

廃炉リスク評価分科会 報告書  
(燃料デブリの現状及びその取り出しにおける  
定量的リスク評価手法の検討)

2019年10月



一般社団法人 日本原子力学会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

廃炉リスク評価分科会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

廃炉リスク評価分科会報告書（燃料デブリの現状及びその取り出しにおける  
定量的リスク評価手法の検討） の公開にあたって

福島第一原子力発電所の廃炉は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。このため、日本原子力学会としてこの問題に長期に取り組み、福島第一の廃炉作業が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行うとともに福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会（学会事故調）の提言・課題をフォローするため、2014 年度に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」を設置し、廃炉作業全体を俯瞰し学会としてふさわしい様々な課題に取り組む活動を行っている。

現在、福島第一原子力発電所の設備、特に建屋の構造の性能の学会としての確認、同設備の強度基準検討、廃炉作業に求められるロボット技術開発の掘り下げ、廃炉作業に伴う「リスク」についての検討、及び廃炉作業で発生する放射性廃棄物を含む廃棄物の扱いの検討などについて、分科会を設置して課題の掘り下げを進めている。

福島第一原子力発電所の事故が発生して 8 年を経過する中、現在計画されている燃料デブリ取り出し作業に関し、その原子力安全へのリスクにかかる定量的評価手法について、各分野の専門家の観点でレビューを実施することを通じてその改善と確立に資するため、廃炉リスク評価分科会を 2018 年度に設置した。その結果が一通りまとまったので日本原子力学会ホームページに公開し、広く共有するものである。燃料デブリ取り出し時のリスク評価手法に対する皆様のご理解の一助となれば幸いである。

今後も各分科会の報告・提言がまとまり次第 逐次、報告、公開して行く予定である。

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

委員長 宮野 廣

2019 年 10 月

日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会  
「廃炉リスク評価分科会」の設置について

2014 年度に設置された廃炉検討委員会は、廃炉作業に関連する様々な課題について分科会を設置して課題の掘り下げを進めている。その中で、2015 年にリスク評価分科会が設置され、廃炉作業における安全性、環境保全、プロジェクトの円滑な進捗のためのリスク情報の活用について、2 年にわたって検討が行われた<sup>1</sup>。そこでは、設計や運用の情報が確定しない状態での定量的リスク評価を行う場合にも適用できる方法として、Garrick の Quantitative Risk Assessment の方法<sup>2</sup>を参考として、3 号機使用済燃料プールからの燃料取り出しを例にしてその考え方を適用した。定量評価ツールは Failure Mode and Effects Analysis (FMEA) をベースとしており、抽出した事象の発生頻度と影響を工学的判断により評価して、対策を必要とする事象の優先度を定める方法を提示した。

また、廃炉作業に関する個別課題について随時ワークショップが開催されており、2018 年には、廃炉作業時の管理目標のあり方についての議論が行われた<sup>3</sup>。そこでは、廃炉作業に関連するリスク抑制活動の深さと広さ、あるいは廃炉作業に伴う作業員及び公衆の過度な放射線被ばくのリスク（原子力安全に係わるリスク）を受容できる範囲内に管理するための目安を管理目標とし、これを検討する際の基本的な考え方や具体例が提示されている。この議論ではまた、廃炉作業における長期にわたるリスクレベルを現状から低下させていく活動であると捉え、管理目標は、長期リスクを減少させる際に短期リスクが増大する可能性のある作業の判断の目安になり得るとしている。

このようにリスク情報は、廃炉作業を安全かつ円滑に進めるための意思決定に利用することが期待されており、またそれが可能であると考えられる。そのためには、廃炉作業時のリスクだけでなく、現状におけるリスクと比較するためのリスク評価手法が求められる。そこで、廃炉検討委員会は、現在計画されている燃料デブリ取り出し作業に関し、上記リスク情報の活用目的に適った定量的リスク評価手法の確立に資することを目的として、2018 年度に廃炉リスク評価分科会を設立した。その委員構成と活動状況を付録 2 に示している。

廃炉リスク評価分科会 主査  
山本 章夫

---

<sup>1</sup> 「リスク評価分科会の活動のまとめ～廃炉の過程におけるリスクの評価とマネジメント～」(2018 年 5 月) 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 リスク評価分科会

<sup>2</sup> J. B. Garrick “Quantifying and Controlling Catastrophic Risks” Elsevier, 2008

<sup>3</sup> 「福島第一原子力発電所の廃炉作業に関わる管理目標の考え方について」(2018 年 12 月) 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

## 目次

1.	本報告書の目的	5
2.	リスク評価にあたっての考え方	6
2.1	廃炉作業における様々なリスクと評価対象	6
2.2	定量的リスク評価の目的	6
2.3	リスク指標	7
2.4	前提条件と適用限界	9
2.5	リスク分析手法への要求事項	10
3.	分析手法	11
3.1	分析の方針	11
3.2	ハザード分析	12
3.3	シナリオの定量化	18
4.	分析手法の適用性検討と今後の課題	23
4.1	分析対象の例	23
4.2	分析手法の適用性検討	24
4.3	今後の課題	25
5.	おわりに	28
付録1	水素燃焼モデルの検討例	29
付録2	廃炉リスク評価分科会の活動	33

## 1. 本報告書の目的

福島第一原子力発電所の事故が発生して8年を経過する中、様々な対策が実施された結果、燃料デブリは現在、一定の準安定状態を維持していると考えられるが、中長期的には準安定状態からの逸脱や施設の経年劣化等の可能性がある。このようなリスクを速やかに低減するため、燃料デブリを取り出して、より安定で安全な状態で保管することが計画されている。

燃料デブリを取り出す作業は、現在の準安定状態に手を加え、格納容器に開口部を設けて燃料デブリにアクセスし、準安定状態に変化をもたらす行為であり、作業に伴って放射線リスクが増加する可能性がある。このようなリスクの変化を考慮しつつ取り出し作業を進めなければならない。このリスク低減戦略を検討するにあたっては、これらのリスクをできるだけ定量的に把握すると同時に、作業前後のリスク変化の定量的な把握も必要であることからそれらの定量的評価手法が求められる。本報告書の目的は、福島第一の廃炉作業を安全かつ円滑に進めるための様々な意思決定へ適切なリスク情報を提供するための方法とその適用について見解を示すことである。

廃炉リスク評価分科会では、その目的を、燃料デブリの取り出し作業による原子力安全へのリスクの定量的評価手法の検討とし、廃炉作業そのものにかかわるリスクの定量評価は対象としていない。具体的には、原子力損害賠償・廃炉等支援機構がこれまでに開発したリスク評価手法のレビューを中心に、廃炉におけるリスク評価の目的を再確認し、福島第一原子力発電所の現状を踏まえて、合理的に実現可能なリスク分析手法について幅広く議論した。

本報告書は、1年にわたる廃炉リスク評価分科会の活動をまとめたものである。2章には、リスク評価の対象と目的、さらに、その目的を達成するためのリスク分析手法への要求事項を記載する。3章には、原子力発電所や核燃料サイクル施設で用いられている手法をベースに検討したリスク分析手法について記載する。4章では、3章の分析手法が2章の目的や要求事項に適合しているかどうかを確認すると共に、本分科会の活動を踏まえた今後の課題を記載する。

## 2. リスク評価にあたっての考え方

### 2.1 廃炉作業における様々なリスクと評価対象

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進めていく上では、以下の様々なリスクが相互に関連すると考えられる。

- ・ 原子力安全\*に関するリスク
- ・ 放射性物質や放射線に起因しない一般の労働安全に関するリスク
- ・ 廃炉作業に要する費用増加に関するリスク
- ・ 廃炉作業に要する期間増大に関するリスク
- ・ 廃炉作業で発生する放射性廃棄物増加に関するリスク
- ・ 廃炉作業に関わる人材確保に関するリスク
- ・ 風評被害等の社会的要因に関するリスク
- ・ その他のリスク

これらのリスクは、いずれも廃炉作業における意思決定の重要な要素（キーエレメント）となるが、本検討で対象とする燃料デブリの取り出し作業は、高い放射能を持つ燃料デブリの状態や位置を変化させる行為になるため、原子力安全に関するリスクを対象とする。

### 2.2 定量的リスク評価の目的

現在の福島第一原子力発電所には、事故によって発生した一般の原子力施設には存在しない汚染水、使用済燃料、燃料デブリ、また、廃炉作業に伴って生じる廃棄物等の様々なリスク源が存在する。福島第一原子力発電所における廃炉作業とは、これらの現存するリスク源に起因するリスクを低減させる行為である。一方で、図1のとおり、廃炉作業は事故後に確保した現状の準安定状態に外乱を与える行為であり、これに伴いリスクが増加する可能性がある。したがって、リスク低減対策を講じる際には、作業における不測の事態に伴う一時的なリスクの増加を十分に抑制できるようにすることがリスクマネジメントにおいて重要になる。

このようなリスクマネジメントは、以下のようなリスクの比較検討を通じて行うことができる。

- ・ 現存するリスク及び作業における不測事態のリスクを把握し、それらを比較検討することによって、作業の実施に際して行う様々な意思決定において着目すべきリスク因子を特定することができる。
- ・ 廃炉作業の実施に伴う不測事態による一時的なリスクの増加量と作業の進捗による現存リスクの低減効果を比較することによって、廃炉作業の方策及び実施判断

---

\* 原子力安全の目的は、原子力施設に起因する放射線リスクから人と環境を防護することである。

に係る意思決定に資することができる。

- ・ 様々な廃炉作業手段による現存リスクの低減効果と作業に伴う不測事態による一時的なリスクの増加量を相互比較することによって、より合理的な廃炉作業手段を選択することができる。
- ・ 一時的なリスク増加の要因を比較検討して主要因を特定することができれば、リスク低減対策に効果的に資源を投入することができる。

なお、廃炉作業の進捗によるリスク低減効果と不測事態に伴うリスク増加のバランスを監視し、全体として施設のリスク低減に対する廃炉作業の有効性を把握する上で、長期間にわたるリスクレベルの時間積分値（リスク時間積分値）も考慮する必要がある。

本検討における定量的リスク評価の目的は、上記の比較検討を通じてリスクマネジメントに有益な情報を提供することである。

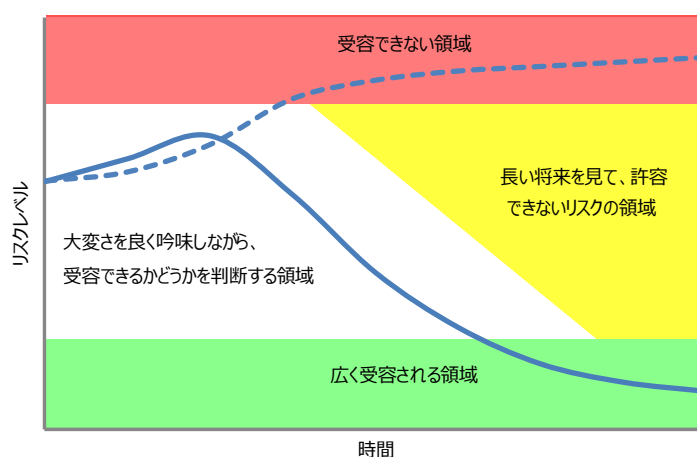


図1 リスクレベルの時間変化<sup>4</sup>

- 点線：現存するリスク源に対して何も対策を講じない場合（経年劣化等によりリスクは増大する可能性がある）
- 実線：現存するリスク源にリスク低減対策を実施した場合

### 2.3 リスク指標

定量的リスク評価の目的であるリスクの比較検討を実施するためには、リスクを定量的に表す指標（リスク指標）の設定が必要である。様々なリスク指標の中から、定量的リスク評価の目的に応じて最も適切なものを選定することが重要である。

<sup>4</sup> 「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2017」（2017年8月31日）及び「同 2018」（2018年10月2日）原子力損害賠償・廃炉等支援機構

一般に、シナリオ、頻度及び影響の組み合わせ（リスクトリプレット）によりリスクは表現できる。このため、シナリオごとのリスク指標として頻度と影響を評価する必要がある。また、リスクの比較検討のためには、その施設の存在又はある工法の採用によってもたらされる全シナリオを考慮したリスクの大小を比較するための指標が必要となる。

このようなリスクを比較するための頻度に関する指標として、原子力施設の確率論的リスク評価（PRA）では、影響が大きいシナリオが単位期間（通常は1年）あたりに発生する確率が用いられている。例えば、炉心損傷頻度や格納容器機能損失頻度である。廃炉の場合は、これらは直接には適用できないので、一定の放射性物質放出量を超える事象や一定の被ばく線量を超える事象の発生頻度を指標とすることが考えられる。

ただし、このような指標は単位期間内のリスクを相対的に比較するための指標である。これらに加えて、廃炉の場合には、作業目的の達成までのリスク時間積分値を比較できる指標も望ましい。例えば、仮に、ある工法では燃料デブリの取り出しに10年を要するのに対し別の工法ならば3年で終わるとすれば、両手法を採用したときの終了までの期間のリスク時間積分値を比較できることが望ましい。そのような指標としては、一定の放射性物質放出量を超える事象や一定の被ばく線量を超える事象の工程期間内発生確率が考えられる。また、廃炉作業により現状のリスクを取り除いたことの利益は、全作業期間のリスク時間積分値と、現状のリスクの長期にわたるリスク時間積分値を比較して評価することになる。このような積分型の指標は、年あたりの事象発生確率が評価できればそれを用いて評価できる。

なお、こうした指標の利用にあたっては、評価結果の数値に不確かさがあることを踏まえれば、単に結果としての数値を比較するだけでなく、シナリオ分析の結果を活用することが重要である。人的過誤による重量物落下に起因して生ずる事象のように、得られた結果が特定の廃炉作業に強く依存するのか、あるいは地震による電源喪失や冷却失敗に起因して生じる事象のように、特定の廃炉作業への依存度が比較的低いものか等、支配因子に関する定性的考察を併せて行うことが重要である。

また、影響に関する指標としては、公衆、廃炉作業従事者及び環境を対象として設定する必要がある。「原子力安全の目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」<sup>5</sup>ことから、以下の三点が考えられる。

- ・ 周辺公衆に対する放射線の影響
- ・ 廃炉作業員に対する放射線の影響
- ・ 放射性物質の敷地外放出による環境汚染

一般に放射線による被ばくは、燃料デブリ取り出し等を含む計画されたもの（通常被ばく）と、不測事態が発生することによる異常時の被ばく（潜在被ばく）に分けられる。本検討で

---

<sup>5</sup> AESJ-SC-TR005:2012 標準委員会技術レポート「原子力安全の基本的考え方について 第I編原子力安全の目的と基本原則」（2013年）



取り扱うリスクは潜在被ばくが対象となる。

本検討では、以下に示す公衆及び環境への影響を定量的指標とすることが考えられる。

- ① 放射性物質の閉じ込め施設からの放出量
- ② 敷地境界外放出による周辺への影響（敷地境界線量）

これらは、公衆及び環境への影響を定量的に表すものである。作業員や作業の成立性の観点から作業が必要な地点における放射線影響等も重要であるが、作業時間や作業場所等が確定していない現状では定量化は困難である。このため、公衆への影響で代表させることが現実的である。今後、設備や作業手順が確定していく中で必要に応じて評価する。

上記の影響として、①放射性物質の閉じ込め施設からの放出量を設定する場合には、異常時に閉じ込め施設外へ気相放出及び液相放出される放射性物質の放出量 (Bq) を指標とすることが考えられる。さらに、人への影響を考慮して核種ごとに線量係数を乗じて得られる内部被ばくの預託実効線量に相当する量 (Sv) を指標とすることもできる。②敷地境界外放出による周辺への影響（敷地境界線量）については、気体放射性物質の放出による敷地境界線量（実効線量 Sv）を代表として指標に設定することが考えられる。

#### 2.4 前提条件と適用限界

福島第一原子力発電所は事故の影響を受け、通常の原子力発電所とは異なる状況にある。また、プラント状況には不明確な点も多く、廃炉作業の内容は未確定な部分が多い状況である。具体的には、放射性物質の分布や格納容器 (PCV) の状態等に不明確な状況が多く、その結果、リスク評価においても、事象の発生頻度や発生した場合の影響の不確かさが大きい。また、廃炉作業においても、今後の調査や工法の検討に伴い、燃料デブリ取り出しのための工法や工程も変更される可能性がある。そのため、リスク評価を実施する上では、評価に用いた前提条件を明確にし、それらの評価結果への影響を感度解析等により把握することが重要である。

また、限られた情報に基づきリスクを評価することになるため、評価手法や評価結果の精緻化を初めから追求するよりも、全体として、シナリオ (何が生じて、どのように進展して、どのような影響を引き起こすか) を把握し、シナリオの発生頻度や影響を考慮した重要性に基づいた絞り込みを行った上で、必要に応じて精緻化に進むべきである。

リスク評価の過程で得られる情報は有効に活用すべきであるが、定量的な結果 (定量値) については適用限界を明確にする必要がある。

2.3 節のリスク指標①は、放出量を実効線量に相当する量に換算して表した場合、絶対値としての意味を有しておらず、実際には相対的な意味しか持たない。しかしながら、気体放射性物質も液体放射性物質も対象としており、2.2 節で述べた様々な比較検討に利用できる。

一方、リスク指標②は、敷地境界線量であり絶対値としての意味を有している。本来この

指標は、管理目標等と照らし合わせることによって、廃炉作業時の安全確保水準を監視するためのものである。しかしながら、福島第一原子力発電所に関しては、現在得られている情報及び 3 章で述べるリスク分析手法の精度を前提とした場合、評価結果の保守性や不確かさを把握した上でリスク指標②を活用する必要がある。なお、評価結果に不確かさが含まれるために、評価結果を管理目標等と直接比較し、この結果のみに基づいて機械的に安全性を判断することは適切ではないと考えるべきである。これは、一般的なリスク評価と同様の留意事項である。リスク評価の結果は安全性を評価するための重要な情報であるが、その他の多角的な情報も合わせて検討を行う必要がある。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、原子炉圧力容器（RPV）及び PCV の内部調査、燃料デブリのサンプリング、燃料デブリの取り出し作業等、ステップ・バイ・ステップで進められていくと考えられる。今後の廃炉作業の進捗や内部調査によって、プラント状態や作業内容が変化し、得られる情報も増加するため、各ステップでリスクが変化すると考えられる。これらの情報や変化を継続的に取り入れたリスク評価を実施していくことも重要であり、その都度、評価の前提条件や適用範囲等を明確に提示し、関係者間で認識する必要がある。

## 2.5 リスク分析手法への要求事項

2.2 節で示した定量的リスク評価の目的であるリスク情報を取得するためには、現状と廃炉の各工程におけるプラント状況、作業及び工法の特徴並びにその違いを特定し、それらが適切に反映されたリスク分析を実施することが求められる。

したがって、リスク分析手法に対する要求事項として、上記の特徴や違いを踏まえた事象進展シナリオの抽出及びシナリオ間の差異を特定できること、また、事象進展シナリオの定量化において、上記の特徴や違いが頻度や影響に与える要因を特定し、その特徴や違いを頻度又は影響の定量化に反映できることが必要である。

### 3. 分析手法

定量的リスク評価を実施するために、2.3節のリスク指標の計算に適した分析手法を確立する必要がある。この分析手法は、2.2節の定量的リスク評価の目的及び2.5節のリスク分析手法への要求事項に適ったものでなければならない。

本検討では、燃料デブリが存在する現状におけるリスク及び廃炉作業時において燃料デブリの取り出しに伴うリスクを対象とした分析手法を取り上げる。燃料デブリは、福島第一原子力発電所のリスク源の中でも保有する放射能が大きく、定量的リスク評価が期待される。また、燃料デブリは特に情報が不足しているリスク源の1つであり、調査や取り出しのための技術開発や作業計画を準備しているところであるため、これらの調査等が進展し、有益な知見が得られるに従い、この定量的リスク評価は更新されるべきである。

なお、本検討で取り上げる分析手法は、廃炉作業のある時間断面を対象としたものである。廃炉作業の進捗に伴うリスク変化及びリスク時間積分値を評価するためには、まずはこの分析手法を確立し、これを適用してそれぞれの時間断面の評価を実施する。このとき、コンクリート等の経年劣化や燃料デブリの変化等の程度及びそのリスクへの影響の定量化は、本検討に追加して検討する必要がある。これらの経年劣化等の検討を踏まえて、必要に応じてリスク分析手法への反映又は見直しを行わなければならない。

#### 3.1 分析の方針

定量的にリスクを分析する上では、リスク評価に対する説明性や分析の論理性が重要になることから、事象進展シナリオの抽出方法や頻度及び影響を定量化する方法を確立する。

定量的リスク分析手法としては、原子力発電所ではPRAの利用が進められており、核燃料サイクル施設向けには総合安全解析（ISA）が整備されている。両者に本質的な相違はないと考えられるが、事象発生時における影響の相違からISAでは簡易的な評価が可能となっている。例えばISAでは、発生確率をオーダーに基づく指標で表し、後述する五因子法で放射性物質の放出量を評価する。

福島第一原子力発電所の廃炉作業を対象とする場合、現状では得られる情報が限られていることから、現時点で精緻なモデル化を行うことは困難であり、ISAのような簡易的な手法を参考にすることが現実的である。一方、内部調査や燃料デブリの取り出しが進むにつれて、リスク評価に必要な情報が蓄積されることが期待される。初期の評価において、リスクへの寄与が大きい因子については、必要に応じて今後得られる情報を反映していくことが重要である。そこで、本検討では、このような精緻化にもできる限り対応出来る手法について検討する。なお、精緻化の要否については、必要となる資源と便益を考慮して判断すべきである。

リスク分析は、通常行われるように以下の手順で実施する。

- ・ ハザード分析を実施して、事象進展シナリオを体系的に抽出する。
- ・ 概略的なリスク評価を実施して、抽出された事象進展シナリオを、詳細なリスク評価が必要なものとそうでないものにスクリーニングする。
- ・ 必要と判断された事象進展シナリオについて、詳細なリスク評価を実施する。

## 3.2 ハザード分析

### (1) 分析対象の設定

事象進展シナリオを抽出するにあたり、分析対象を明確にする必要がある。具体的には、現在の状態及び廃炉作業工程のうち、分析対象のプラント状況を明確にするとともに、環境に放出される可能性があるリスク源を特定し、その放出経路や誘因事象の特定も必要となる。その上で、特定したリスク源が系統設備の故障等の内部事象や地震等の外部事象を誘因として、環境に放出される事象進展シナリオや最終状態を把握する。

分析対象は、現在の状態から廃炉作業の進捗に応じて変化する燃料デブリ等のリスク源の状態や系統設備（安全対策も含む）等のプラント状況の変化を把握した上で設定する必要がある。

以上を踏まえ、事象進展シナリオを抽出するにあたっては、以下に示すような評価範囲の中から分析対象を明確にし、関係者間で認識する必要がある。

#### ① リスク源の設定

以下に示すように、リスク源の位置や性状を明確にする必要がある。特に、燃料デブリは塊状デブリと粉状デブリの違いによって、また事故時に放出され RPV 及び PCV 内に残留している核分裂生成物 (FP) は構造物との吸着状態等によって、事象進展シナリオに伴う放出のされやすさが異なる。特定が困難な場合は、放出の可能性がある様々な位置や性状を想定して分析を行う。

- ・ 燃料デブリ（炉心部、RPV 底部、PCV 底部等）
- ・ 事故時に炉心から放出された残留 FP（RPV 内、PCV 壁面等）
- ・ 建屋内滞留水
- ・ 再臨界が生じた場合に放出される FP

#### ② プラント状況の設定

リスク分析の対象とするプラント状況や廃炉作業内容を明確にする必要がある。現状においては、冷却システム、窒素封入システム等安定状態を維持している系統設備や PCV の状態（微正圧状態）等が考えられる。廃炉作業の進捗に伴い、閉じ込め機能の強化（PCV の補修、取り出しセルの設置、負圧管理等）、冷却水の循環システムの変更や燃料デブリ取り出しのための装置の設置及び作業（切削、移動、集塵等）が

考えられる。参考として、燃料デブリ取り出し時の閉じ込め機能の例を図2に示す。

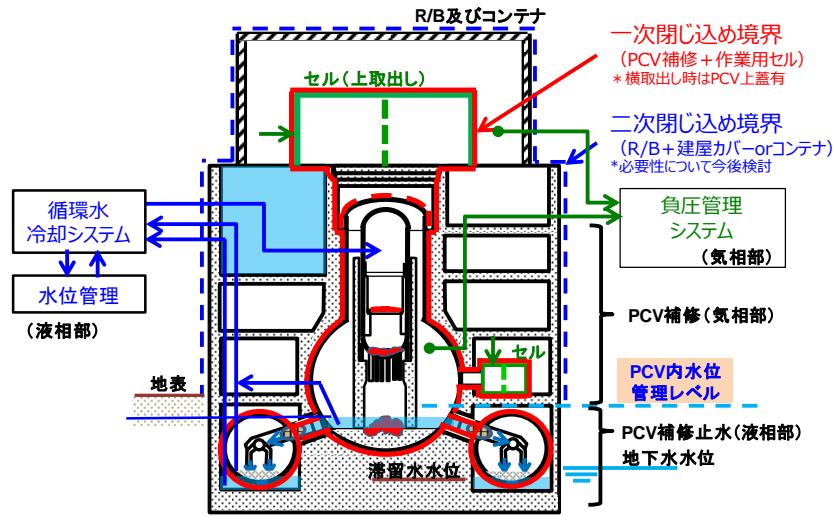


図2 燃料デブリ取り出し時の閉じ込め機能の例 (資料4の図を一部変更)

廃炉作業工程の整理にあたっては、図3に例示するように工程を設定して各々の作業内容等を整理する。その上で、ある工程を対象とした場合には、その工程における系統設備やプラント状況を、前段の工程や同時並行で実施される工程も踏まえて特定する必要がある。例えば、燃料デブリ取り出し工程を対象とする場合には、工程Fにおいては、工程EによってPCV底部の燃料デブリが取り出されていることを考慮する必要がある。

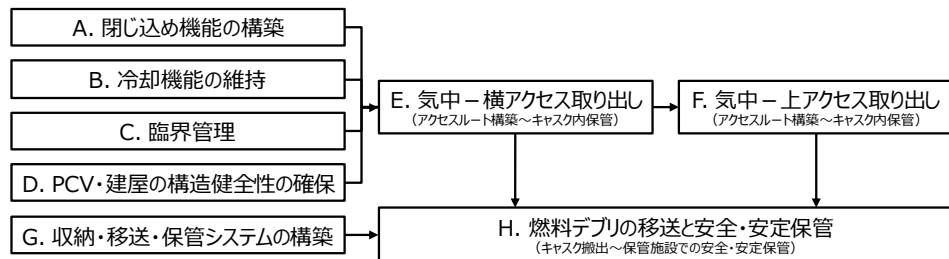


図3 燃料デブリ取り出し工程の例 (資料4を基に作成)

### ③ 誘因事象の設定

事象進展シナリオの起点となる誘因事象は、本来、表1等を参考にして、施設の形態、地形及び気候をもとにスクリーニングを行いつつ網羅的に選定する必要がある。本検討では手法の開発を目的としているため、内的事象としてはランダム故障及び人的過誤を、外的事象としては地震を例に検討を行う。

表 1 誘因事象の例<sup>6</sup>

内的事象	外的事象		
	内部ハザード	外部ハザード	
		自然ハザード	人為ハザード
機器のランダム故障 人的過誤 外部電源の喪失	内部火災 内部溢水 内部ミサイル 内部爆発 重量物落下 化学物質放出 その他	地震 外部火災 津波 強風 火山噴火 隕石落下 生物学的現象 異常気象 その他	原子力施設外の爆発 原子力施設外での化学物質放出 航空機落下 意図的な不法行為 その他

(2) 事象進展シナリオの抽出

事象進展シナリオは、頻度や影響が小さいと想定されるものであっても最初から除外せず、できる限り網羅性を目指すことが重要である。そのためには、体系的な手法の活用や評価の前提条件の提示によって抽出過程の明確化や論理性を示す必要がある。

体系的な分析手法としては、Master Logic Diagram (MLD)、Hazard and Operability Study (HAZOP) 及び FMEA 等がある。MLD は放射性物質が放出されるための要因分析を実施することにより、事象進展シナリオを抽出するトップダウン的な手法であり、HAZOP や FMEA は系統設備の機能喪失やプラントパラメータの変化から、リスク源が環境へ放出される事象進展シナリオを抽出していくボトムアップ的な手法である。

MLD による分析では、「意図しない放射性物質の放出」を頂上事象として設定し、頂上事象に至る要因を分析する（図 4 及び図 5 を参照）。その要因としては、燃料デブリの粉体化等移動性の高い放射性物質を増加させるような「リスク源への影響」と、フィルタ機能喪失等「閉じ込め機能への影響」が考えられ、これらの要因を徐々に遡っていくことにより、事象進展シナリオの分析が可能になる。上記の事象の他に、「リスク源への影響」としては、粉状デブリの舞上り事象、燃料デブリ切削粉の過剰発生、事故時に炉心から放出された残留 FP の再放出、再臨界による FP 発生等が要因として想定される。一方、「閉じ込め機能への影響」としては、構造物の損傷や PCV 内の内圧上昇等の事象が要因として想定される。このように、MLD による分析は、頂上事象に至るまでの要因を階層的に分析する手法であり、各階層の分類ごとに事象進展シナリオを整理することが可能である。

HAZOP による分析では、表 2 に示すとおり、PCV 等の区画や冷却システム等の系統設備

<sup>6</sup> AESJ-SC-RK003:2018 日本原子力学会標準「原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義」(2019 年)

を対象として、これらに関わるパラメータの変化を起点に事象進展シナリオを抽出する。一般的には FPTLC パラメータ（流量（F）、圧力（P）、温度（T）、水位（L）、濃度（C））がよく用いられる。これらに加えて福島第一原子力発電所の燃料デブリ及び取り出し作業を対象として、燃料デブリの状態（性状や位置等）や作業量（過剰切削等を想定）等をパラメータとして、これらの変化を起点とした事象進展シナリオについても抽出する。

区画を対象にした場合は、PCV 内の圧力や放射性物質濃度の変化等、MLD の頂上事象に近い事象を捉えることができる。一方、系統設備を対象にした流量等のパラメータの変化は、MLD の下方に位置する原因に近い事象を捉えることができる。HAZOP では、このようにパラメータをうまく設定すれば、広範囲の事象進展シナリオを抽出することができる。また、HAZOP による分析は、表 2 のようにプラント状況、工法及び作業に関わるパラメータを選定できるため、2.5 節の要求事項を満たすと考えられる。

表 2 HAZOP による分析例

分類	場所/設備	主な要求機能	パラメータ	ずれ	起こり得る事象
区画	PCV	燃料デブリ・FP の閉じ込め	圧力	上昇 低下	負圧喪失 空気流入
			水素濃度	増加	水素燃焼
			FP 濃度	増加	放出量増加
系統設備	負圧管理系	PCV 内の負圧維持	排気量	増加 減少	PCV 内圧低下、空気流入 PCV 内圧上昇
	窒素封入系	窒素封入による不活性化	供給量	増加 減少	PCV 内圧上昇 水素濃度増加
燃料デブリ	炉心部、 RPV 底部、 PCV 底部	崩壊熱が除去され、現在の位置に留まっていること	性状	形状変化 粉体化	再臨界 浮遊デブリ増加
			位置	落下	浮遊デブリ増加、再臨界
取り出し作業	切削装置	燃料デブリの切削	切削粉発生量	過大	浮遊デブリ増加、再臨界

FMEA による分析では、設備や作業が具体化されている場合には、故障や失敗を想定しやすくと考えられる。しかしながら、作業工程の詳細を検討中の現状においては、FMEA のこのような特徴が十分に活かされない可能性がある。

上記のように、MLD は論理的な思考によるシナリオ抽出方法であり、HAZOP 等は多数のシナリオを抽出することに優れている。これらの特長を生かして、HAZOP 等で抽出された多数の事象進展シナリオを、MLD を用いて分類・整理することは有効である。このように、ボトムアップ手法とトップダウン手法の組み合わせにより、論理的で見落としの少ない事象進展シナリオの抽出が可能になる。

なお、2.2 節のリスク評価の目的を達成する上では、燃料デブリの取り出し時における事象進展シナリオを抽出する際、廃炉作業特有の系統設備や人的作業に着目することが重要である。例えば、前項(1)で例示した工程のうち工程 E では、取り出し装置の落下による塊状デブリの粉体化、切削粉集塵装置の故障による切削粉の集積、誤操作による燃料

デブリの落下及び過剰な切削による切削粉の過剰発生等のシナリオが考えられる。

### (3) 起回事象の設定

起回事象は、通常の原子力発電所に対しては「通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器機能喪失、及び／又は放射性物質などの放出を伴う事故へ波及する可能性のあるもの」と示されている<sup>6</sup>。これを、2.3節で示したリスク指標を踏まえて福島第一原子力発電所に当てはめると、「現状の安定状態又は通常の取り出し作業を妨げる事象であって、意図しない放射性物質の放出へ波及する可能性のあるもの」と考えられる。このとき、前項(2)で述べたように、「閉じ込め機能への影響」と「リスク源への影響」を考慮する必要がある。このような事象として、3.2(1)②のプラント状況を参照すると、冷却や窒素封入の機能喪失、PCVの損傷、燃料デブリ取り出し装置や作業の異常等が該当すると考えられる。

通常の原子力発電所では、過去のトラブル事例や許認可上の過渡・事故事象等を参考に起回事象が設定されているが、福島第一原子力発電所ではそのような蓄積はない。そこで、以下のような起回事象の設定方法が考えられる。例えば、冷却機能喪失に関わる起回事象として、冷却システムを構成する様々な機器や設備の損傷又は故障を設定することができる。この場合、誘因事象として、ランダム故障や人的過誤等の内的事象に由来する場合は、上記システムの構成要素のうち、HAZOP分析の結果等から損傷確率や損傷したときの影響等を考慮して、特定の構成要素の機能喪失を設定する方法が考えられる。一方で、特定の構成要素に限定せず、システム全体の機能喪失（頻度評価上は構成要素のいずれかが機能喪失することを想定する）を起回事象として設定することもできる。地震等の外的事象が発生した場合も、構成要素のいずれもが機能を喪失する可能性があるため、システム全体の機能喪失を起回事象とすることが考えられる。

図4及び図5は(1)～(3)で述べたハザード分析を整理した例であり、誘因事象から起回事象を経て、事象進展を辿って頂上事象に至る経路を示している。3.3節でシナリオを定量化する際は、これらのうち特定の経路を辿って頻度及び影響を計算する。



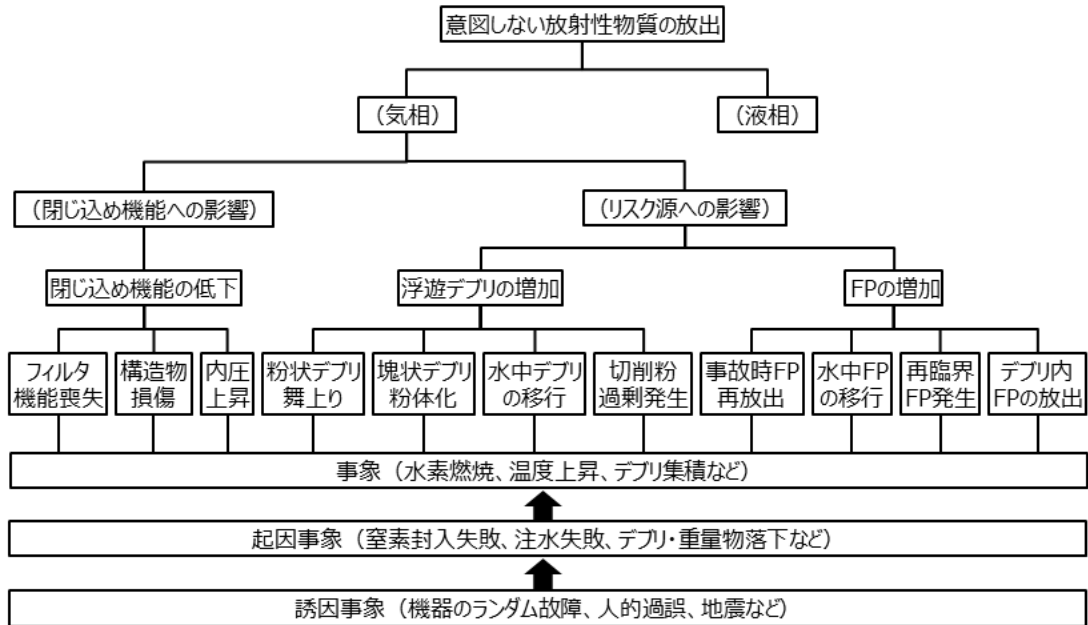


図4 気相放出に至るシナリオの例

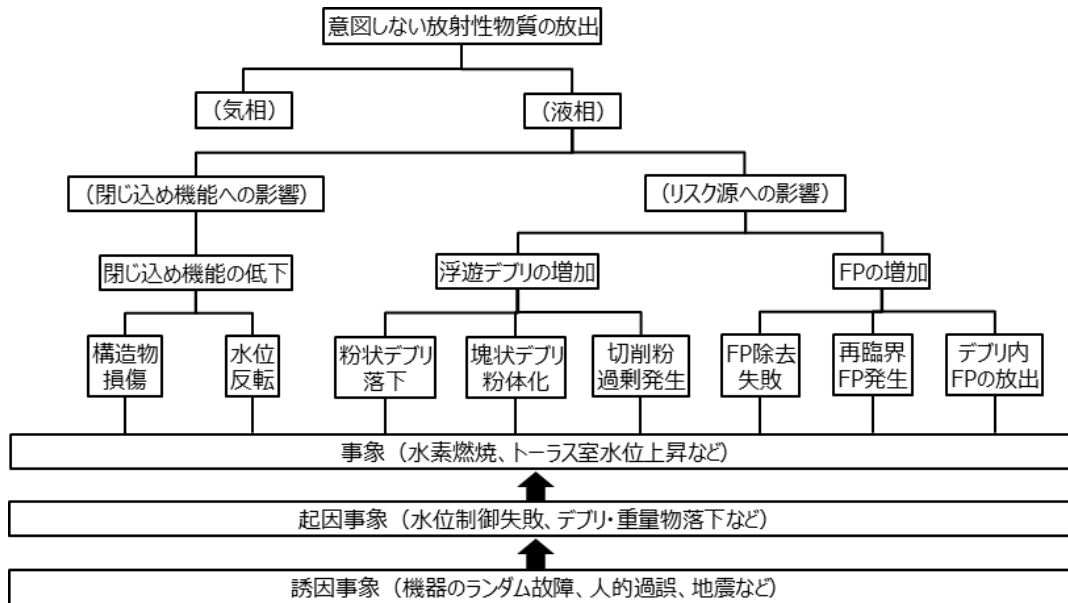


図5 液相放出に至るシナリオの例

#### (4) シナリオのスクリーニング

ハザード分析で得られた多数の事象進展シナリオの中で、優先的に定量的リスク評価を実施する事象進展シナリオ（優先シナリオ）を選定する。

優先シナリオを選定していくにあたり、ハザード分析で実施したMLDにおける上位の階層の分類ごとに優先シナリオを選定することは、福島第一原子力発電所におけるリス

ク全体の理解のために有効になる。この他にも、安全システムの機能喪失を起点とした事象ごとに優先シナリオを設定することで、より合理的に安全システムの系統間の重要性の理解に有効になる。このように、目的に応じて優先シナリオを選定することが重要であり、優先シナリオの選定目的や、選定にあたっての前提条件及び整理方法についても明確にする必要がある。

このような選定を行うためのスクリーニングは、事象進展シナリオの頻度と影響を定性評価するための重要度評価指標を設定してその過程を明示する等、評価者のバイアスを抑制するための仕組みを設定した上で行う必要があり、工学的判断を利用することができる。重要度評価指標は、例えば、事象進展シナリオの発生頻度の判定基準（「非常に起こり難い」、「起こり難い」及び「起こり得る」等）と影響の判定基準（「影響はない」、「影響はほとんどない」及び「影響があり得る」等）を設定した上で、頻度及び影響の判定の組み合わせに対して重要度の「高」、「中」及び「低」を設定する方法等が考えられる。なお、重要度評価を行う際、発生防止策や影響緩和策を想定し、想定した対策の失敗の頻度や失敗時の影響を踏まえて、スクリーニングする必要がある。

### 3.3 シナリオの定量化

#### (1) 定量化の方針

事象進展シナリオの発生頻度を定量的に分析する手法として、イベントツリー (ET) やフォールトツリー (FT) を利用できる。また、事象が発生した場合の影響を定量的に分析する手法として、原子力施設からの放射性物質の放出量を流動解析等で詳細に求める方法や簡易的に評価する五因子法<sup>7</sup>等がある。

2.2 節の定量的リスク評価の目的である様々な比較検討に利用できる定量性を指すためには、福島第一原子力発電所の状況が不明確であることを考慮すると、最初から精緻な結果を求めることはせず、前提条件を明確にした上で評価を実施し、重要なものについて精度を高めていくことが適切である。そのためには、2.5 節の要求事項に照らし、現状と燃料デブリ取り出し中の相違や取り出し工法間の相違を明確にし、これらがリスクにどのような影響を及ぼすか予め見通しを立てておく必要がある。このような相違点が明らかであれば、その部分についてのみリスクを比較検討することも可能である。

#### (2) 頻度の定量化

事象進展シナリオを起因事象ごとに ET で整理し、ET のヘディングに設定する各事象の条件付発生確率を FT モデルや工学的判断等により設定することで、一連の発生確率が評価できる。

---

<sup>7</sup> NUREG/CR-6410 “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook” (1998)

現状の設備や想定が可能な取り出し設備については、設備を構成する機器の失敗確率から FT によりシステムの機能喪失確率を求めるアプローチが可能である。この場合、地震による機器の損傷確率やランダム故障確率は、公開データベースから類似設備のフラジリティデータ<sup>8</sup>や故障率データ<sup>9</sup>を利用することができる。ただし、廃炉のために新たに設計された機器については、使用実績が少ないことを考慮して、起こりうる故障モード、新たな設計の範囲と故障モードの関係、性能確認試験の条件の範囲や方法等を勘案しつつ、工学的判断により使用実績のある類似機器に対応する最確値を適用し、その値の不確かさを考慮した分析を実施することが考えられる。また、パラメータを保守的に設定した場合、設定したパラメータがリスク評価結果に大きく影響するときには、感度解析を行ってその程度を把握し、評価結果は使用経験がない機器の保守的取り扱いに依存していることを明記することが考えられる。なお、このような分析上の設定に際して、2.2 節の定量的リスク評価の目的である様々な比較検討に対する有効性を確認しておく必要がある。

水素燃焼等の物理・化学現象の発生確率は、現象に関する詳細モデルと工学的判断を組み合わせた手法により計算することもできるが、燃料デブリの所在等が不明な現状では、現象に関する比較的簡便なモデルと工学的判断を組み合わせて評価することが考えられる。このような現象のモデルと工学的判断を組み合わせる手法の対象となる物理・化学現象は、水素燃焼、重量物や燃料デブリの落下及び再臨界等がある。

専門家ヒアリング等を通じて工学的判断を行う場合、物理・化学現象そのものに対する発生確率を求める方法の他に、物理・化学現象の発生状況を分析し（水素燃焼の場合、燃焼体積、水素濃度、着火頻度等の要因が考えられる）、現象が発生する条件をこれら要因の組み合わせでモデル化する方法が考えられる。この場合、各要因が取り得る範囲を工学的判断で設定し、その範囲内での様々な要因の組み合わせに対して現象が発生するか否かを評価し、結果を統計処理して発生確率を計算する（水素燃焼の例を付録 1 に示す）。この方が現象そのものの発生確率よりも、専門家の意見を引き出し易い可能性はあるが、必ずしも精度が上がる保証はない。

工学的判断を実施する場合には、設定根拠に論理的な説明性を持たせるとともに、検討プロセスを明確にする必要がある。複数の専門家の意見を収集し統合することは重要な手段の一つである。また、発生確率に対する不確かさも明示する必要がある。

ET の作成においては、MLD 分析で示した「リスク源への影響」と「閉じ込め機能への影響」の事象進展過程が考えられることから、両者の影響を考慮する必要がある。「リスク源への影響」が考えられる起因事象ごとに ET を作成し、「閉じ込め機能への影響」は全て

---

<sup>8</sup> EPRI TR-1002989 “Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide”

<sup>9</sup> JANSI-CFR-02 「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定」

のETで考慮する方法も1つである。参考として、地震を誘因事象とし、起因事象「窒素封入システムの機能喪失」により水素燃焼が発生するシナリオを含むETの例を図6に示す。図4に示した「閉じ込め機能への影響」である構造損傷、内圧上昇（正圧化）及びフィルタ機能喪失（ガス管理システム）は全てヘディングとして設定してある。

図6の下には、各分岐で何をどのように計算するかを示してある。FTはいずれも、常用系、常用系の復旧及び非常用系で構成されている。図4において「水素燃焼」の発生によって生じる事象（粉状デブリの舞上り等）は、必ず発生すると考えて条件付発生確率を1とし、影響の定量化を実施する。なお、電源喪失は、窒素封入システムとガス管理システムの両方に影響する共通要因として考慮している。



図6 窒素封入システムの機能喪失ETの例

### (3) 影響の定量化

影響を評価するにあたって、以下の五因子法により概算評価が可能である。なお、本手法は内部被ばくを対象にした評価手法であり、作業被ばくの観点では外部被ばくも重要になることから、リスク評価の目的やリスク指標の設定に基づき、適切な評価手法を設定することが重要である。

$$[\text{放射性物質放出量}] = [\text{MAR}] \times [\text{DR}] \times [\text{ARF}] \times [\text{RF}] \times [\text{LPF}]$$

MAR: 事象によって影響を受ける可能性のある放射性物質の総量 (Material At Risk)

DR : 事象の影響を受ける割合 (Damage Ratio)

ARF: 事象の影響を受けたもののうち雰囲気中に放出され浮遊する割合 (Airborne Release Fraction)

RF : 肺への吸入性微粒子の割合 (Respirable Fraction)

LPF: 環境中に漏えいする割合 (Leak Path Factor)

MAR は、3.2(1)①の対象範囲で設定したリスク源の位置、性状を踏まえて設定する必要がある。ただし、特に燃料デブリや事故時に放出された FP について、精度良い推定が困難であるため、この不確かさの取り扱いが重要となる。このような不確かさへの対応として、これまでの検討や事故解析コード等を基に燃料デブリや FP 分布を想定し、その分布について感度解析を実施すること等が考えられる。

DR、ARF 及び RF は、水素燃焼や落下物等によるエネルギーを受けて、塊状デブリの粉体化や粉状デブリの舞上り等の事象が発生した場合における、事象の影響を受ける燃料デブリの割合、事象の影響を受けたもののうち雰囲気中に放出され浮遊する割合、及び肺に吸収され得る微粒子の割合である。これらの設定は、以下の方法が考えられる。

① ハンドブックの推奨値を参照する方法

NUREG/CR-6410<sup>7</sup> 等の核燃料サイクル施設ハンドブックに示される推奨値を適用する方法であり、国内の加工施設向けにも参照されている<sup>10</sup>。この場合、粉体化や舞上りの発生確率を工学的判断等により求める必要がある。なお、推奨値の利用にあたっては、推奨値は様々な実験データを基に保守的に設定されていることを認識すると共に、根拠となっている実験データの取得状況を確認した上で福島第一原子力発電所における事象への適用性を判断する必要がある。

② 付与されたエネルギーと事象の発生割合との相関関係を利用する方法

NUREG-1320<sup>11</sup>等に、水素燃焼や重量物落下等によって付与されたエネルギーと粉体化や舞上り等の発生割合との相関関係が示されており、この相関関係を利用して評価対象事象の発生規模 (DR・ARF・RF 相当) を設定する方法である (水素燃焼の例を付録 1 に示す)。この場合、粉体化や舞上がりの割合及びその条件付発生確率については、次のような扱いが考えられる。

A) 条件付発生確率は 1 とし、舞上がり割合等の値は、付与されるエネルギーの値が取り得る範囲で生じる値を適切にカバーできるように設定する。(完全にカバーできるところに設定すると過大評価になる場合は、設定した値を超える確率が十分小さければ可とする。)

B) 付与されるエネルギーの取り得る値の範囲で、舞上がり割合等が大きく変化する場合には、エネルギー分布を考慮する必要がある。例えば、エネルギーが

<sup>10</sup> JAEA-Technology 2010-004 「MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書」(2010 年)

<sup>11</sup> NUREG-1320 “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook” (1988)

付与される範囲を複数の領域に分けて、それぞれの領域ごとに舞上がり割合等を設定する。発生確率は、付与されるエネルギーの領域ごとに設定し、合計が1になるようにする。この方法は、原子力発電所のレベル2PRAで採用されている分解イベントツリー法 (Decomposition Event Tree 法) と類似の考え方に基づいている。

LPF は、環境又は公衆に対する影響に直結しており、事象進展シナリオに応じた閉じ込め機能の状態を考慮して設定する必要がある。リスク源に対する閉じ込め機能の状態は、PCV等の構造物の状態と換気系の状態に依存する。そのため、事象進展シナリオに応じて、構造物の損傷の程度(全壊、損傷、健全)や換気系の機能(フィルタ機能の有無、内外圧差等)を踏まえてLPFを設定する。

LPF は、上記のプラント状態を踏まえて、放射性物質の放出経路や流路面積・流量等の情報を基に計算される。このような情報が得られない場合には、閉じ込め機能への影響の程度を相対的に判断し、例えば以下のようなLPFの設定(値は参考値)が考えられる。

- ① 閉じ込め機能を有する構造物が全壊： LPF=1
- ② 構造物の損傷、フィルタ機能の喪失、内圧上昇： LPF=①と③の中間値
- ③ 健全な場合： LPF=10<sup>-5</sup>(フィルタDF相当)

ただし、このようなLPFの設定値について、その妥当性を示すことは困難であることから、LPFの設定値はパラメトリックに評価し、影響の定量化への適用を検討するべきである。

## 4. 分析手法の適用性検討と今後の課題

3章のリスク分析手法により、MLD や HAZOP/FMEA を用いた体系的な事象進展シナリオの抽出、ET/FT や工学的判断を用いた頻度の定量化及び五因子法による影響の定量化を通じて、現状及び燃料デブリ取り出しの各作業工程におけるリスクをリスクトリプレットの観点で評価することが可能である。また、支持構造物の劣化をフラジリティで、燃料デブリの性状変化を MAR で考慮すること等によって、経年劣化を加味した長期的なリスク変化を評価できる。

4.1節では、どのようなプラント状況、作業及び工法の違いに対して、3章のリスク分析手法を適用できるかについて、その具体的な対象を例示する。また、4.2節では、これらの例示した対象について、リスク分析手法を用いてどのようにリスク指標の違いを評価できるか、その可能性を確認する。また、4.3節で今後の課題についても記載する。

### 4.1 分析対象の例

2.5節に示したリスク分析手法への要求事項のとおり、現状と各作業工程におけるプラント状況、作業及び工法の違いを特定する必要がある。以下に、リスクに影響し得る各々の違いの具体例を示す<sup>4</sup>。

#### (プラント状況の違い)

- ・ 燃料デブリ取り出し時には、燃料デブリや炉内構造物の切削等によりダストとして発生した放射性物質が漏えいしないように、PCV の補修、原子炉建屋カバー又はコンテナの設置等が検討されている。一方、燃料デブリ取り出し装置の設置や、燃料デブリの取り出しのために、PCV への開口部の設置又は拡大が検討されている。
- ・ 同様に放射性物質が漏えいしないように、PCV 内を微正圧管理から負圧管理に変更することが検討されている。
- ・ 冷却水循環システムは、現状では複数の建屋間にまたがっているが、燃料デブリ取り出し時には、循環ラインや浄化装置を原子炉建屋又は併設する補助建屋内に設置することが検討されている。

#### (工法の違い)

- ・ 燃料デブリ取り出し工法として、水位を上昇させて燃料デブリを全て冠水させる冠水工法と現状の水位に近い気中工法の比較検討が行われ、現時点では、実現性の観点から、気中工法に重点を置いた検討が進められている。
- ・ PCV 内に広く分布している燃料デブリを取り出すために、一つの工法に限定せず、例えばアクセス性の観点では、PCV 底部の燃料デブリには横アクセスを、炉心部及びRPV 底部の燃料デブリには上アクセスを前提に検討が進められている。
- ・ 燃料デブリ取り出し工程において、様々な燃料デブリの切削方法や切削デブリ

の集塵方法が検討されている。また、PCV 内へのアクセスや PCV 内構造物の撤去のために構造物を切断する方法として様々な手段が検討されている。

(作業の違い)

- ・ 燃料デブリの取り出し時においては、燃料デブリ切削装置の設置や当該設備を用いた人的作業が新たに発生する。
- ・ 各工程の廃炉作業においては、作業内容や工法に応じた実施手順及び体制が検討されている。

#### 4.2 分析手法の適用性検討

4.1 節に示した現状と各作業工程におけるプラント状況、作業及び工法の違いが事象進展シナリオ、頻度及び影響に与える要因を特定し、その違いを定量化できることがリスク分析手法に求められる。3 章の分析手法の適用性を以下に示す。

(プラント状況の違い)

- ・ PCV の補修や開口部の設置により静的閉じ込め機能に変化がある場合、気相部及び液相部に浮遊する放射性物質の漏えいのしやすさが異なる。その影響は、LPF の違いによって表すことができる。
- ・ PCV の内圧管理の違いによって、気相部に浮遊する放射性物質の放出されやすさが異なる場合、この違いは LPF を通じて表すことができる。一方、閉じ込め機能の動的機器に対する依存度が高くなると、機器の故障等により、閉じ込め機能低下の発生確率が増加する可能性があり、この違いは FT によって表すことができる。
- ・ 冷却水循環システムについて、循環ラインも含めて一つの建屋内に設置する場合には、系統内の放射性物質が漏洩しても環境に直接放出されないため、事象進展シナリオの違いとなって表れる。このように系統設備の違いや PCV の状況の違いが事象進展シナリオに及ぼす影響は、表 2 で例示したように、HAZOP のパラメータを適切に選ぶことによって分析できる。また、多重性や機器の性能等の違いが機能喪失頻度に及ぼす影響は FT によって表すことができる。

(工法の違い)

- ・ 冠水工法と気中工法では、実現性の他にリスクの観点からも、保有水量による耐震性への影響、燃料デブリや構造物の切削粉の気相部や液相部への移行割合等の相違が考えられる。これらの相違は各々、支持構造物のフラジリティや浮遊性の高い放射性物質の MAR によって表すことができる。
- ・ 燃料デブリへのアクセス方法の違いにより、取り出し装置等の重量や設置高さが異なり、その影響は支持構造物の耐震性によって表すことができる。また、重量物又は燃料デブリや構造物の切削片が落下したときの燃料デブリの粉体化等への影響が異なり、その違いは DR、ARF 及び RF によって表すことができる。



- ・ 燃料デブリの切削方法や切削デブリの集塵方法の違いによって、水中に浮遊する燃料デブリ切削粉及び気相に舞上る燃料デブリ切削粉の発生量が異なることが想定される。この違いはMARによって評価することができる。また、構造物を切断する工法の違いにより、構造物に付着した放射性物質の飛散率が異なることが想定される。この違いはDR、ARF 及び RF によって表すことができる。
- ・ 工法の違いがリスクに及ぼす影響は、個々の機器の性能にも左右され、機器の機能喪失頻度の違いはFTによって表すことができる。

(作業の違い)

- ・ 廃炉作業を実施する場合、燃料デブリ切削装置の故障や当該作業に伴う人的過誤の発生を起点とした事象進展シナリオが想定される。このようなシナリオは、HAZOPによる分析において、表2で例示したように系統設備や作業に伴うパラメータを適切に選ぶことによって抽出できる。
- ・ これらの事象の発生頻度は、設備の故障率や作業に伴う人的過誤率の違いを通じてFTによって表すことができる。
- ・ 様々な作業間の違いについても同様に、HAZOPによるシナリオ分析及びFTによる人的過誤率の設定により、その違いをリスクに反映することができる。

以上のとおり、3章の分析手法は、2.5節のリスク分析手法への要求事項を満たす能力を有していると考えられる。ただし、実際に定量化するためには、プラント状況、工法及び作業の違いを、事象進展シナリオ、頻度（フラジリティ、故障率又は人的過誤率等）又は影響（五因子法の各パラメータ）に定量的に反映させる必要がある。

#### 4.3 今後の課題

##### (1) 現状のリスク評価の実施

リスク分析手法を開発する上では、以下の観点から、現状のリスク評価は個別の廃炉作業におけるリスク評価の基礎になるものと考えられるため、その評価を優先的に実施すべきである。

- ・ 「現状のリスクと作業時のリスクの比較」は、廃炉リスク評価の主たる目的の一つであり、その際には、ベースラインとして現状のリスクの評価結果が必要となる。
- ・ 現状のリスク評価を実施することにより、個別作業のリスクを評価する際に、現状に関するモデル/データ/結果をベースとして使用でき、前節でみたようなベースとの条件の違いに注目することで作業が効率化できる。また、個別作業のリスク評価を順次行っていく過程で、ベースモデルの見落としの気づきやデータの改良があった場合に、それを反映してベースを更新することにより、継続的にリスク評価の品質を高めていくことができる。逆に言えば、現状のリスク評価なしに個別作業のリスク評価を進めると、それらのモデルの一貫性や妥当性をチェックする有力

な手段を一つ失う危険がある。

- ・ 日本原子力学会が発行している原子力発電所のレベル1 PRA 実施基準<sup>12</sup>では、適切な品質保証活動を行うことを一つの要件としており、そのための要領の一部として、文書及び記録等に関する管理体制や管理方法を明確にすることを求めている。これらは、リスク評価を廃炉が完了するまで継続的に利用していく上で必須のことである。米国機械学会及び米国原子力学会が発行している原子力発電所の PRA に関する標準<sup>13</sup>でも、同様の事項を PRA の構成管理(Configuration Control)として要求している。現状のリスクに関する評価の情報は、そのようにして維持管理すべき情報の中心となると考えられる。

## (2) 廃炉作業に対するリスク評価

本検討では、リスク指標として廃炉作業者の被ばくを対象としていない。ただし、廃炉作業を進めていく上では、「公衆及び環境に対するリスク」及び「廃炉作業に対するリスク」の両者を踏まえた意思決定が必要になると考えられる。例えば、原子炉建屋の二次閉じ込め境界を強化する手段は、公衆・環境のリスクを低減する対策になる一方、そのための工事の実施は、廃炉作業者のリスクを増加させる要因にもなり得る。両者のリスクを組み合わせたリスク情報を用いた意思決定については今後の重要な課題である。

本検討のリスク評価手法は、廃炉作業に対するリスク評価においても、基本的には活用できるものと考えられるが、現時点で考えられる課題や必要情報について以下に示す。

- ・ 廃炉作業時の環境を踏まえたリスク評価の実施  
廃炉作業を実施する作業エリア、汚染状況、作業内容・手順、作業時間及び被ばく防護対策等を踏まえたリスク評価が求められる。事故時に想定される作業エリアへの放射性物質の移行量、汚染状況の変化、また、作業者の退避時における被ばく影響を考慮する必要がある。
- ・ 被ばく経路  
本検討では、五因子法の評価により内部被ばくに特化した影響分析を検討したが、作業員被ばくの観点では、マスク等の防護対策の効果や外部被ばくの影響を踏まえて評価する必要がある。

なお、工事の実施に伴う廃炉作業者の通常被ばくの増加についても、上記のリスクの組み合わせに加えて、廃炉作業の意思決定において重要である。

## (3) 経年劣化に対する評価

福島第一原子力発電所における廃炉作業は、極めて長期間の工程が考えられる。そのた

<sup>12</sup> AESJ-SC-P008 : 2013 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA 編）：2013」（2014年）

<sup>13</sup> ASME/ANS “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications” Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 (2013)

め、長期的なリスク評価の実施にあたっては、コンクリートや燃料デブリ等の経年劣化を考慮する必要がある。これらは、構造物のフラジリティや燃料デブリの性状変化を通じてリスクに反映することができる。リスク評価の結果、リスクに対する影響が大きい場合には、設備上の設計対応が必要となる。

しかしながら、長期的なコンクリートの劣化や燃料デブリの性状変化がどのような変化であるのか、またどのような速度で進展するのかについて十分に解明されておらず、これらに対する検討が必要であり、その結果を踏まえたリスク分析を実施する必要がある。

#### (4) 燃料デブリ等リスク源の状態

燃料デブリや放射性物質等のリスク源の分布や性状は、五因子法の MAR に関わる情報であり、リスク評価を実施する上でベースとなる重要な情報である。現状では、これらについて得られている情報は限られているため、様々な仮定の下にリスク評価を実施することになる。今後、内部調査や分析結果等を踏まえて情報を入手し、リスク評価に反映していくことが重要である。また、不明確な情報の中でリスク分析を進めるための手法や新知見の反映方法も検討課題である。

一方、分布や性状に関する感度解析によって、不確かな情報のうちリスクへの影響が大きい情報を特定することが可能である。このような知見は、今後の内部調査や分析を計画する上で有益な情報を提供するものと考えられる。このようなリスク情報の活用は、特に不確かさの著しい状況において、有効な手段であると考えられる。

## 5. おわりに

本分科会では、福島第一原子力発電所の廃炉における重要なリスク源である燃料デブリ及びその取り出しについて、リスクの定量的な分析手法の検討を行った。今後は、本分科会で検討した分析手法を活用しつつ福島第一原子力発電所の定量的リスク評価を実施し、安全かつ速やかな廃炉に資するためのリスク情報を提供していくことが望まれる。

なお、福島第一原子力発電所では、内部調査が始まり燃料デブリに関する重要な情報が得られ始めたところである。このような現状では、本検討のリスク分析手法で得られたリスク情報の活用には十分注意が必要であるが、リスクの相対値を用いた比較検討により、燃料デブリの取り出しによるリスク低減効果や一時的なリスク増加の程度等、廃炉作業に関わる意思決定にとって有益なリスク情報を提供することは可能であると考えられる。

今後、内部調査やサンプリング・小規模取り出し等が実施され情報が蓄積すると、これらを反映することによって、廃炉作業に係わる意思決定に対してより有益なリスク情報を提供することができる。また、リスク評価を通じて、より確実な意思決定のために必要とされる原子炉内部の状況など、今後収集が望まれる情報を示唆することも可能であると考えられる。

## 付録1 水素燃焼モデルの検討例

### 1. 水素燃焼の発生確率

運転時の原子力発電所のレベル2PRAに関する日本原子力学会の標準<sup>14</sup>では、解説として、PCVの破損を生じさせる可能性のあるいくつかの物理現象について、与えられた事故シーケンスの条件付きPCV破損確率を推定する手法の例として、詳細な現象解析モデルによる計算と工学的判断を組み合わせる手法が示されている。水素燃焼については、集中乗数モデル又は3次元流動解析モデルを用いた計算によりPCV内の水素濃度を予測し、水素燃焼又は爆轟発生の目安とする濃度と比較するアプローチが紹介されている。また、物理現象によるPCV破損の条件付き確率そのものを専門家の主観的確率として推定する手法も紹介されている。

しかしながら、本検討で注目している廃炉の計画段階では、通常の原子力発電所のレベル2PRAと比較して、次のような点で条件が異なる。

- ① 水素の発生は、炉心での金属/水反応によるものではなく、燃料デブリからの放射線による水の分解による発生であり、発生速度の推定には大きい不確かさがある。
- ② 水素発生速度は金属/水反応による場合に比べて格段に遅いため、PCV内又は原子炉建屋内における長時間の蓄積、拡散、移行過程を解析する必要があり、通常の解析コードでは、極めて長い計算時間を要し、実用的でない。また、解析のための境界条件も現段階では定めにくい。
- ③ 常温に近い条件であり、着火源の有無又は発生頻度を考慮する必要がある。
- ④ 廃炉の計画段階では、PCV内外の熱水力的環境条件や水素対策の条件が明確に規定されていないので、広い範囲の条件について、水素燃焼を防ぐ上で考慮すべき重要な因子が何であり、それがどの程度影響するのかについて概略的な見通しを付けることが重要であり、そのために利用できる比較的簡便な手法が望ましい。

以下に紹介するのは、上述のような廃炉の計画段階に特有の条件を踏まえて考案されたモデルである。今後、放射線分解による水素発生量などの知見、廃炉作業の具体的な方法、その際の水素対策の運用条件など、より詳細な情報が得られた場合には、通常のレベル2PRAで用いられる詳細解析による手法が有効となりうる。

ここでは、水素燃焼の発生状況を分析し、水素燃焼が発生する条件をこれらの要因の組み合わせでモデル化する方法について検討した。

---

<sup>14</sup> AESJ-SC-P009：2016 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル2PRA編）：2016」（2016年）

水素燃焼に必要な濃度の水素と酸素が供給された場合、福島第一原子力発電所では温度上昇による水素燃焼の可能性は考えにくく、何らかの原因による着火によって水素燃焼が発生することを想定する。着火を平均頻度 $\lambda$  (回/day) のランダム事象であるとする、着火が発生して次の着火が発生するまでの時間間隔が $t$ である確率密度 $p(t)$ は式(1)で表される。

$$p(t) = \begin{cases} \lambda e^{-\lambda t} & t \geq 0 \\ 0 & t < 0 \end{cases} \quad (1)$$

水素燃焼が発生する領域内の水素濃度が着火限界濃度に到達してから事故収束までの時間を $T$  (d) とすると、水素は注目領域から逃げていかず、かつ注目領域内で均一に拡散すると仮定した場合、式(2)に近似できる。

$$T \approx T_{ED} - \frac{F_{vol} V_c C_{burn}}{S_{H_2}} \quad (2)$$

- $V_c$  : PCV 等の着目する領域の体積 (m<sup>3</sup>)
- $F_{VOL}$  : 水素燃焼に寄与する体積割合 (-)
- $C_{burn}$  : 水素燃焼発生が可能となる限界濃度 (4vol%)
- $S_{H_2}$  : 1日あたりの水素発生量 (m<sup>3</sup>/d)
- $T_{ED}$  : 事象継続時間 (d)

式(1)及び式(2)を用いることで、水素燃焼の発生確率 $P_{burn}(T)$ は式(3)で表現できる。

$$P_{burn}(T) = \int_0^T p(t) dt = \begin{cases} 1 - e^{-\lambda T} & T \geq 0 \\ 0 & T < 0 \end{cases} \quad (3)$$

上記式に基づいて水素燃焼の発生確率を計算するにあたり、使用パラメータの参考例を付表1に示す。 $V_c$ 、 $C_{burn}$ 及び $T_{ED}$ は前提条件として固定値を与え、その他は専門家ヒアリングやその他の検討結果を踏まえた確率分布を与えた上で、式(3)で計算された結果を統計処理することによって、水素燃焼の発生確率 $P_{burn}(T)$ を算出する。事象継続時間 $T_{ED}$ は、水素燃焼を収束させるための対応時間(窒素封入の再実施等)を踏まえて設定する。

なお、上記の水素燃焼の発生確率に対する検討は、燃焼に必要な酸素が存在していること、水蒸気割合や連続的な燃焼(水素燃焼発生後に再度水素が蓄積することによる燃焼)を考慮していないこと等、評価の前提条件を踏まえて活用することが必要になる。

付表1 水素燃焼の発生確率算出における使用パラメータの設定例

パラメータ	値	分布及び設定根拠
着火頻度 $\lambda$	0.1~10 回/day	対数一様 (工学的判断により設定)
PCV 体積 $V_c$	2600 m <sup>3</sup>	固定値 (設計値により設定)
寄与割合 $F_{VOL}$	0.01~1	対数一様 (局所的な燃焼を考慮して工学的判断により設定)
水素燃焼下限限界濃度 $C_{burn}$	0.04	固定値 (定数として設定)
水素発生率 $S_{H_2}$	0.048~0.48 m <sup>3</sup> /day	対数一様 (水の放射性分解による発生量を踏まえて設定)
事象継続時間 $T_{ED}$	7 day	固定値 (外部対応を含めて前提条件として設定)

## 2. 水素燃焼エネルギーと粉状デブリ・FPの舞上りの相関

PCV内で水素燃焼が発生した場合、PCV内に存在する放射性物質に影響を与える可能性がある。そこで、水素燃焼による発生エネルギーが粉状デブリ又はPCV内に存在しているFP(エアロゾル形態)に受けた場合の影響について、以下に検討結果を示す。

NUREG-1320に、水素燃焼、落下及び過圧等の原因によって固体、液体及び粉体等が微粒子となって空気中に放出される様々な実験データを包絡する相関式(Halverson and Mishima 1986)が式(4)のとおり示されている。

$$\log(\text{wight percent airborne}) = -2.6 + \sqrt{18.8 \left( \log \frac{E}{M_0} \right) - \left( \log \frac{E}{M_0} \right)^2 - 67.2} \quad (4)$$

Eはエネルギー(単位はerg)、 $M_0$ は質量(単位はg)であり、水素燃焼の影響評価における式(4)の活用には、粉状デブリとFPに与える水素燃焼エネルギー及び影響を受ける対象の質量をインプットで与える必要がある。

エネルギーEは、水素燃焼が発生するまでの水素蓄積量を踏まえて設定する。水素燃焼発生時における水素蓄積量は、水素燃焼下限限界濃度 $C_{burn}$ に至るまでに蓄積された水素量と、 $C_{burn}$ 到達後から水素燃焼が発生するまでの経過時間tの間に蓄積される水素量により式(5)で表すことができる。

$$S(t) = S_{H_2} t + F_{vol} V_c C_{burn} \quad (5)$$

式(1)の水素燃焼発生の確率密度と式(5)の水素蓄積量を踏まえて、事象継続時間 $T_{ED}$ までに発生する水素燃焼量の期待値 $Q_{burn}(T)$ は、式(6)で表すことができ、 $Q_{burn}(T)$ に相応する燃焼エネルギーの算出により、式(4)のEを求めることができる。

$$Q_{burn}(T) = \int_0^T p(t)S(t)dt = \begin{cases} \left(\frac{S_{H_2}}{\lambda} + F_{vol}V_c C_{burn}\right)(1 - e^{-\lambda T}) - S_{H_2}T e^{-\lambda T} & T \geq 0 \\ 0 & T < 0 \end{cases} \quad (6)$$



## 付録 2 廃炉リスク評価分科会の活動

活動実績を付表 2 に、委員及び常時参加者を付表 3 に示す。

付表 2 廃炉リスク評価分科会の活動

	開催時期
第 1 回	2018 年 9 月 26 日
第 2 回	2018 年 11 月 8 日
第 3 回	2019 年 1 月 10 日
第 4 回	2019 年 3 月 18 日
第 5 回	2019 年 5 月 15 日

付表 3 委員及び常時参加者名簿

No.	-	氏名	所属
1	主査	山本 章夫	名古屋大学
2	幹事	高田 孝	日本原子力研究開発機構
3	幹事	竹田 敏	大阪大学
4	委員	糸井 達哉	東京大学
5	委員	内田 俊介	日本原子力研究開発機構
6	委員	内田 剛志	電力中央研究所
7	委員	張 承賢	東京大学
8	委員	鈴木 俊一	東京大学
9	委員	成宮 祥介	原子力安全推進協会
10	委員	野口 和彦	横浜国立大学
11	委員	宮野 廣	法政大学
12	委員	牟田 仁	東京都市大学
13	委員	村松 健	東京都市大学
14	委員	松本 昌昭	三菱総合研究所
1	常時参加者	木村 有輝	テプコシステムズ
2	常時参加者	増田 貴広	東京電力ホールディングス
3	常時参加者	高守 謙郎	国際廃炉研究開発機構
4	常時参加者	肥田 和毅	原子力損害賠償・廃炉等支援機構
5	常時参加者	井野 孝	原子力損害賠償・廃炉等支援機構
6	常時参加者	中島 清	三菱総合研究所
7	常時参加者	江藤 淳二	三菱総合研究所
8	常時参加者	安部 浩	日本原子力学会