

## 前回（9月4日）以降の原子力規制庁の動き

令和6年10月2日  
柏崎刈羽原子力規制事務所

### 原子力規制委員会（凡例：議題番号→①、原子力施設等におけるトピックス→㊦）

9/18 第32回原子力規制委員会

- ① 原子力規制検査で用いる柏崎刈羽原子力発電所7号機の確率論的リスク評価（PRA）モデルの適切性確認結果
- ㊦ 東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所荒浜高台エリアにおけるけが人の発生について（9月10日発表）
- ㊦ 東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所廃棄物処理建屋（非管理区域）におけるけが人の発生について（9月13日発表）

### 審査実績

【6号機 保安規定認可に関するもの】

審査会合：なし

ヒアリング：9/11

資料提出：9/6, 9/20

### 規制法令及び通達に係る文書

9/6 東京電力ホールディングス（株）から柏崎刈羽原子力発電所第6号機の使用前確認申請書及び使用前検査申請書を受理

### 被規制者との面談

9/6 東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護に係る取組状況について

9/9 東京電力ホールディングス株式会社の柏崎刈羽原子力発電所における地震等に関する資料の受取

9/17 東京電力ホールディングス株式会社の柏崎刈羽原子力発電所における地震等に関する面談

9/18 東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の核物質防護に係る説明について

### その他

9/18 原子力規制委員会委員の退任

9/19 原子力規制委員会委員の就任（田中委員→長崎委員、石渡委員→山岡委員）

9/30 第5回原子力災害時の屋内退避の運用に関する検討チーム

### 放射線モニタリング情報

福島第一原子力発電所近傍海域の海水の放射性物質濃度測定結果、各都道府県のモニタリングポストの空間線量率等の放射線モニタリング情報を以下のポータルサイトで発表

<https://radioactivity.nra.go.jp/ja/updates>

以上

## 原子力規制検査で用いる柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の確率論的リスク 評価（PRA）モデルの適切性確認結果

令和 6 年 9 月 18 日  
原子力規制庁

### 1. 趣 旨

本議題は、東京電力ホールディングス株式会社が作成した柏崎刈羽原子力発電所 7 号機（以下「柏崎刈羽 7 号機」という。）のレベル 1 PRA モデルの適切性についての確認結果を報告するものである。

また指摘した要修正箇所及び中長期的改善事項箇所に対する今後の対応もあわせて報告する。

### 2. 経 緯

原子力規制検査は、リスク情報を活用し、設備の機能に着目する検査であるため、PRA から得られる情報を活用することとしている。具体的には、検査指摘事項の重要度を定量的に評価するだけでなく、各設備のリスク重要度を判断し、そこに検査資源を集中させるなど、様々な観点から当該情報を参照している。

原子力規制庁は、重要度評価に際し、事業者が保有する PRA モデルを使用するため、これまで新規制基準に適合済みの 12 基の加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）について、主にレベル 1 PRA モデルを対象に、原子力規制検査に関連する評価への適用性の観点から、その適切性確認を実施してきた。

柏崎刈羽 7 号機のレベル 1 PRA モデルの適切性確認は、沸騰水型軽水炉（以下「BWR」という。）では初めてであったことから、PWR での確認経験を十分に活かせられないこともあり、慎重に確認を進めてきたが、今般、確認結果がまとまったことから報告する。

### 3. 柏崎刈羽 7 号機の PRA モデルの適切性に関する確認結果

確認の結果、幾つかの要修正箇所（表 1 参照）及び中長期的改善事項箇所（表 2 参照）があったが、それらを前提に、原子力規制検査の重要度評価等に必要なりスク情報を得ることは可能であることから、原子力規制検査への活用にあたっては、大きな支障となるような課題は見られなかった。

要修正箇所等に関係する重要度評価を行う場合は、感度解析の実施などによって妥当な評価が得られているかを確認することや、特に炉心損傷頻度への寄与が大きなものとなっている換気空調系の機能喪失時の室温が保守的な評価結果になっていることなどに留意して活用する必要がある。

なお、これまでの適切性確認の中で中長期的改善箇所となっていた機器故障データについては産業界で抜本的な改善に向けた取組がなされていることを確認した。

#### 4. 今後の対応

##### (1) 原子力規制検査への活用

換気空調系の機能喪失時の建屋内の室温評価が保守的であることについては、これによって換気空調系の機能喪失が炉心損傷頻度の約4割を占めることから、事業者から修正済みモデルを入手後、改めて修正内容を確認した上で、原子力規制検査に活用していく。

##### (2) 産業界との議論

個社ではなく産業界との議論が必要と考えられる中長期的改善箇所は以下のとおり。

- 前述のとおり、国内機器故障データ (No. 2) は、産業界でレビューしつつ、電力中央研究所によるデータ収集のためのガイドを改訂することなど、抜本的な取組を進めるとしていることを確認した。今後、その進捗状況を確認していく。(添付1参照。)
- PWR 事業者と BWR 事業者の間での差異に関する項目 (No. 4~6) は、炉型に関係なく考え方を整理することが可能と考えられることから、一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター(以下「NRRC」という。)及び原子力エネルギー協議会(以下「ATENA」という。)に統一すべきか否かについて考え方を整理するなどの対応を求める。
- その他の項目 (No. 7~11) についても、NRRC 及び ATENA と議論して共通理解を得つつ、優先度の高いものから順次、産業界に対応することを求める。

##### (3) ガイドの改訂

これまでの確認経験から得られた知見等をまとめておくことは、今後の確認作業や事業者 PRA モデルの理解を効率的に進めるために必要であり、これらを確認する項目を新たに「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」(以下「確認ガイド」という。)に追加する改訂を行う。

##### (4) 機器故障率に係る原子力規制庁の取組

産業界による機器故障率収集方法の改善の取組のうち、データ収集のためのガイドの改訂については、当面、具体的な海外専門家のレビュー結果や事業者の対応等について確認していく。

PRA を用いた個別の評価を実施する場合は、当面は、米国等の機器故障率による評価結果なども参照しつつ最新の国内機器故障率を主として用いることとする。

日米それぞれの機器故障率を同じ国内 PRA モデルに適用した際に生じる事故シーク

ンスの寄与割合の相違など、結果に比較的大きな影響がある課題については、引き続き産業界と議論しながら、取扱い方法について検討する。

<添付資料>

添付 1 産業界における PRA に用いる機器故障率収集方法の改善の取組について

参考 柏崎刈羽 7 号機のレベル 1PRA モデルの適切性確認結果(概要)

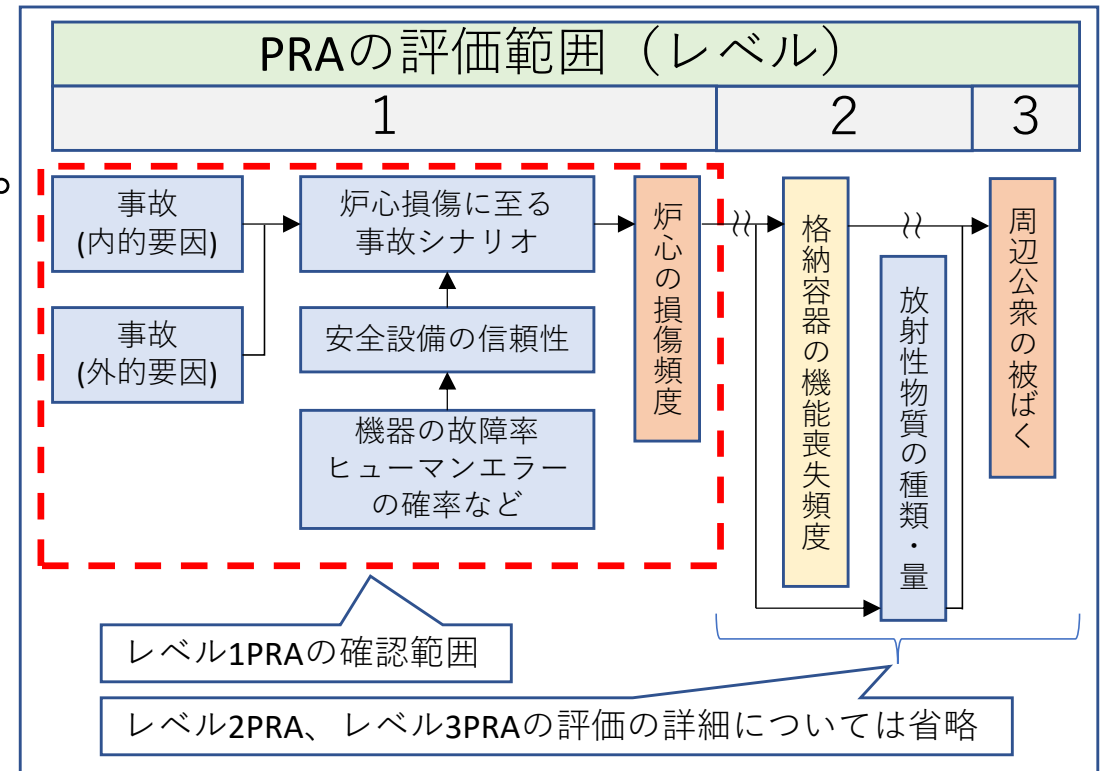
別紙 1 レベル 1 PRA (確率論的リスク評価) とは何か？

## ●レベル1PRAとは

レベル1PRA(Probabilistic Risk Assessment: 確率論的リスク評価)とは、原子力施設において、炉心損傷に至ると想定しうる数多くの事象(シナリオ)をモデル化し、その発生頻度を用いてプラントの持つリスクを分析・評価する手法のことです。

PRAは評価の対象範囲によってレベル1～3の3段階に分類されています。

レベル1PRAでは、起回事象(事故を起こすきっかけとなる事象)から事故に至る過程で、その影響を緩和する対策の成功・失敗を含めイベントツリー、フォルトツリーという図式にモデル化して整理します。



イベントツリーによる解析では、「事故がどのように進展するのか」  
フォルトツリーによる解析では、「対策(系統)の失敗確率がどの程度なのか」  
を定量的に分析することができます。

# レベル1PRA(確率論的リスク評価)とは何か？ 2/3

## ●レベル1PRAのモデル化(イベントツリー)

一例として、配管が大きく破断して冷却水が漏れる事象(大破断LOCA)発生時の事故進展は以下のように記述できます

起因事象 (大破断LOCA)	原子炉停止 制御棒挿入	冷却 その① 高圧注入系	冷却 その② 低圧注入系	崩壊熱除去	炉心損傷	炉心損傷 発生頻度
事象発生頻度:P 0.0001(/炉年)	作動成功	作動成功	失敗(Q2) 0.001	作動成功	なし	—
				失敗(Q4) 0.001	あり	$P*Q4$ $=0.0001*0.001$ $=\underline{0.0000001}$
				作動成功	なし	—
				失敗(Q4) 0.001	あり	$P*Q2*Q4$ $=0.0001*0.001*0.001$ $=\underline{0.0000000001}$
				失敗(Q3) 0.001	あり	$P*Q2*Q3$ $=0.0001*0.001*0.001$ $=\underline{0.0000000001}$
				失敗(確率:Q1) 0.00001	あり	$P*Q1$ $=0.0001*0.00001$ $=\underline{0.000000001}$

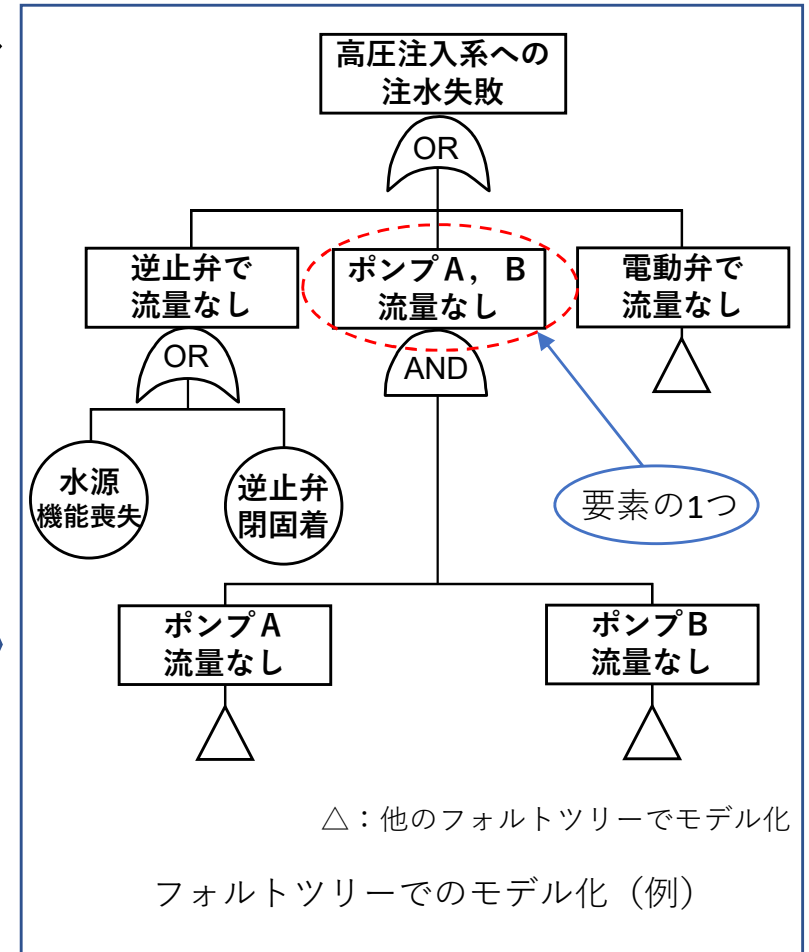
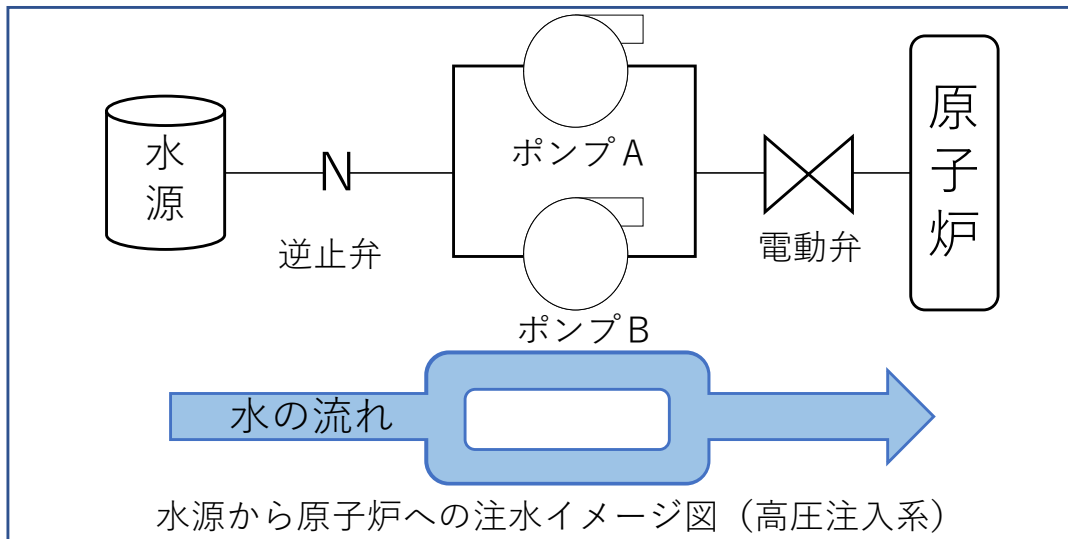
※作動成功確率は『1-Q(失敗確率)』で表すが、失敗確率との差が極めて小さいことから成功確率を1として近似している

この例では、事故を防止するための対策設備の作動成功／失敗によって事故進展が6つのパターンに分けられますが、4つのパターンで炉心損傷に至ることがわかります。

# レベル1PRA(確率論的リスク評価)とは何か？ 3/3

## ●レベル1PRAのモデル化(フォルトツリー)

イベントツリーの「作動成功」と「失敗」の確率は、機器やシステムの失敗原因を整理した図式(フォルトツリー)から得られます。例えば、高圧注入系の注水システムは、下図のように記述でき、これを基に右図のフォルトツリーを作成し、要素毎の確率から全体の失敗確率を算出します。



## ●レベル1PRAの検査への活用

規制委員会の検査で気付いた施設の管理状況や不具合などについては、レベル1PRAによって炉心損傷頻度の増加の程度を評価すると、それを参考にして、気付きの重要性を判断することもできます。

2024年9月10日  
東京電力ホールディングス株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所

区分：Ⅲ

号機	—	
件名	荒浜高台エリアにおけるけが人の発生について	
不適合の概要	<p>2024年9月5日午後2時40分頃、荒浜高台エリア（非管理区域）において、緊急時の電源ケーブル敷設訓練の一環として、ケーブルジャッキにケーブルドラムを持ち上げる作業を実施していたところ、腰痛を訴え、自立歩行が困難な状態となったため、業務車にて医療機関へ搬送しました。</p>  <p>けがの発生状況 (ケーブルドラムを持ち上げた際に腰を痛めた)</p>	
安全上の重要度／損傷の程度	<p>&lt;安全上の重要度&gt;</p> <p>安全上重要な機器等 / <u>その他</u></p>	<p>&lt;損傷の程度&gt;</p> <p><input type="checkbox"/> 法令報告要 <input checked="" type="checkbox"/> 法令報告不要 <input type="checkbox"/> 調査・検討中</p>
対応状況	<p>病院で診察の結果、「第一腰椎圧迫骨折」と診断されました。 今回の事例を踏まえ、発電所関係者に周知し注意喚起を行うとともに、再発防止に努めてまいります。</p>	



区分：Ⅲ

号機	6/7号機	
件名	廃棄物処理建屋（非管理区域）におけるけが人の発生について	
不適合の概要	<p>2024年9月12日午後4時40分頃、6/7号機廃棄物処理建屋地下3階（非管理区域）において、協力企業作業員が空調機用冷凍機の点検用機材を持ち上げる際に、腰痛を訴え、自立歩行が困難な状態となったため、業務車にて医療機関へ搬送しました。</p>  <p>長さ：約46cm 直径：約14cm 重さ：約15kg 形状：円筒型 材質：鉄製</p> <p>けがの発生状況 (点検用機材を持ち上げた際に腰を痛めた)</p>	
安全上の重要度／損傷の程度	<安全上の重要度> 安全上重要な機器等 <u>その他</u>	<損傷の程度> <input type="checkbox"/> 法令報告要 <input checked="" type="checkbox"/> 法令報告不要 <input type="checkbox"/> 調査・検討中
対応状況	病院で診察の結果、「急性腰痛症」と診断されました。 今回の事例を踏まえ、発電所関係者に周知し注意喚起を行うとともに、再発防止に努めてまいります。	

## 地域の会 委員からの質問に対する回答について

令和6年9月18日

原子力規制庁

### 星野委員からの質問

1F2号機において、テレスコ式取り出し装置によるデブリ採取の作業が中断になった。これは、押し込みパイプの一本目が計画していた順番と異なることが直前に判明したため、作業が中断されたとのことであるが、当該設備は、規制庁の使用前検査で「良」をだしていたとのこと。

本件に係る検査とは、どのように行われ、何をもって良としたのか。

#### (回答)

- 原子力規制委員会は、原子炉等規制法に基づき、原子力安全の観点から原子力事業者の活動を審査や検査などを通じて規制しています。
- 東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）の廃炉に関しては、速やかに廃炉を進めて施設全体のリスクの低減及び最適化を図りつつ、施設内外の安全、特に、作業員の放射線被ばくや環境中への放射性物質放出の防止を図ることを目標として規制を行っています。
- 従って、原子力規制委員会では、デブリの試験的取り出し装置のような設備については、燃料デブリの臨界未満の維持、安全な取り出し、飛散の防止、遮蔽等に関して措置を講ずることを求め、こうした措置が規定された東京電力の計画（以下「実施計画」という。）を認可し、その上で、使用前検査では、設備等の使用開始前に、工事及び性能が当該実施計画に定められたとおりかを検査で確認しています。
- デブリの試験的取り出し装置に係る実施計画では、同装置において放射性物質の閉じ込め機能を担うエンクロージャ<sup>※1</sup>とガイドパイプ<sup>※2</sup>について外観、据付、耐圧、漏えい等の詳細が定められていますので、使用前検査では、こうした点について実施計画通りであったことを確認できたことから、8月16日に使用前検査終了書を交付しました。なお、お尋ねの押し込みパイプは、実施計画に定められているものではなく、使用前検査の対象外です。

- ※1 原子炉格納容器内部の調査設備を内蔵する金属製の容器であり、デブリ取り出し時の放射性物質の閉じ込め機能を担うもの
- ※2 原子炉格納容器内部の調査設備を同容器内部へ導く管であり、デブリ取り出し時の放射性物質の閉じ込め機能を担うもの

○いずれにせよ、原子力規制委員会としては、デブリの試験的取り出しも含め、東京電力の取組を原子力安全の観点から引き続き監視・指導してまいります。