

<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。

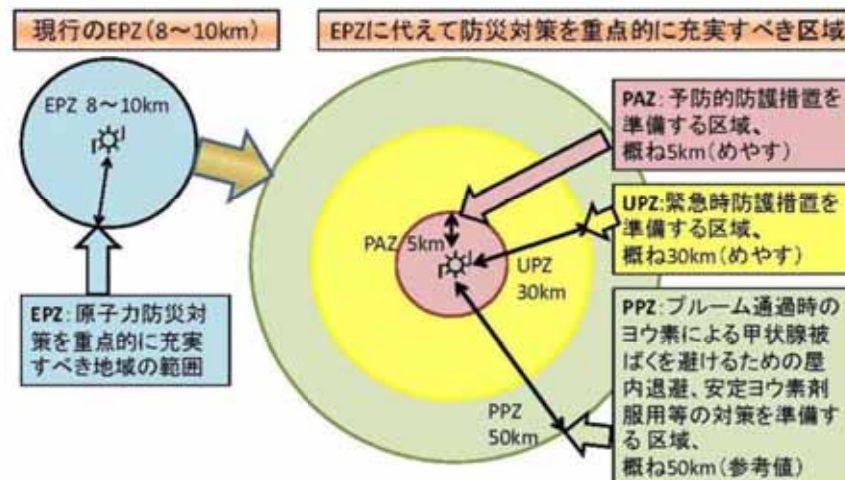
福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、原子力安全委員会では、防災指針に反映すべき事項について検討が行われ、2012年3月22日に防災指針見直しに関する考え方が取りまとめられた。



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。

原子力発電所に係る防災対策を重点的に充実すべき地域に関する考え方(案)



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

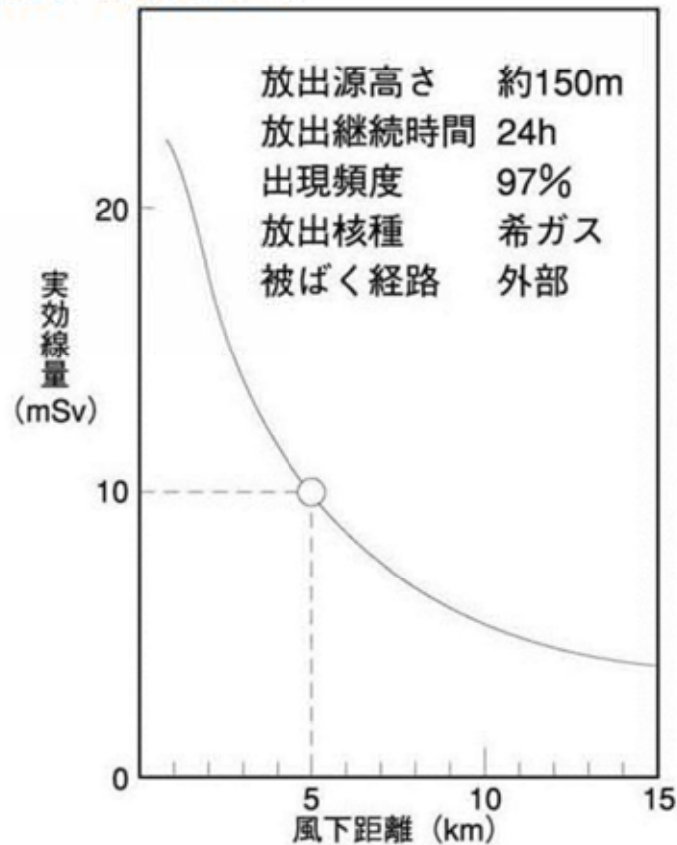
- ・仏国: 溶媒火災が最も厳しいものとされ、屋内退避計画範囲を半径5km
- ・英国: 発電炉のEPZに包含される。ただし、屋内退避計画範囲は半径5km

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)

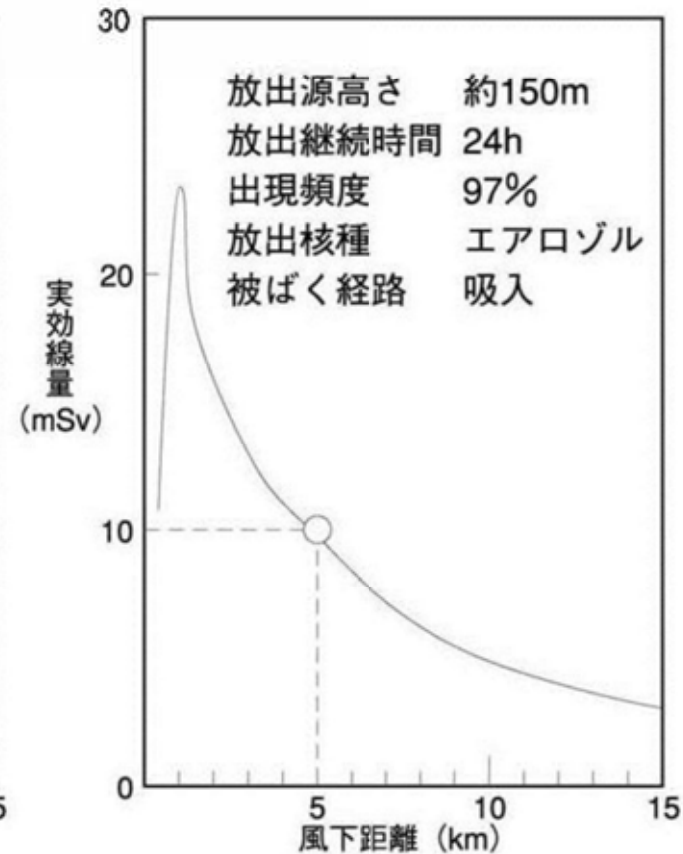


再処理施設の想定事象



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)

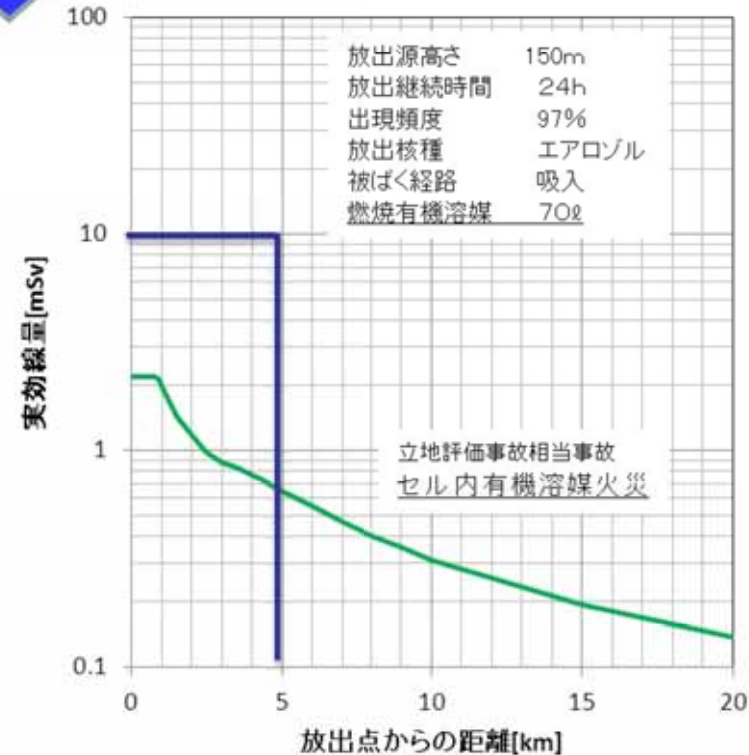
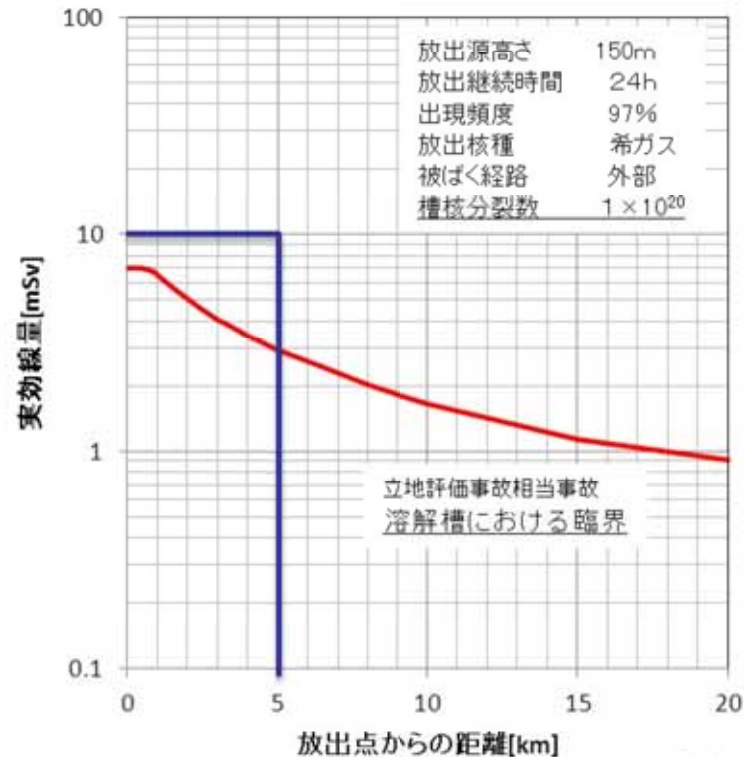
出典: 原子力安全委員会: 原子力施設等の防災対策について <http://www.nsc.go.jp/anzen/sonota/houkoku/bousai220823.pdf>

2. 従来の防災指針における再処理に係るEPZについて(3)

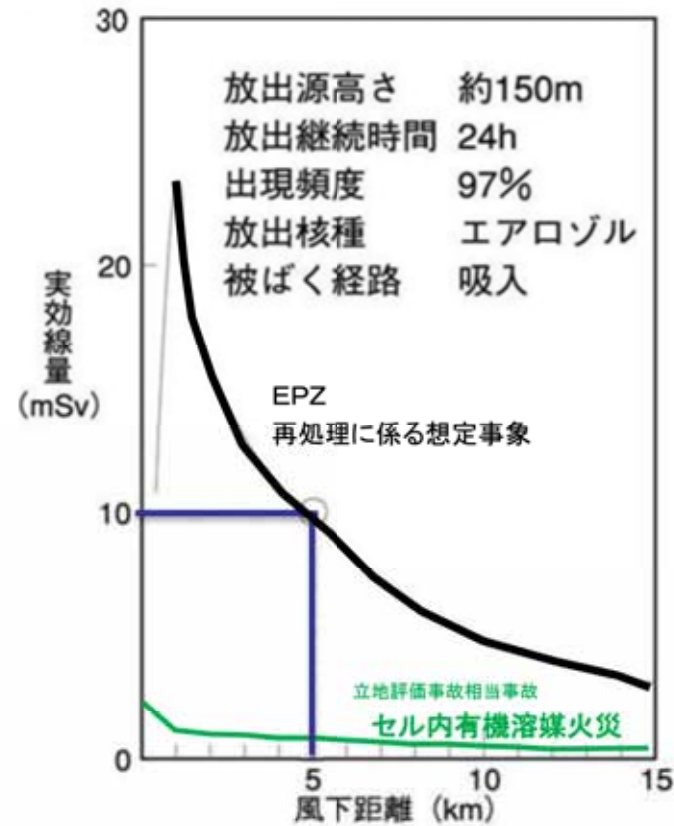
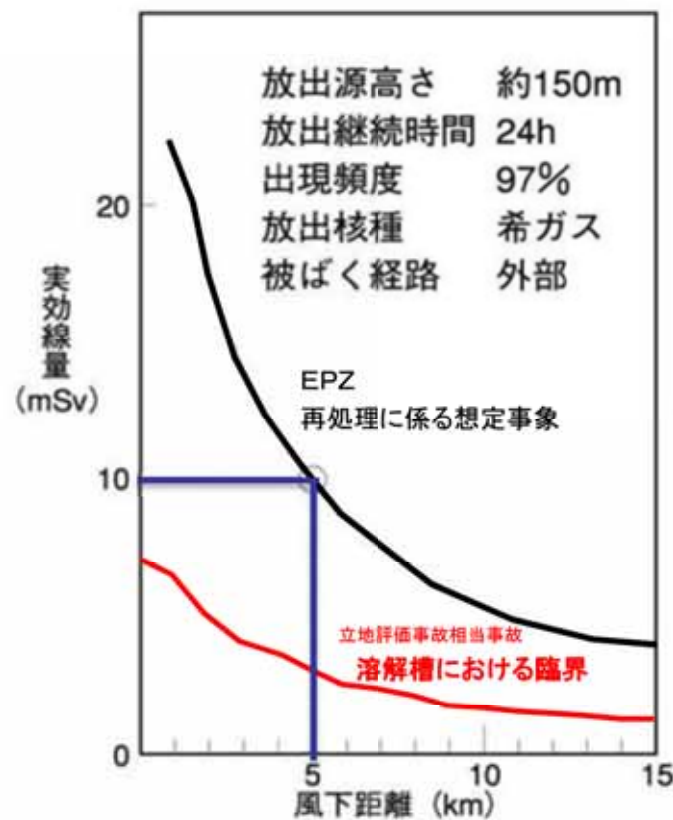


- (対象事象) 立地評価事故(溶解槽における臨界、有機溶媒火災)と同規模の事故
- (放出高さ) 150m(主排気筒)
- (放出継続時間) 24時間
- (気象条件) 原子力安全委員会「気象指針」による
- (評価範囲) **・溶解槽における臨界: 1×10^{20} の核分裂、有機溶媒火災: Pu精製塔セルの70Lの有機溶媒の燃焼。**
・放出された核種の減衰は考慮していない。
・放出核種の吸入摂取の換算係数は厳しい結果をもたらすものを用いている

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。

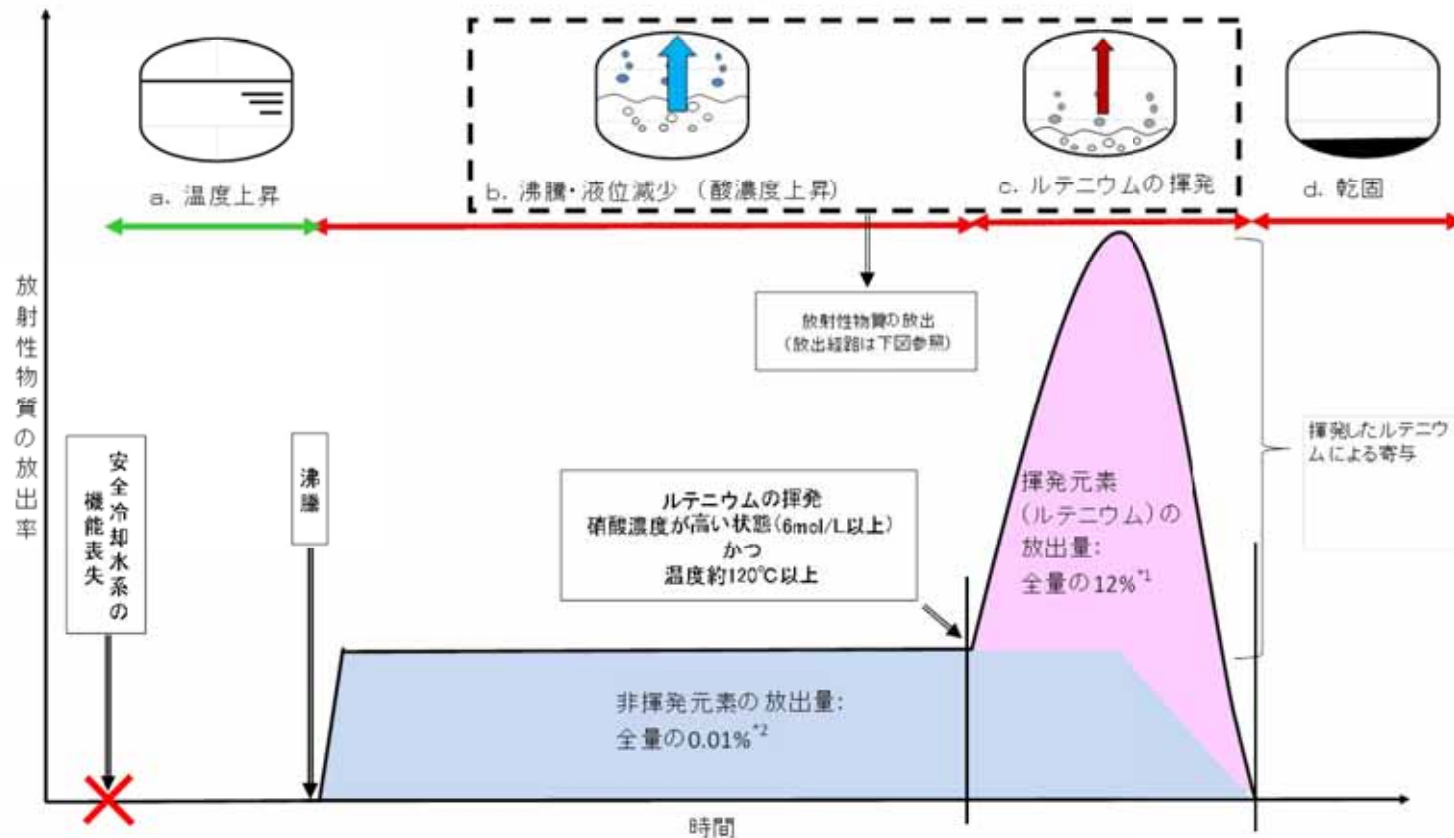
想定する事象を「**冷却機能の喪失による蒸発乾固(高レベル濃縮廃液の沸騰事故)**」とする。

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).

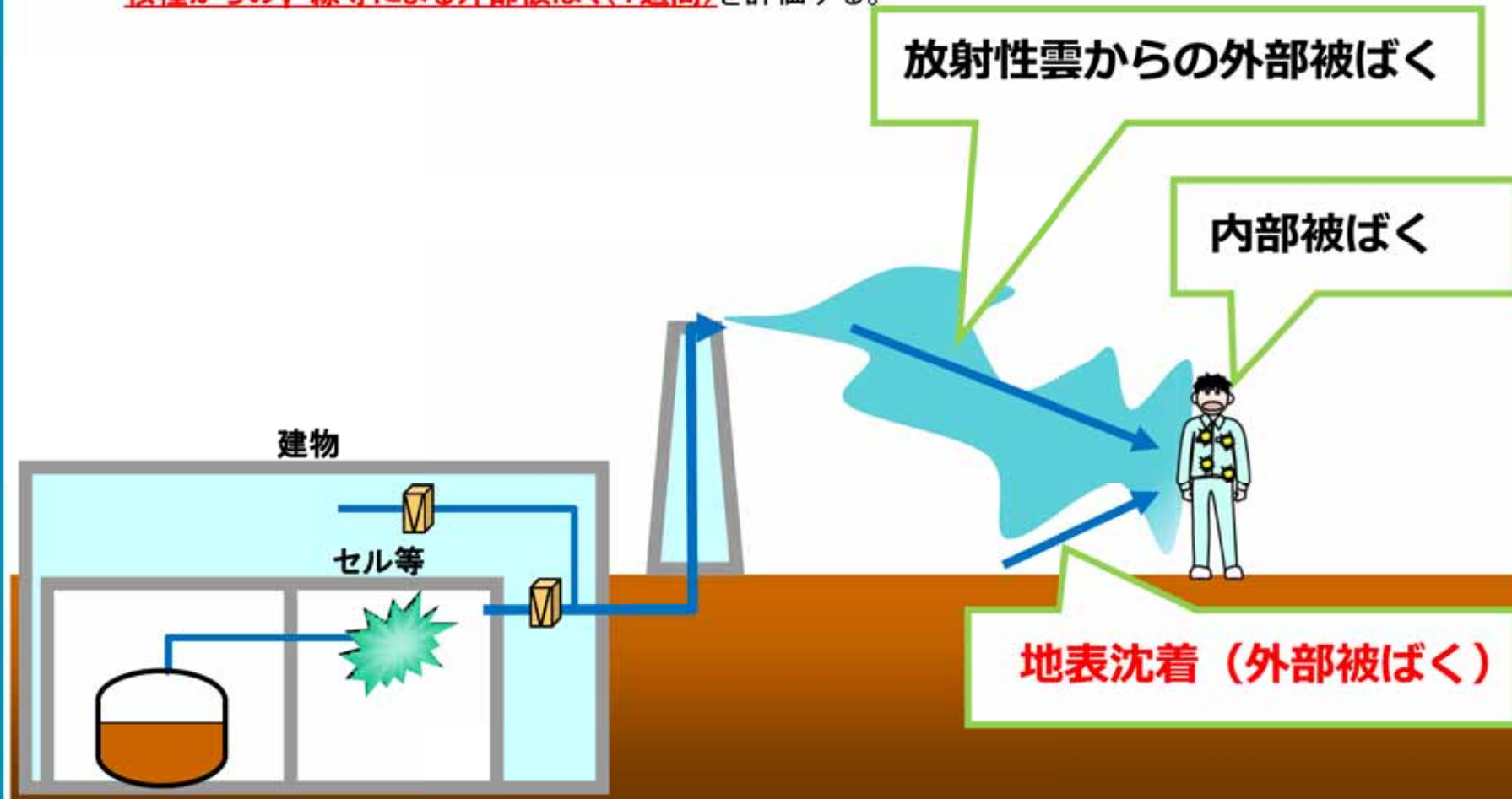
2) M. Philippe et al., NUREG_CP-0116-Vol.2(1991)

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

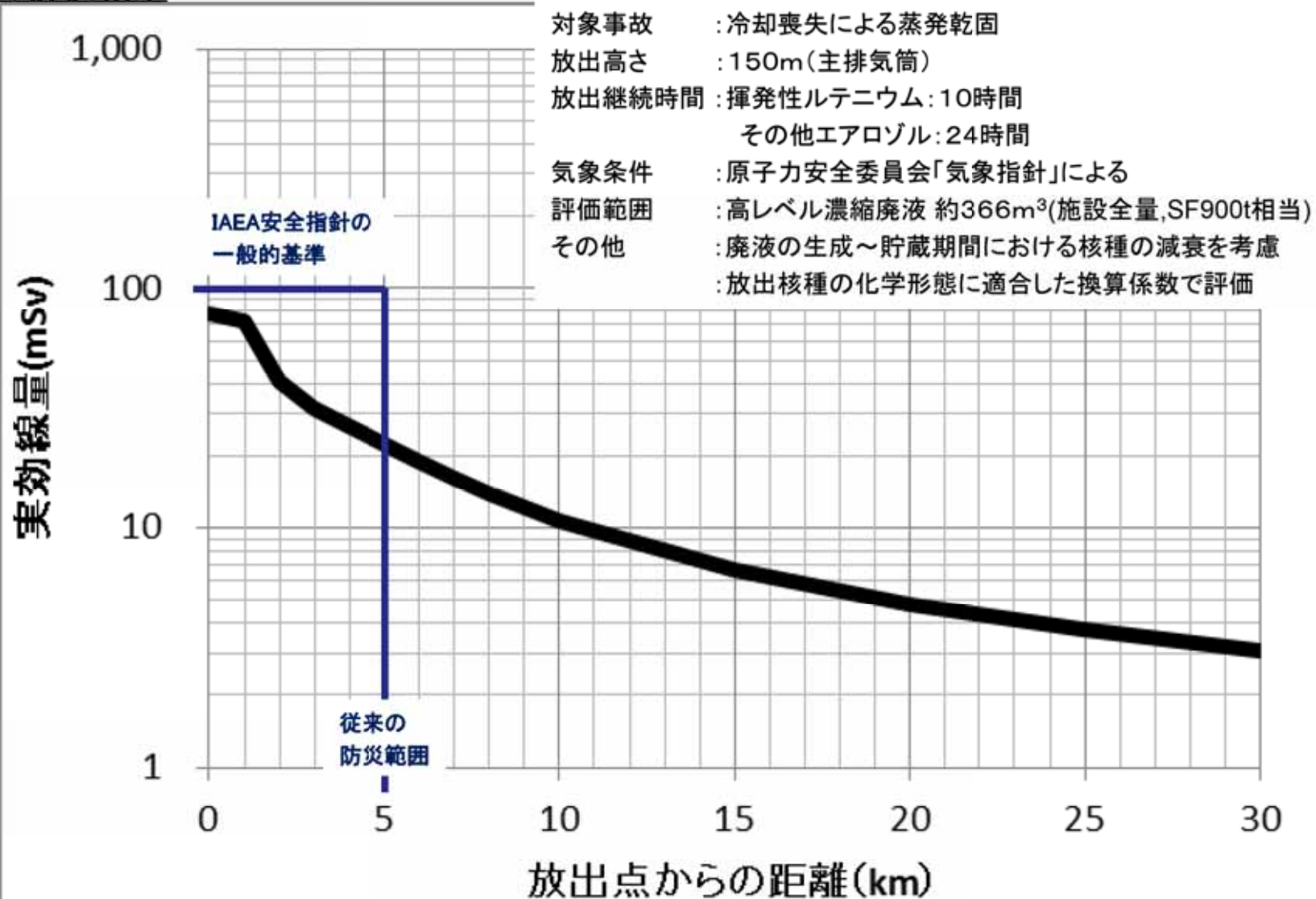
- a. 沸騰事故に係る放出経路は、沸騰等により放出された放射性物質はセルを經由して主排気筒から放出
- b. 被ばく評価項目としては、従来の「放射性雲からの外部被ばく」、「内部被ばく」に加えて、**地表に沈着した核種からのγ線等による外部被ばく(1週間)**を評価する。



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)

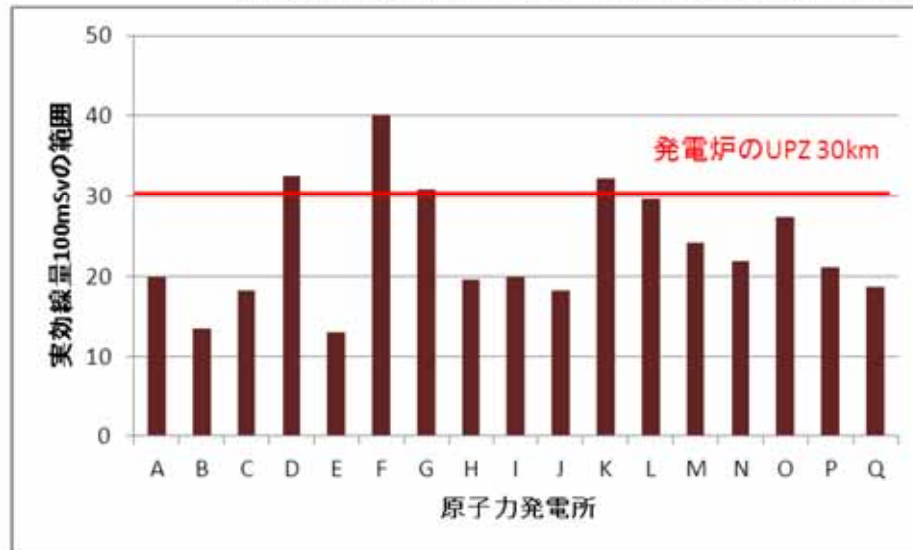
(放出継続時間) 10時間:福島第一発電所事故の2号炉を基に設定

(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

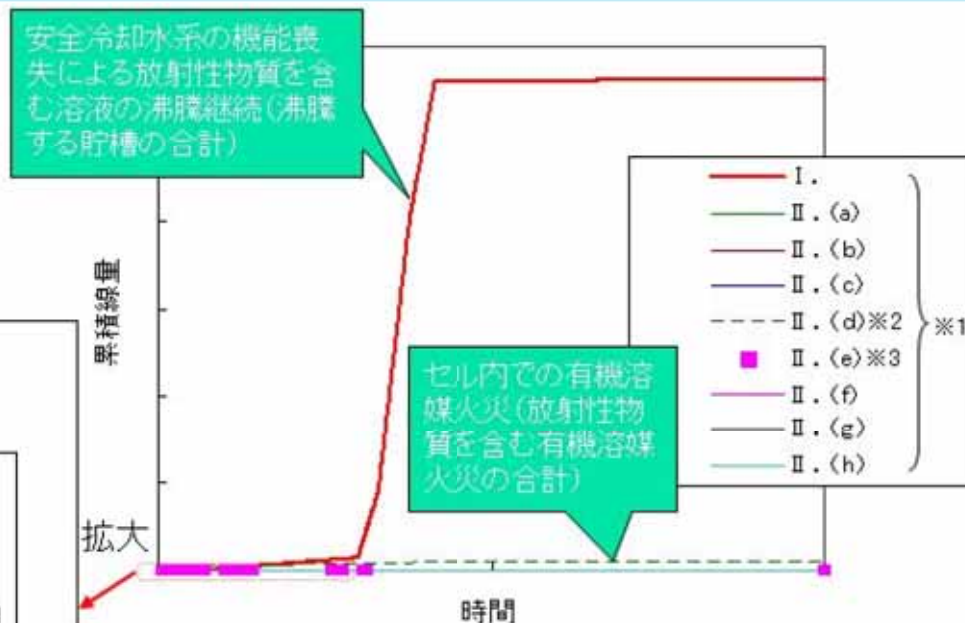
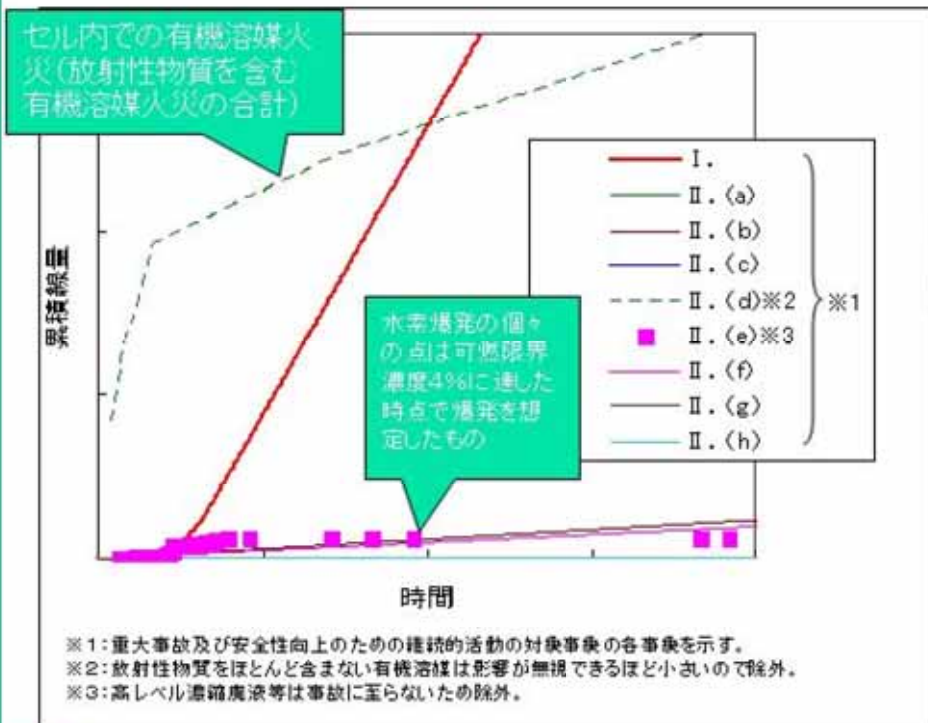
(発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針)

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)

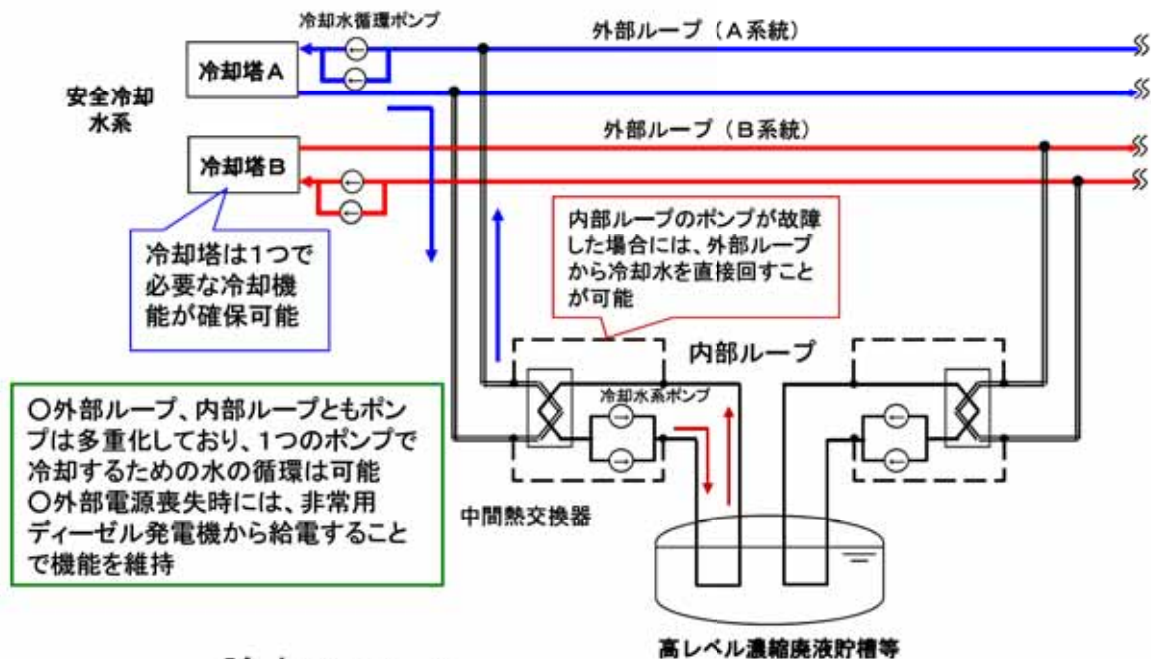
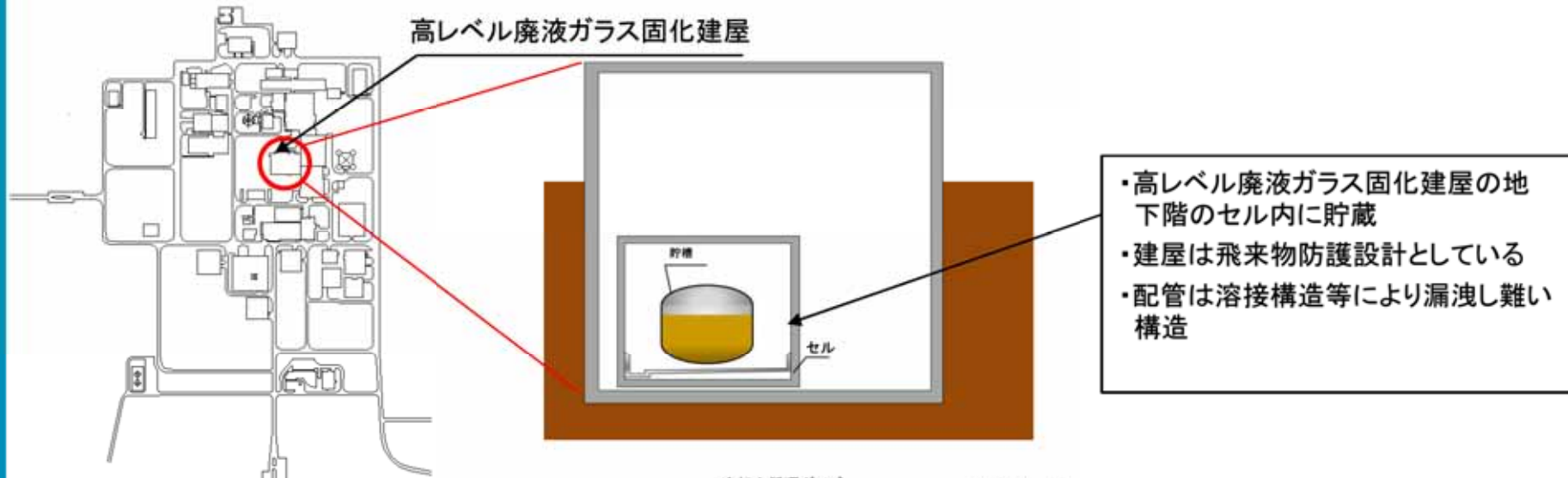
一般的基準(General Criteria)	防護措置
以下を超える予測線量 甲状腺等価線量: 50mSv(最初の7日間) 実効線量(*) : 100mSv(最初の7日間) 等	安定よう素剤予防服用 屋内退避、避難、食物の摂取制限等

(*) 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)

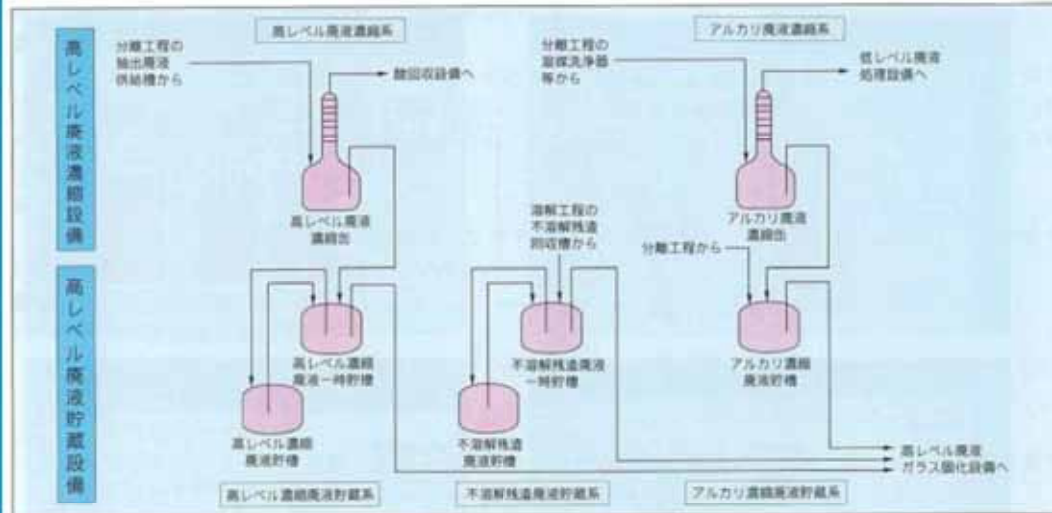
一般的基準(General Criteria)	防護措置
急性外部被ばく(10時間未満) 赤色骨髓: 1Gy 胎児 : 0.1Gy 等	線量が予測されたら 一般的基準以下に線量を保つための 予防的緊急防護措置(避難等)

参考3. 高レベル廃液の貯蔵

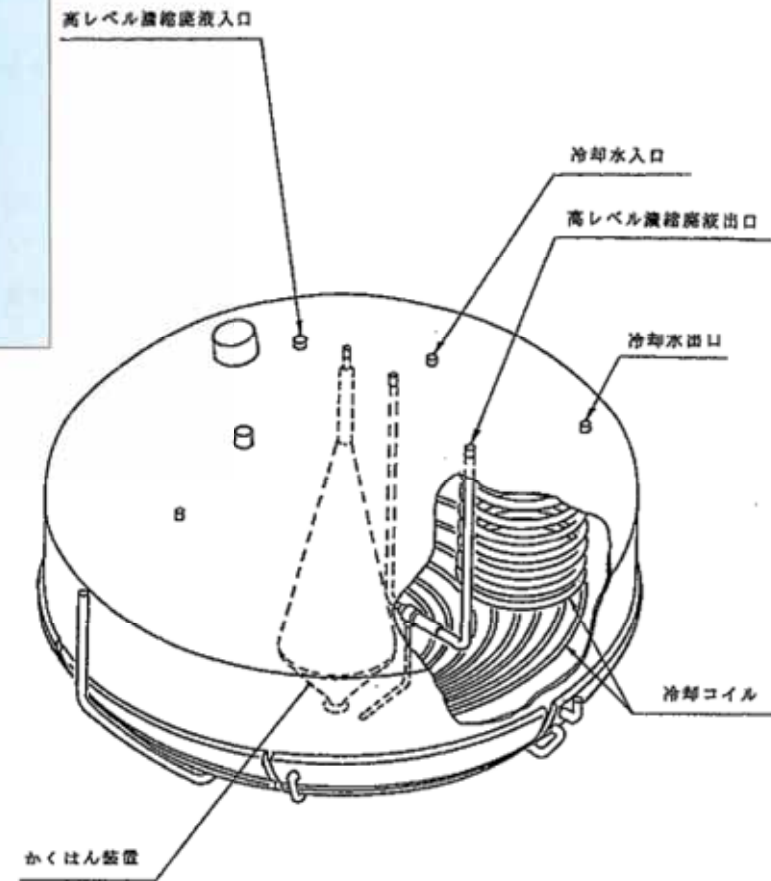


○外部ループ、内部ループともポンプは多重化しており、1つのポンプで冷却するための水の循環は可能
○外部電源喪失時には、非常用ディーゼル発電機から給電することで機能を維持

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3. 高レベル廃液貯槽の容量

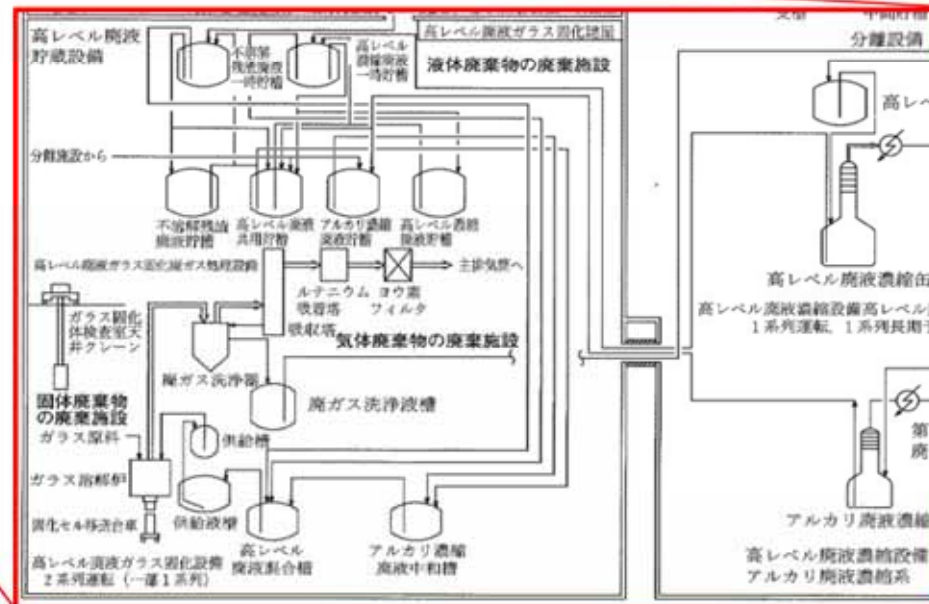


貯槽名	貯蔵量	基数	備考
高レベル廃液濃縮缶	22 m ³	2基	1基は長期予備
高レベル濃縮廃液貯槽	120 m ³	2基	
高レベル濃縮廃液一時貯槽	25 m ³	2基	
高レベル廃液共用貯槽	120 m ³	1基	要領で空の運用
高レベル廃液混合槽	20 m ³	2基	
供給液槽	5 m ³	2基	
供給槽	2 m ³	2基	
合計	486 m ³	12基	

設計上、高レベル濃縮廃液を貯蔵できる容量は486m³であるが、万一の場合を考慮し、貯蔵量が最も多い貯槽の廃液を全量受け入れられる空き容量を確保することとしているため、被ばく評価上の高レベル濃縮廃液貯蔵量を366m³とした。



再処理工場の工程概要図



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)

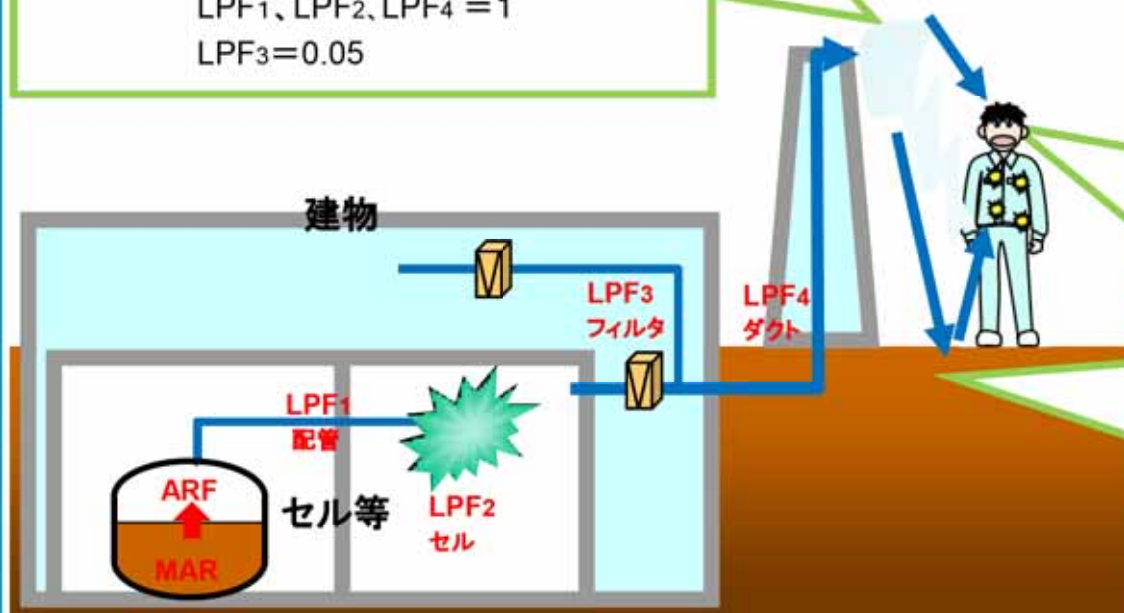
$$D_e = ST \times X/Q \times V_g \times K \times T$$

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))

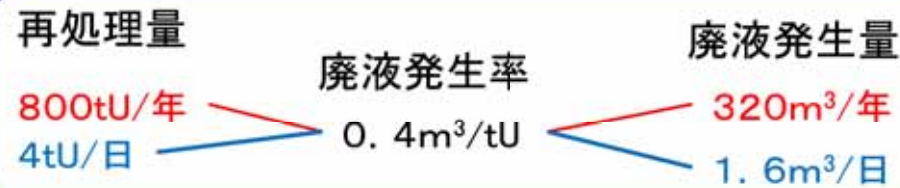
T : 評価期間(y)



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 366m^3**

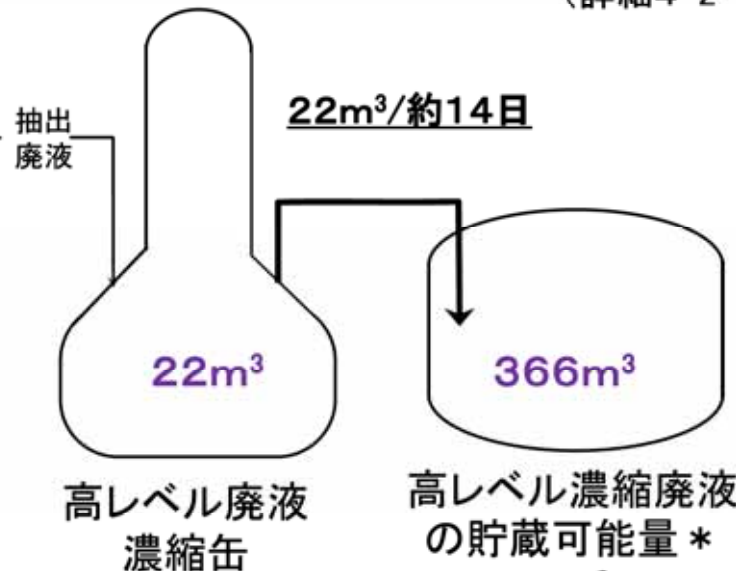
最短の4年冷却の燃料で貯槽を満たすには、最低1年+約28日要する

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

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(366m^3)

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 $x.x \times 10^x\text{ Bq}$ 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、 486m^3 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 120m^3 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)

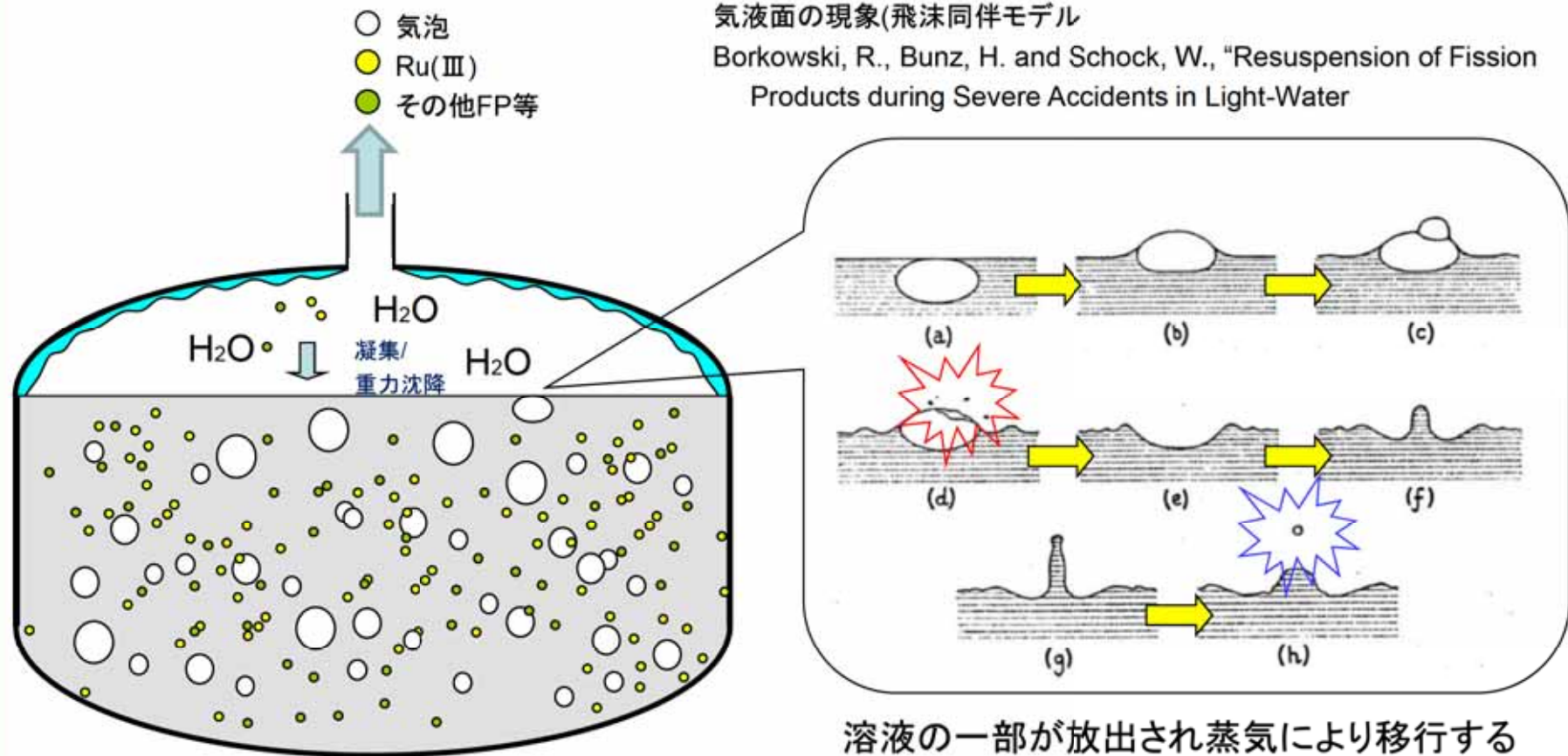


核種	放射能 ¹⁾	半減期 ²⁾
Sr90/Y90	6.9×10^{18} Bq	28.8年
Ru106/Rh90	<u>3.2×10^{18} Bq</u>	<u>1.02年</u>
Cs134	<u>2.1×10^{18} Bq</u>	<u>2.06年</u>
Cs137/Ba137m	1.0×10^{19} Bq	30.2年
Ce144/Pr144	<u>1.7×10^{18} Bq</u>	<u>285日</u>
Pm147	<u>1.8×10^{18} Bq</u>	<u>2.62年</u>
Eu154	4.4×10^{17} Bq	8.59年
Am241	1.6×10^{17} Bq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

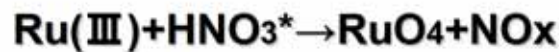
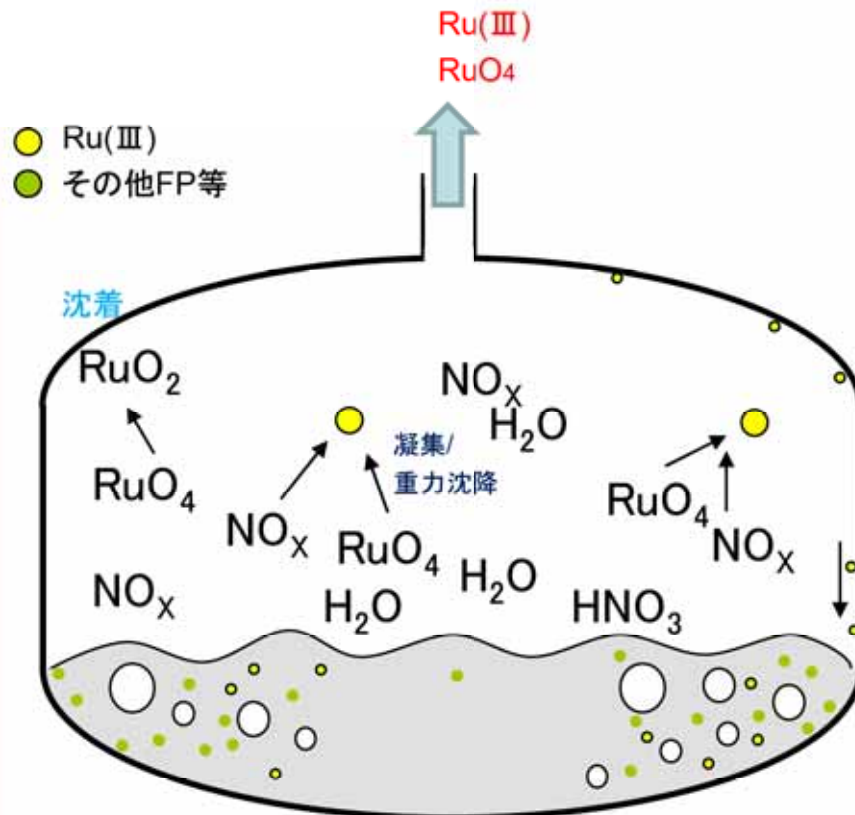


飛沫同伴は、dの段階で放出される微小粒径の液滴とhの段階で放出される小粒径の液滴がある。小型の実験装置の結果では、両方とも移行する (**ARF=1E-4**) と評価されるが、実機では、dの段階で放出されるもののみ (**ARF=2E-5**) と推定している。

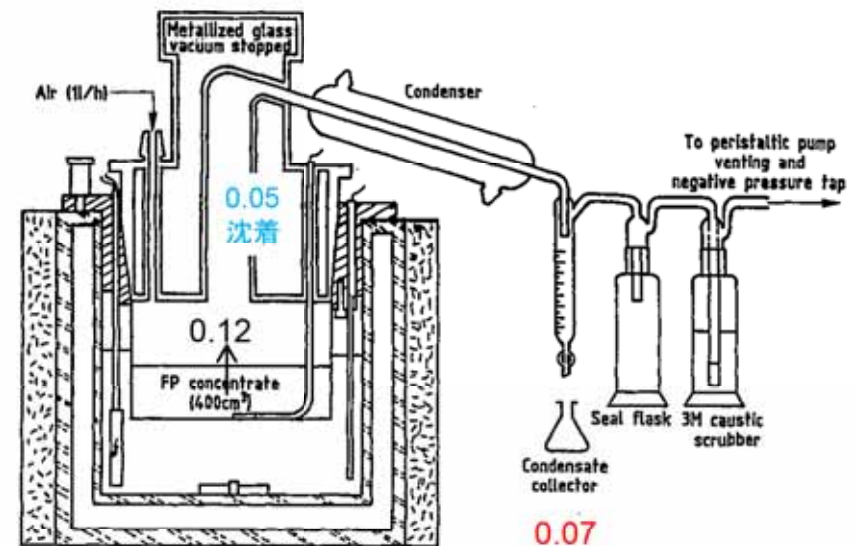
JAEAが原子力学会 2014春の年会で工学規模試験装置の結果を発表予定

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。

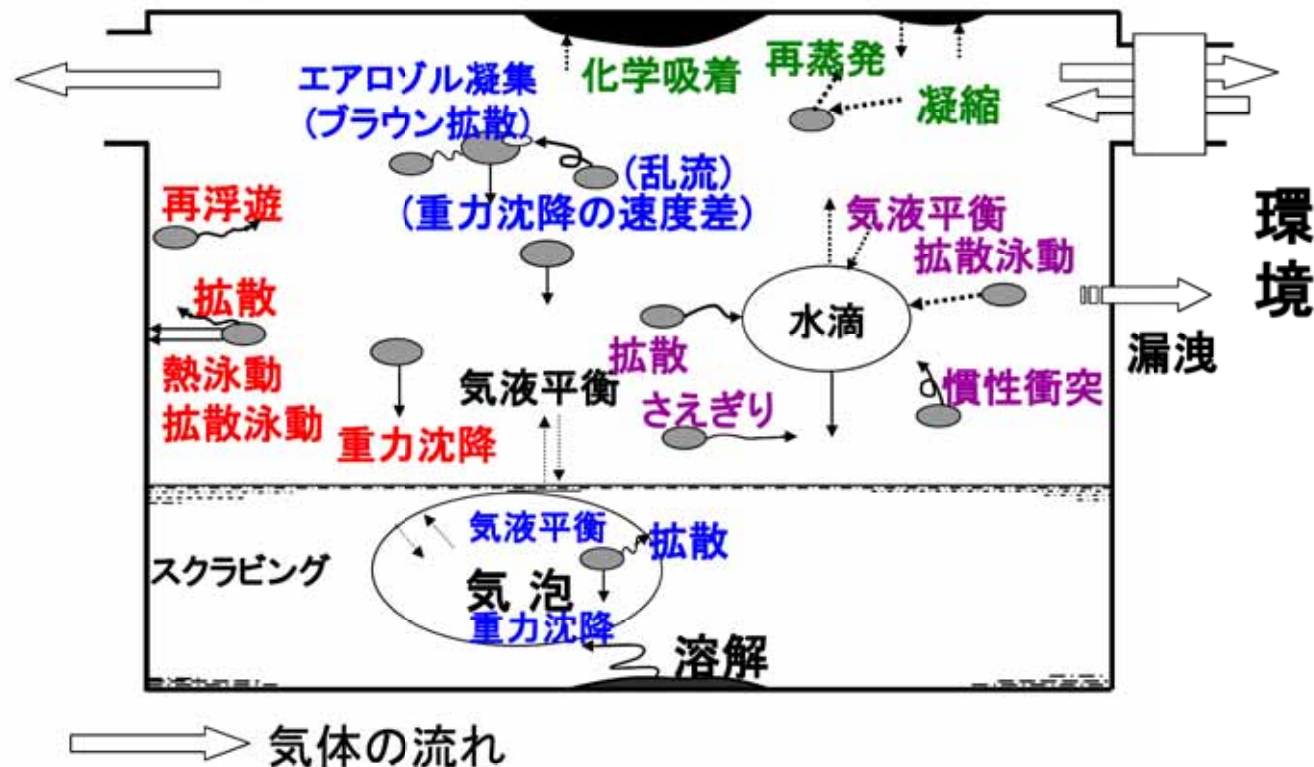
参考4-3. (1/3)

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

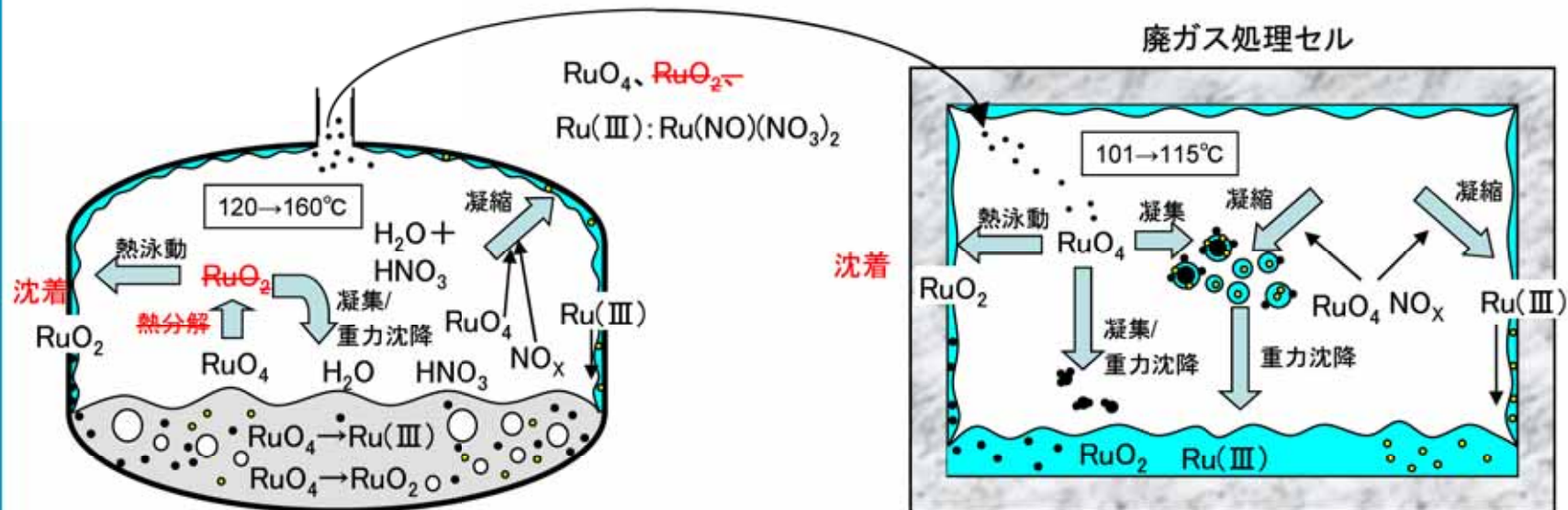
⇒配管LPF₁、セルLPF₂、ダクトLPF₄ = 1: 全量が経路で除去されないと評価

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)

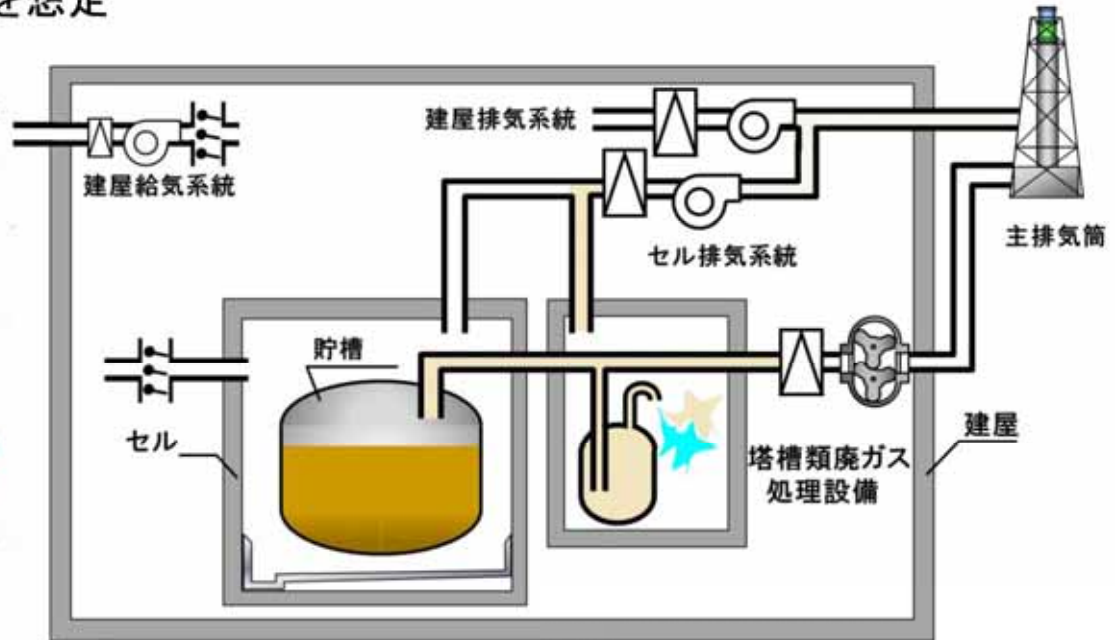
LPF: 放出経路での低減割合



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)

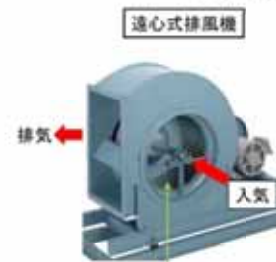
Parameter	Effect on Filter Penetration
Baseline	0.1 percent
HF Corrosion 1,500 ppm-hr.	0.1 percent increase
Temperature	0.1% + 0.4% = 0.5%
Increase from 25-200 °C	Decreases penetration from 0.01 to 0.001 percent
200 °C	0.03-0.01 percent
240 °C for 6 hours	0.01 percent
300 °C	0.12-0.01 percent
350 °C	0.4-0.03 percent
500 °C	0.9-0.2 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 0.003 to 0.000001 percent
Liquid DOP loaded to 4 in. Oil aerosols	Penetration increases by factor of 10 Penetration increase is 1.3P ₂ /ΔP ₁ 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



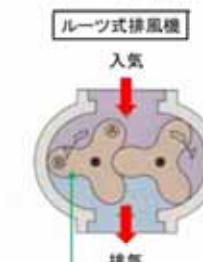
高性能粒子フィルタ等

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>Ru106²⁾</u>	6.6E-08	S	最も厳しい値。RuO ₂
	<u>2.8E-08</u>	<u>M</u>	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)

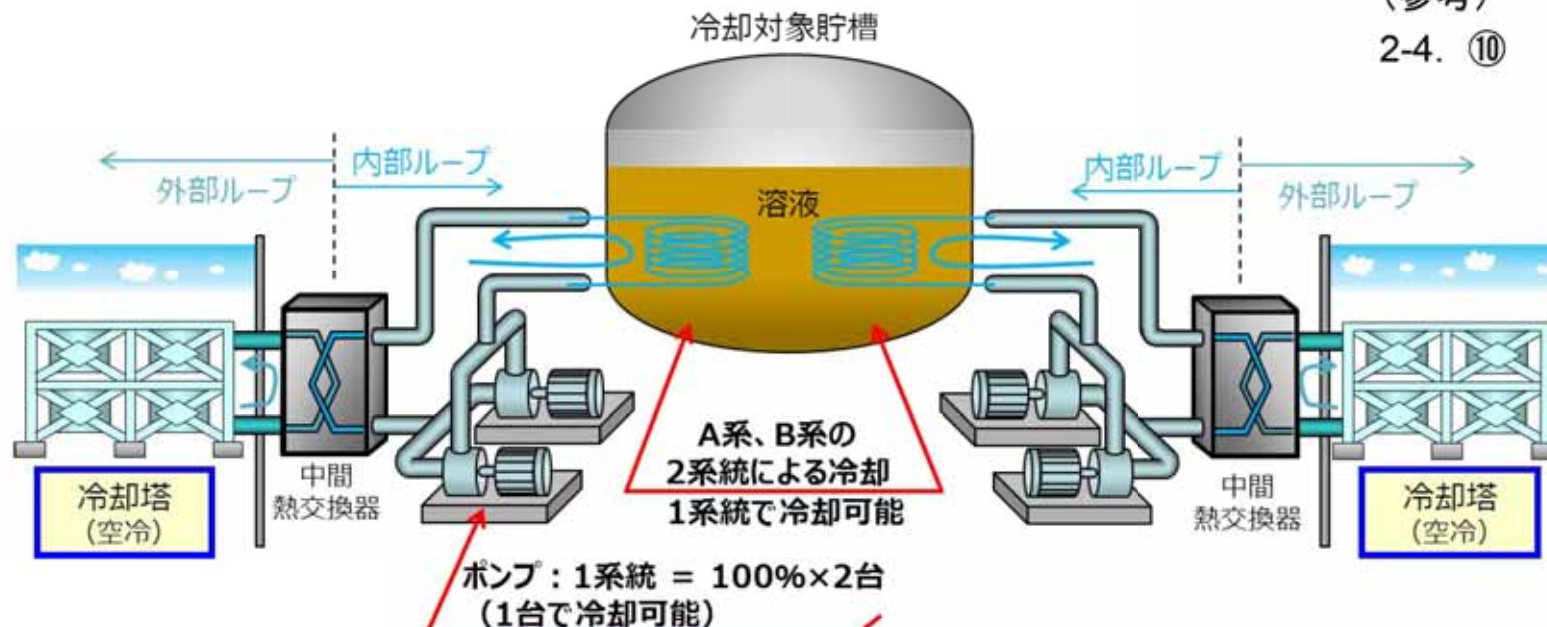


設計および管理上の対策とこれまでの設計思想

- 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

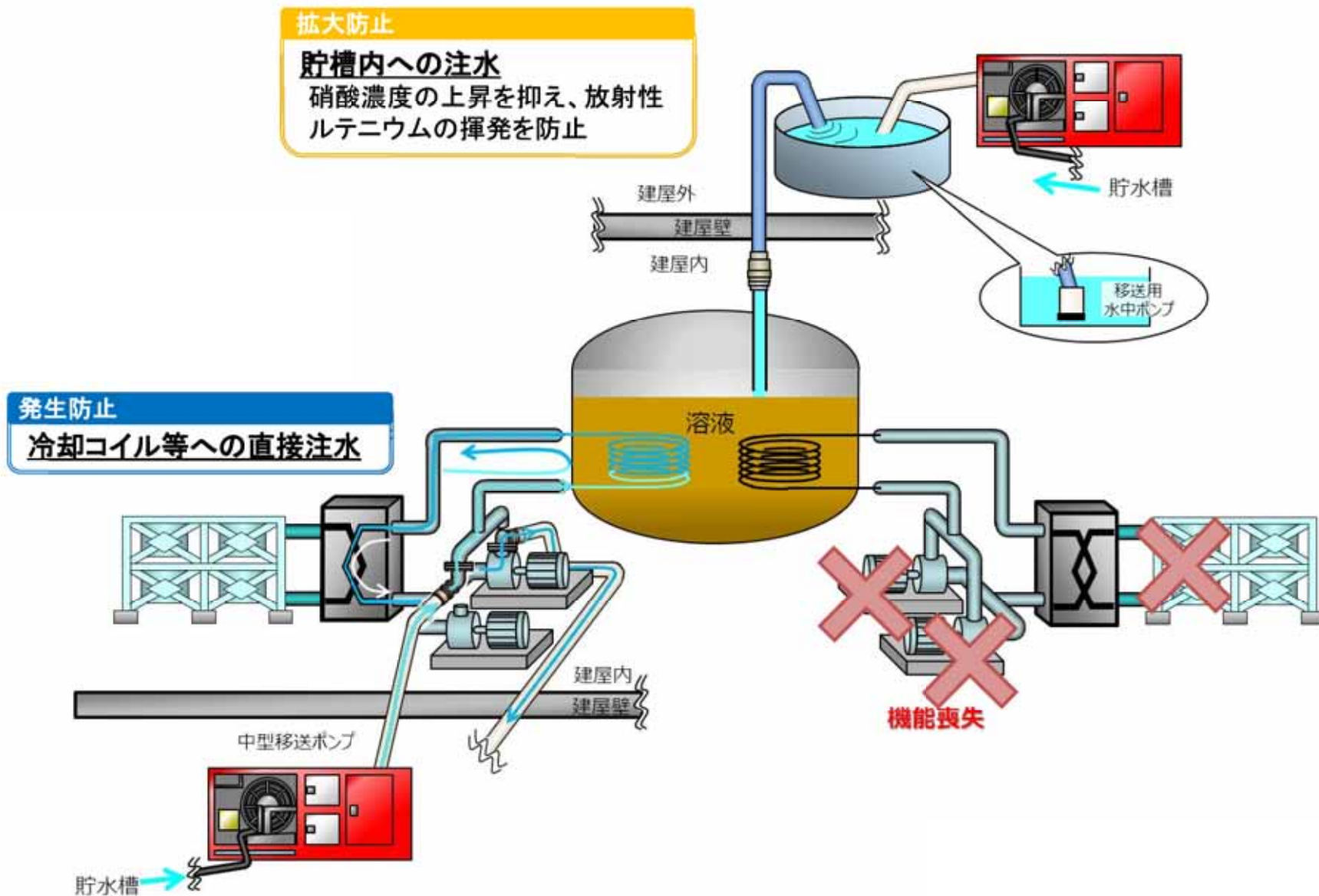


(※外部ループポンプは図中では省略している)

論点No.60-61

参考5.

冷却機能の喪失による蒸発乾固(2/2)



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)



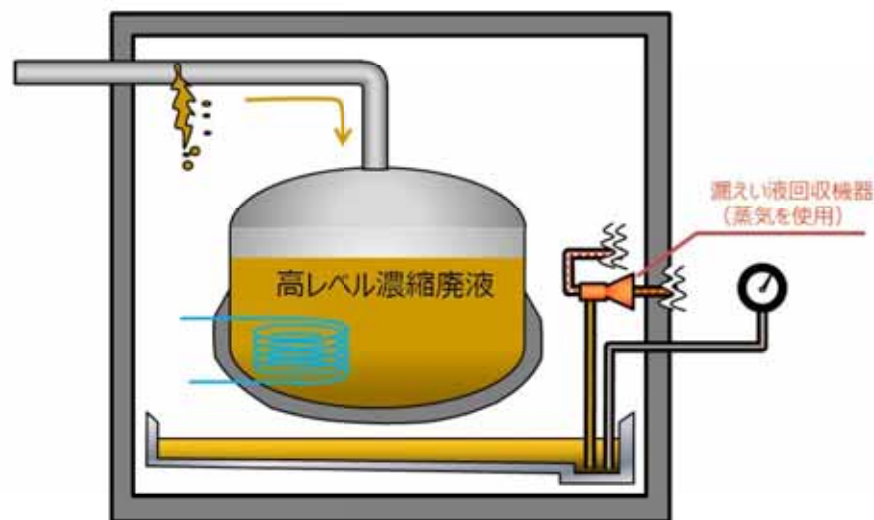
設計および管理上の対策とこれまでの設計思想

- ・ 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、

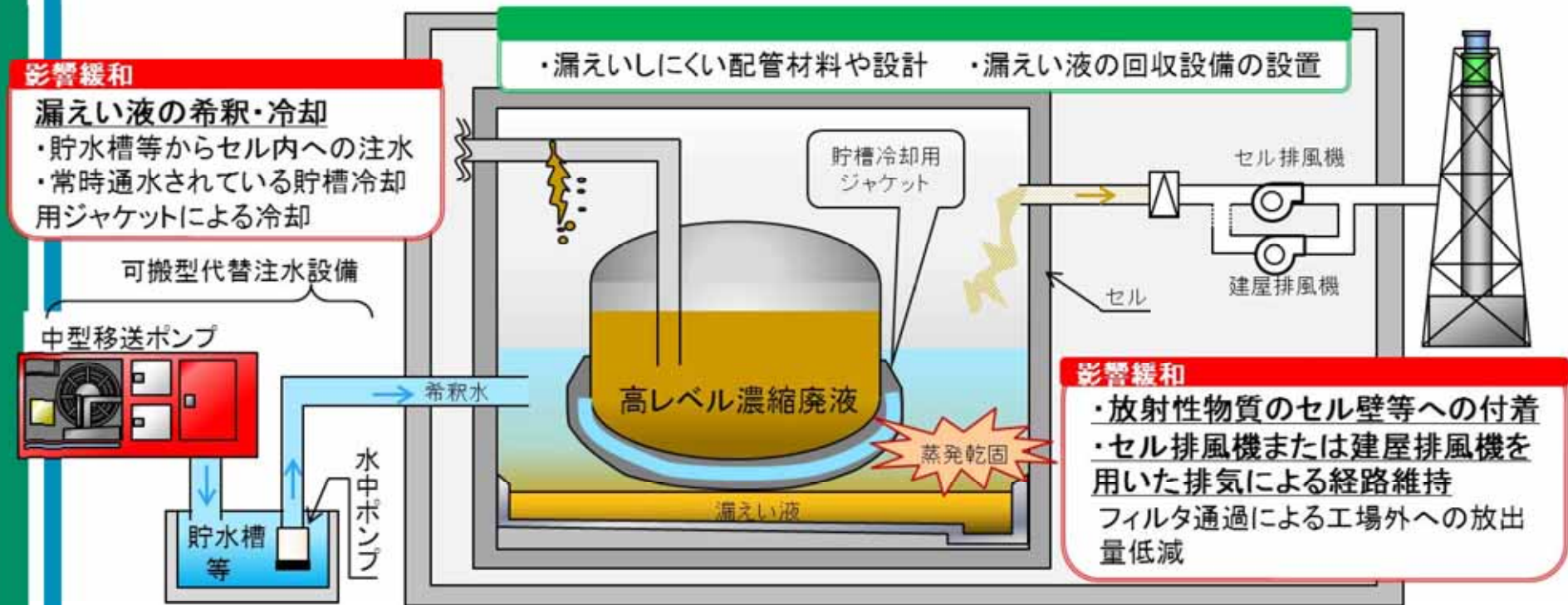
- ・ 溶液はセル床部に設置されたステンレス製の漏えい液受皿に収集し、他の機器へ回収。

(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)

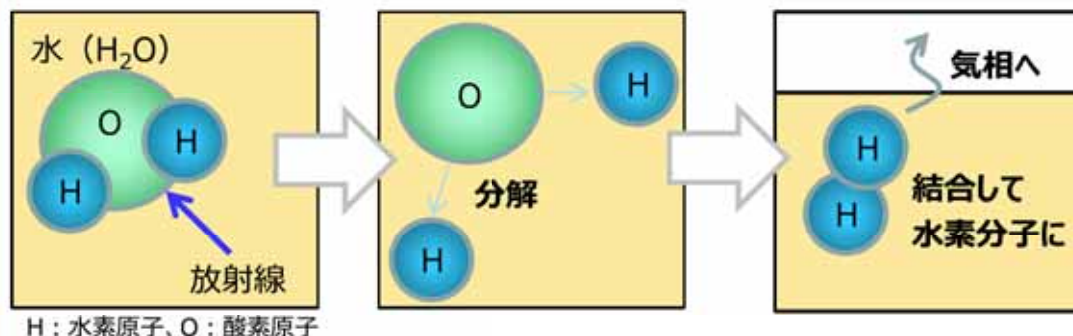


参考7. 水素爆発について(1/3)



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。

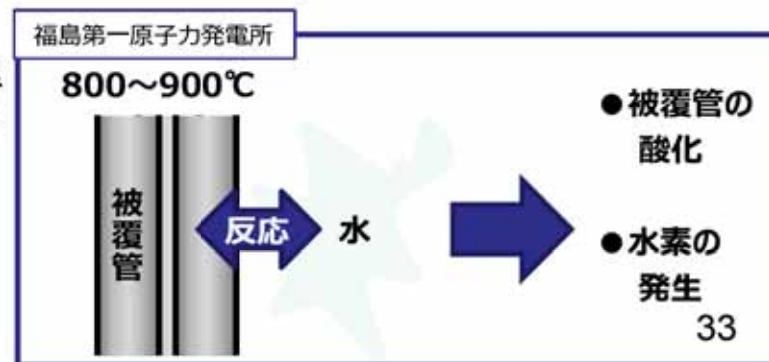
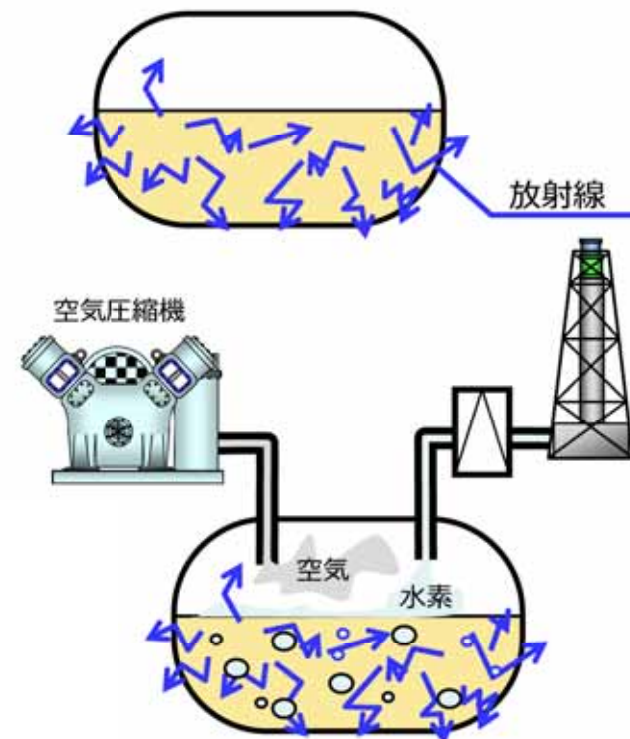


そのため、再処理工場では、水素が発生するおそれのある貯槽は常に空気を吹き込んで、水素が溜まらないようにしている。

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。

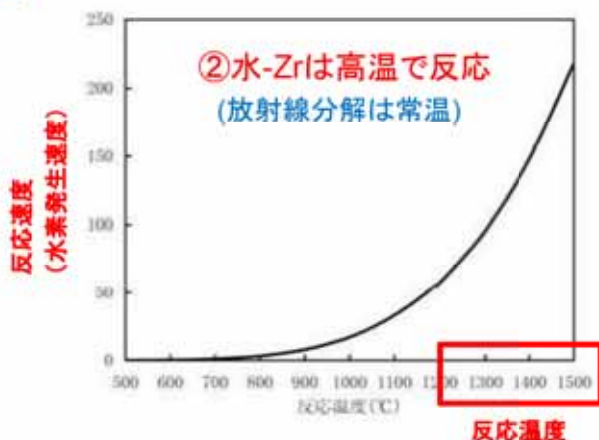
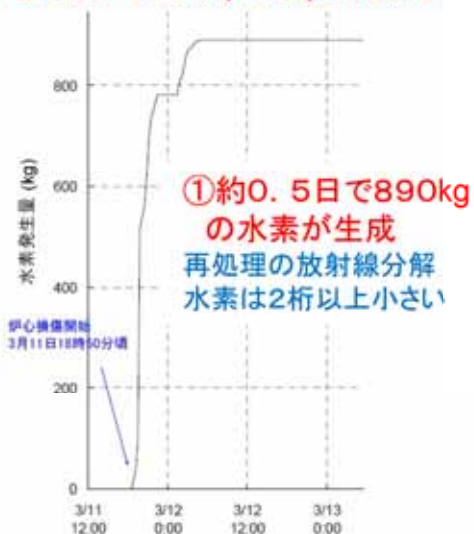


参考7. 水素爆発について(2/3)



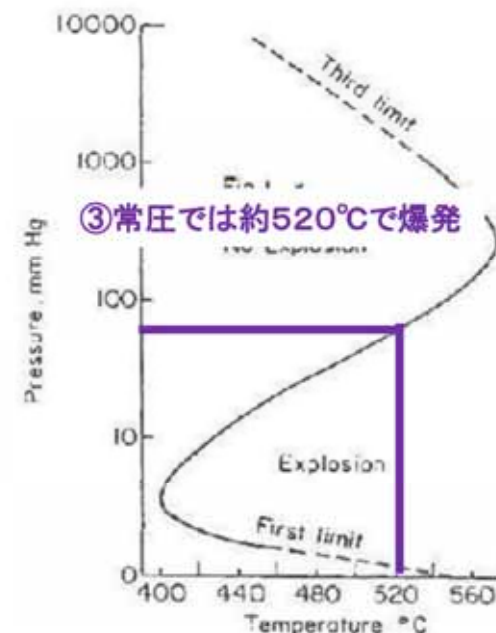
1. 発電炉での水素の生成

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

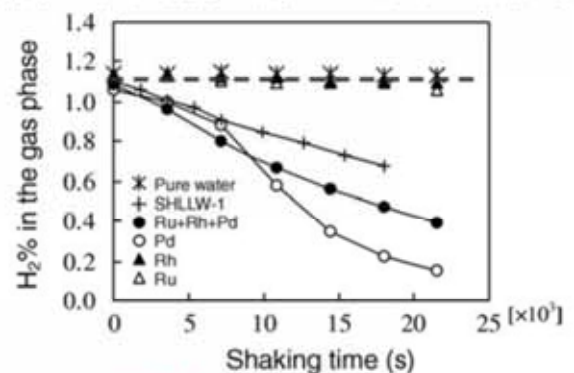
水 - Zr反応では、
1.短時間に大量の水素が発生し、
2.高温の水素であるからこれが着火源となり大爆発が生じることとなる。
(放射線分解水素は、着火源が必要である)

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

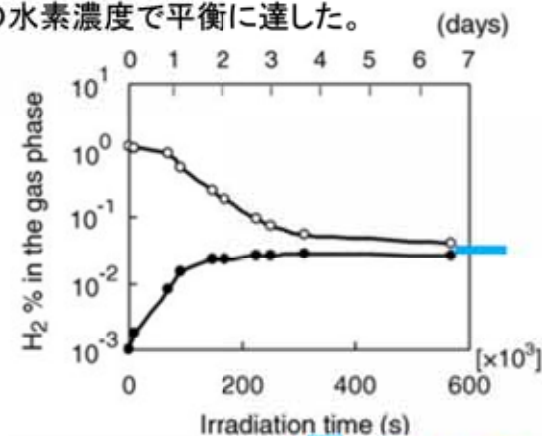
λ : 水素の反応速度定数

h : 水素の溶解度(液相の水素濃度/気相の水素濃度)

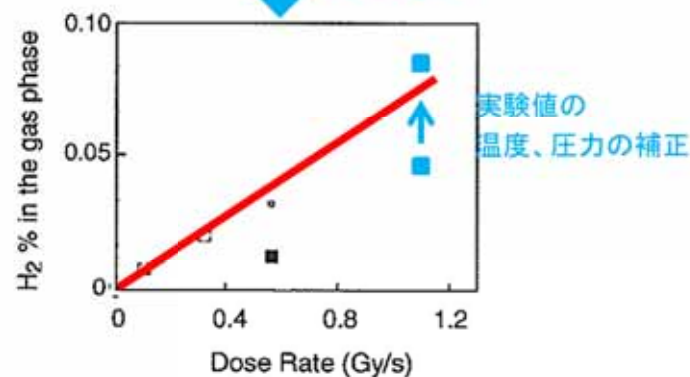


③照射試験による触媒効果の確認²⁾

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。



実験値



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が、東海で事故が起きないというふうに本当に言い切れますか。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

【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心配するわけです。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

【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

②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。

No.304

P.2-67

・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な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しているのかと。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

⑤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ままである。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・熔融し、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

【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であります。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

【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2.7メートルしかない。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ろに達するとされる(「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)隣り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