

事業者PRAモデル（美浜3号機と高浜1／2号機）の適切性確認のための質問事項
（運転時内の事象レベル1 PRA）

	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
1	1. 評価対象 (1) ピアレビューについて	<p>ピアレビューを実施していること。ピアレビューの主要な要件は、以下の通りであること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ピアレビューを実施する者は、PRAに係る業務経験が長く豊富な知識があること。 ・ ピアレビューを実施する者は、レビュー対象のPRAモデルの開発に関わっていない者であること。 ・ ピアレビューは、PRAの技術要素の専門性に長けた専門家で構成されたチームで実施していること。 ・ ピアレビューは、十分な時間をかけて実施していること。 ・ 技術的なレビューの内容は、米国におけるピアレビューに相当するものであること。 	<p>・ ピアレビューの実施状況を提示ください。</p> <p>・ 海外専門家レビューの反映状況を提示ください。</p> <p>・ 品質保証を確保する対策を提示ください。</p>
2	2. 評価に必	使用した設計情報、運転	・ 使用したプラントの設計情報及び

	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
	要な情報の収集及び分析 (1) 設計情報及び運転管理情報	情報等は、最新のものであること。	運転情報を提示ください。
3	3. 炉心損傷頻度評価 (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価 ① 起回事象の選定 "	<ul style="list-style-type: none"> ・ 過去に発生した事例を分析し、起回事象を選定していること。 ・ 機器の抽出、故障の分析及びその影響を分析することで体系的な起回事象の選定ができる方法が使用されていること。 ・ 起回事象を選定するため、プラントの設備を列挙し、各設備故障の影響を分析していること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 起回事象の設定方法を提示ください。 ・ FMEA 以外の方法で起回事象を選定した場合、その方法を提示ください。 ・ 起回事象として抽出した事例を提示ください。 ・ 美浜3号の復水配管破断事故は、どの起回事象として評価しているか提示ください。 ・ 伊方プロジェクトの起回事象の設定結果の反映状況を提示ください。
4	② 起回事象のグループ化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 類似の事故シーケンスとなる起回事象がグループ化されていること。 ・ グループ化される際、起回事象発生頻度に有意な影響を及ぼすようなグループ化をしていないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ SGTR について、想定している伝熱管の破断本数と、その根拠を提示ください。 ・ SG への異物混入の有無と、その根拠資料を提示ください。 ・ LOCA の分類方法を提示ください。 ・ AT 事象の分類方法を提示ください。 ・ ATWS の対象となる事象の考え方について、提示ください。 ・ 起回事象のグループ化の考え方を提示ください。

	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
			<ul style="list-style-type: none"> ・起因事象として、インターフェイス LOCA とする事象とその選定理由を提示ください。
5	③ 起因事象の発生頻度の評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラント固有の起因事象の発生頻度が算出されていること。 ・ 最新の知見を使用していること。 ・ 運転経験に見合った評価対象期間を選定していること。 ・ 評価対象期間中に発生した事例を全て抽出していること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラント固有の起因事象発生頻度の考慮の有無とその理由を提示ください。 ・ 原子炉容器破損の故障確率と算出根拠を提示ください。 ・ 大破断 LOCA における不確実さパラメータを提示ください。 ・ 中破断 LOCA における不確実さパラメータを提示ください。 ・ 小破断 LOCA における不確実さパラメータを提示ください。 ・ 起因事象発生頻度の算出方法による差異の分析結果を提示ください。 ・ 起因事象発生頻度の算出で用いる事前分布とその根拠を提示ください。 ・ 主給水管破断について、事前分布を提示ください。 ・ 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）について、事前分布を提示ください。 ・ 外部電源喪失の定義を提示ください。 ・ PRA で用いたデータの根拠を提示ください。 ・ 国内実績が無い起因事象の発生頻度の計算方法を提示ください。 ・ 主給水管破断の発生頻度の計算方法を提示ください。 ・ 原子炉補機冷却水系統全喪失の発生頻度の計算方法を提示ください。

	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
			<ul style="list-style-type: none"> ・制御用空気系機能喪失の発生頻度の計算方法を提示ください。 ・非常用交流電源機能喪失の発生頻度の計算方法を提示ください。
6	(2) 成功基準の設定 ① 炉心損傷の定義	<ul style="list-style-type: none"> ・解析の手法や内容に対応した炉心損傷を定義していること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷の定義とその根拠を提示ください。 ・炉心損傷の判定条件として、燃料被覆管温度 1200℃以外のデータを使用している場合、そのデータを提示ください。
7	② 成功状態の定義	<ul style="list-style-type: none"> ・プラントが十分安定している状態を成功の状態であると定義していること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・安定状態の定義を提示ください。
8	③ 起因事象ごとの緩和機能	<ul style="list-style-type: none"> ・必要な緩和機能が全て特定され、機能に要求される機器の組合せが全て特定されていること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・各起因事象に対する必要な緩和設備を提示ください。 ・各プラントにおける緩和系の差異を提示ください。 ・原子炉容器破損における成功基準を提示ください。 ・LOCA 発生における破断配管の具体的な想定箇所を提示ください。 ・インターフェイス LOCA 時において、補助給水だけで低温停止に移行出来るとした根拠を提示ください。 ・淡水タンクの使用可能時間を提示ください。 ・補助給水の成功基準を提示ください。 ・主蒸気隔離と補助給水の成功基準との関係を提示ください。 ・1次系と2次系の均圧化に関する

	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
			<p>手段を提示ください。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材ポンプ封水 LOCA 等の発生原因を提示ください。
9	④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用した熱水力解析コードは、プラントの状態を精度良く解析できる最適評価コードであること。 ・ 使用した解析条件は、評価対象プラントの状態に対応したものをを用いていること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 解析条件等を保守的なものを用いているが、PRA で適用可能とした理由を提示ください。 ・ 最確推定解析を実施する予定の有無とその時期を提示ください。 ・ 熱水力解析の解析条件等の設定方法を提示ください。
10	⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余裕時間は、炉心損傷までの時間、設備の準備に要する時間等を考慮して設定していること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実際の余裕時間と PRA モデルで使用している余裕時間の関係を提示ください。
11	⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使命時間は、②の成功状態に至る時間を考慮して設定していること。 ・ 使命時間が異なる事故シーケンスにおいて必要となる同一の設備について、使命時間を統一する場合は、一番長い使命時間で統一していること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実際の使命時間と PRA モデルで使用している使命時間の関係を提示ください。
12	(3) 事故シーケンスの分析 ① イベント	<ul style="list-style-type: none"> ・ イベントツリーのロジックに間違いがないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 起因事象との緩和系の従属関係について、事故シーケンスへの影響を評価する方法を提示ください。

	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
	ツリー毎の作成上の仮定とその根拠	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 各系統に対する電源系の影響を評価するための評価方法を提示ください。 LOCA 時に破断側コールドレグへの注入無効としている根拠を提示ください。
13	② イベントツリーの構造	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷を防止するために必要な対処設備が、ロジックに間違いがなくイベントツリーに組み込まれていること。 	<ul style="list-style-type: none"> 極小破断 LOCA における安定状態を提示ください。 原子炉補機冷却水系の全喪失時における安定状態を提示ください。 SG の F&B の状態は、安定状態と見なしているか？判断条件を提示ください。 蓄圧器の出口弁のモデル化の有無を提示ください。 補助給水の水源補給のモデル化の方法を提示ください。 1 次冷却材ポンプ封水 LOCA の評価結果を提示ください。 原子炉自動停止と手動による原子炉トリップとの結果の差異の分析結果を提示ください。
14	③ 事故シーケンスの展開	<ul style="list-style-type: none"> イベントツリーのロジックに間違いがなく事故シーケンスが展開されていること。 	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器逃がし弁強制開を行う目的を提示ください。 インターフェイスシステム LOCA 時の 1 次系の減圧操作の目的を提示ください。 1 次系の減圧により、RHR 運転に移行できることを示す資料を提示ください。 加圧器逃がし弁の開維持を行う場合の判断条件を提示ください。
15	(4) システム	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷を防止する 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備等のモデル化

	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
	信頼性の評価 ① 緩和設備の分析	<p>ための設備が全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を防止するための設備に影響するサポート系が全てモデル化されていること（電源系、冷却系、空調系等）。全てモデル化していない場合は、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・ フォールトツリーを用いたモデル化において、ロジックが成功基準と整合し、ロジックに間違いがないこと。 ・ 交互運転している系統等の運用がモデル化されていること。 	<p>の有無を示した資料を提示ください。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 耐震上期待できない設備のモデル化方針を提示ください。 ・ 新たな炉心損傷防止対策が策定された場合の対応を提示ください。 ・ 交互運転している系統等のモデル化方針を提示ください。 ・ 原子炉トリップ時に作動する主蒸気安全弁のモデル化方法を提示ください。 ・ 空気作動弁の故障事象の分類と各故障率を提示ください。 ・ RCP のオリフィスバイパスのラインの機器構成や閉止手順を提示ください。 ・ 緊急ほう酸注入ポンプのモデル化方針を提示ください。
16	② 緩和設備に要求される機能の喪失原因	<ul style="list-style-type: none"> ・ 要求される機能の喪失原因として、必要な緩和設備が全てモデル化されていること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 信号系等のサポート系で、モデル化した機器のリストを提示ください。 ・ モデル化されていない設備等について、モデル化しなくても炉心損傷

	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
		と。全てモデル化していない場合は、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。	<p>頻度等に影響がないことを確認した資料を提示ください。</p> <p>・補助給水システムのモデル化の方法を提示ください。</p> <p>・所内単独運転の可能性の有無を提示ください。</p>
17	③ 緩和設備の故障	<ul style="list-style-type: none"> ・緩和設備の故障として、機器の故障モードが全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> ・配管の破断をモデル化していない理由を提示ください。 ・配管破断のモデル化の有無についての選定方法を提示ください。 ・RCP シール LOCA モデルについて、モデル化の方針を提示ください。 ・自動起動する設備について、故障を防止するための対策について提示ください。 ・原子炉補機冷却水系の部分喪失のモデル化の方法について提示ください。 ・システムの信頼性解析手法を提示ください。
18	<p>(5) 信頼性パラメータの設定</p> <p>① 機器故障率及び機器故障確率</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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・故障率の算出方法を提示ください。
		<ul style="list-style-type: none"> ・米国等の公開している機器故障率と比べ 	<ul style="list-style-type: none"> ・使用した機器故障率と米国等との機器故障率と比較結果を提示ください。

	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
		て大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異の分析をしていること。	い。 ・プラント固有機器故障率について、解析結果への影響の程度を提示ください。 ・プラント固有機器故障率の算出方法を提示ください。
19	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。 	・ 外部電源の復旧失敗確率の算出方法を提示ください。
20	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。 	・ 共通原因故障について、動的な機器の機能喪失のモデル化方針を提示ください。
21	(6) 人的過誤の評価 ① 人的過誤の発生確率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 人間信頼性解析について人的過誤の算出方法を提示ください。 ・ 人的過誤の算出に用いた根拠資料を提示ください。 ・ 起因事象発生前の人的過誤のスクリーニング方法について提示ください。 ・ 起因事象発生前の人的過誤の算出方法について提示ください。

	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
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 起回事象発生前の人的過誤確率の分布の考え方について提示ください。
22	② 人的過誤の評価仮定	<ul style="list-style-type: none"> ・ 人的過誤の従属性が考慮されていること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 人的操作の従属性の関する評価方針を提示ください。 ・ 従属性評価におけるストレスの評価方法を提示ください。 ・ 人間信頼性解析における依存性等の設定方法に関する資料を提示ください。 ・ 人的操作に関する認知過誤の資料を提示ください。
23	③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ	<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。 ・ 人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 人的過誤の発生確率に関する不確か実データを提示ください。
24	(7) 事故シーケンスの定量化 ① 炉心損傷頻度の評価	<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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 国内の類似プラントのPRA結果または米国の類似プラントのPRA結果の比較結果を提示ください。 ・ 事故シーケンスの確認方法を提示ください。 ・ PRAで考慮している回復操作の具体的な内容を提示ください。 ・ PRAの定量評価から算出されたドミナントシーケンスの分析結果を提示ください。 ・ ドミナントシーケンスについて、海外のプラント等と比較した結果を提示ください。

	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
			<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失の影響を海外のプラントと比較した結果を提示ください。 定量評価結果のレビュー結果を提示ください。
25	(8) 不確かさ解析及び感度解析 ① 不確かさ解析	<ul style="list-style-type: none"> パラメータの不確かさ解析では、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。 	<ul style="list-style-type: none"> 不確かさ解析結果を提示ください。
26	② 感度解析	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 感度解析の項目とその結果を提示ください。
27	4. その他		<ul style="list-style-type: none"> 重要度解析結果を提示ください。 主な項目について、他プラントとの比較を提示ください。

1. 件名：確率論的リスク評価（PRA）モデルに関する関西電力株式会社等との面談

2. 日時：令和5年4月13日（木）13：30～15：50

3. 場所：原子力規制庁 2階大会議室（オンライン参加者を含む）

4. 出席者

原子力規制庁

原子力規制部

検査監督総括課 清丸検査評価室長、米林上席検査監視官、笠川室長補佐、
沼田検査監視官

技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門 濱口主任技術研究調査官、
横塚副主任技術研究調査官、園田技術研究調査官
下崎技術研究調査官、西小野技術研究調査官、
後藤技術研究調査官、伊東技術参与

関西電力株式会社 原子力事業本部 安全技術グループ リーダー

九州電力株式会社 原子力発電本部 リスク管理・解析グループ 副長 他1名

四国電力株式会社 原子力本部 原子力保安研修所 原子力安全リスク評価 担当

北海道電力株式会社 原子力事業統括部 泊発電所 防災・安全対策室 主任

日本原子力発電株式会社 発電管理室 技術・安全グループ 担当 他1名

三菱重工業株式会社 炉心・安全技術部 信頼性評価技術課 主席 他2名

株式会社原子力エンジニアリング 解析サービス本部

リスク評価グループ 課長 他1名

5. 要旨

（1）関西電力株式会社（以下「関西電力」という。）は、配布資料（1）に基づき、美浜3号機と高浜1／2号機のレベル1PRAモデルに関する原子力規制庁からの質問に対する回答について説明を行った。また、関西電力は、電力中央研究所が算出した新しい機器故障率を使用することによるPRAモデルへの影響について説明を行った。

（2）原子力規制庁は、関西電力が作成したレベル1PRAモデルの適切性を確認していく上で、これらの情報を参考にするとともに、関西電力による詳細な説明を要するものについては、継続して面談で確認していくこととした。

6. 配布資料

（1）事業者PRAモデル（美浜3号機と高浜1／2号機）の適切性確認のための質問事項（運転時内の事象レベル1PRA）（原子力規制庁資料）