

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）

2021年8月24日 東京電力HD株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
—	(3) 事故 シーケ ンスの分析 ① イベ ントツリ ー毎の作 成上の仮 定とその 根拠	・イベント ツリーのロ ジックに間 違いがない こと。 ・他のイベ ントツリー と重複する 事故シーケ ンスがない こと。	—	—
AS-1			・イベントツリーの構造 が間違いないこと、他の イベントツリーと重複す る事故シーケンスがない ことを、どのような方法 でチェックしているか、 提示ください。	成功基準，起因事象の影響，終状態が 適切に反映されていること，起因事象 のヘディングに重複が無いことをチェ ックしている。 また，単一の ET を用いて複数の起因 事象を評価している場合は，イニシエ ータ基事象により起因事象の重複が無 いことをチェックしている。 これらのエビデンスとして，ET をチ ェックした文書並びにモデル作成に関 する品質保証活動についての文書を面 談において提示する。
AS-2			・イベントツリーを作成 する際に使用した仮定を 提示ください。	モデル合理化，解析結果の反映，実績 の反映等を目的に設定した仮定など， イベントツリーを作成する際に使用し た共通又は個別の仮定をそれぞれ整理 しており，その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）

2021年8月24日 東京電力HD株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-3			・全交流動力電源喪失（SBO）時の事故シーケンスにおける事象進展について、どのように考えたか提示ください。	SBO 時の事故シーケンスにおいては、外部電源の復旧、RCIC/HPAC の運転、蓄電池切替（RCIC 運転用）等の成否から事象進展を検討し、イベントツリーを適切に展開している。
AS-4			・原子炉スクラム失敗（ATWS）時の事故シーケンスにおける事象進展について、どのように考えたか提示ください。	ATWS 時の事故シーケンスにおいては、SLC 等による出力抑制、HPCF の運転、PCV 除熱操作等の成否から事象進展を検討し、イベントツリーを適切に展開している。
AS-6			・復水貯蔵槽（CSP）への水源補給の考え方を提示ください。	CSP を水源とした注水系による注水量を解析により確認し、使命時間内での CSP への補給について要否を整理している。
AS-7			・格納容器外 LOCA 事象の進展と格納容器隔離の関係を提示ください。	格納容器外 LOCA 発生箇所の隔離の成否、隔離成功後の蒸気影響や系統隔離による緩和設備の使用可否分析等から事象進展を検討し、イベントツリーを適切に展開している。
AS-8			・事故シーケンスと炉心損傷クラスとの整理を提示ください。	学会標準に従い、各事故シーケンスの終状態を、炉心損傷後のプラント状態に影響する緩和設備の成否、原子炉圧力容器内の圧力の状態、並びに炉心損傷及び格納容器破損時期などによって炉心損傷クラスに分類している。

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）

2021年8月24日 東京電力HD株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-9			・類似の炉心損傷クラス の分類の考え方を提示く ださい。	緩和設備の使用可否等の違いを考慮 し、L1.5PRAへ適切にその情報を引 き継ぐために、類似する炉心損傷クラ スであっても詳細に分類している場合 がある。
AS-10			・外部電源喪失時に逃が し安全弁（S/R弁）の開 固着が発生している事故 シーケンスでの、原子炉 隔離時冷却系（RCIC）及 び高压代替注水系 （HPAC）の取り扱いに ついて提示ください。	S/R弁が1弁開固着した状態であって も、蒸気を消費するまでは RCIC/HPACを起動し、初期の注水が 可能になることで、電源設備や他の緩 和設備の準備時間を確保することが可 能になることから、当該の注水を考慮 している。
AS-11			・低圧注水系（LPFL）で 炉心注水を行っている場 合に、残留熱除去 （RHR）として格納容器 除熱を行うための切り替 え操作について提示くだ さい。	LPFLモードからPCV除熱へのモー ド切替操作として注入弁の開操作等を モデル化している。
AS-12			・S/R弁が複数回作動し た場合のモデル化につい て提示ください。	モデルでは時間故障モデルを採用して おり、2回目以降のサイクル動作は、 初回動作による状態変更に成功してい ることが前提となり故障発生確率が十 分小さいと考えモデル化していない。

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）

2021年8月24日 東京電力HD株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-13			<p>・ RCIC で炉心に注水し、格納容器からの熱除去機能に失敗している事故シーケンスにおける、RCIC タービン排気圧トリップの取り扱いを提示ください。</p>	<p>格納容器除熱の失敗等により格納容器圧力が高くなっている場合であっても、RCIC タービン排気圧力が当該圧力高トリップ設定値を上回ることはないため、RCIC がトリップに至ることはなく、モデル上でも当該インターロックは考慮していない。</p>
AS-14			<p>・ 高圧炉心注水系（HPCF）及び RCIC について、CSP からサプレッション・チェンバ・プール（S/P）への水源切り替え及び S/P から CSP への水源切り替えの取り扱いを提示ください。</p>	<p>S/P 水位高が発生することで初期水源である CSP から S/P への水源の自動切替が発生することをモデル化している。また、S/P への水源自動切替後に S/P 冷却に失敗し水源として使用できなくなる場合は、CSP への水源手動切替することをモデル化している。</p>
AS-15			<p>・ 安定状態（Safe and Stable）に関して、原子炉未臨界成功シーケンス、炉心冷却成功シーケンス、格納容器除熱成功シーケンスについて、どのような代替手段を想定しているのか提示ください。</p>	<p>代替手段として、炉心冷却成功シーケンスにおいては、代替逃がし安全弁駆動装置及び消防車による原子炉注水等の手段を想定している。また、格納容器熱除去成功シーケンスにおいては代替循環冷却系を想定している。また、上記設備とは別に機能喪失している設備の復旧も想定している。なお原子炉未臨界成功シーケンスにおいては、SLC の場合でも、3 時間ほどでホウ酸水の注入が完了するため、未臨界維持に対する継続的な対応は不要である。</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）

2021年8月24日 東京電力HD株式会社

質問番号	適切性の確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-17			・非隔離事象の事故シーケンス展開の考え方及び根拠を提示ください。	非隔離事象は、タービントリップ等により原子炉がスクラムするが、タービンバイパス弁は正常に動作し、事象初期から給復水系が利用できる事象であり、これを考慮し、給復水系の利用可否を含めて事故シーケンスを展開している。根拠としては AOP, EOP を基に事故シーケンスを分析している。
AS-18			・非隔離事象について、S/R 弁開放に係る解析結果を提示ください。	非隔離事象について S/R 弁開放に係る解析は実施していないが、非隔離事象は事象初期から給復水系が利用できる事象であること、過去に実際に発生した非隔離事象では S/R 弁は 18 弁中の 1 弁しか開放しなかったことを踏まえ、非隔離時については S/R 弁開放はモデル化していない。
AS-19			・隔離事象として想定している事象を提示ください。	隔離事象は、MSIV の閉鎖等により原子炉が隔離され、事象初期にタービン側の PCS による除熱に期待できない事象で、また初期の原子炉圧力の上昇が大きい事象と想定している。
AS-20			・隔離事象における手順書を提示ください	隔離事象が発生した場合に参照する手順書として、AOP 及び EOP を提示する。
AS-21			・隔離事象に使用できる設備の概要を提示ください。	新規制基準に対応するために追加した設備でモデル化した SA 設備について、実際の写真、操作手順の該当箇所及び訓練状況を概要として提示する。

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）

2021年8月24日 東京電力HD株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-22			・給水喪失事象に使用できる設備の概要を提示ください。	新規制基準に対応するために追加した設備でモデル化した SA 設備について、実際の写真、操作手順の該当箇所及び訓練状況を概要として提示する。
AS-23			・給水喪失事象の事故シーケンス展開の考え方を提示ください。	給水喪失は、事象初期に給復水系が機能喪失し原子炉水位低下することで原子炉がスクラムする事象であり、これを考慮し、事故シーケンスを展開している。
AS-24			・外部電源喪失事象に使用できる設備の概要を提示ください。	新規制基準に対応するために追加した設備でモデル化した SA 設備について、実際の写真、操作手順の該当箇所及び訓練状況を概要として提示する。
AS-25			・外部電源喪失時の直流電源健全時について、MSIV を手動で閉じる手順書を提示ください。	該当する手順書を提示する。
AS-26			・外部電源喪失時の制御電源確保の手順書を提示ください。	該当する手順書を提示する。
AS-27			・外部電源喪失時の HPAC の起動時の手順を提示ください。	該当する手順書を提示する。
AS-28			・外部電源喪失事象の事故シーケンス展開の考え方を提示ください。	外部電源喪失は、プラント内の電源が喪失し、常用系の給復水系等が喪失するとともに、非常用系の設備の動作のために非常用ディーゼル発電機の起動が必要となる事象であり、これを考慮し、事故シーケンスを展開している。

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）

2021 年 8 月 24 日 東京電力 HD 株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-29			・ S/R 弁誤開放事象に使用できる設備の概要を提示ください。	新規基準に対応するために追加した設備でモデル化した SA 設備について、実際の写真、操作手順の該当箇所及び訓練状況を概要として提示する。
AS-30			・ S/R 弁誤開放の事故シーケンス展開の考え方を提示ください。	S/R 弁誤開放事象は原子炉運転中に S/R 弁が誤開放することで、S/P に蒸気が流入し、原子炉水位・圧力が低下するとともに格納容器圧力・温度が上昇する事象であり、これを考慮して、事故シーケンスを展開している。
AS-31			・ S/R 弁の設定圧力を提示ください。	S/R 弁の設定圧力(逃がし弁機能)としては以下の通りグループごとに設定している。 第一グループ：7.51 MPa[gage]×1 弁 第二グループ：7.58 MPa[gage]×1 弁 第三グループ：7.64 MPa[gage]×4 弁 第四グループ：7.71 MPa[gage]×4 弁 第五グループ：7.78 MPa[gage]×4 弁 第六グループ：7.85 MPa[gage]×4 弁
AS-32			・ S/R 弁誤開放で優先的に使用する弁の設定理由を提示ください。	S/P の温度上昇を均一にするために、誤開放した S/R 弁となるべく離れた位置(対極する位置)にある S/R 弁を優先して開放する必要がある、モデルにおいても対極位置にある P 弁と J 弁を考慮している。
AS-33			・ S/R 弁誤開放時のスクラム信号が作動までの時間余裕についてその時間と根拠を提示ください。	S/R 弁誤開放時には、30 分程度でスクラム信号が作動することを解析結果により確認している。

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）

2021年8月24日 東京電力HD株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-34			・従属性を有する起回事象に使用できる設備の概要を提示ください。	新規制基準に対応するために追加した設備でモデル化した SA 設備について、実際の写真、操作手順の該当箇所及び訓練状況を概要として提示する。
AS-35			・従属性を有する起回事象について時間余裕に応じた分類を提示ください。	時間余裕に応じて以下の通り 3 つに分類している。 ・即時トリップ …自動スクラムまでの時間が短い事象（30 分以内を想定） ・遅延トリップ …自動スクラムまでの時間が長い事象（30 分以上を想定） ・管理停止 …自動スクラムに至らない事象。
AS-36			・遅延トリップを生じるサポート系起回事象（SSIE）における手動スクラムを認知する条件の説明を提示ください。	AOP に基づき、各サポート系機能喪失時の対応を行い、手順に示される条件に応じて手動スクラムの必要性を認知するものとしている。
AS-37			・遅延トリップが含まれる場合の停止認知の方法を記載ください。	AOP に基づき、各サポート系機能喪失時の対応を行い、手順に示される条件に応じて手動スクラムの必要性を認知するものとしている。
AS-38			・従属性を有する起回事象について主要な仮定の根拠を提示ください。	AOP 等の手順書を分析するとともに、詳細については運転員へのインタビューを実施して確認することで主要な仮定を設定している。

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）

2021 年 8 月 24 日 東京電力 HD 株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-39			・従属性を有する起因事象の事故シーケンス展開の考え方を提示ください。	緩和系との従属性を有する系統（サポート系）を同定し、当該サポート系の機能喪失による他の系統（フロントライン系及びサポート系）との従属性やプラント応答を分析することで、スクラムまでの時間余裕やスクラム要因、スクラム後の緩和設備の使用可否を検討し、これを考慮して事故シーケンスを展開している。
AS-40			・格納容器内の冷却材喪失事故（LOCA）に使用できる設備の概要を提示ください。	新規制基準に対応するために追加した設備でモデル化した SA 設備について、実際の写真、操作手順の該当箇所及び訓練状況を概要として提示する。
AS-41			・格納容器内 LOCA の事故シーケンス分類と根拠を提示ください。	起因事象として抽出した格納容器内 LOCA を、事故進展の類似性から、破断配管の RPV ノズル高さに応じて 3 つのパターンに分類している。またこれに加え、これらの格納容器内 LOCA 事象と異なる事象進展となることを分析したうえで、ADS 誤動作、極小 LOCA、Excessive LOCA 事象を考慮している。
AS-42			・格納容器内 LOCA の事故シーケンス展開の考え方を提示ください。	格納容器内 LOCA は、PCV 内で原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器・配管等の破損、または設備の誤動作により原子炉冷却材圧力バウンダリが機能喪失する事象であり、これを考慮し、格納容器内 LOCA のサイズに応じた原子炉水位、格納容器圧力等へのパラメータの影響を解析で確認するとともに、配管破断により使用できなくなる緩和設備の分析も含めて事故シーケンスを展開している。

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）

2021 年 8 月 24 日 東京電力 HD 株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-43			・格納容器外 LOCA 事象に使用できる設備の概要を提示ください。	新規制基準に対応するために追加した設備でモデル化した SA 設備について、実際の写真、操作手順の該当箇所及び訓練状況を概要として提示する。
AS-44			・格納容器外 LOCA の事故シーケンス展開の考え方を提示ください。	格納容器外で生じる配管破断事象であり、原子炉建屋内に漏えいする高温高圧の蒸気により緩和設備が影響を受けること、破断箇所の隔離動作が必要となることを考慮し、破断箇所の隔離の成否、原子炉建屋内の蒸気影響で喪失する緩和設備の分析も含めて事故シーケンスを展開している。
AS-47			・蒸気の影響を受ける主な機器の設計環境上限温度を提示ください。	蒸気影響を受ける主な機器の設計環境上限温度は貸与資料にリスト化している。
AS-48			・蒸気影響により機能喪失する常用系の機器を提示ください。	蒸気影響を受けて機能喪失する常用系の機器については貸与資料にリスト化している。
AS-49			・格納容器外 LOCA 時の自動スクラムに至る原因を提示ください。	格納容器外 LOCA 時には、蒸気影響により原子炉建屋内の電源盤が喪失し、それにより常用電気品室の換気空調系の電源が喪失すると分析している。その場合、換気空調系の喪失により常用電源 M/C が室温上昇で喪失することで、給水喪失から原子炉水位低による自動スクラムに至ると想定している。

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）

2021年8月24日 東京電力HD株式会社

質問 番号	適切性の 確認項目	判断基準	確認のための質問	回答
AS-50			<ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) 発生を確認するためのプラントパラメータを提示ください。 	ISLOCA を確認するパラメータとして、PRA モデルでは定例試験手順書の記載に従い、HPCF ポンプ吸い込み配管の圧力上昇を考慮している。
AS-51			<ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管破断 (HELB) 事象時の自動隔離の方法を提示ください。 	PRA モデルでは、HELB により流出する蒸気による室温上昇の検知、原子炉水位低下による自動隔離に期待している。