

【公開版】

令和元年 10 月 16 日	
資料番号	1 - 4

六ヶ所再処理施設における  
新規制基準に対する適合性

臨界事故における水素掃気対策と  
放出影響緩和対策の両立について

日本原燃株式会社

【令和元年第 303 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合での指摘事項】

- ✓ 早期未臨界確保対策と水素掃気対策の継続の両立について説明すること。
- ✓ 短半減期核種は減衰した後に放出することと、新たに採ろうとしている対策の関係を、定量性をもたせて説明すること。
- ✓ 新たな対策を採ることによりこれまで説明していた異常な水準の放出防止対策に変更が生じるのであればその内容も説明すること。

【指摘事項に対する回答】

- ✓ 核分裂生成物の生成量及び放射性物質の気相への移行量を低減するため、従来の手動による中性子吸収材の供給に代え、自動供給とすることで臨界継続時間を短縮し、全核分裂数を低減する。
- ✓ 水素掃気対策を継続することにより生じる導出先セルから建屋への放射性物質の漏出を防止するため、セルへの導出に代え、廃ガス処理設備から気体を貯留する貯槽に放射性物質を導出し、貯槽において静的に閉じ込める。
- ✓ 上記の対策により、臨界事故による放射性物質の生成量等を低減するとともに、生成された短半減期核種を十分な時間閉じ込めることで減衰させ、放射性物質の放出量を低減する。
- ✓ また、全核分裂数の低減により臨界事故により発生する放射線分解水素の発生量も低減でき、臨界継続中における機器内

の水素濃度は想定する条件において 8 v o 1 % を下回ることを確認した。

## 1. 臨界事故の発生選定

臨界事故の発生を想定する機器は以下の 8 機器であり、機器毎の起回事象を第 1 - 1 表に示す。

第 1 - 1 表 臨界事故の発生を想定する機器

建屋	臨界想定機器	想定事象
前処理建屋	溶解槽 A, B	燃料の過剰な装荷（質量の超過）
		核燃料物質濃度の超過
		燃料の溶解不良（質量の超過）
	エンドピース酸洗浄槽 A, B	燃料要素部を含むエンドピースの移行
		燃料せん断片の移行
	ハル洗浄槽 A, B	溶解槽での溶解不良による核燃料物質の移行
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽	未臨界濃度を超える Pu 溶液の誤移送
	第 7 一時貯留処理槽	未臨界濃度を超える Pu 溶液の誤移送

## 2. 臨界事故における拡大防止対策について

### 2.1 対策概要

臨界事故の拡大防止対策は可溶性中性子吸収材を手動により供給する対策としていたが、臨界事故による核分裂生成物の生成量及び放射性物質の気相への移行量を低減するため、手動ではなく臨界事故の発生後自動的に中性子吸収材が供給できるよう措置する。概念図を第2-1図に示す。

中性子吸収材の自動供給化により、従来の手動供給においては臨界事故の発生を起点として35分程度を要していた供給時間が短縮され、臨界事故が発生した後に直ちに中性子吸収材の供給が開始されるよう措置する。

また、本対策を採ることで、第2-1表に示すとおり、臨界事故による影響を低減できる効果が期待できる。

### 2.2 設備に対する考慮

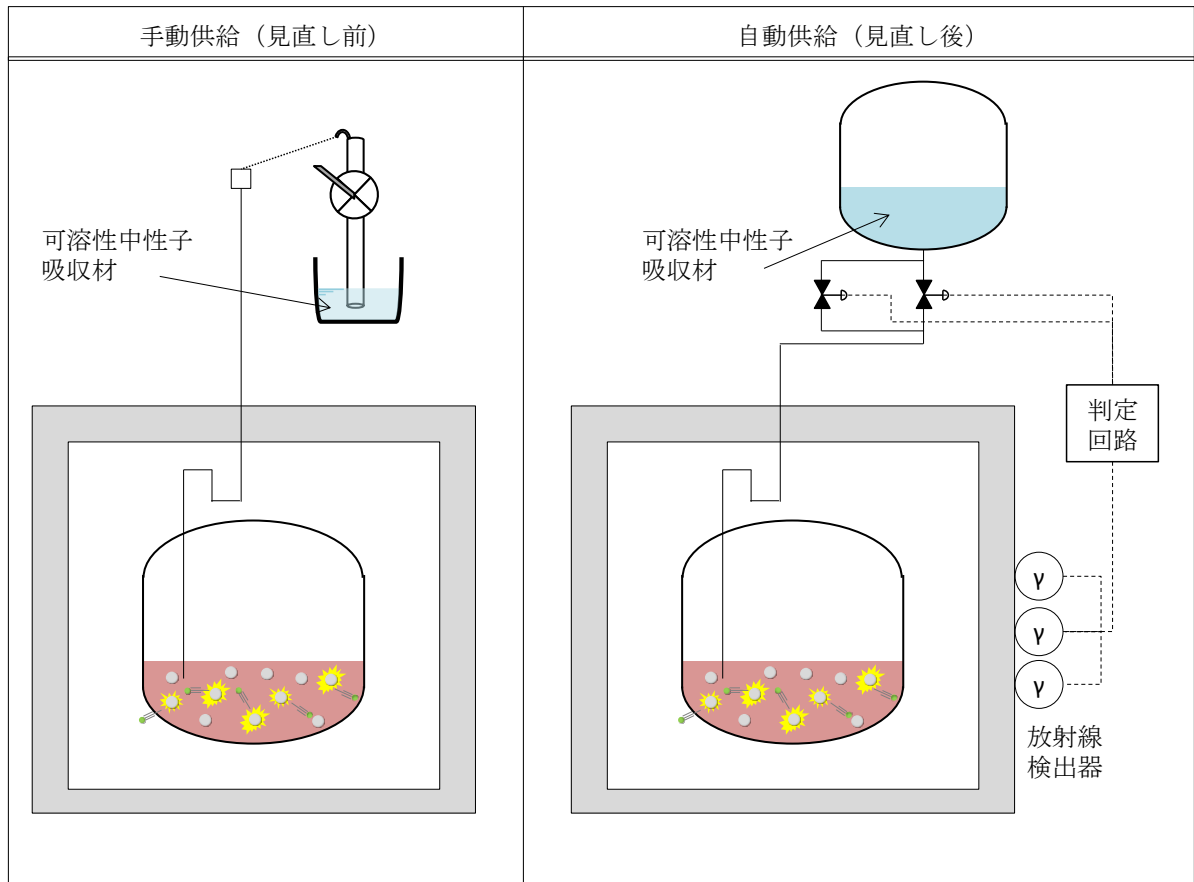
可溶性中性子吸収材は、未臨界に移行し、未臨界を維持するために必要な量（約30L）に対して配管内への滞留量も考慮した十分な量を貯槽に貯留できる設計とする。

また、弁を多重化すること等により、臨界事故時に確実に可溶性中性子吸収材を供給できる設計とする。

可溶性中性子吸収材の種類は硝酸ガドリニウム溶液とし、その貯槽は、硝酸ガドリニウム溶液の酸濃度に応じて、化学薬品の漏えいを防止できる設計とする。具体的には、適切な材質の選定、耐震性の確保、誤操作による漏えいの防止等の措置を講じる。

また、溢水源としても考慮する。

さらに、万一、自動で中性子吸収材が供給できなかった場合に備え、手動で中性子吸収材を供給できるよう設備等を準備する。



第 2 - 1 図 可溶性中性子吸収材の供給に係る概念図

第 2 - 1 表 中性子吸収材の自動供給による効果

項目	効果
放射性希ガス・よう素等の生成量の低減	早期に未臨界に移行することで全核分裂数を低減し、フィルタ等で除去できない放射性希ガスの生成量を低減する。
放射性物質の気相中への移行量低減	早期に未臨界に移行することで全核分裂数を低減し、貯槽等内の溶液が核分裂で発生する熱エネルギーにより蒸発することで生じる、放射性物質の気相中への移行量を低減する。
放射線分解により発生する水素量の低減	早期に未臨界に移行することで全核分裂数を低減し、放射線分解により発生する水素量を低減することで、臨界事故から水素爆発への進展を防止する。

### 3. 臨界事故の有効性評価に用いる種々条件

#### 3.1 臨界事故の推移

1. で臨界事故の発生を想定した機器はいずれも水による減速体系であり，溶液体系の臨界事故の推移に従うと仮定した。

過去に実施された溶液体系での臨界事故の推移例を第 3.1-1 図に示す。

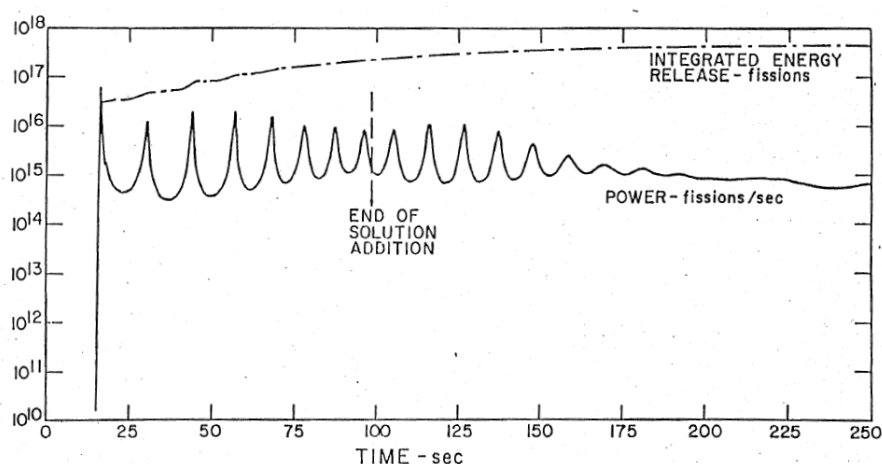


Fig. 5. Fission Rate and Integrated Fission Energy Release in CRAC 19 as a Function of Time.

#### 第 3.1-1 図 CRAC 実験における核分裂率の推移例<sup>1)</sup>

1) P. Lecorche and R.L. Seale, "A Review of the Experiments Performed to Determine the Radiological Consequences of a Criticality Accident", Y-CDC-12 (1973).

ただし，バースト期の核分裂の継続時間については印加される反応度量に大きく左右され，極短時間の場合から比較的長期間にわたることが観測されている。

臨界事故の発生を想定する機器において想定した，起因となる

事象は、①固体状の核燃料物質が未臨界質量を超えて溶液中に供給されたことによるもの、又は、②誤移送により大量の核燃料物質が比較的短時間で供給されるものであるため、比較的大きな反応度が短時間で印加されると考え、バースト期は臨界事故発生と同時期に発生するとした。



### 3.2 核分裂数の設定

バースト期及びプラト一期の核分裂数の設定について、以下に示す。

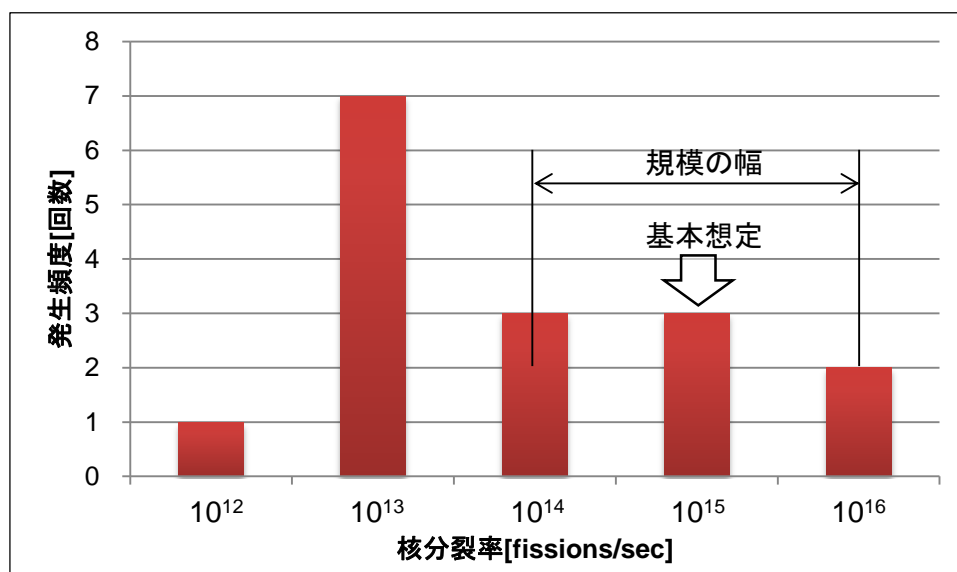
#### a. バースト期の核分裂数

臨界事故のバースト期の核分裂数は、過去に発生した臨界事故におけるバースト期の核分裂数が  $10^{14} \sim 10^{17}$  f i s s i o n s の幅を取ることを踏まえ、 $10^{18}$  f i s s i o n s を想定する。過去の事故における核分裂数を第 3.2-1 表に示す。

#### b. プラト一期の核分裂率

過去の事故においては、臨界事故における核分裂率は概ね  $10^{12} \sim 10^{16}$  f i s s i o n s / s の幅をもつ。過去の事故における核分裂数を第 3.2-1 表に示すとともに、第 3.2-1 図にプラト一期の核分裂率の分布を示す。

この過去の結果を踏まえ、評価で使用する核分裂率として  $1 \times 10^{15}$  f i s s i o n s / s を想定する。



第 3.2-1 図 過去の臨界事故における核分裂率（推定）の分布

c. 全核分裂数について

臨界事故の評価で使用する全核分裂数は、a. 及び b. で想定したバースト期の核分裂数及びプラト一期における核分裂率に拡大防止対策の完了時間を乗じて求めた核分裂数の合計とする。

臨界事故の拡大防止対策である中性子吸収材の供給については、臨界事故が発生してから10分後に完了することとし、全核分裂数は $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s とする。

d. 設計基準事故における全核分裂数との比較

設計基準事故として臨界事故の発生を想定している溶解槽においては、有効性評価として全核分裂数を $10^{19}$  f i s s i o n s とした評価がなされている。

一方、溶解槽については可溶性中性子吸収材緊急供給系により、3.5分で中性子吸収材の供給が完了する設計としているとともに、臨界事故の起因との関係で、臨界のモードは即発臨界未満でありその際の核分裂率は $1.1 \times 10^{15}$  f i s s i o n s / s と評価されているため、現実的な条件において全核分裂数は $2.3 \times 10^{17}$  f i s s i o n s となることが示されている。

重大事故として発生する臨界事故においては、c. で記載したとおり $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s とすることから、設計基準事故で評価された現実的な条件における全核分裂数と比較して7倍程度大きい数値となっている。

第3.2-1表 過去の事故における核分裂数

事象名	全核分裂数 [fissions]	推定核分裂率※ [fissions/sec]	バースト核分裂数 [fissions]
Mayak Production Association, 1953.3.15	2.00E+17	3.33E+15	—
Mayak Production Association, 1957.4.21	1.00E+17	1.67E+14	—
Mayak Production Association, 1958.1.2	2.00E+17	(スパイクのみ)	2.00E+17
Oak Ridge Y-12Plant, 1958.6.16	1.30E+18	6.90E+15	6.00E+16
Los Alamos Scientific Laboratory, 1958.12.30	1.50E+17	(スパイクのみ)	1.50E+17
Idaho Chemical Processing Plant, 1959.10.16	4.00E+19	4.44E+16	1.00E+17
Mayak Production Association, 1960.12.5	2.50E+17	3.47E+13	—
Idaho Chemical Processing Plant, 1961.1.25	6.00E+17	1.00E+16	6.00E+16
Siberian Chemical Combine, 1961.7.14	1.20E+15	2.00E+13	2.00E+14
Hanford Works, 1962.4.7	8.00E+17	1.33E+14	1.00E+16
Mayak Production Association, 1962.9.7	2.00E+17	2.78E+13	—
Siberian Chemical Combine, 1963.1.30	7.90E+17	2.12E+13	—
Siberian Chemical Combine, 1963.12.2	1.60E+16	(不明)	—
United Nuclear Fuels Recovery Plant, 1964.7.24	1.30E+17	2.41E+13	1.10E+17
Electrostal Machine-Building Plant, 1965.11.3	1.00E+16	3.33E+12	—
Mayak Production Association, 1965.12.16	5.50E+17	2.18E+13	—
Mayak Production Association, 1968.12.10	1.00E+17	(不明)	1.00E+17
Windscale Works, 1970.8.24	1.00E+15	1.00E+14	—
Idaho Chemical Processing Plant, 1978.10.17	2.70E+18	5.00E+15	—
Siberian Chemical Combine, 1978.12.13	3.00E+15	(スパイクのみ)	3.00E+15
Novosibirsk Chemical Concentration Plant, 1997.5.15	5.50E+15	(スパイクのみ)	4.30E+15
JCO Fuel Fabrication Plant, 1999.9.30	2.50E+18	4.08E+13	8.00E+16

※：推定核分裂率（出力）のない場合及び「スパイクのみ」等の記載がない場合は、全核分裂数を継続時間で除した値を推定核分裂率とした。

### 3.3 放射性希ガス及び放射性よう素の時間減衰

放射性希ガス及び放射性よう素（以下、「放射性希ガス等」という。）の生成に係る収率については、臨界事故の発生を想定する機器の条件に応じ、前処理建屋において臨界事故の発生を想定する機器にあつてはU-235の熱核分裂における収率を用い、精製建屋において臨界事故の発生を想定する機器にあつてはPu-239の熱核分裂における収率を用いる。

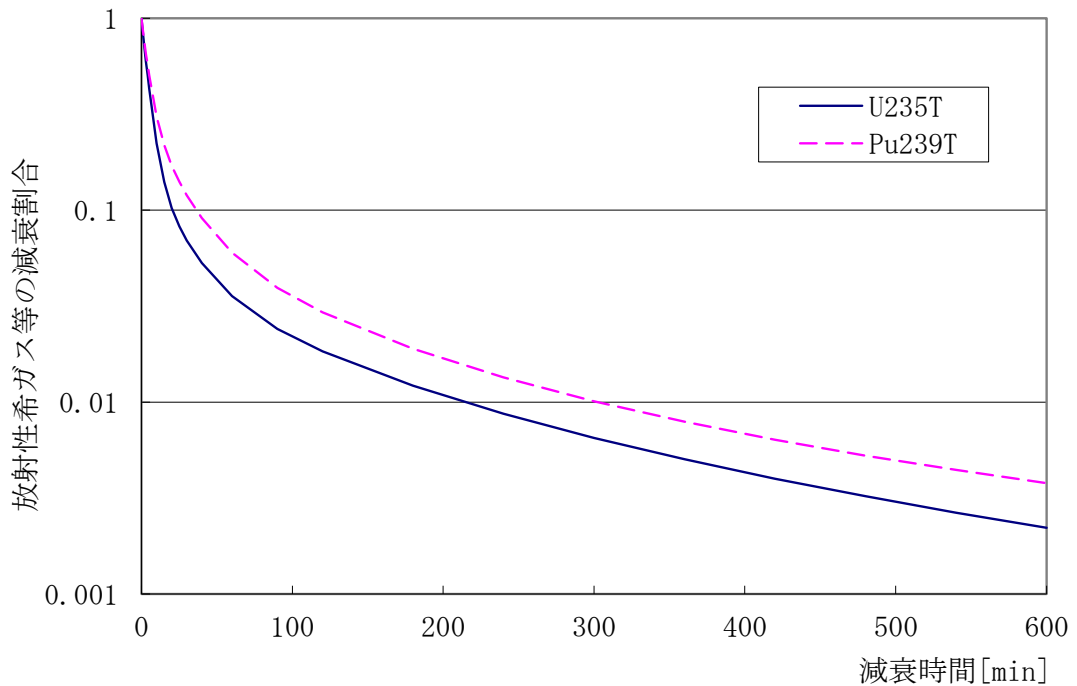
第3.3-1表に放射性希ガス等の生成に係る諸定数を示す。

第3.3-1図～第3.3-3図にU-235及びPu-239の核分裂収率における放射性希ガス等の時間による減衰を示す。

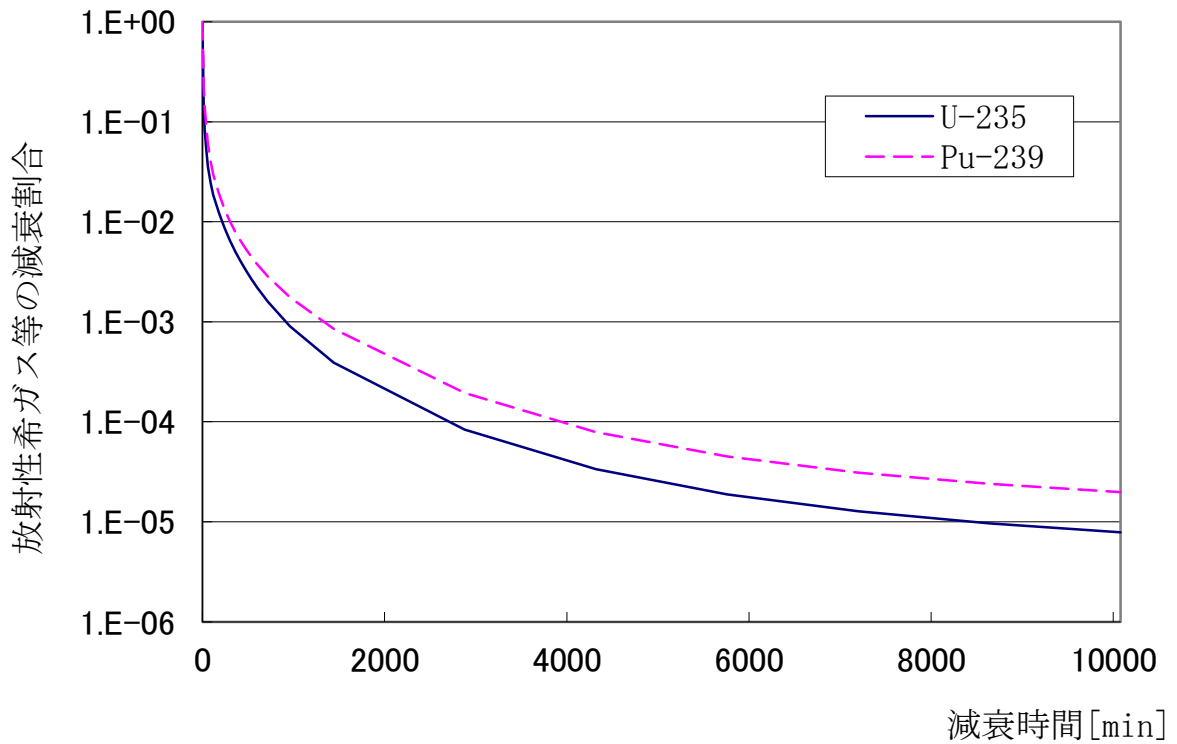
図は放射性希ガス等をガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算とした場合の放射能に対する減衰を示す。

第 3.3-1 表 放射性希ガス等の生成に係る諸定数

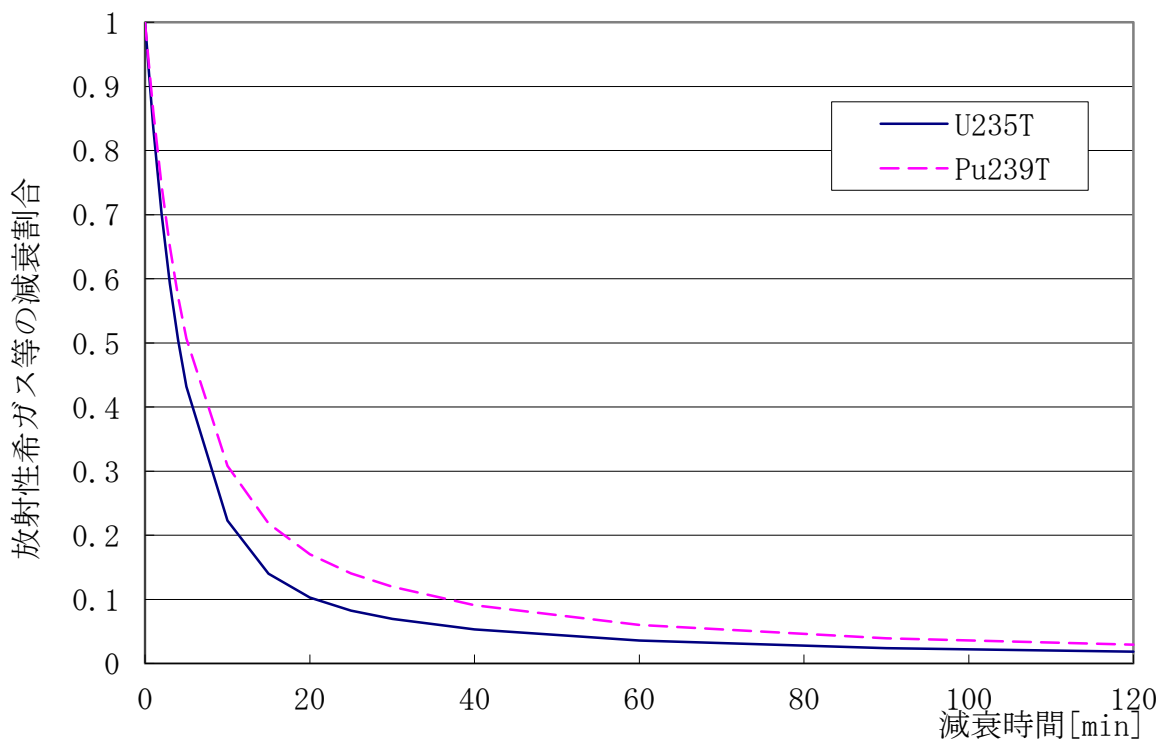
核種	収率(%)		半減期	崩壊定数 ( $s^{-1}$ )	(X + $\gamma$ ) 線 実効エネルギー E (MeV/dis)	気相移行 割合
	U-235	Pu-239				
Kr-83m	0.53	0.29	1.83 h	1.050E-04	2.500E-03	1
Kr-85m	1.31	0.55	4.48 h	4.300E-05	1.590E-01	1
Kr-85	0.29	0.13	10.73 y	2.050E-09	2.200E-03	1
Kr-87	2.54	0.95	76.3 m	1.510E-04	7.930E-01	1
Kr-88	3.58	1.32	2.8 h	6.880E-05	1.950E+00	1
Kr-89	4.68	1.46	3.18 m	3.630E-03	2.067E+00	1
Xe-131m	0.04	0.05	11.9 d	6.740E-07	2.000E-02	1
Xe-133m	0.19	0.23	2.25 d	3.570E-06	4.200E-02	1
Xe-133	6.77	6.97	5.29 d	1.520E-06	4.500E-02	1
Xe-135m	1.06	1.56	15.65 m	7.380E-04	4.320E-01	1
Xe-135	6.63	7.47	9.083 h	2.120E-05	2.500E-01	1
Xe-137	6.13	6.24	3.83 m	3.020E-03	1.810E-01	1
Xe-138	6.28	4.89	14.17 m	8.150E-04	1.183E+00	1
I-129	0.66	1.51	15700000 y	1.400E-15	2.400E-02	0.25
I-131	2.84	3.74	8.06 d	9.950E-07	3.810E-01	0.25
I-132	4.21	5.27	2.28 h	8.450E-05	2.253E+00	0.25
I-133	6.77	6.93	20.8 h	9.260E-06	6.080E-01	0.25
I-134m	0.43	0.96	3.7 m	3.120E-03	2.280E-01	0.25
I-134	7.61	7.29	52.6 m	2.200E-04	2.750E+00	0.25
I-135	6.41	6.31	6.61 h	2.910E-05	1.645E+00	0.25



第 3.3-1 図 放射性希ガス等の減衰割合 (対数目盛)



第 3.3-2 図 放射性希ガス等の減衰割合（対数目盛）



第 3.3-3 図 放射性希ガス等の減衰割合（直線目盛）

### 3.4 臨界事故による水素の発生

臨界事故による水素発生量の評価に用いるG値は、文献<sup>1)</sup>の知見を基に、 $1.8 \text{ molecules} / 100 \text{ eV}$ と設定する。

臨界事故によるバースト期とプラト一期における水素発生量を第3.4-1表に示す。

ただし、G値の設定にあっては、条件の相違等（例：溶液の沸騰の有無）に起因する不確実性が存在すると考えられる。

第3.4-1表 臨界事故による水素発生量

	水素発生量
バースト期	0.134m <sup>3</sup>
プラト一期	0.482m <sup>3</sup> /h

1) 臨界時における水素発生に関する下記文献を参考にした。

文献	G値[molecules/100eV]
阿部仁ほか. 溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討, 日本原子力研究所, 1999, JAERI-Tech 99-067.	0.77以上
Harry MacDonald Forehand, Jr. "Effect of Radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions". 1981.	約0.6(ウラン濃度約420g/l) ~1.7(ウラン濃度約5g/l)
	1.8(fission fragments)
吉田涼一郎ほか. “硝酸ウラニル水溶液の過渡臨界における水素ガス発生量の推定”. 日本原子力学会予稿集. 福岡, 2016/9/7~9/9, 日本原子力研究開発機構, 日本原子力学会, 2016.	1.2(1E+18fissionsあたり4molの水素との記載より換算)

### 3.5 廃ガス処理設備の配管内の滞留時間

臨界事故の発生を想定する機器は廃ガス処理設備に接続されており、放射性物質を含む気体は廃ガス処理設備の配管を通じて主排気筒から外部に放出される。

また、臨界事故の推移としてバースト期を想定したため、バースト期に発生した放射性物質を系統内に滞留できれば放出量の低減効果が大きい。

そのため、廃ガス処理設備内を放射性物質が移動するために必要な時間を配管等の容量から算出し、廃ガス処理設備を遮断するまでの時間と比較することにより、バースト期に発生した放射性物質を系統内に滞留できるか否かを検討する。

滞留時間は、気体の移動経路に応じて以下のとおり算出する。

- a. 臨界事故が発生した機器から、廃ガス処理設備の合流部における滞留時間の算出

廃ガス処理設備の合流点までの区間においては、当該配管内の滞留時間は、以下の計算式により簡易的に計算できる。

$$\begin{aligned} & \text{合流部までの滞留時間 [h]} \\ & = \text{(配管容量 - バースト期に発生する水素量) [m}^3\text{]} \div \text{(臨} \\ & \text{界事故が発生した機器に供給される空気量 + プラト一期に発生} \\ & \text{する水素量) [m}^3\text{/h]} \end{aligned}$$



b. 廃ガス処理設備の合流部から廃ガス処理設備の排風機までの  
滞留時間の算出

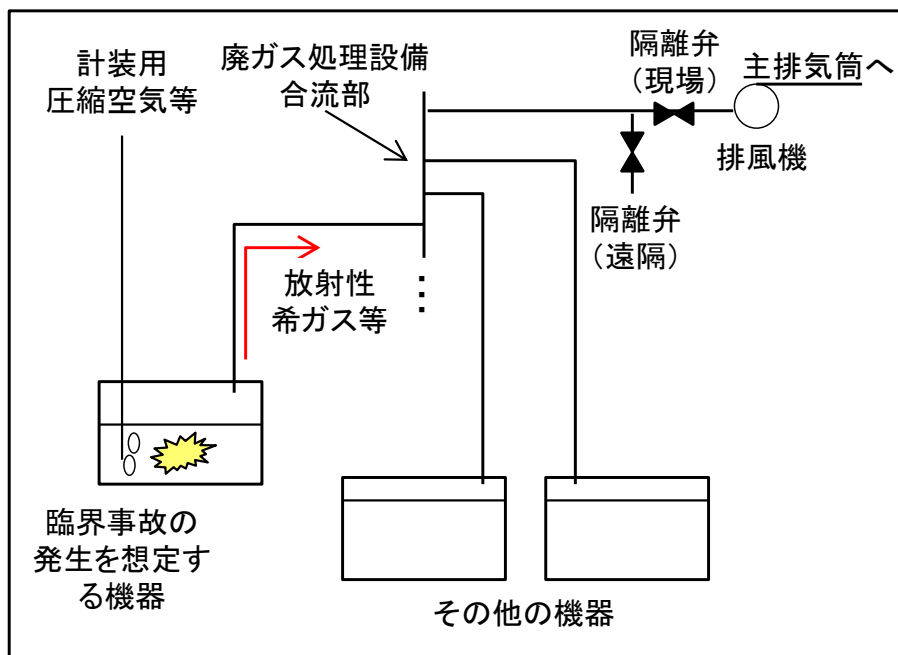
廃ガス処理設備の合流点以降においては、臨界事故が発生して  
いない他の機器からの空気も配管内に吹き込まれるため、流速が  
増加する。

そのため、合流点から排風機までの滞留時間については、廃ガ  
ス処理設備の通常運転時の風量と系統内の容積を用いて以下の  
とおり計算する。

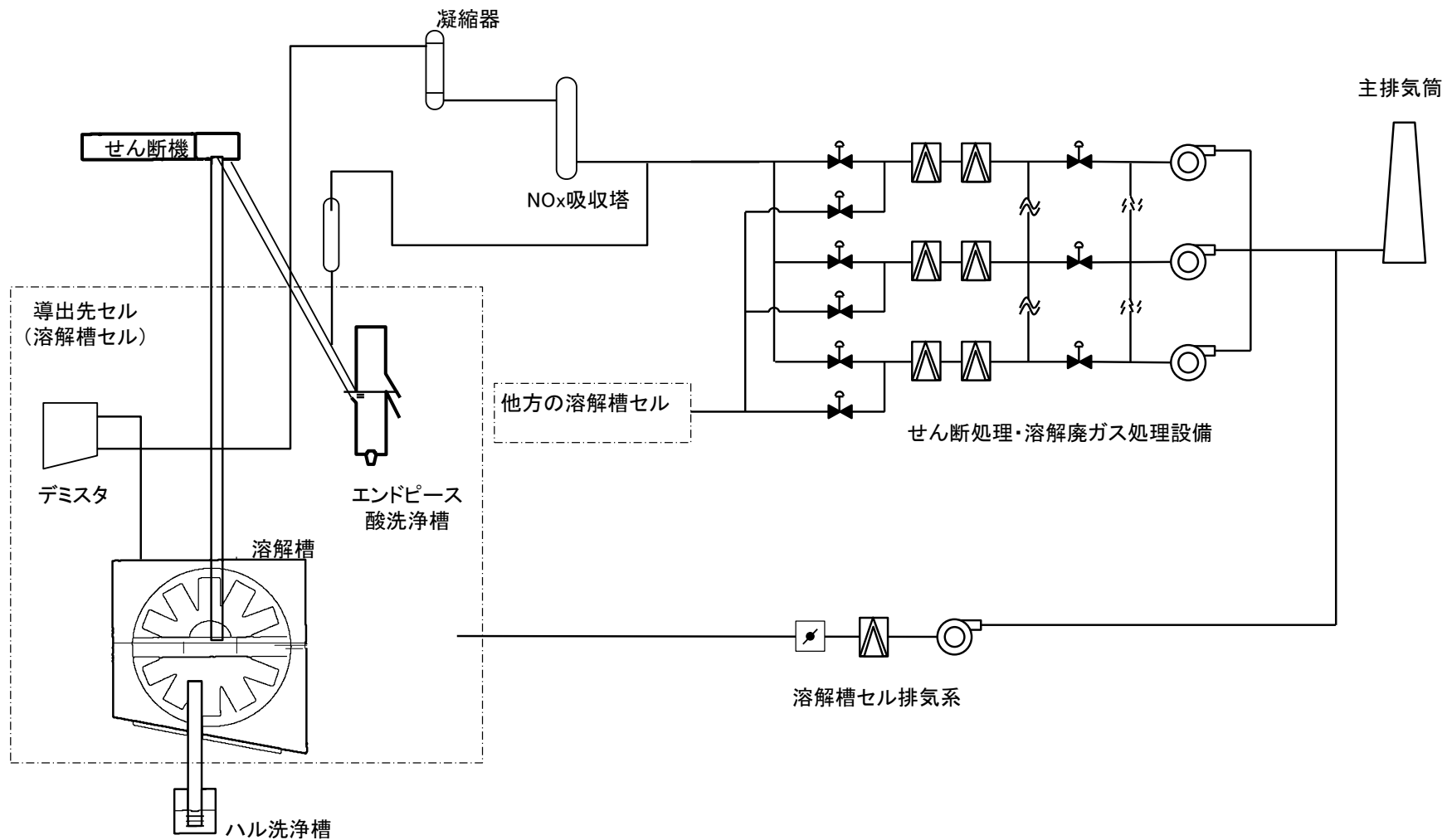
排風機までの滞留時間 [ h ]

$$= \text{配管及び流路中の機器容量 [ m }^3 \text{ ] } \div \text{ ( 廃ガス処理設 } \\ \text{ 備の平常運転時の風量 + プラト一期に発生する水素量) [ m }^3 \text{ / } \\ \text{ h ]}$$

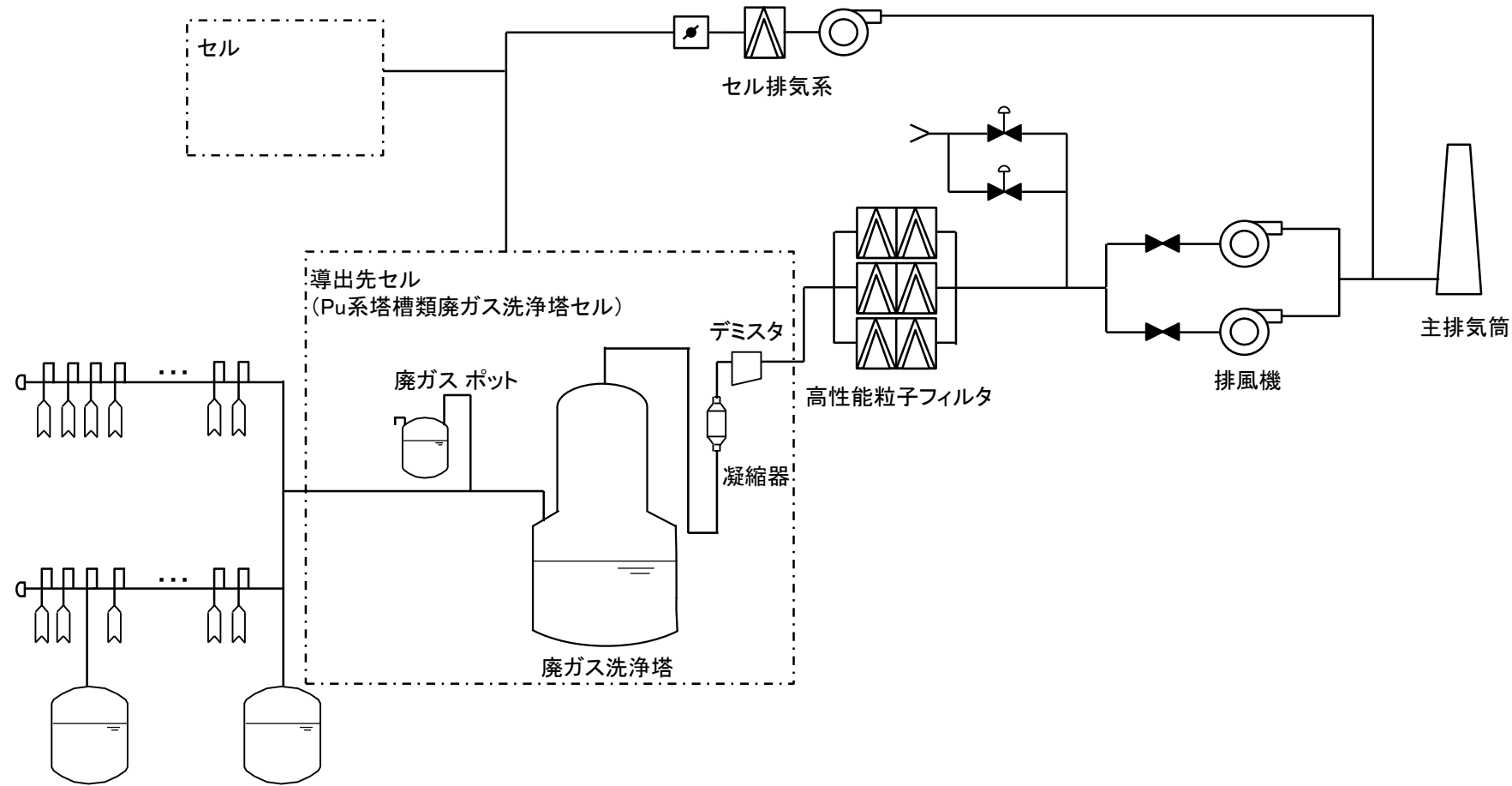
概念図を第 3.5-1 図～第 3.5-3 図に示す。



第 3.5-1 図 放射性希ガス等の移動経路



第 3.5-2 図 せん断処理・溶解廃ガス処理設備及びセル排気系の系統概要図



第7一時貯留処理槽 第5一時貯留処理槽

第 3.5 - 3 図 精製建屋 塔槽類廃ガス処理設備 ( P u 系 ) 及びセル排気系の系統概要図

### 3.6 導出先セルとセルネットワークの関係

#### a. 前処理建屋

前処理建屋の臨界事故の発生を想定する機器において臨界事故が発生した場合、放射性物質を含む気体は溶解槽の水封部を通じて溶解槽セルに導出される。

溶解槽セルへの給気及び排気経路の位置関係を第 3.6-1 図に示すとともに、第 3.6-2 図に溶解槽セル排気系に接続される他のセルの容積について示す。

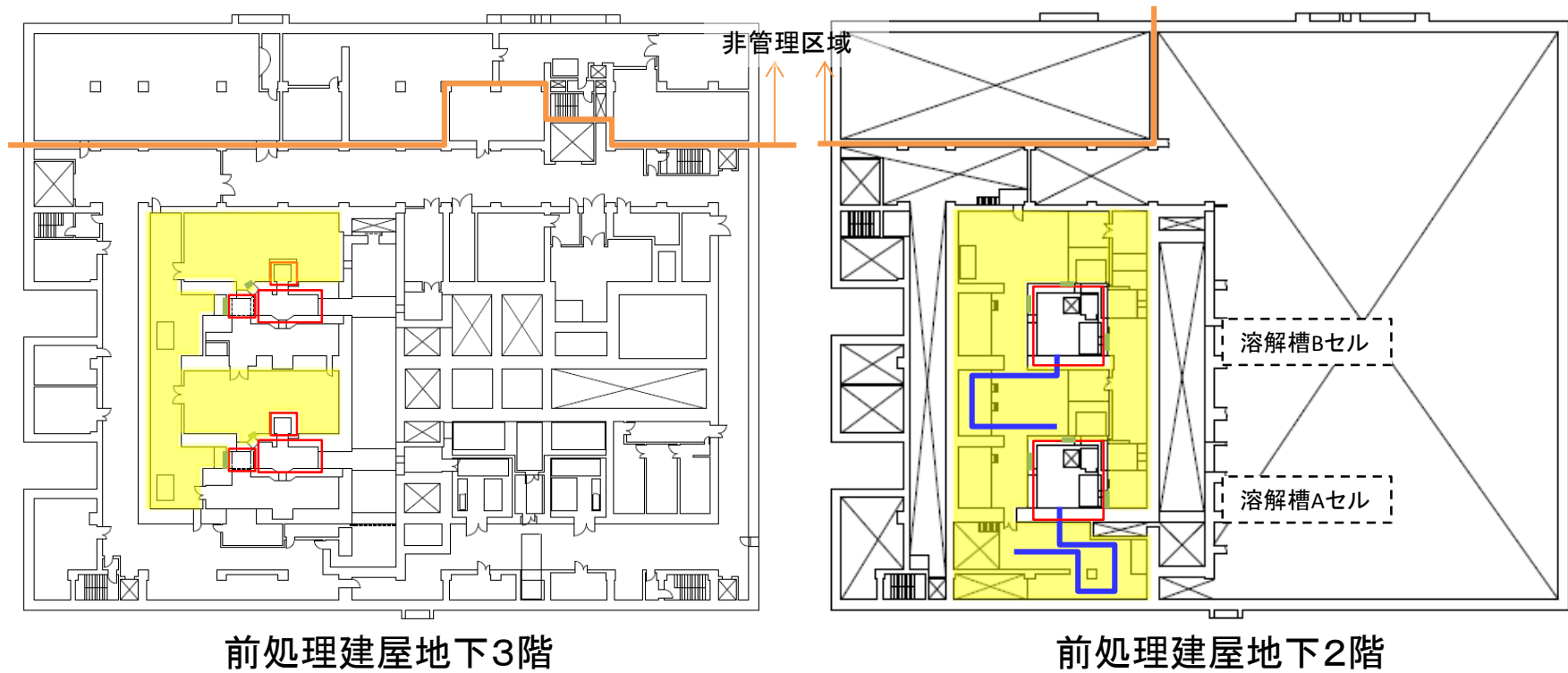
また、導出先セルから外部へのリークパスになりうる箇所及びリークした場合に放射性物質が滞留すると予想される室についても第 3.6-1 図に示す。

#### b. 精製建屋

精製建屋の臨界事故の発生を想定する機器において臨界事故が発生した場合、放射性物質を含む気体は、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系(プルトニウム系)の廃ガスポットから Pu 系塔槽類廃ガス洗浄塔セルに導出される。

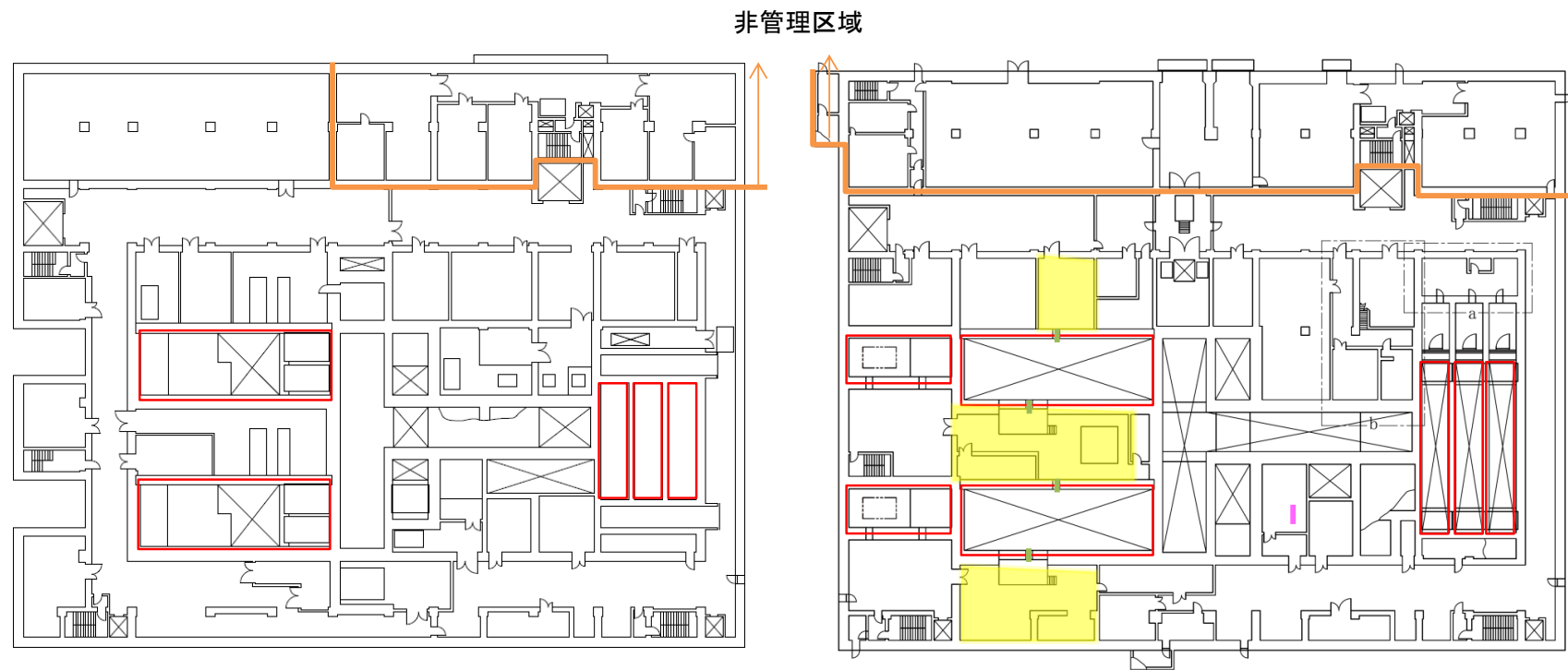
セルへの給気及び排気経路の位置関係を第 3.6-3 図に示すとともに、第 3.6-4 図にセル排気系に接続される他のセルの容積について示す。

また、導出先セルから外部へのリークパスになりうる箇所及びリークした場合に放射性物質が滞留すると予想される室についても第 3.6-3 図に示す。



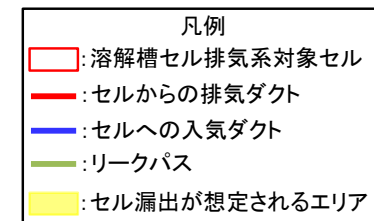
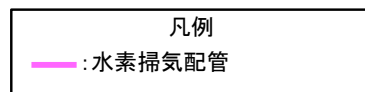
- 凡例
- : 溶解槽セル排気系対象セル
  - : セルからの排気ダクト
  - : セルへの入気ダクト
  - : リークパス
  - : セル漏出が想定されるエリア

第 3.6-1 図 溶解槽セルの給気及び排気経路 ( 1 / 4 )

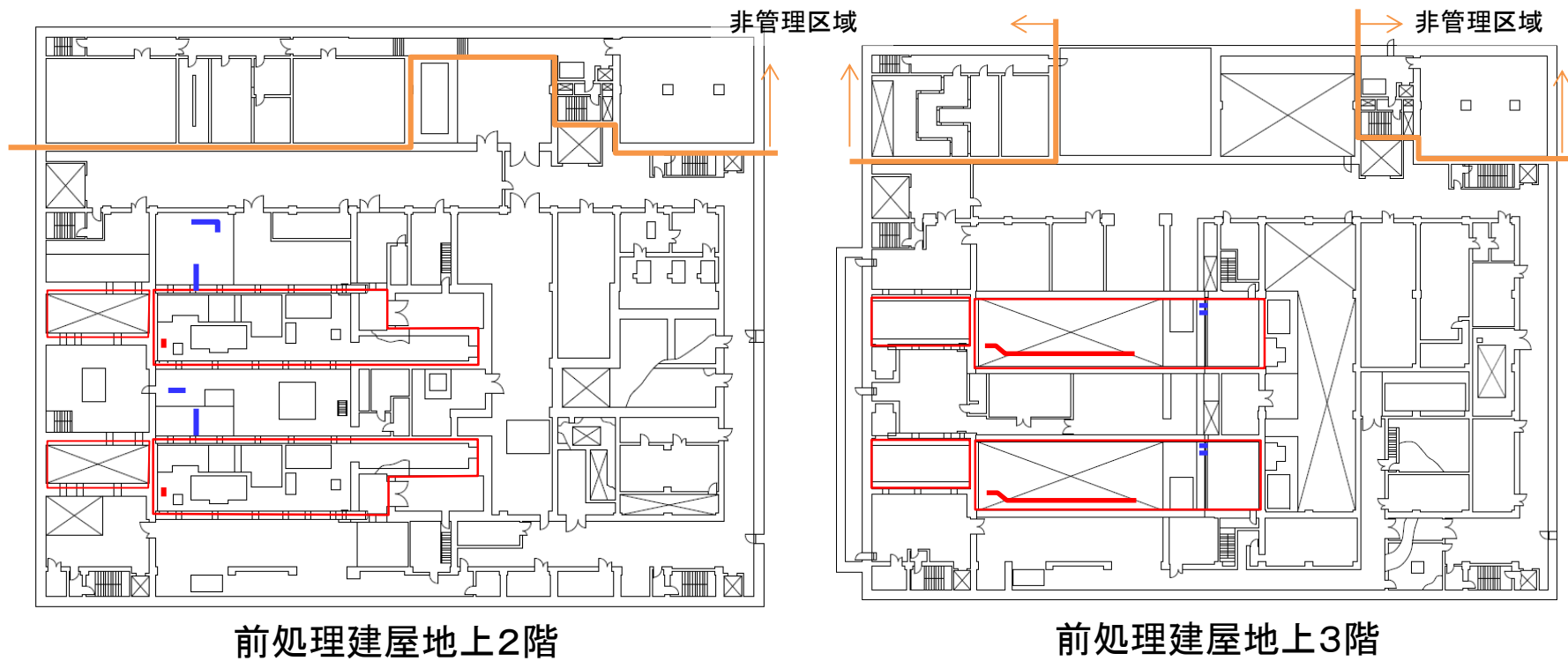


前処理建屋地下1階

前処理建屋地上1階

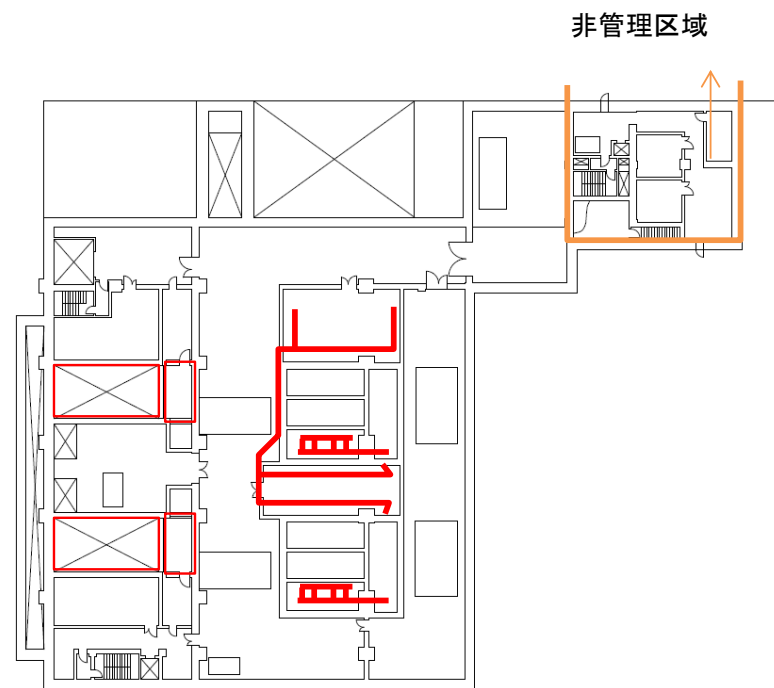


第 3.6-1 図 溶解槽セルの給気及び排気経路 ( 2 / 4 )



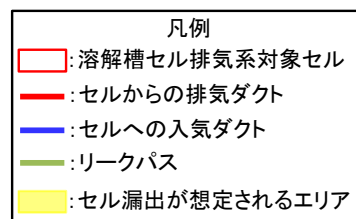
- 凡例
- : 溶解槽セル排気系対象セル
  - : セルからの排気ダクト
  - : セルへの入気ダクト
  - : リークパス
  - : セル漏出が想定されるエリア

第 3.6-1 図 溶解槽セルの給気及び排気経路 ( 3 / 4 )



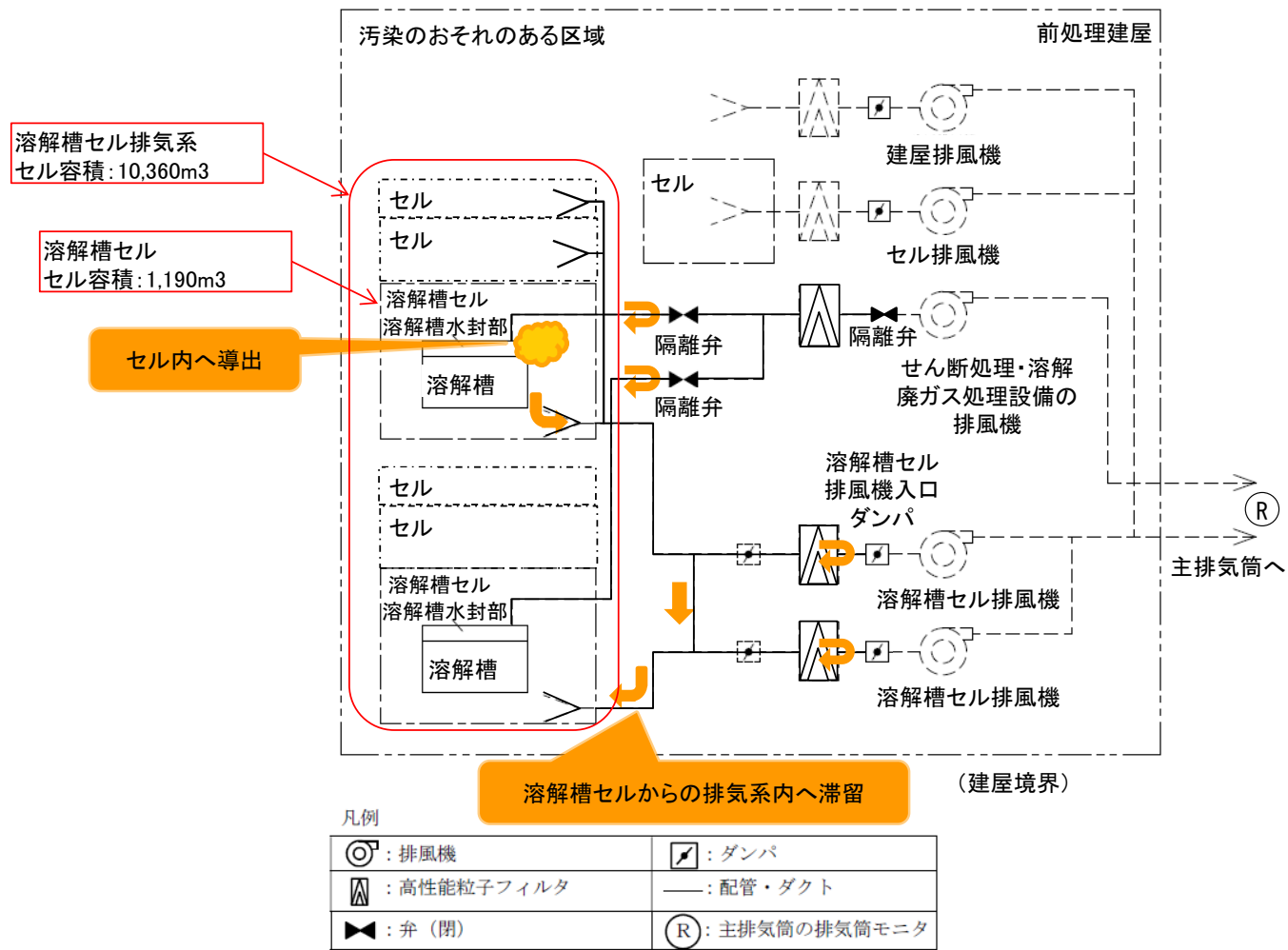
非管理区域

前処理建屋地上4階



第 3.6-1 図 溶解槽セルの給気及び排気経路 ( 4 / 4 )

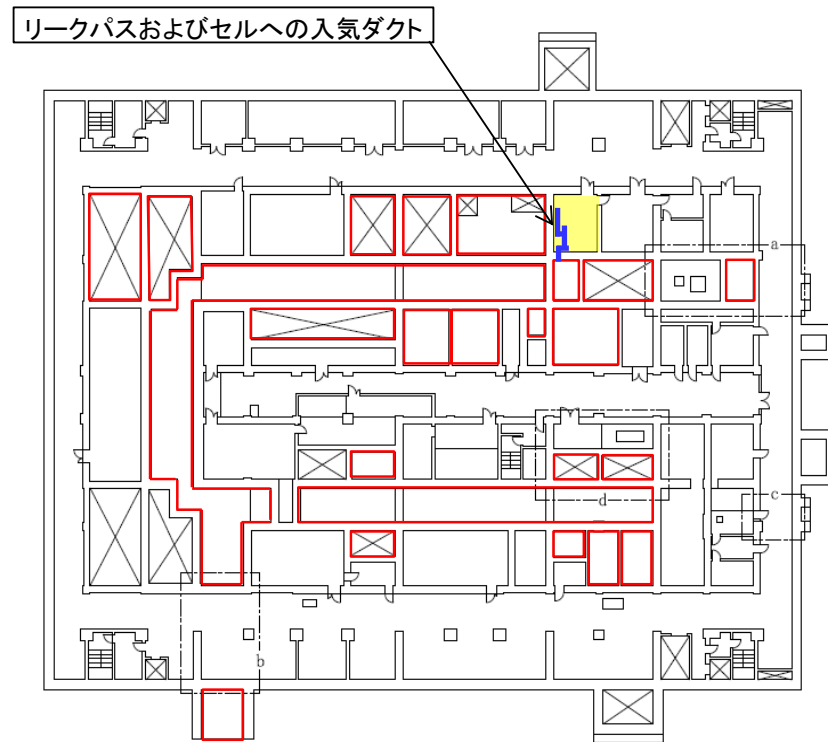




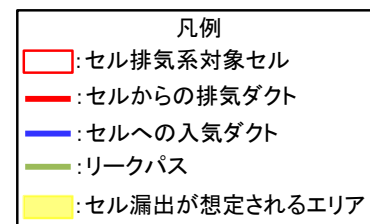
第 3.6-2 図 溶解槽セル排気系に接続される他のセル



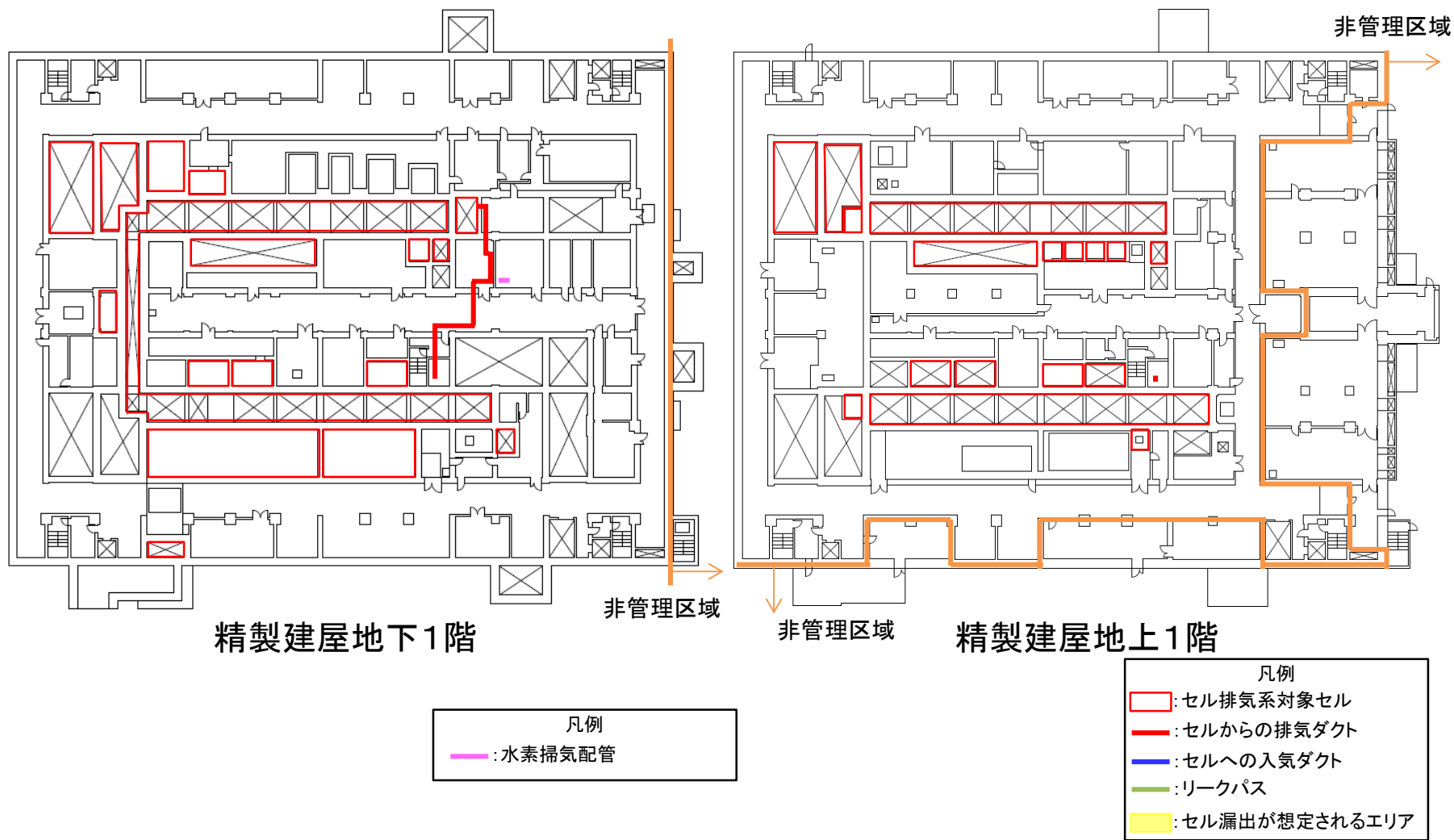
精製建屋地下3階



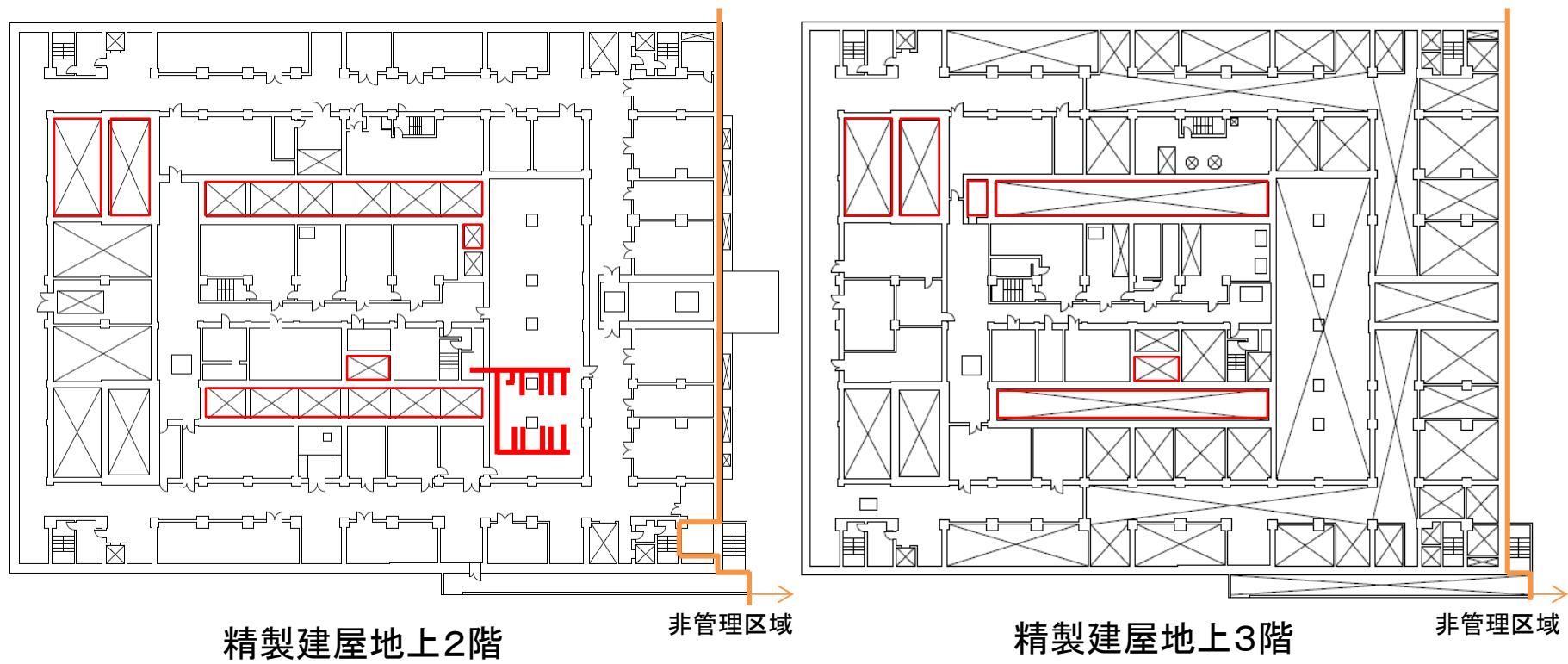
精製建屋地下2階



第 3.6-3 図 精製建屋 セルの給気及び排気経路 (1 / 4)



第 3.6-3 図 精製建屋 セルの給気及び排気経路 (2 / 4)



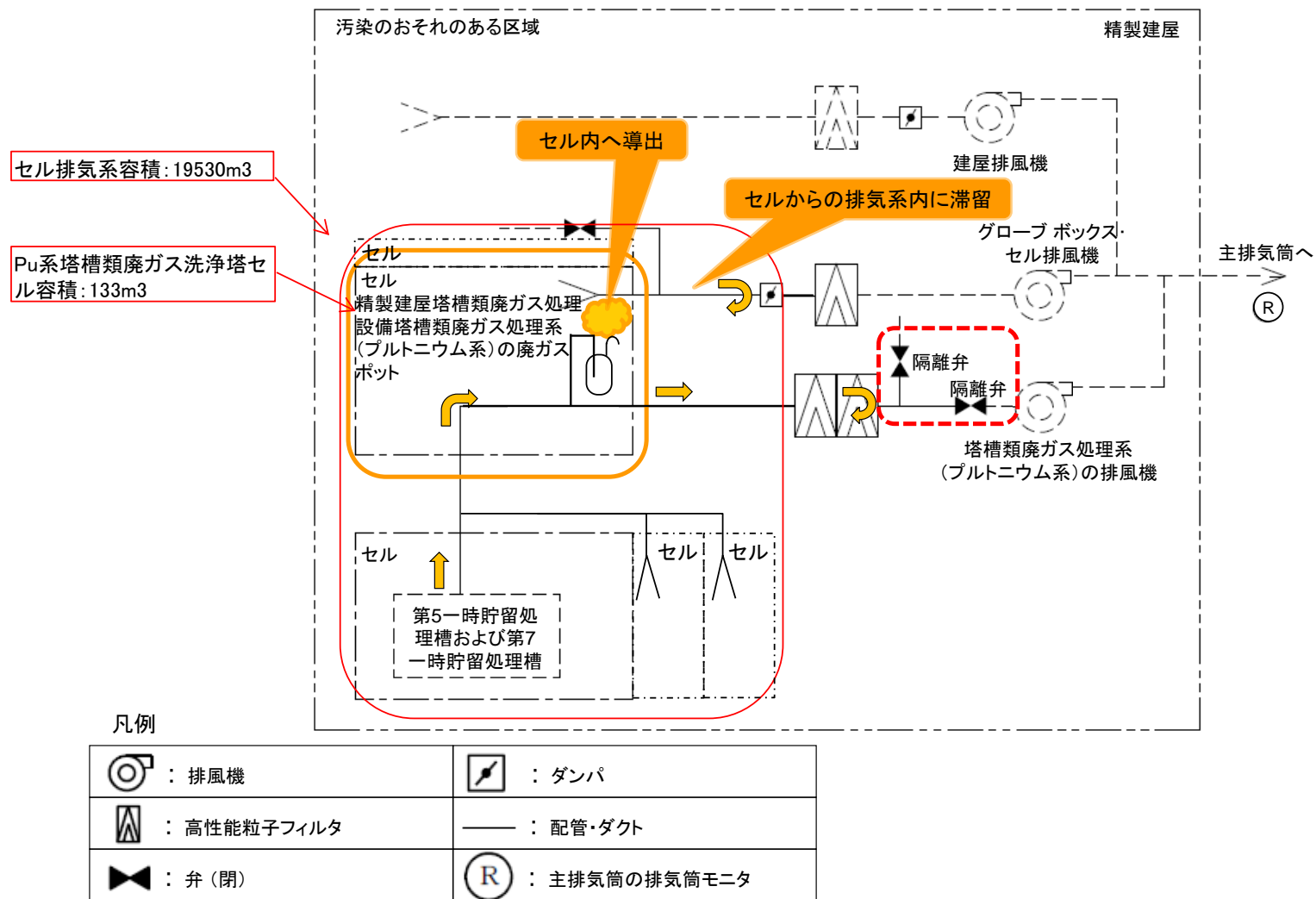
- 凡例
- :セル排気系対象セル
  - :セルからの排気ダクト
  - :セルへの入気ダクト
  - :リークパス
  - :セル漏出が想定されるエリア

第 3.6-3 図 精製建屋 セルの給気及び排気経路 (3 / 4)



- 凡例
- :セル排気系対象セル
  - :セルからの排気ダクト
  - :セルへの入気ダクト
  - :リークパス
  - :セル漏出が想定されるエリア

第 3.6-3 図 精製建屋 セルの給気及び排気経路 (4 / 4)



第 3.6-4 図 セル排気系に接続される他のセル

### 3.7 臨界により新たに生成する放射性希ガス等以外の核分裂生成物について

臨界が発生した場合、溶液中に核分裂生成物が生成し、放射性希ガス等の気体状のものは気相中に移行するが、それ以外のものは溶液中に残存する。

溶液中に残存した放射性物質は、臨界事故発生時点で溶液中に存在する放射性物質同様に、臨界事故の熱エネルギーにより溶液が沸騰すること等により気相中にエアロゾルとして移行する。

気相中にエアロゾルとして移行した以降は、溶液中に存在した放射性物質と同様に振舞うことから、高性能粒子フィルタ等により除去できる。

#### 4. 機器毎の発生推移

##### 4.1 評価結果の整理

###### a. 評価対象機器のグルーピング

臨界事故の発生を想定する機器について、系統滞留時間及び沸騰に至る時間の観点でグルーピングした結果を第 4.1-1 表に示す。

第 4.1-1 表 機器のグルーピング結果

系統滞留時間を見込めるか	中性子吸収材供給までに沸騰に至るか	臨界事故の発生を想定する機器
見込める	至る	ハル洗浄槽 第 5 一時貯留処理槽
見込める	至らない	溶解槽 エンドピース酸洗浄槽 第 7 一時貯留処理槽
見込めない	至る	該当なし
見込めない	至らない	該当なし

###### b. 評価対象機器の放出量等評価

放射性希ガス等の放出量等の評価方法について以下に示す。

###### (1) 廃ガス処理設備の隔離までに放出される放出量

臨界事故により発生する放射性希ガス等は、臨界事故の発生と同時に廃ガス処理設備の配管に流入し、配管内を移動すると仮定する。同配管内の移動時間は、3.5 に示した滞留時間に相当する。

配管内の滞留時間よりも廃ガス処理設備の隔離が早い場合は、本区間における放出はないが、そうでない場合にはバースト期に



発生した放射性希ガス等が外部に放出されるとする。

(2) セルの排気ダンパを閉止するまでに放出される放出量

廃ガス処理設備の隔離後，放射性希ガス等はセルに導入されるが，セルの排気ダンパを閉止するまでの間は，セルに導入される空気と同量がセルからの排気系を通じて外部に放出されるとする。

なお，中性子吸収材の供給完了から，セルの排気ダンパを閉止するまでの間における放射性希ガス等の減衰を考慮する。

(3) セルのダンパを閉止した時点でのセル内の放射能

セルのダンパを閉止した時点においてセル内に残留している放射性希ガス等の放射能を示す。

(4) セルの耐圧（500 P a）到達時点でセル内に残留している放射能

セルのダンパを閉止した以降，水素掃気等による空気の流入により，セルの内圧が上昇する。

セルの内圧が，セルの構造的な健全性を維持できる圧力（500 P a）に到達するまでの時間に相当する時間経過した場合の，セル内の放射能の減衰を見込んだ場合の放射能を示す。

### c. 評価結果

評価結果を第 4.1－2 表に示す。

### d. まとめ

c. に記載したとおり，臨界事故後直ちにセルへの導出経路を構築するとともに，セルにおいて滞留させることで，放出量を，対策を講じない場合に比べて 8 割程度低減できると推定された。

しかしながら，水素掃気等の継続によりセル内の圧力が上昇した場合，セルから建屋に放射性物質が漏出する恐れがあることから，より確実に放出量を低減できる対策を検討した。

検討結果については 5. に示す。

第 4.1-2 表 放出量評価結果

臨界事故発生時におけるセル滞留効果を見込んだ場合の放出量											
区間	溶解槽		エンドピース酸洗浄槽		ハル洗浄槽		第5一時貯留処理槽		第7一時貯留処理槽		
	放射能[Bq]	総発生量を100%とした場合の割合 [%]	放射能[Bq]	総発生量を100%とした場合の割合 [%]	放射能[Bq]	総発生量を100%とした場合の割合 [%]	放射能[Bq]	総発生量を100%とした場合の割合 [%]	放射能[Bq]	総発生量を100%とした場合の割合 [%]	
1. 臨界事故による放射性希ガス等の総発生量	1.5E+15	100%	1.5E+15	100%	1.5E+15	100%	6.9E+14	100%	6.9E+14	100%	
2. VOG/DOG隔離までに放出される放出量	0.0E+00	0%	0.0E+00	0%	0.0E+00	0%	0.0E+00	0%	0.0E+00	0%	
3. セルの排気ダンパを閉止するまでに放出される放出量	(中性子吸収材供給時点からダンパ閉止までの時間減衰を考慮しない)	3.3E+13	2%	3.3E+13	2%	4.2E+13	3%	9.9E+13	14%	5.8E+13	8%
	(中性子吸収材供給時点からダンパ閉止までの時間減衰を考慮する)	1.5E+13	1%	1.5E+13	1%	2.3E+13	2%	7.5E+13	11%	3.3E+13	5%
4. セルのダンパを閉止した場合のセルで滞留させた放射能	(中性子吸収材供給時点からダンパ閉止までの時間減衰を考慮しない)	1.5E+15	98%	1.5E+15	98%	1.5E+15	97%	5.9E+14	86%	6.3E+14	92%
	(中性子吸収材供給時点からダンパ閉止までの時間減衰を考慮する)	1.2E+14	8%	1.2E+14	8%	1.2E+14	8%	1.0E+14	15%	1.1E+14	16%
5. セルの耐圧 (500Pa) 到達時点でセル内に残留している放射能	4.0E+13	3%	4.0E+13	3%	4.0E+13	3%	2.0E+13	3%	2.2E+13	3%	

## 4.2 溶解槽

### a. 臨界事故における評価条件

溶解槽における主要な評価条件を第 4.2-1 表に示す。

本条件を適用して放出概念図を第 4.2-1 図に示す。

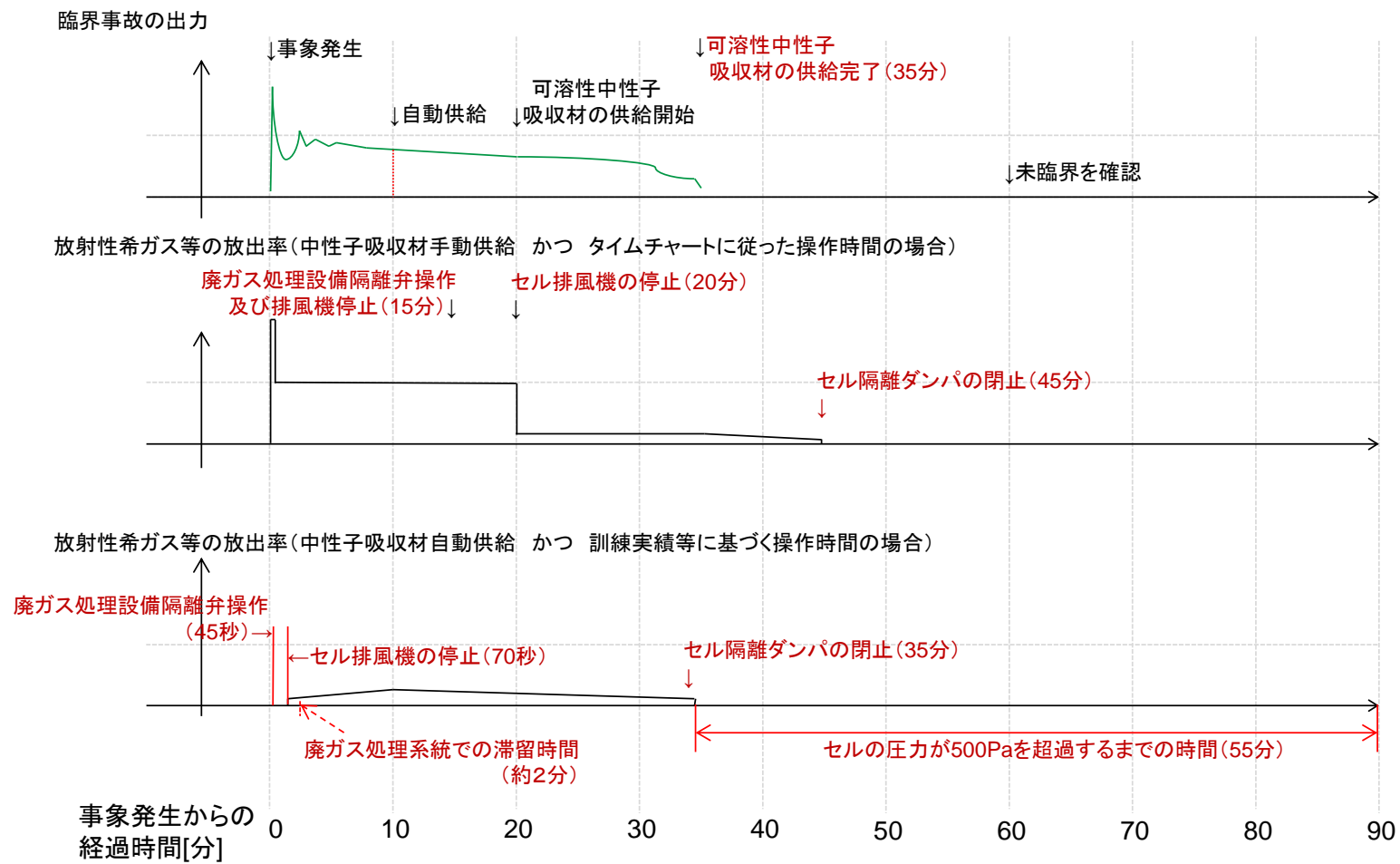
第 4.2-1 表 溶解槽における主要な評価条件

評価項目	設定値
機器内溶液量	平常運転時の液量
溶液初期温度	臨界事故時に想定される液温度
沸騰までの時間	約 42 分
廃ガス処理設備 内での滞留時間	A 系：約 2 分
	B 系：約 2 分

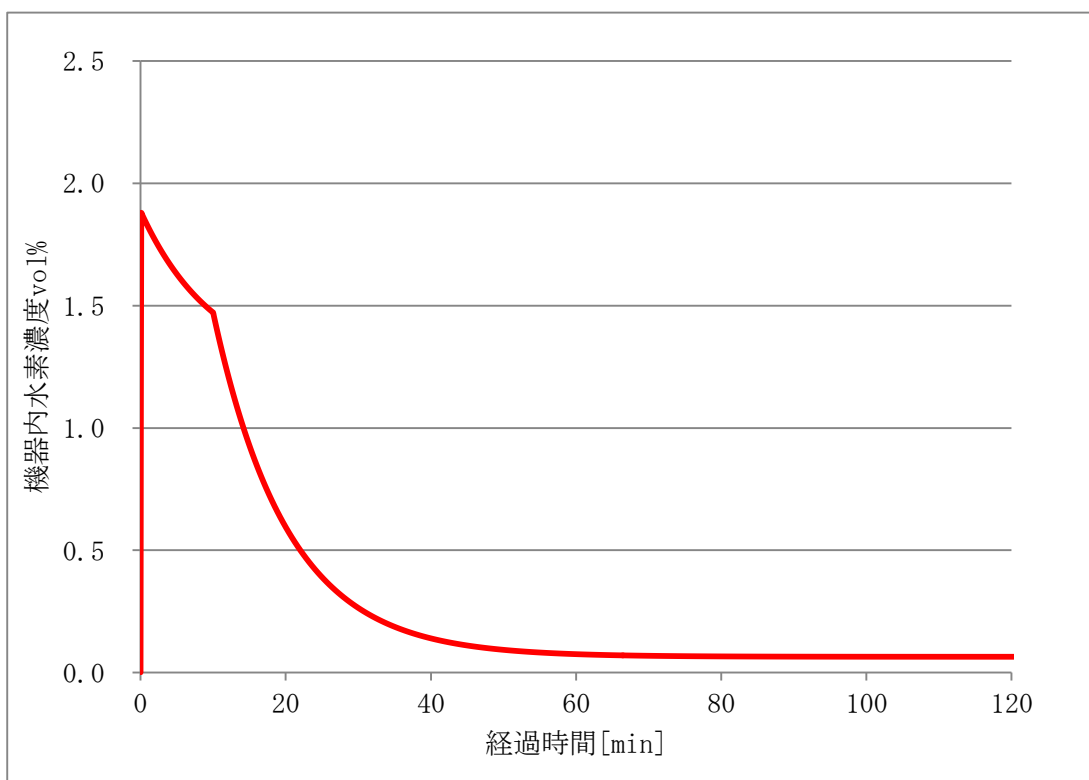
### b. 機器内の水素濃度の推移

臨界により発生する水素を考慮した場合の、機器内の水素濃度の推移を第 4.2-2 図に示す。水素濃度の計算に当たっては、臨界事故の継続時間、水蒸気の発生及び機器の気相部容積を考慮する。

評価条件を別紙-1 に示す。



第 4.2-1 図 溶解槽における臨界事故の場合の放出概念図



第 4.2-2 図 溶解槽内の水素濃度の推移

#### 4.3 エンドピース酸洗浄槽

##### a. 臨界事故における評価条件

エンドピース酸洗浄槽における主要な評価条件を第 4.3-1 表に示す。

本条件を適用して放出概念図を第 4.3-1 図に示す。

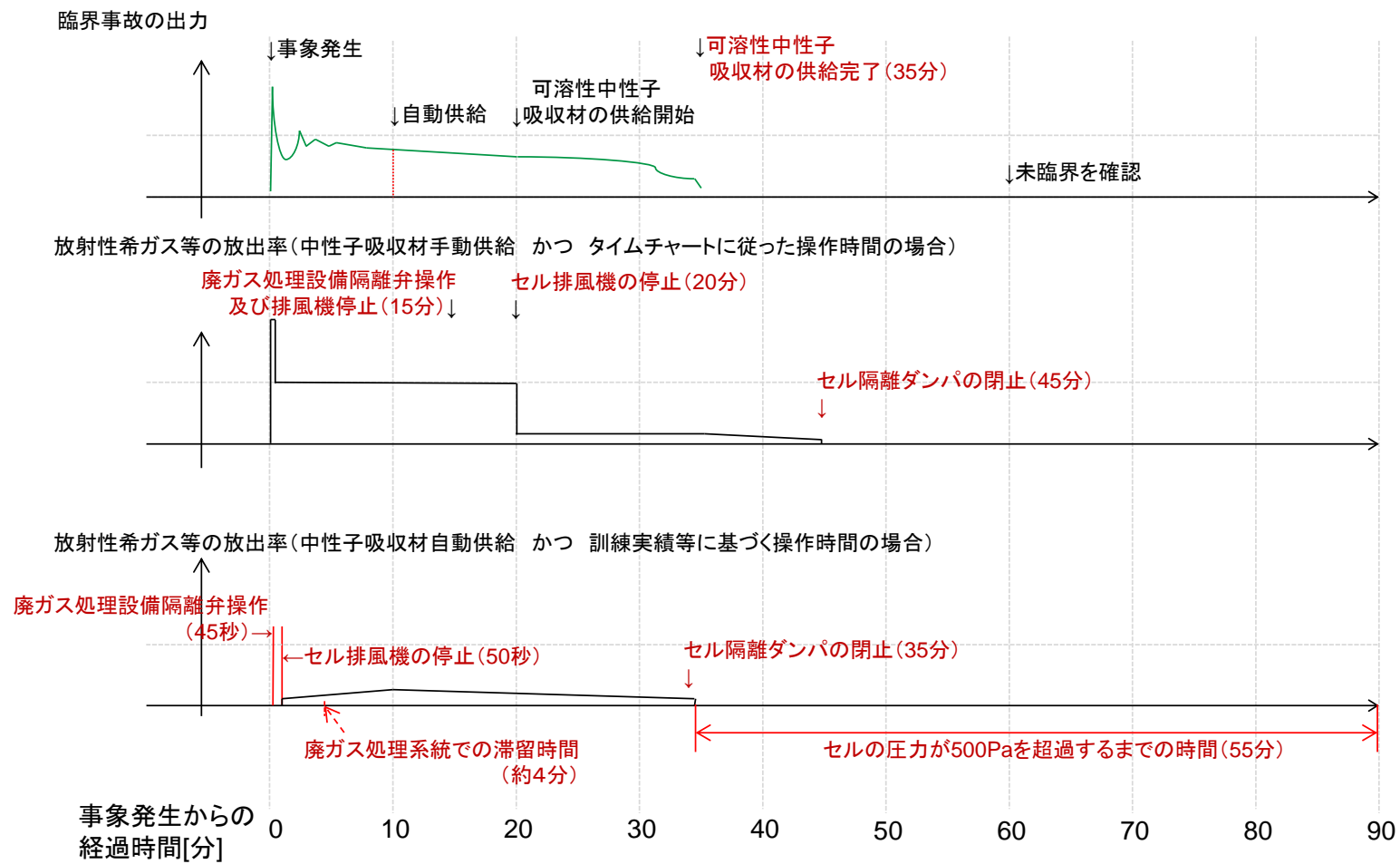
第 4.3-1 表 エンドピース酸洗浄槽における主要な評価条件

評価項目	設定値
機器内溶液量	平常運転時の液量
溶液初期温度	臨界事故時に想定される液温度
沸騰までの時間	約 59 分
廃ガス処理設備 内での滞留時間	A系：約 4 分
	B系：約 4 分

##### b. 機器内の水素濃度の推移

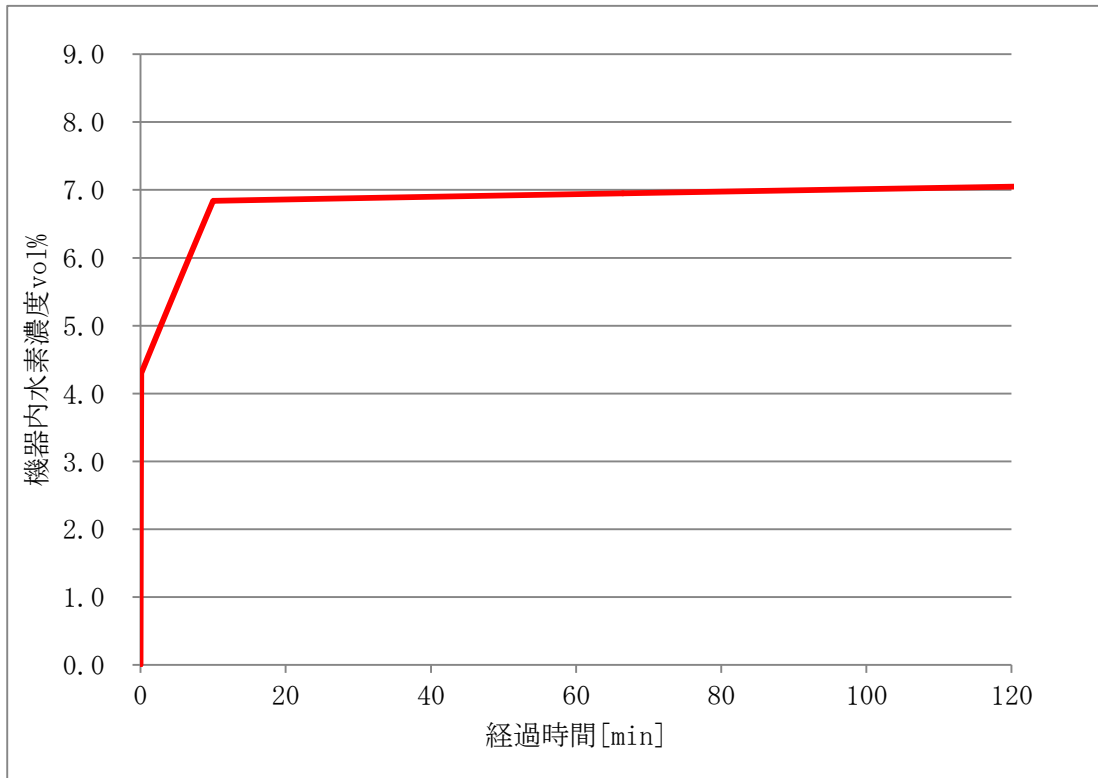
臨界により発生する水素を考慮した場合の、機器内の水素濃度の推移を第 4.3-2 図に示す。水素濃度の計算に当たっては、臨界事故の継続時間、水蒸気の発生及び機器の気相部容積を考慮する。

評価条件を別紙-1 に示す。



第 4.3-1 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の場合の放出概念図





第 4.3-2 図 エンドピース酸洗浄槽内の水素濃度の推移

#### 4.4 ハル洗浄槽

##### a. 臨界事故における評価条件

ハル洗浄槽における主要な評価条件を第 4.4-1 表に示す。

本条件を適用して放出概念図を第 4.4-1 図に示す。

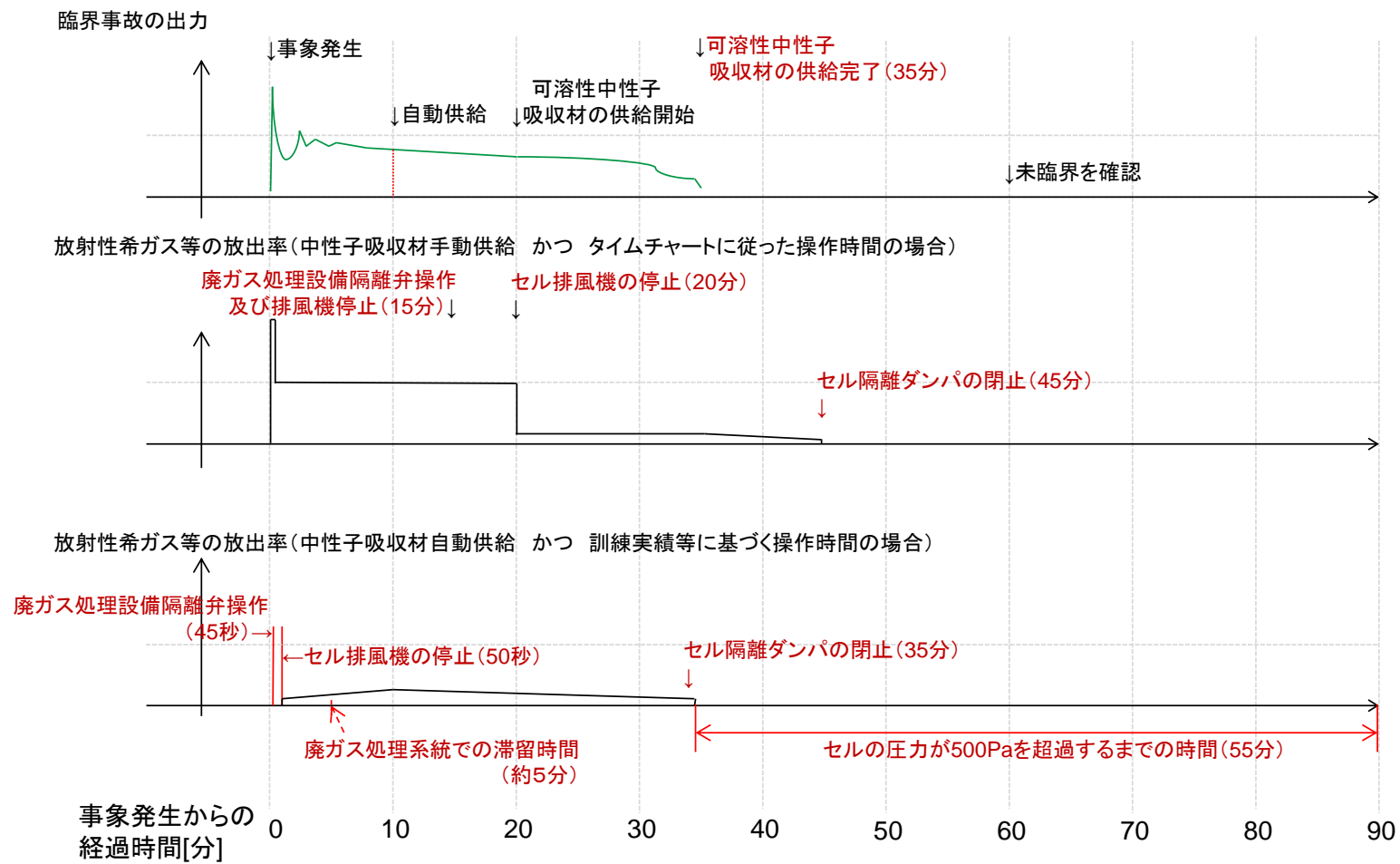
第 4.4-1 表 ハル洗浄槽における主要な評価条件

評価項目	設定値
機器内溶液量	平常運転時の液量
溶液初期温度	臨界事故時に想定される液温度
沸騰までの時間	約 5 分
廃ガス処理設備 内での滞留時間	A系：約 5 分
	B系：約 5 分

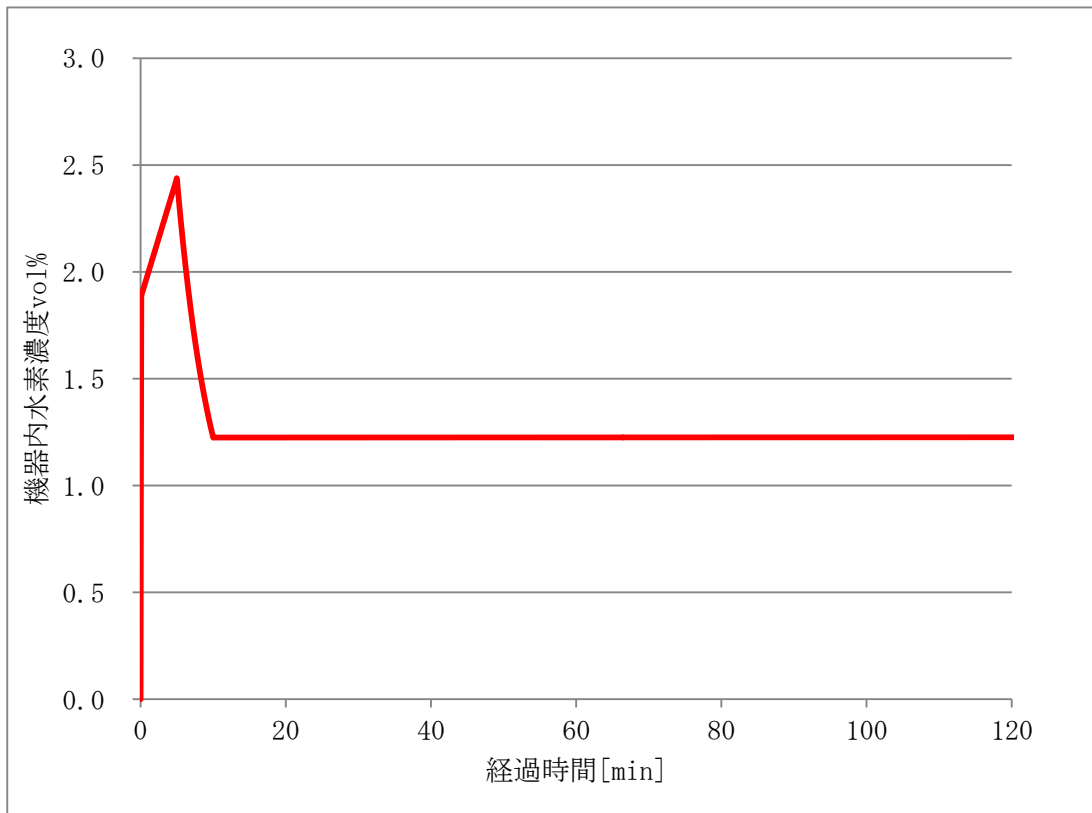
##### b. 機器内の水素濃度の推移

臨界により発生する水素を考慮した場合の、機器内の水素濃度の推移を第 4.4-2 図に示す。水素濃度の計算に当たっては、臨界事故の継続時間、水蒸気の発生及び機器の気相部容積を考慮する。

評価条件を別紙-1 に示す。



第 4.4-1 図 ハル洗浄槽における臨界事故の場合の放出概念図



第 4.4-2 図 ハル洗浄槽内の水素濃度の推移

#### 4.5 第5一時貯留処理槽

##### a. 臨界事故における評価条件

第5一時貯留処理槽における主要な評価条件を第4.5-1表に示す。

本条件を適用して放出概念図を第4.5-1図に示す。

第4.5-1表 第5一時貯留処理槽における主要な評価条件

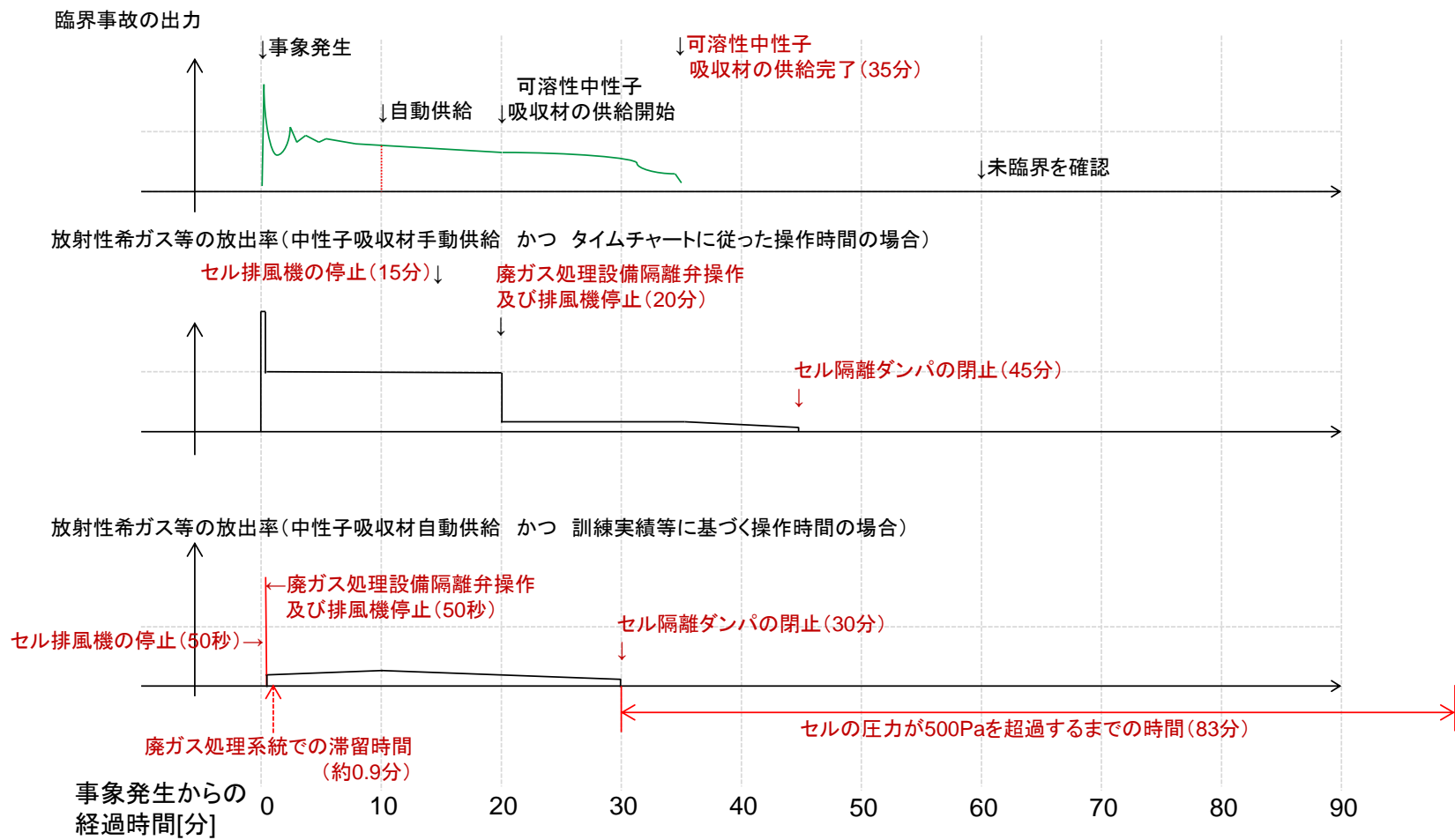
評価項目	設定値
機器内溶液量	臨界事故の起因（誤移送） を考慮して設定
溶液初期温度	臨界事故時に想定される液 温度
沸騰までの時間	約3分
廃ガス処理設備 内での滞留時間	約0.9分

##### b. 機器内の水素濃度の推移

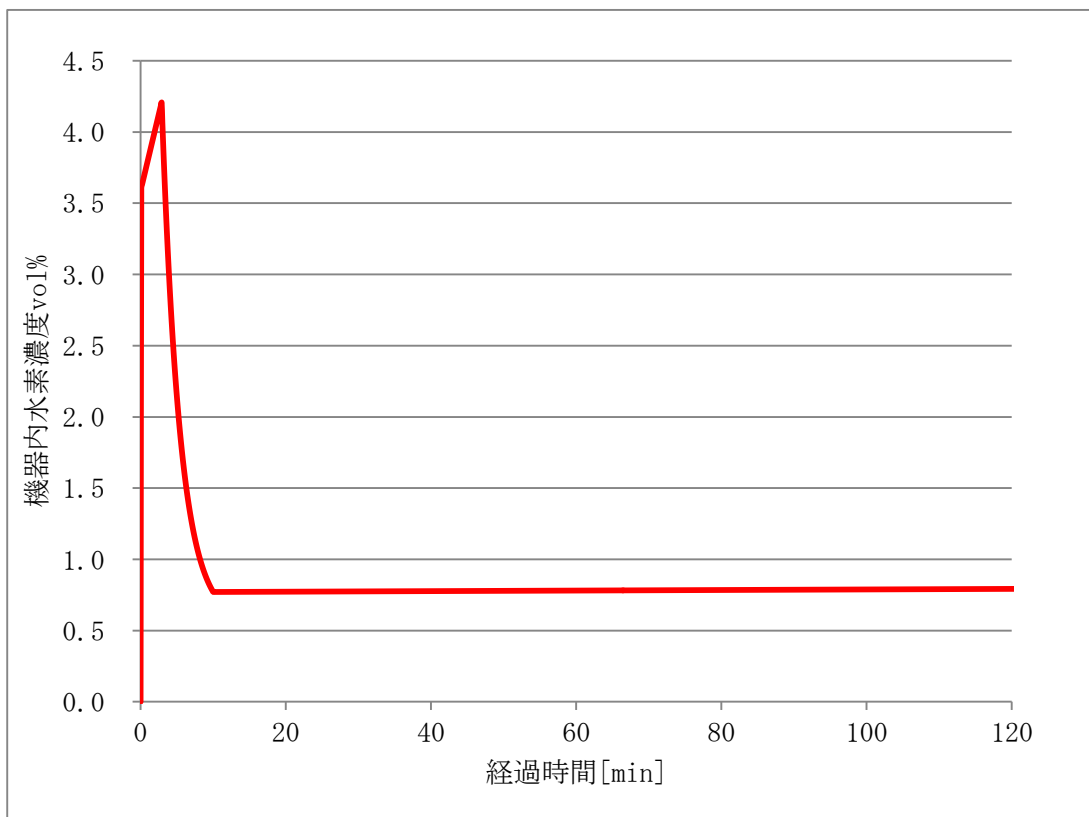
臨界により発生する水素を考慮した場合の、機器内の水素濃度の推移を第4.5-2図に示す。水素濃度の計算に当たっては、臨界事故の継続時間、水蒸気の発生及び機器の気相部容積を考慮する。

評価条件を別紙-1に示す。

また、第5一時貯留処理槽の水素濃度計算における気相部容積の設定について別紙-2に示す。



第 4.5-1 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の場合の放出概念図



第 4.5 - 2 図 第 5 一時貯留処理槽内の水素濃度の推移

#### 4.6 第7一時貯留処理槽

##### a. 臨界事故における評価条件

第7一時貯留処理槽における主要な評価条件を第4.6-1表に示す。

本条件を適用して放出概念図を第4.6-1図に示す。

第4.6-1表 第7一時貯留処理槽における主要な評価条件

評価項目	設定値
機器内溶液量	臨界事故の起因（誤移送） を考慮して設定
溶液初期温度	臨界事故時に想定される液 温度
沸騰までの時間	約340分
廃ガス処理設備 内での滞留時間 ※	約1分～約10分

※第7一時貯留処理槽における臨界事故の場合の廃ガス処理設備内での滞留時間は幅を有するが、これは、第7一時貯留処理槽に吹き込まれる空気の量が、設備の運転状態に依存して幅を持つことに起因するためであるが、最も短い場合でも約1分の滞留時間が見込める。

##### b. 機器内の水素濃度の推移

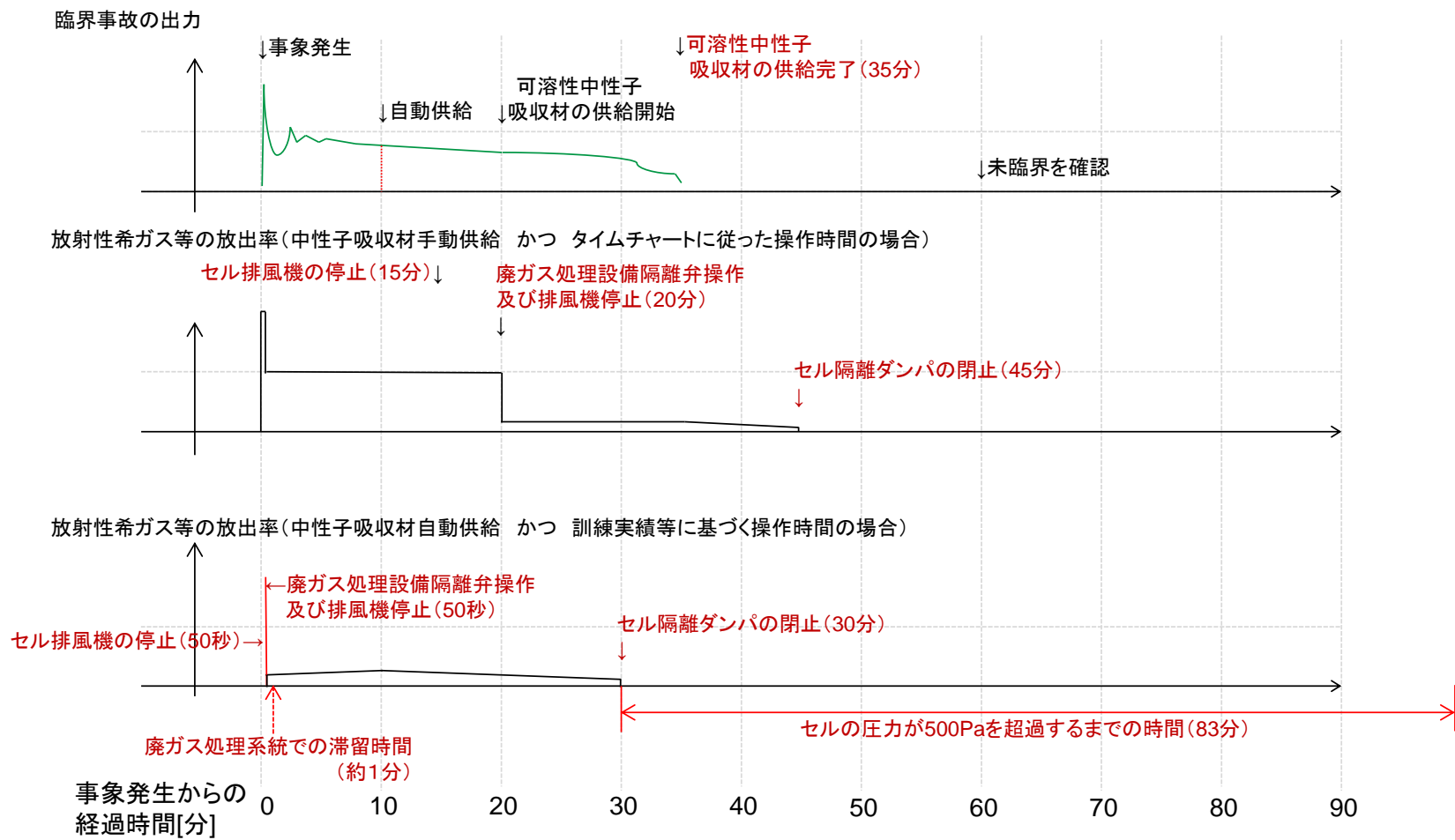
臨界により発生する水素を考慮した場合の、機器内の水素濃度



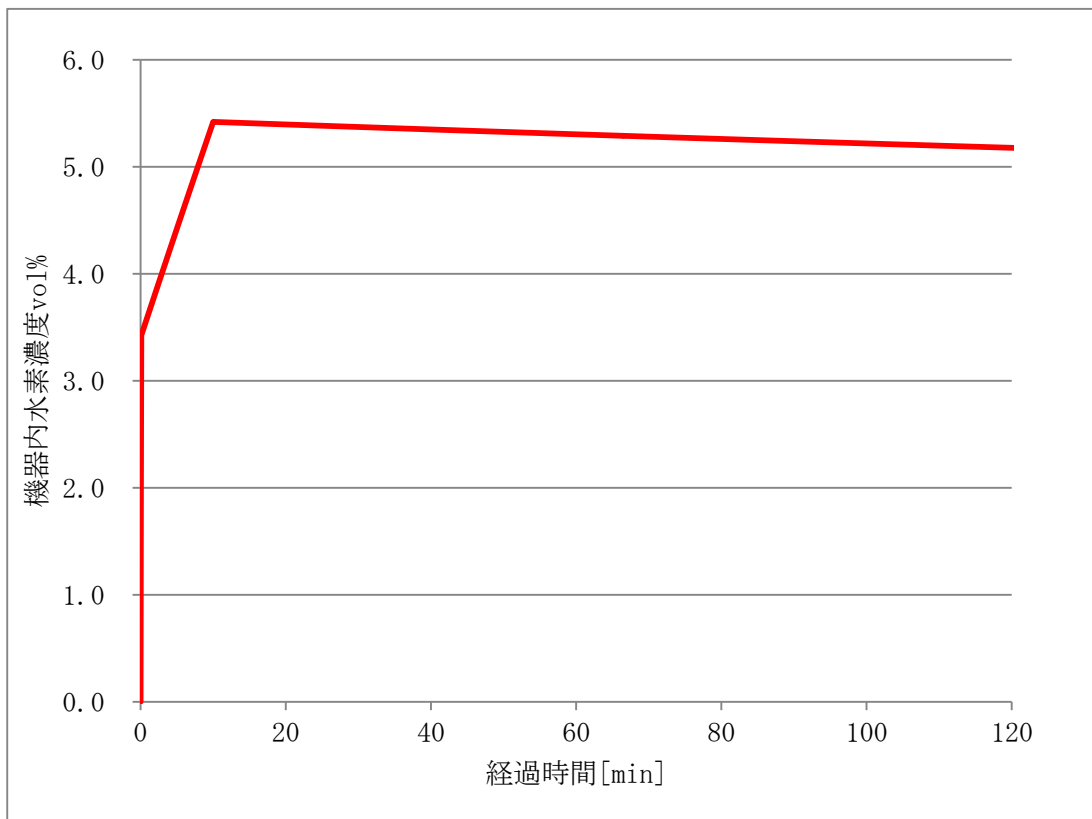
の推移を第 4.6-2 図に示す。水素濃度の計算に当たっては、臨  
界事故の継続時間、水蒸気の発生及び機器の気相部容積を考慮す  
る。

評価条件を別紙-1 に示す。

また、第 7 一時貯留処理槽の水素濃度計算における気相部容積  
の設定について別紙-3 に示す。



第 4.6-1 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の場合の放出概念図



第 4.6-2 図 第 7 一時貯留処理槽内の水素濃度の推移

## 5. 臨界事故における放出量低減対策

4.1 に記載したとおり，臨界事故への対処においてセルに導出し，セルにて滞留させることで放出量を低減させる対策においては，セルから建屋に放射性物質が漏出する恐れがあることから，より確実な対策として，セルに代わる導出先として貯留タンクを設置し，貯留タンクに静的に閉じ込める対策を採ることとする。

### 5.1 対策概要

臨界事故の発生を検知後，直ちに廃ガス処理設備を停止するとともに，予め設置した貯留タンクに空気圧縮機を用いて放射性物質を含む気体を導き，静的に閉じ込める。また，必要に応じ，廃ガス処理設備に供給される空気量を可能な限り減少させることで貯留タンクにおける閉じ込めを確実なものとする。

また，万一，貯留タンクによる滞留が有効に機能せず，放射性物質が水封部からセルに導出された場合に備え，セル換気設備を停止する。

貯留タンクでは，短半減期核種が減衰するまで希ガス等を静的に閉じ込め続ける。

臨界事故発生時点において溶液中に存在する放射性物質及び臨界により新たに生成し，溶液中に存在する放射性物質については，臨界事故の熱エネルギー等により気相中にエアロゾルとして移行するため，放射性希ガス等と同様に貯留タンクにて閉じ込められる。

貯留タンクでの貯留完了後は、廃ガス処理設備を起動し、通常時の放出経路に復旧することで、廃ガス処理設備の高い除染能力が期待できる系統構成とする。

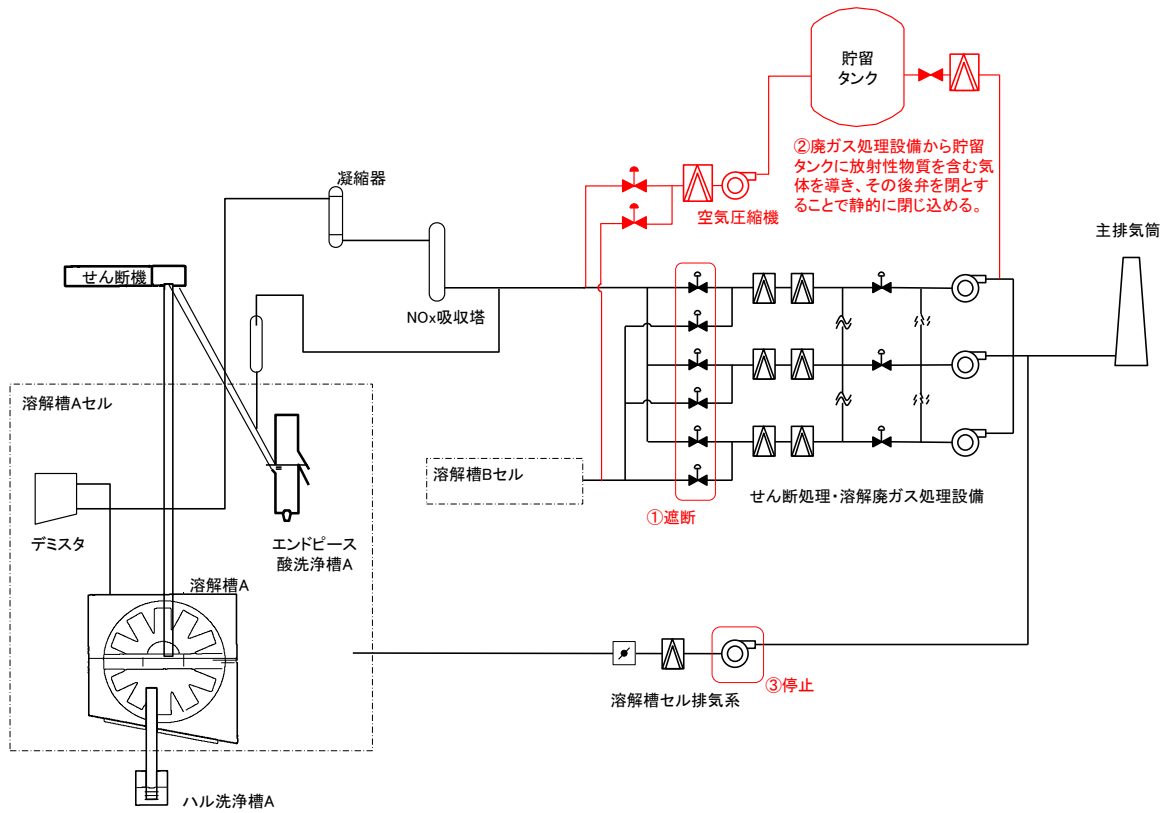
## 5.2 系統構成及び設備に対する考慮

前処理建屋において臨界事故の発生を想定した場合の系統概念図を第 5.2-1 図に示す。

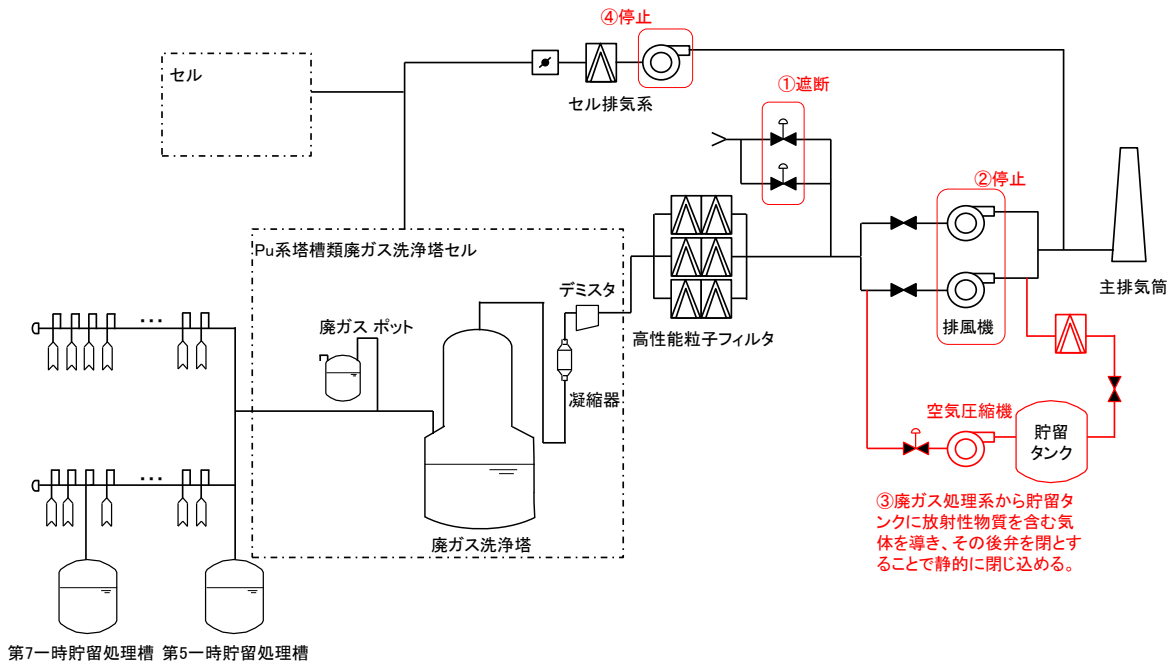
また、精製建屋において臨界事故の発生を想定した場合の系統概念図を第 5.2-2 図に示す。

貯留タンクの容量は、臨界事故において発生する放射性物質を貯留できるよう設定し、具体的には、廃ガス処理設備中の放射性物質を含む空気を置換するために必要な空気体積及び水素掃気等の継続により廃ガス処理設備に供給される空気体積を考慮する。さらに、万一、可溶性中性子吸収材の自動供給ができなかった場合に実施する、手動による可溶性中性子吸収材の供給を考慮した場合でも、発生する放射性物質を貯留できる容量を確保する。

また、廃ガス処理設備に存在する水封部からセルに放射性物質を含む気体が導出されないよう、設計において考慮する。



第 5.2-1 図 前処理建屋において臨界事故の発生を想定した場合の系統概念図



第 5.2-2 図 精製建屋において臨界事故の発生を想定した場合の系統概念図

### 5.3 対策の効果

本対策は短半減期核種の減衰時間に制約を設けることなく、長期間にわたって減衰時間を確保できる。そのため、対策前には、臨界による全発生量の2割程度が放出される見込みであったものをほぼゼロとできる。

また、臨界による熱エネルギーにより溶液が沸騰して気相に移行することで生じた放射性エアロゾルについても、放射性希ガス等と同様に、貯留タンクにより静的に閉じ込めることができるため、放出量はほぼゼロとできる。

### 5.4 対策における課題

本対策は、静的に放射性希ガス等をタンクに閉じ込めることが可能となる一方で、設備配置上の成立性の検討及び関連する付帯設備（電源、遮蔽等）を考慮する必要がある。

また、臨界事故発生後に直ちに新たな経路に切替える必要があり、設備の誤作動による安全機能への影響を考慮する必要がある。

### 5.5 本対策が有効に機能しない場合の代替措置

本対策に用いる設備は十分に信頼性の高い設計とすることで、臨界事故時においても所定の機能を発揮できるものとするが、万一、本対策が有効に機能せず、貯留タンクにおける静的な閉じ込めが実施できない場合でも、セル換気設備及び廃ガス処理設備の系統は遮断されていることから、水封部からセルに放射性物質を



導出し,セルの空間を用いた希釈及び放出経路上の移動時間による減衰により放射性物質の放出量を低減できる。

## 6. 見直し後の臨界事故への対処概要

### 6.1 対処概要

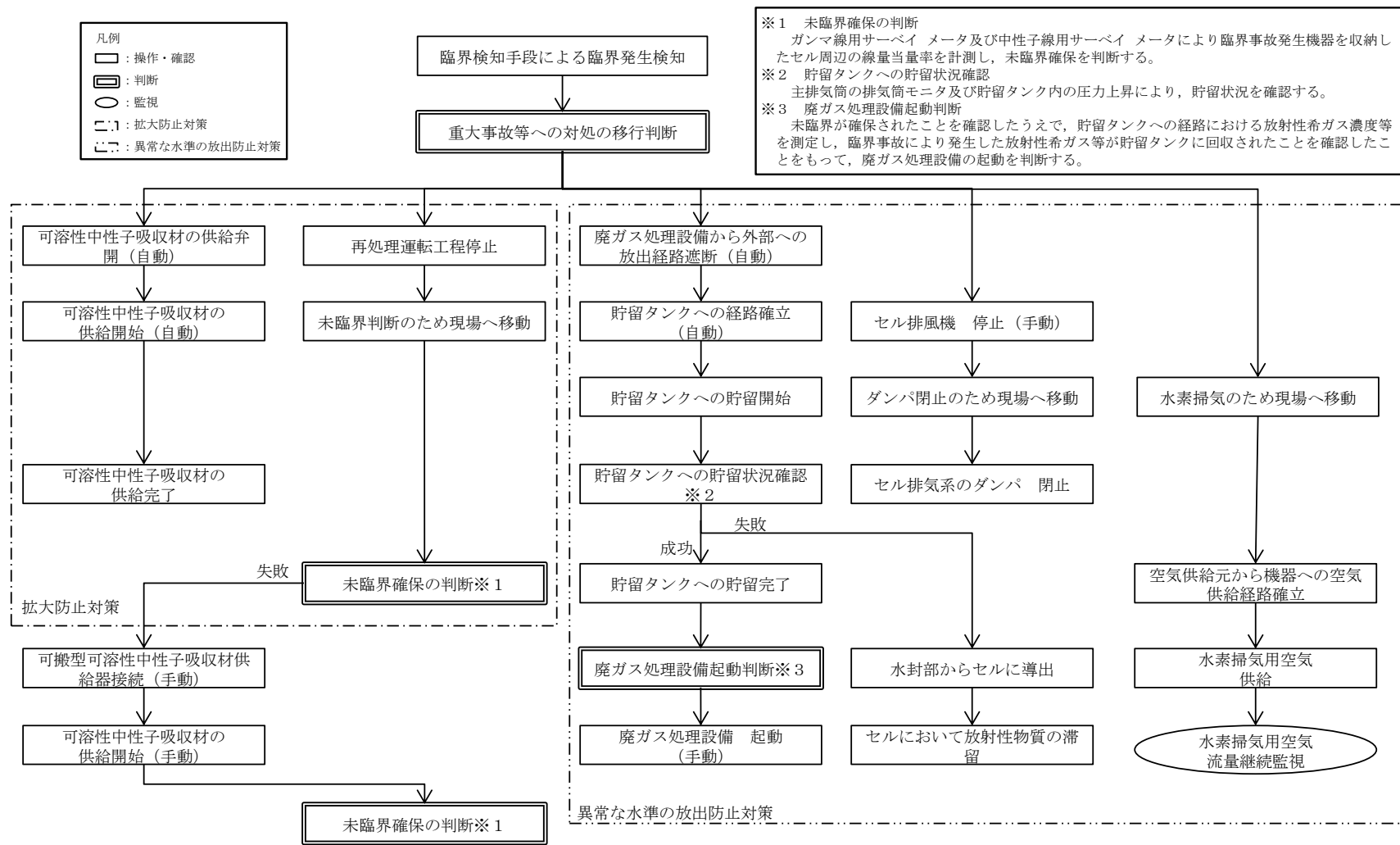
2. 及び 5. で示した対策の変更に伴い、臨界事故への対処手順が変更となる。

見直し後の対処概要を第 6.1-1 図に示す。

### 6.2 臨界事故における放出量

5. で示した貯留タンクでの静的閉じ込め対策により、臨界事故により外部に放出される放射性物質濃度は、敷地境界において、線量告示(核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示)の周辺監視区域外の空気中の濃度限度(三月間平均)を下回る。

また、貯留タンクでの静的閉じ込めが完了した後、廃ガス処理設備を運転状態とするが、その場合の放射性物質濃度も同様に周辺監視区域外の空気中の濃度限度(三月間平均)を下回る。



第 6.1-1 図 臨界事故への対処手順 概要

## 計算条件について

## 1. 臨界時の水素発生量評価に関する計算条件

臨界発生時の水素発生量の評価条件については、以下の通り設定する。

## 1.1 プラト一期の核分裂率

評価で使用する核分裂率として  $1 \times 10^{15}$  f i s s i o n s / s を想定する。

## 1.2 バースト期の核分裂数

臨界事故のバースト期の核分裂数は、過去に発生した臨界事故におけるバースト期の核分裂数が  $10^{14} \sim 10^{17}$  の幅を取ることを踏まえ、 $10^{18}$  を設定する。

## 1.3 全核分裂数について

臨界事故の評価で使用する全核分裂数は、バースト期の核分裂数及びプラト一期における核分裂率に拡大防止対策の完了時間を乗じて求めた核分裂数の合計とし、中性子吸収材の早期供給時間（10分）を見込み、 $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s とする。

## 1.4 核分裂による水素発生G値

核分裂が発生した場合、核分裂に伴って放出される放射線により溶液が放射線分解し、水素が発生する。

核分裂による水素発生G値については、水相にあっては  $1.8 \text{ m o l e c u l e s } / 100 \text{ e V}$  と推測されることから、同値を評価に用いる。

## 1.5 臨界時の水素発生量

バースト期に相当する水素については臨界事故の発生と同時に発生するものとし、プラト一期に発生する水素は臨界事故の継続時間中、定常的に発生するものとする。

## 1.6 供給空気量

対象機器に通常運転時に供給される、計装圧縮空気、水素掃気用圧縮空気及びプロセス上必要な圧縮空気を考慮する。

## 2. 臨界後の水素発生量評価に関する計算条件

### 2.1 溶液性状の変化に応じたG値

臨界発生時点で想定される硝酸濃度に応じた水素発生G値を設定する。

### 2.2 崩壊熱密度

臨界発生時点で想定される溶液種類に応じた崩壊熱密度を設定する。

### 2.3 供給空気量

対象機器に供給される計装圧縮空気、水素掃気用圧縮空気、プロセス上必要な圧縮空気を考慮する。

## 精製建屋 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故時の水素濃度の計算に用いる気相部体積について

### 1. 臨界事故の想定

第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の想定は誤移送であり，誤移送元となる溶液は，放射性配管分岐第 1 セル漏えい液受皿に回収された P u を含む溶液である。

同溶液の P u 濃度は，放射性配管分岐第 1 セル内を通過する配管のうち最大となる P u 濃度として， $24[\text{g P u} / \text{L}]$ とする。

また，溶液の誤移送量は，放射性配管分岐第 1 セル漏えい液受皿における漏えいを検知し，液移送が停止するまでの時間として 1 時間を見込んだ漏えい量である  $200[\text{L}]$ とする。

上記より，誤移送時の最大 P u 質量は， $4800[\text{g P u}]$ となる。

### 2. 気相部体積の設定

水素濃度の上昇の評価において，機器内の気相部体積は小さく見積もることが保守的な結果を与える。

しかしながら，第 5 一時貯留処理槽には P u は貯留されておらず，誤移送により移送される P u 質量は  $4800[\text{g P u}]$  であるため，無限体系における未臨界濃度 ( $8.2[\text{g P u} / \text{L}]$ ) との関係において，臨界事故が発生しうる液量は約  $590\text{L}$ となる。

そのため，第 5 一時貯留処理槽においては，誤移送前に貯槽に存在する液量と誤移送により移送される液量の合計が約  $590[\text{L}]$  以上になる場合には，誤移送した場合でも，第 5 一時貯留処理槽

内で  $P_u$  濃度が希釈により低下し、臨界事故が発生しない。

以上より、第5一時貯留処理槽における水素濃度の計算においては、臨界事故が発生しうる液量を考慮して気相部体積を設定する。

精製建屋 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故時の水素濃度の計算に用いる気相部体積について

1. 臨界事故の想定

第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の想定は誤移送であり，誤移送元となる溶液は，第 3 一時貯留処理槽に貯留された P u を含む溶液である。

同溶液の最大 P u 濃度は，P u 精製工程における平常運転時の P u 濃度のうち，最も高い濃度である  $24[\text{g P u} / \text{L}]$  とする。

また，溶液の誤移送量は，第 3 一時貯留処理槽の容量である  $3[\text{m}^3]$  とする。

上記より，誤移送時の最大 P u 質量は， $72[\text{k g P u}]$  となる。

2. 気相部体積の設定

水素濃度の上昇の評価において，機器内の気相部体積は小さく見積もることが保守的な結果を与える。

このとき，誤移送により移送される P u 質量である  $72[\text{k g P u}]$  と，過去の実績により確認された，第 7 一時貯留処理槽の P u 濃度の最大値を用いて，無限体系における未臨界濃度 ( $8.2[\text{g P u} / \text{L}]$ ) に相当する場合の最大液量を求めると，臨界事故が発生しうる液量を定めることができる。計算式を以下に示す。



誤移送が発生する前に貯槽に存在する液量を X[L]とすると、  
臨界になりうる最大液量は以下に示される。

$$\frac{72[\text{kgPu}] + (\text{貯槽内の Pu の濃度} [\text{gPu/L}] \times X [\text{L}])}{3000[\text{L}] + X[\text{L}]} = 8.2[\text{gPu/L}]$$

第7一時貯留処理槽においては、誤移送前に貯槽に存在する液量によっては、誤移送した場合でも、第7一時貯留処理槽内でPu濃度が希釈により低下し、臨界事故が発生しない。

以上より、第7一時貯留処理槽における水素濃度の計算においては、臨界事故が発生しうる液量を考慮して気相部体積を設定する。