

# 東海第二発電所

## 確率論的リスク評価（PRA）

### 審査会合における指摘事項の回答

平成 28 年 7 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

# 目次

：他の項目と併せてご説明する項目

：他の資料にてご説明する項目

：当社は対象外と認識している項目

No.	審査会合 日付	評価種別	対象分類	指摘事項	対応状況	対応する補足説明資料の番号、備考等
-	-	-	-	先行BWR電力の審査状況を踏まえたPRAの評価条件の見直し	資料に反映済み	・資料2-1-2 補足説明資料1「PRAの評価条件見直し結果」
139-1	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	共通	炉心状態等を考慮してストレステスクタの設定の考え方について詳細に説明すること。また、人的過誤確率の小さなものについてはピアレビューの際に妥当性を確認すること。	後日回答	・資料2-1-3 別紙3.1.1.7-4「人的過誤に係わるストレステスク及びストレステスクタの考え方について」 ・現状のストレステスクタの設定の考え方については、上記資料に記載しているが、地震、津波PRAのピアリングにおけるコメントを踏まえ、ストレステスクタを変更した評価を実施中。 ・資料2-2-1 別紙12「東海第二発電所 PRAピアレビュー実施結果及び今後の対応方針について」 ・ピアレビューでは国内レビューからAppendix-Aの適用等についての推奨事項はあったが、学会標準に適合した評価であることが確認された。
139-2	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	共通	イベントツリーについて、福島第1原子力発電所事故の知見をどのように考慮しているか説明すること。	資料に反映済み	・資料2-1-2 補足説明資料2「東海第二発電所のイベントツリーと福島第一原子力発電所事故の知見」 ・福島第一原子力発電所1～3号機の事故の知見と東海第二発電所のイベントツリーの関係を記載。
139-3	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	共通	起回事象の除外の考え方、それによる重要事故シナケンスへの影響も含めて、全体の考察を説明すること。	資料に反映済み	・資料2-1-3 本文3.1.1.2 c.「評価対象外とした起回事象」、別紙3.1.1.2-2、別紙3.1.1.2-3 ・起回事象の除外の考え方、及びそれによる重要事故シナケンスへの影響を記載。
139-4	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	個社	チェックシートを利用したダブルチェック体制など、人の作業の信頼性に基づき人的過誤を除外する考え方について説明すること。	対応不要	他事業者への指摘事項のため。 (東海第二の指針では、チェックシートを利用したダブルチェックによる人的過誤の除外は行っていない)
139-5	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	共通	原子炉補機冷却水系故障について、原子炉スクラムから過渡変化に至るシナリオはないか確認すること。	資料に反映済み	・資料2-1-3 本文 3.1.1.2「起回事象」、別紙3.1.1.2-1 ・起回事象のグルーピング化の検討結果より、起回事象「タービン・サポート系」にて左記のシナリオをモデル化。
139-6	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	個社	仮定によって評価結果が影響を受けていないものがないか確認すること。	対応不要	他事業者への指摘事項のため。 (No.139-7を踏まえた指摘事項)
139-7	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	個社	RHR系熱交換器故障のFV重要度が(A)系と(B)系で大きく違う理由を系統図とともに示すこと。	対応不要	他事業者への指摘事項のため。 (東海第二の評価では、RHR熱交換器のFV重要度の値がA系とB系で同等)

# 目次

：他の項目と併せてご説明する項目

：他の資料にてご説明する項目

：当社は対象外と認識している項目

No.	審査会合 日付	評価種別	対象分類	指摘事項	対応状況	対応する補足説明資料の番号、備考等
139-8	2014/09/18	内部事象 停止時 レベル1 PRA	個社	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。	対応不要	他事業者への指摘事項のため。 (東海第二の評価では、タイラインに期待していない)
139-9	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	共通	RICの8時間継続運転に関して、サブレジションプー ルから飽和状態の水をポンプにて引き込む場合、キャピ テーションが発生しないとする考え方について、設備状況 等を考慮し定量的に説明すること。	資料に反映済み	・資料2-1-3 別紙3.1.1.4-2「原子炉隔離時冷却系の 運転継続時間8時間の妥当性について」 ・NPSHの確保の点からキャピテーションが発生しないこ とについて記載。
139-10	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1、5 PRA	共通	格納容器破損モードの分岐確率の算出の考え方について説 明すること。	資料に反映済み	・資料2-1-5 別紙4.1.1.6-1「物理化学現象に係る分 岐確率の設定方法」 ・非開示の範囲を精査。
142-17	2014/09/30	内部事象 出力運転時 レベル1、5 PRA	共通	MAAPによる事象進展解析について、少なくとも定性的 な議論ができるよう、非開示部分を再検討すること。	資料に反映済み	No.139-10と合わせて回答 ・資料2-1-5 別紙4.1.1.6-1「物理化学現象に係る分 岐確率の設定方法」 ・非開示の範囲を精査。
139-11	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1、5 PRA	共通	非開示部分について、精査すること。	資料に反映済み	・資料2-1-1、資料2-1-2、資料2-1-3、2- 1-4、資料2-1-5 全般 ・非開示の範囲を精査。
139-12	2014/09/18	内部事象 出力運転時 レベル1、5 PRA	個社	ベースケース(1ノード)と感度解析ケース(3ノード) にて比較している格納容器温度の考え方を整理し説明す ること。	資料に反映済み	・資料2-1-5 別紙4.1.1.5-2「福島第一原子力発電所 事故の知見を踏まえた格納容器破損の判定条件について」 ・格納容器破損の判定条件について格納容器温度の考え方を 整理して記載。
142-18	2014/09/30	内部事象 出力運転時 レベル1、5 PRA	個社	MAAP解析におけるドライウエルのノード分割につい て、ノード間の熱輸送をどのように考慮しているか説明す ること。	対応不要	他事業者への指摘事項のため。 (MAAPを用いたベースケース評価にて3ノードに分割し た評価を行ったプラント特有の指摘)
244-1	2015/06/30	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	個社	計算過程を詳細に資料に記載すること。 (ベイズ統計の件)	資料に反映済み	・資料2-1-3 別紙3.1.1.8-4「ベイズ統計による個別 プラントパラメータの算出について」 ・東海第二の実績データ及び事前分布等を含めた計算過程を 記載。
244-2	2015/06/30	内部事象 出力運転時 レベル1 PRA	個社	人的過誤の除外規定について、運用も含めて明確に整理し て説明すること。	対応不要	他事業者への指摘事項のため。 (No.139-4への追加の指摘)
244-3	2015/06/30	内部事象 出力運転時 レベル1、5 PRA	個社	I VR評価コードのモデルの詳細を説明すること。	資料に反映済み	・資料2-1-5 別紙4.1.1.6-1「物理化学現象に係る分 岐確率の設定方法」 ・I VR評価コードのモデルについて記載。
244-4	2015/06/30	内部事象 出力運転時 レベル1、5 PRA	個社	I VRの分岐確率の位置付けについて、示し方を再考して 説明すること。	資料に反映済み	・資料2-1-5 本文4.1.1.6 (2) a.「格納容器イベント ツリーへベイズの分岐確率」 ・I VRの分岐確率の位置付けについて記載。

## P R A の 評 価 条 件 見 直 し 結 果

### 1. はじめに

東海第二発電所の設置変更許可申請に伴う P R A について、先行 B W R 電力の審査状況を踏まえ、評価条件の見直しを実施し、評価結果への影響を確認した。

### 2. 見直し内容

#### 2.1 起回事象の分類に関する見直し

内部事象出力運転時レベル 1 P R A における、4 件の原子炉停止操作中のスクラム事象に対する起回事象の分類について見直しを行った。これらのうち 1 件は、平成 19 年の原子力安全・保安院による発電設備の総点検<sup>\*</sup>において、原子炉自動停止の未報告事案として確認されていたが、P R A における起回事象の数及び分類には反映されないままとなっていたものである。

原子炉停止操作中のスクラム事象の分類見直し結果を表 1 に示す。また、見直し前後の起回事象発生件数及び発生頻度を表 2 に示す。

※「発電設備の総点検に関する評価と今後の対応について」（原子力安全・保安院，平成 19 年 4 月 20 日）

### 3. 見直し結果

内部事象出力運転時レベル 1 P R A の起回事象の分類に関する見直しに伴い、起回事象発生頻度を見直した結果、炉心損傷頻度は  $3.7\text{E}-5$  / 炉年となり、見直し前の  $3.6\text{E}-5$  / 炉年に比べて約 1.04 倍増加した（表 3，図 1）。また、内部事象出力運転時レベル 1 P R

A の評価結果を内部事象出力運転時レベル 1.5 PRA にも反映した結果，格納容器破損頻度は  $3.7\text{E}-5$  / 炉年となり，見直し前の  $3.6\text{E}-5$  / 炉年に比べて約 1.04 倍増加した（表 4，図 2）。

なお，起因事象の分類に関する見直しにより，それに関連する事故シーケンスグループの炉心損傷頻度及び寄与割合，並びに一部の格納容器破損モードの格納容器破損頻度及び寄与割合が若干変動するが，その変動は僅かであることを確認した。

表 1 原子炉停止操作中のスクラム事象の分類見直し結果

プラント名	発生日時	スクラムの理由	見直し前の分類	見直し後の分類
東京電力 福島第一原子力 発電所 2 号機	1984 年 10 月 21 日	中間領域モニタ高高による 原子炉スクラム	起因事象として カウンントされず	原子炉緊急停止系 誤動作等
東京電力 福島第二原子力 発電所 1 号機	1985 年 11 月 21 日	中間領域モニタ高高による 原子炉スクラム	—※	原子炉緊急停止系 誤動作等
東京電力 柏崎刈羽原子力 発電所 1 号機	1992 年 2 月 28 日	タービンバイパス弁急閉後の 給水ポンプトリップによる 原子炉水位低スクラム	—※	非隔離事象
東北電力 女川原子力 発電所 1 号機	1998 年 6 月 11 日	中間領域モニタ高高による 原子炉スクラム	—※	原子炉緊急停止系 誤動作等

※：東海第二発電所の P R A では，通常停止（定期検査のための計画停止及び緩和設備に影響しない軽微な事象発生による計画外の停止）を評価対象としていない。

表 2 見直し前後の起因事象発生件数及び発生頻度

起因事象	発生頻度 [ / 炉年 ]		評価方法	
	見直し前	見直し後		
過渡事象	非隔離事象	1.6E-01	1.7E-01	国内BWR実績データ（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して、総運転炉年 <sup>※1</sup> より算出
	隔離事象	2.7E-02	2.7E-02	
	全給水喪失	1.0E-02	1.0E-02	
	水位低下事象	2.7E-02	2.7E-02	
	原子炉緊急停止系誤動作等	4.9E-02	5.5E-02	
	逃がし安全弁誤開放	1.0E-03	1.0E-03	
外部電源喪失	4.2E-03	4.2E-03	・発生経験はないため、発生件数 0.5 件として、総運転炉年 <sup>※1</sup> より算出	
外部電源喪失	外部電源喪失	4.2E-03	4.2E-03	国内BWR実績データ（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して、暦年 <sup>※2</sup> より算出
	計画外停止	4.3E-02	4.3E-02	
手動停止 / サポート系喪失 (手動停止)	残留熱除去系海水系故障 (区分 I)	7.2E-04	7.2E-04	国内BWR実績データ（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して、総運転炉年 <sup>※1</sup> より算出
	残留熱除去系海水系故障 (区分 II)	7.2E-04	7.2E-04	
サポート系喪失 (自動停止)	交流電源故障 (区分 I)	1.5E-04	1.5E-04	発生経験はないため、発生件数 0.5 件として、総運転炉年 <sup>※1</sup> より算出 (発生頻度は系統あるいは母線当たり)
	交流電源故障 (区分 II)	1.5E-04	1.5E-04	
サポート系喪失 (直流電源故障)	タービン・サポート系故障	7.2E-04	7.2E-04	発生経験はないため、NUR EG / CR - 5750 <sup>※3</sup> 及びNUR EG - 1829 <sup>※4</sup> のデータに基づき算出
	直流電源故障 (区分 I)	2.8E-04	2.8E-04	
LOCA	直流電源故障 (区分 II)	2.8E-04	2.8E-04	発生経験はないため、NUR EG / CR - 5750 <sup>※3</sup> 及びNUR EG - 1829 <sup>※4</sup> のデータに基づき算出
	大 LOCA	2.0E-05	2.0E-05	
格納容器バイパス	中 LOCA	2.0E-04	2.0E-04	システム信頼性解析により、隔離弁等の故障により低圧設計箇所が破損する頻度として算出
	小 LOCA	3.0E-04	3.0E-04	
インターフェイシスシステム LOCA	4.1E-10	4.1E-10		

※1 国内BWR全32基の総運転炉年：約488.1炉年

※2 国内BWR全32基の営業運転開始からの総年数（暦年）：約706.1炉年

※3 配管の貫通クラックの発生経験から破断に至る確率を評価した文献

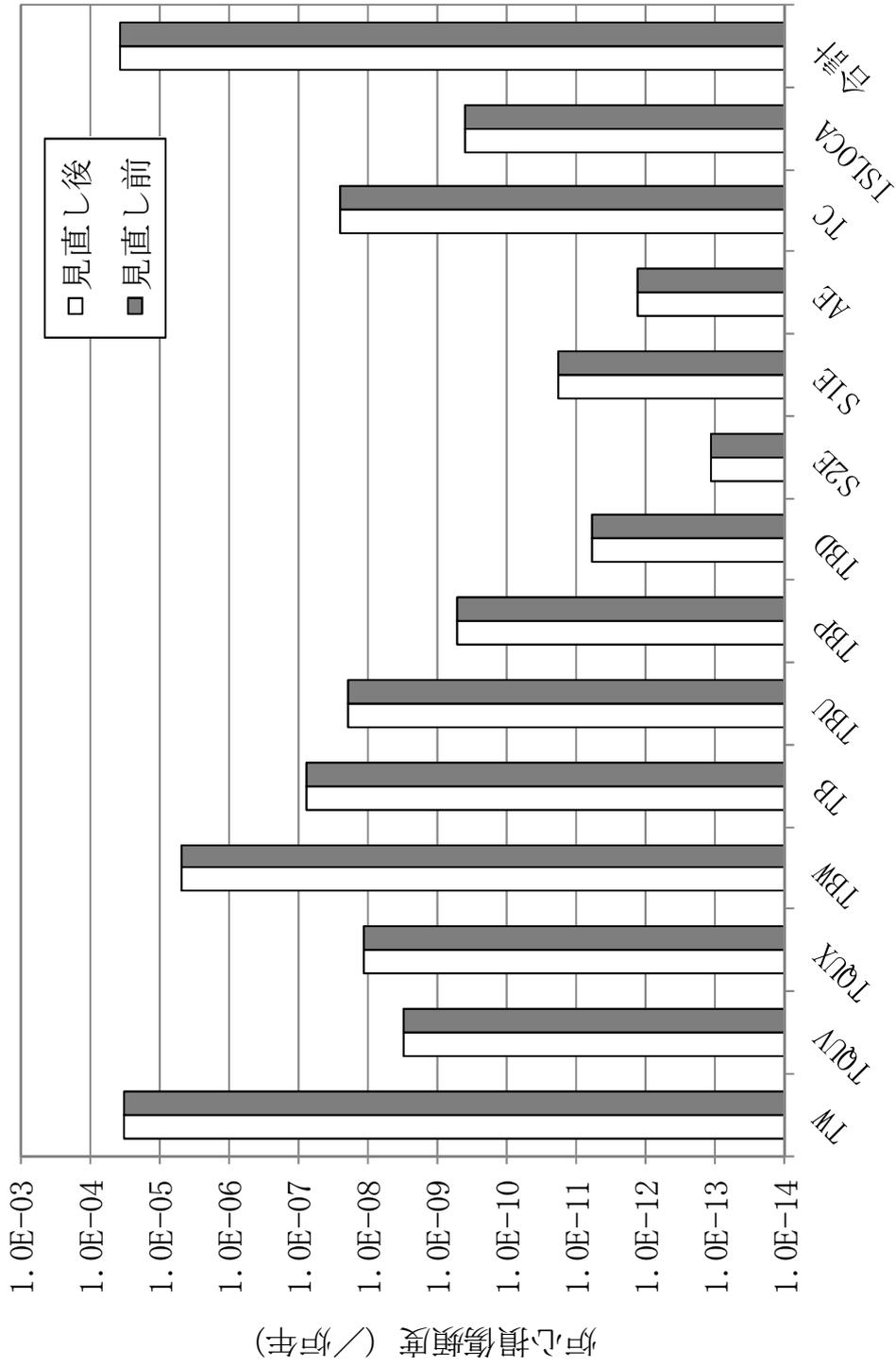
※4 設計基準LOCA見直しのため、NRCがLOCA発生頻度を評価した文献

表 3 事故シナリオグループ別炉心損傷頻度（内部事象出力運転時レベル 1 P R A）

事故シナリオグループ	見直し前		見直し後	
	炉心損傷頻度 （／炉年）	寄与割合	炉心損傷頻度 （／炉年）	寄与割合
高圧・低圧注水機能喪失	3.0E-09	<0.1%	3.0E-09	<0.1%
高圧注水・減圧機能喪失	<u>1.1E-08</u>	<0.1%	<u>1.2E-08</u>	<0.1%
全交流動力電源喪失	長期TB	0.2%	7.6E-08	0.2%
	TBU	<0.1%	2.0E-08	<0.1%
	TBP	<0.1%	5.1E-10	<0.1%
	TBD	<0.1%	5.7E-12	<0.1%
崩壊熱除去機能喪失	TW	<u>3.1E-05</u>	<u>3.3E-05</u>	<u>87.2%</u>
	TBW	4.6E-06	4.6E-06	<u>12.4%</u>
原子炉停止機能喪失	TC	<u>2.4E-08</u>	<u>2.5E-08</u>	<0.1%
	AE	1.3E-12	1.3E-12	<0.1%
LOCA時注水機能喪失	SE	1.8E-11	1.8E-11	<0.1%
	SE	1.2E-13	1.2E-13	<0.1%
格納容器バイパス （インターフェイスシステム LOCA）	ISLOCA	4.1E-10	4.1E-10	<0.1%
合計	<u>3.6E-05</u>	100%	<u>3.7E-05</u>	100%

表 4 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度（内部事象出力運転時レベル 1.5 P R A）

格納容器破損モード	見直し前		見直し後	
	格納容器破損頻度 （／炉年）	寄与割合	格納容器破損頻度 （／炉年）	寄与割合
インターフェースシステム LOCA	4.1E-10	<0.1%	4.1E-10	<0.1%
格納容器隔離失敗	5.5E-10	<0.1%	5.5E-10	<0.1%
過圧破損（未臨界確保失敗）	<u>2.4E-08</u>	<0.1%	<u>2.5E-08</u>	<0.1%
過圧破損（崩壊熱除去失敗）	<u>3.6E-05</u>	<u>99.6%</u>	<u>3.7E-05</u>	<u>99.7%</u>
過圧破損（長期冷却失敗）	1.9E-08	<0.1%	1.9E-08	<0.1%
過温破損（RPV 高压破損）	7.2E-08	0.2%	7.2E-08	0.2%
過温破損（RPV 低压破損）	<u>5.3E-10</u>	<0.1%	<u>4.7E-10</u>	<0.1%
格納容器雰囲気直接加熱	8.3E-09	<0.1%	8.3E-09	<0.1%
水蒸気爆発（ペデスタル（ドラマイウエル部））	1.5E-14	<0.1%	1.5E-14	<0.1%
水蒸気爆発（サブレーション・プール）	<u>2.3E-09</u>	<0.1%	<u>2.4E-09</u>	<0.1%
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	<0.1%	1.3E-10	<0.1%
合計	<u>3.6E-05</u>	100.0%	<u>3.7E-05</u>	100.0%



事故シナリオグループ

図 1 事故シナリオグループ別炉心損傷頻度 (内部事象出力運転時レベル 1 P R A)

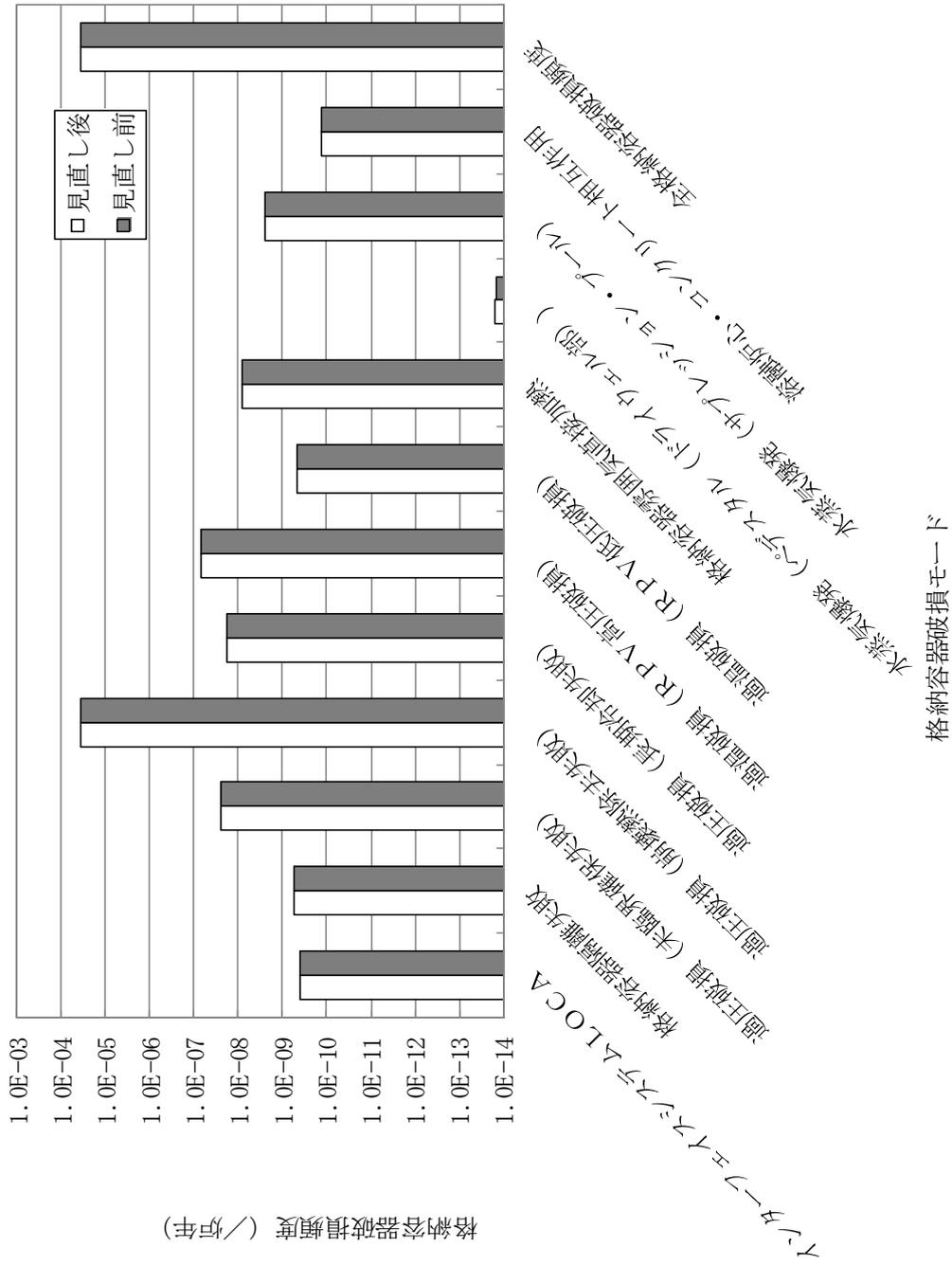


図 2 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度 (内部事象出力運転時レベル 1. 5 P R A)

東海第二発電所のイベントツリーと福島第一原子力発電所事故の知見

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）1～3号機の事故の知見について、「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の推定の状態と未解明問題に関する検討 第4回進捗報告<sup>※1</sup>」より収集を行い、東海第二発電所のPRAにおけるイベントツリーとの関係について考察を行った。なお、考察に当たっては、1F1～3に生じた緩和設備の喪失状況のみに着目した。

1F1～3の緩和設備の喪失状況（図1）と、東海第二発電所の内部事象出力運転時レベル1PRA及び津波レベル1PRAのイベントツリーで対応する事故シーケンスを2.に示す。1F1～3に生じた緩和設備の喪失の状況を東海第二発電所に当てはめた場合であっても、内部事象出力運転時レベル1PRA、及び津波レベル1PRAの事故シーケンスに整理できることを確認した。

## 2. 1Fの状況と東海第二発電所の内部事象出力運転時レベル1PRA及び津波レベル1PRAのイベントツリーで対応する事故シーケンス

1F1、2では、津波が原子炉建屋内へ浸水して全交流動力電源及び直流電源が喪失し、緩和設備の機能（制御機能を含む）が喪失したため、「全交流動力電源喪失（TBD）」に至ったと考えられる。

また、1F3では津波により全交流動力電源が喪失したものの、直流電源が喪失しなかったことより、原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系は一定時間動作可能であったため、「全交流動力電源喪失（長期TB）」に至ったと考え

---

※1：東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第4回進捗報告」  
([http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu15\\_j/images/151217j0101.pdf](http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu15_j/images/151217j0101.pdf)), p5, p58～59

られる。

東海第二発電所の内部事象出力運転時レベル1 P R Aのイベントツリー（図 2）では，全交流動力電源喪失に加えて直流電源の喪失が発生する事故シーケンスとして「全交流動力電源喪失（T B D）」を考慮しており，1 F 1，2の事故時に発生した事故シーケンスが評価の中で考慮されている。また，全交流動力電源喪失後にR C I Cのみで原子炉注水している事故シーケンスとして「全交流動力電源喪失（長期T B）」を考慮しており，1 F 3の事故時に発生した事故シーケンスが評価の中で考慮されている。

東海第二発電所の津波レベル1 P R Aのイベントツリーでは，津波が原子炉建屋1階床面高さに到達した時点で「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」が発生するとしており，1 F 1，2の事故時に発生した事故シーケンスが評価の中で考慮されている。また，高圧炉心冷却に失敗した場合は「高圧・低圧注水機能喪失」としているが，1 F 3にて地震により外部電源が喪失したこと，原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系は一定時間動作可能であったことについては，感度解析にて実施した外部電源なしの評価における「全交流動力電源喪失（長期T B）」にて考慮されている。

