

# 核燃料サイクル施設における安全確保

日本原子力学会再処理・リサイクル部会  
核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究  
ワーキンググループ報告書(ドラフト版) を基にして

村松健(東京都市大学)

日本原子力学会 原子力安全部会主催  
第2回「原子力安全夏期セミナー」  
2014年8月18日(月)～20日(水)  
福島県 穴原温泉「山房 月乃瀬」コンベンションホール

# 謝辞

本資料の第一部の作成にあたっては、日本原燃株式会社松岡伸吾氏よりご協力を頂きました。また、第二部は、日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ並びに同ワーキンググループの吉田一雄氏及び阿部仁氏の協力を頂きました。

記して謝意を表します。

# 内容

## 第1部

核燃料サイクル施設の概要とこれまでの安全対策

## 第2部

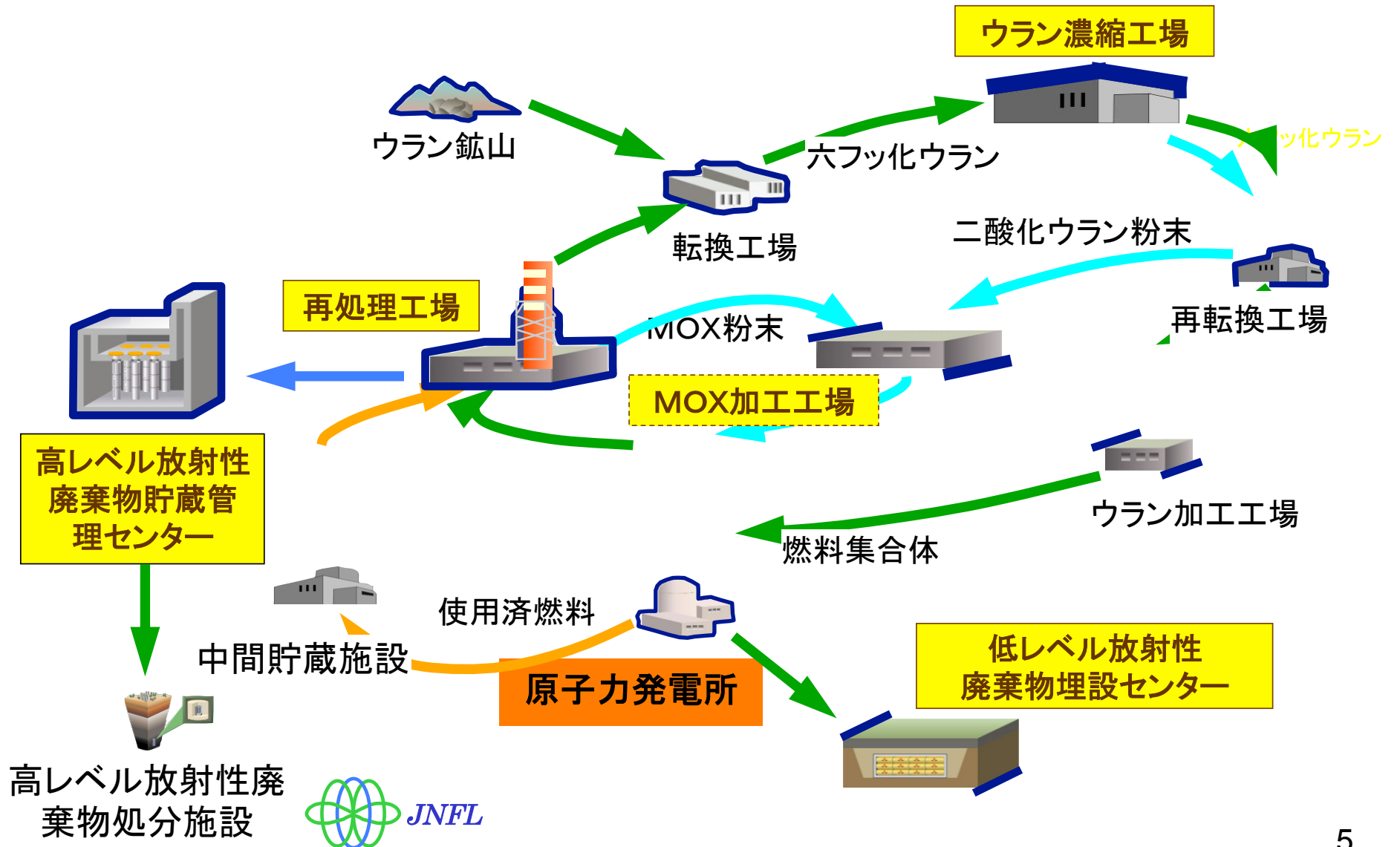
原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ報告書「の選定方法と課題」(ドラフト版)の概要

# 第1部

## 核燃料サイクル施設の概要と これまでの安全対策

- 核燃料サイクルとは
- 再処理工場の概要
- 再処理工場のこれまでの安全対策

# 原子(核)燃料サイクルと六ヶ所施設



# 六ヶ所サイクル施設全景写真

低レベル放射性廃棄物  
埋設センター

ウラン濃縮工場

高レベル放射性廃棄物  
貯蔵管理センター

MOX工場  
建設中

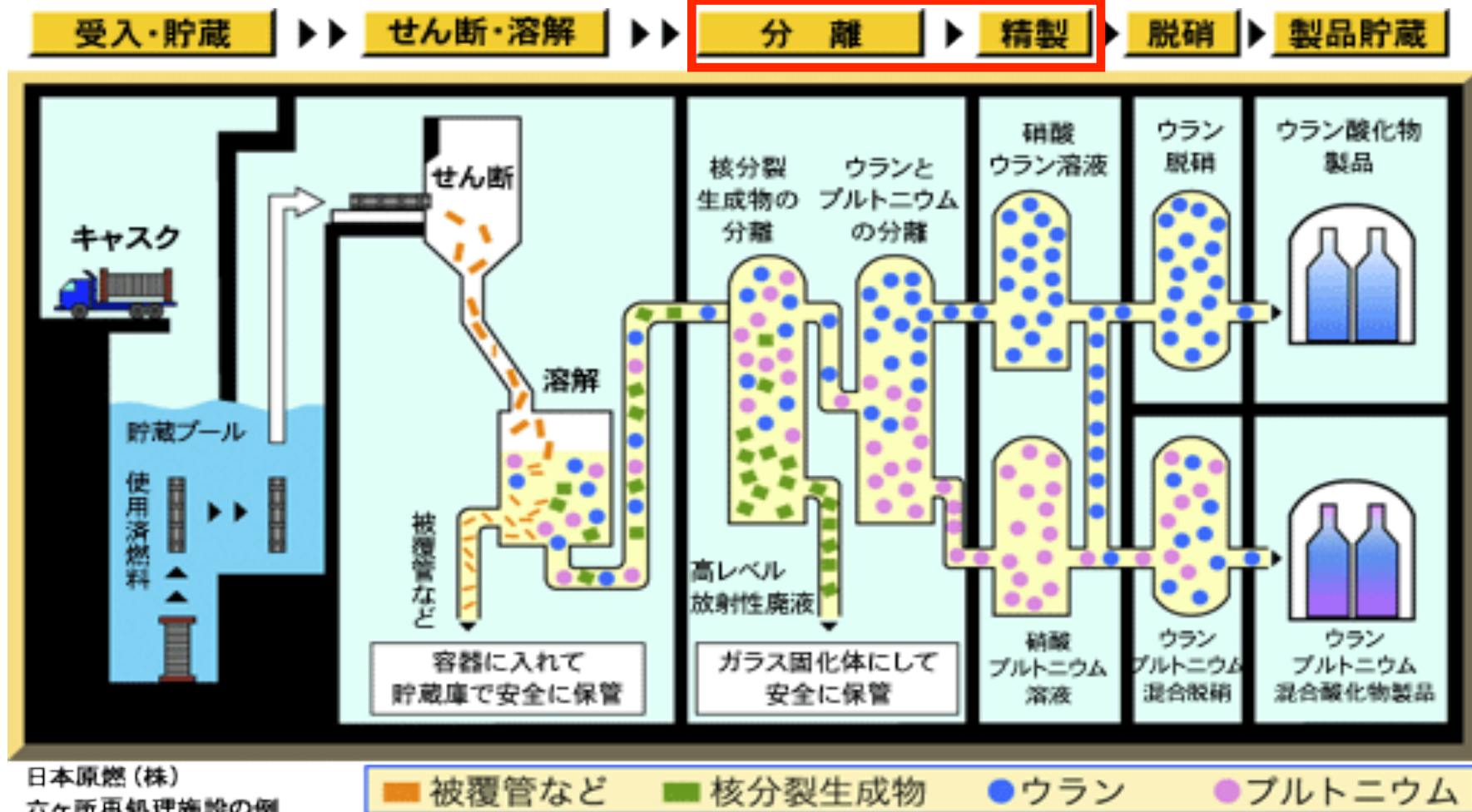
再処理工場

再処理事業所 390万m<sup>2</sup>  
濃縮・埋設事業所 360万m<sup>2</sup>



# 再処理工場とは？

## 溶媒抽出操作

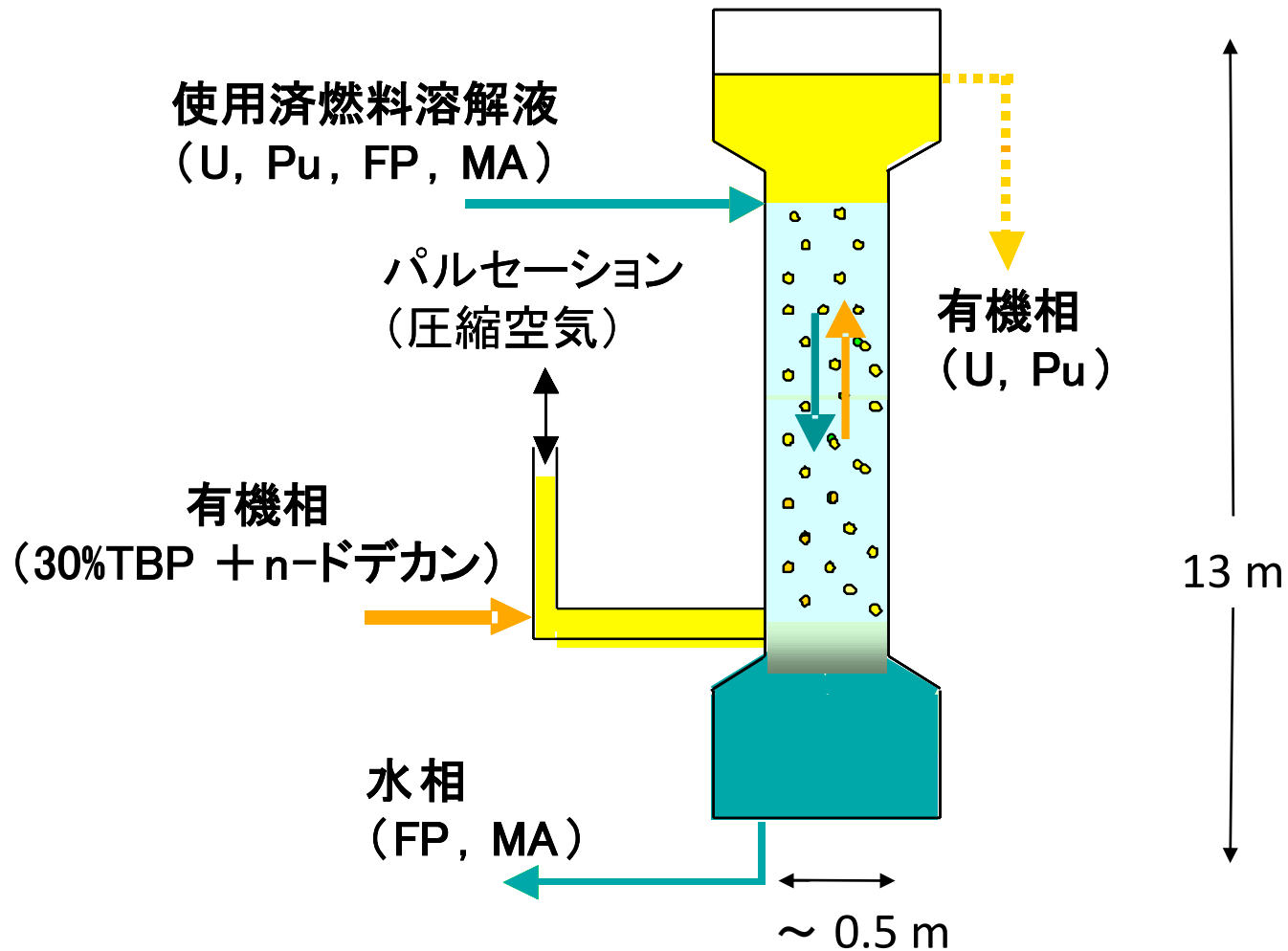


日本原燃(株)  
六ヶ所再処理工場の例



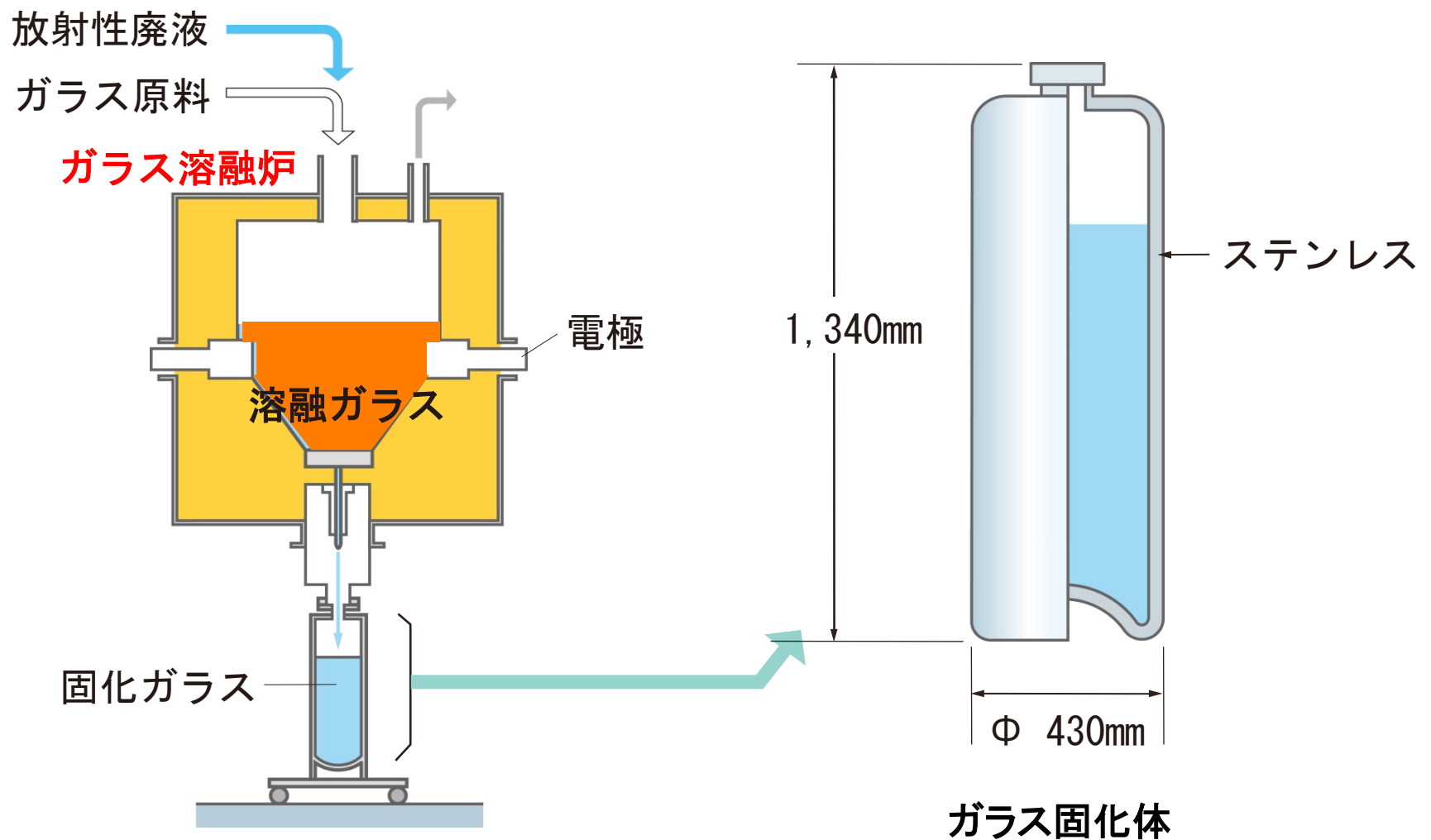


# 溶媒抽出の主要機器：パルスカラム概念図





# 高レベル放射性廃液の安定化：溶融炉概要図



ウラン及びプルトニウムを取り出した後に抽出されないで残る核分裂生成物は安定なガラス固化体とする

## 再処理工場を支える施設(中央制御室)



監視制御盤と工程用計算機とで構成され膨大なデータを合理的に処理  
(各工程に対応する 6つのブロックからなり、写真には3ブロックがみられる)

## 再処理施設の安全確保／安全上の特徴

再処理施設	(参考)原子力発電所
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 物理化学反応を利用した<b>原子力化学工場</b>；放射性物質は非密封，多くの工程に分散 ⇒ 負圧維持，浄化後管理放出             <ul style="list-style-type: none"> <li>⇒ 臨界，火災，爆発，漏えい等の発生防止，発生したとしても放射性物質をできる限り「閉じ込める」</li> </ul> </li> <li>・ 発電炉取り出し後4年以上冷却した使用済燃料を再処理するので，崩壊熱は数百分の1に減衰</li> <li>・ 異常拡大までの時間余裕が比較的大</li> <li>・ 事故影響は限られる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心内の<b>核反応(臨界)</b>により<b>大量のエネルギー発生</b>(高温高圧)；放射性物質は密封，炉心に集中</li> <li>・ 臨界停止後も核分裂生成物から大量の崩壊熱発生 ⇒ 冷却機能喪失による炉心熔融事故防止が安全上最重要</li> <li>・ 「<b>停める，冷やす，閉じ込める</b>」ことにより安全確保</li> </ul>

# 安全確保の方法

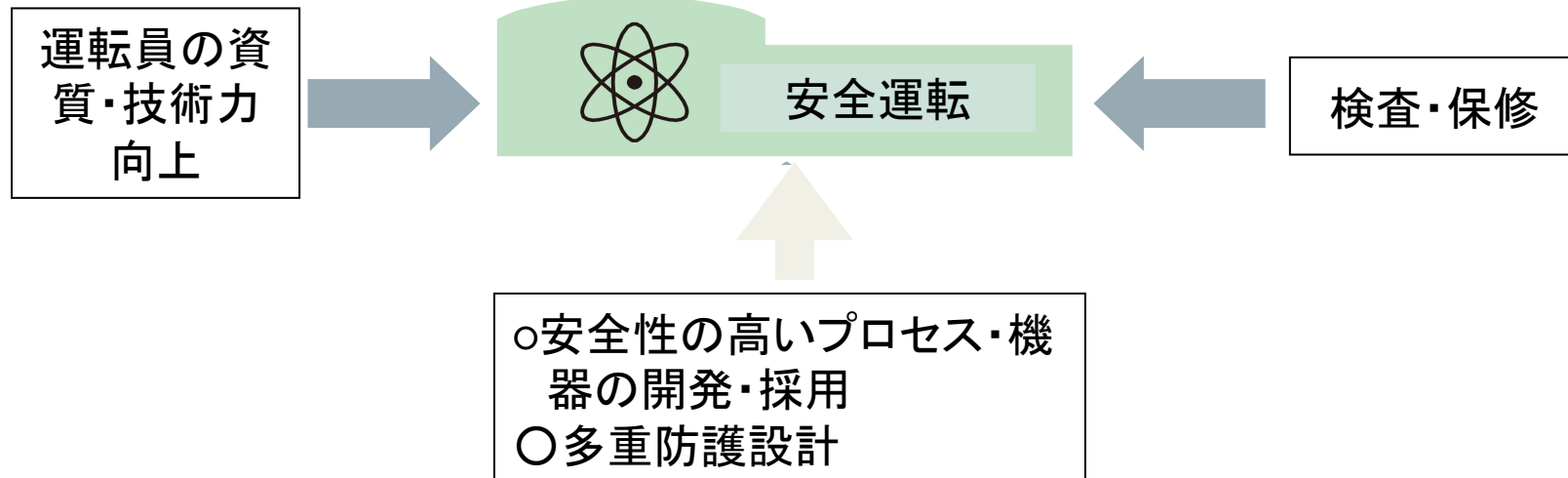
- 基本的に安全性の高いプロセス・機器の開発・採用が重要
- 安全設計段階：多重防護（異常発生防止，事故への拡大防止，事故の影響緩和）⇒安全評価により確認
- 運転・保守段階：教育・訓練，運転時・異常時のマニュアル整備，設備・機器の定期的検査・保守
- 国の安全規制（段階的規制）：再処理事業指定（総合的安全評価はこの段階で実施），設計及び工事の方法認可，使用前検査，保安規定認可，保安検査，定期検査
- 適切な安全管理マネジメントシステムの構築：品質保証活動，安全文化の醸成及びPDCA（設計，建設，運転・保守すべての段階に適用；安全規制の対象とされる）

# 安全確保の模式図

## 事業者の活動

- 安全確保のための品質保証活動
- 組織内安全文化醸成

国の安全規制  
(妥当性チェック)



# 安全確保とヒューマンエラー

## ○原子力施設主要事故(1970年以降)

- ・1979 米国スリーマイルアイランド(TMI)原子力発電所炉心溶融事故: INES 5 (International Nuclear Event Scale)
- ・1986 旧ソ連チェルノブイリ原子力発電所炉心溶融・爆発事故: INES 7
- ・1999 わが国ウラン燃料取り扱い施設JCOでの臨界事故(高速増殖原型炉「常陽」用の濃縮度18.8%の特殊な燃料): INES 4

## ○上記いずれの事故もヒューマンエラーが関与

- ・個人・グループさらに組織としてのエラーの発生は設備設計の状態, 企業としての安全への取り組み環境に影響される
- ・対応策: フェイルセーフ, 安全装置⇒安全設計
- ・予防策: 教育・訓練, 指差呼称, ダブルチェック⇒安全文化醸成



## 再処理施設の安全性判断基準

### ○平常運転時（操業後は実測値による確認）

- ・排気筒放出，海洋放出，直達線・スカイシャイン線 ⇒ 外部被ばくと**内部被ばく**（経口・吸入摂取，食物への蓄積）
- ・基準：<1 mSv/年，さらに「合理的に達成可能な限り低く（ALARA; As Low As Reasonably Achievable）」  
⇒ 六ヶ所再処理工場 基準値の約1/40

### ○事故時

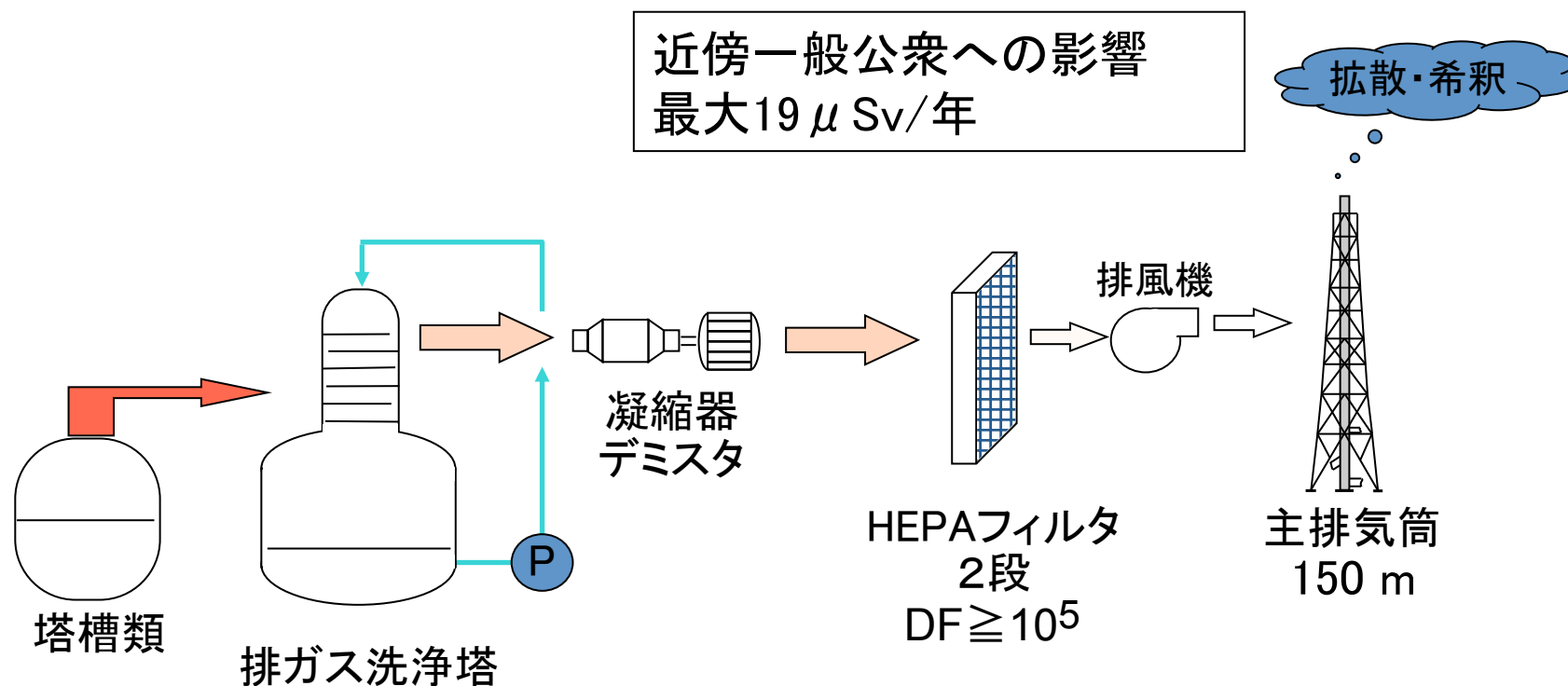
- ・機器故障，誤操作，停電等の事故への拡大可能性の検討 ⇒ 火災，爆発，臨界等を想定し影響評価
- ・判断基準（安全設計／多重防護の妥当性確認）
  - 施設の寿命期間中発生するとは考え難い程度に防止
  - 発生したとしても施設近傍の公衆の実効線量は 5 mSv 以下

参考：自然放射線による被ばく線量 2.4 mSv/年



# 気体廃棄物処理の概要（排気：大気放出）

（例）塔槽類廃ガス



# 多重防護の例(漏えい事故／閉じ込めの基本)

## 異常発生防止

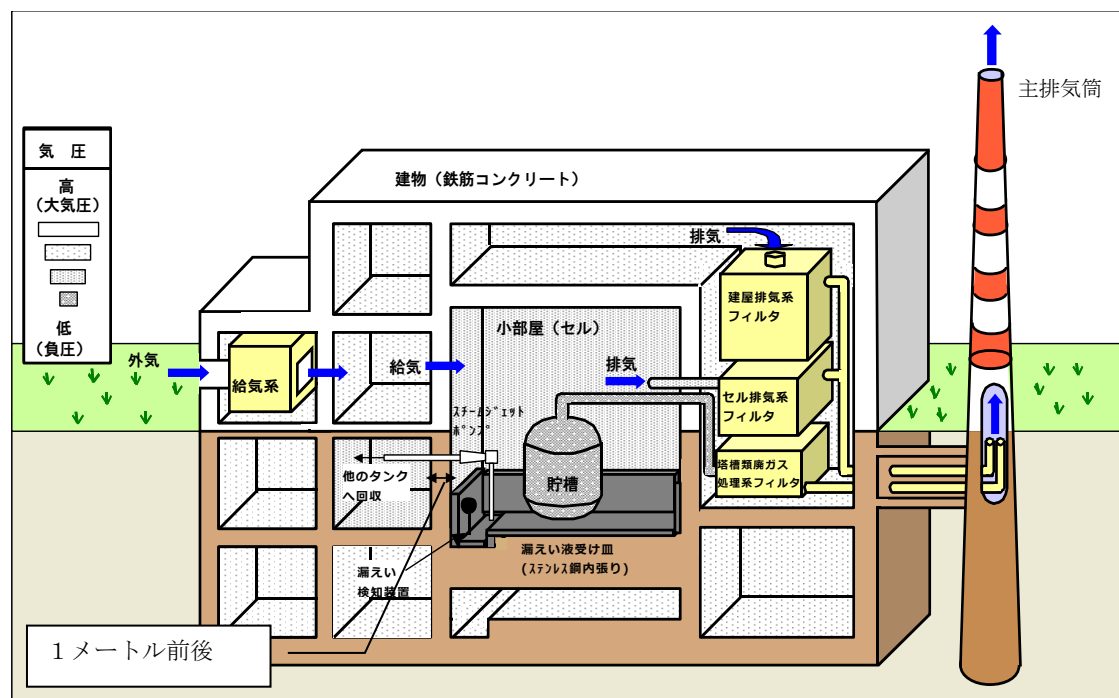
- ・ 腐食しにくいステンレス鋼やジルコニウム材料を使用し、溶接構造とする

## 異常の事故への拡大防止

- ・ 十分な腐食代をとる

## 影響緩和

- ・ 床面をステンレス鋼で内張りした厚い頑丈な鉄筋コンクリートの壁(約1メートル)に囲まれたセル(小部屋)に設置
- ・ 漏えい検知装置、漏えい液回収設備を設置
- ・ 建物、セル、装置の順に気圧を低くし、放射性物質の外部拡散を防止
- ・ 建物、セル、装置内の空気は、フィルタ(排気処理系)を通して主排気筒から放出



## 多重防護の例(2) (臨界事故)

十分量の核分裂性物質 ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ) が存在し, 中性子量が維持されること(実効増倍率=1)が条件

### 1. 異常の発生防止

- 臨界(事故)になり難いプロセス, 設備機器の採用 \*
- Pu濃度異常上昇防止

### 2. 異常の事故への拡大防止

- Pu濃度上昇を検知しPuの供給停止

### 3. 事故発生を想定した場合の影響緩和

- 中性子吸収材(Cd, Gd)注入による臨界停止措置
- 遮へい壁

\* 全濃度安全寸法形状管理機器を採用できれば, Pu濃度異常上昇があっても実効増倍率 $<1$ (未臨界)

## 六ヶ所再処理工場の安全評価結果 (再処理事業指定申請書に記載)

代表事故名称	公衆への影響 mSv	事故時の判断基準 mSv
1. 使用済燃料落下破損	$2.3 \times 10^{-4}$	<5 mSv  参考 自然放射線量 2.4 mSv/年  放射線業務従事者 (平常時) <100 mSv/5年 (規正法の規則)
2. 溶解槽での臨界	0.57	
3. 有機溶媒火災	0.022	
4. TBP等錯体の急激分解	$3.1 \times 10^{-5}$	
5. 高レベル廃液の漏えい	$6.2 \times 10^{-3}$	
6. 熔融ガラスの漏えい	$4.1 \times 10^{-2}$	
7. 全電源喪失	0.49	

## 第2部

日本原子力学会再処理・リサイクル部会  
核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究  
ワーキンググループ報告書  
「核燃料サイクル施設における  
シビアアクシデントの選定方法と課題」  
(ドラフト版)  
の概要

# 報告書の構成

1. はじめに
  - 1.1 検討の目的
  - 1.2 報告書の構成
2. シビアアクシデントの選定方法
  - 2.1 基本的な考え方
  - 2.2 選定の手順
  - 2.3 ハザード分析
  - 2.4 危険要因の概略的影響評価に基づくスクリーニング
  - 2.5 リスク情報を活用した選定
3. シビアアクシデント選定の判断基準
  - 3.1 新規制基準が示す判断基準等
  - 3.2 英国, 米国の判断基準
  - 3.3 WGでの検討
4. シビアアクシデント選定方法の具体例への適用
  - 4.1 概要
  - 4.2 セル内有機溶媒火災
  - 4.3 臨界事故
5. まとめ及び課題
  - 5.1 リスク情報を活用したシビアアクシデント選定方法の提案
  - 5.2 リスク評価及びリスク情報活用に関する課題
6. おわりに

## 参考文献

付録A 発電用原子炉施設に関する確率論的リスク評価手法の開発と活用の経緯

付録B シビアアクシデント及びリスク評価に関する用語

付録C 略語

## ワーキンググループの構成員（敬称略）

	氏名	所属機関
主査	池田 泰久	東京工業大学
副主査	村松 健	東京都市大学
幹事	浅沼 徳子	東海大学
〃	阿部 仁	日本原子力研究開発機構
〃	深澤 哲生	日立ニュークリア・エナジー(株)
委員	青柳 春樹	日本原燃(株)
〃	池田 昭	(株)東芝
〃	井上 正	電力中央研究所
〃	大濱 稔浩	関西電力(株)
〃	佐藤 修彰	東北大学
〃	澤田 佳代	名古屋大学
〃	清水 武範	日本原子力研究開発機構
〃	竹内 努	(株)東芝
〃	玉置 等史	日本原子力研究開発機構
〃	塚田 毅志	電力中央研究所
〃	中島 健	京都大学
〃	林 昭宏	電気事業連合会
〃	平野 光将	電力中央研究所
〃	眞部 文聡	三菱重工業(株)
〃	丸茂 俊二	電気事業連合会
〃	水田 仁	関西電力(株)
〃	森岡 信男	三菱マテリアル(株)
〃	吉田 一雄	日本原子力研究開発機構
オブザーバ	飯塚 政利	電力中央研究所
〃	越智 英治	日本原燃(株)
〃	久野 祐輔	日本原子力研究開発機構
〃	小玉 貴司	日本原燃(株)
〃	瀬川 智史	日本原燃(株)
〃	関根 啓二	日本原燃(株)
〃	玉内 義一	日本原燃(株)
〃	藤田 玲子	(株)東芝
〃	松岡 伸吾	日本原燃(株)



## 第1章 はじめに -WGの設置趣旨-

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、核燃料サイクル施設についてもシビアアクシデントのリスクを検討し、これに基づいて安全確保のあり方を見直し、深層防護の強化を図り一層の安全性向上について検討することが、喫緊の課題となっている。

再処理・リサイクル部会は、再処理施設等の建設、運転、安全評価、研究開発、人材育成等に係わる多様な組織の研究者、技術者により構成される部会である。この特質を活かして、部会員が有する最新の知見及び専門的経験に基づき、技術的観点から上記課題を検討し、その成果を発信することは当部会の使命と認識する。これにより、科学的合理性の高い安全確保及び安全規制並びにそれらに係る社会への説明責任の達成に資することができる。

サイクル施設における内的事象及び外的事象を体系的に検討し、シビアアクシデントとして認識し、対策の必要性を含めて検討すべき事故を科学的・技術的観点から選定する方法を明らかにすることを目的として、平成25年4月に本WGを設置した。

本WGは、原子力安全部会の協力を得て運営するとともに、必要に応じてオブザーバとして実務経験者を招き説明を受ける等、平成26年7月までの間に計17回の会合を開催した。また、原子力規制委員会で進められていた新規制基準案に係るパブリックコメントに対してWGの意見を2度提出した。

## 第1章 はじめに - 検討内容 -

本WGでは、原子力分野で用いられてきたリスク分析の手法をレビューし、これを基にシビアアクシデントの選定方法を提案し、またその選定方法の実行可能性を確認するために、再処理施設をサイクル施設の代表施設として事故の発生可能性や影響の評価事例を検討した。さらに、これらの検討を通して認識された今後の課題をまとめた。

なお、サイクル施設においては、発電用原子炉施設のようなシビアアクシデントという用語はこれまで使われていなかった。本報告書で用いる“**サイクル施設のシビアアクシデント**”とは、“**設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故**”と定義することとする。ここでは、新規基準での“**重大事故**”(「設計上定める条件より厳しい条件の下において発生する事故」とし6種の具体的な事故形態が定義されている)と区別して用いている。

上述のシビアアクシデントの定義から、その選定方法は、シビアアクシデントと呼ぶべき“**影響の大きい事故を網羅的に同定する手法**”と、同定されたシビアアクシデントの中から、発生の可能性を考慮しつつ、施設の安全確保の観点から“**対応を検討すべきシビアアクシデントを選定する手法**”の2つの内容を含んでいる。それゆえ、本WGでの検討は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、重大な影響を与える事故の発生を防止するという目的では一致していると考えられる。

## 2章 シビアアクシデント(SA)の選定方法

### 2.1 基本的な考え方

従来の安全設計の考え方(発電施設と同様)

設計基準事故を想定し, 決定論的(保守的)安全評価手法により妥当性を確認



福島第一原子力発電所事故

設計基準事故を超える事象への対策が必要となった。



軽水炉では

- 重大な事故は炉心損傷事故及び使用済み燃料プールでの燃料損傷事故に限られる。
- これらをSAと定義し, その防止策, 緩和策を整備

軽水炉とサイクル施設の違い

- 多数の工程があり, 事故シナリオは多様
- 事故のシナリオ, 影響は多様

サイクル施設では

- SAの定義が必要
- SAを同定する分析法が必要
- SAの発生可能性と影響の大きさ(リスク)を考慮した同定方法が望まれる

## サイクル施設におけるリスク評価の経緯

### 米国等の動き

1970年代後半： 米国電力研究所(EPRI)が**サイクル施設のリスク評価**を実施。単位発電電力量当たりのリスク寄与は、発電用原子炉施設が支配的。

2000年： NRC, 臨界事故防止の観点から、サイクル施設に**総合安全解析(ISA)の実施**を要求。

2000年代： 再処理施設建設の検討過程で、NRCのスタッフ報告書SECY-11-0163において、再処理施設の安全審査では、甚大な影響をもたらし得る事象( Very high consequence event)には**ISAでなくPRAを要求することを提案**。

その他 : **英仏でも再処理施設PRA実施済み。英国では規制にリスク情報活用中。**

### 我が国の動き

1980年代： JNFL, 旧日本原研, 旧動燃, 旧原子力発電技術機構において、再処理施設のための**PRA手法開発開始**。

1999年： **民間ウラン燃料加工施設における臨界事故**が発生。事故調査委員会報告書は「リスクを基準とする安全の評価」への意識の転回を求めた。

2000年代： **ウラン加工施設やMOX燃料加工施設にISAやPRAを適用する研究**,産業界及び旧JNES, JAEAで開始。

2006年： 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴い、旧原子力安全・保安院は、再処理施設に対しても地震が有する「**残余のリスク**」について、定量的評価手法の確立に向けた取組みについて報告するよう、再処理事業者に指示。

# シビアアクシデントを選定するにあたっての リスク評価の必要性とグレーデッドアプローチの重要性

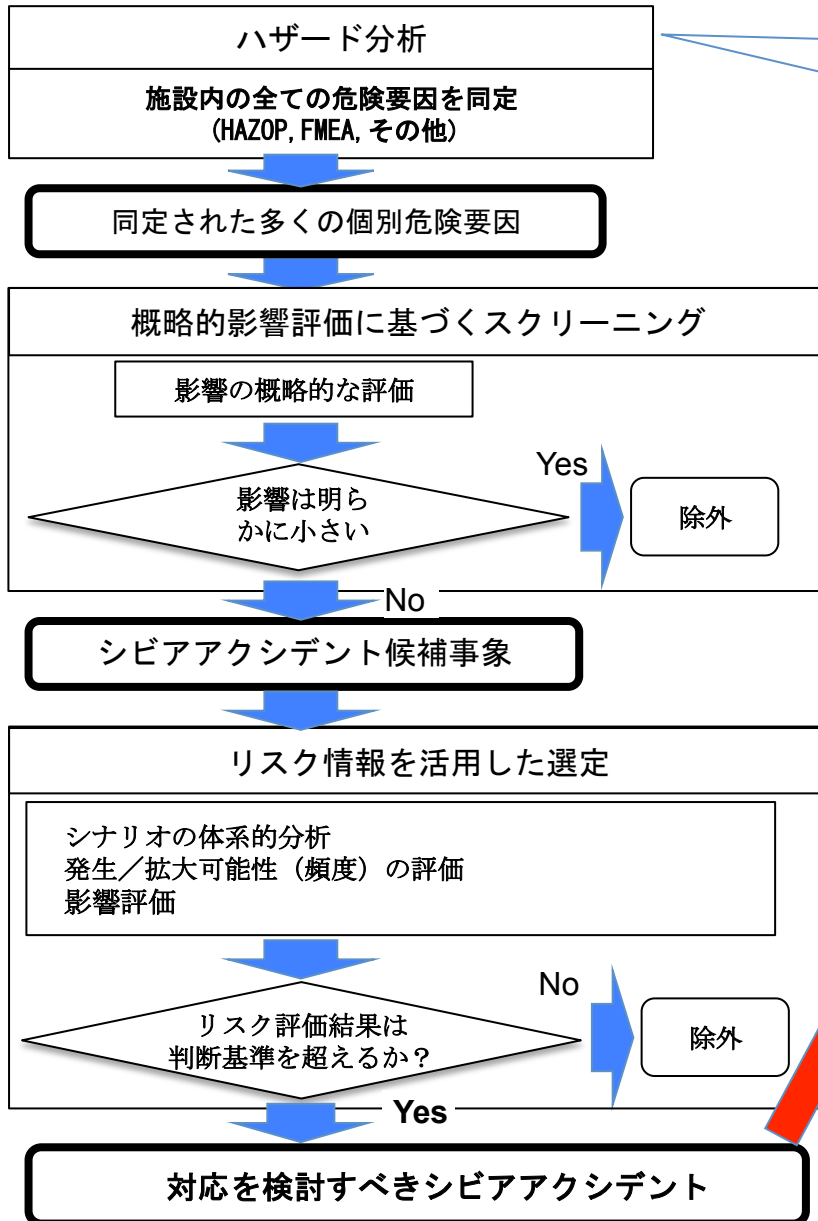
## 1) リスク評価の必要性

- 設計評価の基礎となる単一故障や二重偶発性の想定を超える多重故障や人的過誤を考慮しかつ影響も評価する系統的手法が必要。
- 多重故障のシナリオは多数あるので、有意な頻度を有するシナリオを選定できる手法が必要である。
- 設計での想定を超える自然現象を考慮するため外的誘因事象のハザード評価を含む手法が必要。(一般に、外的事象の強度と発生頻度を評価することをハザード評価と呼ぶが、本報告書で言う施設の潜在的な危険要因を分析するハザード分析とは異なる概念である)

## 2) グレーデッドアプローチの重要性

- サイクル施設では、影響の大きな事故が想定される一方、その拡大可能性を考慮しても影響が限られる事故も多い。それゆえ、事故のリスクの大きさに応じた対策を講じるグレーデッドアプローチが採られている。
- そのための評価手法についても、想定されるリスクの水準に応じて詳細さの異なる手法が使われており、評価手法に関するグレーデッドアプローチが採用されている。

## 2.2 選定の手順



施設に内在する潜在的な危険要因を体系的、網羅的に同定する。この時、低頻度の自然現象や多重故障までを含め、発生可能性が極めて小さな事象が洩れることがないように注意する。

潜在的な危険要因が顕在化し拡大した時に、影響緩和機能を考慮せずとも大きな影響を与えるおそれのない事象を除外し、おそれのある事象をシビアアクシデント候補事象とする。

各候補事象に対しリスク評価(半定量評価を含む)を行い、その結果を発生可能性(頻度)と影響に関する2次元の判断基準で評価し、シビアアクシデントを選定する。

### 対応を検討すべきシビアアクシデントとは

既にアクシデントマネジメント(AM)策が講じられている施設の評価では

- AM策を無視して設計基準対策のみを考慮して評価した場合は、広く対策が必要なシビアアクシデントが選定される。
- AM策を含めて評価した場合は、その段階で必要な「新たに対応を検討すべきシビアアクシデント」が選定される。



## 2.3 ハザード分析

### 1) 分析手法

広い範囲での危険要因の詳細な分析に適した手法とされているHAZOP, FMEAなどを用いる。

#### a) FMEA手法

システムを構成する機器が故障した際に、その故障の形態(故障モード)ごとにシステムに与える影響を分析する手法である。

#### b) HAZOP手法

システム内に生じる擾乱に着目し、その擾乱がシステムに与える影響を評価するとともに擾乱を生じさせる原因についても分析する手法である。

## 2.4 危険要因の概略的影響評価に基づくスクリーニング

同定された危険要因が顕在化する事象の中には、影響の観点からシビアアクシデントとして評価するに値しないものも含まれていることから、ここでは、異常事象が拡大した場合に設計基準への対応として既に備えられた設備や運転操作等の影響緩和機能に期待しない評価を実施し、影響が小さい事象はシビアアクシデント候補の対象外とする。



## 2.5 リスク情報を活用した選定

### リスク評価手法を解説

- (1) シナリオの体系的分析
- (2) 発生及び拡大可能性(頻度)の評価
  - 1) イベントツリー分析法による事故シナリオの定式化
  - 2) フォールトツリー分析法によるシナリオ構成要素の機能喪失発生可能性の定式化
  - 3) 同定した事故の発生可能性の定量化
  - 4) 発生頻度及び確率の半定量的な評価手法
- (3) 影響評価
- (4) 外的事象に対する発生頻度及び影響評価における留意事項
- (5) 発生及び拡大可能性と影響に関する判断基準に基づくシビアアクシデントの選定
- (6) リスク評価の品質確保に関する一般的留意事項

# 3章 シビアアクシデント選定の判断基準

## 基本的な考え方:

選定の指標であるリスク(頻度もしくは事故時影響、またはその組み合わせ)に対する基準は、国内外の規制基準と大きく乖離すべきでない。

## 調査した規制基準

- 我が国の新規制基準
- 英国の安全評価原則 (SAP: Safety Assessment Principles)
- 米国の連邦規則法典 (10 CFR (Code of Federal Regulations). Part70)

我が国の基準とは異なり、  
英国及び米国の規制基準ではリスク情報を活用

# 我が国の新規制基準

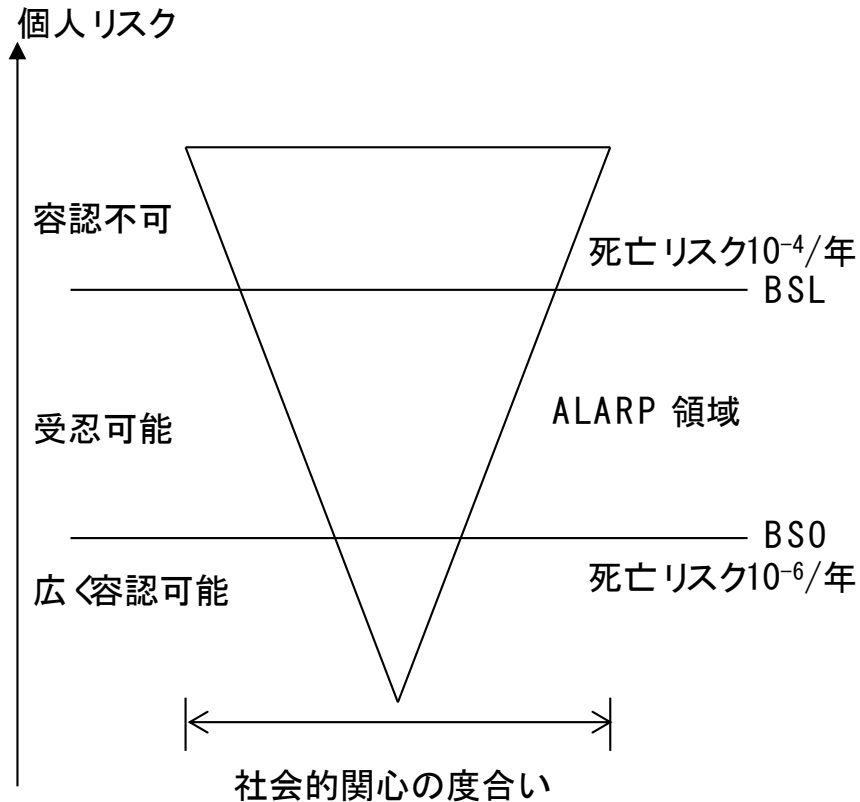
原子力規制委員会規則第二十七号「再処理施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」，  
原子力規制委員会規則第十七号「加工施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」，他

基準	選定の条件	安全設計の妥当性判断の指標	発生頻度の目安(注)
平常時被ばく	平常時における施設から環境への放射性物質の放出等による周辺公衆の被ばく	<1 mSv(法的制限値) <0.05 mSv/y 努力目標であり，この値を超えたからといって，施設の運転停止等が要求されるものではない。	1/y(毎年)
運転時の異常な過渡変化	寿命期間中に想定される機器の単一故障又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作によって平常運転を超えるような…の状態に至る事象。	<0.05 mSv/事象 平常時の放出量を十分に下回っていること。	~10 <sup>-2</sup> /y
設計基準事故	運転時の異常な過渡変化を超える事象であって発生の可能性は小さいが，…安全設計の妥当性を評価する観点から想定する必要のある事象。	<5 mSv/事象 敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断できる。	10 <sup>-2</sup> /y ~ 10 <sup>-4</sup> /y
外部人為事象	施設内外において想定される安全性を損なう原因となるおそれがある事象であって人為によるもの。	<~10 <sup>-7</sup> /y 航空機落下確率評価値が10 <sup>-7</sup> /y以下であれば，設計上考慮する必要がない。 (テロを除く)	
重大事故	設計上定める条件より厳しい条件下で発生する事故。	≪ <sup>137</sup> Cs換算100 TBq/事象 対処手段の有効性の判断基準	

(注：本WGでの推定である。)32

# 英国の安全評価原則：SAP

## SAPの基本的考え方である ALARPの概念



ALARP: As Low As Reasonably Practicable  
 「合理的に実施可能な限りリスクを下げる」ということ  
 基本安全レベル(BSL: Basic Safety Level)  
 基本安全目標(BSO: Basic Safety Objective)

## サイト外の個人に対する 被ばくリスクの目標値

実効線量 [mSv]	全予測頻度 [1/y]	
	BSL	BSO
0.1 – 1	1	$1 \times 10^{-2}$
1 – 10	$1 \times 10^{-1}$	$1 \times 10^{-3}$
10 – 100	$1 \times 10^{-2}$	$1 \times 10^{-4}$
100 – 1000	$1 \times 10^{-3}$	$1 \times 10^{-5}$
> 1000	$1 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^{-6}$

(単一クラスの事故の頻度は1/10)

## 社会的リスクの目標値

100人又はそれ以上の死亡を伴う事故の頻度  
 BSL:  $1 \times 10^{-5}$  [1/y]、BSO:  $1 \times 10^{-7}$  [1/y]

(旧SAPでは、特定の2つの核種の放出量( $^{131}\text{I}$ については10,000 TBq,  $^{137}\text{Cs}$ については200 TBq)に伴う事故の頻度であった)

# 米国の連邦規則法典: 10 CFR Part 70

- 2000年: 10 CFR Part 70の改訂 ➡ 臨界量以上の核物質を取扱う施設に対し  
総合安全解析(ISA: Integrated Safety Analysis)の実施を規定

ISAは、許容できないような影響をもたらす得る全ての危険要因が適切に評価され、適切な防護手段が取られていることを確認するための取組み。

USNRC, ISA Guidance Document, NUREG-1513, 2001

- 2002-2005年: 該当する6つのウラン加工施設、ウラン濃縮施設でISAを実施。  
➡ 許容できない性能上の欠陥の改善
- Savannah RiverのMOX燃料加工施設の安全審査で活用

## ■ ISAの実施項目

- 対象施設の危険要因を系統的に同定(放射性物質、臨界、火災、化学物質等の全ての危険要因を考慮 ➡ 「総合」の意味)
  - 潜在的な事故シーケンスとその発生頻度、影響を同定
  - その発生を防止し、その影響を緩和するために必要な「安全のために必要な事項(IROFS: Items Relied on for Safety)」(設備・機器及び人の活動)を同定
- ISAの特徴: 簡略な評価手法の採用 ← Graded Approach
    - 事故シーケンスの発生頻度: 頻度を指数(オーダー)で評価
    - 事故影響評価: 実験や解析結果に基づく簡略な「五因子法」

# 米国における総合安全解析 (ISA) の基準

- 「性能要求」: ISAの結果、以下を満足しなければならない(10 CFR 70.61)
  - 「影響が大きな事象」の発生頻度は、「極めて低く」なければならない。
  - 「影響が中くらいの事象」の発生頻度は、「低く」なければならない。
  - 「影響が小さな事象」の発生頻度は、低くなくとも(not unlikely)許容される。
- 頻度区分は、事業者が定義(NRCと合意)する。

## リスクマトリクス上に示した「性能要求」

頻度 影響	頻度区分1 極めて低い	頻度区分2 低い	頻度区分3 低くない
影響区分3 大	3 許容可	6 許容不可	9 許容不可
影響区分2 中	2 許容可	4 許容可	6 許容不可
影響区分1 低	1 許容可	2 許容可	3 許容可

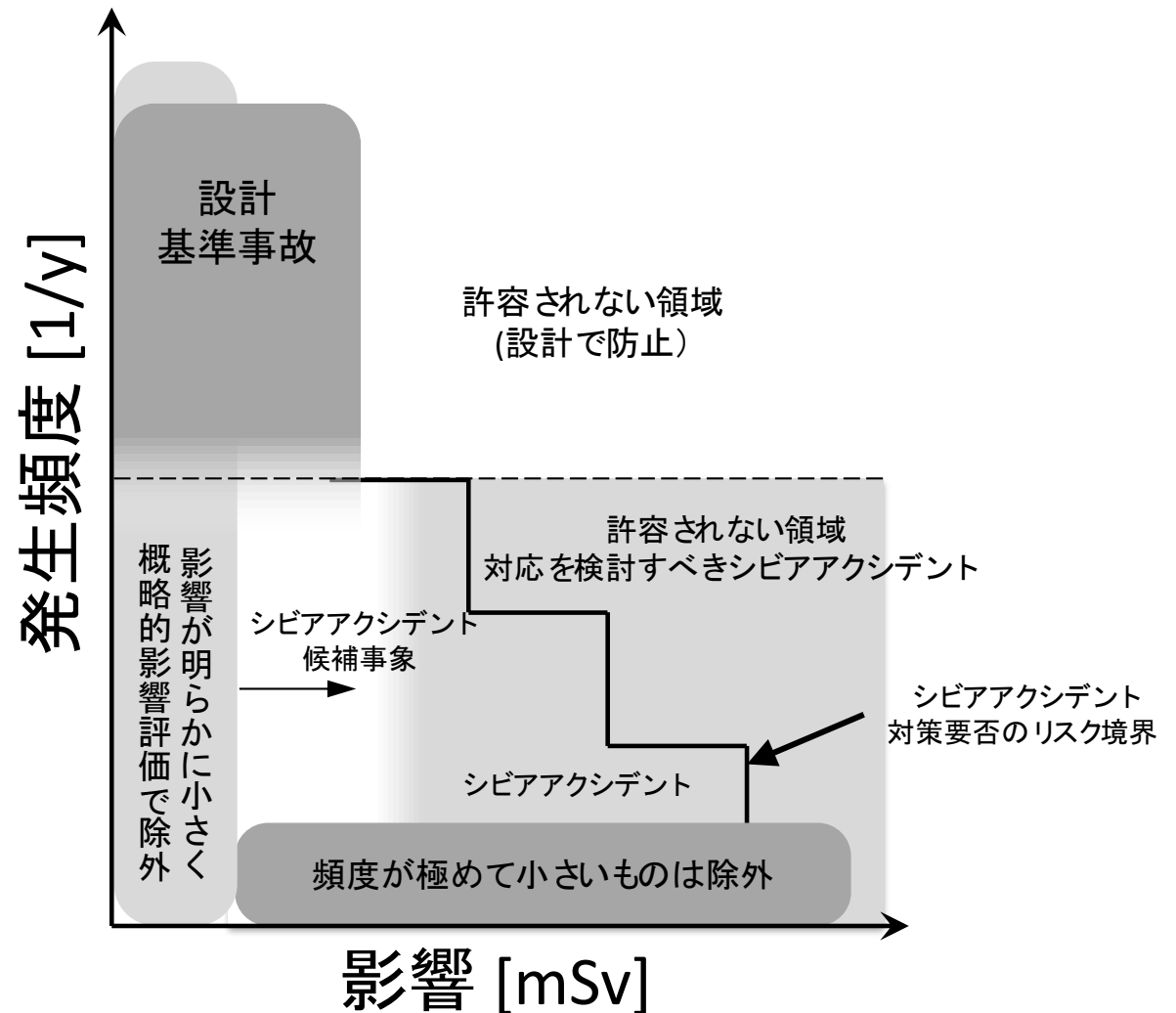
## 「影響区分」(10 CFR 70.61)

- 「従事者」、「公衆」、「環境」の各々について定義。化学的影響についても定義されている(以下は放射線のみ記載)。

影響度	従事者	公衆	環境
影響区分3	1Sv以上	0.25Sv以上	
影響区分2	1Sv以下 0.25Sv以上	0.25Sv以下 0.05Sv以上	10CFR20 App.B の表2の5000倍
影響区分1	上記以下	上記以下	上記以下

# 対応を検討すべきシビアアクシデント 選定基準の概念

- シビアアクシデントは、“設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故”であるから、**横の破線の下側のグラデーションを施した淡い灰色の領域**に位置する。
- 選定手順の「**概略的影響評価に基づくスクリーニング**」で、「**影響が小さい事故**」が除外され、「シビアアクシデント候補事象」が選別される。
- 「**リスク情報を活用した選定**」の段階で実施するリスク評価の結果から、「**頻度が極めて小さい事故**」は除外される。**それ以外の領域**において、シビアアクシデント対策の要否のリスク境界(階段状の実線)の右側の許容されない領域に位置する事故が、「**対応を検討すべきシビアアクシデント**」として選定される。

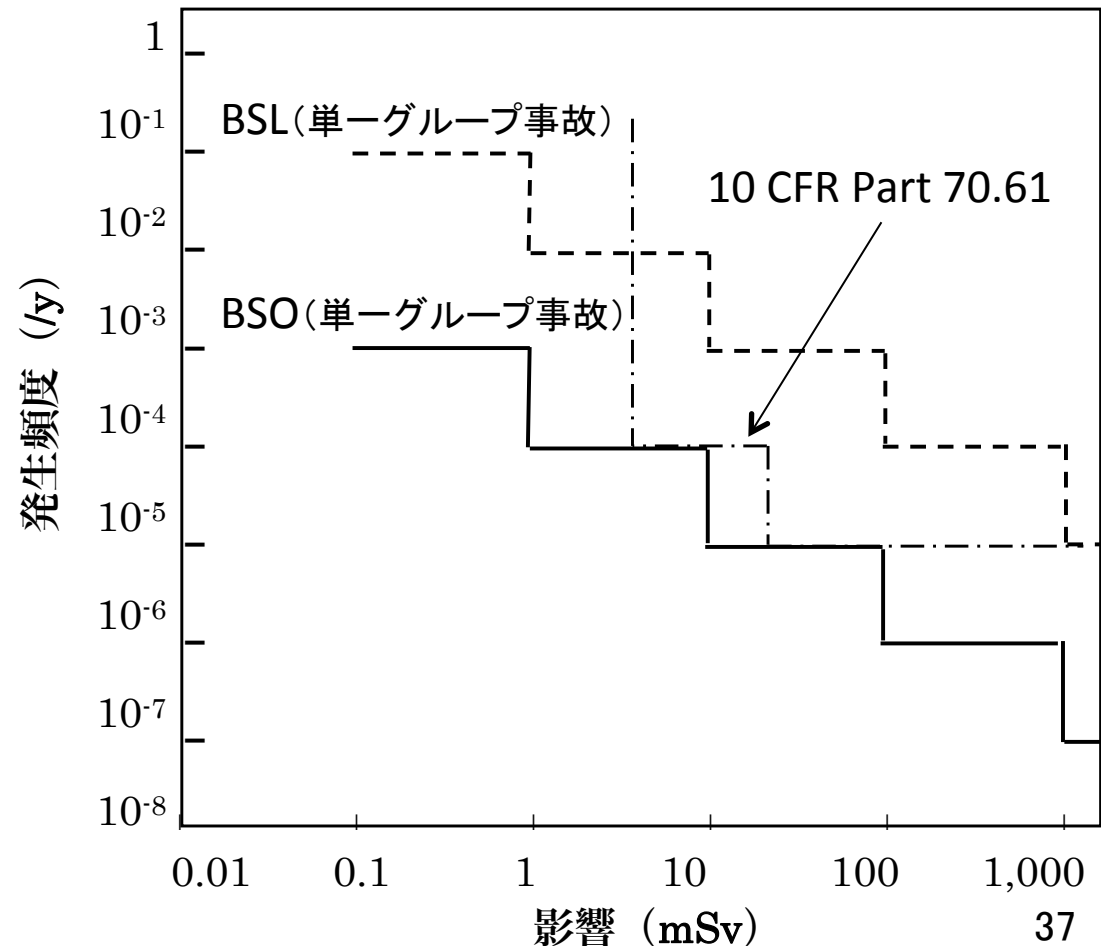




# 設計基準を超える領域に 2次元的な判断基準を導入する意義

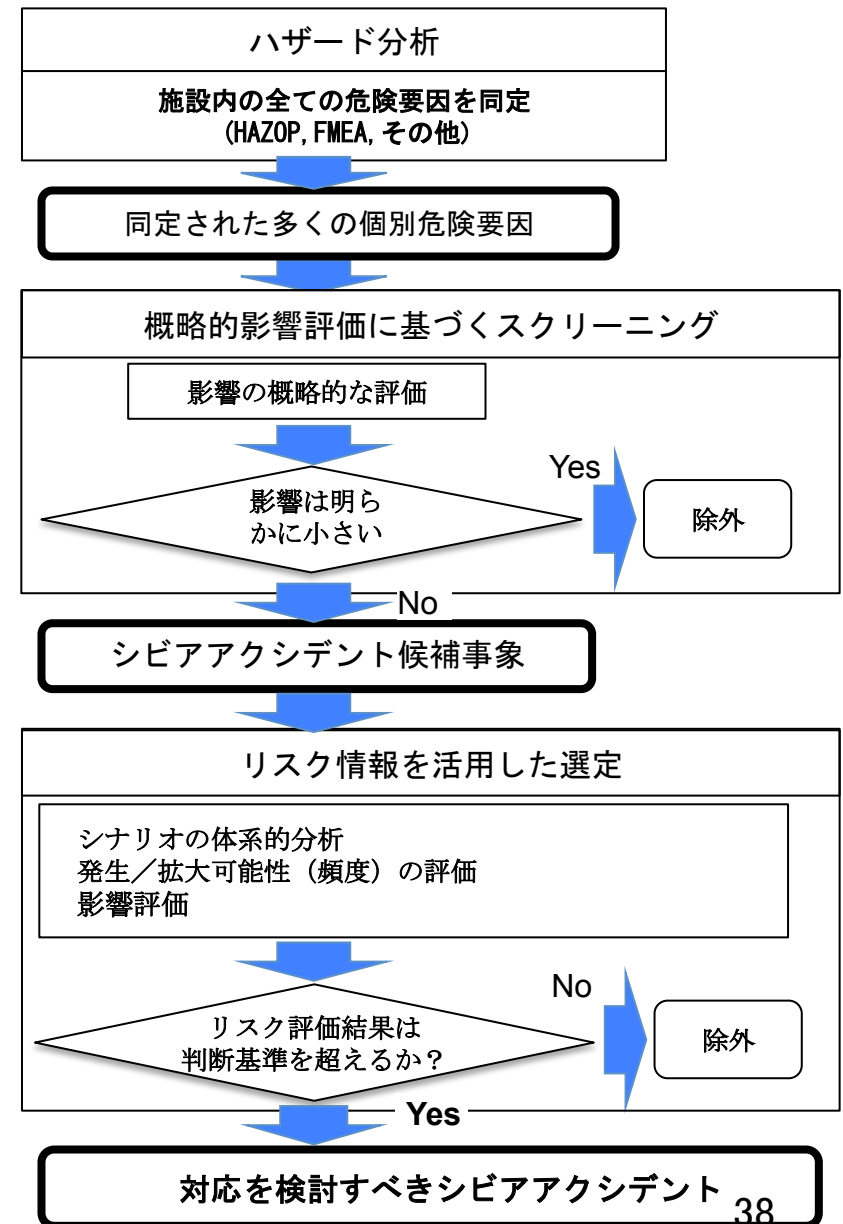
- 公衆の被ばく影響が幅広いスペクトルを有するサイクル施設において、規制機関が科学的合理性の高い安全規制を行う上で非常に有効である。
- 事業者が自主的に継続的安全向上を図る際に、影響の大きい事故へ手厚い対応を行うための目標を合理的に設定できる。
- このような基準は、グレーデッドアプローチ及びリスク情報活用の基本である。

英, 米のサイクル施設に対する  
判断基準の比較



# 4章 具体例への適用例

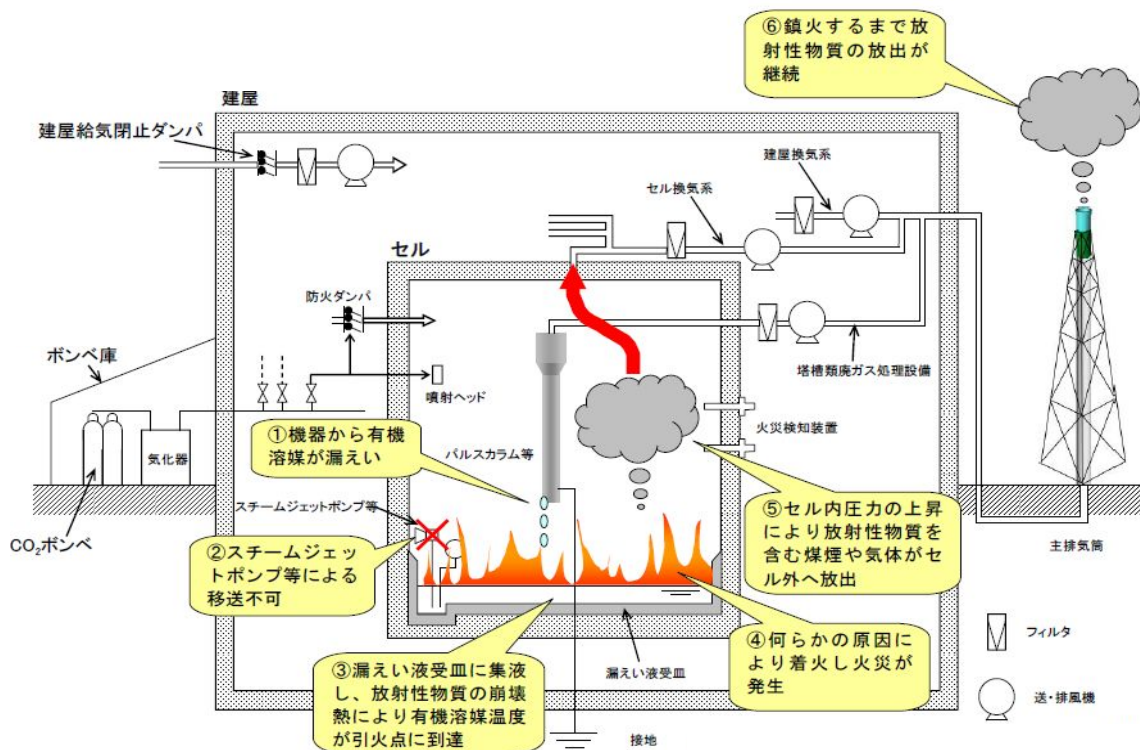
- ✓ 提案した選定手順に従って、具体的な事故評価例を参考としてシビアアクシデント評価を実施する上で必要となる方法論あるいは基本的考え方を整理
- ✓ 検討を行う上で必要でありながら欠けている技術的知見等の課題についても抽出し言及
- ✓ 再処理施設の特性を考慮して有機溶媒火災と臨界事故を例に検討



# ハザード分析

## 具体例への適用例

- ✓放射線／放射性物質の系外への移行を引起こす危険要因を抜け落ちなく抽出
- ✓発生が考え難い事象でも考慮したことを明示するため敢えて取上げ記録
- ✓有機溶媒, 臨界量以上の核燃料物質の存在 ⇒ **危険要因と同等**



### 有機溶媒火災進展の例

JNFL, “六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告【概要】”  
, 第8回核燃料施設等の新規性基準に関する検討チーム, 2013.6.11

### 再処理施設の特徴:

- 取り扱う核燃料物質の種類、量、その状態が様々な複数の工程に広く分布
- 有機溶媒や酸化還元剤等の化学的活性な物質が使用
- 形状管理や濃度管理等、異なる臨界管理が行われている工程が混在

# 具体例への適用例

## (有機溶媒火災への適用例)

	概略的な影響評価に基づくスクリーニング	<ul style="list-style-type: none"> <li>・影響緩和機能喪失でも平常時線量限度を超える恐れのない場合はSA候補対象外</li> <li>・高放射能を取扱う工程での事故はSA候補として選定(工学的判断)</li> </ul>
SA候補事象のリスク評価	シナリオの体系的分析	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災発生条件(漏えい, 加熱源存在, 着火源存在)の成立性 ⇒ 設備・運転管理情報, 外的事象情報に基づき事故シナリオを系統的に構築</li> </ul>
	発生の可能性(頻度)の評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・内的事象: 火災発生PRA結果例(旧BNFL, JNFL, JAEA) ⇒ 発生頻度: <math>10^{-6}/y</math>以下</li> <li>・外的事象: 内的事象で考慮しなかった動的・静的機器機能喪失を要検討</li> <li>・<b>機器の耐震クラスと関連付け損傷頻度を考慮する必要</b></li> <li>・<b>リスク評価精度向上には着火条件に係る科学的知見の整備が重要</b></li> </ul>
	拡大の可能性の評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃焼溶媒量, 消火操作(防火ダンパ閉止による窒息消火)に依存</li> <li>・HEPA機能(影響緩和策)の健全性評価が重要</li> <li>・地震時のHEPAを含む換気系を構成する静的機器機能喪失(低下) ⇒ <b>地震の強さと保持される機能の程度の関係の検討が必要</b> ⇒ <b>複数事象の重畳によるHEPA機能低下の関係の検討が必要</b></li> </ul>
	影響評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・五因子法を用いて評価</li> <li>・計算コード等による詳細解析によりLPFを設定することも有効</li> </ul>

# 具体例への適用例

## (臨界事故への適用例)

概略的な影響評価に基づくスクリーニング		<ul style="list-style-type: none"> <li>地震による核燃料物質の配置が想定されない場合はSA候補対象外</li> <li>遮へい(影響緩和策)がなければ放射線により従事者が大きな影響を被る恐れがあるため, SA候補として選定</li> </ul>
SA候補事象のリスク評価	シナリオの体系的分析	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界管理が損なわれると臨界に至る可能性</li> <li>⇒ a)内的事象(例:濃度管理失敗⇒誤移送)</li> <li>⇒ b)外的事象(例:地震により粉末が漏えい⇒水没, 地震による溶液漏えい)</li> </ul>
	発生の可能性(頻度)の評価	<p><b>a)内的事象:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>複数の臨界管理パラメータの組合せで臨界とみなす領域を臨界計算</li> <li>各々のパラメータの管理失敗により臨界に接近するかを分析</li> <li>分析結果をもとに管理失敗の種類・回数の組合せを考慮しシナリオ構築</li> </ul> <p>b)事象:設備情報を必要とするためここでは具体的分析は行わない。</p>
	拡大の可能性の評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界停止機構(人為的措置, 容器破損, 沸騰蒸発進行による体積減少・減速条件変化)を考慮し検討する必要</li> </ul>
	影響評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>従事者保護の観点が重要</li> <li>搭槽類換気停止の有効性について検討する必要</li> </ul>

# 具体例への適用例

## 課題の検討

### (有機溶媒火災)

- ✓ HEPA、建屋のフィラジリティ曲線とDF、損傷の関係づけ

### (臨界事故)

- ✓ 事故収束までの時間を考慮した核分裂数の導出  
⇒ 信頼性の高い動特性コード利用、データベース利用
- ✓ 放射性物質のリークパスの考慮(地震による建屋の損傷との関係)

## 5章 まとめ及び課題

### 5.1 リスク情報を活用したシビアアクシデント選定方法の提案

本報告書では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえたサイクル施設における安全の確保・向上を目的として、リスク情報活用を基本とした科学的合理性のあるシビアアクシデントの選定方法を検討し、提案した。

#### (1) シビアアクシデントの選定方法

図参照

#### (2) シビアアクシデントの判断基準

事故の発生可能性(頻度)と影響の2つの要素(リスク情報)を考慮した2次元判断基準を提案する。このような判断基準の利用は、IAEAの国際安全基準においても我が国の規制においても一般的に認められているグレーデッドアプローチの考え方そのものである。また、定量的な判断基準を用いることにより、どのような範囲に原子力施設のリスクを抑制しようとしているかを関係者が理解できる。

#### (3) グレーデッドアプローチの重要性

リスク情報を活用したグレーデッドアプローチの考え方は、単に異なる施設間に適用するだけでなく、同一施設であっても上記のように多くの事故間への適用が必要である。さらに言えば、原子力施設の安全確保活動全体に一貫して適用されるべき基本的考え方であり、今後のリスク評価手法の拡張により、一層の有用性が高まると期待できる。



## 5章 まとめ及び課題(続き)

### 5.2 リスク評価及びリスク情報活用に関する課題

#### (1) 地震等によるシビアアクシデントのシナリオ分析と発生可能性評価に係る課題

地震等を誘因とする外的事象の発生可能性(頻度)評価においては、発電用原子炉施設には既に学会標準があり適用が進みつつあるが、サイクル施設では適用経験が少なく、内的事象と異なる以下のような課題がある。

- ① 機器等の地震時フラジリティ評価
- ② 事故時の対応方策を考慮できるリスク評価手法及びデータの整備
- ③ 長期の事故管理を想定した場合の評価用データの整備

#### (2) シビアアクシデントの影響評価の重要性と課題

再処理施設は、発電用原子炉施設と同等の安全対策の要求が成されることが多い。リスクを重要な情報として、シビアアクシデントの選定、対策の検討及びその妥当性の評価・改善に用いる場合には、発生可能性(頻度)だけでなく影響を適切に評価する必要がある。



## 5章 まとめ及び課題(続き)

### (3) リスク評価対象外事象への考慮

シビアアクシデント選定方法は、潜在的影響を有する事故を洩れなく洗い出すための工夫がされているが、それにもかかわらず洩れた事故及びシナリオの特定や評価が難しいテロ等についても対応する必要がある。これらを考慮して、柔軟性及び融通性を有する対応を考える必要がある。

### (4) 継続的安全性向上へのリスク情報の活用

本報告書で提案したリスク情報を活用したシビアアクシデント選定方法は、グレーデッドアプローチの考え方に基づいて、公衆及び環境保護の面で真に重要な対策に優先度を与えるために役立つと考えられるが、これに加えて、安全確保の最適化を図り、科学的合理性の高い安全性向上につなげることができれば一層効果的なものとなる。そのためには、安全規制や運転管理におけるリスク情報の効果的な活用方法を検討することが重要である。具体的には、安全機能の重要度分類、耐震重要度分類、シビアアクシデント対策の改善、教育訓練等への活用が考えられる。