

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-1-7 改3
提出年月日	平成29年5月15日

## 東海第二発電所

確率論的リスク評価，事故シーケンスグループ

及び重要事故シーケンス等の選定について

審査会合における指摘事項の回答

平成29年5月  
日本原子力発電株式会社

## 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	当社/他社	指摘事項	対応状況	対応する補足説明資料の番号, 備考等
377-1	2016/7/7	シーケンス選定	当社	資料 2-1-2 の福島事故の分類における、直流電源の喪失による機器・設備等の影響範囲を、有効性評価等の審査で説明すること。	有効性評価で 回答	「重大事故等対策の有効性評価」 ・2.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B） ・添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価について
377-2	2016/7/7	シーケンス選定	当社	全交流動力電源喪失における TBD の対策が TBU 及び TBP の対策を包絡していることについては、有効性評価で今後議論する。	有効性評価で 回答	「重大事故等対策の有効性評価」 ・2.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B） ・2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D, T B U） ・2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）
377-3	2016/7/7	シーケンス選定	当社	原子炉建屋や海水ポンプの防護の考えについては、有効性評価等で今後議論する。	有効性評価で 回答	「重大事故等対策の有効性評価」 ・2.8 津波浸水による注水機能喪失 ・添付資料2.8.1 基準津波を超え敷地に遡する津波に対する施設の防護方針について
377-4	2016/7/7	シーケンス選定	当社	事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度において、注記※2の炉心損傷防止対策及び納容器破損防止対策の有効性を確認する対象から外すという考え方はガイドに無いため適正化すること。	資料に 反映済み	・PS-C-1 改 12 付録 1 1.2.4 有効性評価の対象となる事故シーケンス ・PS-C-1 改 12 付録 1 表 1-2 P R Aの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討 ・PS-C-1 改 12 付録 1 表 1-3 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度 ・直流電源喪失+原子炉停止失敗, 交流電源喪失+原子炉停止失敗は, 地震時の挙動を現実的に想定すると, 最大加速度よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信し, 炉内構造物が損傷する前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから, 現実的には発生しがたいと考えられ, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとして取り扱わないこととしたことを記載。
379-2	2016/7/12	シーケンス選定	他社	原子炉停止失敗+SBO のシーケンスは、発生頻度と影響度の観点から説明すること。(女川、浜岡、島根)	資料に 反映済み	・PS-C-1 改 12 付録 1 1.2.4 有効性評価の対象となる事故シーケンス ・PS-C-1 改 12 付録 1 表 1-2 P R Aの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討 ・PS-C-1 改 12 付録 1 表 1-3 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度 ・直流電源喪失+原子炉停止失敗, 交流電源喪失+原子炉停止失敗は, 地震時の挙動を現実的に想定すると, 最大加速度よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信し, 炉内構造物が損傷する前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから, 現実的には発生しがたいと考えられ, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとして取り扱わないこととしたことを記載。

## 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	当社/他社	指摘事項	対応状況	対応する補足説明資料の番号, 備考等
377-5	2016/7/7	シーケンス選定	当社	重要事故シーケンス等の選定は、「高」の数だけではなく、他のシーケンスへの対策の包絡性も考慮して選定すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 1.3 重要事故シーケンスの選定</li> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 表 1-4 重要事故シーケンス等の選定</li> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 別紙 6 内部事象 P R A における主要なカットセット及び F V 重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について</li> <li>・LOCA 時注水機能喪失の「手動減圧」に下線を追記。また, 選定した重要事故シーケンスにおける他の事故シーケンスへの対策の包絡性を記載。</li> </ul>
377-8	2016/7/7	シーケンス選定	当社	資料内で記載の整合をとること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>No. 377-5 と合わせて回答</li> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 表 1-4 重要事故シーケンス等の選定</li> <li>・LOCA 時注水機能喪失の「手動減圧」に下線を記載。</li> </ul>
377-6	2016/7/7	シーケンス選定	当社	M C C I について、落下する溶融炉心が持っているエネルギーが高い P D S を選定し評価しているのかは、有効性評価等で議論する。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 第 2-4 表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定</li> <li>・M C C I の評価対象 P D S を選定した理由を記載。</li> </ul>
377-7	2016/7/7	シーケンス選定	当社	停止時の外部事象 P R A は学会標準には無いが、外部事象への対応について内部事象のみ考慮している考え方を説明すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 別紙 1 3. 運転停止中原子炉における炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討</li> <li>・運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討を記載。</li> </ul>
379-1	2016/7/12	シーケンス選定	他社	全交流動力電源喪失シーケンスについて、交流動力電源が 24 時間使用できないというガイドの条件を踏まえ検討すること。(浜岡、島根)	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 1.3.2(3) 全交流動力電源喪失</li> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 表 1-4 重要事故シーケンス等の選定</li> <li>・全交流動力電源喪失の各事故シーケンスグループについて、審査ガイドの条件を踏まえた検討結果を記載。</li> </ul>

## 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	当社/他社	指摘事項	対応状況	対応する補足説明資料の番号, 備考等
379-3	2016/7/12	レベル1.5 PRA	他社	IVRの説明において、「これらの物理化学現象」とは何か記載すること。(浜岡)	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 12 付録1 別添 4.1.1.6 (2) a. 物理化学現象に関する分岐確率の設定</li> <li>レベル1.5 PRAにおいて考慮した物理化学現象を示していることを記載。</li> </ul>
379-4	2016/7/12	シーケンス選定	他社	マスキングの範囲について検討すること。(女川、浜岡、島根)	対象外	他事業者への指摘事項のため対象外と認識しています。
431-6	2017/1/19	シーケンス選定	他社	雨水により機能喪失する機器を明確にすること。	対象外	他事業者への指摘事項のため対象外と認識しています。
431-7	2017/1/19	シーケンス選定	他社	建屋開口部の影響を、運転時と停止時を比較して説明すること。	対象外	他事業者への指摘事項のため対象外と認識しています。
371-1	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	建屋・機器リストとフラジリティデータ (P75) において、機能損傷に対して鉛直方向と水平方向のうち、片方を採用した理由を記載すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 12 付録1 別添 3.2.1 地震PRA 第3.2.1.1-3表 建屋・機器リストとフラジリティデータ</li> <li>建屋・機器リストとフラジリティデータの機能損傷に「水平方向評価」を記載。</li> <li>PS-C-1 改 12 付録1 別添 3.2.1 地震PRA 添付資料3.2.1.3-3-3 機能損傷に対するフラジリティ評価で片方向の評価を採用する理由について</li> <li>機能損傷に対するフラジリティ評価について水平方向及び鉛直方向の耐震評価結果のうち、裕度の小さい方向の評価結果を採用していることを記載。</li> </ul>
371-2	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	建屋・機器リストとフラジリティデータ (P77) 外電喪失について、開閉所設備の碍子部を評価部位の代表とする妥当性を説明すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 12 付録1 別添 3.2.1 地震PRA 添付資料3.2.1.1-3 建屋・機器リストとフラジリティデータの外部電源喪失において、開閉所設備の碍子部を評価部位の代表箇所とする妥当性について</li> <li>開閉所設備の碍子部を評価部位の代表箇所とする妥当性を記載。</li> <li>PS-C-1 改 12 付録1 別添 3.2.1 地震PRA 添付資料3.2.1.1-2 耐震B・Cクラスの評価対象設備の取扱いについて</li> <li>外部電源系の記載について、本文との整合がとれるよう修正。</li> </ul>
371-3	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	耐震バックチェックの評価結果を一様ハザードスペクトルによる耐震評価結果に補正して用いる値 (P21、P29等) について、保守性の考え方及び算出に用いた比率の根拠を説明すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 12 付録1 別添 3.2.1 地震PRA 添付資料3.2.1.3-3-2 機器フラジリティ評価に用いる比率補正の考え方について</li> <li>比率の算出方法及び保守性の考え方を記載。</li> </ul>

## 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	当社/他社	指摘事項	対応状況	対応する補足説明資料の番号, 備考等
371-4	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	機器フレンジの設定において、「規格値に含まれる余裕」の考え方を説明すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 <span style="background-color: yellow;">12</span> 付録 1 別添 3.2.1 地震PRA 添付資料 3.2.1.3-3-1 機器フレンジの設定における「規格値に含まれる余裕」の考え方について</li> <li>規格値に含まれる余裕の説明を記載。</li> </ul>
371-5	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	機器損傷に関する機器間の関連の取扱い (P104) について、直流電源系のケーブルトレイ損傷に対して区分 I～III間で完全相関とした考え方を配置図等を用いて説明すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 <span style="background-color: yellow;">12</span> 付録 1 別添 3.2.1 地震PRA 添付資料 3.2.1.4-1 高圧炉心スプレイ系の関連の取扱いについて</li> <li>ケーブルトレイの区分 I～IIIの配置図を追加。</li> </ul>
371-6	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	起因事象別炉心損傷頻度寄与割合 (P158) について、地震加速度と起因事象別の事故シーケンス図 (表) を追加すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 <span style="background-color: yellow;">12</span> 付録 1 別添 3.2.1 地震PRA 第 3.2.1.4-11 表 地震加速度一起因事象別の炉心損傷頻度</li> <li>地震加速度と起因事象別の炉心損傷頻度評価結果の表を記載。</li> </ul>
371-10	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	評価における仮定を明確にした上で、人的過誤が炉心損傷頻度全体に占める割合、ストレスファクターの設定根拠、地震加速度区分毎の炉心損傷頻度 (P159) の確からしさについて説明すること。	資料に 反映済み	<p><u>ストレスファクタの設定根拠</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>補足説明資料 1 PRAの評価条件見直し結果</li> <li>ストレスファクタ見直し後の評価結果を記載。</li> </ul> <p><u>人的過誤が炉心損傷頻度全体に占める割合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 <span style="background-color: yellow;">12</span> 付録 1 別添 3.2.1 地震PRA 第 3.2.1.4-12 表 FV重要度評価結果</li> <li>人的過誤を含めたFV重要度を記載。</li> </ul> <p><u>地震加速度区分毎の炉心損傷頻度の確からしさ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 <span style="background-color: yellow;">12</span> 付録 1 別添 3.2.1 地震PRA 添付資料 3.2.1.1-2 耐震B・Cクラスの評価対象設備の取扱いについて</li> <li>地震区分 6 から地震区分 7 にかけて、炉心損傷頻度が大きく変化する理由について記載。</li> </ul>
371-9	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	地震加速度区分別炉心損傷頻度 (P159) について、0.7G以降、炉心損傷頻度が変化する理由は何か。	資料に 反映済み	<p><span style="background-color: yellow;">No. 371-10 と合わせて回答</span></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>PS-C-1 改 <span style="background-color: yellow;">12</span> 付録 1 別添 3.2.1 地震PRA 第 3.2.1.4-5 表 起因事象発生後の人的過誤</li> <li>PS-C-1 改 <span style="background-color: yellow;">12</span> 付録 1 別添 3.2.1 地震PRA 添付資料 3.2.1.1-2 耐震B・Cクラスの評価対象設備の取扱いについて</li> <li>地震区分 6 から地震区分 7 にかけて、炉心損傷頻度が大きく変化する理由について記載。</li> </ul>

## 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	当社/他社	指摘事項	対応状況	対応する補足説明資料の番号, 備考等
371-7	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	FV重要度評価結果 (P111) について、FV重要度が大きい人的過誤も省略せず記載し、その対策について説明すること。	資料に 反映済み	<p style="background-color: #ADD8E6; margin: 0; padding: 2px;">No. 371-10 と合わせて回答</p> <p><b>FV重要度</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 別添 3.2.1 地震PRA 第 3.2.1.4-12 表 FV重要度評価結果</li> <li>・FV重要度評価結果について、人的過誤を含めて記載。また、各々の人的過誤事象の発生により、どのような炉心損傷状態に至るかを記載。</li> </ul> <p><b>対策について</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 別添 別紙 7 地震PRA, 津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策について</li> <li>・各炉心損傷状態の対策を記載。</li> </ul>
371-8	2016/6/21	地震レベル1 PRA	当社	改良標準化前のプラントである東海第二のPRAの特徴や対策を説明すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・補足説明資料 2 改良標準化以前のプラントのPRAの特徴について</li> <li>・改良標準化前のプラントである東海第二のPRAの特徴等について記載。</li> </ul>
371-11	2016/6/21	津波レベル1 PRA	当社	プラントの水密化対策の実施状況を踏まえた炉心損傷頻度を示すこと。(現評価結果からどの程度CDFが下がるのか示すこと。)	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 別添 3.2.2 津波PRA 添付資料 3.2.2.1-2 今回実施した津波PRAの前提条件について</li> <li>・プラントの水密化対策を考慮したときの炉心損傷頻度を記載。</li> </ul>
371-12	2016/6/21	津波レベル1 PRA	当社	津波PRAの仮定の置き方を説明すること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 別添 3.2.2 津波PRA 3.2.2.(1)c. 今回実施した津波PRAの前提条件について</li> <li>・PS-C-1 改 12 付録 1 別添 3.2.2 津波PRA 添付資料 3.2.2.1-2 今回実施した津波PRAの前提条件について</li> <li>・前提条件の補足説明を記載。</li> </ul>
371-13	2016/6/21	津波レベル1 PRA	当社	資料はなるべくマスキングを外すようにすること。	資料に 反映済み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・マスキング対象箇所の見直しを実施。</li> </ul>

## 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、これまでの審査及びP R Aピアレビューの実施結果を踏まえた人間信頼性解析の見直しを実施するとともに、確率論的地震ハザードの変更及び確率論的津波ハザードの変更を地震・津波P R Aに反映し、評価条件見直し前後における評価結果の比較、及び事故シーケンス選定への影響の確認を行った。

### 2. 見直し内容

#### 2.1 人間信頼性解析の見直し

東海第二発電所の設置変更許可申請に伴うP R Aにおける人間信頼性解析について、起回事象発生後の人的過誤のストレスファクタを変更するとともに、人的過誤確率の評価方法としてT H E R P ( N U R E G / C R - 1 2 7 8 ) の A p p e n d i x - A の手法を適用した。ここで、A p p e n d i x - A の手法とは、運転操作における各サブタスクが持つ不確実さの伝搬を考慮して評価する手法である。

N U R E G / C R - 1 2 7 8 に記載されている、ストレスと熟練度による人的過誤確率への補正係数を表1に示す。起回事象発生後の人的過誤のストレスファクタは、内部事象出力運転時レベル1 P R A 及び内部事象停止時レベル1 P R A については、起回事象の発生により、運転員のストレスレベルが通常時に比べて高くなると考えられるため、ストレスレベルは「作業負荷がやや高い(段階的操作)」

を適用し，ストレスファクタを原則2と設定した。ただし，大中破断 L O C A 時では余裕時間が極端に短いことを考慮して，ストレスレベルは「作業負荷が極度に高い（動的操作又は診断操作）」を適用し，認知失敗の人的過誤確率を固定値（中央値：0.25）と設定した。

また，内部事象出力運転時レベル1.5 P R A については，炉心損傷後の対応操作であるため，運転員のストレスは炉心損傷前と比べて高くなると考えられることから，ストレスレベルは「作業負荷が極度に高い（段階的操作）」を適用し，ストレスファクタを5と設定した。

地震・津波 P R A については，内部事象に比べて運転員のストレスが高くなると考えられることから，ストレスレベルは「作業負荷が極度に高い（段階的操作）」を適用し，ストレスファクタを5と設定した。

## 2.2 確率論的地震ハザードの見直し

### (1) 確率論的地震ハザードの変更内容

特定震源モデルで考慮している震源に関して，海溝型地震については東北地方太平洋沖型地震を追加し，内陸地殻内地震については F<sub>1</sub> 断層，北方陸域の断層の連動の長さ変更等の見直しを行っており，また地震動伝播モデルに関して，距離減衰式に用いる補正係数の扱いを変更したこと等に伴い，確率論的地震ハザードが変更となる。見直し後の確率論的地震ハザードと見直し前の確率論的地震ハザードを図1に示す。



## (2) フラジリティへの影響

確率論的地震ハザードの変更に伴うフラジリティへの影響を、従来の一様ハザードスペクトルと変更後の一様ハザードスペクトルの比較から評価した。なお、東海第二発電所では、耐震バックチェックの評価結果を、一様ハザードスペクトルによる耐震評価結果に補正して用いていることから、一様ハザードスペクトルの形状の違いに着目した評価を実施した。

スペクトル比較を図2に示す。スペクトルの比較から全周期を通して形状がほぼ変わらないこと、短周期側の機器の固有周期帯においては、スペクトルの形状の違いを新たなスペクトル形状係数 $F_1$ として反映した場合に、フラジリティがわずかに向上することから、フラジリティ評価の見直しは行わないこととした。

## 2.3 確率論的津波ハザードの見直し

### (1) 確率論的津波ハザードの変更内容

最新知見（土木学会（2016）等）、基準津波の策定に関する審査結果等を踏まえ、プレート間地震と津波地震の連動型地震については、マグニチュード範囲、波源領域の設定等の変更を考慮したこと、海洋プレート内の正断層地震及び津波地震については、1611年の津波の地震発生様式を考慮したこと等に伴い、確率論的津波ハザードが変更となる。見直し前後の確率論的津波ハザードを図3に示す。

### (2) フラジリティへの影響

今回の津波PRA評価においては、フラジリティ評価をステッ

プ関数で扱っており、機器の設置高さや開口部の高さのみから設定されている。したがって、確率論的津波ハザードが変更となった場合においてもフラジリティは影響を受けない。

なお、フラジリティの設定に影響のある敷地内浸水解析について、最新の解析では、廃止措置中の東海発電所を無くした条件で実施している。この条件変更により、敷地南側からの津波の浸水経路が阻害されなくなったことから、原子炉建屋1階床面高さに到達する津波高さが、変更前はT.P. +23mであったのに対し、変更後はT.P. +22mに低下している。

### (3) 津波 P R A における津波区分の見直し



確率論的津波ハザードの見直しを反映した津波 P R A においては、最新の敷地内浸水解析結果を踏まえ、津波が防潮堤を越流して敷地内を遡上するものの原子炉建屋1階床面高さに到達しない津波高さである津波区分1の津波高さをT.P. +20m～T.P. +22mに見直した。また、T.P. +22mを超える津波時は、津波が敷地内に浸水し、原子炉建屋内に流入するが、防潮堤の損傷が発生した場合は、防潮堤の損傷による津波の影響を特定することが困難である。このため、防潮堤の健全性が維持されるT.P. +24mまでの津波高さを津波区分2 (T.P. +22m～T.P. +24m)、防潮堤が損傷するおそれのある津波高さ以上の領域を津波区分3 (T.P. +24m～) とした。また、防潮堤損傷時は多量の津波が敷地に流入することで、非常用海水ポンプが被水・没水して最終ヒートシンクが喪失するとともに、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失すると考えられるため、「防潮堤損傷」を直接炉心損傷に至る起因事

象とした。

### 3. 見直し結果

#### (1) 内部事象出力運転時レベル1 P R A


内部事象出力運転時レベル1 P R Aにおいて使用している人的過誤確率の見直し前後での比較を表2に示す。また、人的過誤の分析例を添付資料1に示す。



また、人的過誤確率の見直しに伴い、インターフェイスシステム L O C A の起因事象発生頻度、システム非信頼度、炉心損傷頻度等が変更となる。それぞれの見直し前後の比較を表3～表10、 に示す。

人的過誤確率の見直し後における全炉心損傷頻度は $6.1E-05$ ／炉年となり、人的過誤確率の見直し前の $3.7E-05$ ／炉年に比べて約1.6倍となった。また、支配的な事故シーケンスグループは人的過誤確率の見直し前と同様に崩壊熱除去機能喪失(TW)であり、全炉心損傷頻度に対して約99.8%を占めている。



炉心損傷頻度が増加した主な要因は、全炉心損傷頻度に対して支配的な崩壊熱除去機能喪失のシーケンスに関連するRHR操作失敗の人的過誤確率が約2倍に増加したことである。

#### (2) 内部事象出力運転時レベル1.5 P R A





内部事象出力運転時レベル1 P R Aの評価結果の反映、及び内部事象出力運転時レベル1.5 における人的過誤確率の見直しの結果、格納容器破損頻度は $6.1E-05$ ／炉年となり、人的過誤確率の見直し前の $3.7E-05$ ／炉年に比べて約1.6倍となった。また、

支配的な格納容器破損モードは人的過誤確率の見直し前と同様に過圧破損（崩壊熱除去失敗）であり，格納容器破損頻度に対して約99.8%を占めている。格納容器破損頻度の見直し前後の比較を表11， に示す。

### (3) 内部事象停止時レベル1 P R A

内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて使用している人的過誤確率の見直し前後の比較を表12に示す。人的過誤確率の見直し後の全炉心損傷頻度は $5.0E-06$ ／施設定期検査となり，人的過誤確率の見直し前の $4.7E-05$ ／炉年に比べて約1.6倍となった。支配的な事故シーケンスグループは，人的過誤確率の見直し前と同様に全交流動力電源喪失及び崩壊熱除去機能喪失であり，全炉心損傷頻度に対してそれぞれ約71.1%および約28.8%を占めている。起回事象発生頻度及び炉心損傷頻度の見直し前後の比較を表13～14， に示す。

### (4) 地震 P R A

人的過誤確率の見直し（表15）及び確率論的地震ハザードの見直し（）を行った結果，全炉心損傷頻度は $1.0E-05$ ／炉年となり，見直し前の $8.7E-06$ ／炉年に比べて約1.2倍となった。支配的な事故シーケンスグループは，見直し前と同様に崩壊熱除去機能喪失（T W）及び全交流動力電源喪失（T B D）であり，全炉心損傷頻度に対してそれぞれ約52.5%，約20.5%を占めている。見直し前後の比較を表16， に示す。

#### (5) 津波 P R A

人的過誤確率の見直し（表17）及び確率論的津波ハザードの見直し（図3）を行った結果、全炉心損傷頻度は、 $4.3\text{E-}06$ ／炉年となり、見直し前の全炉心損傷頻度に比べて9分の1程度に低減した。支配的な事故シーケンスグループは、見直し前と同様に最終ヒートシンク喪失（R C I C成功）であり、全炉心損傷頻度に対して約73.9%を占めている。炉心損傷頻度の見直し前後の比較を表18、図12及び図13に示す。

#### 4. 事故シーケンス選定への影響

事故シーケンス別の炉心損傷頻度、及びカットセットの分析等から、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスの選定は変更不要であることを確認した。また、見直し後の津波 P R A では、防潮堤の損傷の有無によりプラントの状況が大きく変化すると考えられることから、「防潮堤損傷」を直接炉心損傷に至る事故シーケンスとして追加しているものの、この「防潮堤損傷」の炉心損傷頻度は $3.3 \times 10^{-7}$ ／炉年であり、全炉心損傷頻度（ $7.5 \times 10^{-5}$ ）に占める割合が1%未満と小さい。また、防潮堤損傷時は敷地内に多量の津波が敷地内に流入することで、非常用海水ポンプが被水・没水して最終ヒートシンクが喪失するとともに、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失することが考えられるが、防潮堤の損傷による津波の影響を特定することが困難であるため、新たな事故シーケンスグループとして追加する必要はないと判断した。

以上より、P R A の評価条件の見直しによる、事故シーケンス選定への影響はないことを確認した。重要事故シーケンスの選定につ

いて、表19～表24に示す。

## 5. まとめ

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、これまでの審査及びP R Aピアレビューの実施結果を踏まえた人間信頼性解析の見直しを実施するとともに、確率論的地震ハザードの見直し及び確率論的津波ハザードの見直しを地震・津波P R Aに反映し、評価結果への影響を確認した。その結果、炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度が若干増減するものの、事故シーケンス選定への影響はないことを確認した。また、津波P R Aにおいて新たに「防潮堤損傷」の事故シーケンスを抽出したものの、頻度と影響の観点から新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要であると判断した。

表1 ストレスと熟練度による人的過誤確率への補正係数  
(NUREG/CR-1278から抜粋)

項目	ストレスレベル	HEPsの増倍係数	
		熟練者	熟練度の低い者
1.	作業負荷が大変低い	×2	×2
2.	作業負荷が適度 (段階的操作)	×1	×1
3.	作業負荷が適度 (動的操作)	×1	×2
4.	作業負荷がやや高い (段階的操作)	×2	×4
5.	作業負荷がやや高い (動的操作)	×5	×10
6.	作業負荷が極度に高い (段階的操作)	×5	×10
7.	作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	.25 (EF = 5)	.50 (EF = 5)

極度にストレス・レベルが高い場合は、増倍係数ではなく、複数のクローを対象とした固定値を用いる。

注：日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2008」の解説表23-4から転記

表2 人的過誤確率見直し前後の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）

人的過誤		人的過誤確率の見直し前				人的過誤確率の見直し後			
		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		過誤確率 (平均値)	E F
		認知失敗	操作失敗			認知失敗	操作失敗		
事象 発生前	弁の開け忘れ・閉め忘れ	-	×1	<u>6.5E-05</u>	<u>10.0</u>	-	×1	<u>8.3E-05</u>	<u>4.8</u>
	D G 試験時ガバナ操作後の復旧失敗	-	×1	<u>3.9E-03</u>	<u>3.0</u>	-	×1	<u>3.9E-03</u>	<u>6.8</u>
	弁の開け忘れ・閉め忘れ ( I S L O C A )	-	×1	<u>1.6E-03</u>	<u>10.0</u>	-	×1	<u>2.0E-03</u>	<u>3.5</u>
事象 発生後	原子炉水位制御操作失敗	×2	<u>×1</u>	<u>1.4E-03</u>	<u>5.0</u>	×2	<u>×2</u>	<u>2.5E-03</u>	<u>6.5</u>
	水源切替操作失敗 ( C S T → S / P , 大中破断 L O C A 以外)	×2	<u>×1</u>	<u>1.4E-03</u>	<u>5.0</u>	×2	<u>×2</u>	<u>2.5E-03</u>	<u>6.5</u>
	原子炉手動減圧失敗 ( L O C A 以外)	×2	<u>×1</u>	<u>1.4E-03</u>	<u>5.0</u>	×2	<u>×2</u>	<u>2.5E-03</u>	<u>6.5</u>
	D G 燃料油補給操作失敗	×2	<u>×1</u>	<u>8.9E-05</u>	<u>10.0</u>	×2	<u>×2</u>	<u>1.1E-04</u>	<u>35.6</u>
	水源切替操作失敗 ( C S T → S / P , 中破断 L O C A )	(固定値) ※ <sup>1</sup>	<u>×1</u>	<u>2.0E-01</u>	<u>5.0</u>	(固定値) ※ <sup>1</sup>	<u>×2</u>	<u>1.8E-01</u>	<u>6.7</u>
	R H R 系操作失敗	<u>×1</u>	<u>×1</u>	<u>4.4E-05</u>	<u>10.0</u>	<u>×2</u>	<u>×2</u>	<u>1.1E-04</u>	<u>35.6</u>
	注水不能認知失敗 (大中破断 L O C A 以外)	×2	-	<u>7.9E-04</u>	<u>10.0</u>	×2	-	<u>1.0E-03</u>	<u>13.8</u>
	注水不能認知失敗 (大中破断 L O C A )	(固定値) ※ <sup>1</sup>	-	<u>4.0E-01</u>	<u>5.0</u>	(固定値) ※ <sup>1</sup>	-	<u>4.0E-01</u>	<u>5.0</u>
	高圧注水系起動操作失敗	-	<u>×2</u>	<u>2.5E-03</u>	<u>3.0</u>	-	×2	<u>2.5E-03</u>	<u>3.0</u>
	原子炉手動減圧失敗 ( L O C A )	-	<u>×2</u>	<u>1.4E-01</u>	<u>3.0</u>	-	×2	<u>1.9E-01</u>	<u>3.5</u>
低圧注水系起動操作失敗	-	<u>×5</u> ※ <sup>2</sup>	<u>1.5E-01</u>	<u>3.0</u>	-	<u>×2</u> ※ <sup>2</sup>	<u>1.9E-01</u>	<u>3.5</u>	

※1: 余裕時間が極めて短く、操作員のストレスが非常に高いと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が極度に高い（動的操作又は診断操作）」の固定値0.25を用いて評価した。

※2: 人的過誤確率の見直し前は、高圧注水系起動操作のバックアップ操作であり余裕時間が短いと考えられるため、ストレスファクタを5に設定していたものの、人的過誤確率の見直し後は、余裕時間が極めて短い操作以外は、ストレスファクタを一律で2に設定した。



表3 人的過誤確率見直し前後での起回事象発生頻度の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）

起回事象		人的過誤確率の見直し前		人的過誤確率の見直し後		備考
		発生頻度 (／炉年)	E F	発生頻度 (／炉年)	E F	
過渡事象	非隔離事象	1.7E-01	3.0	1.7E-01	3.0	発生頻度の算出に当たって人的過誤確率を用いていない事象
	隔離事象	2.7E-02	3.0	2.7E-02	3.0	
	全給水喪失	1.0E-02	3.0	1.0E-02	3.0	
	水位低下事象	2.7E-02	3.0	2.7E-02	3.0	
	原子炉緊急停止系誤動作等	5.5E-02	3.0	5.5E-02	3.0	
	逃がし安全弁誤開放	1.0E-03	3.0	1.0E-03	3.0	
外部電源喪失	外部電源喪失	4.2E-03	3.0	4.2E-03	3.0	
手動停止／サポート系喪失（手動停止）	計画外停止	4.3E-02	3.0	4.3E-02	3.0	
	残留熱除去系海水系故障（区分Ⅰ）	7.2E-04	3.0	7.2E-04	3.0	
	残留熱除去系海水系故障（区分Ⅱ）	7.2E-04	3.0	7.2E-04	3.0	
	交流電源故障（区分Ⅰ）	1.5E-04	3.0	1.5E-04	3.0	
サポート系喪失（自動停止）	交流電源故障（区分Ⅱ）	1.5E-04	3.0	1.5E-04	3.0	
	タービン・サポート系故障	7.2E-04	3.0	7.2E-04	3.0	
サポート系喪失（直流電源故障）	直流電源故障（区分Ⅰ）	2.8E-04	3.0	2.8E-04	3.0	
	直流電源故障（区分Ⅱ）	2.8E-04	3.0	2.8E-04	3.0	
L O C A	大破断 L O C A	2.0E-05	20.0	2.0E-05	20.0	
	中破断 L O C A	2.0E-04	20.0	2.0E-04	20.0	
	小破断 L O C A	3.0E-04	10.0	3.0E-04	10.0	
格納容器バイパス	インターフェイスシステム L O C A	<u>4.1E-10</u>	<u>24.6</u>	<u>4.8E-10</u>	<u>19.6</u>	人的過誤確率の再評価の影響による変更

表4 人的過誤確率見直し前後での代表的なシステム信頼性（フォールトツリー）の  
評価結果の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）

システム（系統）	非信頼度（平均値）（／要求時）			
	人的過誤確率の見直し前		人的過誤確率の見直し後	
	過渡事象	L O C A	過渡事象	L O C A
H P C S	<u>2.2E-03</u>	<u>2.8E-03</u>	<u>2.5E-03</u>	<u>3.0E-03</u>
R C I C	3.3E-03	<u>5.4E-03</u>	3.3E-03	<u>6.6E-03</u>
A D S（手動減圧）	<u>2.2E-03</u>	<u>2.1E-06</u>	<u>3.5E-03</u>	<u>2.9E-06</u>
L P C S	<u>1.8E-03</u>	<u>1.8E-03</u>	<u>2.0E-03</u>	<u>1.9E-03</u>
L P C I - A	<u>2.0E-03</u>	<u>1.9E-03</u>	<u>2.2E-03</u>	<u>2.1E-03</u>
L P C I - B	<u>2.0E-03</u>	<u>1.9E-03</u>	<u>2.2E-03</u>	<u>2.1E-03</u>
L P C I - C	<u>1.9E-03</u>	<u>1.8E-03</u>	<u>2.1E-03</u>	<u>2.0E-03</u>
R H R - A	<u>2.0E-03</u>	<u>2.0E-03</u>	<u>2.3E-03</u>	<u>2.3E-03</u>
R H R - B	<u>2.0E-03</u>	<u>2.0E-03</u>	<u>2.2E-03</u>	<u>2.2E-03</u>
スクラム系	1.2E-07	1.2E-07	1.2E-07	1.2E-07

表5 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の比較  
(内部事象出力運転時レベル1 P R A)

事故シーケンスグループ		人的過誤確率の見直し前		人的過誤確率の見直し後	
		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	T Q U V	<u>3.0E-09</u>	< 0.1%	<u>3.5E-09</u>	< 0.1%
高圧注水・減圧機能喪失	T Q U X	<u>1.2E-08</u>	< 0.1%	<u>2.0E-08</u>	< 0.1%
全交流動力電源喪失	長期 T B	7.6E-08	<u>0.2%</u>	<u>7.7E-08</u>	<u>0.1%</u>
	T B U	<u>2.0E-08</u>	< 0.1%	<u>2.1E-08</u>	< 0.1%
	T B P	<u>5.1E-10</u>	< 0.1%	<u>5.3E-10</u>	< 0.1%
	T B D	<u>5.7E-12</u>	< 0.1%	<u>6.0E-12</u>	< 0.1%
崩壊熱除去機能喪失	T W	<u>3.3E-05</u>	<u>87.2%</u>	<u>5.6E-05</u>	<u>91.9%</u>
	T B W	<u>4.6E-06</u>	<u>12.4%</u>	<u>4.8E-06</u>	<u>7.9%</u>
原子炉停止機能喪失	T C	<u>2.5E-08</u>	< 0.1%	<u>2.5E-08</u>	< 0.1%
L O C A 時注水機能喪失	A E	<u>1.3E-12</u>	< 0.1%	<u>1.4E-12</u>	< 0.1%
	S 1 E	<u>1.8E-11</u>	< 0.1%	<u>2.0E-11</u>	< 0.1%
	S 2 E	<u>1.2E-13</u>	< 0.1%	<u>1.6E-13</u>	< 0.1%
格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)	I S L O C A	<u>4.1E-10</u>	< 0.1%	<u>4.8E-10</u>	< 0.1%
合計		<u>3.7E-05</u>	100%	<u>6.1E-05</u>	100%

表6 人的過誤確率の見直し前後での炉心損傷頻度に対して支配的なシーケンスの比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）

事故シーケンスグループ	人的過誤確率の見直し前		人的過誤確率の見直し後	
	事故シーケンスの概要	炉心損傷頻度（/炉年）	事故シーケンスの概要	炉心損傷頻度（/炉年）
T Q U V	サポート系喪失（自動停止） +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	2.2E-09	サポート系喪失（自動停止） +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	2.5E-09
	手動停止/サポート系喪失（手動停止） +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	3.5E-10	手動停止/サポート系喪失（手動停止） +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	4.2E-10
	過渡事象 +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	2.7E-10	過渡事象 +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	3.2E-10
T Q U X	過渡事象 +高圧炉心冷却失敗 +手動減圧失敗	5.2E-09	過渡事象 +高圧炉心冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09
	サポート系喪失（自動停止） +高圧炉心冷却失敗 +手動減圧失敗	5.0E-09	サポート系喪失（自動停止） +高圧炉心冷却失敗 +手動減圧失敗	8.3E-09
	手動停止/サポート系喪失（手動停止） +高圧炉心冷却失敗 +手動減圧失敗	1.4E-09	手動停止/サポート系喪失（手動停止） +高圧炉心冷却失敗 +手動減圧失敗	2.6E-09
長期 T B	外部電源喪失 +DG失敗 +HPCS失敗（RCIC成功）	5.7E-08	外部電源喪失 +DG失敗 +HPCS失敗（RCIC成功）	5.7E-08
	サポート系喪失（直流電源故障） +DG失敗 +HPCS失敗（RCIC成功）	1.9E-08	サポート系喪失（直流電源故障） +DG失敗 +HPCS失敗（RCIC成功）	2.0E-08
T B U	サポート系喪失（直流電源故障） +DG失敗 +高圧炉心冷却失敗	1.9E-08	サポート系喪失（直流電源故障） +DG失敗 +高圧炉心冷却失敗	2.1E-08
T B P	外部電源喪失 +DG失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +高圧炉心冷却失敗	3.0E-10	外部電源喪失 +DG失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +高圧炉心冷却失敗	3.0E-10
	サポート系喪失（直流電源故障） +DG失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +高圧炉心冷却失敗	2.1E-10	サポート系喪失（直流電源故障） +DG失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +高圧炉心冷却失敗	2.3E-10
T B D	外部電源喪失 +直流電源失敗 +高圧炉心冷却失敗	5.7E-12	外部電源喪失 +直流電源失敗 +高圧炉心冷却失敗	6.0E-12
T W, T B W	過渡事象 +RHR失敗	2.5E-05	過渡事象 +RHR失敗	4.4E-05
	手動停止/サポート系喪失（手動停止） +RHR失敗	6.7E-06	手動停止/サポート系喪失（手動停止） +RHR失敗	9.9E-06
	サポート系喪失（自動停止） +RHR失敗	5.4E-06	サポート系喪失（自動停止） +RHR失敗	1.7E-06
T C	過渡事象+原子炉停止失敗	2.5E-08	過渡事象+原子炉停止失敗	2.5E-08
A E, S 1 E, S 2 E	LOCA +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	1.5E-11	LOCA +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	1.5E-11
	LOCA +高圧炉心冷却失敗 +原子炉減圧失敗	4.0E-12	LOCA +高圧炉心冷却失敗 +原子炉減圧失敗	4.6E-12
I S L O C A	インターフェイスシステムLOCA	4.1E-10	インターフェイスシステムLOCA	4.8E-10

表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（1/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
TQUV (高圧・低圧注水 機能喪失)	見直し前 ( <u>3.0E-09</u> /炉年)	サポート系喪失 (自動停止) +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗 ( <u>2.2E-09</u> /炉年)	①直流電源故障(区分I)+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテ ナンス	2.4E-10	<u>10.9%</u>	・低圧代替注水系 (常設)	○
			②直流電源故障(区分I)+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナ ンス	1.6E-10	<u>7.4%</u>		○
			③直流電源故障(区分I)+HPCS-DGメンテナンス+RHR S-Bメンテ ナンス	1.0E-10	<u>4.7%</u>		○
	見直し後 ( <u>3.5E-09</u> /炉年)	サポート系喪失 (自動停止) +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗 ( <u>2.5E-09</u> /炉年)	①直流電源故障(区分I)+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテ ナンス	2.4E-10	<u>9.6%</u>	・低圧代替注水系 (常設)	○
			②直流電源故障(区分I)+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナ ンス	1.6E-10	<u>6.5%</u>		○
			③直流電源故障(区分I)+HPCS-DGメンテナンス+RHR S-Bメンテ ナンス	1.0E-10	<u>4.2%</u>		○

表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（2/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
TQX (高圧注水・減圧 機能喪失)	見直し前 ( <u>1.2E-08</u> /炉年)	過渡事象 +高圧炉心冷却失敗 +手動減圧失敗 ( <u>5.2E-09</u> /炉年)	①非隔離事象+HPCS-DGSWメンテナンス+RCICポンプ起動失敗+原子炉手動減圧失敗	<u>9.4E-11</u>	1.8%	・過渡時自動減圧 機能	○
			②非隔離事象+HPCS-DGSWメンテナンス+RCICポンプ起動失敗+注水不能認知失敗	<u>5.3E-11</u>	<u>1.0%</u>		○
			①非隔離事象+HPCS-DGSWストレナ閉塞+RCICポンプ起動失敗+原子炉手動減圧失敗	<u>4.5E-11</u>	<u>0.9%</u>		○
	見直し後 ( <u>2.0E-08</u> /炉年)	過渡事象 +高圧炉心冷却失敗 +手動減圧失敗 ( <u>9.4E-09</u> /炉年)	①非隔離事象+HPCS-DGSWメンテナンス+RCICポンプ起動失敗+原子炉手動減圧失敗	<u>1.7E-10</u>	1.8%	・過渡時自動減圧 機能	○
			②非隔離事象+HPCS-DGSWストレナ閉塞+RCICポンプ起動失敗+原子炉手動減圧失敗	<u>8.1E-11</u>	<u>0.9%</u>		○
			③非隔離事象+HPCS-DGSWメンテナンス+RCICポンプ起動失敗+注水不能認知失敗	<u>6.7E-11</u>	<u>0.7%</u>		○

表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（3/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
T B (全交流動力電源 喪失)	見直し前 (9.9E-08 /炉年)	外部電源喪失 +DG失敗 +HPCS失敗 (R C I C成功) (5.7E-08/炉年)	①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞	4.8E-08	84.7%	・低圧代替注水系 (可搬型)	○
			②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損	3.2E-09	5.6%		○
			③外部電源喪失+DG-2C/2D運転継続失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗	4.6E-10	0.8%		○
	見直し後 (9.9E-08 /炉年)	外部電源喪失 +DG失敗 +HPCS失敗 (R C I C成功) (5.7E-08/炉年)	①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞	4.8E-08	84.1%	・低圧代替注水系 (可搬型)	○
			②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損	3.2E-09	5.6%		○
			③外部電源喪失+DG-2C/2D運転継続失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗	4.6E-10	0.8%		○

表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（4/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
TBD, TBU (全交流動力電源 喪失)	見直し前 ( $5.7E-12$ /炉年)	外部電源喪失 +直流電源失敗 +高圧炉心冷却失敗 ( $5.7E-12$ /炉年)	①外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗	$1.6E-12$	<0.1%	・低圧代替注水系 (可搬型)	○
			②外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG起動失敗	$1.1E-12$	<0.1%		○
			③外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DGメンテナンス	$6.8E-13$	<0.1%		○
	見直し後 ( $6.0E-12$ /炉年)	外部電源喪失 +直流電源失敗 +高圧炉心冷却失敗 ( $6.0E-12$ /炉年)	①外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗	$1.6E-12$	<0.1%	・低圧代替注水系 (可搬型)	○
			②外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG起動失敗	$1.1E-12$	<0.1%		○
			③外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DGメンテナンス	$6.8E-13$	<0.1%		○



表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（5/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
TBP (全交流動力電源 喪失)	見直し前 ( $5.1E-10$ /炉年)	外部電源喪失 +DG失敗 +逃がし安全弁再開鎖失敗 +高圧炉心冷却失敗 ( $3.0E-10$ /炉年)	①外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗	$2.5E-10$	49.3%	・低圧代替注水系 (可搬型)	○
			②外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG起動失敗	$1.7E-11$	3.3%		○
			③外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DGメンテナンス	$2.4E-12$	0.5%		○
	見直し後 ( $5.3E-10$ /炉年)	外部電源喪失 +DG失敗 +逃がし安全弁再開鎖失敗 +高圧炉心冷却失敗 ( $3.0E-10$ /炉年)	①外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗	$2.5E-10$	47.8%	・低圧代替注水系 (可搬型)	○
			②外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG起動失敗	$1.7E-11$	3.2%		○
			③外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DGメンテナンス	$2.4E-12$	0.5%		○

表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（6/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
TW, TBW (崩壊熱除去機能 喪失)	見直し前 ( <u>3.7E-05</u> /炉年)	過渡事象 + RHR失敗 ( <u>2.5E-05</u> /炉年)	①非隔離事象+RHR系操作失敗	<u>7.4E-06</u>	<u>30.0%</u>	[RHR故障時] ・格納容器圧力逃が し装置又は耐圧強 化ベント	○
			②非隔離事象+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	<u>2.9E-06</u>	<u>11.8%</u>	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
			③原子炉緊急停止系誤動作等+RHR系操作失敗	<u>2.4E-06</u>	<u>9.7%</u>		○
	見直し後 ( <u>6.0E-05</u> /炉年)	過渡事象 RHR失敗 ( <u>4.4E-05</u> /炉年)	①非隔離事象+RHR系操作失敗	<u>1.9E-05</u>	<u>30.7%</u>	[RHR故障時] ・格納容器圧力逃が し装置又は耐圧強 化ベント	○
			②原子炉緊急停止系誤動作等+RHR系操作失敗	<u>6.0E-06</u>	<u>9.9%</u>	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
			③隔離事象+RHR系操作失敗	<u>2.9E-06</u>	<u>4.9%</u>		○
			③水位低下事象+RHR系操作失敗	<u>2.9E-06</u>	<u>4.9%</u>		○

表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（7/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
TC (原子炉停止機能 喪失)	見直し前 (2.5E-08 /炉年)	過渡事象 +原子炉停止失敗 (2.5E-08/炉年)	①非隔離事象+スクラムコンタクタA/C作動失敗共通要因故障	4.6E-09	18.1%	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替制御棒挿入機能</li> <li>代替原子炉再循環ポンプトリップ回路</li> <li>ほう酸水注入系</li> </ul>	○
			①非隔離事象+スクラムコンタクタB/D作動失敗共通要因故障	4.6E-09	18.1%		○
			①非隔離事象+スクラムコンタクタE/G作動失敗共通要因故障	4.6E-09	18.1%		○
			①非隔離事象+スクラムコンタクタF/H作動失敗共通要因故障	4.6E-09	18.1%		○
	見直し後 (2.5E-08 /炉年)	過渡事象 +原子炉停止失敗 (2.5E-08/炉年)	①非隔離事象+スクラムコンタクタA/C作動失敗共通要因故障	4.6E-09	18.1%	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替制御棒挿入機能</li> <li>代替原子炉再循環ポンプトリップ回路</li> <li>ほう酸水注入系</li> </ul>	○
			①非隔離事象+スクラムコンタクタB/D作動失敗共通要因故障	4.6E-09	18.1%		○
			①非隔離事象+スクラムコンタクタE/G作動失敗共通要因故障	4.6E-09	18.1%		○
			①非隔離事象+スクラムコンタクタF/H作動失敗共通要因故障	4.6E-09	18.1%		○

表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（8/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
LOCA (LOCA時 注水機能喪失)	見直し前 (2.2E-11 /炉年)	中小破断LOCA +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗 (1.5E-11/炉年)	①中破断LOCA+HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗+RHRSA-A /B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	1.1E-12	5.3%	・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設)	△ <sup>*1</sup>
			②中破断LOCA+HPCS-DGSWメンテナンス+RHRSA-A/B海 水ストレーナ閉塞共通要因故障	9.3E-13	4.3%		△ <sup>*1</sup>
			③中破断LOCA+HPCS-DGSW海水ストレーナ閉塞+RHRSA-A /B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	4.5E-13	2.1%		△ <sup>*1</sup>
	見直し後 (2.2E-11 /炉年)	中小破断LOCA +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗 (1.5E-11/炉年)	①中破断LOCA+HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗+RHRSA-A /B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	1.1E-12	5.3%	・手動減圧 ・低圧代替注水 系(常設)	△ <sup>*1</sup>
			②中破断LOCA+HPCS-DGSWメンテナンス+RHRSA-A/B海 水ストレーナ閉塞共通要因故障	9.3E-13	4.3%		△ <sup>*1</sup>
			③中破断LOCA+HPCS-DGSW海水ストレーナ閉塞+RHRSA-A /B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	4.5E-13	2.1%		△ <sup>*1</sup>

※1：LOCAの破断面積が低圧代替注水系（常設）の注水容量を超える場合は炉心損傷を防止できない

表7 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスの分析の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）（9/9）

炉心損傷モード (事故シーケンスグループ)		支配的な 事故シーケンス	主要なカットセット	炉心損傷 頻度 (/炉年)	事故シーケ ンスに対する 寄与割合	主な対策	対策 有効性
I S LOCA (格納容器バイバ ス)	見直し前 (4.1E-10 /炉年)	インターフェイス システムLOCA (4.1E-10/炉年)	①RHR-Aテストブル逆止弁定期試験+RHR-A注入弁定期試験時の通常 状態への復旧失敗+RHR-Aテストブル逆止弁閉失敗+RHR-A吐出配 管破断	1.2E-10	28.9%	・破断系統の隔 離操作 ・破断系統を除 く原子炉注水 機能	○
			①RHR-Bテストブル逆止弁定期試験+RHR-B注入弁定期試験時の通常 状態への復旧失敗+RHR-Bテストブル逆止弁閉失敗+RHR-B吐出配 管破断	1.2E-10	28.9%		○
			③RHR-Cテストブル逆止弁定期試験+RHR-C注入弁定期試験時の通常 状態への復旧失敗+RHR-Cテストブル逆止弁閉失敗+RHR-C吐出配 管破断	4.7E-11	11.5%		○
	見直し後 (4.8E-10 /炉年)	インターフェイス システムLOCA (4.8E-10/炉年)	①RHR-Aテストブル逆止弁定期試験+RHR-A注入弁定期試験時の通常 状態への復旧失敗+RHR-Aテストブル逆止弁閉失敗+RHR-A吐出配 管破断	1.5E-10	30.4%	・破断系統の隔 離操作 ・破断系統を除 く原子炉注水 機能	○
			①RHR-Bテストブル逆止弁定期試験+RHR-B注入弁定期試験時の通常 状態への復旧失敗+RHR-Bテストブル逆止弁閉失敗+RHR-B吐出配 管破断	1.5E-10	30.4%		○
			③RHR-Cテストブル逆止弁定期試験+RHR-C注入弁定期試験時の通常 状態への復旧失敗+RHR-Cテストブル逆止弁閉失敗+RHR-C吐出配 管破断	5.9E-11	12.1%		○

表8 人的過誤確率見直し前後でのF V重要度の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）

人的過誤確率の見直し前					人的過誤確率の見直し後				
順位	系統	基事象	F V 重要度	RAW	順位	系統	基事象	F V 重要度	RAW
1	RHR	RHR系操作失敗	<u>4.0E-01</u>	<u>9.1E+03</u>	1	RHR	RHR系操作失敗	<u>6.2E-01</u>	<u>5.6E+03</u>
2	RHR S	RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	<u>1.6E-01</u>	<u>9.1E+03</u>	2	RHR S	RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	<u>9.7E-02</u>	<u>5.6E+03</u>
3	RHR S	RHR S-A/B流量制御弁開失敗共通要因故障	<u>3.3E-02</u>	<u>9.1E+03</u>	3	RHR S	RHR S-A/B流量制御弁開失敗共通要因故障	<u>2.0E-02</u>	<u>5.6E+03</u>
4	RHR	RHR-A/B熱交換器バイパス弁開失敗共通要因故障	<u>2.0E-02</u>	<u>9.1E+03</u>	4	RHR	RHR-A/B熱交換器バイパス弁開失敗共通要因故障	<u>1.3E-02</u>	<u>5.6E+03</u>
5	DG	DG-2D運転継続失敗	<u>1.9E-02</u>	<u>9.4E+00</u>	5	DG	DG-2D運転継続失敗	<u>1.2E-02</u>	<u>6.2E+00</u>
6	DG	DG-2C運転継続失敗	<u>1.9E-02</u>	<u>9.4E+00</u>	6	DG	DG-2C運転継続失敗	<u>1.2E-02</u>	<u>6.2E+00</u>
7	RHR S	RHR S-A/B/C/D海水ポンプ起動失敗共通要因故障	<u>1.9E-02</u>	<u>9.1E+03</u>	7	RHR S	RHR S-A/B/C/D海水ポンプ起動失敗共通要因故障	<u>1.1E-02</u>	<u>5.6E+03</u>
8	RHR S	RHR S-Bメンテナンスによる待機除外	<u>1.7E-02</u>	<u>4.5E+01</u>	8	RHR S	RHR S-Bメンテナンスによる待機除外	<u>1.1E-02</u>	<u>2.9E+01</u>
9	RHR	RHR-A/Bポンプ起動失敗共通要因故障	<u>1.7E-02</u>	<u>9.1E+03</u>	9	RHR S	RHR S-Aメンテナンスによる待機除外	<u>1.1E-02</u>	<u>2.9E+01</u>
9	RHR	RHR-A/Bポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	<u>1.7E-02</u>	<u>9.1E+03</u>	10	RHR	RHR-A/Bポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	<u>1.0E-02</u>	<u>5.6E+03</u>
11	RHR S	RHR S-Aメンテナンスによる待機除外	<u>1.7E-02</u>	<u>4.5E+01</u>	10	RHR	RHR-A/Bポンプ起動失敗共通要因故障	<u>1.0E-02</u>	<u>5.6E+03</u>

表9 人的過誤確率見直し前後でのRAWの比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）

順位	人的過誤確率の見直し前				人的過誤確率の見直し後			
	系統	基事象	RAW	FV 重要度	系統	基事象	RAW	FV 重要度
1	RHR	RHR系操作失敗	<u>9.1E+03</u>	<u>4.0E-01</u>	RHR	RHR系操作失敗	<u>5.6E+03</u>	<u>6.2E-01</u>
1	RHR	RHR-A/B熱交換器バイパス弁閉失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>2.0E-02</u>	RHR	RHR-A/B熱交換器バイパス弁閉失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>1.3E-02</u>
1	RHR	RHR-A/Bポンプ起動失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>1.7E-02</u>	RHR	RHR-A/Bポンプ起動失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>1.0E-02</u>
1	RHR	RHR-A/Bポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>1.7E-02</u>	RHR	RHR-A/Bポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>1.0E-02</u>
1	RHR	RHR-A/Bポンプ運転継続失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>9.4E-03</u>	RHR	RHR-A/Bポンプ運転継続失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>5.8E-03</u>
1	RHR	RHR-A/B/Cポンプ起動失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>8.6E-03</u>	RHR	RHR-A/B/Cポンプ起動失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>5.3E-03</u>
1	RHR	RHR-A/B/Cポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>8.6E-03</u>	RHR	RHR-A/B/Cポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>5.3E-03</u>
1	RHR	RHR-A/Bポンプ室空調ファン運転継続失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>5.0E-03</u>	RHR	RHR-A/Bポンプ室空調ファン運転継続失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>3.1E-03</u>
1	RHR	RHR-A/B/Cポンプ運転継続失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>4.8E-03</u>	RHR	RHR-A/B/Cポンプ運転継続失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>3.0E-03</u>
1	RHR S	RHR S-A/B/C/Dポンプ運転継続失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>3.5E-03</u>	RHR S	RHR S-A/B/C/Dポンプ運転継続失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>2.2E-03</u>
1	RHR	RHR-A/B/Cミニフローライン逆止弁閉失敗共通要因故障	<u>9.1E+03</u>	<u>1.7E-03</u>	RHR	RHR-A/B/Cミニフローライン逆止弁閉失敗共通要因故障	<u>5.6E+03</u>	<u>1.0E-03</u>

表10 人的過誤確率見直し前後での不確実さ解析の評価結果の比較（内部事象出力運転時レベル1 P R A）

事故シーケンスグループ	人的過誤確率の見直し前		人的過誤確率の見直し後	
	平均値 (/炉年)	E F	平均値 (/炉年)	E F
高圧注水・減圧機能喪失 T Q U X	<u>1.2E-08</u>	<u>7.0</u>	<u>2.1E-08</u>	<u>7.7</u>
高圧・低圧注水機能喪失 T Q U V	<u>4.5E-09</u>	<u>6.6</u>	<u>4.0E-09</u>	<u>5.8</u>
全交流動力電源喪失*	1.1E-07	-	1.1E-07	-
長期T B	8.7E-08	<u>5.8</u>	8.6E-08	<u>5.5</u>
T B U	2.4E-08	<u>5.6</u>	2.4E-08	<u>5.2</u>
T B P	<u>6.4E-10</u>	<u>21.0</u>	<u>6.3E-10</u>	<u>20.7</u>
T B D	<u>6.6E-12</u>	<u>14.0</u>	<u>6.9E-12</u>	<u>13.8</u>
崩壊熱除去機能喪失*	<u>3.8E-05</u>	-	<u>6.4E-05</u>	-
T W	<u>3.4E-05</u>	<u>3.6</u>	<u>5.9E-05</u>	<u>4.5</u>
T B W	<u>4.6E-06</u>	2.7	<u>4.8E-06</u>	2.7
原子炉停止機能喪失 T C	3.1E-08	38.0	3.1E-08	38.0
LOCA時注水機能喪失*	<u>2.0E-11</u>	-	<u>1.8E-11</u>	-
A E	<u>1.4E-12</u>	<u>37.5</u>	<u>1.2E-12</u>	<u>35.0</u>
S 1 E	<u>1.9E-11</u>	<u>31.9</u>	<u>1.7E-11</u>	<u>30.3</u>
S 2 E	<u>1.7E-13</u>	<u>25.6</u>	<u>1.8E-13</u>	<u>23.0</u>
インターフェイスシステムLOCA I S L O C A	<u>7.0E-10</u>	<u>24.6</u>	<u>8.3E-10</u>	<u>19.6</u>
合計	<u>3.8E-05</u>	<u>3.0</u>	<u>6.4E-05</u>	<u>3.8</u>

※各炉心損傷モードの平均値の積算値を記載



表11 人的過誤確率見直し前後でのプラント損傷状態別の格納容器破損頻度の比較  
(内部事象出力運転時レベル1.5 PRA)

格納容器破損モード	人的過誤確率の見直し前		人的過誤確率の見直し後	
	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
インターフェイスシステムLOCA	<u>4.1E-10</u>	<0.1%	<u>4.8E-10</u>	<0.1%
格納容器隔離失敗	<u>5.5E-10</u>	<0.1%	<u>6.1E-10</u>	<0.1%
過圧破損 (未臨界確保失敗)	<u>2.5E-08</u>	<0.1%	<u>2.5E-08</u>	<0.1%
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	<u>3.7E-05</u>	<u>99.7%</u>	<u>6.0E-05</u>	<u>99.8%</u>
過圧破損 (長期冷却失敗)	<u>1.9E-08</u>	<0.1%	<u>2.0E-08</u>	<0.1%
過温破損 (RPV高圧破損)	<u>7.2E-08</u>	<u>0.2%</u>	<u>7.9E-08</u>	<u>0.1%</u>
過温破損 (RPV低圧破損)	<u>4.7E-10</u>	<0.1%	<u>4.9E-10</u>	<0.1%
格納容器雰囲気直接加熱	<u>8.3E-09</u>	<0.1%	<u>8.5E-09</u>	<0.1%
水蒸気爆発 (ペDESTAL (ドライウエル部))	<u>1.5E-14</u>	<0.1%	<u>2.2E-14</u>	<0.1%
水蒸気爆発 (サプレッション・プール)	<u>2.4E-09</u>	<0.1%	<u>2.5E-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%
全格納容器破損頻度	<u>3.7E-05</u>	100%	<u>6.1E-05</u>	100%

表12 人的過誤確率の見直し前後での比較（内部事象停止時レベル1 P R A）

人的過誤		人的過誤確率の見直し前				人的過誤確率の見直し後			
		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		過誤確率 (平均値)	E F
		認知 失敗	操作 失敗			認知 失敗	操作 失敗		
事象 発生前	弁の開け忘れ・閉め忘れ	—	×1	<u>6.5E-05</u>	<u>10.0</u>	—	×1	<u>8.3E-5</u>	<u>4.8</u>
	DG試験時ガバナ操作後の復旧失敗	—	×1	<u>3.9E-03</u>	<u>3.0</u>	—	×1	<u>3.9E-3</u>	<u>6.8</u>
事象 発生後	運転員の認知失敗 (RHR切替時のLOCA)	<u>×1</u>	—	<u>1.1E-07</u>	<u>30.0</u>	<u>×2</u>	—	<u>1.8E-7</u>	<u>42.7</u>
	運転員の認知失敗 (CUWブロー時のLOCA)	<u>×1</u>	—	<u>1.5E-07</u>	<u>30.0</u>	<u>×2</u>	—	<u>3.0E-7</u>	<u>122.7</u>
	隔離失敗 (CRD, LPRM点検時のLOCA)	—	<u>×1</u>	<u>2.7E-02</u>	<u>10.0</u>	—	<u>×2</u>	<u>5.3E-2</u>	10.0
	隔離失敗 (RHR切替, CUWブロー時のLOCA)	—	<u>×1</u>	<u>2.7E-04</u>	<u>10.0</u>	—	<u>×2</u>	<u>5.3E-4</u>	10.0
	手動操作失敗	—	<u>×1</u>	<u>4.3E-04</u>	<u>10.0</u>	—	<u>×2</u>	<u>1.1E-3</u>	<u>3.5</u>
	原子炉水位制御操作失敗	×2	<u>×1</u>	<u>1.4E-03</u>	<u>5.0</u>	×2	<u>×2</u>	<u>2.5E-3</u>	<u>6.5</u>
	水源切替操作失敗	×2	<u>×1</u>	<u>1.4E-03</u>	<u>5.0</u>	×2	<u>×2</u>	<u>2.5E-3</u>	<u>6.5</u>
DG燃料油補給操作失敗	×2	<u>×1</u>	<u>8.9E-05</u>	<u>10.0</u>	×2	<u>×2</u>	<u>1.1E-4</u>	<u>35.6</u>	

表13 人的過誤確率見直し前後での起因事象の発生頻度の比較（内部事象停止時レベル1 P R A）

起因事象	人的過誤確率の見直し前		人的過誤確率の見直し後		備考
	発生頻度	E F	発生頻度	E F	
崩壊熱除去機能喪失					人的過誤確率の再評価の影響を受けない
RHR喪失	5.6E-05（／日）	3.0	5.6E-05（／日）	3.0	
RHR S喪失	7.1E-06（／日）	3.0	7.1E-06（／日）	3.0	
外部電源喪失					人的過誤確率の再評価の影響による変更
外部電源喪失	2.6E-05（／日）	3.0	2.6E-05（／日）	3.0	
原子炉冷却材の流出					人的過誤確率の再評価の影響による変更
RHR切替時のLOCA	<u>2.9E-04（／回）</u>	<u>10.0</u>	<u>2.3E-04（／回）</u>	<u>4.9</u>	
CUWブロー時のLOCA	<u>1.3E-04（／回）</u>	<u>10.0</u>	<u>9.7E-05（／回）</u>	<u>33.9</u>	
CRD点検時のLOCA	1.1E-06（／本）	10.0	1.1E-06（／本）	10.0	
LPRM点検時のLOCA	5.4E-07（／本）	10.0	5.4E-07（／本）	10.0	

表14 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の比較（内部事象停止時レベル1 PRA）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	人的過誤確率の見直し前		人的過誤確率の見直し後	
		炉心損傷頻度 （／施設定期 検査）	寄与割合	炉心損傷頻度 （／施設定期 検査）	寄与割合
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.1E-06	<u>24.0%</u>	1.1E-06	<u>22.6%</u>
	外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<u>1.6E-07</u>	<u>3.3%</u>	<u>3.1E-07</u>	<u>6.3%</u>
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<u>3.4E-06</u>	<u>72.7%</u>	<u>3.5E-06</u>	<u>71.1%</u>
	外部電源喪失＋直流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.3E-10	<0.1%	1.3E-10	<0.1%
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<u>1.1E-10</u>	<0.1%	<u>1.9E-10</u>	<0.1%
合計		<u>4.7E-06</u>	—	<u>5.0E-06</u>	—

表15 人的過誤確率の見直し前後での比較（地震P R A）

起回事象発生後の人的過誤		人的過誤確率の見直し前				人的過誤確率の見直し後			
		ストレス ファクタ		過誤確率 (平均値) (/d)	E F	ストレス ファクタ		過誤確率 (平均値) (/d)	E F
		認知 失敗	操作 失敗			認知 失敗	操作 失敗		
原子炉水位制御操作失敗		×5	×2	<u>3.3E-03</u>	<u>5.0</u>	×5	×5	<u>6.6E-03</u>	<u>6.4</u>
水源切替操作失敗		×5	×2	<u>3.3E-03</u>	<u>5.0</u>	×5	×5	<u>6.6E-03</u>	<u>6.4</u>
起動信号共通原因故障時	注水不能 認知失敗	×5	-	<u>2.1E-03</u>	<u>10.0</u>	×5	-	<u>2.6E-03</u>	<u>13.8</u>
	高圧注水系起動 操作失敗	-	×5	6.2E-03	3.0	-	×5	6.2E-03	3.0
	低圧注水系起動 操作失敗	-	×5	<u>1.5E-01</u>	<u>3.0</u>	-	×5	<u>2.0E-01</u>	<u>3.5</u>
原子炉手動減圧失敗		×5	×2	<u>3.3E-03</u>	5.0	×5	×5	<u>6.6E-03</u>	6.4
R H R系操作失敗		×2	×2	<u>9.0E-05</u>	<u>10.0</u>	×5	×5	<u>2.8E-04</u>	<u>35.6</u>
非常用ディーゼル発電機燃料油 補給操作失敗		×5	×2	<u>2.3E-04</u>	<u>10.0</u>	×5	×5	<u>2.8E-04</u>	<u>35.6</u>

表16 評価条件見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の比較（地震P R A）

事故シーケンスグループ		評価条件見直し前		評価条件見直し後	
		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	T Q U V	<u>5.9E-07</u>	<u>6.7%</u>	4.6E-07	<u>4.5%</u>
高圧注水・減圧機能喪失	T Q U X	<u>8.1E-07</u>	<u>9.2%</u>	1.3E-06	<u>12.5%</u>
全交流動力電源喪失	長期T B	<u>5.4E-09</u>	<0.1%	5.6E-09	<0.1%
	T B U	<u>5.7E-07</u>	<u>6.5%</u>	4.4E-07	<u>4.3%</u>
	T B P	<u>3.0E-09</u>	<0.1%	2.4E-09	<0.1%
	T B D	<u>2.5E-06</u>	<u>28.9%</u>	2.1E-06	<u>20.5%</u>
崩壊熱除去機能喪失	T W	<u>3.4E-06</u>	<u>39.3%</u>	5.5E-06	<u>52.5%</u>
	T B W	<u>6.3E-08</u>	<u>0.7%</u>	6.4E-08	<u>0.6%</u>
原子炉停止機能喪失	T C	1.7E-07	<u>1.9%</u>	1.2E-07	<u>1.1%</u>
原子炉建屋損傷		<u>2.4E-07</u>	<u>2.7%</u>	1.5E-07	<u>1.5%</u>
格納容器損傷		<u>6.9E-09</u>	<0.1%	4.1E-09	<0.1%
原子炉圧力容器損傷		<u>3.0E-07</u>	<u>3.4%</u>	2.2E-07	<u>2.1%</u>
格納容器バイパス		<u>3.3E-08</u>	<u>0.4%</u>	3.2E-08	<u>0.3%</u>
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)		<u>4.8E-10</u>	<0.1%	3.0E-10	<0.1%
計装・制御系喪失		<u>6.5E-10</u>	<0.1%	3.7E-10	<0.1%
合計		<u>8.7E-06</u>	100.0%	<u>1.0E-05</u>	100.0%

表17 人的過誤確率見直し前後での比較（津波P R A）

起因事象発生後の人的過誤		人的過誤確率の見直し前				人的過誤確率の見直し後			
		ストレス ファクタ		過誤確率 (平均値) (/d)	E F	ストレス ファクタ		過誤確率 (平均値) (/d)	E F
		認知 失敗	操作 失敗			認知 失敗	操作 失敗		
原子炉水位制御操作失敗		×5	×2	<u>3.3E-03</u>	<u>5.0</u>	×5	×5	<u>6.6E-03</u>	<u>6.4</u>
水源切替操作失敗		×5	×2	<u>3.3E-03</u>	<u>5.0</u>	×5	×5	<u>6.6E-03</u>	<u>6.4</u>
起動信号共通 原因故障時	注水不能認知失敗	×5	—	<u>2.1E-03</u>	<u>10.0</u>	×5	—	<u>2.6E-03</u>	<u>13.8</u>
	高圧注水系起動 操作失敗	—	×5	6.2E-03	3.0	—	×5	6.2E-03	3.0

表18 評価条件見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の比較（津波P R A）

事故シーケンス	評価条件見直し前			評価条件見直し後		
	津波区分	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	津波区分	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
最終ヒートシンク喪失 (R C I C成功)	津波区分 1 (T. P. +20m～ T. P. +23m)	<u>2.4E-05</u>	<u>68.0%</u>	津波区分 1 (T. P. +20m～ T. P. +22m)	<u>3.2E-06</u>	<u>73.9%</u>
最終ヒートシンク喪失 + 高圧注水機能喪失		<u>8.2E-08</u>	<u>0.2%</u>		<u>1.1E-08</u>	<u>0.3%</u>
最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗		<u>1.3E-07</u>	<u>0.4%</u>		<u>1.7E-08</u>	<u>0.4%</u>
原子炉建屋内浸水による 複数の緩和機能喪失	津波区分 2 (T. P. +23m～)	<u>1.1E-05</u>	<u>31.4%</u>	津波区分 2 (T. P. +22m～ T. P. +24m)	<u>7.6E-07</u>	<u>17.7%</u>
防潮堤破損	—	—	—	津波区分 3 (T. P. +24m～)	<u>3.3E-07</u>	<u>7.7%</u>
全炉心損傷頻度		<u>3.5E-05</u>	100%		<u>4.3E-06</u>	100%



## 第19表 PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケ スNo.	事故シーケンス別CDF (ノ/年)				全CDFに 対する割合 (%)	解釈1-1 との対応	事故シーケンスグループ	グループ別 CDF (ノ/年)	全CDFに 対する割合 (%)	解釈1-2 との対応
		内部事象	地震	津波	合計						
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(1)	3.2E-10	4.6E-07	—	4.6E-07	0.6	1-1(a) の事故 シーケンス	高圧・低圧注水機能喪失	4.7E-07	0.6	1-2(a)
過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(2)	2.0E-10	2.5E-09	—	2.7E-09	<0.1					
手動停止ノサポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(16)	4.2E-10	—	—	4.2E-10	<0.1					
手動停止ノサポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(17)	4.3E-11	—	—	4.3E-11	<0.1					
サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(21)	2.5E-09	—	—	2.5E-09	<0.1					
サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(22)	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1					
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	(3)	9.4E-09	1.3E-06	—	1.3E-06	1.7					
手動停止ノサポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	(18)	2.6E-09	—	—	2.6E-09	<0.1					
サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	(23)	8.3E-09	—	—	8.3E-09	<0.1					
外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	(7)	5.7E-08	5.6E-09	—	6.3E-08	<0.1					
サポート系喪失(直流電源故障)+(外部電源喪失)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	(27)	2.0E-08	—	—	2.0E-08	<0.1					
外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗	(10)	6.0E-12	2.1E-06	—	2.1E-06	2.8					
外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	(9)	3.0E-10	2.4E-09	—	2.7E-09	<0.1					
サポート系喪失(直流電源故障)+(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	(29)	2.3E-10	—	—	2.3E-10	<0.1					
外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	(8)	2.0E-10	4.4E-07	—	4.5E-07	0.6					
サポート系喪失(直流電源故障)+(外部電源喪失)+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	(28)	2.1E-08	—	—	2.1E-08	<0.1					
過渡事象+RHR失敗	(4)	4.4E-05	5.4E-06	—	4.9E-05	65.1					
過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	(5)	3.8E-07	2.9E-08	—	4.1E-07	0.5					
外部電源喪失+DG失敗(HPCS成功)	(19)	6.9E-07	6.4E-08	—	7.5E-07	1.0					
外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	(20)	3.6E-09	3.5E-10	—	4.0E-09	<0.1					
外部電源喪失+直流電源失敗(HPCS成功)	(24)	6.9E-10	1.2E-11	—	7.0E-10	<0.1					
手動停止ノサポート系喪失(手動停止)+RHR失敗	(25)	9.9E-06	—	—	9.9E-06	13.2					
手動停止ノサポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	(33)	5.2E-08	—	—	5.2E-08	<0.1					
サポート系喪失(自動停止)+RHR失敗	(37)	1.7E-06	—	—	1.7E-06	2.3					
サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	(11)	8.9E-09	—	—	8.9E-09	<0.1					
サポート系喪失(直流電源故障)+(外部電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)	(12)	4.1E-06	—	—	4.1E-06	5.4					
サポート系喪失(直流電源故障)+(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	(13)	2.1E-08	—	—	2.1E-08	<0.1					
中小破断LOCA+RHR失敗	(31)	7.4E-08	—	—	7.4E-08	<0.1					
大破断LOCA+RHR失敗	(30)	3.0E-09	—	—	3.0E-09	<0.1					
過渡事象+原子炉停止失敗	(6)	2.5E-08	7.9E-08	—	1.0E-07	0.1					
サポート系喪失(自動停止)+原子炉停止失敗	(26)	3.8E-11	—	—	3.8E-11	<0.1					
中小破断LOCA+原子炉停止失敗	(38)	5.4E-11	—	—	5.4E-11	<0.1					
大破断LOCA+原子炉停止失敗	(34)	2.2E-12	—	—	2.2E-12	<0.1					
直流電源喪失+原子炉停止失敗	(14)	—	2.6E-08	—	2.6E-08	<0.1					
交流電源喪失+原子炉停止失敗	(15)	—	1.4E-08	—	1.4E-08	<0.1					
中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(35)	1.5E-11	—	—	1.5E-11	<0.1					
中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	(36)	4.6E-12	—	—	4.6E-12	<0.1					
大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(32)	1.4E-12	—	—	1.4E-12	<0.1					
原子炉冷却材圧力バウンズリ喪失(Excessive LOCA)	(44)	—	3.0E-10	—	3.0E-10	<0.1					
インターフェイスシステムLOCA	(39)	4.8E-10	—	—	4.8E-10	<0.1					
原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	(47)	—	—	7.6E-07	7.6E-07	1.0					
最終ヒートシンク喪失(RCIC成功)	(48)	—	—	3.2E-06	3.2E-06	4.2					
最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗	(49)	—	—	1.1E-08	1.1E-08	<0.1					
最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	(50)	—	—	1.7E-08	1.7E-08	<0.1					
原子炉建屋損傷	(40)	—	1.5E-07	—	1.5E-07	0.2					
格納容器損傷	(41)	—	4.1E-09	—	4.1E-09	<0.1					
原子炉圧力容器損傷	(42)	—	2.2E-07	—	2.2E-07	0.3					
格納容器バイパス	(43)	—	3.2E-08	—	3.2E-08	<0.1					
計装・制御系喪失	(45)	—	3.7E-10	—	3.7E-10	<0.1					
防潮堤損傷	(46)	—	—	3.3E-07	3.3E-07	0.4					
合計		6.1E-05	1.0E-05	4.3E-06	7.5E-05	99.6	—	—	7.5E-05	99.6	—

ハッチング：解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接対応せず、全炉心損傷頻度への寄与及び影響度の観点から他の事故シーケンスグループと比較し、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断したもの

## 第20表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	事故シーケンス別CDF (／年)				全CDF <sup>※1</sup> に対する割合 (%)	グループ別CDF (／年)	全CDF <sup>※1</sup> に対する割合 (%)	備考	
			内部事象	地震	津波	合計					
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧代替注水系 低圧代替注水系 (常設)	3.2E-10	4.6E-07	—	4.6E-07	0.6	4.7E-07	0.6		
	過渡事象+逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧代替注水系 (常設) 手動減圧	2.0E-10	2.5E-09	—	2.7E-09	<0.1				
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	4.2E-10	—	—	4.2E-10	<0.1				
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント	4.3E-11	—	—	4.3E-11	<0.1				
	サボート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	2.5E-09	—	—	2.5E-09	<0.1				
サボート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1					
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	高圧代替注水系 低圧代替注水系 (可搬型)	9.4E-09	1.3E-06	—	1.3E-06	1.7	1.3E-06	1.8		
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	高圧代替注水系 低圧代替注水系 (可搬型)	2.6E-09	—	—	2.6E-09	<0.1				
	サボート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	高圧代替注水系 低圧代替注水系 (可搬型)	8.3E-09	—	—	8.3E-09	<0.1				
全交流動力電源喪失	長期 T B	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	原子炉隔離時冷却系 低圧代替注水系 (可搬型) 手動減圧	5.7E-08	5.6E-09	—	6.3E-08	<0.1	2.7E-06	3.6	
		サボート系喪失 (直流電源故障) + (外部電源喪失+) DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 残留熱除去系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	2.0E-08	—	—	2.0E-08	<0.1			
	T B D	外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—				
	T B U	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	上記の点検枠内の対策	2.0E-10	4.4E-07	—	4.5E-07	0.6			
	サボート系喪失 (直流電源故障) + (外部電源喪失+) DG失敗+高圧炉心冷却失敗	—	2.1E-08	—	—	2.1E-08	<0.1				
T B P	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗	原子炉隔離時冷却系 上記の点検枠内の対策	3.0E-10	2.4E-09	—	2.7E-09	<0.1				
サボート系喪失 (直流電源故障) + (外部電源喪失+) DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗	—	2.3E-10	—	—	2.3E-10	<0.1					
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+RHR失敗	[RHR故障時] 原子炉隔離時冷却系	4.4E-05	5.4E-06	—	4.9E-05	65.1	6.6E-05	87.6	全炉心損傷頻度の約90%を炉心損傷防止対策でカバー	
	過渡事象+逃がし安全弁閉鎖失敗+RHR失敗	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	3.8E-07	2.9E-08	—	4.1E-07	0.5				
	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	低圧代替注水系 (常設) 手動減圧	6.9E-07	6.4E-08	—	7.5E-07	1.0				
	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	手動減圧	3.6E-09	3.5E-10	—	4.0E-09	<0.1				
	外部電源喪失+直流電源失敗 (HPCS成功)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	6.9E-10	1.2E-11	—	7.0E-10	<0.1				
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + RHR失敗	格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント 常設代替格納容器スプレイ冷却系	9.9E-06	—	—	9.9E-06	13.2				
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁閉鎖失敗+RHR失敗	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	5.2E-08	—	—	5.2E-08	<0.1				
	サボート系喪失 (自動停止) + RHR失敗	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	1.7E-06	—	—	1.7E-06	2.3				
	サボート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁閉鎖失敗+RHR失敗	[取水機能喪失時] 原子炉隔離時冷却系	8.9E-09	—	—	8.9E-09	<0.1				
	サボート系喪失 (直流電源故障) + (外部電源喪失+) DG失敗 (HPCS成功)	低圧代替注水系 (常設) 手動減圧	4.1E-06	—	—	4.1E-06	5.4				
サボート系喪失 (直流電源故障) + (外部電源喪失+) DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	残留熱除去系 緊急用海水系	2.1E-08	—	—	2.1E-08	<0.1					
中小破断LOCA+RHR失敗	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	7.4E-08	—	—	7.4E-08	<0.1					
大破断LOCA+RHR失敗	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	3.0E-09	—	—	3.0E-09	<0.1					
原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	代替制御棒挿入機能	2.5E-08	7.9E-08	—	1.0E-07	0.1	1.4E-07	0.2		
	サボート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗	代替原子炉再循環ポントリップ ほうげん水注入系	3.8E-11	—	—	3.8E-11	<0.1				
	中小破断LOCA+原子炉停止失敗	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	5.4E-11	—	—	5.4E-11	<0.1				
	大破断LOCA+原子炉停止失敗	残留熱除去系	2.2E-12	—	—	2.2E-12	<0.1				
	直流電源喪失+原子炉停止失敗 <sup>※2</sup>	—	—	2.6E-08	—	2.6E-08	<0.1				
交流電源喪失+原子炉停止失敗 <sup>※2</sup>	—	—	1.4E-08	—	1.4E-08	<0.1					
LOCA時注水機能喪失	中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 <sup>※3</sup>	高圧代替注水系 低圧代替注水系 (常設) 手動減圧	1.5E-11	—	—	1.5E-11	<0.1	2.2E-11	<0.1		
	中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 <sup>※3</sup>	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	4.6E-12	—	—	4.6E-12	<0.1				
	大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 <sup>※4</sup>	—	1.4E-12	—	—	1.4E-12	<0.1				
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	破損系統を除く原子炉注水機能 手動減圧 破損系統の隔離 常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	4.8E-10	—	—	4.8E-10	<0.1	4.8E-10	<0.1		
津波浸水による注水機能喪失	原子炉建屋内浸水による複数の線と機能喪失	津波防護対策	—	—	7.6E-07	7.6E-07	1.0	4.0E-06	5.3		
	最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)	原子炉隔離時冷却系 低圧代替注水系 (常設)	—	—	3.2E-06	3.2E-06	4.2				
	最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗	手動減圧 残留熱除去系	—	—	1.1E-08	1.1E-08	<0.1				
	最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁閉鎖失敗	緊急用海水系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	—	—	1.7E-08	1.7E-08	<0.1				
合計			6.1E-05	1.0E-05	4.0E-06	7.5E-05	99.0	7.5E-05	99.0	—	

※1：全CDFは第1-2表で示した事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断した事故シーケンスの炉心損傷頻度を含む  
 ※2：地震発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価している地震レベル1 PRAの設定上抽出された事故シーケンスであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信し、炉心構造物が損傷する加速度に到達する前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生しがないと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象としては取り扱わないと判断した事故シーケンス  
 ※3：LOCAの破断規模が大きい場合は、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス  
 ※4：国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス

第21表 重要事故シーケンス（炉心損傷防止対策）の選定（1/2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	着視点との関係と重要事故シーケンスの選定の考え方					選定した重要事故シーケンスと選定理由	
			a	b	c	d	備考（a：共通原因故障・系統間機能依存性、b：余裕時間、c：設備容量、d：代表性）		
高圧・低圧注水機能喪失	① 過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系（常設）</li> <li>手動減圧</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</li> <li>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>	低	高	高	高	<p>a. サポート系喪失を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）を起因としている事故シーケンスについては事象進展が早いことから「高」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失（手動停止）については「低」とした。</p> <p>c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く必要な設備容量が大きくなることから、着視点b.と同様に、過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）を起因としている事故シーケンスを「高」、手動停止/サポート系喪失（手動停止）を起因としている事故シーケンスを「低」とした。</p> <p>d. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. の着視点について、③～⑥はサポート系1区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。</p> <p>b. c. 両着視点について「高」と考えた事故シーケンスとして①、②、⑤、⑥を抽出</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。</p>	
	② 過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗		低	高	高	低			
	③ 手動停止/サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗		中	低	低	低			
	④ 手動停止/サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗		中	低	低	低			
	⑤ サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗		中	高	高	低			
	⑥ サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗		中	高	高	低			
高圧注水・減圧機能喪失	① 過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧炉心スプレイ系</li> <li>過渡時自動減圧機能</li> <li>残留熱除去系</li> </ul>	低	高	高	高	<p>a. サポート系喪失を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）を起因としている事故シーケンスについては事象進展が早いことから「高」とし、原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失（手動停止）を起因としている事故シーケンスについては「低」とした。</p> <p>c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く必要な設備容量が大きくなることから、着視点b.と同様に、過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）を起因としている事故シーケンスを「高」とし、手動停止/サポート系喪失（手動停止）を起因としている事故シーケンスについては「低」とした。</p> <p>d. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. の着視点について、②、③はサポート系1区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。</p> <p>b. c. 両着視点について、「高」と考えた事故シーケンスとして①、③を抽出</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。</p>	
	② 手動停止/サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗		中	低	低	低			
	③ サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗		中	高	高	低			
全交流動力電源喪失	長期T B	① 外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗（RCIC成功）	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>低圧代替注水系（可搬型）</li> <li>手動減圧</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</li> <li>残留熱除去系</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>	高	低	低	高	<p>a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. いずれの事故シーケンスにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功していることから、事象進展が遅いため「低」とした。</p> <p>c. いずれの事故シーケンスにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功しており、原子炉注水設備の必要容量は大きくないため「低」とした。</p> <p>d. 長期T Bの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. b. c. の着視点について、全事故シーケンスに共通であるため、選定理由から除外した。</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。</p>
		② サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失）DG失敗＋HPCS失敗（RCIC成功）		高	低	低	中		
	T B D T B U	③ 外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗（T B D）	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系</li> <li>低圧代替注水系（可搬型）</li> <li>手動減圧</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</li> <li>残留熱除去系</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>	高	高	高	高	<p>a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. いずれの事故シーケンスも事象初期から原子炉への注水に失敗していることから、事象進展が早く余裕時間が短いため「高」とした。</p> <p>c. いずれの事故シーケンスも事象初期から原子炉への注水に失敗しており、崩壊熱が高く原子炉注水設備の必要設備容量が大きいため「高」とした。</p> <p>d. T B D及びT B Uの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. b. c. の着視点について、全事故シーケンスに共通であるため、選定理由から除外した。</p> <p>d. 頻度の観点では③が支配的となった。</p> <p>以上より、③を重要事故シーケンスとして選定。</p>
		④ 外部電源喪失＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗（T B U）		高	高	高	中		
		⑤ サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失）DG失敗＋高圧炉心冷却失敗（T B U）		高	高	高	低		
	T B P	⑥ 外部電源喪失＋DG失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>低圧代替注水系（可搬型）</li> <li>手動減圧</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</li> <li>残留熱除去系</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>	高	中	中	高	<p>a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. いずれの事故シーケンスも原子炉圧力の低下により原子炉隔離時冷却系が使用不能となるまでの余裕時間は、初期の原子炉注水に失敗している事故シーケンスに比べて長いことから「中」とした。</p> <p>c. いずれの事故シーケンスも原子炉圧力の低下により原子炉隔離時冷却系が使用不能となるまでに崩壊熱がある程度低下することから、原子炉注水設備の必要容量は事象初期に注水に失敗する事故シーケンスに比べて小さいと考えられることから「中」とした。</p> <p>d. T B Pの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. ~d. の着視点について、全事故シーケンスに共通であるが、d. の頻度の観点では⑦に比べて⑥の方が支配的となった。</p> <p>以上より、⑥を重要事故シーケンスとして選定。</p>
⑦ サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失）DG失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋HPCS失敗		高		中	中	中			

◎：重要事故シーケンスとして選定したシーケンス

審査ガイドの着視点a～dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。

第21表 重要事故シーケンス（炉心損傷防止対策）の選定（2/2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	着眼点との関係と重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①過渡事象+RHR失敗	[RHR故障時] ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系（常設） ・手動減圧 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 取水機能喪失時 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・手動減圧 ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	低	高	高	高	a. 外部電源喪失及びサポート系喪失（直流電源故障）を起因とするシーケンスは、いずれも全交流動力電源喪失に至るシーケンスであり、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。また、サポート系喪失を起因とするシーケンスは、系統間機能依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 原子炉が自動停止する過渡事象、外部電源喪失、サポート系喪失（自動停止）、サポート系喪失（直流電源故障）及びLOCAを起因とするシーケンスは事象進展が早いことから「高」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失（手動停止）を起因としているシーケンスは事象進展が比較的に遅いことから「低」とした。 c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く必要な設備容量が大きくなることから、着眼点と同等に、過渡事象、外部電源喪失、サポート系喪失（自動停止）、サポート系故障（直流電源故障）及びLOCAを起因としているシーケンスを「高」、手動停止/サポート系喪失（手動停止）を起因としているシーケンスを「低」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上のシーケンスを「中」、1%未満のシーケンスを「低」とした。
	— ②過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗		低	高	高	低	
	— ③外部電源喪失+DG失敗（HPCS成功）		高	高	高	中	
	— ④外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗（HPCS成功）		高	高	高	低	
	— ⑤外部電源喪失+直流電源喪失（HPCS成功）		高	高	高	低	
	— ⑥手動停止/サポート系喪失（手動停止）+RHR失敗		中	低	低	中	
	— ⑦手動停止/サポート系喪失（手動停止）+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗		中	低	低	低	
	— ⑧サポート系喪失（自動停止）+RHR失敗		中	高	高	中	
	— ⑨サポート系喪失（自動停止）+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗		中	高	高	低	
	— ⑩サポート系喪失（直流電源故障）+（外部電源喪失+）DG失敗（HPCS成功）		高	高	高	中	
	— ⑪サポート系喪失（直流電源故障）+（外部電源喪失+）DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗（HPCS成功）		高	高	高	低	
	— ⑫中小破断LOCA+RHR失敗		低	高	高	低	
	— ⑬大破断LOCA+RHR失敗		低	高	高	低	
原子炉停止機能喪失	◎ ①過渡事象+原子炉停止失敗	・代替制御挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ ・ほう酸水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系	低	高	高	高	a. サポート系喪失を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 原子炉停止に失敗した場合、いずれの事故シーケンスにおいても原子炉出力状態が維持され事象進展が早いことから全て「高」とした。 c. 原子炉停止に失敗した場合、いずれの事故シーケンスにおいても原子炉出力状態が維持されるため、原子炉を未臨界とするための必要な設備容量が大きくなることから、全て「高」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。
	— ②サポート系喪失（自動停止）+原子炉停止失敗		中	高	高	低	
	— ③中小破断LOCA+原子炉停止失敗		低	高	高	低	
	— ④大破断LOCA+原子炉停止失敗		低	高	高	低	
LOCA時注水機能喪失	◎ ①中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・低圧代替注水系（常設） ・手動減圧 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	低	高	高	高	a. 中小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性がないことから、全て「低」とした。 b. 中小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは、事象進展が早いことから全て「高」とした。 c. 中小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは、必要な設備容量が大きいため全て「高」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。
	— ②中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗		低	高	高	中	
格納容器バイパス	◎ ①インターフェイスシステムLOCA	・破損系統を除く原子炉注水機能 ・破損系統の隔離 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	—	—	—	—	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「—」とした。 ①を重要事故シーケンスとして選定。
津波浸水による注水機能喪失	◎ ①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	・津波防護対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系（常設） ・手動減圧 ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	高	高	高	中	a. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シーケンスでは、建屋内の多くの設備が機能喪失することから「高」とした。最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シーケンスでは、除熱を必要とする設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 事象初期から原子炉への注水に失敗している事故シーケンスについては「高」、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に成功している事故シーケンスについては、「低」とした。 c. 逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故シーケンスは、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまで炉心への注水が継続されるため、事象初期から注水に失敗している事故シーケンスと比較して、事象進展が遅いため「中」とした。 d. 原子炉建屋内浸水を起因とするシーケンスは、津波防護対策に要求される防護高さも高くなることから「高」とし、最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シーケンスは「中」とした。 e. 最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。
	— ②最終ヒートシンク喪失（RCIC成功）		中	低	中	高	
	— ③最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗		中	高	中	低	
	— ④最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗		中	中	中	低	

◎：重要事故シーケンスとして選定したシーケンス

審査ガイドの着眼点a～dに対する影響度の観点から、厳し順に「高」、「中」、「低」とした。

## 第22表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定

解釈で想定する格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/ 1年)	PDS	格納容器破損頻度 (/ 1年)	寄与割合 (%)	評価対象となるPDSの選定の考え方	評価対象 PDS
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	2.2E-09	TQUV	—	—	【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・他のPDSと比較して、LOCAは原子炉冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く、事象進展が早い。 ・過圧破損については対策として格納容器の除熱が必要となる。 ・過温破損については対策として格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。 ・LOCAにECCS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しくなり、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	LOCA + SBO
		TQUX	2.2E-09	100.0		
		長期TB	—	—		
		TBU	—	—		
		TBP	—	—		
		TBD	—	—		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	7.9E-08	LOCA	—	—	以上より、LOCAにSBOを加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためのPDSとする。	
		TQUV	—	—		
		TQUX	6.3E-09	8.0		
		長期TB	6.9E-08	86.7		
		TBU	4.2E-09	5.3		
		TBP	—	—		
高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱 (DCH) *1	8.5E-09	TBD	5.9E-12	<0.1	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・長期TBは事象初期においてRCICによる冷却が有効なPDSであり、減圧までの余裕時間の観点ではTQUX、TBD、TBUの方が厳しい。 ・高圧状態で原子炉圧力容器破損に至る点ではTQUX、TBD、TBUにPDS選定上の有意な違いはない。	TQUX
		LOCA	2.1E-11	<0.1		
		TQUV	—	—		
		TQUX	2.4E-11	0.3		
		長期TB	8.5E-09	99.5		
		TBU	1.6E-11	0.2		
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) *1, 2	2.2E-14	TBP	—	—	【事象（FCIにおける発生エネルギーの大きさ）の厳しさ】 ・溶融燃料-冷却材相互作用の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、保有エネルギーが大きくなるほど厳しくなる。この観点から、高圧状態が維持されるPDSであるTQUX、TBD、TBU、長期TBはFCIの観点で厳しい事象とはならないと考えられる。 ・LOCAは、炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シーケンス（TQUV、TBP）より小さくなり、デブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる*3。 ・TBPについて、事象初期のRCICによる一時的な注水を考慮すると、TQUVに比べて水位低下が遅く事象進展が遅い。 ・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、FCIの厳しさの観点でTQUVを評価対象PDSとして選定する。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。 ※3：LOCA事象は原子炉冷却材の流出を伴い、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスより少ないため。	TQUV
		TBU	—	—		
		TBD	—	—		
		LOCA	2.8E-20	<0.1		
		TQUV	—	—		
		TQUX	2.2E-14	100.0		
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) *1	2.1E-08	TQUV	3.3E-09	15.7	【事象（MCCIに寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ）及び事象緩和のための対応の厳しさ】 ・MCCIの観点からは、ペスタル（ドライウェル部）に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で、高圧状態が維持されるPDSであるTQUX、TBD、TBU、長期TBはMCCIの観点で厳しい事象とはならないと考えられる。 ・LOCAは、原子炉圧力容器破損のタイミングが過渡事象より早い場合、溶融炉心の崩壊熱は過渡事象に比べて高いが、有効性評価における本格格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損までの原子炉注水に期待していない評価としていること、原子炉圧力容器破損までの余裕時間は事象発生から3時間以上あることから、事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はない。 ・FCIとMCCIは原子炉圧力容器破損後に発生する一連の物理現象であることから、FCIと同じPDSを選定することにより、一連のプラント挙動を確認することができる。 以上より、MCCIへの対応の厳しさの観点でTQUVを評価対象PDSとして選定する。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	TQUV
		TQUX	7.0E-10	3.3		
		長期TB	—	—		
		TBU	1.7E-08	78.5		
		TBP	5.2E-10	2.5		
		TBD	—	—		
水素燃焼	—	LOCA	6.8E-16	<0.1	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・審査ガイドでは「PRAに基づく格納破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、東海第二発電所では格納容器内に窒素で置換しているため、レベル1、5 PRAでは水素燃焼により格納容器が破損するシーケンスは考慮していない。このため、東海第二発電所において評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・東海第二発電所では、格納容器内に窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【東海第二発電所において評価するシーケンス】 ・東海第二発電所において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器において事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして、LOCAとECCS注水機能喪失が重畳する事故シーケンスが抽出されている。このため、評価シーケンスとしては、LOCA（LOCA+ECCS注水機能喪失）を想定することが適切であると考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価シーケンスでは、対応の厳しさの観点でSBOの重畳を想定していることを考慮し、LOCA+SBOをPDSとして選定する。	LOCA + SBO
		—	—	—		

\*1：DCH、FCI、MCCIにおいて選定した評価事故シーケンスについては、重大事故等対処施設による対応により原子炉圧力容器内での事象収束が可能だが、原子炉圧力容器破損が前提となる各破損モードにおける物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から仮想的に一部の重大事故等対処設備による対応に期待せず、原子炉圧力容器破損まで事象が進展することを仮定して評価することとする。

## 第23表 重要事故シーケンス（格納容器破損防止対策）の選定

格納容器破損モード	評価対象としたPDS	該当する事故シーケンス <sup>※2</sup>	格納容器破損防止対策	評価対象事故シーケンスの選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	LOCA + SBO	③ ① 大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+（デブリ冷却成功）+格納容器注水（ドライウェル）失敗 <sup>※3</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水系（常設）</li> <li>・代替格納容器スプレッド冷却系（常設）</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・代替種漏冷却系</li> </ul>	<p>【余裕時間の厳しき】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中破断LOCAと比較し、大破断LOCAは原子炉水位の低下が早いため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</li> <li>【設備容量の厳しき】</li> <li>・ 中破断LOCAと比較し、大破断LOCAは原子炉水位回復に必要な流量が大きいため、必要な設備容量の観点で厳しい。</li> </ul> <p>【代表性】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ①、②は原子炉減圧の成否で異なるシーケンスとなっているもの、発生頻度の大きさの観点で、①が代表性を有する。</li> </ul> <p>以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		② 中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+（デブリ冷却成功）+格納容器注水（ドライウェル）失敗 <sup>※3</sup>		
		③ 中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+（デブリ冷却成功）+格納容器注水（ドライウェル）失敗 <sup>※3</sup>		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	LOCA + SBO	③ ① 大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水（ドライウェル）失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水系（常設）</li> <li>・代替格納容器スプレッド冷却系（常設）</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・代替種漏冷却系</li> </ul>	<p>【余裕時間の厳しき】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中破断LOCAと比較し、大破断LOCAは原子炉水位の低下が早いため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</li> <li>【設備容量の厳しき】</li> <li>・ 中破断LOCAと比較し、大破断LOCAは原子炉水位回復に必要な流量が大きいため、必要な設備容量の観点で厳しい。</li> </ul> <p>【代表性】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ①、②は原子炉減圧の成否で異なるシーケンスとなっているもの、発生頻度の大きさの観点で、①が代表性を有する。</li> </ul> <p>以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		② 中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水（ドライウェル）失敗		
		③ 中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水（ドライウェル）失敗		
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (DCH) <sup>※4</sup>	TQUX	③ ① 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH	・原子炉手動減圧	<p>【余裕時間の厳しき】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート素喪失（自動停止）を起因としているシーケンスは、通常停止させるシーケンスと比較して事象進展が早い。このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</li> <li>【設備容量の厳しき】</li> <li>・ 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート素喪失（自動停止）を起因としているシーケンスは、通常停止させるシーケンスと比較して事象進展が早い。このため、対応時の減圧に必要な設備容量の観点で厳しい。</li> </ul> <p>【代表性】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ①～③は起因事象が異なるもの、同じ事故シーケンスとなり、各事故シーケンスの対策は同様であることから、代表性を有するものとして過渡事象を選定。</li> </ul> <p>以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		② 手動停止/サポート素喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH		
		③ サポート素喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH		
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) <sup>※4</sup>	TQVQ	③ ① 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ベダスタル） <sup>※4</sup>	なし	<p>【余裕時間の厳しき】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート素喪失（自動停止）を起因としているシーケンスは、通常停止させるシーケンスと比較して事象進展が早い。このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</li> <li>【設備容量の厳しき】</li> <li>・ 格納容器下部注水系（常設）によるベダスタル（ドライウェル部）への事前水置は、デブリ落下前に実施するため、必要となる設備容量はシーケンス間で差異がない。</li> </ul> <p>【代表性】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発生頻度の大きさの観点で、過し安全弁再開損失を含まない事故シーケンス①、③、⑤が代表性を有する。①、③、⑤は起因事象が異なるもの、同じ事故シーケンスとなり、各事故シーケンスの対策は同様であることから、代表性を有するものとして過渡事象を選定。</li> </ul> <p>【事象（FCI発生時）の厳しき】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧状態で原子炉容器破損に至ることから、定性的にも各シーケンスでFCIが発生した際事象の厳しさを比較することは困難である。</li> </ul> <p>以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		② 過渡事象+過し安全弁再開損失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ベダスタル） <sup>※4</sup>		
		③ 手動停止/サポート素喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ベダスタル） <sup>※4</sup>		
		④ 手動停止/サポート素喪失（手動停止）+過し安全弁再開損失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ベダスタル） <sup>※4</sup>		
		⑤ サポート素喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ベダスタル） <sup>※4</sup>		
		⑥ サポート素喪失（自動停止）+過し安全弁再開損失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ベダスタル） <sup>※4</sup>		
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) <sup>※4</sup>	TQVQ	③ ① 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ベダスタル）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器下部注水系（常設）</li> </ul>	<p>【余裕時間の厳しき】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート素喪失（自動停止）を起因としているシーケンスは、通常停止させるシーケンスと比較して事象進展が早い。このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</li> <li>【設備容量の厳しき】</li> <li>・ 格納容器下部注水系（常設）によるベダスタル（ドライウェル部）への事前水置は、デブリ落下前に実施するため、必要となる設備容量はシーケンス間で差異がない。</li> </ul> <p>【代表性】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発生頻度の大きさの観点で、過し安全弁再開損失を含まない事故シーケンス①、③、⑤が代表性を有する。①、③、⑤は起因事象が異なるもの、同じ事故シーケンスとなり、各事故シーケンスの対策は同様であることから、代表性を有するものとして過渡事象を選定。</li> </ul> <p>【事象（MCCI発生時）の厳しき】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧状態で原子炉容器破損に至ることから、定性的にも各シーケンスでMCCIが発生した際事象の厳しさを比較することは困難である。</li> </ul> <p>以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		② 過渡事象+過し安全弁再開損失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ベダスタル）		
		③ 手動停止/サポート素喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ベダスタル）		
		④ 手動停止/サポート素喪失（手動停止）+過し安全弁再開損失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ベダスタル）		
		⑤ サポート素喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ベダスタル）		
		⑥ サポート素喪失（自動停止）+過し安全弁再開損失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ベダスタル）		
水素燃焼	LOCA + SBO	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水素置換による格納容器雰囲気の不活性化</li> </ul>	<p>【事象（燃素濃度上昇）の厳しき】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ジェルコニウム・水反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から、炉心損傷後に交流電源を復旧して原子炉注水を実施し、その後の事象進展に対応するシナリオを評価するものとする。</li> <li>・ 格納容器ベントを実施する場合、格納容器内の水素及び酸素が大気中に放出され、格納容器内の水素及び酸素濃度が大きく低下することから、格納容器ベントを実施しないシナリオを評価するものとする。</li> <li>・ 重大事象等対処設備によって炉心損傷を停止できるPDSについても、事象発生後の格納容器内の気体の流れ等、酸素濃度の上昇の観点でLOCA+SBOと大きく異なるPDSについては、有効性評価において適宜その感度を確認するものとする。</li> </ul>

※1： 選定した重要事故シーケンス  
 ※2： DCH、FCI、MCCIにおいて選定した評価事故シーケンスについては、重大事故等対処施設による対応により原子炉圧力容器内での事象収束が可能だが、原子炉圧力容器破損が前提となる各破損モードにおける物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から仮想的に一部の重大事故等対処設備による対応に開かず、原子炉圧力容器破損モードで事象が進展することを仮定して評価することとする。  
 ※3： 各シーケンスの赤字で示した部分が炉心損傷まで、青字で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す。  
 ※4： PDSがLOCAに該当するシーケンスでは、炉心及びベダスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失し、デブリ冷却に必ず失敗するため過温破損に至るシーケンスは抽出されないが、過温破損の対策となる重大事故等対処設備による圧力容器（損傷炉心）への注水（デブリ冷却）を考慮して評価シーケンスを選定する。  
 ※5： PDSがTQVQに該当するシーケンスでは、ベダスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失するためFCIが発生するシーケンスは抽出されないが、MCCI対策である事前水置りによりFCIが発生する可能性を考慮して評価シーケンスを選定する。

## 第24表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)		着眼点との関係と重要事故シーケンスの選定の考え方			選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	燃料損傷防止対策	a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①残留熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・ 緊急用海水系 (RHR喪失時)	低	低	高	a. 余裕時間については、シーケンス間で差異がなく、異常の認知及び待機中のECCS・低圧代替注水系(常設)の起動といった緩和措置の実施に掛かる時間を保守的に見積もった時間(約2時間)に比べて十分な余裕時間がある(最も短いPOS-Sにおいても約4.1時間であり、その他のPOSではさらに余裕時間が見込める)ことから、全てのシーケンスにおいて「低」とした。 b. 原子炉への注水に必要な設備容量については、シーケンス間で差異がなく、待機中のECCS・低圧代替注水系(常設)の設備容量(残留熱除去系:1,605 m <sup>3</sup> /h、低圧代替注水系(常設):378 m <sup>3</sup> /h)に比べて十分小さい(最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても約50 m <sup>3</sup> /h)ことから、全てのシーケンスにおいて「低」とした。 c. 事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上のシーケンスを「中」、1%未満のシーケンスを「低」とした。
	— ②残留熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗			原子炉への注水機能	・ <u>待機中のECCS</u> ( <u>残留熱除去系(低圧注水系)</u> ) <sup>※2</sup> ・ 低圧代替注水系(常設) ・ 低圧代替注水系(可搬型) ・ 消火系、補給水系 <sup>※3</sup>	低	
	— ③外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	低	低			中	
全交流動力電源喪失	◎ ①外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	電源の復旧	・ 常設代替直流電源装置 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 可搬型代替直流電源設備(DG起動に使用) (直流電源失敗時)	低	低	高	a. 余裕時間については、シーケンス間で差異がなく、常設代替直流電源設備、常設代替高圧電源装置による給電、低圧代替注水系(常設)による注水といった緩和措置の実施に掛かる時間(約5分)に比べて十分な余裕時間がある(最も短いPOS-Sにおいても1.1時間であり、その他のPOSではさらに余裕時間が見込める)ことから、全てのシーケンスにおいて「低」とした。 b. 原子炉への注水に必要な設備容量については、シーケンス間で差異がなく、待機中のECCS・低圧代替注水系(常設)の設備容量(残留熱除去系:1,605 m <sup>3</sup> /h、低圧代替注水系(常設):378 m <sup>3</sup> /h)に比べて十分小さい(最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても約50 m <sup>3</sup> /h)ことから、全てのシーケンスにおいて「低」とした。 c. 事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上のシーケンスを「中」、1%未満のシーケンスを「低」とした。
	— ②外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・ 緊急用海水系	低	低	低	
原子炉冷却材の流出	◎ ①原子炉冷却材の流出 (RHR切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水機能	・ <u>待機中のECCS</u> ( <u>残留熱除去系(低圧注水系)</u> ) ・ 低圧代替注水系(常設) ・ 低圧代替注水系(可搬型) ・ 消火系、補給水系 <sup>※3</sup>	高	低	高	a. 燃料損傷までの余裕時間が最も短いシーケンス(①RHR切替時、②CUWPブロー時:3.5時間)を「高」、最も長いシーケンス(④LPRM点検時:12.1時間)を「低」、それ以外のシーケンス(③CRD点検時:5.5時間)を「中」とした。 b. 流出流量が多い程、燃料損傷回避のために必要な注水設備の容量が大きくなることを考慮し、冷却材流出流量が最も多いシーケンスを「高」、最も少ないシーケンスを「低」、それ以外のシーケンスを「中」とした。 c. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上のシーケンスを「中」、1%未満のシーケンスを「低」とした。  ①RHR切替時のLOCAについては、ウェル満水時(POS-B)及び通常水位時(POS-A等)のどちらでも起こり得る可能性があるが、保有水量が少なく、余裕時間の観点から厳しい通常水位時を想定して着眼点に基づく整理を行った。なお、通常水位時においては、原子炉水位計による警報発生による速やかな冷却材流出事故の検知等に期待できることも考えられるが、評価上考慮しないものとする
	— ②原子炉冷却材の流出 (CUWPブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗			高	低	中	
	— ③原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	中	高	中			
	— ④原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	低	中	低			
反応度の誤投入	◎ 制御棒の誤引き抜き <sup>※4</sup>	安全保護機能	・ <u>安全保護系</u> ( <u>起動領域計装の原子炉出力バリエード短(10秒)</u> (信号による原子炉スクラム))	—	—	—	代表性の観点から停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定する。

◎ : 重要事故シーケンスとして選定したシーケンス

- ※1 : 停止時においては崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで燃料損傷を防止できる(原子炉建屋(原子炉開放時)又は格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃すことで燃料損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する)
- ※2 : 停止時PRAの評価上、残留熱除去系の喪失も考えられるが、その場合の事象進展及び対策は「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加
- ※3 : 重大事故等対策設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備
- ※4 : 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したものの

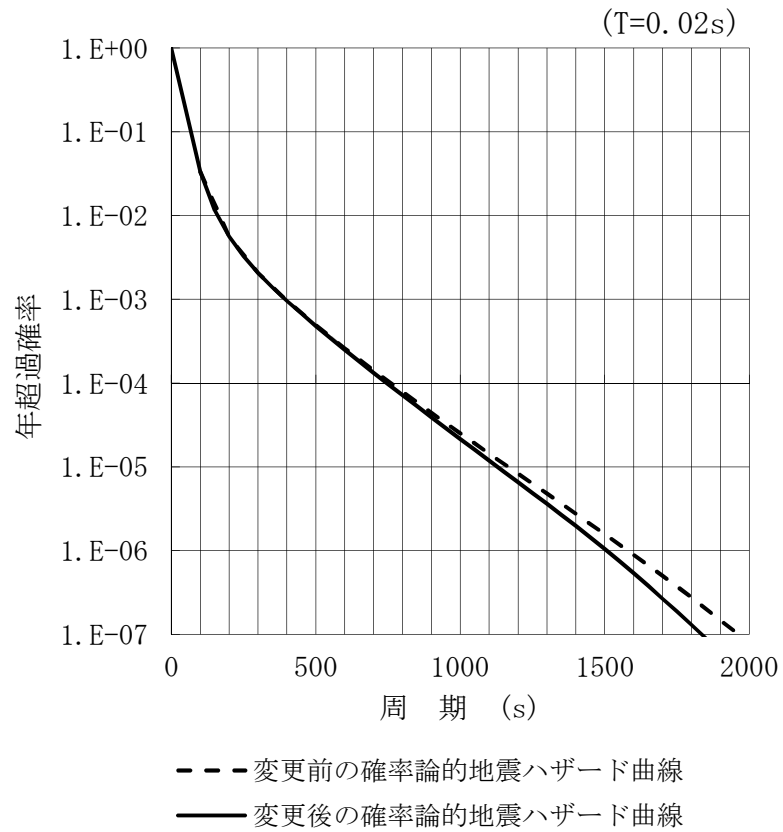


図1 確率論的地震ハザード曲線

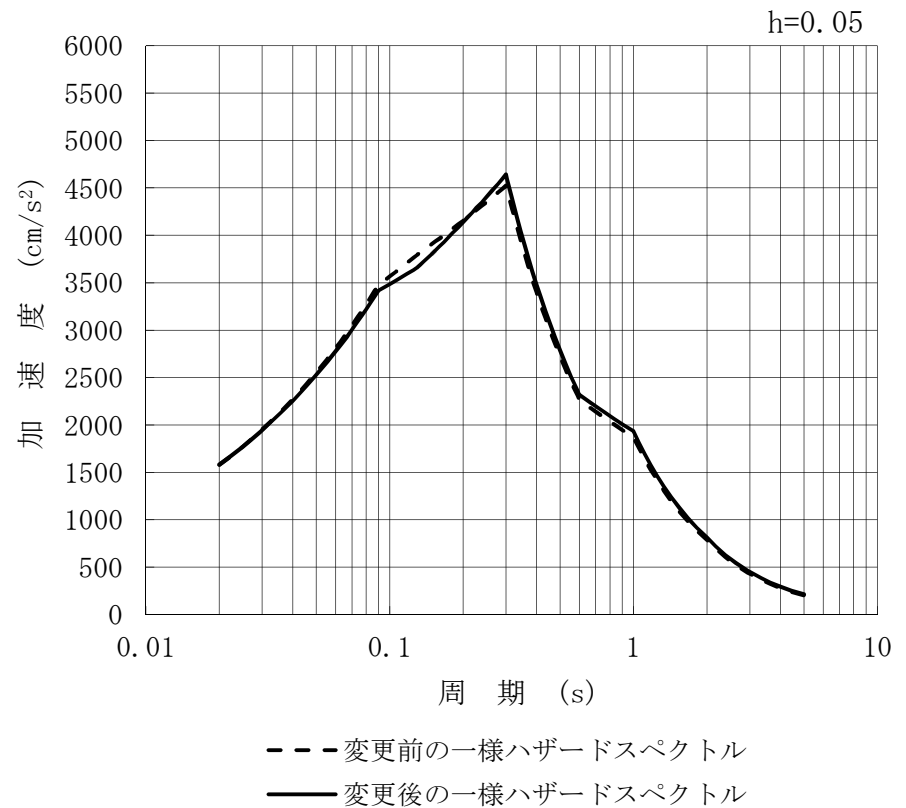


図2 一様ハザードスペクトルの比較



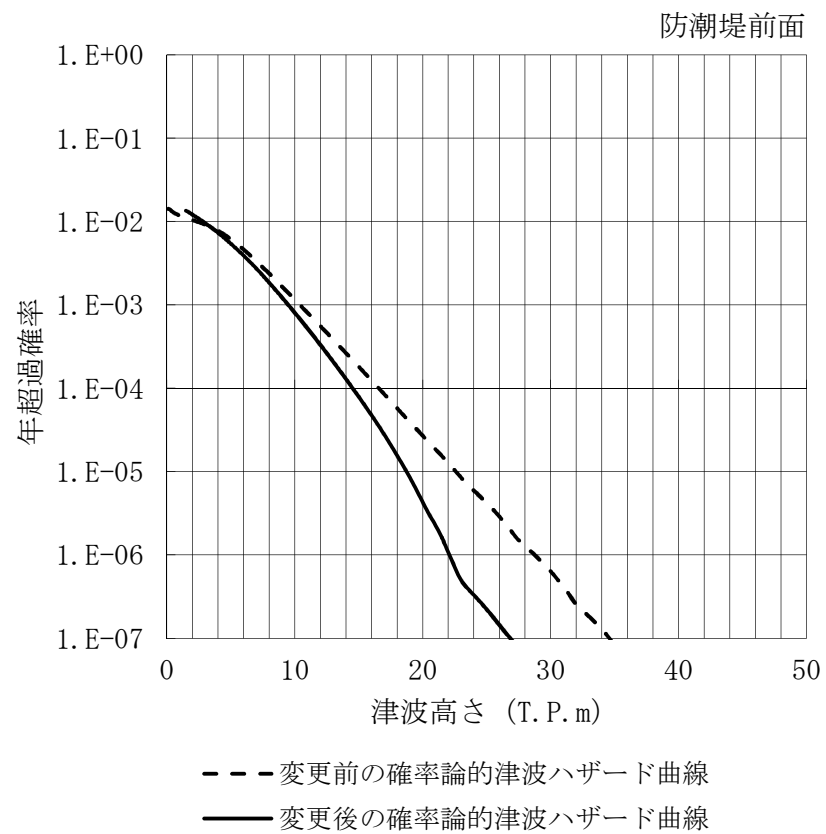


図3 確率論的津波ハザード曲線

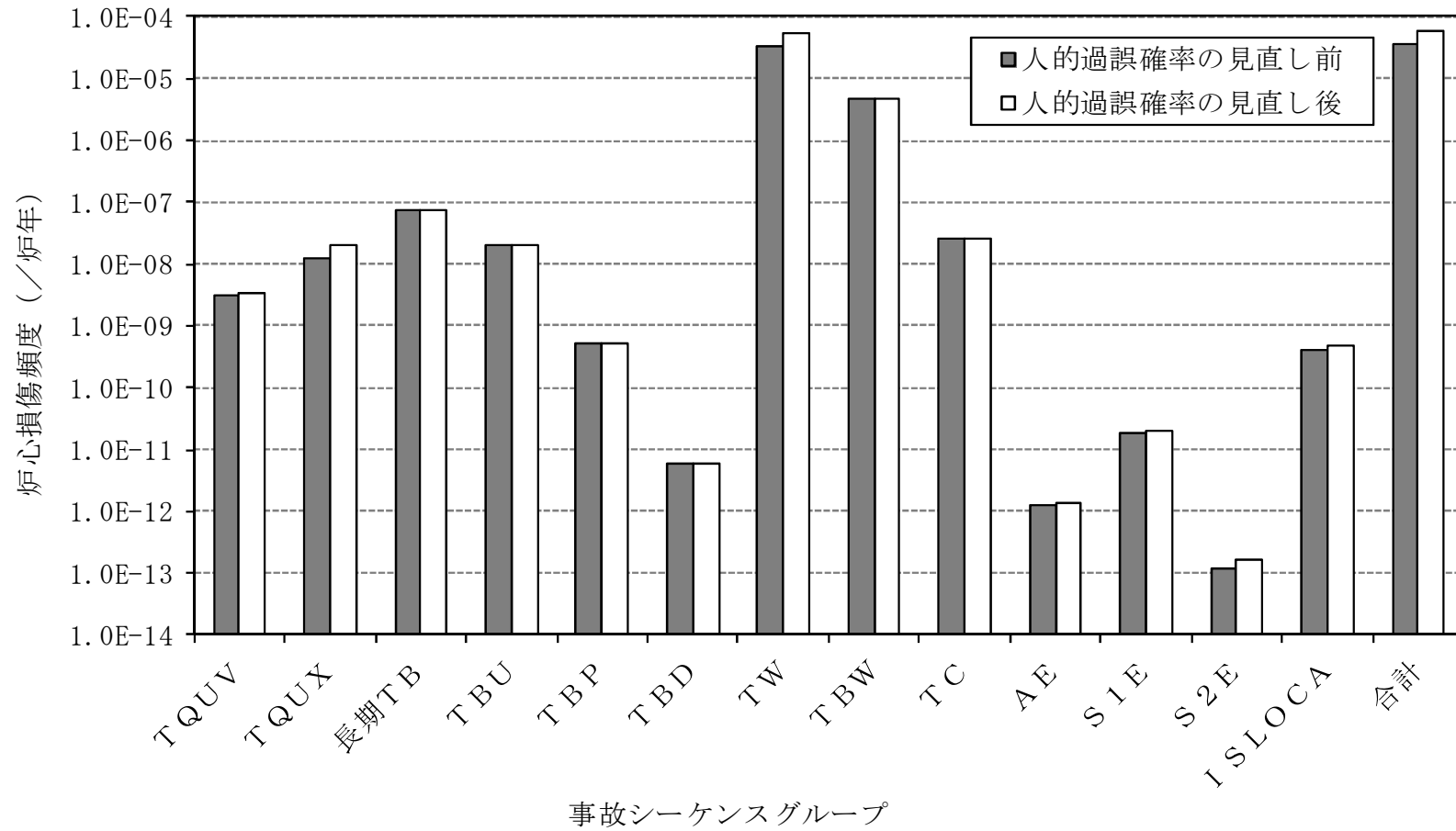


図4 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の比較  
(内部事象出力運転時レベル1 P R A)

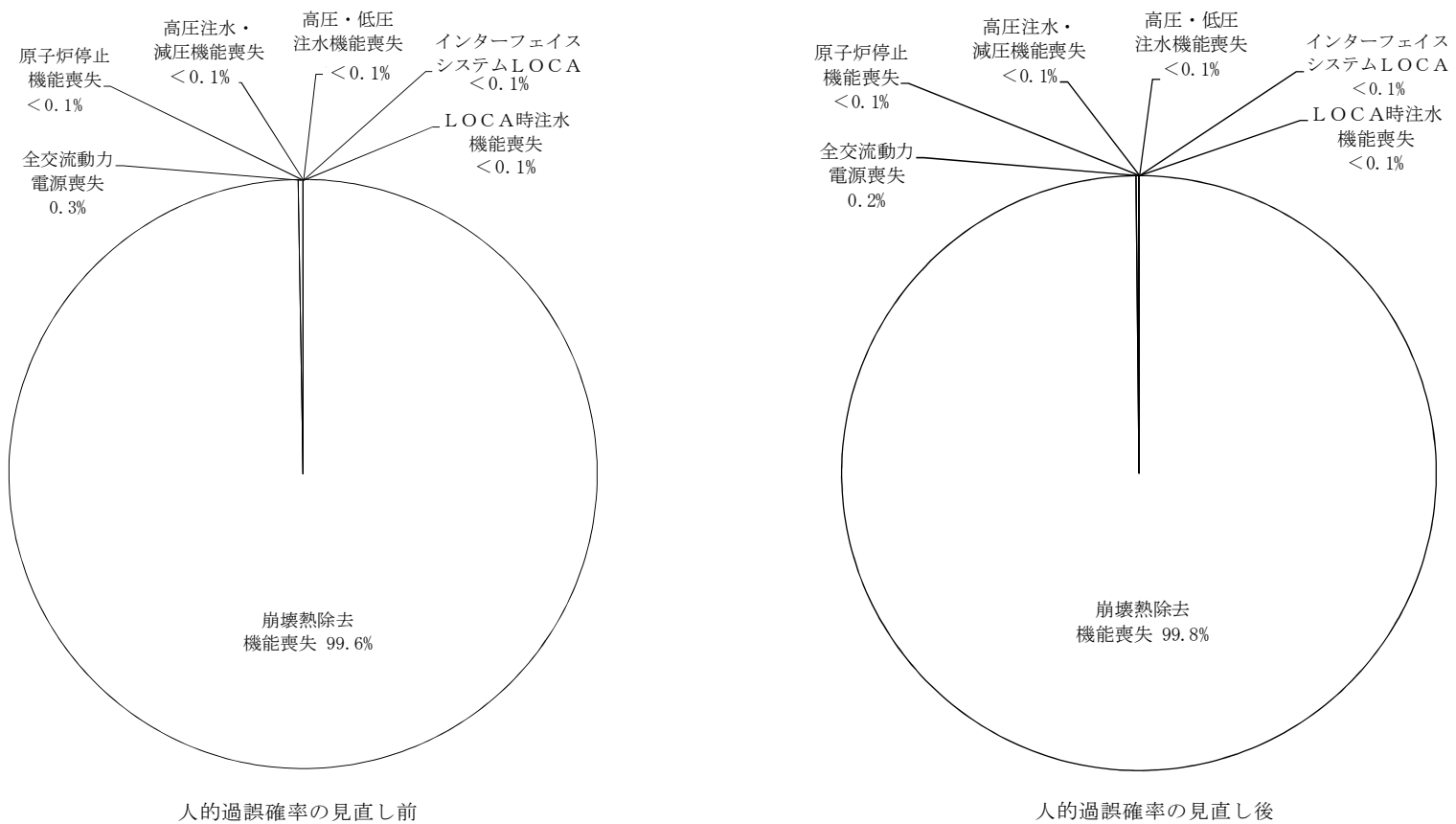


図5 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合の比較  
(内部事象出力運転時レベル1 P R A)

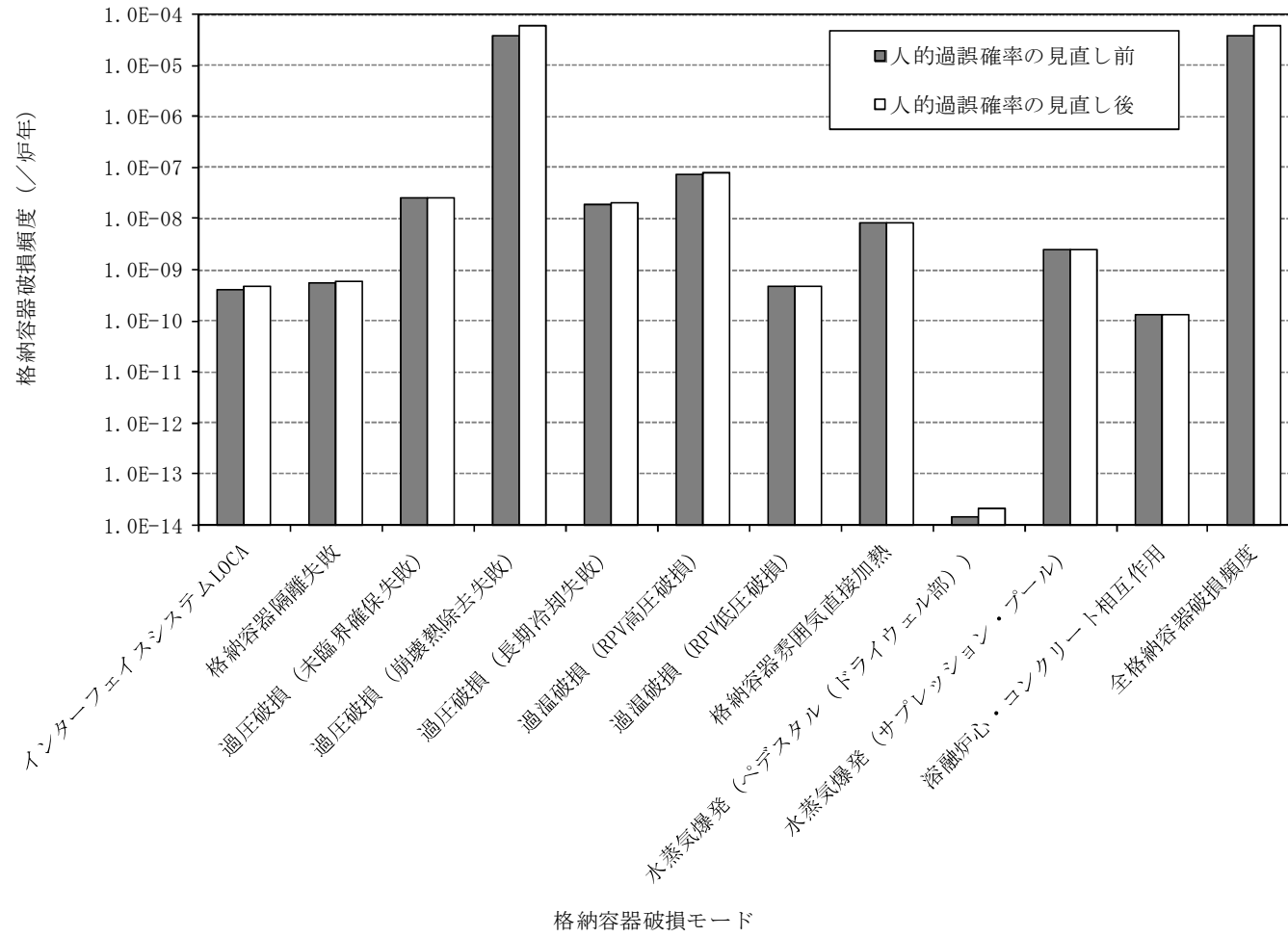


図6 人的過誤確率見直し前後での格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の比較  
(内部事象出力運転時レベル1.5 PRA)

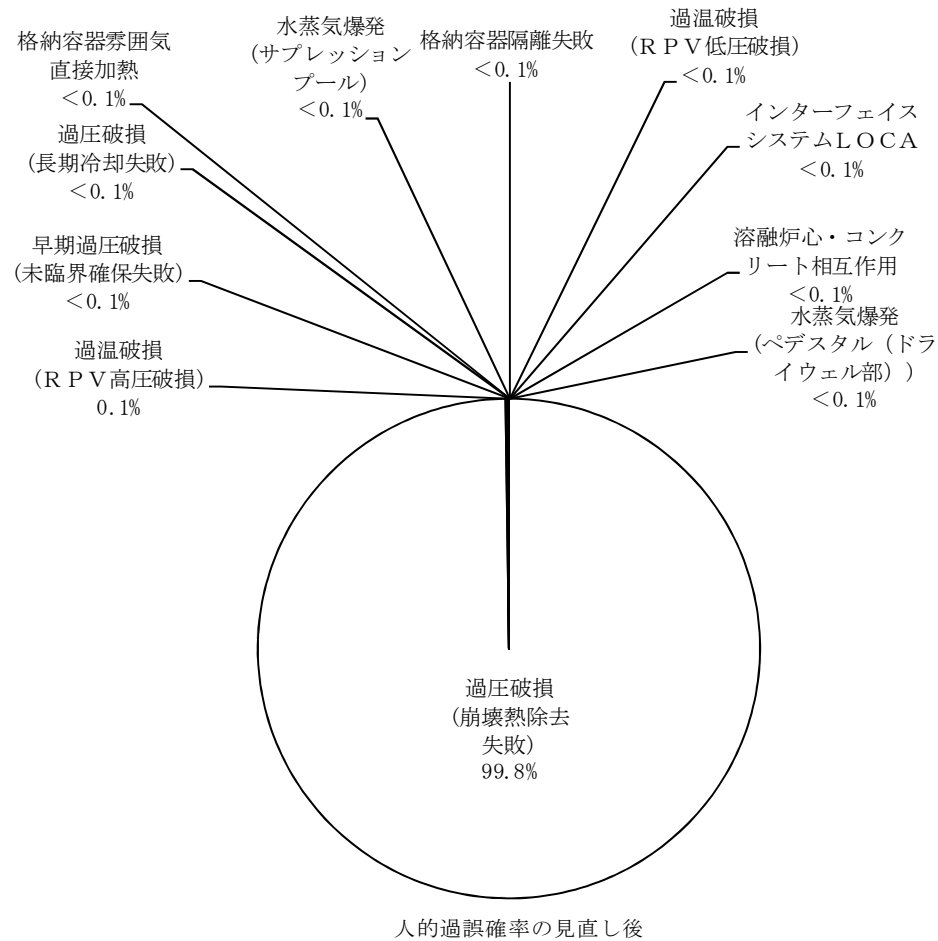
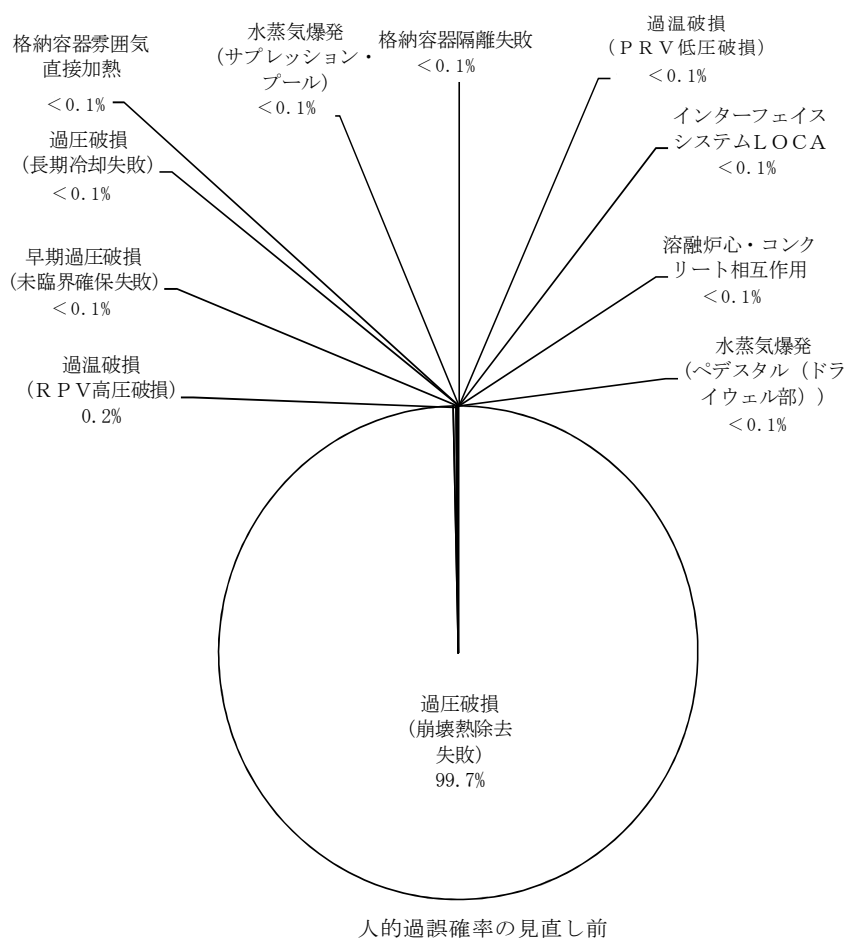


図7 人的過誤確率見直し前後での格納容器破損モード別の格納容器破損頻度寄与割合の比較 (内部事象出力運転時レベル1.5 P R A)

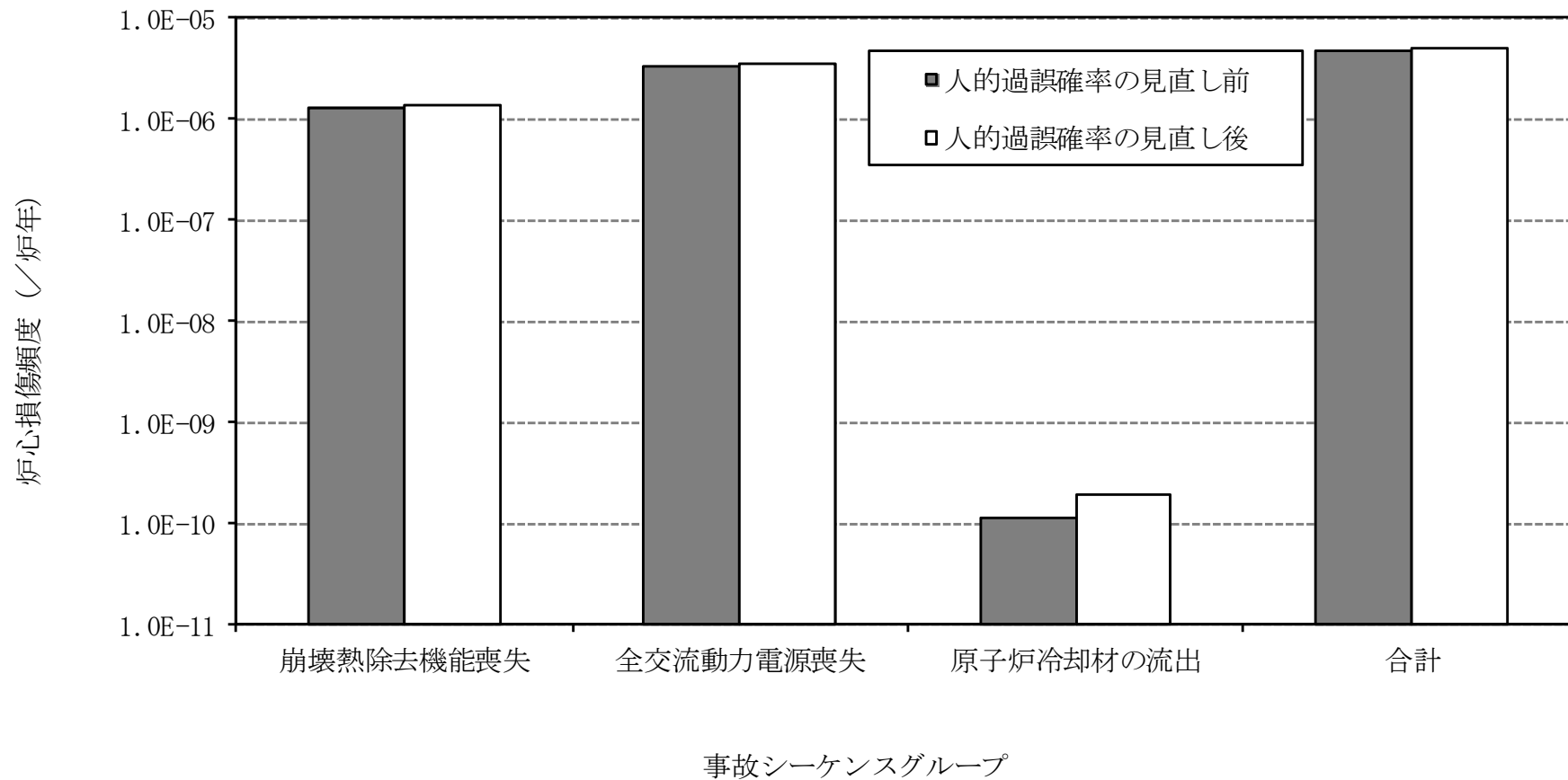


図8 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の比較  
(内部事象停止時レベル1 P R A)

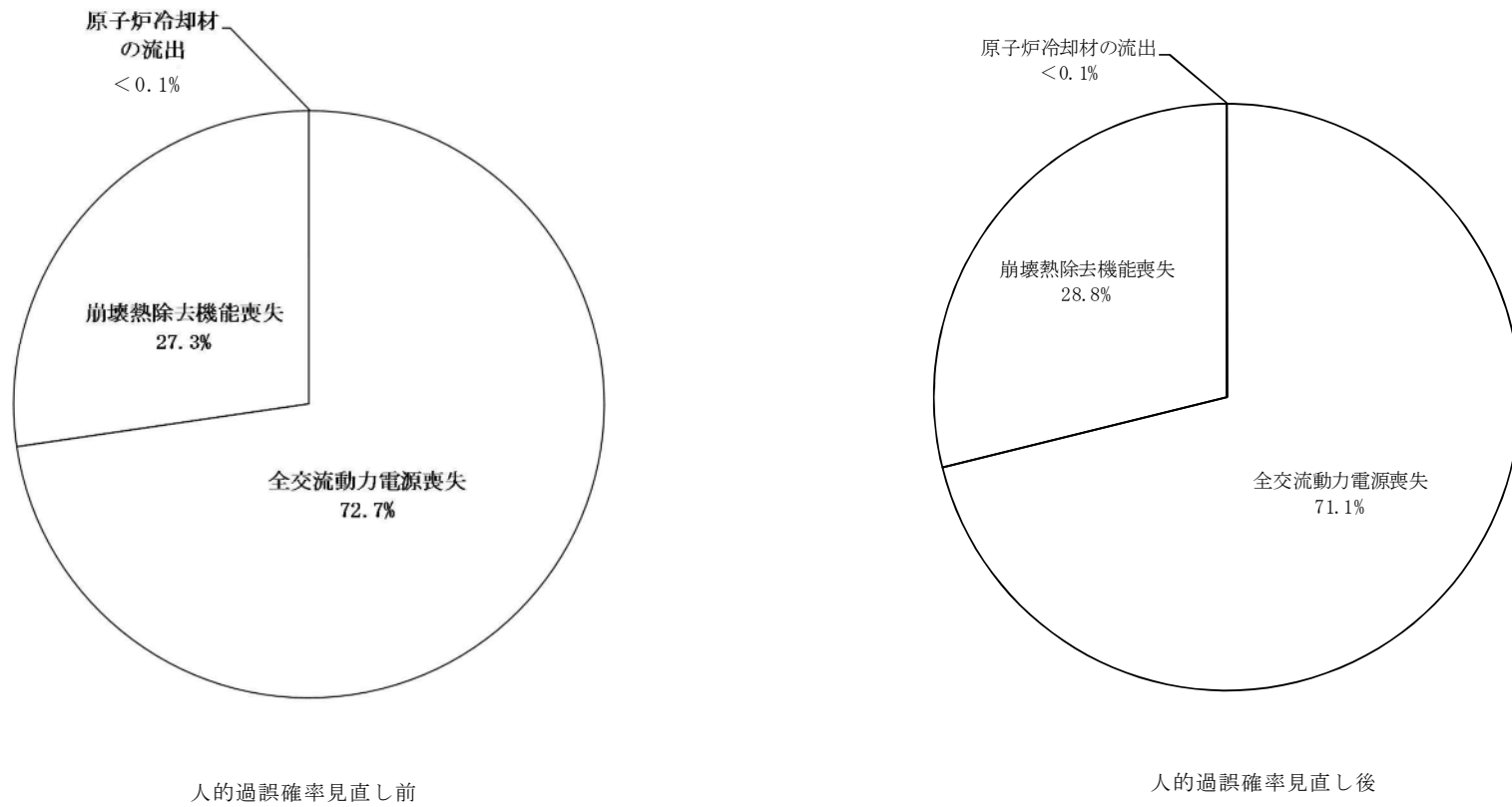


図9 人的過誤確率見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合の比較  
(内部事象停止時レベル1 P R A)

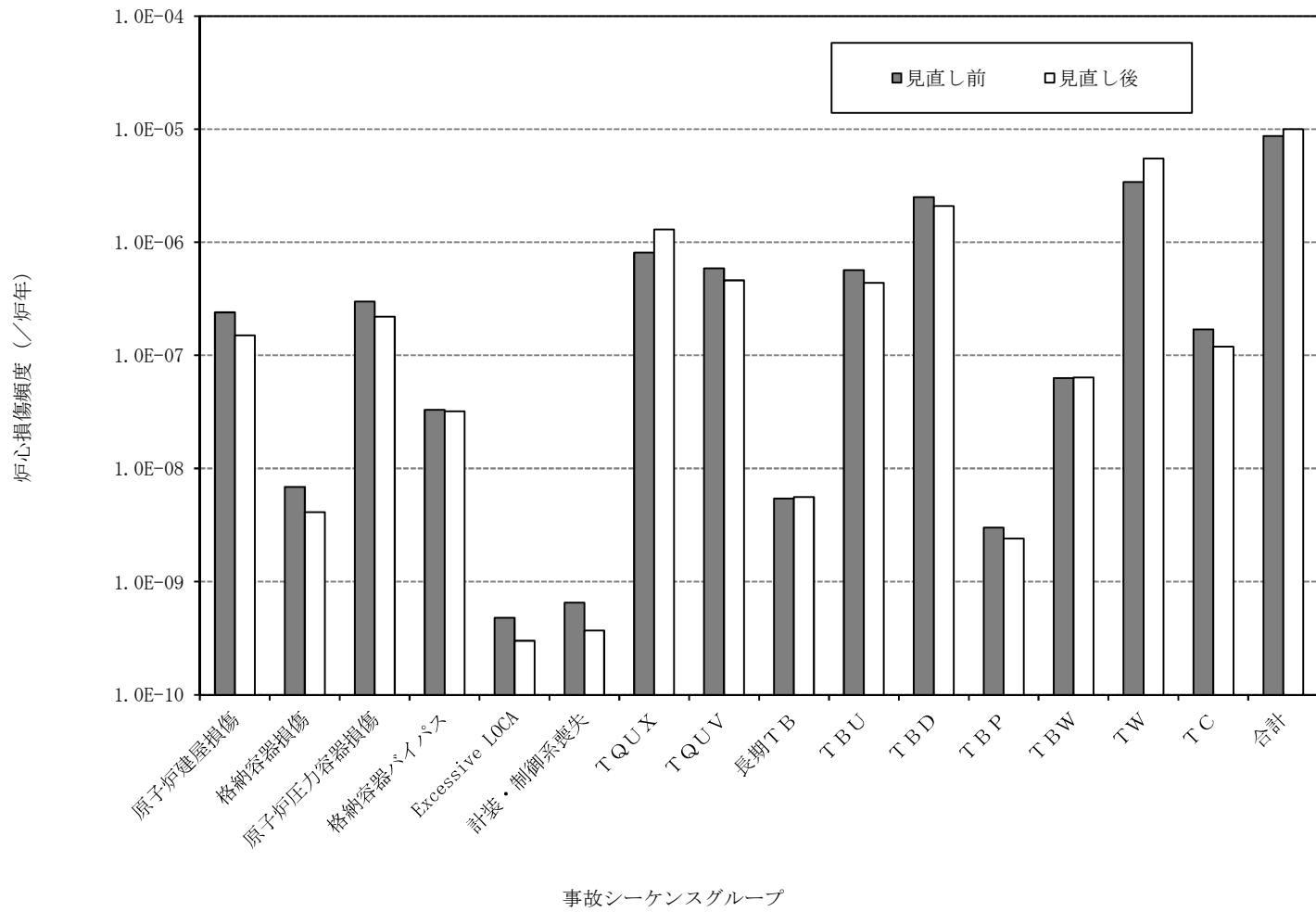


図10 評価条件見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の比較 (地震PRA)



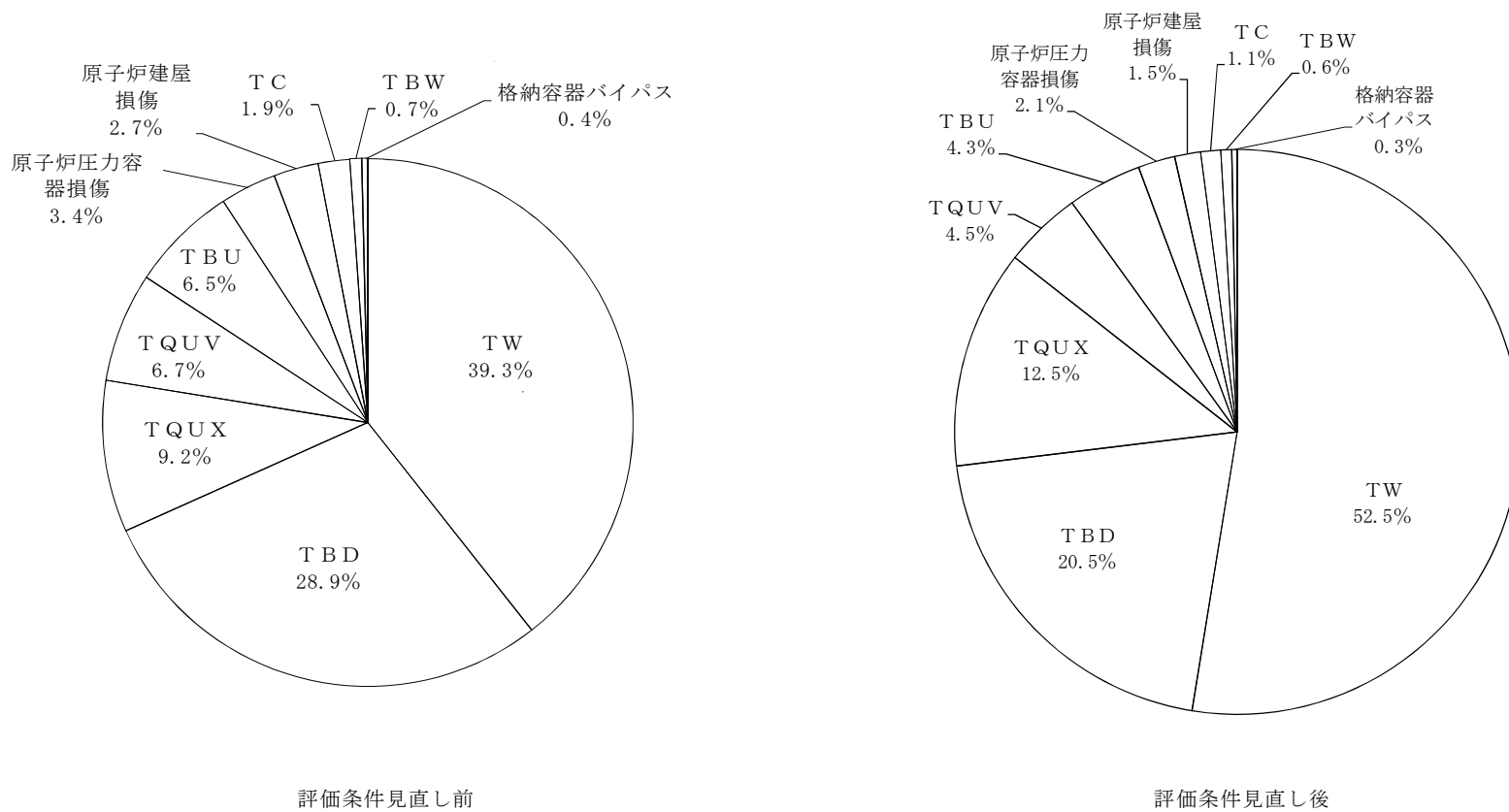


図11 評価条件見直し前後での事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合の比較 (地震PRA)

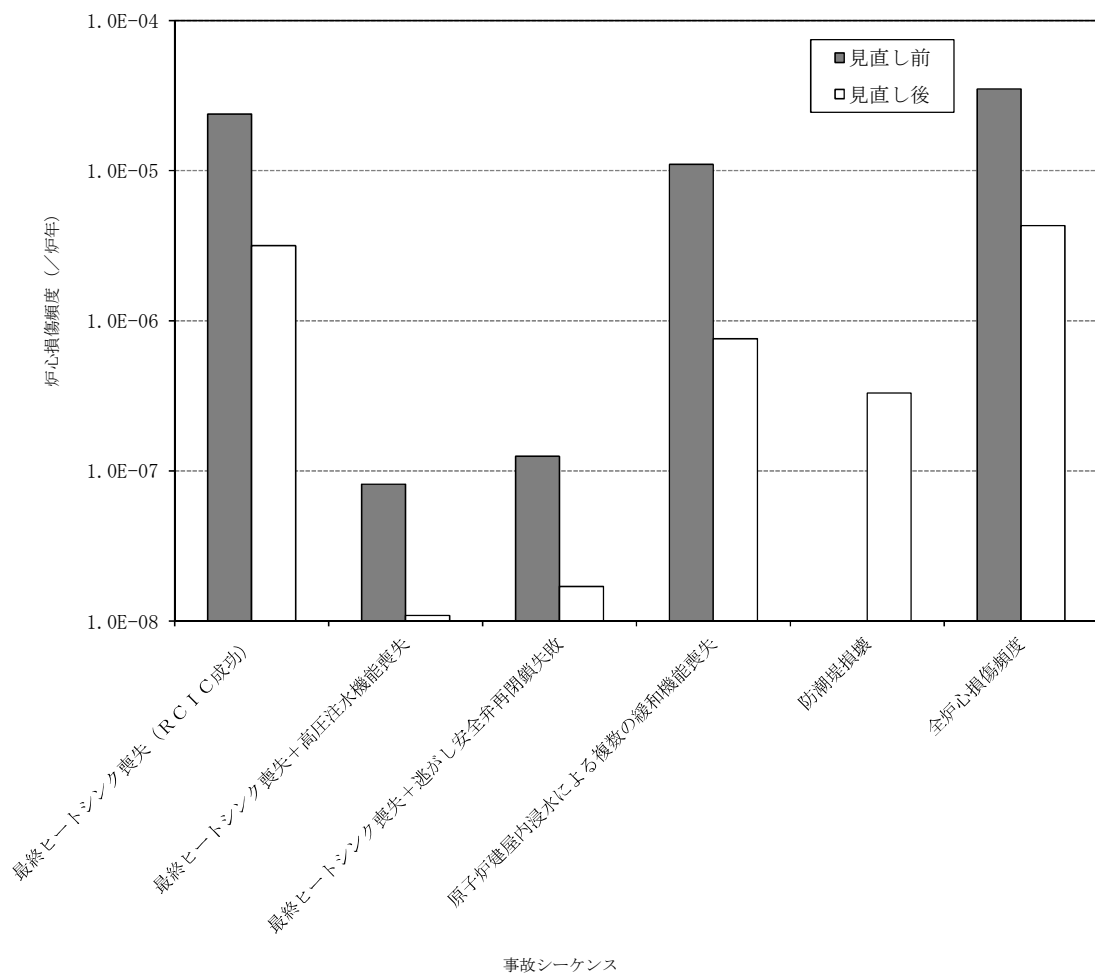


図12 評価条件見直し前後での事故シーケンス別炉心損傷頻度の比較 (津波PRA)

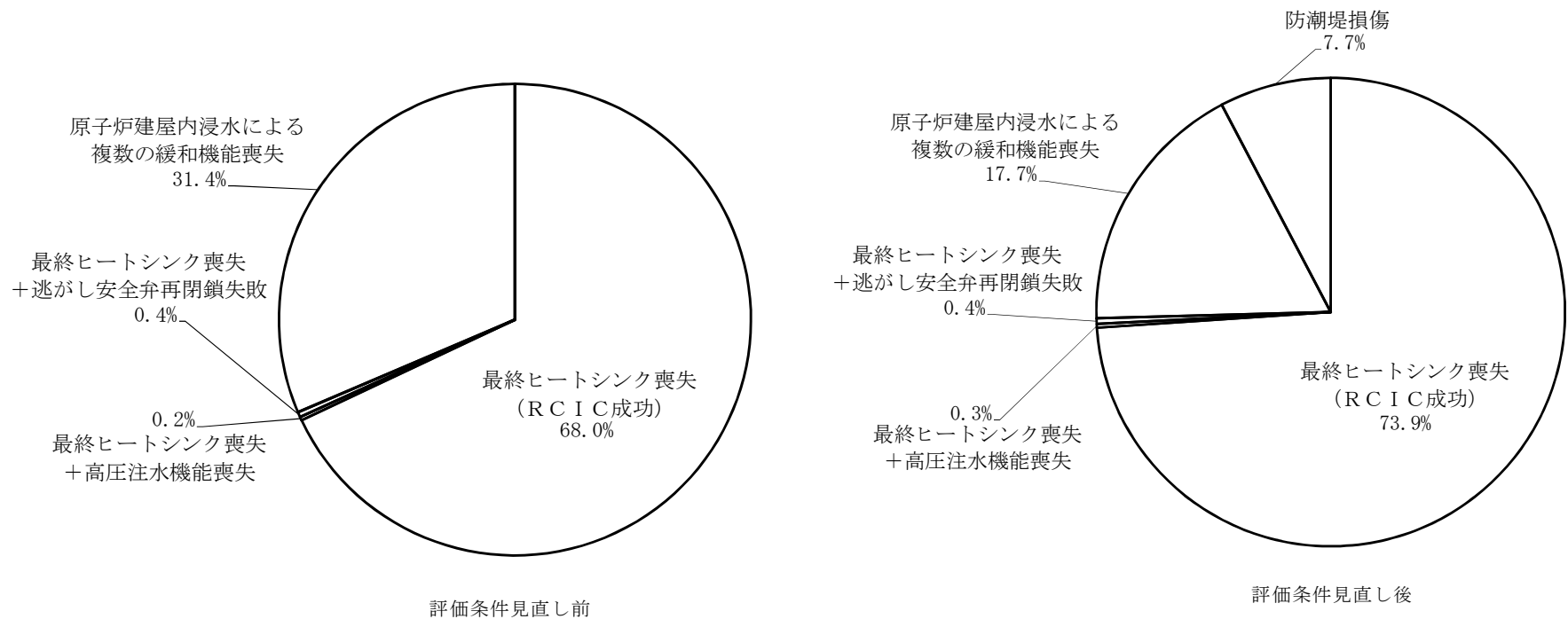


図13 評価条件見直し前後での事故シーケンス別炉心損傷頻度寄与割合の比較 (津波PRA)

人間信頼性解析（H R A）見直し前後のH R Aツリーによる人的過誤  
の分析例

例1. 事象発生前の弁の開け忘れ，閉め忘れ

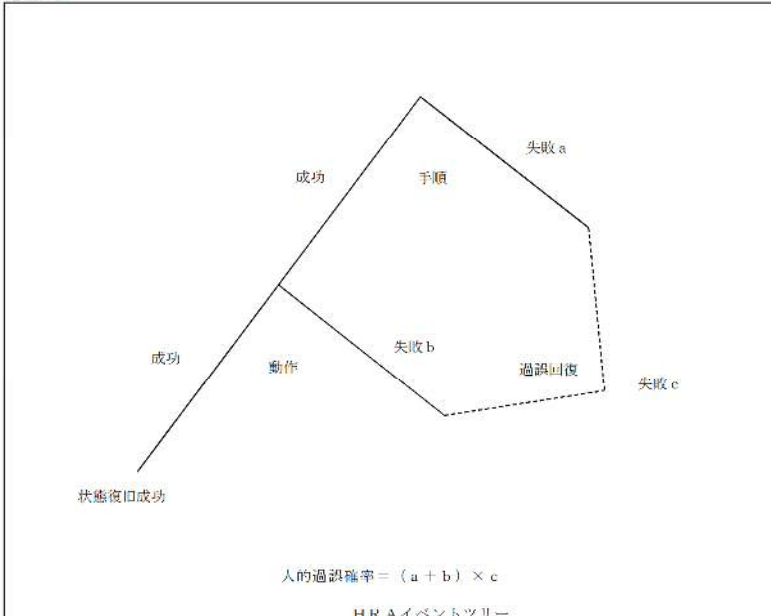
例2. 原子炉注水後のR H Rによる格納容器除熱操作失敗

見直し前

人的過誤の定義（事象発生前）：事象発生前に操作・試験の復旧に失敗する  
 操作：弁の開け忘れ・閉め忘れ 等

1. 操作内容：  
 操作や試験に伴い待機状態や通常の設定点を変更する場合に、当該操作後や試験実施後の復旧操作に失敗する。
2. 該当手順書：  
 定期試験手順書等
3. 人的過誤のモード：  
 待機状態への復旧失敗や設定点の回復失敗等
4. 過誤回復の可能性：  
 担当運転員以外にも指導的な立場等の他の運転員からの指示や過誤回復に期待できる。

定量評価



分岐	人的過誤の種類（認知／動作）と内容	過誤確率値（平均値）	EF
a	機器の状態復旧の手順遵守に失敗する	1.2E-03 計算シート1-a	3
b	機器の状態復旧のための動作に失敗する	2.0E-05 計算シート1-b	5
c	上記認知及び動作の過誤回復 認知及び動作自体は上記と同じため、失敗確率も同じとし 従属性を考慮する	5.1E-02 計算シート1-c	-

平均値（点推定値）： 6.5E-05 （過誤回復あり）

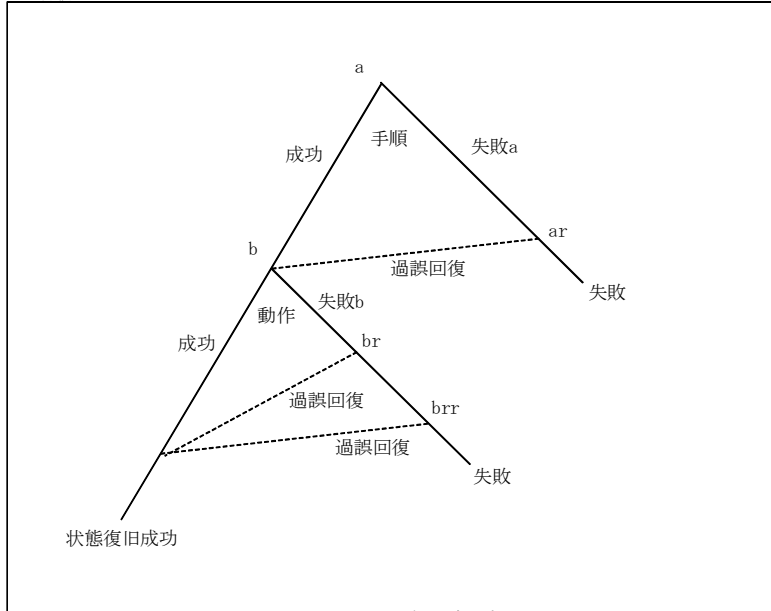
確率分布：対数正規分布 EF: 10 (NUREG/CR-1278 Table7-2(1))

見直し後

人的過誤の定義（事象発生前）：事象発生前に操作・試験の復旧に失敗する  
 操作：弁の開け忘れ・閉め忘れ 等

1. 操作内容：  
 操作や試験に伴い待機状態や通常の設定点を変更する場合に、当該操作後や試験実施後の復旧操作に失敗する。
2. 該当手順書：  
 定期試験手順書等
3. 人的過誤のモード：  
 待機状態への復旧失敗や設定点の回復失敗等
4. 過誤回復の可能性：  
 担当運転員以外にも指導的な立場等の他の運転員からの指示や過誤回復に期待できる。

定量評価



分岐	人的過誤の種類（認知／動作）と内容	過誤確率値（中央値）	EF
a	機器の状態復旧の手順遵守に失敗する	1.0E-03 計算シート1-a	3
a r	分岐aの過誤回復	5.1E-02 計算シート1-a r	-
b	機器の状態復旧のための動作に失敗する	1.0E-03 計算シート1-b	3
b r	分岐bの過誤回復	1.0E-02 計算シート1-b	5
b r r	分岐b rの過誤回復	5.0E-02 計算シート1-brr	-

平均値（点推定値）： 8.3E-05 （過誤回復あり）

確率分布：対数正規分布 EF: 4.8

備考

・ Appendix-A 手法  
 で算出した一連  
 の操作の人的過  
 誤確率は、各操  
 作の平均値の単  
 純な和や積とは  
 ならない。

## 見直し前

## 見直し後

## 備考

過誤確率計算シート 1-a

動作に失敗する確率：機器の状態復旧の手順遵守に失敗する

行動形成因子及び過誤確率		当該過誤確率での設定
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるストレス要因として考慮 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練度によるストレスの影響 学会標準解説表23-4	解説表23-4No.2 定例の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ファクタ1とする
3. 操作の複雑さ	5. 操作の手順で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるストレスの相違 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オMISSIONエラーの場合に、手順数の影響等による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-3	解説表23-3No.1 該当手順は特段長くはなく、記載も明確である (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)
6. 人間工学要因	COMMISSIONエラーの場合に、個別状況による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-2等	COMMISSIONエラーで考慮
7. 健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい	
8. 業務の連携	運転員間・運転直間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小さい	

当該過誤確率値(平均値) = オMISSIONエラー×ストレス要因  
 = 0.0012 × 1  
 0.0012  
 対数正規分布 EF3

過誤確率計算シート 1-a

動作に失敗する確率：機器の状態復旧の手順遵守に失敗する

行動形成因子及び過誤確率		当該過誤確率での設定
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるストレス要因として考慮 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練度によるストレスの影響 学会標準解説表23-4	解説表23-4No.2 起回事象発生前の操作であるため、ファクタ1とする
3. 操作の複雑さ	5. 操作の手順で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるストレスの相違 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オMISSIONエラーの場合に、手順数の影響等による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-3	解説表23-3No.1 該当手順は特段長くはなく、記載も明確である (中央値0.001 EF3)
6. 人間工学要因	COMMISSIONエラーの場合に、個別状況による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-2等	COMMISSIONエラーで考慮
7. 健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい	
8. 業務の連携	運転員間・運転直間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小さい	

見直し前

過誤確率計算シート 1-b

動作に失敗する確率：機器の状態復旧のための動作に失敗する

行動形成因子及び過誤確率		当該過誤確率での設定
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるストレス要因として考慮 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練度によるストレスの影響 学会標準解説表23-4	解説表23-4No.2 定例の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ファクタ1とする
3. 操作の複雑さ	6. 人間工学要因で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるストレスの相違 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オMISSIONエラーの場合に、手順数の影響等による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-3	オMISSIONエラーで考慮
6. 人間工学要因	COMMISSIONエラーの場合に、個別状況による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-2等	解説表23-2No.3 復旧の失敗であり、同様なコントロールを持つパネルで選択誤りの過誤確率で代表する (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)
7. 健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい	
8. 業務の連携	運転員間・運転直間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小さい	

当該過誤確率値 (平均値) = コMISSIONエラー × ストレス要因  
 $= 0.0012 \times 1$   
 $0.0012$   
 対数正規分布 EF3

操作に対する確認・回復	本操作では、十分な時間余裕があるため、担当運転員による再チェックに期待できるとし、運転員による操作に対するの確認・回復を考慮する	NUREG/CR-1278(THERP)表20-22No.4 計測・操作等の活動に対する確認の失敗確率を用いる (中央値0.01 EF5/平均値0.016)
-------------	--	--

当該過誤確率値 (平均値) = コMISSIONエラー × ストレス要因 × 確認・回復  
 $= 0.0012 \times 1 \times 0.016$   
 $0.000020$   
 対数正規分布 EF5

見直し後

過誤確率計算シート 1-b

動作に失敗する確率：機器の状態復旧のための動作に失敗する

行動形成因子及び過誤確率		当該過誤確率での設定
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるストレス要因として考慮 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練度によるストレスの影響 学会標準解説表23-4	解説表23-4No.2 起因事象発生前の操作であるため、ファクタ1とする
3. 操作の複雑さ	6. 人間工学要因で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるストレスの相違 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オMISSIONエラーの場合に、手順数の影響等による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-3	オMISSIONエラーで考慮
6. 人間工学要因	COMMISSIONエラーの場合に、個別状況による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-2等	解説表23-2No.3 復旧の失敗であり、同様なコントロールを持つパネルで選択誤りの過誤確率で代表する (中央値0.001 EF3)
7. 健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい	
8. 業務の連携	運転員間・運転直間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小さい	

操作に対する確認・回復	本操作では、十分な時間余裕があるため、担当運転員による再チェックに期待できるとし、運転員による操作に対するの確認・回復を考慮する	NUREG/CR-1278(THERP)表20-22No.4 計測・操作等の活動に対する確認の失敗確率を用いる (中央値0.01 EF5)
-------------	--	---

備考

見直し前

見直し後

備考

過誤確率計算シート 1-c

従属性を有する場合の過誤確率

手順遵守又は動作に失敗する確率	1.2E-03	(計算シート1-a)
従属性を考慮する動作失敗確率	2.0E-05	(計算シート1-b)
合計	1.3E-03	(従属考慮前値)

従属性の設定(学会標準解説表24):

事象発生前であり、時間余裕は十分長く、担当運転員以外の当直長等の上位の運転員による過誤回復に期待できる。十分大きな余裕を有するため低従属とする。

(学会標準解説表23-5)

<input type="checkbox"/> 完全従属	当該過誤確率値 = 1.0E+00
<input type="checkbox"/> 高従属	当該過誤確率値 = $(1 + \text{従属考慮前値}) / 2$ 5.0E-01
<input type="checkbox"/> 中従属	当該過誤確率値 = $(1 + 6 \times \text{従属考慮前値}) / 7$ 1.4E-01
<input checked="" type="checkbox"/> 低従属	当該過誤確率値 = $(1 + 19 \times \text{従属考慮前値}) / 20$ 5.1E-02
<input type="checkbox"/> 従属性なし	当該過誤確率値 = 従属考慮前値 1.3E-03

過誤確率計算シート 1-a r

従属性を有する場合の過誤確率

手順遵守又は動作に失敗する確率	1.0E-03	(計算シート1-a)
従属性を考慮する動作失敗確率	-	(計算シート1-b)
合計	1.0E-03	(従属考慮前値)

従属性の設定(学会標準解説表24):

事象発生前であり、時間余裕は十分長く、担当運転員以外の当直長等の上位の運転員による過誤回復に期待できる。十分大きな余裕を有するため低従属とする。

(学会標準解説表23-5)

<input type="checkbox"/> 完全従属	当該過誤確率値 = 1.0E+00
<input type="checkbox"/> 高従属	当該過誤確率値 = $(1 + \text{従属考慮前値}) / 2$ 5.0E-01
<input type="checkbox"/> 中従属	当該過誤確率値 = $(1 + 6 \times \text{従属考慮前値}) / 7$ 1.4E-01
<input checked="" type="checkbox"/> 低従属	当該過誤確率値 = $(1 + 19 \times \text{従属考慮前値}) / 20$ 5.1E-02
<input type="checkbox"/> 従属性なし	当該過誤確率値 = 従属考慮前値 1.0E-03

過誤確率計算シート 1-b r r

従属性を有する場合の過誤確率

手順遵守又は動作に失敗する確率	1.0E-05	(計算シート1-a)
従属性を考慮する動作失敗確率	-	(計算シート1-b)
合計	1.0E-05	(従属考慮前値)

従属性の設定(学会標準解説表24):

事象発生前であり、時間余裕は十分長く、担当運転員以外の当直長等の上位の運転員による過誤回復に期待できる。十分大きな余裕を有するため低従属とする。

(学会標準解説表23-5)

<input type="checkbox"/> 完全従属	当該過誤確率値 = 1.0E+00
<input type="checkbox"/> 高従属	当該過誤確率値 = $(1 + \text{従属考慮前値}) / 2$ 5.0E-01
<input type="checkbox"/> 中従属	当該過誤確率値 = $(1 + 6 \times \text{従属考慮前値}) / 7$ 1.4E-01
<input checked="" type="checkbox"/> 低従属	当該過誤確率値 = $(1 + 19 \times \text{従属考慮前値}) / 20$ 5.0E-02
<input type="checkbox"/> 従属性なし	当該過誤確率値 = 従属考慮前値 1.0E-05

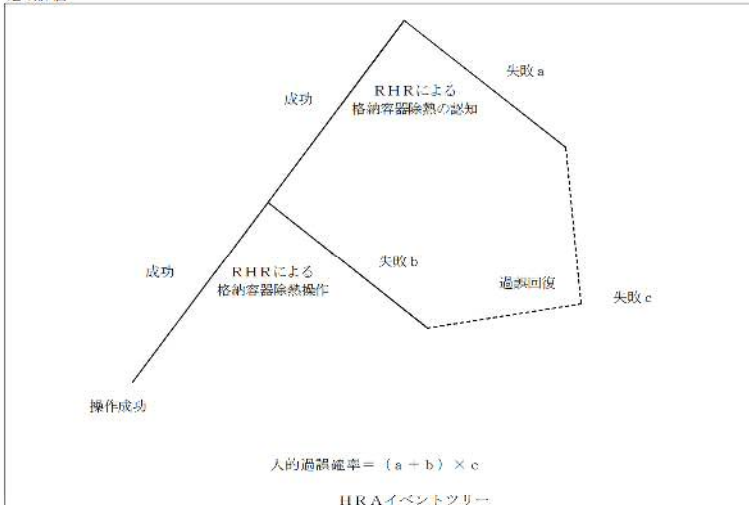


見直し前

人的過誤の定義（事象発生後）：原子炉注水後のRHRによる格納容器除熱操作に失敗する

1. 操作内容：  
原子炉への注水に成功した後のRHRによる格納容器から除熱操作に失敗する  
本操作の具体的な手順は以下のとおり（ただし、RHRが既にLPCIモードで起動している場合は、LPCIモードから格納容器スプレイ冷却モードへの切替のための弁操作のみを行う）  
(1) RHR Sポンプの起動  
(2) RHRポンプ室空調機起動  
(3) RHRポンプ起動  
(4) RHR熱交バイパス弁開操作  
(5) 格納容器スプレイ弁開操作  
(6) サプレッションプールのスプレイ弁の開操作
2. 該当手順書：  
非常時運転手順書（徴候ベース）、設備別運転手順書
3. 余裕時間  
余裕時間は格納容器除熱に対する余裕時間1時間とする  
格納容器スプレイ冷却モード等は15分程度で実施できることから比較的短時間で完了できる
4. 追加の指示や過誤回復の可能性：  
担当運転員以外にも指導的な立場等の他の運転員からの指示や過誤回復に期待できる

定量評価



分岐	人的過誤の種類（認知/動作）と内容	過誤確率値（平均値）	E/F
a	RHRによる格納容器除熱の認知に失敗する	8.5E-04 計算シート7-a	30
b	RHRによる格納容器除熱の操作に失敗する	2.0E-05 計算シート7-b	5
c	上記認知及び動作の過誤回復 認知及び動作自体は上記と同じため、失敗確率も同じとし 従属性を考慮する	5.1E-02 計算シート7-c	

平均値（点推定値）：4.4E-05

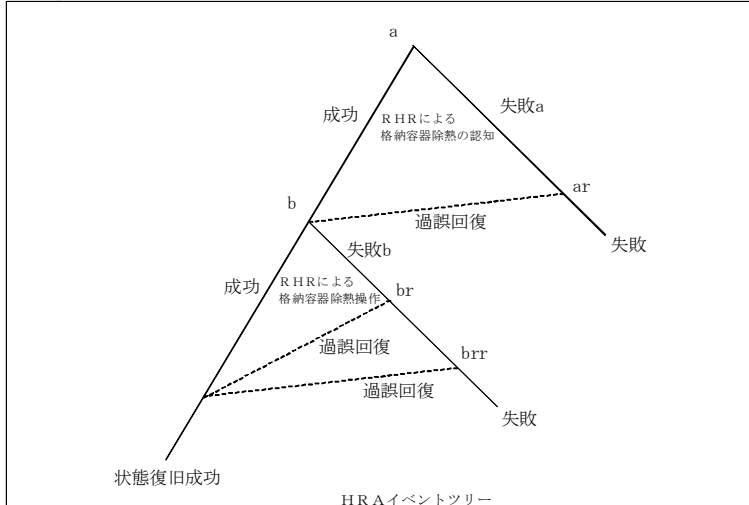
確率分布：対数正規分布 EF: 10 (NUREG/CR 1278 Table7 2(4))

見直し後

人的過誤の定義（事象発生後）：原子炉注水後のRHRによる格納容器除熱操作に失敗する

1. 操作内容：  
原子炉への注水に成功した後のRHRによる格納容器から除熱操作に失敗する  
本操作の具体的な手順は以下のとおり（ただし、RHRが既にLPCIモードで起動している場合は、LPCIモードから格納容器スプレイ冷却モードへの切替のための弁操作のみを行う）  
(1) RHR Sポンプの起動  
(2) RHRポンプ室空調機起動  
(3) RHRポンプ起動  
(4) RHR熱交バイパス弁開操作  
(5) 格納容器スプレイ弁開操作  
(6) サプレッションプールのスプレイ弁の開操作
2. 該当手順書：  
非常時運転手順書（徴候ベース）、設備別運転手順書
3. 余裕時間  
余裕時間は格納容器除熱に対する余裕時間1時間とする  
格納容器スプレイ冷却モード等は15分程度で実施できることから比較的短時間で完了できる
4. 追加の指示や過誤回復の可能性：  
担当運転員以外にも指導的な立場等の他の運転員からの指示や過誤回復に期待できる

定量評価



分岐	人的過誤の種類（認知/動作）と内容	過誤確率値（中央値）	E/F
a	RHRによる格納容器除熱の認知に失敗する	2.0E-04 計算シート7-a	30
a r	分岐aの過誤回復	5.0E-02 計算シート7-a r	-
b	RHRによる格納容器除熱の操作に失敗する	2.0E-03 計算シート7-b	3
b r	分岐bの過誤回復	1.0E-02	5
b r r	分岐b rの過誤回復	5.0E-02 計算シート7-brr	-

平均値（点推定値）：1.1E-04

確率分布：対数正規分布 EF: 35.6

備考

・ Appendix-A 手法  
で算出した一連  
の操作の人的過  
誤確率は、各操  
作の平均値の単  
純な和や積とは  
ならない。

見直し前

過誤確率計算シート 7-a

認知に失敗する確率：RHRによる格納容器除熱の認知に失敗する

行動形成因子及び過誤確率	当該過誤確率での設定	
1. 利用可能な時間	利用可能な時間による認知の過誤確率で考慮 学会標準解説表23-1	解説表23-1No.5 余裕時間1時間での初基事象の運転員による認知失敗確率で代表する (中央値0.0001 EF30/平均値0.00085)
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練度によるストレスの影響 学会標準解説表23-4	解説表23-4No.2 訓練内容と同等レベルであり、特に高いストレスには至らないため、ファクタ1とする
3. 操作の複雑さ	認知に失敗する確率であり、対象外	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるストレスの相違 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オMISSIONエラーの場合に、手順数の影響等による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-3	認知に失敗する確率であり、対象外
6. 人間工学要因	COMMISSIONエラーの場合に、個別状況による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-2等	認知に失敗する確率であり、対象外
7. 健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい	
8. 業務の連携	運転員間・運転直間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小さい	

当該過誤確率値(平均値) = 認知失敗確率 × ストレス要因  
 $= 0.00085 \times 1$   
 $8.5E-04$   
 対数正規分布 EF30

見直し後

過誤確率計算シート 7-a

認知に失敗する確率：RHRによる格納容器除熱の認知に失敗する

行動形成因子及び過誤確率	当該過誤確率での設定	
1. 利用可能な時間	利用可能な時間による認知の過誤確率で考慮 学会標準解説表23-1	解説表23-1No.5 余裕時間1時間での初基事象の運転員による認知失敗確率で代表する (中央値0.0001 EF30)
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練度によるストレスの影響 学会標準解説表23-4	解説表23-4No.4 訓練内容と同等レベルであるが、事象発生前より事象発生後の方がストレスレベルが高くなると考えられるため、ファクタ2とする
3. 操作の複雑さ	認知に失敗する確率であり、対象外	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるストレスの相違 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オMISSIONエラーの場合に、手順数の影響等による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-3	認知に失敗する確率であり、対象外
6. 人間工学要因	COMMISSIONエラーの場合に、個別状況による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-2等	認知に失敗する確率であり、対象外
7. 健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい	
8. 業務の連携	運転員間・運転直間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小さい	

備考

見直し前

過誤確率計算シート 7-1b

動作に失敗する確率：RIRによる格納容器除熱の操作に失敗する

行動形成因子及び過誤確率		当該過誤確率での設定
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるストレス要因として考慮 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練度によるストレスの影響 学会標準解説表23-4	解説表23-4No.2 訓練内容と同等レベルであり、特に高いストレスには至らないため、ファクタ1とする
3. 操作の複雑さ	6. 人間工学要因で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるストレスの相違 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オMISSIONエラーの場合に、手順数の影響等による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-3	該当手順書から明確に理解できること、また、操作手順は複雑でなく、訓練されている操作であることから、オMISSIONエラーの寄与は十分小さい
6. 人間工学要因	コミッションエラーの場合に、個別状況による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-2等	解説表23-2No.3 操作方法は訓練されており、操作器具は機能別に分類されるため、同様なコントロールを持つパネルで選択誤り（機能別に良く分類された配置）の過誤確率で代表する (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)
7. 健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい	
8. 業務の連携	運転員間・運転員間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小さい	
操作に対する確認・回復	本操作では、十分な時間余裕があるため、担当運転員の再チェックに期待できるとし、運転員による操作に対する確認・回復を考慮する	NUREG/CR-1278(THERP)表20-22No.4 計画・操作等の活動に対する確認の失敗確率を用いる (中央値0.01 EF5/平均値0.016)

当該過誤確率値（平均値） = コミッションエラー × ストレス要因  
= 0.0012 × 1 × 0.016  
2.0E-05  
対数正規分布 EF5

見直し後

過誤確率計算シート 7-1b

動作に失敗する確率：RIRによる格納容器除熱の操作に失敗する

行動形成因子及び過誤確率		当該過誤確率での設定
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるストレス要因として考慮 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練度によるストレスの影響 学会標準解説表23-4	解説表23-4No.4 訓練内容と同等レベルであるが、事象発生前より事象発生後の方がストレスレベルが高くなると考えられるため、ファクタ2とする
3. 操作の複雑さ	6. 人間工学要因で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるストレスの相違 学会標準解説表23-4	2. ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オMISSIONエラーの場合に、手順数の影響等による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-3	該当手順書から明確に理解できること、また、操作手順は複雑でなく、訓練されている操作であることから、オMISSIONエラーの寄与は十分小さい
6. 人間工学要因	コミッションエラーの場合に、個別状況による過誤確率値で考慮 学会標準解説表23-2等	解説表23-2No.3 操作方法は訓練されており、操作器具は機能別に分類されるため、同様なコントロールを持つパネルで選択誤り（機能別に良く分類された配置）の過誤確率で代表する (中央値0.001 EF3)
7. 健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい	
8. 業務の連携	運転員間・運転員間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小さい	
操作に対する確認・回復	本操作では、十分な時間余裕があるため、担当運転員の再チェックに期待できるとし、運転員による操作に対する確認・回復を考慮する	NUREG/CR-1278(THERP)表20-22No.4 計画・操作等の活動に対する確認の失敗確率を用いる (中央値0.01 EF5)

備考

見直し前

過誤確率計算シート 7-e

従属性を有する場合の過誤確率

従属性を考慮する認知失敗確率	8.5E-04	(計算シート7-a)
従属性を考慮する動作失敗確率	2.0E-05	(計算シート7-b)
合計	8.7E-04	(従属考慮前値)

従属性の設定(学会標準解説表24) :

事象発生からの時間余裕は十分長く、担当運転員以外の当直長等の上位の運転員による過誤回復に期待できる。十分大きな余裕を有するため低従属とする。

(学会標準解説表23-5)

<input type="checkbox"/> 完全従属	当該過誤確率値 =	1.0E+00
<input type="checkbox"/> 高従属	当該過誤確率値 =	$(1 + \text{従属考慮前値}) / 2$ 5.0E-01
<input type="checkbox"/> 中従属	当該過誤確率値 =	$(1 + 6 \times \text{従属考慮前値}) / 7$ 1.4E-01
<input checked="" type="checkbox"/> 低従属	当該過誤確率値 =	$(1 + 19 \times \text{従属考慮前値}) / 20$ 5.1E-02
<input type="checkbox"/> 従属性なし	当該過誤確率値 =	従属考慮前値 8.7E-04

見直し後

過誤確率計算シート 7-a-r

従属性を有する場合の過誤確率

従属性を考慮する認知失敗確率	2.0E-04	(計算シート7-b)
従属性を考慮する動作失敗確率	-	(計算シート7-a)
合計	2.0E-04	(従属考慮前値)

従属性の設定(学会標準解説表24) :

事象発生からの時間余裕は十分長く、担当運転員以外の当直長等の上位の運転員による過誤回復に期待できる。十分大きな余裕を有するため低従属とする。

(学会標準解説表23-5)

<input type="checkbox"/> 完全従属	当該過誤確率値 =	1.0E+00
<input type="checkbox"/> 高従属	当該過誤確率値 =	$(1 + \text{従属考慮前値}) / 2$ 5.0E-01
<input type="checkbox"/> 中従属	当該過誤確率値 =	$(1 + 6 \times \text{従属考慮前値}) / 7$ 1.4E-01
<input checked="" type="checkbox"/> 低従属	当該過誤確率値 =	$(1 + 19 \times \text{従属考慮前値}) / 20$ 5.0E-02
<input type="checkbox"/> 従属性なし	当該過誤確率値 =	従属考慮前値 2.0E-04

過誤確率計算シート 7-b-r-r

従属性を有する場合の過誤確率

従属性を考慮する認知失敗確率	-	(計算シート7-a)
従属性を考慮する動作失敗確率	2.0E-05	(計算シート7-b)
合計	2.0E-05	(従属考慮前値)

従属性の設定(学会標準解説表24) :

事象発生からの時間余裕は十分長く、担当運転員以外の当直長等の上位の運転員による過誤回復に期待できる。十分大きな余裕を有するため低従属とする。

(学会標準解説表23-5)

<input type="checkbox"/> 完全従属	当該過誤確率値 =	1.0E+00
<input type="checkbox"/> 高従属	当該過誤確率値 =	$(1 + \text{従属考慮前値}) / 2$ 5.0E-01
<input type="checkbox"/> 中従属	当該過誤確率値 =	$(1 + 6 \times \text{従属考慮前値}) / 7$ 1.4E-01
<input checked="" type="checkbox"/> 低従属	当該過誤確率値 =	$(1 + 19 \times \text{従属考慮前値}) / 20$ 5.0E-02
<input type="checkbox"/> 従属性なし	当該過誤確率値 =	従属考慮前値 2.0E-05

備考

## 改良標準化以前のプラントのP R Aの特徴について

## 1. はじめに

東海第二発電所は改良標準化以前のプラントであるため、改良標準化における改良の概要と東海第二発電所のP R Aの特徴について、以下に示す。

## 2. 改良標準化における改良の概要

改良標準化において実施された改良項目を第1表に示す。なお、第3次改良標準化の成果が反映されているのはA B W Rのみであることから、ここでは、第2次改良標準化までの改良項目に着目した。

P R Aに影響を及ぼす主な改良項目として、改良型格納容器の採用が挙げられる。改良型格納容器では、点検効率化の観点から作業スペースの確保が図られたことにより、熱出力当たりの格納容器の自由体積が増大している(第1,2図参照)。

## 3. 東海第二発電所P R Aの特徴

東海第二発電所の格納容器の型式はM a r k - II型であり、改良標準化後のM a r k - I改型やM a r k - II改型に比べて熱出力当たりの格納容器の自由体積が小さい。東海第二発電所のP R Aではこの特徴を踏まえた事故進展解析結果に基づき余裕時間を設定している。なお、耐震設計上は改良標準化後のプラント同様、原子力発電所耐震設計技術指針に定める耐震重要度分類に基づき設計しているため、改良標準化前後で大きな相違点はない。

参考文献：

- [ 1 ] 軽水炉発電所のあらまし（改訂第 3 版）（平成 2 0 年 9 月，財  
団法人 原子力安全研究協会）

第1表 軽水炉改良標準化の改良項目と内容 (BWR) [1]

第1次改良標準化の改良項目		第2次改良標準化の改良項目		第3次改良標準化の改良項目	
項目	内容	項目	内容	項目	内容
信頼性の向上	<ul style="list-style-type: none"> <li>補機冷却水の淡水化</li> <li>腐食応力割れ(SCC)対策</li> <li>計装システムの信頼性向上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>信頼性および稼働率向上</li> <li>燃料の改良</li> <li>炉心改良設計</li> <li>応力腐食割れ(SCC)対策</li> <li>制御棒駆動機構(CRD)の改良</li> <li>給水ノズルの熱応力低減対策</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>加圧燃料の採用</li> <li>制御棒先端部の改良</li> <li>新型8×8燃料集合体の採用</li> <li>(高速スクラム)</li> <li>極低炭素ステンレス鋼(原子力用 316Lステンレス鋼等)の採用</li> <li>高速スクラムCRDの採用</li> <li>冷却材浄化系の高温戻り水を給水系へ注入</li> <li>給水ラインへの流量制御用の小弁設置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>点検の効率化</li> <li>タービン系定検工程短縮</li> <li>線量低減関連設備の改良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービン本体点検工程短縮に関する改善(天井クレーン2台化、小型専用クレーン設置等)</li> <li>関連作業の自動化(ロボット化) <ul style="list-style-type: none"> <li>ロータの清掃・除染作業の自動化</li> <li>ダイヤフラムの清掃・除染作業の自動化</li> <li>タービンアキシアル計測の自動化</li> </ul> </li> <li>CRD自動分検点検装置</li> <li>燃料自動検査装置</li> <li>曲管溶接部自動超音波探傷装置</li> </ul>
線量低減	<ul style="list-style-type: none"> <li>メカニカルシールバジ系</li> <li>ALAP対策</li> <li>ポンプ装置の改良</li> <li>供用期間注検査(ISI)の自動化および作業性向上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>線量低減</li> <li>コバルトフリー代替材の実用化</li> <li>核種分析の自動化</li> <li>弁グランド部の改良</li> <li>ISIの自動化と効率向上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐摩耗材(例:制御棒のピン・ローラ)</li> <li>排気筒中のガスの改良</li> <li>パッキンの改良</li> <li>自動化範囲の拡大</li> <li>検査結果データ処理・解析が容易なシステムの開発</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物処理改良標準化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>活性炭ホールドアップ塔数の変更</li> <li>高伝導度廃液収集タンク数の変更</li> <li>低伝導度廃液系・高伝導度廃液系予備脱塔の共用化</li> <li>ストームドレン系とシャワードレン系の共用化</li> <li>高伝導度廃液貯留槽の合理化</li> <li>低伝導度廃液濾過装置への中空糸膜フィルターの採用</li> </ul>
点検の効率化	<ul style="list-style-type: none"> <li>改良型原子炉格納容器の採用</li> <li>制御棒駆動機構(CRD)の交換作業</li> <li>主蒸気ノズル封水プラグの採用</li> <li>燃料交換機の自動化</li> <li>中性子計測装置交換作業</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>点検の効率化</li> <li>燃料交換のスピードアップ</li> <li>制御棒駆動機構(CRD)交換作業</li> <li>中性子計測装置(LPIMおよび行付フェー)交換作業</li> <li>ソフトラクティビティの改良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>計算機の高効率利用等による燃料交換機のスピードアップ</li> <li>装置の位置決めおよびCRDメンテナンス自動着脱の可能なCRD自動交換機の採用</li> <li>シート部フラッシング装置の改善</li> <li>長寿命型LPRM検出器</li> <li>原子炉圧力容器ヘッドの着脱・メンテナンスの清掃などの自動化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>建設工法に関する改良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>現地作業の削減化(省力化)工法</li> <li>並行作業の拡大化工法</li> <li>現地工事の合理化工法</li> </ul>
				<ul style="list-style-type: none"> <li>計装・運転に関する改良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インストラクションシステムの実用化</li> <li>格納容器内自動点検システムの実用化</li> <li>運転管理システムの改良</li> <li>運転自動化システム</li> <li>信号伝送システム</li> <li>ケーブルリングシステムの改良</li> <li>タービン系を中心とした計装系の改良</li> </ul>

我が国における格納容器設計の変遷

MARK-I型 PCV  
(1970~1979)  
敦賀 -1 (357MWe)  
福島第1  
-1 (460 MWe)  
-2 (784 MWe)  
-5 (784 MWe)

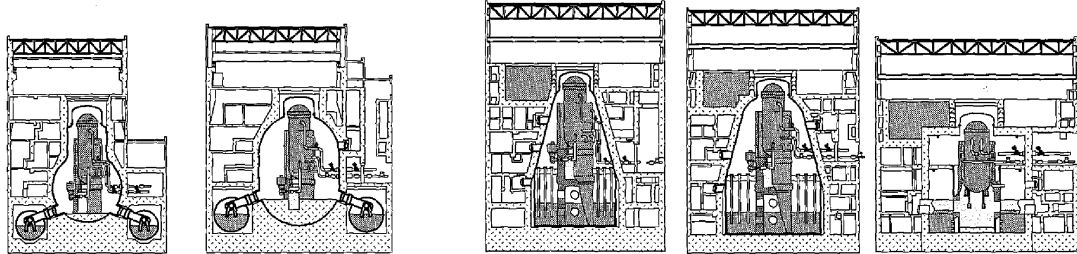
高根 -1 (460MWe)  
浜岡 -1 (540MWe)  
浜岡 -2 (840MWe)

MARK-I改型 PCV  
(1987~)  
島根 -2 (820MWe)  
浜岡 -3 (1100MWe)  
-4 (1137MWe)  
女川 -2 (825MWe)  
志賀 -1 (540MWe)

MARK-II型 PCV  
(1978~1985)  
福島第1-6  
福島第2-1  
柏崎刈羽-1  
東海第2  
(1100MWe)

MARK-II改型 PCV  
(1984~)  
福島第2-2~4  
柏崎刈羽-2~5  
(1100MWe)

ABWR RCCV  
(1996~)  
柏崎刈羽  
-6, 7 (1356MWe)  
浜岡 -5 (1380MWe)



代表的 BWR プラントの格納容器仕様

		MARK-I型 PCV	MARK-I改型 PCV	MARK-II型 PCV	MARK-II改型 PCV	ABWR型 RCCV	
設計の特徴		・圧力抑制型 ・鋼製 ・ドライウエル:上下部本球 胴部円筒形 ・サブレーション:円筒形 チェンバ	同 左	・圧力抑制型 ・鋼製 ・ドライウエル:円錐形 ・サブレーション:円筒形 チェンバ ・垂直ベント管	同 左	・圧力抑制型 ・鉄筋コンクリート製 ・円筒形 ・水平ベント管	
設 備 容 積 量	出力	460 MWe	1100 MWe	1100 MWe	1100 MWe	1300 MWe	
	円筒部直径	約 11 m	約 24 m	約 26 m	約 29 m	約 29 m	
	全 高	約 34 m	約 38 m	約 48 m	約 48 m	約 36 m	
	容 積	ドライウエル 空間	約 4,240 m <sup>3</sup>	約 8,800 m <sup>3</sup>	約 5,700 m <sup>3</sup>	約 8,700 m <sup>3</sup>	約 7,400 m <sup>3</sup>
		サブレーションチェンバ 空間	約 3,160 m <sup>3</sup>	約 5,300 m <sup>3</sup>	約 4,100 m <sup>3</sup>	約 5,700 m <sup>3</sup>	約 6,000 m <sup>3</sup>
		プール水量	約 2,980 m <sup>3</sup>	約 3,800 m <sup>3</sup>	約 3,400 m <sup>3</sup>	約 4,000 m <sup>3</sup>	約 3,600 m <sup>3</sup>
最 高 使 用 圧 力	ドライウエル	4.35 kg/cm <sup>2</sup> ・g	4.35 kg/cm <sup>2</sup> ・g	3.16 kg/cm <sup>2</sup> ・g	3.16 kg/cm <sup>2</sup> ・g	3.16 kg/cm <sup>2</sup> ・g	
	サブレーションチェンバ	4.35 kg/cm <sup>2</sup> ・g	4.35 kg/cm <sup>2</sup> ・g	3.16 kg/cm <sup>2</sup> ・g	3.16 kg/cm <sup>2</sup> ・g	3.16 kg/cm <sup>2</sup> ・g	

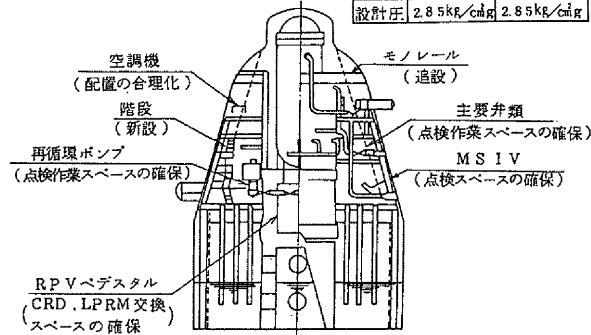
第1図 軽水炉改良標準化前後のBWRの仕様<sup>[1]</sup>



〔注〕 破線は従来型を示す。

格納容器主要目

	改良型	従来型
内径	2.9 m	2.5.9 m
高さ	4.8 m	4.8 m
設計圧	2.85kPa/cm <sup>2</sup> g	2.85kPa/cm <sup>2</sup> g



改良標準化におけるBWR格納容器内配置計画の改良点

作業スペースの確保	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 主蒸気配管・給水配管ヘッダおよびペネトレーション位置の互いの分離によるISI時の作業スペースの確保</li> <li>2. 格納容器内空調機器(HVH)の上下方向への分離による機器分解スペースの確保</li> <li>3. 機器・配管の保守, ISI時のスペース確保</li> </ol>
作業性の向上・線量の低減	<ol style="list-style-type: none"> <li>4. 主蒸気隔離弁(MSIV)の分解治具の検討</li> <li>5. 逃し安全弁搬出入用のハッチの新設による分解・点検作業の容易化</li> <li>6. 専用モノレール(主蒸気隔離弁分解用および搬出入用・逃し安全弁搬出入用・再循環ポンプ用モータ搬出入用)による作業の効率化</li> <li>7. RPVノズル部・ペネトレーション部および配管ヘッダ部へのプラットフォーム, 操作架台設置による接近時およびISI作業時の時間短縮による線量低減</li> <li>8. 従来の梯子にかわる階段の新設による接近性の向上</li> </ol>

第2図 改良標準化におけるBWR格納容器の改良点<sup>[1]</sup>

## 全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループの細分化 及び重要事故シーケンスの選定の見直しについて

### 1. はじめに

東海第二発電所の全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループの細分化及び重要事故シーケンスの選定の見直しの考え方を以下に示す。

### 2. P R A から抽出された事故シーケンスの分類

P R A から抽出された全交流動力電源喪失の事故シーケンスは、次の4つに分類される。

- ①長期 T B ( R C I C 成功)
- ② T B D (直流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗)
- ③ T B U (高圧炉心冷却失敗)
- ④ T B P (逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗)

### 3. 事故シーケンスグループの細分化及び重要事故シーケンスの選定の考え方

全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループの細分化及び重要事故シーケンスの選定の、見直し前後の比較を表1に示す。

#### (1) 見直し前

審査ガイドでは、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループの主要解析条件として、交流動力電源は24時間使用できないものとすることが記載されているが、この条件は、全交流動力電源喪失の

みが発生する①の事故シーケンスグループに適用し，全交流動力電源喪失に加え，高圧注水・減圧機能喪失又は高圧・低圧注水機能喪失が重畳する②～④の事故シーケンスグループに対しては，この条件を適用しないこととしていた。

また，②～④の事故シーケンスグループは，いずれも事象発生後速やかに常設代替交流電源装置により交流動力電源を回復させ，低圧代替注水系（常設）により原子炉注水を実施するとともに，残留熱除去系海水系及び残留熱除去系を起動し，格納容器除熱を実施することで炉心損傷を防止することができるため，ひとつのグループとした。以上より，全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループを次の2つに細分化し，それぞれの事故シーケンスグループの中から，審査ガイドに記載の4つの着眼点を踏まえ，重要事故シーケンスを選定した。

- ・長期 T B
- ・ T B D， T B U， T B P

## (2) 見直し後

審査ガイドに記載されている主要解析条件の適用の考え方は見直し前と同じであるが，東海第二発電所で整備する高圧代替注水系，常設代替直流電源設備及び低圧代替注水系（可搬型）は，全交流動力電源喪失に，高圧注水・減圧機能喪失又は高圧・低圧注水機能喪失が重畳し，交流動力電源に24時間期待しない場合においても炉心損傷防止が可能であることから，②～④の事故シーケンスグループについても交流動力電源に24時間期待しない条件を適用することとした。

①は、全交流動力電源のみが発生する事故シーケンスグループであるため、単独の事故シーケンスグループとした。

また、②及び③は、全交流動力電源喪失と高圧注水・減圧機能喪失が重畳する事故シーケンスグループであり、原子炉圧力が高圧の状態では炉心損傷に至ることから、主な炉心損傷防止対策はいずれも高圧代替注水系である。なお、②は直流電源が喪失しているため、設計基準事故対処設備の計装が喪失するが、炉心損傷防止対策に必要となる重大事故等対処設備の計装は、常設代替直流電源設備から給電されるため、②及び③の事故の進展、炉心損傷防止対策は同じであることから、ひとつのグループとした。

④は全交流動力電源喪失と高圧・低圧注水機能喪失が重畳する事故シーケンスグループであるため、単独の事故シーケンスグループとした。

以上より、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループを次の3つに細分化し、審査ガイドに記載の4つの着眼点を踏まえ、重要事故シーケンスを選定した。

- ・長期 T B
- ・ T B D, T B U
- ・ T B P

表1 全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループの細分化及び重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループ		事故シーケンス	重要事故シーケンス	見直し前 対応する主要な炉心損傷防止対策	着眼点*				重要事故シーケンス	見直し後 対応する主要な炉心損傷防止対策	着眼点*				
					a	b	c	d			a	b	c	d	
					全交流動力電源喪失	長期T B	①外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	◎			<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>低圧代替注水系(可搬型)</li> <li>手動減圧</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</li> </ul>	高	低	高	中
②サポート系喪失(直流電源故障)+(外部電源喪失+)DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>	高	低			高	低	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>		高	低	低	中
T B D	③外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗		◎	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系(常設)</li> <li>手動減圧</li> <li>残留熱除去系</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>		高	高	高	高		◎	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系</li> <li>低圧代替注水系(可搬型)</li> <li>手動減圧</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</li> <li>残留熱除去系</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>	高	高	高
T B U	④外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	-	高			高	高	中	-	高	高		高	中	
	⑤サポート系喪失(直流電源故障)+(外部電源喪失+)DG失敗+高圧炉心冷却失敗	-	高			高	高	低	-	高	高		高	低	
T B P	⑥外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	-	高			低	高	低	◎	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>低圧代替注水系(可搬型)</li> <li>手動減圧</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</li> </ul>	高		中	中	高
	⑦サポート系喪失(直流電源故障)+(外部電源喪失+)DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	-	高			低	高	低	-		<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系</li> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> </ul>		高	中	中

※：a：共通原因故障・系統間機能依存性，b：余裕時間，c：設備容量，d：代表性