隣の原子力施設からの影響について

東海第二周辺の原子力関連施設の影響に関して規制庁は廃炉措置に入っているし影響は十分小さいと判断しているが、再処理施設には高レベル廃液が400立方メートルも保管されている。地震、津波などに襲われた場合極めて危険と思われる。この影響を検討していただきたい。

P.2-67

No.984

近隣には、高レベル放射性廃液などを貯蔵する東海再処理施設(現在、廃炉作業中)がありますが、万が一東海第二原発で事故が生じたときの対応が考慮されていません。

P.2-67

No.1034

・東海原発の立地について

P.2-67

東海村には再生処理工場があり、危険な高レベル放射性廃液も貯蔵されている。ひとたび事故が起きれば制御不能である。また、この工場の他にも核関連施設があり、廃棄物処理や防潮堤の建設などに全く目途がついていない状態である。原子力研究機構は度々事故を起こしており、不安なことこの上ない。また、原発30キロ圏内に100万に近い人口を擁していて、重大事故が起きれば、取り返しがつかない結果を招くであろう。

* 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.1070

提出意見

P.2-67

(1)規則第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)3項及び同解釈によれば、東海再処理工場の存在は規則の言う「敷地周辺の状況」に該当し、当該施設で事故などの何らかの異常事象が起こっても東海第二原発の安全に影響がないことが検討されていないなければならない。

しかし、日本原電の設置変更許可申請書には規則等にしたがって検討したという証拠はない。申請内容の欠落であり、申請の不備である。ついでに言えば、原子力規制委員会自身が、規則等に基づく審査をしていない。審査の欠落である。原子力規制委員会は日本原子力研究開発機構が東海再処理施設の廃止措置にかかる申請に先だって、潜在的危険性を事前に縮小しておくという目的の下にその一つとして高レベル放射性廃液のガラス固化事業の実施を申請したのに対して、これを許可した。そのことは、廃止される施設になっているとは言え、東海再処理施設には高レベル放射性廃液という危険物質があり、それを液体状のままにしておくことは重大な潜在的危険を有すると認識していたのであり、安全上の問題として東海第二原発の側から検討しなければならないと言うことを認識していたのである。

(2)原子力規制委員会は日本原電の東海第二原発の設置変更許可申請を、2018年9月26日許可した。同日、「近接の原子力施設からの影響に係る審査について」という文書を出した。これはこれまでの審査で検討しなかったものを、審査対象にすることを明らかにしたものである。であれば、本来、一度許可したものであっても、申請自体の瑕疵が発見されたのであるから、日本原電は申請を取り下げ、再度申請をすべきであり、原子力規制委員会は許可を取り消し、日本原電に対して再度申請をさせて、審査をやり直すのが筋である。そのような手続きがなされた形跡はない。意見提出者は審査のやり直しを強く求める。

(3)ところで、原子力規制委員会が東海再処理施設の潜在的危険性として認めている、高レベル廃液は現に熱を持ち、水素を発生させており、不断の冷却と水素掃気により溶液の沸騰を避け、爆発に至らない水素濃度を維持しなければならない。したがって冷却設備と冷却水、水素掃気のための設備と電源が健全に確保されていないなければならない。それらの維持機能が失われれば、水素爆発や沸騰により放射能の大量放出が引き起こされ、それが東海第二原発の安全を脅かすことは明らかである。そのような事態にいたる契機はいくつも考えられるがここでは津波をあげる。

P.2-67

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

論点に対応する委員からの指摘事項等及び県民意見

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1070(続き)

(4)東海第二原発と東海再処理施設は太平洋の海岸線に沿って並び、その距離は2.7mしかない。東海第二原発の基準津波は17.9メートルで安全対策として20メートルの防潮堤を作るとしている。東海再処理施設は防潮堤を作らないとしており、その施設の中で高レベル放射性廃液を貯蔵するHAWには14.2メートルの津波がもるに達するとされる(「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所再処理施設の廃止措置計画の審査方針について」原子力規制庁 平成30.12.19)。HAWの津波対策として14.4メートルに浸水防止扉設置するとしている。わずかに20cmの差であり十分とは言えない。そして浸水による危険性以上に、原子炉のような堅固な土台を持たない老朽施設で14.2メートルの津波に倒壊・損壊を免れることができるか疑問であるが、同じ太平洋岸の近接の位置にあるのだから東海第二に到来する17.9メートルをこそ想定しなければならない。12.8メートルを超える津波に対して、「浸水防止対策を実施するには、建家等の耐震補強が必要になるが既存建家及び設備直下の大規模な補強工事は困難な状況である。より難しい特別な事情を明確にした上で、可搬型設備等の代替策も視野に入れ、安全機能の維持や回復を検討する」(「廃止措置計画認可申請書の一部補正について」)としているのであり、14.2メートルでは一層大規模な補強が必要なことは明らかである。ましてや、17.9メートルの津波に対しては確実に倒壊・損壊を免れない。 P.2-67

申請書に言われている可搬型設備により、危険到達時間内に損壊した沸騰防止の冷却装置や水素掃気装置の機能を回復することは、敷地内に密集している建家の倒壊瓦礫や漂流物の堆積、繰り返し押し寄せる津波、余震の続行により到底困難であろう。そもそも18メートルの所にそれら可搬型設備を配置するといっているが、17.9メートルの津波が押し寄せたら、そこが安全地帯とは必ずしも言えないのである。 P.2-67

以上について、きちんとした安全評価がなされない限り、東海第二原発の再稼働は許されない。

No.1131

・原発近くに高レベル固体廃棄物建屋が配置されている：共産党の指摘によると、東海再処理施設の放射性廃棄物は固体廃棄物ドラム缶4300本、高レベル放射性廃液370トン。東海第二発電所の一部として、この安全対策も含めるべきです。 P.2-67

<http://www.japc.co.jp/plant/data/management/hokan.html>

* 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.1141

3. その他としては、まだまだガラス固化のできない(技術の未完)高レベル廃液が 約400トンある。この廃液が漏れ出したらアウトです。 P.2-67

No.1154

6. 外部での災害が東海第二の安全性に関わる影響について P.2-67

東海第二原発から1.3kmのところ、原子力研究開発機構の研究炉があり、2.7kmのところには同機構の東海再処理施設(運転は終わり廃止措置中)がある。研究炉については規模が小さく、炉心を水中に付け込んだタイプだとかで影響の出るような事故や危険性は少ないとされていますが、一方の、再処理施設についてはそこで出来た高レベル放射性廃液のうち少なくとも360m³は液状のままタンクに入れられていて、常時冷却し続けなくてはならない代物です。もし停電などで対応が出来なくなると10数時間で爆発の危険性があり、ひとたび環境中に爆発的な放出が起きてしまえば、日本列島、いや北半球全域の汚染ともなる危険性があると言われています。

この問題に対して規制委員会は、現状の規制の仕組みでは施設ごとに安全対策をとることとし、それぞれに審査するので、再処理施設はそこでの審査の問題であって、影響を受ける東海第二原発の側からの相互の影響関係は審査しないことになっている、としています。

しかし、実際にその再処理施設の高レベル放射性廃液が管理不能となって、爆発・放出された場合には、この距離と、東海第二原発の中央制御室などの対放射能隔離機能程度では、閉じこもって原発の安全停止やその後の措置を続けられるとは考えられません。県の説明会では、「出来る」という趣旨の答え方を規制庁の職員がされていましたが、実際にどのような規模の原子力災害を想定して言われているのでしょうか。 P.2-67

この問題は、特に、原発、再処理施設、核燃料製造施設、研究用小型原子炉が立て込む東海村ならではのことですが、そういったことを前提とした新規制基準、審査とはなっていません。そして、さらに、これらの事故などは地震・津波といった大規模自然災害を契機として発生することがもっとも考えられるわけで、そのような事態においての原子力複合災害の事故拡大の想定が、どこにもなされていません。 P.2-67

* 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.1161

4) 隣のサイクル機構に保管されてる高レベルの廃棄物との複合災害が起きることはないと言いきれるのでしょうか。

No.854

P.2-67

(22) 低レベル放射性埋設廃棄物の流出(津波)

低レベル放射性埋設廃棄物は防潮堤の外側に埋設されており、津波によってドラム缶が内陸側或いは海洋へ流出しないか心配である。

P.2-67

* 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