

再処理施設および MOX 燃料加工施設における  
安全性向上評価の取組みについて

2024 年 1 月 24 日

日本原燃株式会社

本資料は、2023 年 11 月 1 日に提出した資料から以下の点を変更したものです。

- 本文、別紙および参考の修正（修正箇所を下線にて示す）
- 別紙-5 の 2023 年 10 月～12 月実績の追加
- 別紙-6 の新規追加

## 目 次

1. はじめに	1
2. 安全性向上の取組方針および取組事項	1
(1) 基本方針	1
(2) 優先的な取組事項	1
3. 安全性向上評価の取組方針	3
(1) 基本方針	3
(2) リスク評価および安全裕度評価に係る実施方針	3
(3) 実施体制	11
4. 安全性向上評価届出書への記載方針	15

## 別紙一覧

別紙－1 再処理施設において優先的に検討する追加措置による効果等	21
別紙－2 自主的に講じた措置の計画・実施・評価とガイド記載項目との関係	22
別紙－3 決定論的評価およびリスク評価における被ばく線量の取扱いについて	23
別紙－4 再処理施設のリスク評価における運転時の異常な過渡変化および設計基準事故の扱いについて	25
別紙－5 再処理施設におけるリスク評価の実施内容および進捗状況について	29
別紙－6 <u>MOX 燃料加工施設のリスク評価における設計基準事故の扱いについて</u>	<u>53</u>
別紙－7 <u>MOX 燃料加工施設におけるリスク評価の実施内容および進捗状況について</u>	<u>55</u>

## 1. はじめに

再処理施設および加工施設（ウランのみを取り扱う加工施設を除く。以下、「MOX 燃料加工施設」という。）を有する事業者は、新規制基準のもとで次に示す責務を有する。

○再処理施設および MOX 燃料加工施設の性能が技術上の基準に適合するように再処理施設および MOX 燃料加工施設を維持すること

○再処理施設および MOX 燃料加工施設における安全に関する最新の知見を踏まえつつ、安全性の向上に資する設備または機器の設置、保安教育の充実その他必要な措置を講ずること（必要な措置には、操作手順の改善、重大事故時における設計基準設備の利活用による対策の信頼性向上等の保安上の措置を含む。）

これらの責務を果たすため、当社は継続的な安全性の向上に取り組み、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第50条の4の2及び第22条の7の2に基づき、再処理施設および MOX 燃料加工施設を対象とする安全性向上評価により取り組みの実施状況およびその有効性について、調査および評価を行い、原子力規制委員会へ届出を実施する。

再処理施設および MOX 燃料加工施設の安全性向上評価の実施内容を検討するにあたり、新規制基準適合性に係る審査において明確になった各施設の安全上の特徴を踏まえ、更なる安全性向上に向けた取組方針を検討し、優先的に取り組むべき事項を検討した。そのうえで、再処理施設および MOX 燃料加工施設の特徴を踏まえた安全性向上評価の実施内容を検討するとともに、届出書への記載内容について検討した。本資料は、これらの検討結果をまとめたものである。

## 2. 安全性向上の取組方針および取組事項

### (1) 基本方針

「1. はじめに」に示す事業者の責務を果たすため、規制要求を満たすことに留まることなく、自主的かつ継続的に、再処理施設および MOX 燃料加工施設の安全性向上に資する取組を実施する。また、再処理施設および MOX 燃料加工施設の新規制基準適合性に係る審査において明確になった施設の安全上の特徴を踏まえ、事故時のみならず、平常時にも着目した取組を進める。

### (2) 優先的な取組事項

#### a. 新規制基準適合性に係る審査の経験により明らかになった施設の安全上の特徴

##### (a) 再処理施設

再処理施設では大量の放射性物質を分散可能な形態で取り扱うことから、万が一、事故が発生した場合の潜在的な影響は大きいものの、新規制基準適合に係る事業変更許可においては重大事故が発生した場合にも一般公衆に対する被ばく線量を可能な限り低減できるよう対策を講じることとし、その結果、重大事故に対する拡大防止対策を講じることによって大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）

は 1E-3TBq オーダーと極めて低いことを確認した。

一方、再処理施設においては、放射性物質を非密封で取り扱うことから、使用済燃料の再処理の実施により平常時においても大気中への放射性物質の放出を伴うことおよび一部の工程において放射線業務従事者がグローブボックス等を介して近距離で核燃料物質等を取り扱うとの特徴を有する。

#### (b) MOX 燃料加工施設

MOX 燃料加工施設の重大事故（核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失）は、技術的な想定を超えた条件の下で複数の偶発的な事象の同時発生を仮定した、現実には起こるとは考え難い事故である。

また、万が一、重大事故が発生したと仮定した場合においても、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）は 9E-7TBq、一般公衆の被ばく線量は約 5E-5mSv であり、平常時<sup>1</sup>も含め一般公衆への影響はわずかであることを確認した。

一方、MOX 燃料加工施設においては、放射線業務従事者がグローブボックス等を介して近距離で核燃料物質等を取り扱うとの特徴を有する。

#### b. 施設の安全上の特徴を踏まえた優先的な取組事項

上記 a. を踏まえて、以下に優先的に取り組む。

##### (a) 再処理施設

重大事故のリスク低減に資する活動に限らず、平常時を含み広く改善策を講じていくことが施設全体の安全性向上に資すると考えられ、現時点において考える優先的に検討していく項目は以下のとおり。自主的に講じる追加措置により期待される効果等について、別紙-1 に示す。なお、今後実施する安全性向上評価における保安活動の実施状況の調査・分析、リスク評価、安全裕度評価等を踏まえ、取組方針、取組事項を決定していくものとする。

- ① 長期冷却燃料の処理を優先する運用検討
- ② 高レベル廃液、Pu 濃縮液の保有量管理（抑制）に係る運用検討
- ③ 重大事故等対処手順における操作信頼性向上の検討

また、上記の他、再処理施設の安全上の特徴や上記①～③の取組状況を考慮しつつ、放射線業務従事者に対する被ばく線量の低減に係る安全性向上にも取り組んでいく。

##### (b) MOX 燃料加工施設

重大事故時および平常時の一般公衆へのリスクが十分に低いレベルにあることを踏まえるとともに、放射線業務従事者がグローブボックス等を介して近距離で核燃料物質等を取り扱うとの特徴を有することから、放射線業務従事者に対する被ばく線量の低減に係る安全性向上に優先的に取り組む。

---

<sup>1</sup> 周辺監視区域境界における空気中の放射性物質の濃度は線量告示に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度の 1 万分の 1 以下であり、平常時の一般公衆の被ばく線量は極めて低い

### 3. 安全性向上評価の取組方針

#### (1) 基本方針

当社は、再処理施設および MOX 燃料加工施設の安全性向上評価として、施設のより一層の安全性向上に資することを目的に、施設の最新の状態を把握した上で、保安活動ならびに上記 2. に示す安全性向上の取組の実施状況および有効性等について、調査および評価を行い、評価結果を踏まえ施設に係る安全について継続的な改善の方向性を示す。また、再処理施設および MOX 燃料加工施設の安全性向上評価は、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド（改正 令和 5 年 3 月 2 9 日原規規発第 2303291 号原子力規制委員会決定）」（以下、「運用ガイド」という）を参照して実施する。運用ガイドにおけるリスク評価及び安全裕度評価については、上記の観点から a. ～b. のとおり実施する。

なお、第 1 回目の評価時期については、使用前確認証の交付を受けた時点の状態を対象として、その時点で評価可能な内容を整理し、当該使用前確認証の交付を受けた日から 6 ヶ月以内に評価を実施する。

#### a. 再処理施設および MOX 燃料加工施設を対象とするリスク評価

再処理施設では、重大事故を対象とした確率論的リスク評価（以下、「PRA」という）を実施する。段階的な評価の進め方、実施スケジュール等の詳細は、(2) リスク評価および安全裕度評価に係る実施方針に示す。

MOX 燃料加工施設では、重大事故（核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失）は、技術的な想定を超えた条件下で発生を仮定しており、事故リスクの定量化が困難であるため、自主的な追加措置に係る安全対策の信頼性についてフォールトツリーを活用してリスク評価を実施する。

また、一般公衆および放射線業務従事者に対する被ばく線量低減の取組みに対する効果の確認に係る評価を実施する。

#### b. 再処理施設を対象とする確率論的な手法を取り入れた安全裕度評価

発電炉の安全性向上評価では、安全裕度評価において、確率論的な考え方（PRA におけるフラジリティ評価）を取り入れている。再処理施設では、発電炉と同様に、リスク評価として PRA を実施する。このため、再処理施設を対象とする安全裕度評価においても、発電炉と同様に確率論的な考え方を取り入れた手法で評価を行う。なお、PRA の整備には時間を要することから、整備以前は、決定論的な手法により評価を行う。

PRA を実施しない MOX 燃料加工施設については、決定論的な手法により評価を行う。

#### (2) リスク評価および安全裕度評価に係る実施方針

上記 (1) の基本方針を踏まえて実施する再処理施設および MOX 燃料加工施設の安全

性向上評価のうち、安全性向上のために自主的に講じた措置の調査および分析として実施するリスク評価および安全裕度評価の具体的な実施方針を以下に記載する。なお、その他項目を含む届出書への記載方針は4. に示す。

a. リスク評価

(a) リスク評価の目的

○再処理施設

重大事故の防止に係る措置の脆弱点を同定(相対的にリスクへの寄与割合の大きい機器等を特定)し、安全性向上の具体的な取組項目に繋げることおよび自主的に講じた措置によるリスクの低減度合の確認ならびに平常時の被ばく線量の低減度合の確認。

なお、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の取り扱いについては別紙-4 に示す。

○MOX 燃料加工施設

重大事故に係る自主的に講じた措置による安全対策の非信頼度の低減度合および自主的に講じた措置による被ばく線量の低減度合の確認等。

なお、設計基準事故の取り扱いについては別紙-6 に示す。

(b) リスク評価の実施内容

重大事故時および平常時に対するリスク評価の実施内容について以下に示す。

なお、重大事故時および平常時の被ばく線量の取扱いに関する補足を別紙-3 に示す。

ア. 重大事故時に対する評価

(ア) 誘因事象

○再処理施設

再処理施設の重大事故では、プール水冷却系の配管の全周破断、動的機器の多重故障(多重誤作動又は多重誤操作)、長時間の全交流電源の喪失を要因とする内的事象および外的事象である地震、火山の影響(降下火砕物によるフィルタの目詰まり等)による発生を仮定しているが、発電炉でのリスク評価の実績を踏まえ、内的事象および地震を対象とする。地震以外の外的事象については、敷地特性や施設設計を踏まえ実施の必要性を分析するとともに、リスク評価手法の整備状況に応じて評価を進める。

○MOX 燃料加工施設

MOX 燃料加工施設の重大事故では、動的機器の多重故障を要因とする内的事象および外的事象である地震による発生を仮定していることから、内的事象および地震を対象とする。地震に対しては、まず(2) b. に示す安全裕度評価により機器等の耐震裕度を算出した上で、内的事象に対して作成したフォールトツリーの構造から評価される基事象と頂上事象の因果関係の強さ(フ

オールトツリ一解析の構造重要度)を踏まえ、安全性向上対策の優先度について検討する。地震以外の外的事象については、敷地特性や施設設計を踏まえ実施の必要性を分析するとともに、リスク評価手法の整備状況に応じて評価を進める。

#### (イ) 評価事象

重大事故の起因との関係を踏まえ、内的事象、地震を誘因事象とする評価事象は以下のとおりとする。

#### ○再処理施設

##### ▶内的事象

冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷(以下、「SFP」という。)、有機溶媒等による火災または爆発(以下、「TBP」という。)、臨界

##### ▶地震

冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失、SFP

#### ○MOX 燃料加工施設

##### ▶内的事象、地震

核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失

#### (ウ) 評価手法

再処理施設および MOX 燃料加工施設では、仮定した重大事故の発生可能性の程度が異なるため、それぞれの施設に適した方法によりリスク評価を実施する。

なお、内的事象および地震を対象としたリスク評価の実施に際しては、日本原子力学会標準「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準:2018」(AESJ-SC-P011:2018)を参考とする。

#### ○再処理施設

新規制基準適合性に係る審査において冷却機能の喪失等の事象は技術的な想定の下で重大事故の発生を仮定している。また、臨界等の技術的な想定を超えた条件で発生を仮定する事象においても、複数の動的機器の多重故障、運転員の多重誤操作等により発生を仮定した事象であることから、発電炉と同様に PRA 手法を用いたリスク評価を実施する。

なお、内的事象 PRA および地震 PRA の関係についての概要を参考-1 に示す。

#### ○MOX 燃料加工施設

新規制基準適合性に係る審査において核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失は、技術的な想定を超えた条件の下で複数の偶発的な事象の同時発生を仮定した、現実には起こるとは考え難い事故であり、発生頻度の定量化が困

難である。このため、重大事故に係る安全対策を対象に、フォールトツリーを活用したリスク評価を実施する（評価イメージを参考-2に示す）。

(エ) 評価指標

○再処理施設

事故によって放射性物質が大気に放出されるシナリオの発生頻度、発生頻度と影響の積（リスク）、FV重要度およびRAW等を用いる。

上述のリスクの算定として用いる影響は、事故によって放出される放射性物質が一般公衆に及ぼす被ばく線量[Sv]とし、発生頻度[1/年]との積で算定されるリスクを[Sv/年]の単位で評価する。

なお、事業変更許可における重大事故時の有効性評価においては、セシウム-137換算放出放射エネルギー[Bq]を評価し、一般公衆への被ばく線量[Sv]の評価は実施していないことから、被ばく線量[Sv]についても示す。

○MOX燃料加工施設

重大事故に係る安全対策の非信頼度（着目する安全対策の自主的に講じた措置による効果を評価）等を用いる。

また、再処理施設と同様に、被ばく線量[Sv]についても用いる。

(オ) 実施スケジュール

○再処理施設

再処理施設のPRA実施スケジュールを図1に示す。再処理施設のPRAについては、これまで本格的に実施した実績がなく、諸課題を解決しながらの実施には相当の期間を要するため、事象別に優先度を定め、順次評価を進めていく。

具体的には、冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失の2事象をグループ1として優先的に整備を行い、その他の事象（臨界、TBP、SFP）については、グループ2としてグループ1のPRA整備後に評価を実施する予定である。また、各重大事故について、先行して内的事象PRAを実施した後、内的事象PRAで整備したインプット情報および事故シナリオをベースに地震PRAを実施する。

なお、冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失の2事象のPRAを優先する理由は以下のとおり。

▶臨界およびTBPは、事業変更許可の安全審査において重大事故の発生を仮定する際の条件の下では事故の発生は想定されないが、技術的な想定を超えた条件の下で事故の発生を仮定した事象である。また、冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失と比較し、事故時に大気中へ放出される放射性物質質量も少ない。

▶SFPは、現在保有する燃料集合体の発熱量が低いため、冷却機能の喪失か



らプール水の沸騰まで 1 日以上の間余裕があると評価している。さらに、仮に沸騰に至っても放射性物質が物理的に被覆管で閉じ込められている状態である。このため、非密封で放射性物質を扱う設備で発生する冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失に比べ影響が顕在化する可能性が小さい。なお、SFP については、同様の設備を有する発電炉での実施状況に応じて評価を進めることとし、発電炉の動向を適宜、確認する。

2024 年度以降、6 年程度かけて重大事故の一連の評価を段階的に実施し、重大事故毎、誘因事象毎にはじめの評価から 5 年毎または大規模工事等によってリスクに大きな変動が見込まれる場合等に再評価を行う。なお、5 年毎に行う再評価については、再処理施設における重大事故のリスクを一体として評価する観点から、各重大事故の PRA について同時期に評価を実施していくことについても検討する。

また、重大事故時の放射性物質の放出による被ばく線量評価については、第 1 回目の届出において、事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る放射性物質の放出量に基づく被ばく線量を評価し、その後は、自主的に講じた追加措置により放射性物質の放出量等の低減が見込める場合に評価する。この被ばく線量の評価においては不確かさを考慮する。

当面整備を進める PRA（冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失の内的事象 PRA）等の実施内容および進捗状況について別紙－5 に示す。

#### ○MOX 燃料加工施設

第 1 回目の届出は、評価時点における重大事故対処設備に対するフォールトツリーを機器レベルで詳細化し、評価の前提となる故障率を整理した結果を示す。また、事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る被ばく線量を評価する。

第 2 回目以降の届出では、自主的に講じた措置を考慮したフォールトツリーの見直しによる非信頼度の差異等を評価し、自主的に講じた措置の効果について記載する。また、自主的に講じた措置により放射性物質の放出量等の低減が見込める場合に被ばく線量を評価する。この被ばく線量の評価においては不確かさを考慮する。

継続的な見直しとして、はじめの評価から 5 年毎または大規模工事等によってリスクに大きな変動が見込まれる場合等に再評価を行う。

実施内容および進捗状況について別紙－7 に示す。

#### イ. 平常時に対する評価

##### ○再処理施設

一般公衆および放射線業務従事者に対する被ばく線量低減の取組みに対する効果の評価を実施する。これらの評価においては、不確かさを考慮する。

なお、第1回目の安全性向上評価では、平常時においても大気中への放射性物質の放出を伴うとの施設の特徴を踏まえ、平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量を整理し、安全性向上のための追加措置の方向性を検討する。

実施内容および進捗状況について別紙-5に示す。

○MOX燃料加工施設

平常時の一般公衆へのリスクが十分に低いレベルにあることおよび放射線業務従事者がグローブボックス等を介して近距離で核燃料物質等を取り扱うことを考慮し、平常時における放射線業務従事者に対する被ばく線量低減の取組みに対する効果の評価を実施する。この評価では、不確かさを考慮する。

実施内容および進捗状況について別紙-7に示す。

		2021年度	2022年度	2023年度	2024年度	2025年度	2026年度	2027年度	2028年度	2029年度	2030年度
安全性向上評価届出時期					▽しゅん工 ▽初回	▽2回	▽3回	▽4回	▽5回	▽6回	▽7回
内的 (グループ1)	冷却機能の喪失 水素掃気機能の喪失	内的事象PRA						届出	届出		
内的 (グループ2)	その他事象 (臨界等)						臨界	TBP			届出
							SFP※1				
地震	冷却機能の喪失 水素掃気機能の喪失 SFP						地震PRA				

図1 再処理施設 PRA 実施スケジュール

b. 安全裕度評価

(a) 目的

設計上の想定を超える外的事象等に対する潜在的な脆弱性を明らかにし、安全性向上の具体的な取組項目に繋げる。また、重大事故の発生を防止する措置の有効性を確認する。

(b) 誘因事象

地震、その他自然現象、その他自然現象との重畳、内の事象とする。なお、その他自然現象および内の事象に関しては、設計の前提条件、設計想定を超える状況に至る可能性等を踏まえ評価の必要性を検討する。

(c) 評価事象

○再処理施設

冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失、SFP を対象とする。なお、臨界、TBP は、重大事故の特定において外的事象での発生は想定されず、また、内の事象においても技術的な想定を超えた条件下で事故の発生を仮定した事象であることを踏まえ、設計上の想定を超える条件での検討の必要性を確認する。

○MOX 燃料加工施設

核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失を対象とする。

(d) 評価指標

○地震

重大事故対策が不成立となる地震規模・脆弱性の特定とする。

○その他自然現象および内の事象

自然現象の特性等に応じて設定する。

(e) 評価手法（以下補足参照）

地震を誘因事象とする安全裕度評価については、施設の特徴を踏まえ下記のとおり実施する。なお、下記のいずれの手法においても、事故シナリオの同定等の一連の安全裕度評価のステップは、基本的に発電炉と同様に実施する。その他自然現象および内の事象を誘因事象とする評価については、評価対象とする誘因事象の特性等を考慮の上、適切な手法で評価を行う（ハザード発生頻度分析、影響度分析等。内の事象に関しては、設計の前提条件、設計想定を超える状況に至る可能性等を踏まえ評価の必要性を検討する。）。

○再処理施設

決定論的な手法（補足①参照）および確率論的な考え方を取り入れた手法（補足②参照）により評価を実施する。

○MOX 燃料加工施設

決定論的な手法により評価を実施する。

(f) 実施スケジュール

## ○再処理施設

### ▶地震 PRA の整備前

再処理施設に対する確率論的な考え方を取り入れた安全裕度評価は、地震 PRA にあわせて整備するデータを用いて実施することから、地震 PRA の整備完了にあわせた届出を予定している。このため、地震 PRA 整備前は、しゅん工時点で施設の状態を把握し、効果的と考えられる重大事故対策の信頼性向上に向けた検討を実施する目的で、決定論的な手法により評価を実施する。

### ▶地震 PRA の整備後

確率論的な考え方を取り入れた手法により評価を実施する。

継続的な見直しとして、はじめの評価から 5 年毎または大規模工事等によって安全性裕度評価結果に大きな変動が見込まれる場合等に再評価を行う。

## ○MOX 燃料加工施設

決定論的な手法により評価を実施する。

継続的な見直しとして、はじめの評価から 5 年毎または大規模工事等によって安全性裕度評価結果に大きな変動が見込まれる場合等に再評価を行う。

(補足)

### 補足①決定論的な手法について

重大事故の発生および拡大防止に関連する設計基準設備、重大事故等対処設備の耐震裕度を決定論的な手法により評価し、地震動レベルに応じて施設がどのような状態となるかを分析するとともに、効果的と考えられる重大事故対策の信頼性向上に向けた検討を実施する。

耐震裕度は、以下に示す情報等を使用して評価を行う。

- ・ 事業変更許可で整備したフォールトツリー
- ・ 設工認の耐震計算に基づく許容応力/発生値

### 補足②確率論的な考え方を取り入れた手法について

重大事故に至る進展をイベントツリーで構築し、関連する機器等の耐震裕度から重大事故対策が不成立となる地震規模を特定する。

耐震裕度は、地震 PRA で用いるフラジリティ評価を活用する。

なお、地震 PRA ではリスクを指標として相対的にリスクへの寄与割合の大きい機器等を脆弱点として特定するのに対し、安全裕度評価では、耐震性の観点から設備の潜在的な脆弱性を特定し、改善につなげる。

## (3) 実施体制

以下に再処理施設を例として、保安規定に定める保安活動のプロセス、定期的な評価のプロセスとの関係を踏まえた、安全性向上評価の実施体制および評価の実施プロセスを示す。なお、MOX 燃料加工施設においても再処理施設と同様の実施体制および評価の実施プロセスにより、安全性向上評価に取り組む。

a. 安全性向上評価について

安全性向上評価は、施設のより一層の安全性向上に資することを目的に、最新の施設の状態を把握した上で、安全性向上の取組みの実施状況および有効性について調査および評価を行い、その評価結果を基に安全について継続的な改善の方向性を示していくものである。

また、安全性向上評価では、定期安全レビュー（PSR）での評価項目である保安活動の実施状況の評価に加え、安全性向上評価として新たに内的事象、外的事象に対するリスク評価、安全裕度評価等を実施し、それらの結果を安全性向上の取組みに活用していく。

安全性向上の取組みについては、保安規定に基づく保安の組織にて、再処理施設保安規定第5条の品質マネジメントシステム計画に基づき、PDCA サイクルを回していくことで、施設の安全性の向上を図る。これらの活動については、保安の組織の各職務分担に応じて実施する。

(a) 保安規定に定める保安活動のプロセス

○ 保安規定に定める保安活動のプロセス（小さなプロセス）

品質マネジメントシステムにおける評価改善プロセスで実施しているものとしては、保安規定に定める保安活動が挙げられ、これらの業務プロセスとしては、品質マネジメントシステム計画に基づき、個別業務計画（7.1）を作成し、品質マネジメントシステムに基づく体制（保安に関する組織）における担当課が業務を実施するとともに（7.5）、評価（8.4）、改善（8.5）を実施している。

なお、評価・改善にあたっては、不適合に伴う是正処置、未然防止処置等を通じて実施する。

○ 再処理施設の定期的な評価のプロセス（大きなプロセス）

年1回以上の頻度で実施するマネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの実効性を評価し、保安活動の改善に必要な措置を講じるために品質マネジメントシステムの評価を行う。

再処理施設の定期的な評価（保安規定第124条）のプロセスとしては、担当課における上記の取組状況等について、10年を超えない期間ごとに、「再処理施設における保安活動の実施状況」および「再処理施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況」について、担当課が調査、評価を行い、安全確保上必要な措置または安全性、信頼性の向上の観点から有効な追加措置の抽出を行い、個別報告書を作成している。

安全性向上評価では、上記の安全性向上の取組状況および最新の施設の状態等に基づき実施するリスク評価等の結果を基に、技術的な観点からの総合的な評価を行い、その評価結果から施設全般の安全性向上に資する追加措置を抽出し安全性向上活動につなげるものである。その位置付けは、上述の定期安全レビ

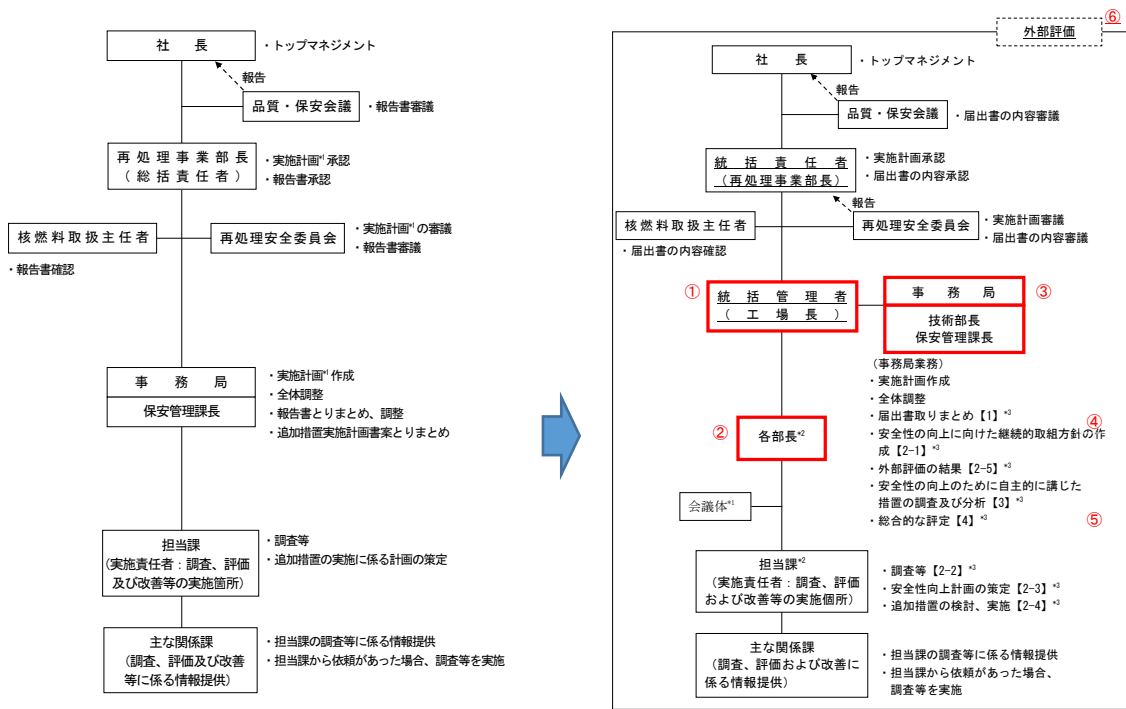
ュー（PSR）を拡張したものであり、リスク評価等の新たな評価が必要であるとともに、対象範囲が使用済燃料受入・貯蔵施設から再処理施設全体に広がることから、定期安全レビューの実施体制を基本に統括管理者（工場長※）の新設等、強化した体制で実施する。なお、これらの体制を含む安全性向上評価の実施計画は、品質マネジメント文書の一部として制定する。

※実施体制における統括管理者は統括責任者を補佐する任務を担うため、総括責任者が任命する者が適任である。再処理施設の安全性向上評価に係る統括管理者は施設全体の安全性を見る観点から、運転・保全部門の業務全体を統括するとともに品質保証部門等のレビューを受けて、再処理施設の保安を統括する再処理工場長が適任であると統括責任者が判断し任命した。

b. 安全性向上評価の実施体制およびプロセス

上記を踏まえた安全性向上評価の実施体制およびプロセスについて以下に示す。

- (a) 安全性向上評価は、社長をトップとした品質マネジメントシステムに基づく体制（保安に関する組織）により実施する。
- (b) 安全性向上評価の実施体制および役割分担を図2に示す。
- (c) 統括責任者（再処理事業部長）の下に、実務的な統括管理を行う者として統括管理者（工場長）を置き、その指示により、担当課が保安規定に定める保安活動への取組状況の調査等を行い、追加措置を検討するとともに、計画を策定し、実施する。また、技術本部における担当課も同様に調査および評価等を実施する。
- (d) 事務局である技術部長、保安管理課長は、技術本部も含め、これらの活動状況をまとめるとともに、安全性向上評価に関する現行運用ガイド[MOX・再処理]で追加されたリスク評価、安全裕度評価等の評価結果も踏まえた、安全性向上に係る追加措置および総合的な評定（安全性向上計画を含む）を届出書として取りまとめる（品質保証部長が、品質マネジメントシステム全体の補佐を行うのに対し、原子力安全管理の観点での安全性向上評価の取りまとめを実施）。
- (e) 安全性向上評価の結果等については、外部評価を受けるとともに、再処理安全委員会の審議、核燃料取扱主任者の確認、品質・保安会議の審議を経て、再処理事業部長の承認を受け、原子力規制委員会へ届出を実施する。
- (f) 社長は、品質・保安会議での届出書の内容の審議結果が報告されるとともに、取組状況について、マネジメントレビューのインプット情報として報告される。
- (g) これらの安全性向上評価の実施体制、役割分担、プロセス等については、今後、実施計画書を事務局である保安管理課長が作成し、再処理安全委員会の審議を受け、再処理事業部長の承認を受け新規制定する。



\*1：再処理事業所 再処理施設保安規定 第124条第1項に基づく計画

\* 1：必要に応じて設置  
 \* 2：再処理事業所 再処理施設保安規定別図1の各部長、各課長  
 \* 3：【 】内に安全性向上評価ガイドの項目番号を示す。

現行（定期的な評価）の実施体制

安全性向上評価の実施体制（案）

図2 再処理施設の安全性向上評価の実施体制

c. 「定期安全レビュー」と「安全性向上評価」との実施体制の比較

図2の①～⑥の解説を以下に示す。

- ① 統括管理者（工場長）を新たに設置（事業部全体としての実務的な統括管理）
- ② 担当課の業務を統括するものとして各部長を明記
- ③ 事務局は、安全性向上評価の全体調整等を行うが、担当課とは上下関係がないことから、記載の適正化の観点からの体制見直し
- ④ 事務局は、安全性の向上に向けた継続的取組方針を作成
- ⑤ 事務局は、安全性向上に係る活動の実施状況の評価、リスク評価、安全裕度評価等について、主体となり、担当課および主な関係課の協力を得ながら実施
- ⑥ 安全性向上評価の結果等について、より専門的・技術的観点から議論を深めることを目的として、外部有識者（4名を予定）から客観的かつ第三者的な視点で外部評価を受ける。

（補足）

使用済燃料の受入れ・貯蔵に係る施設（以下、F施設）は、安全性向上評価の第1回届出までは、従来の定期的な評価（保安規定第124条）の対象となる。安全性向上評価では、従来の定期的な評価項目に加え、リスク評価等の評価項目が追加となるとともに、対象範囲がF施設から再処理施設全体に広がることで設備や組織



の範囲が拡大されることとなるが、再処理施設の安全性向上評価に含めて実施することとする。

#### 4. 安全性向上評価届出書への記載方針

現時点における安全性向上評価の評価内容および記載事項に対する記載方針について、表-1 に示す。

表-1 運用ガイド[再処理・MOX]-の項目と記載事項との関係

運用ガイド[再処理・MOX] <sup>2</sup>	記載事項	記載事項の補足
1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲の評価時点における施設の状態	安全性向上評価の対象範囲を明確にするため、以下の項目について説明する。	—
1-1 施設概要	本届出に係る施設の概要（設置の経緯、施設および設備の概要、運転実績、施設に係る組織等）を記載する。	評価時点における許認可図書等をベースに整理する。 【許認可図書】
1-2 敷地特性	施設を設置する工場または事業所の所在地の特性（気象、地盤、水理、地震、津波、火山、外部火災、社会環境等）を記載する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事業指定/許可申請書</li> <li>・事業変更許可申請書</li> <li>・設計及び工事の計画の認可申請書</li> </ul>
1-3 構築物、系統及び機器	認可を受けたまたは届出が行われた設計及び工事の方法の内容を基本とし、評価時点における施設の状態について記載する。 なお、当該記載に当たっては、施設の設計情報を維持管理し、保全活動を適切に実施する観点から、その位置、構造及び設備の評価時点における施設の状態を的確に把握した上で設計文書および図面により記載する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安規定</li> </ul> 【設計図書】 <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準文書（DBD: Design Basis Document）</li> <li>・系統図</li> <li>・配置図</li> </ul>
1-3-1 設計基準への適合の状況		
1-3-2 重大事故対策		
1-4 保安のための管理体制及び管理事項	保安規定に記載されている施設の操作および管理を基本とし、評価時点における最新の状態について記載する。	評価時点における保安規定をベースに整理する。
1-5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果	①再処理施設 運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時および重大事故等時における安全性の評価（運転時の被ばく評価を含む。）を基本とし、評価時点における最新の状態について記載する。	評価時点における許認可図書等をベースに整理する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・事業指定/許可申請書</li> <li>・事業変更許可申請書</li> </ul>
1-5-1 運転時の異常な過渡 <sup>*</sup> 変化及び設計基準事故の評価 ※MOX 燃料加工施設を除く	②MOX 燃料加工施設 通常時、設計基準事故時および重大事故等時における安全性の評価（通常時の被ばく評価を含む。）を基本とし、評価時点における最新の状態について記載する。	
1-5-2 重大事故等の有効性評価		

<sup>2</sup> 運用ガイドの別添「安全性向上評価の記載のイメージ」の項目を示す。

運用ガイド[再処理・MOX] <sup>2</sup>	記載事項	記載事項の補足
2. 安全性の向上のために自主的に講じた措置	自主的に講じた措置が再処理施設・MOX 燃料加工施設の安全性に与える影響に関し、以下の項目について説明する。	—
2-1 安全性の向上に向けた継続的取組の方針	安全性向上への継続的な取組に関して、組織としての方針を明らかにする。また、提出される安全性向上評価の実施に係るものを含め、その実現のための目的、目標、実施体制およびプロセスを記載する。	新規制基準適合性に係る審査を通して明確になった施設の安全上の特徴を踏まえ、重大事故のリスク低減への取組みのみならず、平常時の影響低減への取組みも含め幅広く取り組むことを方針として記載する。
2-2 調査等	—	—
2-2-1 保安活動の実施状況	保安活動に加えて、施設の安全性および信頼性のより一層の向上に資する当社の自主的な取組を含めた活動の実施状況について記載する。	<p><b>【再処理施設】</b> 第1回目の届出の調査範囲としては、事業変更許可申請の新規制基準への適合性審査合格（許可：2023年10月27日）から評価時点（新規制基準適合完了確認時点）までとする。また、第1回目の届出では、再処理施設の先行使用施設である使用済燃料の受入れ及び貯蔵に係る施設について、旧再処理規則の定期的な評価（保安規定第124条）の項目を含めて記載する。</p> <p><b>【MOX 燃料加工施設】</b> 第1回目の届出では、しゅん工までは核燃料物質等の取扱いがないため、保安活動の実施状況として建設期間中の施設管理について記載する。</p>
2-2-2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見（運転経験の反映を含む。）	<p>以下を含め、安全性向上に資すると判断される国内外で得られた最新の科学的知見および技術的知見について収集する。また、その判断の根拠についても説明する。</p> <p>①再処理施設・MOX 燃料加工施設の安全性を確保する上で重要な設備に関して、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等（国内外の安全研究で明らかになった最新知見のほか、国内外の研究開発情報を含む。）</p> <p>②国内外の原子力施設の設備の操作経験から得られた教訓（当社が設置した再処理施設・MOX 燃料加工施設での設備の操作経験および品質マネジメント活動から得られた教訓および知見ならびに原子力規制委員会（旧原子力安全・保安院を含む。）が文書で指示した調査および点検事項に関する措置状況を含む。）</p> <p>③国内外の基準（IAEA 等の国際機関における基準等の策定に係る会合および規制活動に係る会合における情報を含</p>	第1回目の届出では、事業変更許可申請の新規制基準への適合性審査合格（再処理施設の許可日：2023年10月27日、MOX 燃料加工施設の許可日：同日）から評価時点（新規制基準適合完了確認時点）までを対象とし、最新の知見を収集し、記載する。

運用ガイド[再処理・MOX] <sup>2</sup>	記載事項	記載事項の補足
	む。) ④国際機関、国内外の学会活動等の情報（例えば、地震を始めとする外部事象ならびに溢水、火災等の内部事象に関する知見） ⑤MOX 燃料加工施設および再処理施設については、リスク評価を実施するために必要なデータ	
2-2-3 プラント・ウォークダウン	評価対象の施設の現状を詳細に把握するためにプラント・ウォークダウンを実施した場合、その実施目的、実施計画および結果を説明する。	(左記のとおり)
2-3 安全性向上計画	1. で示された施設に対して、2-2 の調査等を踏まえ、安全性向上に資する自主的な追加措置が抽出された場合には、その実施に係る具体的な計画について記載する。	具体的な取組みの例は以下であり、これらの取組みの安全性向上評価の各評価項目での記載方針を別紙-2 に示す。 【再処理施設】 ①長期冷却燃料の処理を優先する運用検討 ②高レベル廃液、Pu 濃縮液の保有量管理（抑制）に係る運用検討 ③重大事故等対処手順における操作信頼性向上の検討 【MOX 燃料加工施設】 放射線業務従事者に対する被ばく線量低減に係る検討
2-4 追加措置の内容	—	—
2-4-1 構築物、系統及び機器における追加措置	自主的に講じた追加措置（事故の発生防止等に資する機器等）について、その概要、運用方針、期待される効果等を記載する。	1-5-2 重大事故等の有効性評価に記載した対策以外の自主的に講じた措置についても記載する（電源車、ガドリニウム等）。
2-4-2 体制における追加措置	2-4-1 で記載された安全性向上を図るために配置または設置した機器等の運用を円滑かつ効果的に実施するための措置、例えば人員配置および指揮命令系統のほか、教育・訓練等について記載する。	(左記のとおり)
2-5 外部評価の結果	外部の有識者又は組織による評価を受けた場合には、その実施目的および内容を記載するとともに、評価を踏まえて実施した対応について記載する。	外部評価の例) WANO、JANSI 等
3. 安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査、分析及び評価	自主的に講じた措置に係る調査および分析について長所および短所を明らかにした上で説明する。 調査および分析に際しては、1. および2. の内容を踏まえるものとし、以下の手法を適用する。	—

運用ガイド[再処理・MOX] <sup>2</sup>	記載事項	記載事項の補足
3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価		—
3-1-1 内部事象及び外部事象に係る評価	<p>評価の実施時点における最新の文献および調査等から得られた科学的知見および技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている外的事象および内的事象の評価を行う。前回の評価結果（直近の届出または事業変更許可のいずれか直近のもの）からの見直しの要否および当該評価を踏まえた防護措置の妥当性についての確認の結果、事業変更許可に係る内容の変更の必要が生じた場合には、速やかに設置変更許可等の手続を実施する。なお、第1回目の評価については、評価時点における内的事象および外的事象に係る評価を記載する。</p>	<p>外的事象の一環として、当社気象観測設備により、安全解析に使用する気象条件を取得し、評価を行う。なお、海象条件、食品摂取量等については、施設の増設等により、施設からの放射性物質の放出量の変更が生じる場合に実施する調査結果を反映する。</p>
3-1-2 決定論的安全評価	<p>当社が前回の評価時点（直近の評価時点または設置（変更）許可のいずれか直近の評価時点）以降に自主的に講じた措置、直近の定期事業者検査等において確認された施設の性能等を踏まえて再処理施設・MOX 燃料加工施設の現状について安全評価を行い、その効果について確認する。なお、第1回目の評価については、評価時点における再処理施設・MOX 燃料加工施設の安全評価を記載する。</p>	<p>届出書における平常時と重大事故時における被ばく線量の記載の取扱いを別紙-3 に示す。</p>
3-1-3 リスク評価	<p>施設の安全上の特徴を踏まえたリスク評価の結果を記載する。実施内容の詳細は本文の3. (2) を参照。</p>	<p>再処理施設の PRA に関する補足は以下のとおり。また、再処理施設および MOX 燃料加工施設の平常時と重大事故時における被ばく線量の記載の取扱いの補足を別紙-3 に示す。</p> <p><b>【再処理施設】</b></p> <p>PRA については、実施に期間を要するため、冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失に係る内的事象 PRA、その他事象に係る内的事象 PRA 等の単位で、成果が取り纏まった時点で至近の届出にて報告する。第1回目の届出時点で報告できる成果が得られていない場合は、PRA の整備計画、PRA の実施状況について報告する。その際の報告内容は、日本原子力学会標準に記載の実施手順（ステップ）毎の実施状況の報告や代表貯槽に対する PRA 評価結果の報告等、届出時点での進捗状況を踏まえて内容を検討する。</p> <p>なお、冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失に係る内的事象</p>

運用ガイド[再処理・MOX] <sup>2</sup>	記載事項	記載事項の補足
		PRA 結果の届出においては、DB 設備のみの結果に対する SA 設備によるリスクの低減効果等についても記載する。
3-1-4 安全裕度評価	施設の安全上の特徴を踏まえた安全裕度評価の結果を記載する。実施内容の詳細は、本文の 3. (2) を参照。	(左記のとおり)
3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価 3-2-1 施設設計 3-2-2 構築物、系統及び機器の状態 3-2-3 機器の性能認定 3-2-4 経年劣化 3-2-5 安全実績 3-2-6 他の施設及び研究成果から得られた知見の活用 3-2-7 組織、マネジメントシステム及び安全文化 3-2-8 手順 3-2-9 人的要因 3-2-10 緊急時計画 3-2-11 環境への放射線影響	保安活動に加えて、再処理施設・MOX 燃料加工施設の安全性および信頼性のより一層の向上に資する当社の自主的な取り組みを含めた活動について調査および分析し、その安全性の向上に対する中長期的な観点からの有効性の評価について、以下の(1)から(11)に示す安全因子ごとに整理し、記載する。 (1) 施設設計 (2) 構築物、系統及び機器の状態 (3) 機器の性能認定 (4) 経年劣化 (5) 安全実績 (6) 他の施設および研究成果から得られた知見の活用 (7) 組織、マネジメントシステムおよび安全文化 (8) 手順 (9) 人的要因 (10) 緊急時計画 (11) 環境への放射線影響	<u>【再処理施設】</u> <u>PSR の評価期間および評価内容の継続性を考慮し、前回評価終了時期の 2018 年 3 月 31 日から 10 年を超えない期間で、中長期的な評価を実施する。</u>  <u>【MOX 燃料加工施設】</u> 新規制基準に基づく運転実績、運転経験を入力するための必要・十分なデータを収集する期間を考慮し、第 1 回目の評価から 10 年を超えない期間で最初の評価を実施する。
4. 総合的な評定	再処理施設・MOX 燃料加工施設全体に係る安全性についての総合的な評定について説明する。	—
4-1 評定結果	1. ～3. の内容を踏まえ、再処理施設・MOX 燃料加工施設の安全性に関して長所および短所を明らかにした上で評定の結果を説明する。また、外部有識者による外部評価の内容を記載するとともに、当該評価を踏まえて実施した対応について記載する。	外部評価については、4 名の外部有識者に評価を受ける予定。
4-2 安全性向上計画	4-1 の内容を踏まえ、当社としての見解を示すとともに、今後の安全性向上に向けた取り組みについて短期的および中長期的な方針ならびに安全性向上のための具体的な措置に係る計画を記載する。	(左記のとおり)

## 再処理施設において優先的に検討する追加措置による効果等

再処理施設では、新規規制基準適合に係る事業変更許可においては重大事故が発生した場合にも一般公衆に対する被ばく線量を可能な限り低減できるよう対策を講じることで、重大事故により大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）は  $1\text{E}-3\text{TBq}$  オーダーと極めて低く抑制できる。

一方、再処理施設においては、放射性物質を非密封で取り扱うことから、使用済燃料の再処理の実施により平常時においても大気中への放射性物質の放出を伴うとの施設の特徴を有する。

これらの新規規制基準適合に係る安全審査、施設の特徴を踏まえ、現時点において再処理施設の安全性向上として取り組むことが効果的と考えられるとした次の事項に関する補足として、具体的な取組み例、期待される効果を以下に示す。

- ①長期冷却燃料の処理を優先する運用検討
- ②高レベル廃液、Pu 濃縮液の保有量管理（抑制）に係る運用検討
- ③重大事故等対処手順における操作信頼性向上の検討

安全性向上の取組み内容	具体的な取組み例（期待される効果）
① 長期冷却燃料の処理を優先する運用検討	再処理施設で取り扱う放射性物質は、使用済燃料に由来するものであり、せん断・溶解を行う使用済燃料中の放射性物質を低減することで使用済燃料の再処理に伴い発生する気体廃棄物中の放射性物質質量（FP 等）の抑制 ⇒一般公衆の被ばく線量の低減
	せん断・溶解を行う使用済燃料中の放射性物質を低減することで使用済燃料の再処理に伴い発生する高レベル廃液中の放射性物質質量（FP 等）、崩壊熱の抑制 ⇒重大事故対応における時間裕度の長期化、拡大防止措置実施時等における放射性物質の放出量の低減
② 高レベル廃液、Pu 濃縮液の保有量管理（抑制）に係る運用検討	高レベル廃液、Pu 濃縮液等の液体状で保有する放射性物質質量の低減 ⇒重大事故の拡大防止措置実施時等における放射性物質の放出量の低減
③ 重大事故等対処手順における操作信頼性向上の検討	事故対策を実施する上で重要な操作を特定し、当該操作に対する信頼性を向上 ⇒重大事故対策の確実な実施

## 自主的に講じた措置の計画・実施・評価とガイド記載項目との関係

新規制基準適合に係る審査の経験を踏まえ、追加措置として優先的に取り組む以下の項目を例に、ガイドのどの項目で記載するか整理した。

(再処理施設)

- ① 長期冷却燃料の処理を優先する運用検討
- ② 高レベル廃液、Pu 濃縮液の保有量管理（抑制）に係る運用検討
- ③ 重大事故等対処手順における操作信頼性向上の検討

(MOX 燃料加工施設)

放射線業務従事者に対する被ばく線量低減に係る検討

運用ガイド[発電炉] を踏まえた構成	記載方針
2-3 安全性向上計画	新規制基準適合に係る安全審査を踏まえ、今後、安全性向上評価として取り組んでいくことが考えられるとした再処理①～③および MOX 燃料加工の追加措置の実施に係る具体的な計画を記載する。
2-4 追加措置の内容	2-3 の再処理①～③および MOX 燃料加工の安全性向上に資する追加措置について、構築物、系統及び機器における追加措置に対する期待される効果等、体制における追加措置の人員配置、教育・訓練を記載する。
3-1-2 決定論的安全評価	2-4 の安全性向上に資する追加措置を踏まえて施設の現状について安全評価を行い、追加措置の効果について確認し、その結果を記載する。 2-4 の再処理①、②の追加措置については、被ばく線量等の低減効果を確認する。具体的な記載内容を別紙-3に示す。
3-2 リスク評価	2-4 の再処理①～③および MOX 燃料加工の安全性向上に資する追加措置を考慮したリスク評価により、追加措置による効果の確認等を行い、その結果を記載する。
4-2 安全性向上計画	2-4 の再処理①～③および MOX 燃料加工の追加措置、3-1-2 決定論的安全評価、3-2 リスク評価の結果および外部評価等を踏まえ、事業者としての見解を示すとともに、今後の安全性向上に向けた取組についての短期的および中長期的な方針ならびに安全性向上のための具体的な措置に係る計画を記載する。



## 決定論的評価およびリスク評価における被ばく線量の取扱いについて

「決定論的安全評価」および「リスク評価」における、被ばく線量の評価の取扱方針について整理した。

## 【再処理施設】

評価項目	届出書記載事項
決定論的安全評価	<p>自主的に講じた措置や直近の施設定期事業者検査等で確認された施設の性能等を踏まえた評価を行う。</p> <p>○重大事故時：自主的に講じた措置の結果、事故時の放射性物質の放出量の低減が期待できる場合は、それを評価し、事業許可時点で評価した値との比較を示す。</p> <p>○平常時：平常時の放射性物質の放出影響低減への取組みとして自主的に講じた措置の効果を確認するため、一般公衆の被ばく線量を評価し、事業許可時点で評価した線量との比較を示す。</p> <p>第1回目の評価については、評価時点における施設の状態に対する評価を記載する。</p> <p><u>設計基準事故時、運転時の異常な過渡変化時の過渡変化に伴う放射性物質の放出による影響についても同様とする。</u></p>
リスク評価	<p>PRAにより重大事故の防止に係る措置に対する脆弱点を同定し、安全性向上の具体的取組項目に繋げるとともに、重大事故時および平常時の被ばく線量の評価を行ない自主的に講じた措置による効果を確認する。</p> <p>○重大事故時：PRAにおいてリスク（重大事故の発生頻度と被ばく線量の積）を評価し、重大事故の防止に係る措置に対する脆弱点の同定、自主的に講じた措置の効果を確認する。なお、第1回目の届出において、発電炉での届出書での扱いを参考に、事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る放射性物質の放出量に基づく被ばく線量を示し、その後は、自主的に講じた追加措置により放射性物質の放出量等の低減が見込める場合に示す。</p> <p><u>上記評価へ、設計基準事故時の一般公衆の被ばく線量を含めて整理する。</u></p> <p>○平常時：一般公衆および放射線業務従事者に対する被ばく線量低減の取組みに対する効果の評価を実施する。なお、第1回目の安全性向上評価では、平常時においても大気中への放射性物質の放出を伴うとの施設の特徴を踏まえ、平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量を整理し、安全性向上のための追加措置の方向性を検討する。</p> <p>重大事故時および平常時の被ばく線量の評価においては、不確かさを考慮する（平常時の不確かさの例として、運転時の異常な過渡変化による影響、評価のパラメータの不確かさ等）。</p>

【MOX 燃料加工施設】

評価項目	届出書記載事項
決定論的安全評価	<p>自主的に講じた措置や直近の施設定期事業者検査等で確認された施設の性能等を踏まえた評価を行う。</p> <p>○重大事故時：自主的に講じた措置の結果、事故時の放射性物質の放出量の低減が期待できる場合は、一般公衆の被ばく線量を評価し、事業許可時点で評価した値との比較を示す。 <u>上記評価には、設計基準事故時の一般公衆の被ばく線量を含めて整理する。</u></p> <p>○平常時：平常時における被ばく線量低減の取組みに対する効果を評価する。</p> <p>第 1 回目の評価については、評価時点における施設の状態に対する評価を記載する。</p>
リスク評価	<p><u>重大事故時および平常時の被ばく線量の評価等を以下のとおり行う。</u></p> <p>○重大事故時：重大事故に係る自主的に講じた措置の効果について、フォールトツリー解析により追加対策前後の非信頼度の変化量を評価する。 重大事故時の被ばく線量評価については、第 1 回目の届出では、事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る被ばく線量を評価する。 第 2 回目以降の届出では、自主的に講じた措置により放射性物質の放出量等の低減が見込める場合に被ばく線量を評価する。</p> <p>○平常時：<u>被ばく線量にトラブルの発生頻度を考慮した放射線業務従事者の被ばく影響を評価し、対策を優先的に講ずべき作業を特定する。</u></p> <p>重大事故時および平常時の被ばく線量の評価においては、不確かさを考慮する。</p>

再処理施設のリスク評価における運転時の異常な過渡変化  
および設計基準事故の扱いについて

1. はじめに

第1回の安全性向上評価におけるリスク評価では、新規制基準への適合が確認された時点の再処理施設のリスク状況の把握を目的に、以下を実施する予定としている。

○平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量を整理し、安全性向上のための追加措置の方向性の検討結果を示す。

○事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る放射性物質の放出量に基づく被ばく線量を示す。

この第1回のリスク評価では平常時、重大事故時に着目して一般公衆への被ばく線量を整理する予定であるが、一方で再処理施設の状態としては、運転時(平常時)、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時、重大事故時があり、このうちの運転時の異常な過渡変化および設計基準事故について評価対象とする平常時、重大事故時との関係について整理した。

なお、第2回以降で実施する確率論的リスク評価における運転時の異常な過渡変化および設計基準事故の扱いについては、第1回届出として実施するリスク評価において整理する。

また、上記の他、再処理施設のリスク評価として放射線従事者に対する被ばくの評価を実施する予定であるが、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故での評価内容が一般公衆への被ばく影響であることから、一般公衆への被ばくに着目して整理する。

2. 再処理施設の状態の分類

再処理施設における、運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時、重大事故時について概要を以下に示す。

施設の状態	状態の概要
<u>平常時</u> (通常運転時)	施設の安全に関する温度、圧力、流量その他の再処理施設の状態を示す事項(運転状態)が手順書等において定める通常の変動範囲内にある状態。施設から環境中への放射性物質の放出は、施設の設計段階での予測値(推定年間放出量)を下回る。
運転時の異常な過渡変化時	運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には温度、圧力、流量その他の再処理施設の状態を示す

	<p>事項（以下「運転状態」という。）が安全設計上許容される範囲を超えるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象。</p> <p>事業許可段階の安全評価では、「最大許容限度※」を超えないことを確認している。また、運転時の異常な過渡変化に伴って、放射性物質の放出があっても、この放出量は、平常時の線量評価の際に設定された年間の放出量を十分下回っていること。</p> <p>※最大許容限度：異常の発生から、火災、爆発、臨界の発生及び閉じ込め機能の喪失を防止するために設定された熱的、化学的又は核的な最大許容限度)</p>
設計基準事故時	<p>運転時の異常な過渡変化より<u>発生の可能性が低い異常な状態</u>であって、当該状態が発生した場合には再処理施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象。</p> <p>事業許可段階の安全評価における設計基準事故の判断基準は、設計基準事故時において公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととしている。なお、発生頻度が小さい事象の評価に当たっては、敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事象当たり 5mSv を超えないことを確認している。</p>
重大事故時	<p>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（セル内において発生する臨界事故、使用済燃料から分離された物であって液体状のもの又は液体状の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等）。</p> <p>事業許可段階の安全評価（有効性評価）では、放射性物質の放出に係る判断基準として、重大事故の発生、拡大を防止する措置における放射性物質の放出量がセシウム 137 換算で 100 テラベクレルを十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低いことを確認している。</p>

### 3. 第1回リスク評価における施設の状態の扱い

安全性向上評価の第1回届出において、再処理施設の運転開始（しゅん工）時点のリスクの状況として、平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量を整理することとしているが、上記2. に示す再処理施設の状態における「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」についてどのように扱うかが明確となっていないことから、それぞれの想定事象の特徴を踏まえて第1回届出のリスク評価における扱いを整理する。

整理を行うに当たっては、事象の特徴（事故／事故未満）、平常時／重大事故時との関連性を考慮し、線量評価をどの様に扱うのが良いのかを検討した。

(1) 運転時の異常な過渡変化

2. の状態の概要に示す通り、運転時の異常な過渡変化は、機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作により異常な状態が発生した場合に、深層防護の考え方における事象の拡大（進展）防止対策により運転状態を安全設計上許容される範囲内に維持できることを目的に行う評価で、臨界、火災・爆発等の事故には至っておらず、事象の進展の間の放射性物質の放出量も年間の放出量を十分下回っていることから、（通常）運転時の延長と考え、平常時として整理する。

（特徴）

- ・安全評価では、「最大許容限度」を超えないことを確認している。  
（最大許容限度とは、核的制限値等であり、臨界事故等が発生する基準）
- ・放射性物質の放出があっても、放出量は、平常時の線量評価の際に設定された年間の放出量を十分下回っていることを確認している。

(2) 設計基準事故

2. の状態の概要に示す通り、設計基準事故は、安全設計の機能喪失により臨界、火災・爆発等の事故事象が発生した状態を想定し、事故による放射性物質の放出が、事故の起因として機能喪失を想定する安全設計以外の安全設計（影響緩和）により、一般公衆への過度な放射線被ばくを防止できることを確認することを目的に評価を行うもので、具体的には以下の事象を想定している。

これらの事象は、重大事故での想定事象に直接に関わる事象（②、③）、重大事故の発生を仮定する機器の特定における想定条件に包絡される事象（①、④、⑤、⑥、⑦）であることから、重大事故に含まれるものとして整理する。

（特徴）

- ・臨界、有機溶媒火災等の事故の発生を想定。
- ・放射性物質の放出を伴うが、公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。

【設計基準事故（代表事象）と重大事故での想定との関係】

分類(a)：重大事故での想定事象に直接に関わる事象

分類(b)：重大事故の発生を仮定する機器の特定における想定に包絡される事象

設計基準事故（代表事象）	重大事故との関係	分類
①プルトニウム精製設備のセル内での有機溶媒火災	重大事故の発生を仮定する際の条件よりさらに厳しい条件を想定しても有機溶媒火災の発生が想定されないことを確認	(b)

設計基準事故（代表事象）	重大事故との関係	分類
②プルトニウム濃縮缶でのTBP等の錯体の急激な分解反応	重大事故においてプルトニウム濃縮缶でのTBP等の錯体の急激な分解反応を仮定	(a)
③溶解槽における臨界	重大事故において溶解槽における臨界事故を仮定	(a)
④高レベル廃液貯蔵設備の配管からセルへの漏えい	設計基準事故における「貫通き裂」の想定を超える損傷として重大事故を仮定する機器の特定では「全周破断+回収系の単一故障」を想定	(b)
⑤高レベル廃液ガラス固化設備での溶融ガラスの漏えい	重大事故の発生を仮定する際の際の条件において重大事故の発生を検討した結果、事象が発生しない、設計基準対象の施設で事象の収束が可能、または設計基準事故の範疇で事象の収束が可能であると整理	(b)
⑥使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設での使用済燃料集合体落下	使用済燃料集合体を取り扱う燃料取扱装置等は安全上重要な施設ではなく、装置の故障を想定しても公衆及び従事者に過度な放射線被ばくを及ぼすおそれはない	(b)
⑦短時間の全交流動力電源の喪失	設計基準事故における「外部電源の喪失から30分後に安全機能が回復」の想定を超える損傷として重大事故を仮定する機器の特定では「長時間の全交流動力電源の喪失」を想定	(b)

施設の状態と安全性向上評価（第1回）のリスク評価における扱い

施設の状態	（通常）運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時
	第1回届出のリスク評価上の扱い	平常時の一般公衆の被ばく線量について整理して示す。運転時の異常な過渡変化による影響を変動要因として扱う。		重大事故時の一般公衆の被ばく線量について整理して示す。 (設計基準事故を含むリスクの状況を纏める)

## 再処理施設におけるリスク評価の実施内容および進捗状況について

## 1. リスク評価の進め方

## (1) PRA 評価の全体スケジュールについて

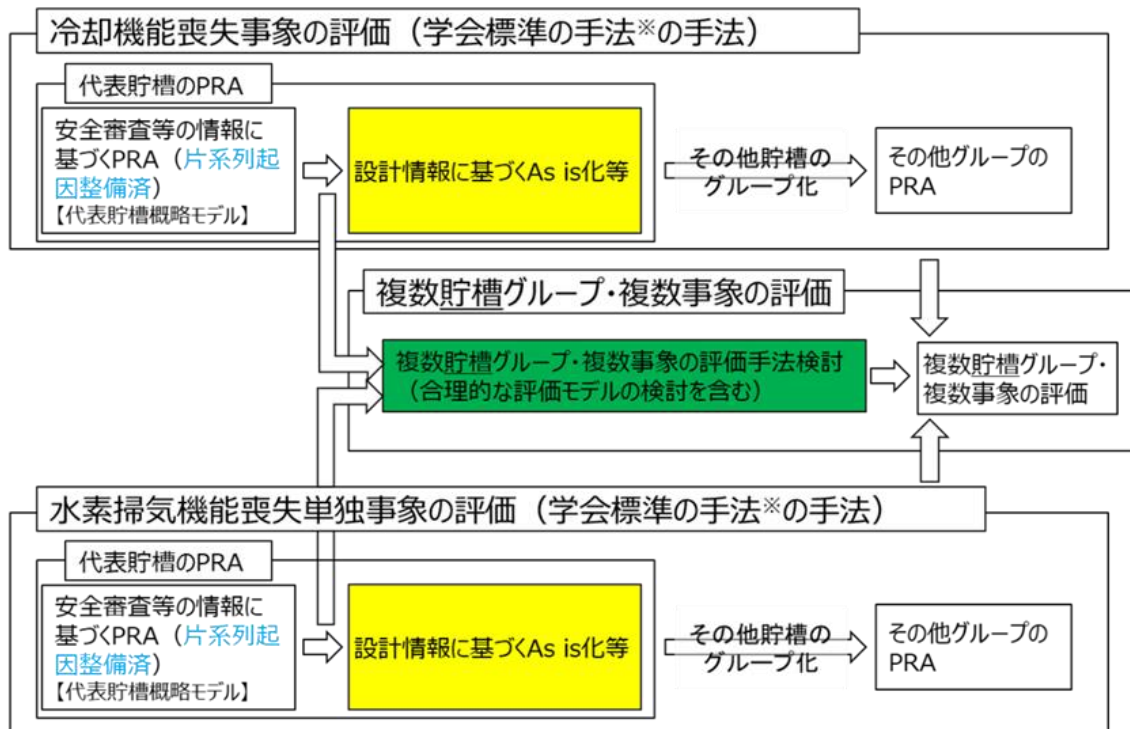
再処理施設における PRA の実施は、事象別に優先度を定めて評価を進めていく。冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失の 2 事象をグループ 1 として優先的に整備を行い、その他の事象（臨界、TBP、SFP）については、グループ 2 としてグループ 1 の PRA 整備後に評価を実施する予定である。各事象の PRA 評価の届出回次は以下の通りである。

以降、冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失の代表貯槽に対する PRA を「代表貯槽 PRA」、冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失の複数貯槽グループおよび複数事象に対する PRA を「複数貯槽グループ・複数事象 PRA」とする。

届出回次	届出年度	誘因事象	評価事象	届出回次について
4	2027	内的	<ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却機能の喪失</li> <li>・水素掃気機能の喪失</li> </ul>	代表貯槽 PRA および複数貯槽グループ・複数事象 PRA が完了する、2027 年度に届出予定。
5	2028	内的	<ul style="list-style-type: none"> <li>・臨界</li> <li>・TBP 等の錯体の急激な分解反応</li> <li>・燃料貯槽プールの冷却機能喪失※</li> <li>※発電炉の動向を踏まえて実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代表貯槽 PRA の評価モデルを参考にグループ 2 の事象に展開する。</li> <li>・代表貯槽 PRA の評価モデルの完了予定時期である 2025 年度から評価開始予定。</li> <li>・3 年程度の評価期間を想定し第 5 回届出に評価結果を記載予定。</li> </ul>
7	2030	地震	<ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却機能の喪失</li> <li>・水素掃気機能の喪失</li> <li>・燃料貯蔵プールの冷却機能喪失※</li> <li>※発電炉の動向を踏まえて実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代表貯槽 PRA の評価モデルをベースに地震 PRA を実施。</li> <li>・代表貯槽 PRA の評価モデルの完了予定時期である 2025 年度から評価開始予定。</li> <li>・5 年程度の評価期間を想定し第 7 回届出に評価結果を記載予定。</li> </ul>

## (2) 内的事象 PRA（冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失）のスケジュールについて

第 4 回届出に向けて、2021 年度より優先して PRA 整備を進めている事象である冷却機能の喪失、水素掃気機能の喪失については、安全審査等の情報に基づいて作成した代表貯槽 PRA モデルを確定した設計情報を用いて詳細化（対称化モデル作成、As is 化モデル作成）し、複数貯槽グループに展開することで効率的に整備する計画である（図 1 参照）。



※核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018

図1 内的事象 PRA(冷却機能喪失事象、水素掃気機能喪失事象)の整備の進め方

(2)-1 対称化モデル作成

図1のうち、安全審査等の情報に基づくPRAは通常時運転している系統について、運転および待機機器を固定していると仮定して評価しており(片系統の起因事象モデルは整備済)、ここから得られる重要度は実際の状況を十分に反映した重要度ではないため、プラントの実際の運転状態を反映(以下、対称化とする)したモデルを作成する必要がある。また、地震PRAのインプット情報として用いる機器の fragility は、機器が設置されている部屋によって fragility 評価用の地震動の大きさが異なる可能性があり、類似の機器においても応答・耐力の値が異なる可能性がある。このため、地震PRAにおいても、実際の機器の設置状況をモデルに反映し、現実的な状況を考慮した重要度を算出するために対称化について検討する必要がある。なお、2023年度は設計情報および手順書等の整備が完了している設計基準範囲に対して対称化作業を実施している。

(2)-2 As is 化モデル作成

安全審査等の情報に基づくPRAにおける重大事故対策の情報は、安全審査をベースとしており、リスク評価の観点からは概略の情報を取り込んでいるため、詳細化した設計情報および手順書等を用いてモデルを更新(以下、As is 化とする)する必要がある。設計情報および手順書等に関しては関係箇所にて整備を進めており、施工した設備の設計情報



や有効性を確認した手順書等を用いてモデルを整備する方が効率的である。そのため、設計情報および手順書等の整備が完了次第、As is 化に係る作業を実施する。

(2)-3 複数貯槽グループ・複数事象 PRA モデルについて

上記の進め方のおり、2023 年度は確定した情報を用いて評価が可能な設計基準範囲に対して対称化作業を実施し、重大事故範囲の設計情報および手順書等の整備が完了次第、As is 化を実施することで、設計基準範囲および重大事故範囲共に確度が高い情報に基づき評価を進めることができ、手戻りなく代表貯槽 PRA モデルを作成できる。

代表貯槽 PRA モデル作成後は、再処理施設の各種貯槽の安全設備が多くの共通設備で構成され、これらの故障等により、複数貯槽での事故の同時発生又は複数事象の同時発生が想定されることを考慮し、複数貯槽グループ・複数事象に係る事故の同時発生を考慮したリスク評価手法の検討を踏まえて、複数貯槽グループ・複数事象 PRA モデルを作成する。

対象	実施項目	実施年度	評価範囲	実施内容	資料 2 紐づけ No.
代表貯槽 PRA	安全審査等の情報に基づく PRA モデル作成	2019 ～ 2022	設計基準 + 安全審査の 情報に基づいた 重大事故	設計基準範囲および安全審査の情報に基づいた重大事故範囲に対する PRA モデルを作成。 日本原子力学会標準を参考に評価。	二
	対称化 PRA モデル作成	2023	設計基準	システムの定期切替等を考慮し、実際の運転状態を PRA モデルへ反映。	再-1～再-6
	As is 化 PRA モデル作成	2024 ～ 2026	設計基準 + 重大事故	最新の設計情報および重大事故等発生時対応手順書の内容を反映し 2023 年度までの PRA モデルを更新する。	再-7～再-17
二	複数貯槽グループ・複数事象の評価手法検討	2023 ～ 2024	二	代表貯槽 PRA モデルから複数貯槽グループ・複数事象 PRA に展開するための評価手法を検討。	再-18～再-20
複数貯槽グループ・複数事象 PRA	複数貯槽グループ・複数事象 PRA モデル作成	2024 ～ 2027	設計基準 + 重大事故	複数貯槽をグループ化し、代表貯槽 PRA モデルを基に PRA 評価を実施。なお、2024 年度までに検討した手法を用いて効率的に評価する。	再-21～再-24

(3) 平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量の整理方針

再処理施設は、放射性物質を非密封で取り扱うことから、使用済燃料の再処理の実施により平常時においても大気中への放射性物質の放出を伴う。再処理施設の安全性向上の観点からは、重大事故時の影響低減に加えて、平常時における放射性物質の放出量の低減に係る取組みも重要であるため、再処理施設におけるリスクの状況として、平常時／重大

事故時の一般公衆への被ばく線量を整理する。この被ばく線量の評価においては不確かさを考慮するが、不確かさとして考慮する項目については、運転時の異常な過渡変化による影響の他、被ばく線量評価における評価方法やパラメータの設定の考え方を踏まえ不確かさを考慮する項目を選定し、評価に必要なデータ等を収集する。収集したデータを用いて、事業変更許可時の被ばく線量評価のパラメータを見直し、算出結果を整理することで安全性向上のための追加措置の方向性を検討する。

なお、平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量は、しゅん工時点の施設の状態を対象とし、その時点での最新の情報に基づき評価する。

## 2. リスク評価の実施内容

### (1) 代表貯槽 PRA モデル作成

#### a. 対称化 PRA モデル作成の実施内容について

安全審査等の情報に基づく PRA モデルは、通常時運転している系統について、運転および待機機器を固定していると仮定して評価しており、ここから得られる重要度は実際の状況を十分に反映した重要度ではない。本評価では系統の定期切替等を考慮した、再処理施設の実際の運転状態を PRA モデルへ反映することで、現実的に想定される可能性の高い運転および待機状態ごとのリスクを合算し、年平均のリスクを算出することを目的としている。

No.	項目名	実施内容
再-1	評価方針の検討	<u>対称化モデル作成の作業内容および評価の流れについて精査した。</u> また、 <u>対称化モデルの作成には運転割合を決定する必要があるため、運転割合を決める上での適切な情報の有無について調査。</u>
再-2	起回事象の選定	設計情報等を確認し、起回事象発生箇所の対称化を実施。 なお、 <u>安全審査等の情報に基づく PRA モデル</u> で選定した起回事象数は以下の通り。 冷却機能の喪失：4 事象 水素掃気機能の喪失：2 事象
再-3	内的事象に起因する事故の起回事象の発生頻度の詳細な評価	No. 再-2「起回事象の選定」で選定した事象に対して、フォールトツリー手法を用いて起回事象発生頻度を評価。
再-4	内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析	選定した起回事象毎に事故シーケンスの分析を行い、イベントツリーを作成。 <u>安全審査等の情報に基づく PRA モデル</u> では冷却機能の喪失 4 事象、水素掃気機能の喪失 2 事象に対して事故シーケンスを分析し、起回事象の発生から重大事故にいたるまでのイベントツリーを作成している。対称化 PRA モデル作成でも同様の分析を実施。

再-5	内的事象に起因する事故の 成功基準の設定	対称化を考慮した起因事象および事故シーケンスに対する成功基準の確認。
再-6	内的事象に起因する事故のシス テム信頼性解析	対称化に伴う緩和系機器等のフォールトツリー手法を用いたシステム信頼性評価を実施。

b. As is 化 PRA モデル作成の実施内容について

詳細化した設計情報および手順書等を用いて安全審査等の情報に基づく PRA モデルを更新する。

No.	項目名	実施内容
再-7	設計情報の収集、整理	再処理事業部における最新の設計情報および重大事故等発生時対応手順書等の作成を実施。 および、再処理事業部で作成した最新の設計情報および重大事故等発生時対応手順書のうち PRA 評価のインプットとなる情報の収集、整理を実施。
再-8	起回事象の選定	最新の設計情報および重大事故等発生時対応手順書の内容を反映。 安全審査等の情報に基づく PRA モデルで用いた設計情報が更新されているかを確認し、起回事象の選定に影響する場合は更新内容を反映。
再-9	内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析	最新の設計情報および重大事故等発生時対応手順書の内容を反映。 安全審査等の情報に基づく PRA モデルで用いた設計情報が更新されているかを確認し、事故シーケンスの分析に影響する場合は更新内容を反映。
再-10	内的事象に起因する事故の成功基準の設定	重大事故等対処設備の設計情報の更新および重大事故等発生時対応手順書の内容を確認し、成功基準を修正。
再-11	人間信頼性解析	最新の事故時手順書を基に、HRA Calculator を用いて評価を実施。 主な実施内容は以下の通り。 ・手順書から HRA Calculator の評価を実施する操作の特定 ・人間信頼性解析に用いる入力パラメータに関する情報収集 ・運転員インタビューの実施 ・操作の従属性の検討
再-12	内的事象に起因する事故の起回事象の発生頻度評価	No. 再-8「起回事象の選定」で新たな起回事象が選定された場合はフォールトツリー手法を用いて評価を実施。最新の設計情報および重大事故等発生時対応手順書を確認し、起回事象発生頻度評価に影響がある場合はこれを反映。

No.	項目名	実施内容
再-13	内の事象に起因する事故のシステム信頼性解析	設計情報の更新および最新の重大事故等対処設備の設計情報を用いたフォールトツリー評価を実施。前段の評価で実施した、事故シーケンスの分析、成功基準の設定および人間信頼性解析の結果をフォールトツリーに反映。
再-14	内の事象に起因する事故のパラメータの作成	設計情報の更新および最新の重大事故等対処設備の設計情報を用いたことによって、新たに追加となる機器等がある場合は機器故障率等のパラメータを反映。
再-15	内の事象に起因する事故の事故シーケンスの定量化	No. 再-8「起因事象の選定」～No. 再-14「内の事象に起因する事故のパラメータの作成」までの成果を反映したPRAモデルにて、下記の評価を実施。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・フォールトツリー結合法を用いて、事故シーケンスの定量化を行う。</li> <li>・冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失のそれぞれの事故発生頻度と放射性物質の放出頻度を評価する。なお、リスクは発生頻度と影響の積で表されるため、放射性物質の放出頻度の算出結果についてはNo. 再-16「影響の詳細な評価」の成果も踏まえて整理する。</li> </ul>
再-16	影響の詳細な評価	5因子法を用いた放出放射エネルギー評価および一般公衆の被ばく線量評価を実施。 影響評価の対象は事故シーケンスの分析で選定した放出シーケンスに対して実施。
再-17	重要度解析、不確かさ解析及び感度解析	重要度解析では、冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失に関連する設備、人的操作等について、放射性物質の放出リスクに対する重要度を算出。 不確かさ解析では、パラメータの不確かさによる放射性物質の放出頻度の不確かさを評価。 感度解析では、評価結果に有意な影響を与えると考えられる因子を選定して解析を実施。

(2) 複数貯槽グループ・複数事象の評価手法検討の実施内容について

検討内容の詳細については、添付-1「複数貯槽グループ・複数事象の評価手法に係る検討について」に示す。

No.	項目名		実施内容
再-18	複数貯槽評価用ツールの適用性確認	a. 評価方針の検討	発電炉等におけるマルチユニット PRA に係る先行の検討事例を調査し、 <u>評価方針の検討を行う。</u>
		b. 冷却機能の喪失（2貯槽）	代表貯槽概略モデルを活用して、ツールの適用性の確認を行う。
		c. 冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失（各1貯槽）	
再-19	多数貯槽グループのモデル化方針の検討	3貯槽グループ以上に係る事故発生頻度評価への拡張検討（合理的な方法の検討）	評価対象とする貯槽グループ・事故シーケンスのスクリーニング方法を検討し、モデル化対象（貯槽グループ・事故シナリオ）を抽出する。また、モデル化対象を3貯槽グループ以上に拡張するためのモデル化方針を検討する。
再-20	被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討	a. 評価対象とする放出シーケンスの検討	被ばく影響を考慮した重要度の評価方針（重要度の評価範囲など）を検討する。
		b. 重要度の整理・算出方法の具体化	a. にて検討した評価方針に基づき、重要度を算出するための具体的な方法を検討する。

(3) 複数貯槽グループ・複数事象 PRA モデル作成

代表貯槽 PRA の評価結果を基に、貯槽間の従属性に着目し複数貯槽グループ・複数事象 PRAを実施する。複数貯槽グループ・複数事象 PRAモデルは、代表貯槽と複数貯槽の設計情報の差分に着目し代表貯槽 PRA モデルをチューニングすることで作成する予定。また、各貯槽を設置建屋および系統構成等からグループ化し効率的に評価を実施する。

なお、スケジュールに関しては「複数貯槽の情報整理方法と簡易評価方法の検討」の結果、複数貯槽グループ・複数事象 PRAを効率化可能なことを想定している。

No.	項目名	実施内容
再-21	複数貯槽の情報整理方法と簡易評価方法の検討	複数貯槽評価を実施するうえでの必要情報や情報整理方法をまとめ、貯槽間の従属性に着目した複数貯槽評価方法の効率化を検討する。
再-22	<u>複数貯槽グループ・複数事象 PRA</u> モデル作成	最新の設計情報および重大事故等発生時対応手順書を用いた <u>複数貯槽グループ</u> に対する事故発生頻度算出用のモデルを作成する（代表貯槽との相違点に着目し、貯槽グループ毎の代表貯槽のモデルを作成する）。
再-23	<u>複数貯槽グループ・複数事象 PRA</u> モデルの定量化	フォールトツリー結合法等を用いて、事故シーケンスの定量化を行う。選定した起因事象別に冷却機能の喪失事象および水素掃気機能の喪失事象の <u>複数貯槽グループ</u> に対する事故発生頻度と放出シーケンス（カテゴリ）別の発生頻度を評価する。
再-24	重要度解析、不確かさ解析及び感度解析	重要度解析では、 <u>複数貯槽グループ</u> の冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失に関連する設備、人的操作等について、放射性物質の放出リスクに対する重要度を算出。 不確かさ解析では、パラメータの不確かさによる、 <u>複数貯槽グループ</u> に対する放射性物質の放出頻度の不確かさを評価。 感度解析では、評価結果に有意な影響を与えると考えられる因子を選定して解析を実施。



(4) 平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量の整理

再処理施設は、放射性物質を非密封で取り扱うことから、使用済燃料の再処理の実施により平常時においても大気中への放射性物質の放出を伴う。再処理施設の安全性向上の観点からは、重大事故時の影響低減に加えて、平常時における放射性物質の放出量の低減に係る取組みも重要であるため、再処理施設におけるリスクの状況として、平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量を整理する。

No.	項目名	評価対象	実施内容
再-25	評価方法、 評価条件の確認等	平常時	事業変更許可時の被ばく線量評価における、評価方法やパラメータの設定の考え方等の 評価条件について整理する。
		重大事故時	
再-26	不確かさの 評価項目の検討	平常時	運転時の異常な過渡変化による影響、評価のパラメータの不確かさ等の平常時の線量評 価結果の不確かさを考慮する項目を検討し、抽出する。
		重大事故時	重大事故時の線量評価結果および不確かさ評価を抽出し整理する。不確かさ評価のう ち、線量評価結果に影響を及ぼす項目を整理する。
再-27	評価に必要なデータ の収集	平常時	線量評価（不確かさ評価を含む）に必要なデータを収集する。過去の評価結果を使用す る場合は、その後の新知見の収集の中で、線量評価に影響を及ぼす新たな知見・データ を確認する。
		重大事故時	
再-28	評価の実施、 結果の分析	平常時	不確かさを考慮した評価を実施し、結果を整理することで安全性向上のための追加措置 の方向性を検討する。
		重大事故時	

### 3. 進捗状況（2023年7月～12月）

#### (1) 代表貯槽 PRA モデル作成

##### a. 対称化 PRA モデル作成

##### (a) 前回までの実績（2023年7月～9月）

実施項目「起回事象の選定」として、系統ごとの機器の運転および待機状態ならびに起回事象発生箇所について、実運用を考慮した対称化要否を検討した。

本検討により、現在作成済みの安全審査等の情報に基づく PRA モデルにおいて、運転および待機状態の観点から対称化が必要な機器を特定し、各機器の運転および待機状態になる割合を設定した。また、起回事象発生箇所の対称化に伴い変更が必要なイベントツリーおよびイベントヘディングを特定した。

##### (b) 進捗状況について（2023年10月～12月）

「資料2：a. 対称化モデル作成の実施内容について」のスケジュールに基づき、「内的事象に起因する事故の起回事象の発生頻度の詳細な評価」、「内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析」、「内的事象に起因する事故の成功基準の設定」および「内的事象に起因する事故のシステム信頼性解析」について検討した。主な実施内容について以下に示す。

##### ア. 内的事象に起因する事故の起回事象の発生頻度の詳細な評価

2023年7月～9月に実施した「起回事象の選定」にて特定した運転および待機状態の観点から対称化が必要な起回事象について、起回事象の発生頻度を算出するフォールトツリーの作成を検討した。検討の結果、現在作成済みの安全審査等の情報に基づく PRA で作成した起回事象発生頻度算出用フォールトツリーに対称化部分のフォールトツリーを追加することで作成。（図3参照）

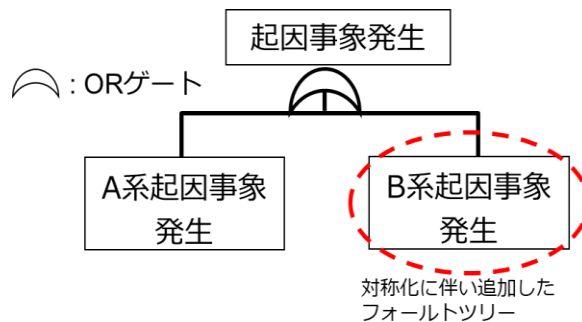


図3 対称化に伴う起回事象発生頻度算出用フォールトツリー作成イメージ

##### イ. 内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析

2023年7月～9月に実施した「起回事象の選定」にて特定した運転および待機状態の観点から対称化が必要な起回事象について、イベントツリーの作成を検討した。本検討では、特定した起回事象に対して事故シーケンスの分析を行い、安全審査等の情報に基づく PRA で作成したイベントツリーを更新する形で対称化を反映した。（図4参照）

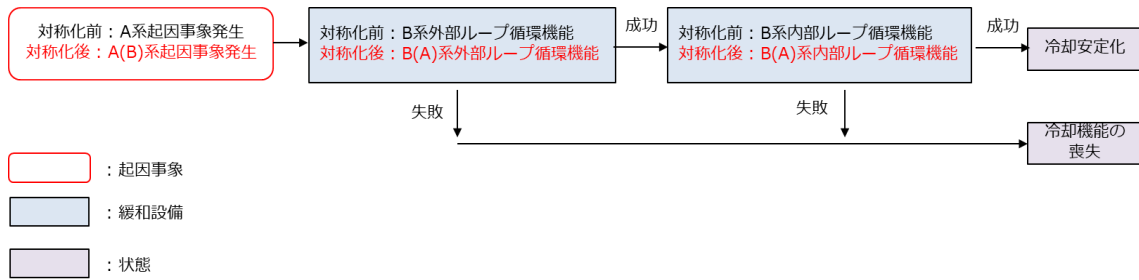


図4 対称化に伴うイベントツリー作成のイメージ

ウ. 内的事象に起因する事故の成功基準の設定

対称化を考慮した起因事象および事故シーケンスについて、成功基準の更新確認を実施。確認の結果、現状、対称化に伴う成功基準の追加対応は発生していない。

エ. 内的事象に起因する事故のシステム信頼性解析

事故シーケンスの分析で同定された緩和系について、運転および待機状態の対称化を考慮した基事象リスト等を作成。

また、作成した基事象リスト等をもとに、運転および待機状態の対称化を考慮したフォールトツリーを作成中。(図5参照)。なお、一部のフォールトツリーは、起因事象発生頻度評価でも共通使用される。

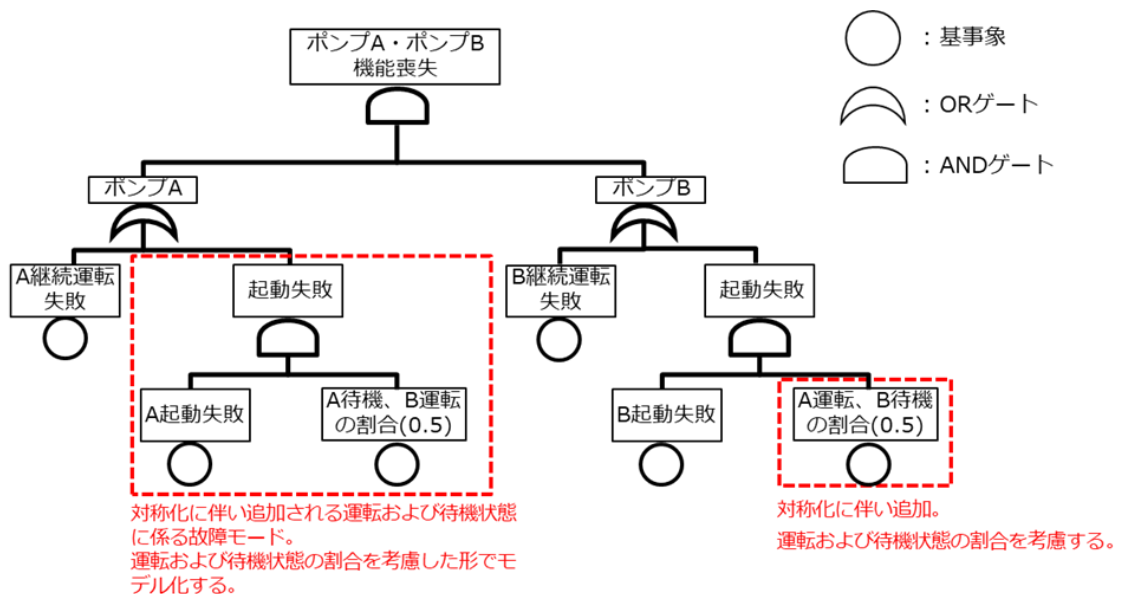


図5 運転および待機状態の対称化を考慮したフォールトツリー作成のイメージ

(c) 今後の検討について

継続して運転および待機状態の対称化を考慮したフォールトツリーの作成を実施。また、対称化を考慮した事故シーケンスに関連する緩和系の成功基準についても継続して確認する。

b. As is 化 PRA モデル作成

事故時手順書及び設計情報等が確定する 2024 年 7 月から着手予定。

(2) 複数貯槽グループ・複数事象の評価手法検討

以下のとおり対応中。おおむね計画通り進捗しており、詳細を添付-1 に記載する。

a. 複数貯槽評価用ツールの適用性確認

(a) 冷却機能の喪失 (2 貯槽)

(b) 冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失 (各 1 貯槽)

b. 被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

(a) 評価対象とする放出シーケンスの検討

(3) 複数貯槽グループ・複数事象 PRA モデル作成

「複数貯槽グループ・複数事象の評価手法検討」における「多数貯槽のモデル化方針の検討」の結果を踏まえてスケジュールを精緻化予定。

(4) 平常時／重大事故時の一般公衆への被ばく線量の整理

2024 年 1 月着手予定。

## 複数貯槽グループ・複数事象の評価手法に係る検討について

### 1. 背景および目的

#### (1) 背景

再処理施設における確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）においては、施設の特徴である以下の2点について検討する必要がある。

- ① 同一の起因により、複数箇所（異なる貯槽など）で同時に事故が発生するおそれがあること
- ② 同一の起因により、複数の事故が発生するおそれがあること

さらに、軽水炉におけるマルチユニットサイトの場合と比較すると、再処理施設では事故の発生防止に係る設備等の従属性が高い。また、効果的な安全性向上対策を実施するためには、同時発生のおそれの高い事故の被ばく影響も考慮できるリスク評価が必要となる<sup>3</sup>。

#### (2) 目的

複数貯槽グループ・複数事象を対象とする評価手法の構築に向けて、以下を目的として検討を進める。

- ① 複数貯槽グループ・複数事象に係る事故の同時発生を考慮した、施設全体の包括的リスク（事故発生頻度×被ばく影響）を把握すること。
- ② 再処理施設の安全な運用および安全性向上対策の立案に資する情報として、定量的評価を通して以下を把握すること。
  - 事故の同時発生リスクへの寄与が大きい設備または操作
  - 事故の同時発生リスクの高い事故シナリオまたは放出パターン

### 2. 評価手法の検討

#### (1) 候補となる評価手法

複数貯槽グループの放射性物質の同時放出等に係る事故の発生頻度を評価できると考えられる既存の方法として、以下の3点が考えられる。

---

<sup>3</sup> 日本原子力学会標準「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準:2018」解説 5.1.6において、「複数の事象が同時に発生する可能性を考慮してリスク評価がなされる必要がある。」との記載がある。また、事象の重畳の一例として「同一起因事象による複数の事故シーケンスの同時発生」が挙げられている。

手法①：“Master Event Tree Approach”を準用する方法<sup>4</sup>（以下、本章では「手法①」という）

イベントツリーの終端に他貯槽グループのイベントツリーを接続し、複数貯槽グループにおける事故に至る事故シーケンスをモデル化する手法。

手法②：“Single Top Fault Tree Approach”を準用する方法<sup>4</sup>（以下、本章では「手法②」という）

各貯槽グループの事故シーケンスを一つのフォールトツリーに変換したうえで、それらフォールトツリーを And 結合する手法。

手法③：“Multi-unit Event Combination Approach”を準用する方法<sup>5</sup>

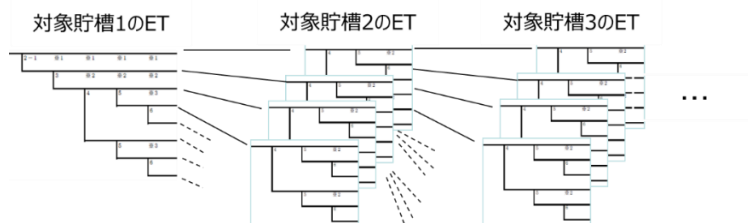
複数貯槽グループに影響を与える事象の組み合わせ（共通事象シナリオ）を特定したうえで、単独貯槽 PRA のミニマルカットセットを用いて算出する手法。

## (2) 評価手法の選定

手法①および手法②については、軽水炉のマルチユニット PRA の実施例があるものの、多数の複数貯槽グループへの適用に当たっては、以下のような技術的な課題がある。一方、手法③では、手法①、②で問題となる計算負荷の課題を克服することができると考えられるため、「手法③：Multi-unit Event Combination Approach」を用いた手法構築・検討を進める。

手法①の課題：評価対象貯槽・事故事象数の増加にともない事故シーケンス数が指数関数的に増大すること

イベントツリーに M 個の事故シーケンスがモデル化されている場合、評価対象貯槽グループ数が n 個のモデルで生成される事故シーケンスの総数は、 $M^n$  個（M の n 乗個）となり、計算負荷が課題となる。軽水炉においては、2 ユニットプラントの評価事例はあるものの、3 ユニット以上の評価例はない。



<sup>4</sup> IAEA, “Multi-unit probabilistic safety assessment”, IAEA Safety Report Series No.110 (2023)

<sup>5</sup> O. Bäckström, P. Krcaľ, X. He, “Use of PSA for small modular reactors”, Proceedings of PSAM 16, Honolulu, USA (2022).

図 2 Master Event Tree Approach の適用概念図

手法②の課題：貯槽グループごとの PRA モデルをフォールトツリーとして連結するため、フォールトツリーが非常に大きくなること

定量化するフォールトツリーが過度に大きくなりすぎるため、計算負荷の低減が必須となる。このため、リスクへの影響が小さい事故シーケンスを省略するなどの工夫が必要。軽水炉においては、6 ユニットプラントまでの評価事例があるものの、計算効率化のために一部の評価を簡素化している模様。

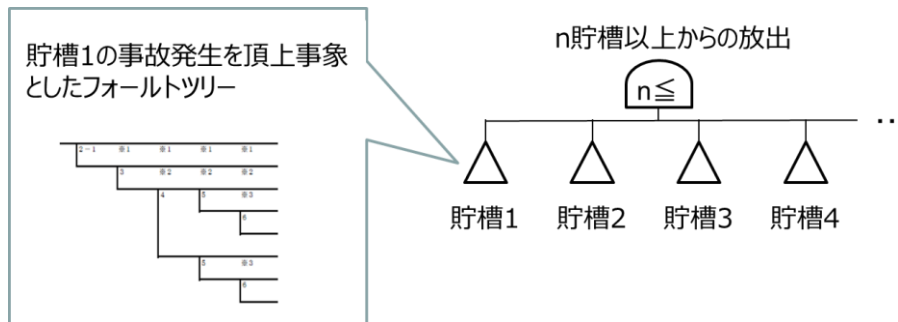


図 3 Single Top Fault Tree Approach の適用概念図

### 3. Multi-unit Event Combination Approach について

#### (1) 評価手法の特徴

Multi-unit Event Combination Approach (以下、「MECA」という。)は、小型モジュール炉への適用を目的として、PRA 評価コード開発元である RiskSpectrum AB 社が検討を進めているマルチユニット PRA 評価方法である<sup>67</sup>。各ユニットを対象とする PRA モデルのミニマルカットセットを活用することにより、PRA モデルの連結を回避しつつ同等精度の結果が得られるとの特徴を有する。

#### (2) 軽水炉への MECA の適用に向けた開発動向

RiskSpectrum AB 社と三菱重工業との共同開発案件として、軽水炉の実機リスク評価適用に向けた検討およびツール改良が進められている<sup>8</sup>。2023 年 10 月現在、マルチユ

<sup>6</sup> NKS-419, “Site risk analysis for nuclear installations”, Nordic nuclear safety research (2019).

<sup>7</sup> O. Bäckström, P. Krcal, X. He, “Use of PSA for small modular reactors”, Proceedings of PSAM 16, Honolulu, USA (2022).

<sup>8</sup> F.Tanaka, Y.Nakano, A.Endo, O.Bäckström, P.Krcal,” Approach for Multi-unit PRA with Dependencies and its Application to Seismic Risk Evaluation”, Proceedings of ASRAM2022, (2022)

ニット PRA に必要な基本機能は実装済みであり、2024 年 3 月にソフトウェアのリリース予定とのこと。

(3) 事故発生頻度の定量化イメージ

a. 検討例とする仮想施設の設備構成

図 4 に示す設備構成の仮想施設を対象として、2 貯槽に対する冷却機能喪失事象の事故発生頻度の定量化イメージを示す。

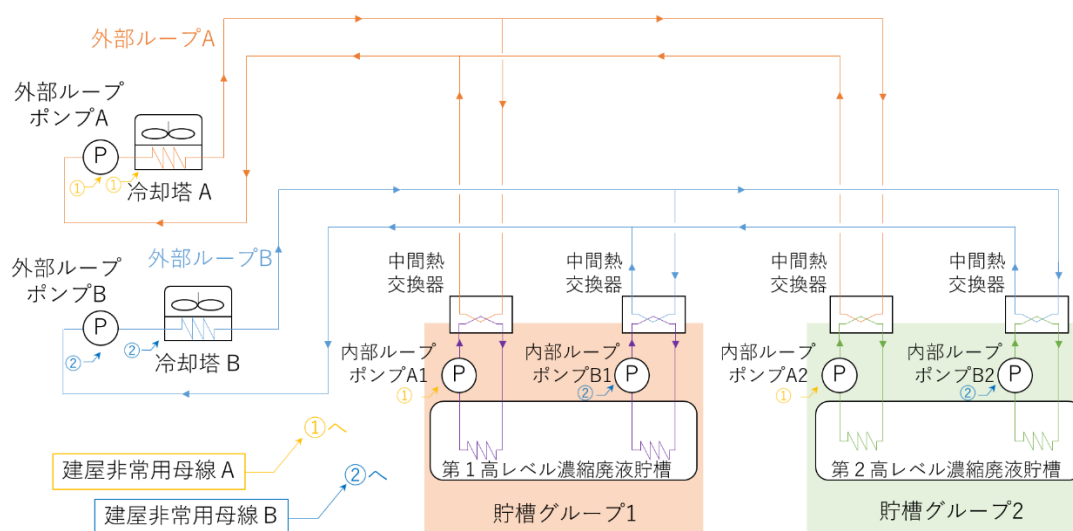


図 4 定量化イメージのための仮想的な設備構成

今回検討する仮想施設では、高レベル濃縮廃液を内包する「第1高レベル濃縮廃液貯槽」および「第2高レベル濃縮廃液貯槽」を設置しており、両貯槽は、異なる貯槽グループ（貯槽グループは、貯槽および内部ループから構成される）に属する。両貯槽に内包する高レベル濃縮廃液は、沸騰を未然に防止するため、安全冷却水システムにより常に冷却されている。

安全冷却水システムは、内部ループ（内部ループポンプ、中間熱交換器およびそれらを接続する配管等で構成）、外部ループ（外部ループポンプ、冷却塔およびそれらを接続する配管等で構成）から構成される。このうち、第1高レベル濃縮廃液貯槽および第2高レベル濃縮廃液貯槽に対して、内部ループは独立に2系統設置されており、各内部ループは中間熱交換器を介して対応する外部ループに接続する（A系統の内部ループはA系統の外部ループに接続、B系統も同様）。外部ループおよび冷却塔は、第1高レベル濃縮廃液貯槽および第2高レベル濃縮廃液貯槽に対して共有されている。貯槽グループ1および貯槽グループ2の内部ループのA系統（B系統）への給電については、これらの共通設備である建屋非常用母線A（B）から実施される。



b. 定量化のためのステップ

MECA では、各貯槽毎の PRA 結果を活用して、以下のステップに従い、事故発生頻度を定量化する。評価対象貯槽の影響が異なる事故シナリオを事前に展開する点特徴的であり、ステップ 3 の定量化において PRA モデルを連結する必要はない。

ステップ 1：2 貯槽グループに影響する共通事象を抽出

外部ループポンプ A の機能喪失、外部ループポンプ B の機能喪失、建屋非常用母線 A の機能喪失および建屋非常用母線 B の機能喪失などが該当する。なお、定量化における計算負荷の観点から、取扱いが可能な共通事象の数には制限がある。

ステップ 2：共通事象における成否の組合せから、共通事象シナリオを特定

共通事象シナリオは、各貯槽グループにてどのような共通事象の従属関係を持ち、事故に至るかを明示するもの。共通事象シナリオのイメージを図 5 に示す。なお、本ステップは、MECA の解析のため使用する「複数貯槽評価用ツール（4. にて説明）」にて自動で処理される。

外部ループ ポンプA機能喪失	外部ループ ポンプB機能喪失	建屋非常用 母線A故障	...	共通事象シナリオ	発生頻度
				C <sub>1</sub> 共通事象の発生なし	<i>Freq(C<sub>1</sub>)</i>
				C <sub>2</sub> 内部ループAの機能喪失	<i>Freq(C<sub>2</sub>)</i>
				C <sub>3</sub> 外部ループBの循環機能喪失	<i>Freq(C<sub>3</sub>)</i>
				C <sub>4</sub> 外部ループBの循環機能喪失 + 内部ループAの機能喪失	<i>Freq(C<sub>4</sub>)</i>
				C <sub>5</sub> 外部ループAの循環機能喪失	<i>Freq(C<sub>5</sub>)</i>
				C <sub>6</sub> 外部ループAの循環機能喪失 + 内部ループAの機能喪失	<i>Freq(C<sub>6</sub>)</i>
				C <sub>7</sub> 外部ループAの循環機能喪失 + 外部ループB循環機能喪失	<i>Freq(C<sub>7</sub>)</i>
				C <sub>8</sub> 外部ループAの循環機能喪失 + 外部ループBの循環機能喪失 + 内部ループAの機能喪失	<i>Freq(C<sub>8</sub>)</i>

図 5 共通事象シナリオのイメージ

ステップ 3：共通事象シナリオごとに、事故発生頻度を評価

2 貯槽グループにおける事故の同時発生頻度は、次式で計算される。

$$\sum_{i=1}^n \text{Freq}(C_i) \times P(U_1|C_i) \times P(U_2|C_i)$$

ここで、 $Freq(C_i)$ 、 $P(U1|C_i)$ および $P(U2|C_i)$ は以下のとおり。

$Freq(C_i)$ ：共通事象シナリオ  $C_i$  の発生頻度

$P(U1|C_i)$ ：共通事象シナリオ  $C_i$  発生条件下における貯槽グループ 1（外部ループを含む）の事故発生確率

$P(U2|C_i)$ ：共通事象シナリオ  $C_i$  発生条件下における貯槽グループ 2（外部ループを含む）の事故発生確率

$P(U1|C_i)$ および $P(U2|C_i)$ については、各貯槽グループの PRA モデルに対して、共通事象シナリオ  $C_i$  に固有の条件（共通事象の発生有無）を考慮して再度計算することにより求められる。PRA モデルを毎回計算する代わりに、各 PRA モデルより算出済のミニマルカットセットに対して、共通シナリオ  $C_i$  の条件（共通事象の発生有無）を考慮して再計算する。この作業では、イベントツリーおよびフォールトツリーの作成および再計算が不要である。

#### (4) 複数貯槽グループに対する検討課題および検討の進め方

再処理施設を対象とする PRA モデルに本手法を適用することは有用と考えられるものの、実機適用に当たっては以下の課題があるため、評価手法の構築に向けた検討が必要である。

課題① 軽水炉と比較して再処理施設では共通設備が多数存在すること

軽水炉では緩和対策として用いる設備は、プラント毎に設置されている。一方、再処理施設では、崩壊熱除去のための安全冷却水系統など共通設備が多く、複数の貯槽グループで共有されている。

課題② 評価対象となるリスク源（貯槽）が多数存在すること

軽水炉を対象とするマルチユニット PRA では、評価対象は 4 基程度となるものの、再処理施設では冷却機能の喪失を想定する機器は 50 基以上存在する。

課題③ 被ばく影響を考慮した重要度を算出するための手法の構築

軽水炉を対象とする PRA では、重大事故である「炉心の著しい損傷」を対象として主に評価を実施する。また、評価結果に対する考察では、炉心損傷頻度、格納容器破損頻度といった事故の発生頻度までの評価指標が用いられることが一般的である。

一方、再処理施設では評価対象事象となる重大事故が複数存在し、万が一、事故が発生した場合の公衆に与える影響は事象ごとに異なる。このため、各重大事故の事故発生頻度の評価のみでは、実効的な安全性向上対策の抽出が困難となる。

上記課題に対して以下の項目について検討する。

検討項目 1.：複数貯槽評価用ツールの適用性確認（2 貯槽グループ）

検討項目 2. : 複数貯槽グループのモデル化方針の検討 (3 貯槽グループ以上への拡張方法を検討)

(検討項目 1. および 2. の検討を進めることにより、前記の課題①および②の解決につながる)

検討項目 3. : 被ばく影響を考慮した重要度の評価方法検討

検討にあたっては、現時点でも活用可能な評価技術、整備済の PRA モデルを活用する。また、対象貯槽グループ・対象事象の数は、段階的に拡張を検討する。この際、モデル等の合理化についても検討する。

#### 4. 進捗状況

##### (1) 2023 年 7 月～9 月

###### a. 実施項目 :

複数貯槽評価用ツールの適用性確認

###### b. 概要 :

2 貯槽グループを対象とする冷却機能の喪失事象の試評価を実施し、評価手法の適用性を確認した。2023 年 9 月末時点において、計画通りに進捗している。

###### c. 具体的内容 :

適用性確認のため、整備中の高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失事象の PRA モデルにより「冷却機能の喪失を想定する 2 貯槽」を対象とし、3. (3) b. に記載した定量化イメージの各ステップの処理を実行する MECA を用いて、事故発生頻度の定量化を実施した。

今回実施した適用性確認の概要は以下のとおり。

###### (a) 2 貯槽グループに影響する共件事象の抽出

2 貯槽グループに影響する共件事象として、「共通設備 (外部ループ設備、電源系設備など)」、「共通原因故障 (貯槽間の内部ループポンプなど)」および「従属的な人的過誤事象 (可搬型設備への給油操作など)」について、施設的设计情報等を確認の上、316 個を抽出した。

MECA において実用上扱える共件事象数は 100 個程度のため、図 7 に示す作業フローを作成し、考慮すべき共件事象の抽出を実施した。抽出するための判断基準として、「単独貯槽の PRA 評価結果における FV 重要度と RAW の積が 0.1 を超過」とした。この結果、100 個の共件事象を抽出した。

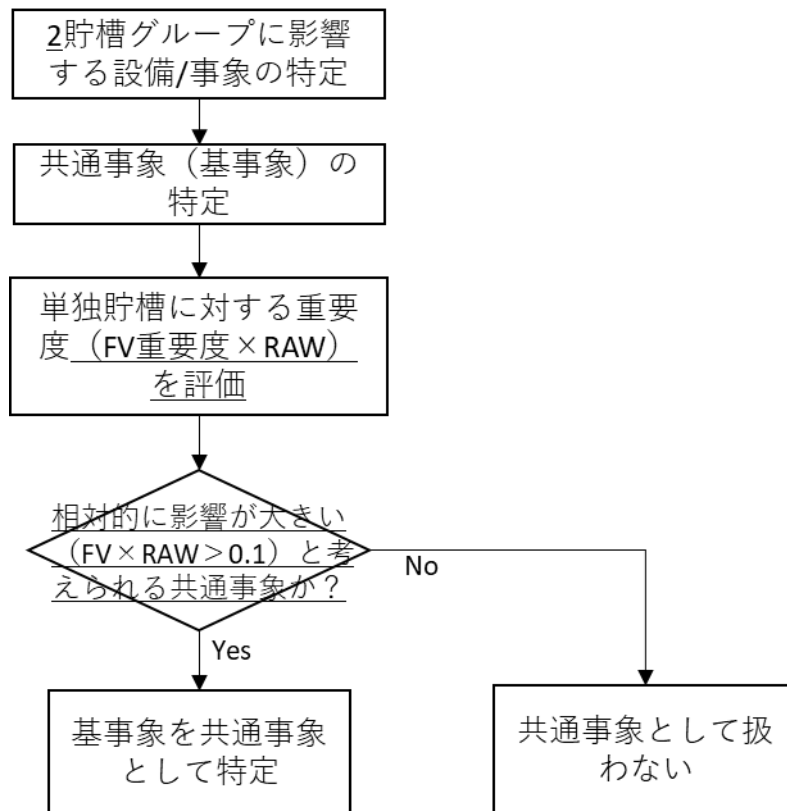


図7 共通事象の抽出フロー

(b) MECA への入力および定量化の実施

上記 (a) にて抽出した共通事象を MECA へ入力し、試評価を実施した。MECA への入力は、実用的な入力作業・作業時間にて完了することができた。なお、今回の適用性確認において、除外した共通事象が、数%程度、定量結果に影響を与えていることを確認した。これは、個々の事象が定量結果に与える影響は小さいものの、除外した事象が多いためと考えられる。本課題については、評価モデルや処理方法を工夫することにより、共通事象数の制限による影響を緩和できる見込み。

(c) 現状のまとめ

3. (4) に示した課題①への対応として、2貯槽グループを対象とする冷却機能の喪失事象に対して、MECA を用いて、再処理施設の特徴（共通事象が多数存在）を考慮した評価が可能であることを確認した。今後、(b) に示した課題への対応および複数事象に対する適用性確認を進める予定。

(2) 2023 年度 10 月～12 月

a. 実施項目：

以下の 3 点について検討した。各実施項目に係る概要、具体的内容を記載する。

実施項目①：複数貯槽評価用ツールの適用性確認のうち「冷却機能の喪失（2 貯槽）」

実施項目②：複数貯槽評価用ツールの適用性確認のうち「冷却機能の喪失および水素掃気機能の喪失（各 1 貯槽）」

実施項目③：被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討のうち「評価対象とする放出シーケンスの検討」

2023 年 12 月末時点において、2023 年 7 月～9 月からの継続検討事項となっていた実施項目①の対応が完了し、実施項目②、③については計画通りに進捗している。

b. 「実施項目①：複数貯槽評価用ツールの適用性確認のうち『冷却機能の喪失（2 貯槽）』」について

(a) 概要

2023 年 7 月～9 月の試評価において、課題として見いだされた「定量結果への影響」について、除外した共事事象の影響低減に向けた検討を進めた。検討の結果、評価モデルや処理方法の工夫により、解決することができた。

(b) 具体的内容：

2023 年 7 月～9 月の試評価における定量結果への影響の原因として、抽出フローに基づき除外した共事事象について、個々の影響は十分に小さいものの、その総数が多いため定量結果へ影響を与えていると推測した。このため、共事事象を多く扱える評価方法を検討した。具体的には、外部ループに係る設備等は全て共通設備であることに着目し、「外部ループ機能喪失を伴うシナリオ」および「外部ループ機能喪失を伴わないシナリオ（外部ループが少なくとも 1 系列健全）」に分割して評価する方法に見直した。評価方法を次頁に記載する。

事故シナリオを下記ⅠとⅡに分けて評価する（複数貯槽リスクは下記ⅠとⅡの合計となる）

**Ⅰ. 外部ループ機能喪失を伴うシナリオ**

複数貯槽における事象発生頻度 =

外部ループ両系列喪失頻度 × 複数貯槽における重大事故対策の失敗確率

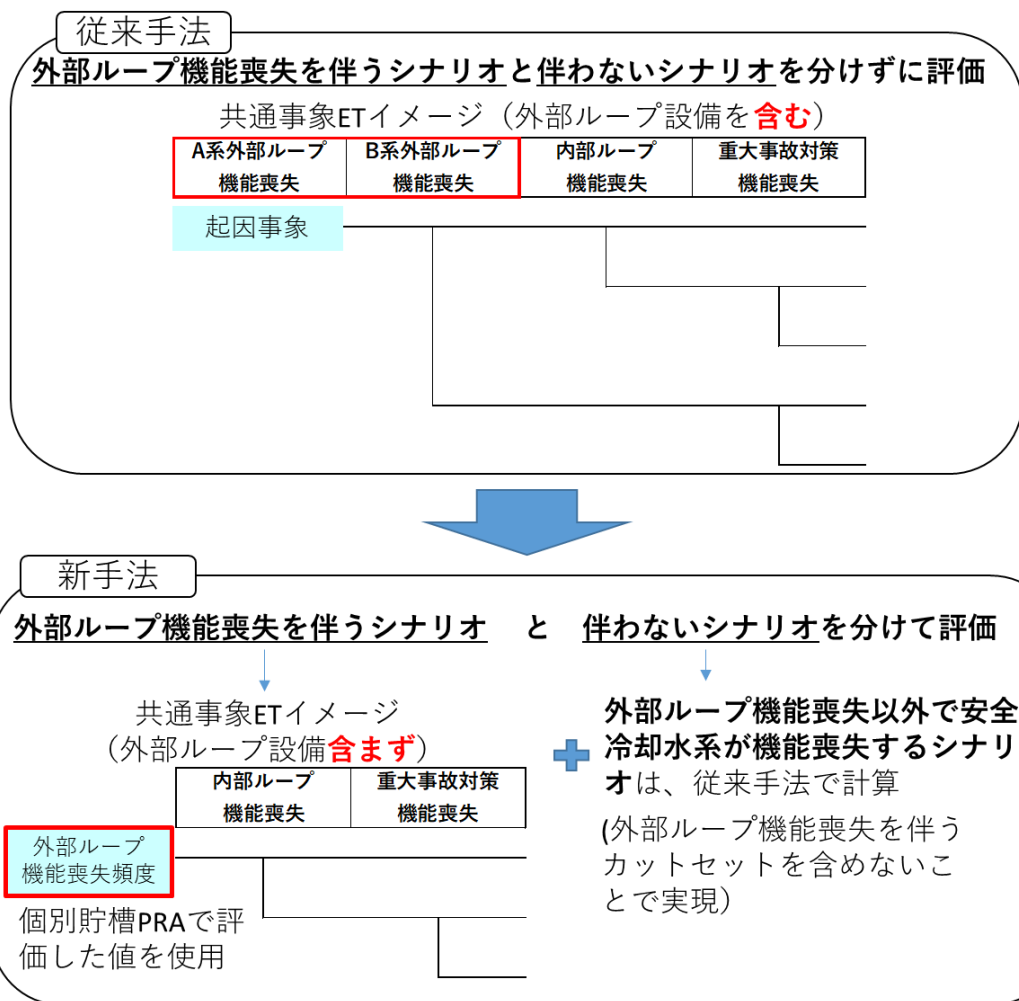
外部ループは複数貯槽での共通設備であるためMUツールは使用せず RiskSpectrum PSAで評価

重大事故対策の失敗のみに着目した複数貯槽における重大事故対策の失敗確率。 RiskSpectrum PSAで出力したMCSのうちリスク重要度が高い基事象をMUツールで評価

**Ⅱ. 外部ループ機能喪失を伴わないシナリオ（外部ループが少なくとも1系列健全なシナリオ）**

該当する事故シーケンスのMCSを用いて複数貯槽リスクを評価

RiskSpectrum PSAで出力したMCSのうちリスク重要度が高い基事象をMUツールで評価



上記により共通事象の数が減少するため、より多くの共通事象を考慮する観点から以下について見直しを行った。

- 共通事象の抽出検討のベースとして、単独貯槽の発生頻度評価におけるカットオフ値以上のミニマルカットセット（MCS）に含まれる基事象をベースに 316

個としていたが、更に2桁程度小さいカットオフ値以上のMCSに含まれる基  
事象をベースとした。

その結果、ベースとした基事象数は従来よりも多く考慮することができた。

外部ループ機能喪失を伴うシナリオ：538個（うち外部ループに係る基事  
象は463個）

外部ループ機能喪失を伴わないシナリオ：201個

- ・ 共通事象をスクリーニングするための判断基準として、「単独貯槽のPRA評価  
結果におけるFV重要度とRAWの積が0.1を超過」としていたが、0.01に見  
直した。

上記のベースとする基事象に対して、スクリーニングにより抽出した共通  
事象数は以下。

外部ループ機能喪失を伴うシナリオ：20+1個（+1は、外部ループに係る463  
個の共通事象を1つにまとめたもの）

外部ループ機能喪失を伴わないシナリオ：47個

上記により抽出した共通事象をMECAで再計算したところ、共通事象を除外しな  
い場合と同等の結果を得ることができた。

- c. 「実施項目②：複数貯槽評価用ツールの適用性確認のうち『冷却機能の喪失および  
水素掃気機能の喪失（各1貯槽）』について

(a) 概要：

1貯槽を対象とする冷却機能の喪失事象および1貯槽を対象とする水素掃気機  
能の喪失事象の同時発生頻度の試評価を実施し、評価手法の適用性を確認した。

(b) 具体的内容：

複数事象へのMECAの適用性確認のため、整備中の高レベル濃縮廃液貯槽におけ  
る冷却機能喪失事象およびプルトニウム濃縮液一時貯槽における水素掃気機能喪  
失事象のPRAモデルにより、「冷却機能の喪失を想定する1貯槽」および「水素掃  
気機能の喪失を想定する1貯槽」の同時発生頻度の試評価を実施した。評価の結  
果、対象貯槽の設備構成または事故シーケンスから予想される傾向と一致したこ  
とから、2貯槽を対象とする複数事象についても、事故の同時発生頻度が評価可能  
であることを確認した。

- d. 「実施項目③：被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討のうち『評価対象と  
する放出シーケンスの検討』について

(a) 概要：

被ばく影響を考慮した重要度の評価方針（重要度の評価範囲など）を検討した。

(b) 具体的内容：

被ばく影響を考慮した重要度の評価方法について、米国の PRA 標準（非軽水炉を対象とした PRA 標準）を参考とし、再処理施設の安全性向上策の検討に資する評価方針を検討した。検討の結果、「リスクに対する重要度」を算出するため、「リスク＝被ばく影響の発生頻度×被ばく影響の大きさ」と定義し、相対的な重要度を評価する方法について検討を進めることとした。

なお、重要度の評価範囲については、今後 As is 化を行う代表貯槽 PRA におけるシナリオの重要性などを勘案して検討していく。

e. 今後の検討について

2 貯槽グループの同時発生に係る MECA の適用性について確認できたことから、3 貯槽以上への拡張方法について検討する。また、リスクに対する重要度の具体的な評価方法について検討を進める。

以上



## MOX 燃料加工施設のリスク評価における設計基準事故の扱いについて

## 1. はじめに

MOX 燃料加工施設は平常時、設計基準事故時、重大事故時の3つの状態に分けられ、平常時については、公衆の線量が極めて小さいことから、放射線業務従事者に対する被ばく線量低減の取組みに対する効果の評価を実施する予定としている。重大事故時については、第1回目の届出では、重大事故対処設備に対するフォールトツリー分析により、評価の前提となる故障率及び事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る被ばく線量の評価を示す予定としている。

本資料では、MOX 燃料加工施設におけるリスク評価の設計基準事故の扱いについて整理した。

## 2. MOX 燃料加工施設の状態の分類

MOX 燃料加工施設の平常時、設計基準事故時、重大事故時の状態の概要は以下のとおり。

状態の分類	状態の概要
平常時	核燃料物質の閉じ込め及び臨界管理が維持された状態。 施設から環境中への放射性物質の放出の影響は、周辺監視区域境界における空気中の放射性物質の濃度は線量告示に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度の1万分の1以下であり、公衆の線量は極めて小さい。
設計基準事故時	当該状態が発生した場合にはMOX燃料加工施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象。 事業許可段階の安全評価では、敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事象当たり5mSvを超えないことを確認している。
重大事故時	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。 事業許可段階の安全評価（有効性評価）では、放射性物質の放出に係る判断基準として、重大事故の発生、拡大を防止する措置における放射性物質の放出量がセシウム137換算で100テラベクレルを十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低いことを確認している。

### 3. 評価の設計基準事故時の扱い

設計基準事故は、安全設計（影響緩和）により、一般公衆への過度な放射線被ばくを防止できることの確認を目的に評価を行うもので、具体的には以下の事象を想定している。

#### 【設計基準事故】

MOX粉末を露出した状態で取り扱うグローブボックスにおいて、以下のとおり燃焼の3要素（可燃物、酸素及び着火源）が揃い火災が発生し、火災による駆動力により、外部への放射性物質の放出に至ることを想定

- ・機器内の潤滑油が、過電流遮断器が機能喪失した状態において発生した過電流の影響で潤滑油の温度が上昇（200℃以上）した状態で、潤滑油を収納した機器に亀裂が発生し、温度が上昇した潤滑油が漏えい
- ・窒素循環設備の窒素循環ファンが停止した状態でグローブボックス排風機の運転が継続し、グローブボックス内が過負圧となり、自力式吸気弁が開になることで工程室内の空気がグローブボックス内に流入
- ・グローブボックス内でケーブル等によるスパークが発生し、潤滑油に着火

一方、重大事故は、設計基準事故として想定している火災の発生に加え、設計基準の消火設備が機能喪失することにより初期消火に失敗することを想定している。設計基準事故は重大事故の発生に至る一過程であることから、重大事故と合わせて整理を行う。

## MOX 燃料加工施設におけるリスク評価の実施内容および進捗状況について

## 1. リスク評価の進め方

## (1) 重大事故時に対する評価

MOX 燃料加工施設では、重大事故（核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失）は、技術的な想定を超えた条件下で発生を仮定しており、事故リスクの定量化が困難であるため、自主的な追加措置に係る安全対策の信頼性についてフォールトツリーを活用して重大事故に係る自主的に講じた措置による安全対策の非信頼度の低減度合および自主的に講じた措置による被ばく線量の低減度合の確認等を実施する。

第1回目の評価では、評価時点における重大事故対処設備に対するフォールトツリーを機器レベルで詳細化し、評価の前提となる非信頼度を整理する。また、被ばく線量の低減度合いの評価の前提となる、事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る被ばく線量を評価する。

第2回目以降の評価では、自主的に講じた措置を考慮してフォールトツリーを見直し、非信頼度を整理する。第1回目で評価した非信頼度と、フォールトツリー見直し後の非信頼度の差異等を評価し、自主的に講じた措置の効果を評価する。また、自主的に講じた措置により放射性物質の放出量等の低減が見込める場合は被ばく線量を算出し、事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る被ばく線量と比較し、自主的に講じた措置の効果を評価する。この被ばく線量の評価においては不確かさを考慮する。

地震に対するリスク評価としては、第1回目の評価時の安全裕度評価にて示す機器等の耐震裕度を用いて、第2回目の評価にて内的事象に対して作成したフォールトツリーの構造から評価される基事象と頂上事象の因果関係の強さ（フォールトツリー解析の構造重要度）を踏まえ、採るべき安全性向上対策の優先度について検討し、重大事故に係る自主的に講じる措置の検討に資するものとする。

## (2) 平常時に対する評価

MOX 燃料加工施設は、平常時の一般公衆へのリスクが十分に低いレベルにある一方、放射線業務従事者がグローブボックス等を介して近距離で核燃料物質等を取り扱うという特徴から、平常時における放射線業務従事者に対する被ばく線量低減の取組みに対する効果の評価を実施する。

MOX 燃料加工施設は従事者被ばく抑制のため、運転時は工程室に設置する核燃料物質を取り扱う設備を制御室から遠隔で操作し、保守時は核燃料物質を工程室から貯蔵設備に搬送後、従事者が工程室で作業を実施することとしている。

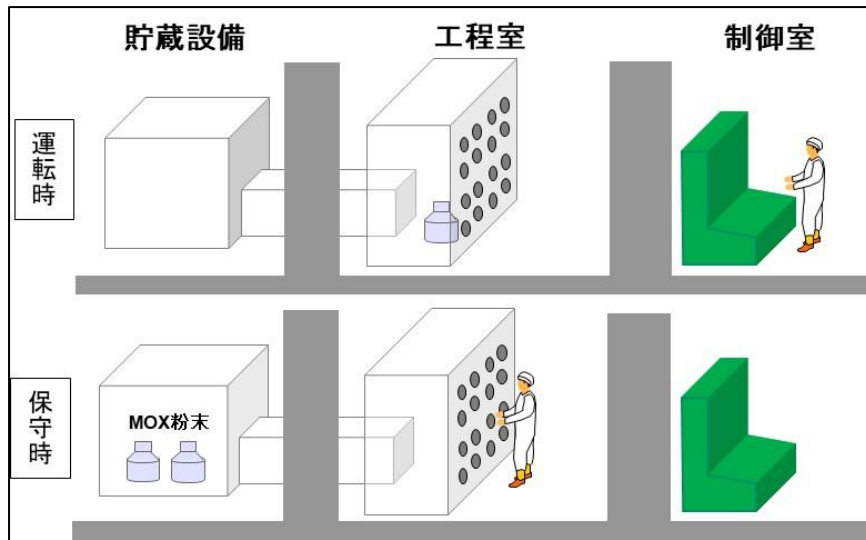


図1 従事者被ばく抑制を考慮した設計

しかしながら、搬送系の機器にトラブルが発生した場合、工程室内に核燃料物質が存在する状態で、グローブボックス作業により復旧作業を実施することが想定される。そのため、そのようなトラブルが発生した際の場所、頻度、作業時間等のデータを収集し、従事者に対する被ばく影響が比較的大きいトラブルに対して被ばく線量低減の取組みを行う。

MOX 燃料加工施設は、しゅん工後に核燃料物質の受入を行うこと、MOX を用いる前に劣化ウランを用いた試験を行うことを計画していることから、しゅん工後しばらくの間は MOX の取扱いにより被ばくする作業は発生しない。そのため、MOX を使用開始するまでの間は、まずコールド試験及び劣化ウランを用いた試験の際のトラブルデータを収集して MOX を取り扱った場合を想定した被ばく線量を計算により決定論的に評価し、従事者に対する被ばく影響が比較的大きいと見込まれる箇所に対して対策を検討する。

核燃料物質の取り扱い開始以降はさらにトラブルデータを蓄積し、被ばく線量に発生頻度を考慮した放射線業務従事者の被ばく影響を評価する。なお、被ばく影響の評価に当たっては、取り扱う MOX 量、作業時間等のパラメータの不確かさを考慮する。

## 2. リスク評価の実施内容

### ○重大事故時

#### (1) 重大事故時に対する評価

フォールトツリーを用いて、内の事象を起因とした重大事故対策の非信頼度を算出する。

No.	項目名	実施内容
M-1	フォールトツリー図の整備 (大枠)	内の事象を起因とした重大事故対策の失敗を頂上事象とした装置レベルでのフォールトツリーを作成。
M-2	機器毎の故障モードの特定	各装置を構成する機器毎に故障モードを特定する。
M-3	フォールトツリー図の整備 (細分化)	No. 3 で特定した故障モードを踏まえてフォールトツリーの基事象を展開する。
M-4	故障率データ整理	再処理の PRA で使用する故障率を適用することとし、該当する故障率がない機器については、機器故障率データベース等により、評価に必要なデータを整理する。
M-5	人的過誤パラメータ整備	重大事故対策における手動操作について、人的過誤率データベース等により、評価に必要なデータを整理する。
M-6	非信頼度の算出	整備した故障率及び人的過誤率を用いて、内の事象を起因とした重大事故対策の非信頼度を算出する。

(2) 重大事故時の被ばく線量評価

MOX 燃料加工施設の安全性向上の取り組みとして実施する重大事故時の対応の信頼性向上にあたり、重大事故時の被ばく線量の低減度合の評価の前提となる、事業変更許可における重大事故時の有効性評価に係る被ばく線量を整理する。

No	項目名	実施内容
<u>M-7</u>	評価方法、 評価条件の確認等	事業変更許可時の被ばく線量評価における、評価方法やパラメータの設定の考え方等の評価条件について整理を実施する。
<u>M-8</u>	不確かさの 評価項目の検討	重大事故時の線量評価結果および不確かさ評価を抽出し整理する。不確かさ評価のうち、線量評価結果に影響を及ぼす項目を整理する。
<u>M-9</u>	評価に必要なデータの収集	線量評価（不確かさ評価を含む）に必要なデータを収集。過去の評価結果を使用する場合は、その後の新知見の収集の中で、線量評価に影響を及ぼす新しい知見（データ）が無いかを確認する。
<u>M-10</u>	評価の実施、 結果の分析	不確かさを考慮した評価を実施し、結果を整理することで安全性向上のための追加措置の方向性を検討する。

○平常時

(1) 従事者被ばくの低減に向けた取組み計画に係る検討

トラブルデータを収集、評価し、従事者の被ばく低減に資する対策を検討しその効果を評価する。

No	項目名	実施内容
M-11	データ収集	トラブル復旧のためにグローブボックスで作業を実施した際の作業場所、発生頻度、作業時間等のデータを収集し、評価モデルの作成対象となる作業を選定する。
M-12	評価モデル作成	No. 1 で選定した評価モデル作成の対象事象について、MOX を取り扱った場合を想定した評価モデルを作成する。
M-13	想定被ばく線量の評価	計算により、MOX を取り扱った場合の想定被ばく線量を評価する。また、評価に用いたパラメータの不確かさを考慮した評価を行う。
M-14	対策検討作業の設定	No. 3 の評価結果と発生頻度を考慮し、優先的に対策を実施する作業を抽出する。
M-15	対策検討	従事者の被ばく影響低減に資する対策として、作業手順の見直しによる作業時間短縮等の対策を検討する。
M-16	対策後の想定被ばく線量の評価	対策を踏まえて想定被ばく線量の再評価を実施し、対策の効果を評価する。

### 3. 進捗状況（2023年7月～12月）

リスク評価に関する実施内容の整理及びスケジュールの検討を実施した。なお以下の内容について実施を予定している。

#### (1) 重大事故時に対する評価

2024年1月着手予定（作業着手時期については、設工認申請作業の検討状況を踏まえ、今後調整する）。

#### (2) 重大事故時の被ばく線量評価

評価期間を半年程度とし、届出時期を考慮して2024年7月着手予定。

#### (3) 従事者被ばくの低減に向けた取組み計画に係る検討

しゅん工後のコールド試験の開始から、トラブルデータを収集予定。



## 内的事象 PRA と地震 PRA の関係について

## 1. PRA 評価内容

再処理施設の内的事象 PRA および地震 PRA における主な評価内容を以下に示す。

	内的事象 PRA	地震 PRA
(1) 主なインプット情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機器故障率（共通原因故障率）</li> <li>・ 人的過誤率（内的）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機器故障率（共通原因故障率）</li> <li>・ 人的過誤率（内的、地震）</li> <li>・ 地震動ハザード曲線</li> <li>・ フラジリティ曲線（地震時における機器の同時損傷の相関性を含む）</li> </ul>
(2) 評価対象機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内的起因の事故シナリオにおける、起因事象の発生および緩和対策に関連する機器。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内的事象 PRA の評価対象機器に加えて、地震時に損傷が想定される機器を考慮。</li> </ul>
(3) 事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ DB（設計基準）範囲</li> <li>・ SA（発生防止）対策</li> <li>・ SA（拡大防止）対策</li> <li>・ 自主対策</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ DB（設計基準）範囲</li> <li>・ SA（発生防止）対策</li> <li>・ SA（拡大防止）対策</li> </ul>
(4) 評価手法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ イベントツリー</li> <li>・ フォールトツリー</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ イベントツリー（階層イベントツリー）</li> <li>・ フォールトツリー</li> </ul>

## 2. 内的事象 PRA および地震 PRA の主な差異について

以下に各項目における主な内的事象 PRA と地震 PRA の差異について記載する。

## (1) 主なインプット情報について

地震 PRA では、機器故障率（共通原因故障率）に加えて、地震動強さに対する年超過確率を表す地震ハザード曲線、ある地震動強さに対する機器の損傷確率を示すフラジリティ曲線をインプット情報として用いる。

なお、フラジリティ評価では強地震動下において複数の機器が同時に損傷する可能性があることを考慮し、機器間の損傷の相関について検討する。

また、人的過誤確率（地震）は、地震時は過酷状況下で事故対策が実施されるため、ストレス値が高い場合の値等を考慮し検討する。

## (2) 評価対象機器

内的事象 PRA で整理した評価対象機器を基に、地震時に損傷が想定される機器を評価対象として選定する。

### (3) 事故シナリオについて

地震 PRA では内の事象 PRA で整理した起因事象および緩和設備をベースとして、内の事象 PRA では考慮しない機器等の損傷を考慮したシナリオを追加して評価する。

なお、内の事象 PRA では以下のとおり、プラント状況によっては自主対策設備を使用できる場合がある。よって、SA 対策を考慮した内の事象 PRA を基本とし、自主対策の考慮についても状況に応じて検討していく。

- ・ 地震時と比較して事故対応に有効な設備が使用できる可能性が高い。
- ・ 自主対策の実施可否判断に必要な、機能喪失範囲の特定が容易。

地震時は複数の安全機能を有する機器が同時に損傷する可能性が高く、自主対策設備は耐震性を担保していないため、地震 PRA では自主対策設備を考慮せず SA 対策のみを考慮したリスク評価を実施する。

### (4) 評価手法について

内の事象 PRA と同様にイベントツリー手法およびフォールトツリー手法によって評価を実施するが、地震 PRA では、地震動により複数の機器が損傷し、複数の起因事象が同時に発生する可能性を考慮し、「階層イベントツリー」等も用いて評価する。

MOX 燃料加工施設におけるリスク評価のイメージ

1. 内の事象の評価

自主的に講じた追加措置に関連する安全対策を対象に、追加措置前後のフォールトツリーを作成し、機器故障率等を推定した上で、その機能が喪失する確率を評価し、相対的な変化量から対策の効果の程度を評価する。

なお、フォールトツリーは、評価経験を積みながら、機器構成の展開等、評価の精緻化に取り組んでいく。

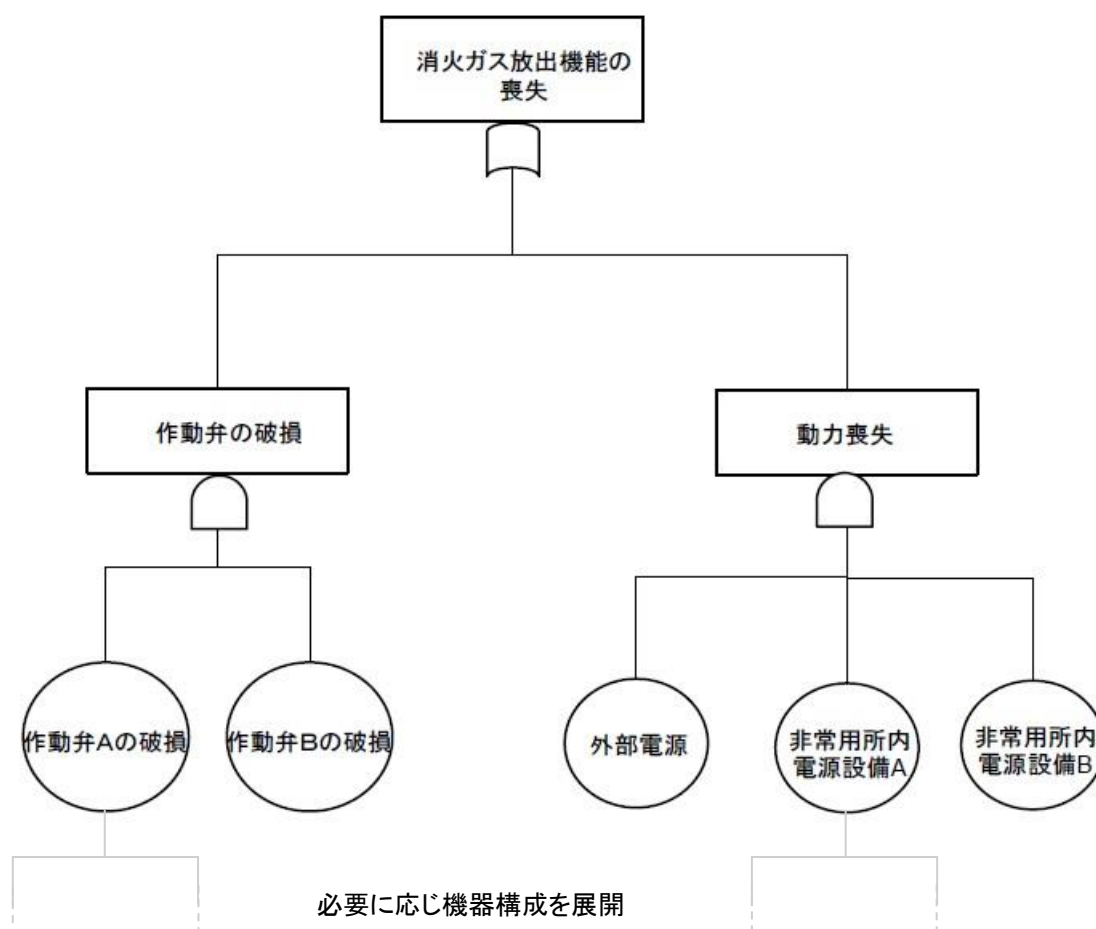


図1 消火ガス放出機能に係るフォールトツリー

## 2. 地震に対する評価

地震に対しては、まず安全裕度評価により機器等の耐震裕度を算定した上で、内的事象に対して作成したフォールトツリーの構造から評価される基事象と頂上事象の因果関係の強さ（フォールトツリー解析の構造重要度）を踏まえ、採るべき安全性向上対策の優先度について検討する。

ここでフォールトツリー解析の構造重要度とは、例えば以下のフォールトツリーにおいて、基事象 A が生起すると他の基事象 B, C に関係なく頂上事象が発生する。基事象 B と基事象 C は理論積で繋がっていることから、どちらか一方の基事象が生起しても頂上事象は発生せず、基事象 A は基事象 B, C よりも頂上事象に対する重要度が高いということになる。

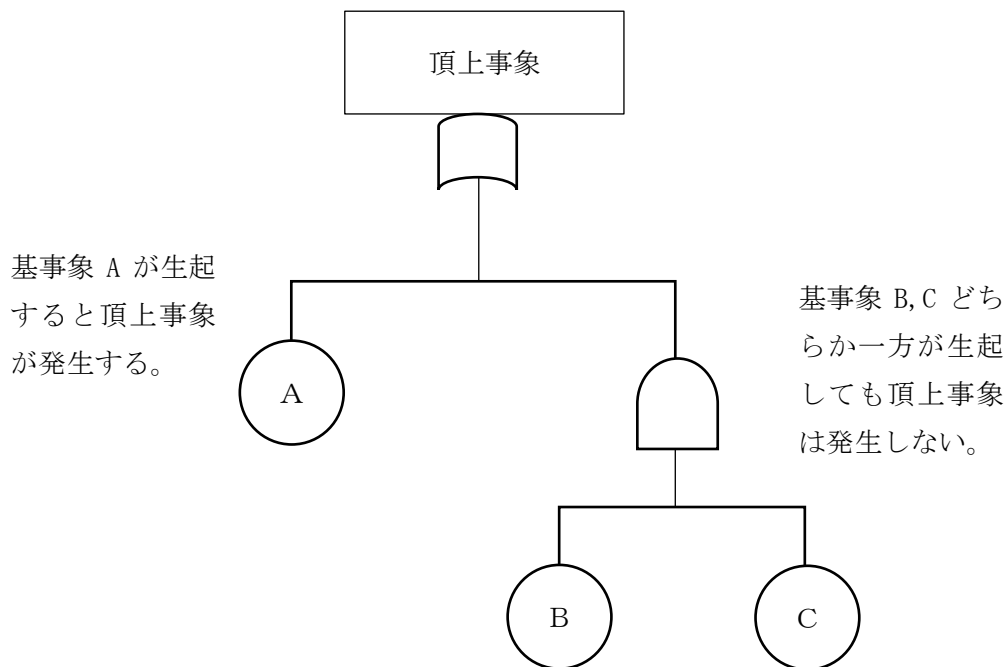


図2 基事象と頂上事象の因果関係の強さのイメージ

具体的な計算方法は次式のとおり。

$$Y = (A - B) / (2^{N-1})$$

Y : 着目する基本事象の構造重要度

A : その基本事象が故障のとき、システムが故障である基本状態の組合せの数

B : その基本事象が正常のとき、システムが故障である基本状態の組合せの数

N : 基本事象の数