

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---|--|--|---|
| <p>(5) 信頼性 パラメータの設定 ① 機器故障率及び 機器故障率</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器故障データは、国内のプラントの運転経験が含まれていること。 ・ 機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出していること。 ・ プラント固有の機器故障率を用いていること。 ・ 米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。もし大きな差異がある場合は、差異の理由及び根拠が示されていること。 | <p>機器故障データには、国内のプラントの運転経験が含まれていることを提示ください。</p> | <p>本 PRA モデルに適用している機器故障データ（29 ヶ年データ）には、国内の 56 プラントにおける 1982 年度から 2010 年度までの運転経験が含まれている。</p> |
| | | <p>機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出していることを提示ください。</p> | <p>試験や点検によって健全性が確認される待機機器の故障確率は、運転管理の情報である試験(点検)間隔を用いて算出している（$P=1/2\lambda T$）。</p> |
| | | <p>PRA にプラント固有の機器故障率を用いていることを提示ください。</p> | <p>評価対象プラント（KK7）において故障実績を有する故障モードについては、プラント固有の機器故障率を使用している。</p> |
| | | <p>機器の故障事例が少ない機器（デジタル機器、新設の重大事故等対処設備等）の故障率の設定根拠を提示ください。</p> | <p>デジタル機器の故障率は、29 ヶ年データの ABWR 用デジタル機器故障率を使用している。 新設の重大事故等対処設備については基本的に弁やポンプ等の既存の機器で構成されることになりは無いことから、既存の機器故障率を適用している。</p> |
| | | <p>米国等の公開されている機器故障率との相違を示し、大きな差異がある場合は、差異の理由及び根拠を提示ください。</p> | <p>29 ヶ年データで日米の故障率の差に影響を及ぼしている主な要素としては、NUCIA のデータ収集に係る不確かさであると考えている。データ収集の不確かさを低減した新国内故障率では、日米の故障率の差は縮小しており、米国と同等もしくは若干低い傾向であることを NRRC において確認されている。</p> |
| | | <p>国内で新たに整備されている機器故障率パラメータについて下記を提示ください</p> | <p>海外故障率データとの相違は上記回答のとおりである。 29 ヶ年データとの相違としては、</p> |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|--|---|
| | | <p>い。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・29 年データ、海外故障率データとの相違点 ・PRA モデルへの適用予定 | <p>NUCIA の情報ベースから PRA 用パラメータ推定を目的としたデータベースに移行したこと、新たな機種の故障データを収集し故障率を追加したことが挙げられる。</p> <p>SDP 評価に PRA を利用するタイミングを考慮してモデルへ適用する予定である。</p> |
| | | <p>NUCIA PRA 用データベースにない機器の機器故障率の取扱及びその根拠を提示ください。</p> | <p>機器バウンダリ内に含まれる個別構成機器の類似性を考慮し、準用する機器を設定した。</p> |
| | | <p>可搬式設備の機器故障率をどのように設定したか提示ください。</p> | <p>運転時レベル 1 において、可搬式設備についてはモデル化すべき対象がなかったためモデル化していない。</p> |
| | | <p>デマンド故障モデルを使用しない理由を提示ください。</p> | <p>デマンド故障モデルではなく待機時間故障モデルを使用することで、試験間隔を基事象確率に反映でき、プラントの運転慣行に合わせたリスク評価が可能になるためである。</p> |
| | | <p>露出データ（待機及び運転時間）の設定根拠を提示ください。</p> | <p>露出データ（待機/運転時間）は運転日誌等から収集又は試験手順等を根拠に推定される。</p> |
| | | <p>評価で使用した米国データ及びその理由を提示ください。</p> | <p>CCF パラメータ及び機器の平均修復時間については、現状では国内で利用可能なパラメータが整備されていないことから、米国データを使用している。</p> |
| | | <p>試験、保守による待機除外確率の算出方法を提示ください。</p> | <p>試験、保守による待機除外確率の算出については、NUREG/CR-2815 の手法に基づいている。詳細は貸与資料に記載している。</p> |

| 事象者 PRA モデルの適切性の確認項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|------------------------------|--|---|---|
| ② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率 | <ul style="list-style-type: none"> 復旧できる機器及び機器故障モードを選定して、モデル化していること。 復旧失敗確率の算出に使用する情報は、プラントの運転経験を含んだものであること。 | 復旧を考慮した機器及び機器故障モード、並びに選定理由を提示ください。 | <p>機器の復旧（修理）については、不確実性が大きいため、復旧に期待していない。</p> <p>外部電源喪失時の外部電源復旧については、原因にも依るが所外の要員による活動であるため、復旧に期待している。</p> |
| | | 復旧失敗確率の算出方法、並びに復旧失敗確率の算出に使用した情報にプラントの運転経験を含んでいることを提示ください。 | 上述の回答のとおり、機器の復旧（修理）には期待していないため、復旧失敗確率は算出していない。 |
| | | 外部電源復旧失敗確率の評価方法及び失敗確率を提示ください。 | 外部電源復旧失敗確率については、国内における過去の 2 回線送電線路の復旧実績データを尤度とし、ベイズ推定によって復旧曲線を求め、失敗確率を評価している。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 外部電源復旧失敗確率が炉心損傷頻度に及ぼす影響を提示ください。 | 外部電源復旧失敗を含み炉心損傷に至るシーケンスの全 CDF 寄与割合は非常に小さく、その影響は小さいと考えている。 |
| ③ 共通原因故障のモデル化の考え方 | <ul style="list-style-type: none"> 共通原因故障（CCF）については、冗長性のある機器の動的な機能喪失が全てモデル化されていること。 | 共通原因故障のモデル化の考え方を提示ください。 | 共通原因故障は、システム内およびシステム間において冗長性をもつ機器に対して、機器グループ(CCCG)及び故障モードを同定し、 α ファクタモデルを用いてフォールトツリーにてモデル化している。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 冗長性のある機器の動的な機能喪失の共通原因故障が全てモデル化されていることを提示ください。 | 冗長性のある機器の動的な機能喪失には、共通原因故障を全てモデル化している。詳細は貸与資料に記載している。 |

| 事象者 PRA モデルの適切性の確認項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|----------------------------|---|---|---|
| (6) 人的過誤の評価 ① 人的過誤の発生確率 | ・使用した人的過誤の発生確率は、原子炉施設の運転経験を含むデータから算出したもの、又は広く原子炉施設の PRA で使用しているものであること。 | 人的過誤の発生確率の算出に使用したデータソースを提示ください。 | 人的過誤の発生確率の算出には EPRI, NUREG, NEI 等の情報を参照している。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 本 PRA における国内の人的過誤に関するデータの活用状況を提示ください。 | これまで国内では PRA の HRA に関するデータ収集を目的とした取り組みが無く、国内の人的過誤に関するデータがないことから本モデルでは使用していない。 |
| ② 人的過誤の評価 仮定 | ・人的過誤の従属性が考慮されていること。 | 人間信頼性解析の実施手順を提示ください。 | 人間信頼性解析では、認知失敗確率の評価として CBDTM 又は HCR/ORE 手法、実行失敗確率の評価として THERP 手法を使用している。それぞれの手法について実施手順の詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 人的過誤事象の同定方法及び同定結果を提示ください。 | 上述の回答のとおり、人間信頼性解析の実実施手順についての詳細を貸与資料に記載しており、その中で人的過誤事象の同定方法及び同定結果を提示している。 |
| | | 同定した人的過誤のうち、評価から除外する基準を提示ください。 | 起回事象発生前の人的過誤事象として、モデル化された機器及びシステムに関してモデル化対象となる作業の同定及び除外プロセスについて、詳細を貸与資料に記載している。 |
| | | 起回事象発生前、起回事象発生後、及び起回事象を引き起こす人的過誤事象に対する人的過誤確率の評価手法を提示ください。 | 上述の回答のとおり、人間信頼性解析の実実施手順について詳細を貸与資料に記載しており、その中で起回事象発生前、起回事象発生後、及び起回事象を引き起こす人的過誤事象に対する人的過誤確率の評価手法を提示している。 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|---|---|
| | | 起回事象発生前の人的過誤評価及び起回事象発生後の人的過誤評価の相違点を提示ください。 | 起回事象発生前の人的過誤評価及び起回事象発生後の人的過誤評価については、評価対象と評価手法に相違点がある。それぞれの評価について詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 起回事象発生前の人的過誤事象を選定する際に、運転中の設備を対象としない理由を提示ください。 | 通常時に運転状態で運用される系統においては、人的過誤により通常の運転状態にならない時点で系統の状態確認がされるため、当該の人的過誤の確認、是正がされると考え対象としていない。 |
| | | 起回事象発生前の人的過誤事象の同定について、計装品等への校正過誤(CCF を含む)の取扱について提示ください。 | 計装品の故障には、機器故障要因および人的要因（校正過誤）による故障が含まれていると考えられるため、校正過誤を機器故障率の一部として取り扱っている。 |
| | | 起回事象を引き起こすサポート系の回復操作について提示ください。 | 起回事象を引き起こすサポート系の回復操作として、補機冷却系の系統切替操作等を対象にモデル化している。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 起回事象を引き起こす操作で、「HPCF 電動弁手動全開閉試験における注入弁の微開操作失敗」についてこの操作の目的及び手順書の操作を提示ください。 | 当該操作は HPCF の注入弁の全開全閉試験をする前に実施するもので、系統内の内部リーク発生有無を確認（系統内圧力の急上昇の有無を確認）しながら弁の開閉を行う手順であり、ISLOCA が発生しないようにする目的がある。 |
| | | 起回事象を引き起こす HEP について、HPCF 電動弁開閉試験時微開操作の人的過誤率を、事故シーケンスの定量化において、どのように発生頻度に換算して | ISLOCA の発生頻度を評価する FT に同操作の失敗確率の基事象をモデル化し、FT を定量化することで発生頻度を評価している。詳細は貸与資料に記載している。 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|--|---|
| | | 評価したのか提示ください。 | |
| | | PRA で考慮された手順書に記載のない回復操作を提示下さい。 | 手順書に記載されていない回復操作については本モデルでは考慮していない。 |
| | | 起回事象発生前および起回事象発生後のサポート系の機能喪失回復操作について提示ください。 | 起回事象発生前のサポート系の機能喪失回復操作はモデル化していないが、起回事象を引き起こすサポート系の同操作については補機冷却系の切替操作等はモデル化している。起回事象発生後のサポート系の機能喪失回復操作については、外部電源喪失シナリオにおける電源復旧後のサポート系の再起動操作をモデル化している。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | サポート系の機能喪失時の回復操作を人的過誤事象の検討対象から除外する理由を提示ください。 | 上述の回答のとおり、本評価で期待するサポート系の機能喪失時の回復操作は起回事象発生後の HFE と同様のメカニズムで発生するものであり、本評価における起回事象発生前の HFE（保守・点検などを通じて潜在的に発生する人的過誤）の同定プロセスの適用対象外となるため、同定対象から除外している。 |
| | | 起回事象発生前の複数の手動弁の操作に対する従属性の評価方法を提示ください。 | 起回事象発生前の複数の手動弁の操作に対する従属性の評価方法について、同一の運転員による操作であること、操作対象の手動弁間の時間的、距離的な近接性を踏まえて、手動弁の操作間の従属的な影響を定性的に分析し、複数弁操作に対する従属性を考慮した人的過誤確率を評価して |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|--|---|
| | | | いる。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 人的過誤の従属性の解析手法を提示ください。 | 起因事象発生前及び起因事象を引き起こす人的過誤については従属的な影響を与える要素を分析した上で、定性的に従属性の有無、従属性レベルを設定し、定量化している。起因事象発生後の人的過誤については、 HRA Calculator の従属性解析機能を用いて解析している。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | CSP の非常用吸込ラインの手動弁 3 弁の従属的な開忘れについて、どのように従属性を考慮したか提示ください。 | 同手動弁 3 弁の開忘れの従属性については、距離的な近接性、作業時間の近接性、同一の要員での対応を考慮した。 |
| | | サポート系の回復操作失敗と、起因事象発生後の操作間で従属性を考慮する理由を提示ください。 | 作業時間の近接性、同一の要員での対応を考慮して、サポート系の回復操作失敗と、起因事象発生後の操作間で従属性があるとした。 |
| | | 起因事象発生後の常設設備に対する緩和操作間の従属性について、複数回対応する操作についての従属性の評価方法を提示ください。 | 複数回対応する操作の従属性については、初回の操作に対して 2 回目以降は完全従属すると仮定して評価している。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 可搬式設備に係る現場作業と他の作業との従属性に関するデシジョンツリーを用いた解析について提示ください。 | 運転時レベル 1 において、可搬式設備はモデル化していない。 |
| | | 人的過誤評価におけるスクリーニングの考え及び用いたスクリーニング値を提示 | 緩和手段の特徴、ET 及び FT の構造を踏まえ、定性的な観点で CDF に対して感度が小さくなると考えられる |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|---|---|
| | | ください。 | HFE に対してスクリーニング HEP （値：0.1）を使用している。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | <p>起回事象発生後の人的過誤事象に対するスクリーニング値の適用に関して考慮した以下の項目について提示ください。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・分析方法 ・定性的観点の事故シーケンスへの影響評価方法 ・対象とした HEP および適用したスクリーニング値 | <p>上述の回答のとおり、緩和手段の特徴、ET 及び FT の構造を踏まえ、定性的な観点で CDF に対して感度が小さくなると考えられる HFE に対してスクリーニング HEP(値：0.1) を使用している。</p> <p>またスクリーニング HEP 適用後に定量化を実施して、定量化結果に対するスクリーニング HEP の影響を確認し、影響が大きかった場合には HEP を詳細評価している。</p> <p>スクリーニング HEP を適用した対象も含めて、詳細は貸与資料に記載している。</p> |
| | | 可搬式設備の人的過誤の評価方法を提示ください。 | 運転時レベル 1 において、可搬式設備はモデル化していない。 |
| | | 可搬式設備（消防車）の HEP の評価事例を提示ください。 | 運転時レベル 1 において、可搬式設備（消防車）はモデル化していない。 |
| | | 実行失敗過誤に THERP 手法を用いる理由を提示ください。 | THERP 手法を実行失敗過誤確率の評価に使用することは世界的にも主流であり、使用実績の観点からも本評価では THERP を適用している。 |
| | | 検討した THERP による HEP の設定方法を提示ください。 | 人間信頼性解析の実施手順について詳細を貸与資料に記載しており、その中で THERP による HEP の設定方法を提示している。 |
| | | HCR/ORE で使用するパラメータについて提示ください。 | HCR/ORE 手法で使用するパラメータとして、操作タイミング及び操作時間に係る時間パラメータ並びに σ |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|--|---|
| | | | パラメータがある。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | HCR/ORE を用いて評価した事例を提示ください。 | 人間信頼性解析の実施手順について詳細を貸与資料に記載しており、その中で HCR/ORE を用いて評価した結果を提示している。 |
| | | CBDTM の概要及び評価事例を提示ください。 | 人間信頼性解析の実施手順について詳細を貸与資料に記載しており、その中で CBDTM の概要及び評価結果を提示している。 |
| | | HCR/ORE と CBDTM における認知時間の取扱の相違について提示ください。 | 認知における時間的な影響の観点は HCR/ORE で評価しており、CBDTM は時間的な影響以外の観点（インターフェースの見やすさ、手順書の見やすさ）での失敗確率を評価している。 |
| | | HRA Calculator において、THERP オミッションエラーの table を追加した理由を提示ください。 | HRA Calculator において、THERP オミッションエラーの table を追加した理由については提供元の EPRI に確認が必要である。 |
| | | 起因事象発生後の SLC 手動起動について、評価に用いたタイムウインド及び時間パラメータを提示ください。 | 起因事象発生後の SLC 手動起動について、評価に用いたタイムウインド及び時間パラメータは貸与資料に記載している。 |
| | | SLC 手動起動について、本 PRA における HCR/ORE、CBDTM、THERP による評価結果、並びに新規制基準適合性審査における評価結果との比較について提示ください。 | SLC 手動起動について、本 PRA における HCR/ORE、CBDTM、THERP による評価結果の詳細は貸与資料に記載している。 新規制基準適合性審査時は認知失敗の評価を THERP の標準診断曲線を用いて評価しており、評価手法の違いにより評価結果が異なる。 |

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|---|--|---|
| ③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確実さ | <ul style="list-style-type: none"> 評価した結果、人的過誤の発生確率が10^{-6}未満になっていないこと。 | 評価結果の人的過誤の発生確率を提示ください。 | 人間信頼性解析の実施手順について詳細を貸与資料に記載しており、その中で人的過誤発生確率の評価結果を提示している。 |
| | <ul style="list-style-type: none"> 人的過誤の発生確率の不確実さが設定されていること。 | 人的過誤の発生確率が 10^{-6} 未満になっている人的過誤の取扱を提示ください。 | 本評価においては Minimum Joint HEP(値: 1.0E-06) をベースモデルに対して設定せず、感度解析候補として取り扱っている。 |
| | | 人的過誤確率の評価における不確実さの設定方法を提示ください。 | 人的過誤確率の評価における不確実さの設定方法として、 HRA Calculator 上で実行失敗の HEP に応じて対数正規分布又はベータ分布のパラメータを設定している。 |
| | | 起回事象発生前の HFE の HEP について、手動弁の開け忘れ又は閉め忘れの PSF に関する、手順書の品質及び管理統制の品質の判断基準を提示ください。 | 当該の判断基準としては、対応すべき具体的な作業が明確に手順化されており、作業体制が明確化されていれば品質として問題ないと判断している。 |
| | | 下記の HEP に対する BHEP の感度が大きいとする根拠を提示ください。 ・緩和手段の失敗に直結する HFE ・ MCS 内の複数の HFE の組み合わせの中で、最初に登場する HFE ・高圧注水系に係る HFE ・ Intervening Success が適用される HFE | 当該 HEP は以下の特徴があり BHEP の感度が大きくなると考えている。 ・操作失敗が機器の機能喪失に至る場合、 BHEP の大きさが機器の機能喪失確率に直結する ・組み合わせ HFE のうち最初に登場する HFE の場合、前段操作がないため、従属性を考慮しない BHEP がそのまま HEP となる ・定量化結果に対して影響の大きいシナリオに多く含まれる BHEP である ・ Intervening Success が適用される |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|--|---|
| | | | HFE は前段操作との従属性が断ち切れるため、BHEP がそのまま HEP となる |
| | | 評価結果の人的過誤確率の一貫性の確認方法及び確認結果を提示ください。 | 評価結果の人的過誤確率の一貫性の確認方法として、各操作のシナリオの複雑さや操作環境の影響を考慮した相対的な難易度といった特徴を踏まえ、各操作の大小関係が適切に設定されているかを分析している。 確認結果については詳細を貸与資料に記載している。 |
| | | CBDTM と HCR/ORE の手法の相違点を提示ください。 | CBDTM と HCR/ORE の手法の相違点として、CBDTM はデシジョンツリー形式の評価で、HCR/ORE は時間依存の評価である。 詳細を貸与資料に記載している。 |
| | | Pcog（認知失敗確率）の大小関係を分析している 4 つの HFE について、CBDTM 及び HCR/ORE の Pcog の比較結果を提示ください。 | 当該 HFE の CDBTM 及び HCR/ORE の Pcog の評価結果については貸与資料に記載しており、大小関係についても比較可能である。 |
| | | 起回事象発生前 HFE 及び起回事象を引き起こす HFE の分析結果は、他の人的過誤評価についても当てはまるものか提示ください。 | 起回事象発生前の HFE 及び起回事象を引き起こす HFE について、本モデルでは当該の HFE 以外に詳細評価し一貫性の確認をした HFE は無いため、他に当てはまるかは確認できない。 |
| | | 起回事象発生後の HFE のうち、上位にある HFE に関して上位になる理由を提示ください。 | 起回事象発生後の HFE に関して、クリティカルステップ数の多い操作、時間余裕の短い操作、過誤回復に期待できない操作等の HEP が大きくなるため上位になる傾向がある。 |

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|--|---|--|--|
| <p>(7) 事故シ ーケンス の定量化 ① 炉心損 傷頻度の 評価</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・レアイベント近 似、上限近似、その 他の近似方法、厳 密解等で炉心損傷 頻度を算出してい ること。 ・国内の類似プラン トの PRA 結果又 は、米国の類似プ ラントの PRA 結 果と比較して大き な差がある場合 は、差異の理由を 分析しているこ と。 | <p>事故シーケンスの定量化方 法（近似方法等を含む）を提 示ください。</p> | <p>事故シーケンスの定量化にあたって は、解析ツールの計算エンジンであ る FTREX を使用し、上限近似を用 いて最小カットセットを定量化して いる。なお、事故シーケンスの定量 化においては最小カットセットの確 率値での打ち切りをしている。また 成功分岐を含む事故シーケンスで は、成功分岐の確率を 1.0 で近似し て定量化している。</p> |
| | | <p>定量化に用いた解析コード 及びその妥当性を提示くだ さい。</p> | <p>計算コードには、EPRI が開発した EPRI R&R Workstation を用いた。 EPRI R&R Workstation は海外で十 分に使用実績があるソフトウェアパ ッケージであり、事故シーケンスの 定量化には CAFTA, FTREX, PRAQuant, ACUBE, UNCERT を 用いた。</p> |
| | | <p>定量化に用いた打ち切り値及 びその根拠、並びに打ち切 り値のサーベイ結果を提示く ださい。</p> | <p>定量化では基本的に打ち切り値とし て 1.0E-11[/炉年]を設定している。こ れは内の事象運転時レベル 1PRA 学 会標準において目安として提示され ている「全 CDF の 0.01%」に相当す る値として設定した。 打ち切り値のサーベイ結果は別途資 料として提示している。</p> |
| | | <p>論理ループの削除方法につ いて提示ください。</p> | <p>CAFTA の機能により論理ループが 存在する場合は計算エラーとなるこ とから、当該エラーが発生しないよ うにモデル構築している。</p> |
| | | <p>排反事象の取扱について提 示ください。</p> | <p>CAFTA の機能で削除されるものを 除き、排反事象（弁の開失敗と閉失 敗の組み合わせ、保安規定で禁止さ</p> |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|---|---|
| | | | <p>れている同時保守等) は、削除せず 定量化している保守的な扱いをして いるが、これらは定量化結果に影響 が無いことを確認している。</p> |
| | | <p>TQUV 及び TQUX シーケ ンスにおいて、原子炉減圧 をどのようにモデル化して いるか提示ください。</p> | <p>TQUV は原子炉減圧及び低圧系のポン プ起動に成功するが、低圧系の系 統構成に失敗する場合のシーケンス としてモデル化している。 低圧系のポンプ起動失敗時は減圧操 作も実施しないことから、その際に 高圧注水系に失敗していた場合には TQUX シーケンスとしてモデル化し ている。 また、高圧注水系及び減圧操作自体 に失敗した場合も TQUX シーケ ンスとしている。 詳細な説明については別途資料を提 示している。</p> |
| | | <p>SSIE の評価について、起因 事象と緩和設備の従属性の 評価方法を含めて、評価の 一連の流れを提示くださ い。</p> | <p>SSIE の評価については、起因事象と 緩和設備の従属性の評価方法を含め て、評価の一連の流れの詳細を貸与 資料に記載している。</p> |
| | | <p>炉心損傷頻度に寄与が大き い炉心損傷クラス及び寄与 が大きくなる理由を提示く ださい。</p> | <p>炉心損傷頻度に寄与が大きい炉心損 傷クラスについては貸与資料に記載 している。 寄与が大きくなる理由については、 緩和設備に従属的な影響を与える起 因事象により、主に使用可能な高圧 注水設備や除熱設備が少なくなり、 特定の炉心損傷クラスの CDF が大 きくなるためである。</p> |
| | | <p>炉心損傷頻度に寄与が大き</p> | <p>炉心損傷頻度に寄与が大きい起因事</p> |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|-----------------------|---|---|
| | | い起因事象及び寄与が大きくなる理由を提示ください。 | 象については貸与資料に記載している。 寄与が大きくなる理由については、主にサポート系機能に影響を与える起因事象により、使用可能な緩和系が少なくなり、条件付き炉心損傷確率(CCDP)が高くなり CDF も大きくなるためである。 |
| | | 事故シーケンス別の最小カットセット及び炉心損傷頻度を提示ください。 | 事故シーケンス別の最小カットセット及び炉心損傷頻度については貸与モデルにより出力できるようにしている。 |
| | | 上位 100 の最小カットセットの占める割合を提示ください。 | 上位 100 位の最小カットセットの全 CDF に占める割合は 31% である。 |
| | | 主要なカットセットの内容を説明ください。 | 主要なカットセットの内容について詳細は別途資料を提示している。 |
| | | 新規制基準適合性審査で提出した PRA との結果の相違及びその理由を提示ください。 | 新規制基準適合性審査で提示した PRA モデル(SA 設備を含むモデル)との主な相違としては、SSIE の詳細化による影響が大きいと考えられる。 詳細な分析については別途資料を提示している。 |
| | | 国内及び海外の類似プラントの PRA との比較結果を提示ください。 | 国内及び海外の類似プラントの PRA との比較として、UK-ABWR の公開されている PRA モデル情報との比較を実施し、詳細な比較結果については別途資料を提示している。 |
| ② 重要度 解析 | ・FV 及び RAW を算出していること。 | 起因事象発生頻度に関する重要度の取扱を提示ください。 | SSIE の発生頻度は FT にて評価しているが使用する基事象は SSIE に固有の基事象を使用しており、当該基事象の重要度は起因事象発生頻度 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|-------|--|--|
| | | | に対応するものとして個別に評価されるようにしている。 |
| | | 算出した FV 重要度及び RAW 重要度、並びにそれらに対する考察を提示ください。 | 算出した FV 重要度及び RAW 重要度、並びにそれらに対する考察について詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | FV 重要度と RAW 重要度のマトリックス及びそれに対する考察を提示ください。 | 系統レベルでの FV 重要度と RAW 重要度のマトリックスについては別途資料として提示している。 非常用系については基本的に FV,RAW 重要度が高いものが多いが、それらに加え換気空調系(常用・非常用)についても重要度が高くなっている。これは PRA モデルの高度化により換気空調系等の従属性を詳細化したことが理由であると考える。 |
| ③ 旧モデルと修正モデルの比較 | (その他) | 新モデルについて、旧モデルからの改訂箇所、改訂理由を提示ください。 | 新モデル(ASME ピアレビューを実施したモデル)について、旧モデル(出来るだけ早い段階からモデルの確認を行いたいとのご要望にお応えするために事前に貸与した高度化の途中段階のモデル)からの改訂箇所、改訂理由について詳細は別途資料として提示している。 |
| | | 新モデルにおけるモデル変更が、モデルの一貫性や整合性に及ぼす影響を提示ください。 | 新モデルにおけるモデル変更については、定量化結果に大きく寄与すると考えられる箇所に対する変更であるため、重要な点に注力して詳細化するモデル化方針に変わりはなく、モデルの一貫性や整合性に及ぼす影響は無いと考える。 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|---|---|
| | | <p>新モデルにおける PCV ベントの HEP 修正について、以下を提示ください。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・操作手順の変更点と理由 ・HEP 評価の変更点 ・CDF に及ぼす影響 | <p>新モデルにおける PCV ベントの HEP 修正の詳細は別途資料として提示している。</p> |
| | | <p>新モデルにおける HPIN 電動弁現場操作のモデル化について以下を提示ください。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・モデル化の変更点と理由 ・HEP 評価 ・CDF に及ぼす影響 | <p>新モデルにおける HPIN 電動弁現場操作のモデル化の詳細は別途資料として提示している。</p> |
| | | <p>新モデルにおける RCIC 排気圧力高トリップインターロックバイパス操作の削除について、変更点及びその根拠、並びに CDF に及ぼす影響を提示ください。</p> | <p>新モデルにおける RCIC 排気圧力高トリップインターロックバイパス操作の削除について、変更点及びその根拠、並びに CDF に及ぼす影響の詳細は別途資料として提示している。</p> |
| | | <p>新モデルにおける SSIE のモデル修正（HECW 喪失）について、モデル及びデータの変更点及びその根拠、並びに CDF に及ぼす影響を提示ください。</p> | <p>新モデルにおける SSIE のモデル修正（HECW 喪失）について、モデル及びデータの変更点及びその根拠、並びに CDF に及ぼす影響の詳細は別途資料として提示している。</p> |
| | | <p>新モデルにおける SFP 側系統外流出における MUWC 代替注水の成功基準について、モデル変更点及びその根拠、並びに CDF に及ぼす影響を提示ください。</p> | <p>新モデルにおける SFP 側系統外流出における MUWC 代替注水の成功基準について、モデル変更点及びその根拠、並びに CDF に及ぼす影響の詳細は別途資料として提示している。</p> |
| | | <p>新モデルにおける格納容器外 LOCA のモデル修正につ</p> | <p>新モデルにおける格納容器外 LOCA のモデル修正について、モデル及び</p> |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|--|--|---|---|
| | | いて、モデル及びデータの修正点及びその根拠、並びに CDF に及ぼす影響を提示ください。 | データの修正点及びその根拠、並びに CDF に及ぼす影響の詳細は別途資料として提示している。 |
| | | 新モデル変更点に関する起因事象別の CDF の影響分析について、全 CDF への寄与割合の評価方法を提示ください。 | 新モデル変更点に関する起因事象別の CDF の影響分析について、全 CDF への寄与割合の評価方法の詳細は別途資料として提示している。 |
| | | 旧モデルと新モデルとの起因事象別の CDF の比較及びその考察を提示ください。 | 旧モデルと新モデルとの起因事象別の CDF の比較及びその考察の詳細は別途資料として提示している。 |
| | | 旧モデルと新モデルとの炉心損傷クラス別の CDF の比較及びその考察を提示ください。 | 旧モデルと新モデルとの炉心損傷クラス別の CDF の比較及びその考察の詳細は別途資料として提示している。 |
| (8) 不確実 さ解析及 び感度解 析 ① 不確実 さ解析 | ・パラメータの不確実さ解析では、機器故障率データに合わせて知識の相関(SOKC)を設定していること。 | 不確実さ解析の方法を提示ください。 | 基事象の発生確率を確率変数とみなして確率分布を入力とし、モンテカルロ法によるランダムサンプリングを用いて、炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅を評価した。 |
| | | 知識の相関(SOKC)をどのように設定したか提示ください。 | 不確実さ解析においては、同機種、同故障モードの基事象に対してパラメータに関する知識の不確実さの相関(SOKC)を考慮するため、各試行回数において、それらの基事象にモデル化している故障率の確率分布に従う標本に相関を与えて不確実さ解析を実施した。 |
| | | 不確実さ解析結果及びその考察を提示ください。 | 不確実さ解析における試行回数は 100,000 回とし、不確実さ幅を示す指標としては、5%値及び 95%値を用 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|---|---|--|
| | | | いた EF を確認した。その結果、 EF=1.9 という結果になり、不確実さ 幅は大きくないことが確認できた。 |
| | | 不確実さ解析の収束性につ いて提示ください。 | 不確実さ解析の収束性の確認とし て、試行回数（1,000～100,000）を 変えて全 CDF の 5%値、中央値、平 均値、95%値を確認した。その結果、 およそ 10,000 回以上の試行回数で ほぼ同等な結果が得られ、試行回数 100,000 回で結果は十分収束してい ると考えられる。 |
| | | 不確実さ解析結果のエラー ファクターが比較的小さい 値になっている理由を提示 ください。 | 故障率データとして使用している 29 ヶ年データの EF が小さいことが 理由と考えられる。 |
| | | 主要シーケンス毎の不確実 さ解析結果を実施している 場合は、その結果を提示く ださい。 | 主要シーケンス毎の不確実さ解析に ついては原子力学会標準の要求にな く実施していない。 |
| ② 感度解 析 | ・炉心損傷頻度等に 影響する RCP シ ール LOCA モデ ル等の計算モデ ル、機器故障率、人 間信頼性解析等の 感度解析を実施し て、PRA モデルの 感度を把握してい ること。 | 感度解析を実施した項目及 びその選定基準を提示くだ さい。 | モデルの不確実さが大きく、CDF へ の感度が高いと考えられる項目に限 定して感度解析を実施することとし て、米国故障率を適用した場合の感 度解析および電気品室の扉開放によ る効果についての感度解析並びに HECW 喪失時の常用電源への影響 についての感度解析を実施した。 なお、電気品室の扉開放による効果 についての感度解析および HECW 喪失時の常用電源への影響について の感度解析は、旧モデルにおいての み実施した。 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの適切性の確認項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|-------------------------|------|---|---|
| | | 感度解析候補のうち、感度解析から除外した項目について、その除外理由を提示ください。 | 上述の回答のとおりモデルの不確かさが大きく、CDF への感度が高いと考えられる項目を優先して感度解析を実施した。 |
| | | 感度解析を実施した項目について、感度解析結果及び考察を提示ください。 | 感度解析を実施した項目について、感度解析結果及び考察の詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 電気品室の空調喪失時の扉開放の操作を提示ください。 | 扉開放の必要性を認知し、現場に移動し電気品室の扉を開放する操作を想定している。 |
| | | 中央制御室と電気品室の位置関係が判断できる図面を提示ください。 | 中央制御室と電気品室の位置関係が判断できる図面について別途資料として提示している。 |
| | | 電気品室の空調喪失時の扉開放の操作の前に実施する、起因事象発生から給復水系に係る一連の操作について提示ください。 | 原子炉スクラムを起点として、電動給水ポンプ起動後の原子炉水位維持操作や復水器真空度維持操作を実施する。 |
| | | 扉開放操作失敗に対する HRA 評価手法及び結果を提示ください。 | 扉開放操作失敗に対する HRA 評価手法として、扉開放の認知失敗に CBDTM 及び HCR/ORE のうち HEP の大きい方を採用する方法を、実行失敗に THERP を適用した。評価手法及び結果の詳細については貸与資料に記載している。 |
| | | 扉開放操作失敗に対する HRA 評価 HRA Calculator の入力値とその根拠およびディシジョンツリーの分岐の設定とその根拠をご提示ください。 | 上述の回答のとおり、当該の評価手法及び結果の詳細については貸与資料に記載しており、扉開放操作失敗に対する HRA 評価の入力値とその根拠並びにディシジョンツリーの分岐の設定とその根拠についてもその中で提示している。 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|---|---|
| | | 電気品室の温度が 55℃に達する時間の評価結果を提示ください。 | 電気品室の温度が 55℃に達する時間に対して余裕を考慮した時間を設定した。詳細は貸与資料に記載している。 |
| | | 電気品室の空調喪失時の扉開放について今後の取り扱いについて提示ください。 | 今後詳細な解析を行い扉開放等の対応の効果を確認し、実現性について検討していく。 |
| | | LPFL 注水により原子炉を満水にして格納容器熱除去を行う対策について提示ください。 | LPFL 注水により原子炉を満水にして格納容器熱除去を行う対策としては、RPV 内と格納容器内で冷却水を循環させる対策が考えられる。 |
| | | HECW が喪失しても常用電源は健全であると考え理由について提示ください。 | 感度解析のために HECW 喪失後に常用電源が喪失しない条件を仮定しているものであり、健全性については今後詳細に検討する。 |
| | | HEWC 喪失シーケンスにおいて、保守的なモデル化を行っていると考えているものがあれば提示ください。 | HEWC 喪失シーケンスにおいて、空調冷媒が喪失した場合の室温評価が現状保守的なモデルになっていると考えている。 |
| | | 炉心損傷頻度への寄与が大きい TW シーケンスに対して格納容器ベントの失敗確率等について感度解析を行わない理由を提示ください。 | 格納容器除熱手段である格納容器ベントの失敗確率の大きさは TW シーケンスの CDF に直結することは明らかであり、感度解析せずともその効果は予想できることから、感度解析の対象とする優先度は低いと判断した。 |
| | | 基本ケースと感度解析ケースにおける FV 重要度及び RAW 重要度の比較結果及び考察を提示ください。 | 基本ケースと感度解析ケース（米国故障率の適用）における FV 重要度及び RAW 重要度の比較結果については別途資料として提示している。 |
| | | | 両者の重要度を比較すると細かい相違はあるものの、非常用 D/G や空調 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|---------|---|--|
| | | | <p>設備類, HPAC 等の FV が大きく, RAW としても同様の操作の人的過誤の従属性の影響が大きいといった傾向は変わらない。これは基本ケースにおいて既に定量化結果への影響が大きい基事象が, 米国故障率を適用することで更にその影響が大きくなっただけであり, 定量化結果の全体的な傾向は大きく変わらなかったためと考えられる。</p> |
| 補助文書 | (追加の質問) | <p>海外専門家によるピアレビューについて、レビューの概要、SR への適合状況、F&O、指摘された事項に対する反映予定等を説明ください。</p> <p>最新の技術的知見の収集及び PRA への反映状況を提示ください。</p> <p>PRA の文書化にあたり留意した点を提示ください。</p> | <p>海外専門家によるピアレビューについて、ピアレビュー報告書を提示し、指摘された事項に対する反映予定等をまとめ、別途資料を提示している。結果への影響が大きいと考えている空調喪失時の評価の保守性、使用している機器故障率データに関する指摘は、SDP 評価に PRA を利用するタイミングを考慮してモデルに反映していく。それ以外の主な指摘事項についても優先度を決め計画的にモデルに反映していく。</p> <p>国内外の最新の技術的知見を反映する仕組みを構築しており、必要に応じて反映している。具体的に PRA モデルに反映した事項の詳細は別途資料として提示している。</p> <p>PRA の文書化にあたり留意した点としては、トレースができるように、モデル作成時の判断を仮定として文書化するとともに、根拠とした参考文献を文書化した。</p> |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|--|--|
| | | | また、文書名に"00"を付記した一般事項を技術要素別に作成し、レベル 1PSA 学会標準の文書化項目に沿って当該技術要素のサマリを文書化することで、理解可能なような構成とした。 |
| | | 日本原子力学会標準（レベル 1 PRA）への適合性に関するセルフチェック結果を提示ください。 | 日本原子力学会標準（レベル 1 PRA）への適合性に関するセルフチェック結果の詳細については貸与資料に記載している。 |
| | | PRA の定量化にあたり、先行 PRA 又は同型プラントの情報を使用している場合は、それを提示ください。 | PRA 実施にあたり必要とされる基本的な情報については、評価対象プラントの設計、運転・保守管理の情報を PRA の目的に応じて調査・収集しているため、先行 PRA 又は同型プラントから得られる情報を使用していない。定量化にあたり必要とされる情報についても、評価対象プラントの運転経験を調査・収集している。ただし、機器故障率や起因事象発生頻度の推定においては基本的に階層ベイズ手法を採用していることから、評価対象プラントだけでなく他の国内プラントの運転経験も取り入れている。 |
| | | 事故シーケンスの最終状態の分類について、レベル 2PRA への影響を考慮しているか提示ください。 | 事故シーケンスの最終状態の分類について、レベル 2（レベル 1.5）PRA への影響を考慮している。 |
| | | システム信頼性モデルの妥当性確認方法及び事例を提示ください。 | システムの特徴及び仮定が反映されていることについて、例えば以下の観点による確認を行っている。 ・ 仮定や単純化が適切にモデル化 |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|--|--|
| | | | <p>されていること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・システム構成が反映されていること ・冗長性がある系統については、対称的なカットセットとなっているか 或いは非対称性が説明できること ・ドミナントカットセットが適切であるか ・予想されるカットセットでない場合は、その妥当性があること ・ドミナントカットセットについては、より現実的なモデルに出来ないか ・従属性の高い機器は詳細にモデル化していること |
| | | <p>EPRI R&R workstation と CAFTA コードとの関係について提示ください。</p> | <p>EPRI R&R Workstation はソフトウェアパッケージで、その中に CAFTA が含まれる。</p> |
| | | <p>複数の因子による組合せの感度解析を実施していない理由を提示ください。</p> | <p>本評価では感度解析の項目それぞれのモデルの不確かさの相関性は強くなく、複数の因子による組合せの感度解析を実施する必要性は低いと判断した。</p> |
| | | <p>シフト交代間隔が人的過誤評価に及ぼす影響及びモデル化について提示ください。</p> | <p>現在の PRA モデルにおいてはシフト交代による過誤回復効果を考慮していない。 なお、シフト交代による過誤回復は CBDTM による認知失敗確率の低減に寄与し、緩和操作の効果に期待できる場合には、シフト交代による過誤回復に期待できる。</p> |
| | | <p>CBDTM の認知失敗に対する過誤回復について提示く</p> | <p>HPIN 電動弁の現場操作の HEP に対してのみ STA による過誤回復に</p> |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|---|--|
| | | ださい。 | 期待している。 |
| | | 低出力時の今後の取扱いについて提示ください。 | 低出力時 PRA は米国でも実施例が乏しく, ASME/ANS 標準のトライアルユースの状態である。また今後は火災, 溢水など主に外的事象に係る PRA の整備を優先すべきであると考えており, 低出力時 PRA についての計画は未定である。 |
| | | 炉心損傷クラス毎の FT による事故シーケンスの定量化モデルについて提示ください。 | 炉心損傷クラス毎の FT による事故シーケンスの定量化としては, 全 CDF を頂上事象とし, 炉心損傷クラスごとの FT を OR ゲートで結合することで評価している。 詳細については別途資料を提示し説明している。 |
| | | 定量化における成功分岐の取扱い方法について提示ください。 | 定量化における成功分岐については, 全 CDF を頂上事象とした炉心損傷クラスごとの FT において, 否定論理で表現することで評価している。 詳細については別途資料を提示し説明している。 |
| | | 不確かさの影響を判断する基本的な基準を提示ください。 | Reg. Guide 1.200 の "A key source of uncertainty" の用語の定義を参考に, その不確かさの解決手法の選択がリスクプロファイルに与える影響が大きいと判断したものを主要な不確かさ源としている。 |
| | | 主要な不確かさ源について, 今後の基本的な対応方針を提示ください。 | CDF への影響が大きい主要な不確かさ源について優先的に対応していく方針である。 |
| | | 大 LOCA 相当の配管における小 LOCA に係る仮定を採 | 大 LOCA 相当の配管における小 LOCA に係る仮定を採用しなかった |

事業者 PRA モデル（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）の適切性確認のための
質問事項への回答（運転時内の事象レベル 1PRA）

2023 年 1 月 26 日 東京電力 HD 株式会社

| 事象者 PRA モデルの 適切性の確認 項目 | 判断基準 | 確認のための質問 | 回答 |
|---------------------------------|------|--|--|
| | | 用しなかった場合の影響について提示ください。 | 場合の CDF 増分を算出し、全 CDF の定量化結果への影響が小さいことを確認している。 詳細については別途資料を提示し説明している。 |
| | | 機器故障率データにおける、国内データと国際的な一般データとで機器バウンダリが相違することについて、今後の取り扱い方針を提示ください。 | 今後 PRA モデルに国内で新たに整備した故障率データを適用するが、当該データについては事前分布として国際的なパラメータを用いていないため、機器バウンダリ定義の相違がパラメータ評価に影響を与えないような評価体系となっている。 |
| | | 重要基事象であるか否かの判断基準及びその根拠を提示ください。 | RAW は当該基事象が有する信頼性に関わらずに機能喪失した場合の影響を示す極端な指標であること、リスクプロファイルへの寄与を把握したいことから、FV 重要度を優先して重要基事象であるか否かの判断基準として貸与資料に記載している。 |
| | | RCIC と HPAC の非信頼度の比較分析結果を提示ください。 | RCIC と HPAC の非信頼度を比較したときの主な相違として、本 PRA では SBO 時以外に RCIC について空調を必要としたモデル化をしていることが挙げられる。 |