

島根原子力発電所2号機

確率論的リスク評価 (コメント回答)

平成27年7月
中国電力株式会社

1. これまでの審査状況

新規規制基準では、福島第一原子力発電所事故を踏まえて実施してきた重大事故等対策の有効性を評価するため、

- ① 重大事故等対策が実施されていない状態を仮定し、内部事象（機器故障・人的ミス等）や外部事象（地震・津波）が原因となって重大事故に至る確率を評価（確率論的リスク評価:PRA）
 - ② ①の評価結果を踏まえ、重大事故が進展するシナリオ（事故シーケンス）を選定
 - ③ 実施されている重大事故対策が有効に機能するかを評価（有効性評価）
- することが求められている。

これまでの審査の状況等

当社からの説明内容（H26.7/19,9/30,10/2審査会合）	主なコメント（論点）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 機器故障や人的要因等、プラント内部の原因によって引き起こされる事象を対象とした内部事象PRAについて説明 ・ 地震・津波といったプラント外部の原因によって起こる事象を対象とした外部事象PRAについて説明 ・ 評価結果を踏まえ、重大事故が進展するシナリオ（事故シーケンス）を選定 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 想定する事象の網羅性や評価手法の妥当性等について説明すること

2. ベースケースの見直し

島根原子力発電所2号炉の設置許可変更申請に伴うPRAについて、これまでの審査における議論等を踏まえ、PRA評価条件を変更した。

表1 内部事象レベル1PRAの評価条件見直し

評価条件	変更前	変更後	変更理由
起因事象発生頻度	非隔離事象:1.6E-01 RPS誤動作等:6.8E-02 通常停止:1.7	非隔離事象:1.6E-01 RPS誤動作等:7.4E-02 通常停止:1.7	起因事象の分類方法について詳細検討を行い、非隔離事象、RPS誤動作等、通常停止の発生件数が変更となった。 【審査における議論を踏まえた見直し】
ISLOCA発生頻度	①大規模内部リークの発生頻度1/10倍 ②起因事象発生頻度の評価において、隔離操作を考慮 起因事象:3.0E-11 CDF :3.0E-11	①大規模内部リークの発生頻度1/10倍なし ②起因事象発生頻度の評価において、隔離操作を考慮せず、緩和操作として考慮 起因事象:8.1E-08 CDF :3.3E-09	①大規模内部リークの割合を内部リークの1/10倍としていたが、事象の発生件数が少なく不確かさが大きいので1/10倍を用いないこととした。 【審査における議論を踏まえた見直し】 ②配管破断時でも中央制御室で隔離に成功すれば起因事象にならない整理としていたが、配管破断時点を起因事象とし、隔離操作は起因事象発生後の緩和操作とした。 【詳細検討による評価の見直し】
ストレスファクタ	起因事象発生前, 起因事象発生後とも1	起因事象発生前:1 起因事象発生後:2	詳細検討に基づき見直しを行った。 【審査における議論を踏まえた見直し】
起因事象発生前人的過誤	保守後の機能試験により誤調整が明らかになるものを除外(機能試験ラインを除外)	保守後の機能試験により誤調整が明らかになるものを除外(機能試験ラインにおいて、流量等で明らかになるものを除外)	手動弁開/閉忘れの人的過誤の対象を、詳細検討により追加した。 【詳細検討による評価の見直し】

表2 内部事象レベル1.5PRAの評価条件見直し

評価条件	変更前	変更後	変更理由
プラント 損傷状態 発生頻度	変更前の レベル1PRAの結果	変更後の レベル1PRAの結果	レベル1PRAの評価条件変更 に伴い、変更した。 【審査における議論を踏まえ た見直し】
ストレス ファクタ	起回事象発生前, 発生後 とも1	起回事象発生前: 1 起回事象発生後: 2	詳細検討に基づき見直しを 行った。 【審査における議論を踏まえ た見直し】

2. ベースケースの見直し

表3 停止時PRAの評価条件見直し

評価条件	変更前	変更後	変更理由
FPC用RCWタイライン	FPCにおいて、RCWのタイライン運用を期待。	FPCにおいて、RCWのタイライン運用を期待しない。	FPCの運用性向上を図るもので通常は使用しないため、考慮しない評価に見直しを行った。 【審査における議論を踏まえた見直し】
MOX燃料を考慮	UO ₂ 燃料をベースケースとし、MOX燃料を感度解析としていた。	各POSにおいて、UO ₂ 燃料とMOX燃料の崩壊熱の厳しい方をその期間の崩壊熱としたものをベースケースとする。	UO ₂ 燃料とMOX燃料の厳しい評価結果の方をベースケースとする方が停止時PRAの評価として妥当と考え、見直しを行った。 【詳細検討による評価の見直し】
RHR運転中LOCAの発生頻度	大規模内部リークの割合を内部リークの1/10倍 評価日数:73日 運転中LOCA:2.9E-06	大規模内部リークの割合を内部リークの1/10倍にしない 評価日数:35日 運転中LOCA:1.4E-05	大規模内部リークの割合を内部リークの1/10倍としていたが、事象の発生件数が少なく不確かさが大きいので1/10倍を用いないこととした。 また、RHR運転中の系統構成を考慮して、評価期間を見直した。 【審査における議論を踏まえた見直し】
RHR切替時のLOCAの発生頻度	弁のランプチェックを運転員操作と独立に評価 :1.9E-05	弁のランプチェックを運転操作に含めて評価 :2.9E-04	ランプチェックによる評価を独立して考慮していたが、運転員の一連の操作と考えられることから考慮しないこととした。 【詳細検討による評価の見直し】
ストレスファクタ	事象発生後の診断、操作とも1	事象発生後の診断:1 事象発生後の操作:2	詳細検討に基づき見直しを行った。 【審査における議論を踏まえた見直し】

3. 主な指摘事項への回答(その1)

(指摘事項)ISLOCAを引き起こす大規模内部リークの発生頻度を小規模リークの1/10としている根拠について説明すること。

(回答)大規模内部リークの発生頻度として国内一般機器故障率の内部リークの1/10の値を用いて評価していたが、国内における弁の内部リークの事象が2件と少なく、大規模内部リークの割合を想定するには、不確実さが大きいと考えられるため、今回のPRAでは、工学的判断による国内一般機器故障率の大規模内部リークの1/10の値を用いず、国内一般機器故障率の値をそのまま用いて評価するように見直しを行う。

インターフェイスシステムLOCAの起因事象は、 $3.0E-11$ (/炉年)であったが、上記等のインターフェイスシステムLOCAの見直しにより $8.1E-08$ (/炉年)に増加する。

3. 主な指摘事項への回答(その2)

(指摘事項)ストレスファクタについて考え方を説明すること(余裕時間とストレスファクタの関係について, 説明すること)。

(回答)ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP手法(Technique for Human Error Rate Prediction)では, ストレスに対応した補正係数(ストレスファクタ)を評価している。

当初のPRAでは, 異常時の事象の認知や操作に対し, 運転員は訓練を受けているため, 「熟練者」と「熟練度の低い者」の補正係数のうち, 「熟練者」の値を選択していた。また, 今回のPRAで想定している人的過誤は, 訓練を受けている運転員「熟練者」が操作に迷う要素は少ないと考え, 起因事象発生前と起因事象発生後の両方において, ストレスファクタ1を設定していた。

しかし, 事象進展によっては運転員の作業負荷が高くなることも考えられることから, 起因事象発生後に対しストレスファクタの見直しを行った。

3. 主な指摘事項への回答(その2)

表1 人的過誤のストレスファクタ及び過誤確率(内部事象出力運転時レベル1)

人的過誤	余裕時間 (分)	ストレス ファクタ	過誤確率 (平均値)	E F	ストレスファクタ選定理由
手動弁開/閉忘れ	—	1	2.7E-05	10	事象が発生していないときの操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定。
スクラム排出容器水位高警報	—	1	2.7E-04	10	
R C I C 水源切替操作失敗 (初期水源確保時)	10	2	5.3E-01	10	異常時の操作であり、事象進展によっては運転員の作業負荷が高くなることも考えられるため、ストレスファクタ2を設定。
R C I C 水源切替操作失敗 (長期水源確保時)	—	2	2.5E-03	3	
H P C S S/P側水源切替操作失敗	10	2	5.3E-01	10	
R H R S P C ^{*1} モード手動操作失敗	—	2	2.5E-03	3	
R H R P S C ^{*2} モード手動操作失敗	—	2	2.5E-03	3	
R H R S D C ^{*3} モード手動操作失敗	—	2	5.2E-03	5	
P C S 操作失敗 (ユニット操作)	—	2	5.2E-04	5	
P C S 操作失敗 (非常時操作手順)	—	2	5.2E-03	5	
復水器ホットウェル水位制御操作失敗	30	2	1.1E-02	10	
タービンバイパス弁手動開操作失敗	—	2	2.0E-02	10	
抽出空気系手動操作失敗	—	2	2.0E-01	10	
タービングランド蒸気系手動操作失敗	—	2	2.0E-01	10	
復水系/復水ポンプ再起動操作失敗	—	2	2.0E-01	10	
手動減圧操作失敗	30	2	4.0E-03	10	

※1 S P C : Suppression Pool Cooling

※2 P S C : PCV Spray Cooling

※3 S D C : Shut Down Cooling

3. 主な指摘事項への回答(その3)

(指摘事項)タイライン接続状態で緩和系として期待する系統について、系統間の独立性を説明すること。また、許認可上の扱いについて説明すること。さらに、緩和系として期待しない状態を感度解析のベースケースとすること。

(回答)FPC用RCWタイライン配管は、許認可申請において確認を受けたものではないため今回のPRAでは考慮しないこととする。これに伴いFPCは、2系列運転から1系列運転になり、緩和機能として成功基準を満足しないため 考慮しないこととする。

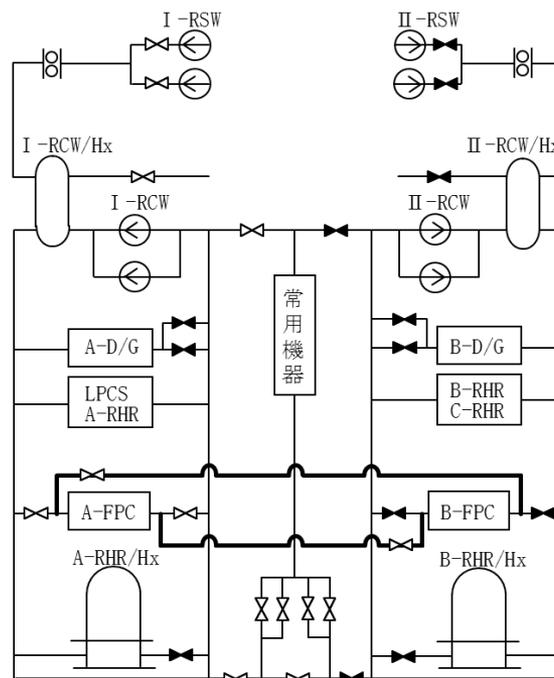
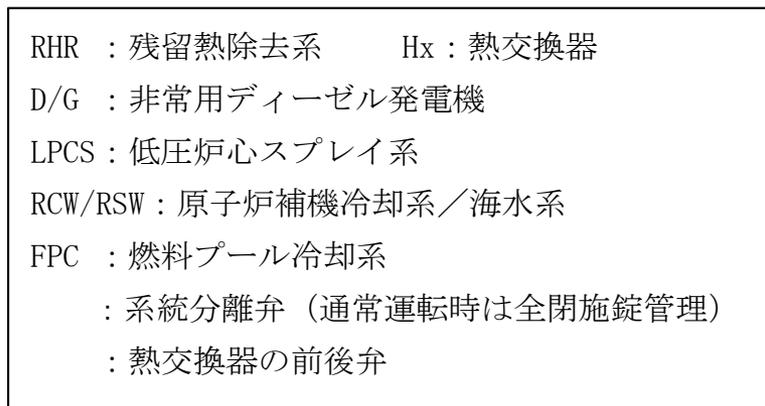


図1 原子炉補機冷却系 (海水系含む) の系統概要図

本図はRCW (I系) からRCW (II系) へFPCの冷却水を供給する場合の弁構成を示す。