

第 3.1.3.4-34 図 SA 対策に係る感度解析結果

3.1.3.5 被ばく評価

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地等境界における実効線量評価を実施する。

評価に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 3PSA 編):2008」(以下「レベル 3PSA 学会標準」という。)を参考に評価を実施した。

(1) ソースタームの設定

3.1.3.1(4)の結果を基に、格納容器健全の代表事故シーケンスについて、その特性に応じたソースタームを設定する。

a. 格納容器健全の代表事故シーケンス

3.1.3.1(4)に示すとおり、格納容器健全の代表事故シーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗であり、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しい条件である。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却に期待する。

b. ソースタームの解析

ソースタームの解析は、シビアアクシデント解析コードである MAAP コードを用いる。MAAP コードでは、炉心溶融に伴う燃料からの核分裂生成物 (FP) の放出及び FP の状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出 (原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、溶融炉心・コンクリート相互作用における放射性物質放出量の時間変化等)、原子炉冷却系内の挙動 (原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動 (原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等) を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合 (炉心内蓄積量比) を事象進展に応じて評価することが可能である。

本評価では、FP 等を 12 のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性

物質の放出割合を求める。原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に、別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して大気中への放射性物質の放出量を評価する。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されるとする。

また、有機よう素及び無機よう素は、原子炉格納容器内での挙動やフィルタ等による低減効果が粒子状よう素とは異なり、被ばく評価上重要な化学種であることから、本評価においてはよう素の化学形態を考慮した。

大気中への放射性物質の放出量評価の条件を第 3.1.3.5-1 表に示す。また、放出された放射性物質による被ばく評価に使用する核種の炉心内蓄積量及び大気中への放射性物質の放出量を第 3.1.3.5-2 表及び第 3.1.3.5-3 表に示す。

(2) 気象シーケンスの選定

玄海原子力発電所の気象データをもとに、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定する。

a. 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、玄海原子力発電所における2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間(2006年1月～2015年12月)の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

b. 気象シーケンス

気象シーケンスは、年間8,760時間分の気象データをもとに、第3.1.3.5-1図に示すとおり1時間ずつ開始点をずらした120時間分の連続したデータをセットとし、年間の全ての気象シーケンス(8,760個)を対象に評価を実施する。

(3) 大気拡散及び沈着の評価

大気中に放出された放射性物質の拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算する。

a. 大気拡散評価

大気拡散評価には、気象条件に従い放射性物質の拡散及び沈着の計算ができるMACCS2コードを用いる。MACCS2コードには、MAAPコードで計算した核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を入力するが、MAAPコードがFP等を12の核種グループに分けて計算するのに対して、MACCS2コードには9の核種グループに分けて入力するため、第3.1.3.5-2図に示すとおり再分類して入力している。MACCS2コードに入力する核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を第3.1.3.5-4表に示す。

MACCS2コードでは、放射性物質の放出形態を考慮して、放出を最大4つまで分割することができる。また、拡散モデルはガウスプルームモデルであり、拡散中の放射性崩壊も考慮している。

本評価においては、プルームを4つに分割する。また、各プルームの放出期間中に大気安定度が変化する場合は、その瞬間の拡散幅を気象指針に合わせて連続的に変化させるとともに、各プルームの進行方向については、各放出開始時刻の風向に依存せず、評価点に向かって直進する保守的なモデルを使用する。

b. 沈着評価

MACCS2コードでは、プルームからの放射性物質の地表面への沈着を考慮する。沈着は、重力等による乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮し、沈着により放射性物質がプルームから除去されるものとする。

大気拡散評価及び沈着評価の条件を第3.1.3.5-5表に示す。

(4) 被ばく線量評価

原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度をもとに、敷地等境界における実効線量を評価する。なお、本評価では、実効線量換算係数が大きく、評価結果が厳しくなる小児を対象とする。

a. 被ばく経路

事象発生に伴い大気中に放射性物質が放出された場合、敷地等境界外においては、被ばく低減の観点から、状況に応じて安定ヨウ素剤の服用、屋内退避等の防護措置を実施するが、本評価においては保守的な評価となるよう、これらの防護措置は考慮しないものとする。なお、評価期間は7日間とする。

以上より、被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮する。

敷地等境界における実効線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.5-3図及び第3.1.3.5-4図に示す。

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に敷地等境界に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて敷地等境界に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）による線量。また、原子炉格納容器内の設計漏えいによりアニュラス部へ移行した放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量。

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）による線量。

(c) 被ばく経路③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガ

ンマ線による被ばく

大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グラウンドシャインガンマ線」という。）による線量。

(d) 被ばく経路④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量。

(e) 被ばく経路⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量。

b. 線量計算

線量計算に当たっては、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を算出し、実効線量を評価する。

被ばく経路①については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の線源強度及び外部遮蔽等の条件を基に計算する。原子炉格納容器内の線源強度は、原子炉格納容器内の気相部及び液相部において、それぞれ均一に分布しているものとし、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少を保守的に無視する。また、アニュラス内の線源強度は、原子炉格納容器内の圧力に応じて放射性物質がアニュラス部に漏えいすることを想定し、漏えいする放射性物質はアニュラス内に均一に分布しているものとする。なお、計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し、線源からのガンマ線の評価が可能なQADコード及びSCATTERINGコードを使用する。

原子炉格納容器及びアニュラス部内の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.5-6表に示す。また、直接ガンマ線

及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉格納容器及びアニュラス部内の積算線源強度を第3.1.3.5-7表に示す。

被ばく経路②から被ばく経路⑤については、大気拡散評価及び沈着評価と同様にMACCS2コードを用いて評価する。

大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.5-8表に示す。

c. 評価結果

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地等境界における実効線量の評価結果を第3.1.3.5-5図に示す。第3.1.3.5-5図は、気象シーケンスごとに評価した実効線量の結果を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が5%から95%の実効線量の幅及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を示している。全気象シーケンスの評価結果の平均値は約18mSvとなった。

また、被ばく経路別の全気象シーケンスの評価結果の平均値を第3.1.3.5-9表に示す。第3.1.3.5-9表に示すとおり、敷地等境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばくである。本被ばく経路については、よう素の吸入摂取による被ばく線量の割合が大きい。今回の評価では、保守的に防護措置を考慮していないが、事故時に安定よう素剤の服用などの防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

(5) 不確実さ解析及び感度解析

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地等境界における実効線量の不確実さ解析を実施する。また、被ばく線量評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、実効線量への影響を評価する。

a. 不確実さ解析

(a) 不確実さの評価対象条件の抽出及び設定

敷地等境界における実効線量の被ばく経路別の線量及び各経路の主要解析条件を第3.1.3.5-10表に示す。被ばく経路①の解析条件である遮蔽厚さ及び評価点距離・高さについては不確実さを有する条件ではない。また、被ばく経路②～⑤の解析条件である気象資料については、年間の気象データをもとに、1時間ずつ開始点をずらした8,760個の気象シーケンスを使用した評価を実施しており、気象の変動は考慮されている。

よって、MACCS2コードに入力する条件のうち、敷地等境界における実効線量に対して影響が大きく、不確実さがある条件として、以下の条件を抽出した。

- ・ 湿性沈着係数
- ・ 乾性沈着速度
- ・ 呼吸率
- ・ 再浮遊係数

これらの条件に対して、第3.1.3.5-11表に示すとおり、不確実さの幅及び分布を設定した。また、MACCS2コードに入力するソースタームについては、3.1.3.1(4)で実施した60ケースの不確実さ解析結果を用いる。

(b) 不確実さ解析結果

a.で設定した条件の不確実さの幅及び分布並びにソースターム評価の不確

実効線量解析結果について、モンテカルロ手法を用いてパラメータの組み合わせを設定し、MACCS2コードに入力して実効線量の不確実さを評価した。

不確実さ解析の結果、全ケースの中で累積出現確率95%の実効線量が最小となるケースでは、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約16mSvとなった。また、全ケースの中で累積出現確率95%の実効線量が最大となるケースでは、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約28mSvとなった。

b. 感度解析

3.1.3.1 (4)において、ソースターム解析結果に有意な影響を与える可能性がある条件について感度解析を実施している。ソースターム解析結果に有意な影響を与える条件は、実効線量に対しても影響を与えると考えられることから、ソースターム評価において実施した感度解析のうち、解析結果に与える影響が大きい以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ アニュラス空気浄化設備の操作時間

さらに、被ばく線量評価の結果より、実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びグラウンドシャインガンマ線による外部被ばくであることから、これらの被ばく線量に対して影響が大きく、不確実さがある以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ 呼吸率
- ・ 湿性沈着係数
- ・ 乾性沈着速度

(a) アニュラス空気浄化設備の操作時間に係る感度解析

イ 解析条件

アニュラス空気浄化設備の操作時間に係る感度を確認するため、ベース

ケースよりも20分遅い事象発生から80分後にアニュラス空気浄化設備を操作する場合の解析を実施する。第3.1.3.5-12表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、アニュラス空気浄化設備による放射性物質の除去開始が遅れ、大気中に放出される放射性物質の量が増加することから、実効線量はベースケースより増加し、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約23mSvとなった。

(b) 呼吸率に係る感度解析

イ 解析条件

呼吸率に係る感度を確認するため、不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値の解析を実施する。第3.1.3.5-13表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、呼吸率の増減に伴い、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による実効線量が増減し、全気象シーケンスの評価結果の平均値は、上限値の場合約28mSv、下限値の場合約14mSvとなった。

(c) 湿性沈着係数に係る感度解析

イ 解析条件

湿性沈着係数に係る感度を確認するため、不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値の解析を実施する。第3.1.3.5-14表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、湿性沈着係数が増加する場合は、大気中に放出され地表面に沈着する放射性物質が増加し、大気中に浮遊する放射性物

質量が減少するため、グラウンドシャインガンマ線及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による実効線量が増加し、クラウドシャインガンマ線及び大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による実効線量が減少する。また、湿性沈着係数が減少する場合は、逆の傾向となる。

但し、湿性沈着係数の影響は、降雨のある気象シーケンスのみが対象となるため、実効線量に対する影響は小さく、全気象シーケンスの評価結果の平均値は、上限値の場合約20mSv、下限値の場合約18mSvとなった。

(d) 乾性沈着速度に係る感度解析

イ 解析条件

乾性沈着速度に係る感度を確認するため、不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値の解析を実施する。第3.1.3.5-15表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、乾性沈着速度の増減は、湿性沈着係数の感度解析と同様の傾向を示すが、全気象シーケンスが対象となるため、実効線量に対する影響は湿性沈着係数の感度解析より大きいものの、グラウンドシャインガンマ線及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による実効線量の増減と、クラウドシャインガンマ線及び大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による実効線量の増減が相殺し、全気象シーケンスの評価結果の平均値は、上限値の場合約20mSv、下限値の場合約18mSvとなった。

感度解析の結果のまとめを第3.1.3.5-16表に示す。

第 3.1.3.5-1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮する)	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	3 (装荷比率) 3/4:ウラン燃料 1/4:MOX燃料	評価対象炉心は、被ばく評価において厳しいMOX燃料装荷炉心を想定
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
よう素の形態	粒子状よう素:5% 無機よう素:91% 有機よう素 :4%	化学形態を考慮し、R.G1.195*1の再浮遊割合を考慮して設定
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着率	9.0E-04 (1/s)	CSE実験*2に基づき無機よう素の自然沈着率を設定
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	15,300m ³	アニュラス部体積から配管等の体積を除いて保守的に設定
アニュラス部からの放出流量	100m ³ /min	アニュラス空気浄化ファン流量の設計値を設定

第 3.1.3.5-1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件 (2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス負圧達成時間	62分	選定した代表事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分)起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンペによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～62分:0% 62分～ :95%	設計上期待できる値を設定
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～62分:0% 62分～ :99%	設計上期待できる値を設定

*1: 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

*2: BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

第 3.1.3.5-2 表 炉心内蓄積量 (gross 値)

核種グループ*	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 1.5E+19
よう素類	約 3.0E+19
Cs類	約 1.1E+18
Te類	約 8.8E+18
Sr類	約 1.1E+19
Ru類	約 2.7E+19
La類	約 5.6E+19
Ce類	約 8.2E+19
Ba類	約 1.2E+19

*:実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-3 表 大気中への放射性物質の放出量
(事故後 7 日間積算) (gross 値)

核種グループ*	放出放射能量 (Bq)
希ガス類	約 5.4E+16
よう素類	約 2.0E+14
Cs類	約 2.6E+12
Te類	約 1.3E+13
Sr類	約 4.4E+11
Ru類	約 1.3E+12
La類	約 3.2E+10
Ce類	約 3.6E+11
Ba類	約 6.4E+11

*:実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-4 表 炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合

(事故後 7 日間積算)

核種グループ*	放出割合
希ガス類	約 9.0 E -03
よう素類	約 2.2 E -05
Cs類	約 2.5 E -06
Te類	約 1.7 E -06
Sr類	約 4.4 E -08
Ru類	約 4.9 E -08
La類	約 5.9 E -10
Ce類	約 4.4 E -09
Ba類	約 6.1 E -08

*:実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-5 表 大気拡散評価及び沈着評価の条件

項目	評価条件	設定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル (プルームは放出開始時刻の風向に従って、それ以後直進する)	気象指針*1を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用
気象資料	玄海原子力発電所における1年間の気象資料 (2016.1～2016.12)	風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用
混合層高さ	200m	発電所における観測データを基に設定
放出源有効高さ	排気筒放出:30m 地上放出:0m	放出高さについては、設計基準事故時の排気筒有効高さのうち各方位の排気筒有効高さの最小値
建屋の影響	地上放出のみ考慮する	地上放出時は放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
建屋の投影面積	4,300m ²	敷地等境界における被ばく評価の観点からタービン建屋を含めて選定
形状係数	0.5	気象指針を参考として設定
放射性物質濃度の評価点	640m	炉心から敷地等境界までの最短距離
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551Vol.2*2より設定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R: 降雨強度 (mm/h) a: 9.5E-05、b: 0.8	NUREG/CR-4551Vol.2*2より設定

*1: 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

*2: 米国NUREG/CR-4551Vol.2“Evaluations of Severe Accident Risks
: Quantification of Major Input Parameters”

第 3.1.3.5-6 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による

被ばく線量の評価条件

項目	評価条件	設定理由
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は全て原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定
アニュラス内線源強度分布	アニュラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布	アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在するため、アニュラス部に漏えいした放射性物質によるガンマ線を考慮 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質は、アニュラス部に均一に分布するものと仮定して設定
原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部及び円筒部それぞれの遮蔽厚さを設定 PCCVドーム部:1,100mm PCCV円筒部 :1,300mm 施工誤差については、-100mmを考慮	設計値に施工誤差(-100mm)を考慮
アニュラス壁厚さ	アニュラス上部:300mm(最薄部) アニュラス下部:800mm(最薄部) 施工誤差については、-5mmを考慮	設計値に施工誤差(-5mm)を考慮
空気カーマから全身に対しての線量への換算係数	1Sv/Gy	安全評価指針*を参考に設定
線源中心から評価点までの距離	640m	炉心から敷地等境界までの最短距離を設定
評価点EL.	EL.+29m	炉心から敷地等境界までの距離が最短となる方位のEL.を設定

*: 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(原子力安全委員会)

第 3.1.3.5-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる

原子炉格納容器及びアニュラス部内の積算線源強度(7日積算)

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部 (MeV)	液相部 (MeV)	アニュラス部 (MeV)
0.1	1.9E+23	5.3E+22	2.1E+19
0.125	9.4E+21	2.0E+22	1.9E+17
0.225	1.6E+23	2.8E+23	1.2E+19
0.375	3.8E+23	5.4E+22	2.7E+18
0.575	1.5E+24	4.9E+23	1.2E+19
0.85	1.2E+24	4.9E+23	8.2E+18
1.25	5.5E+23	2.1E+23	4.1E+18
1.75	1.3E+23	2.8E+22	1.6E+18
2.25	9.8E+22	1.4E+22	3.8E+18
2.75	6.6E+21	3.9E+21	2.7E+17
3.5	6.2E+20	1.1E+21	2.1E+16
5	5.5E+19	2.1E+20	1.9E+15
7	1.7E+11	1.5E+12	4.8E+5
9.5	2.7E+10	2.4E+11	7.5E+4

第3.1.3.5-8表 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び
 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線
 量の評価条件

項目	評価条件	設定理由
マスクによる 除染係数	考慮しない	保守的な評価となるよう、マスクの 着用を考慮せず
安定よう素剤	考慮しない	保守的な評価となるよう、安定よう 素剤の服用を考慮せず
呼吸率	5.972E-05 m ³ /s	小児一日平均の呼吸率を設定 ICRP Publication 71を参照して設 定
線量換算係数	小児実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131:1.6E-04 mSv/Bq I-132:2.3E-06 mSv/Bq I-133:4.1E-05 mSv/Bq I-134:6.9E-07 mSv/Bq I-135:8.5E-06 mSv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub.71,72 に基づく	ICRP Publication 71,72に基づく
放射性物質 の再浮遊	考慮する 再浮遊による空气中濃度は以下の 式で計算する。 空气中濃度 =地表面濃度・A・e ^{-λl} λ=ln2/B 再浮遊係数A:1.0E-05 1/m 再浮遊係数B:1.6E+07 s	NUREG/CR-4551Vol.2より設定

第3.1.3.5-9表 被ばく経路別の実効線量*

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.31
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.55
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.0
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 15
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.18
合 計	約 18

*:全気象シーケンスの平均値

第3.1.3.5-10表 被ばく経路別の実効線量及び主要解析条件

被ばく経路	実効線量(mSv)*	主要解析条件
①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.31	<ul style="list-style-type: none"> ・ソースターム解析結果(原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質の量) ・遮蔽厚さ ・評価点距離・高さ
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.55	<ul style="list-style-type: none"> ・ソースターム解析結果(放射性物質の放出量) ・気象資料
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.0	<ul style="list-style-type: none"> ・ソースターム解析結果(放射性物質の放出量) ・湿性沈着係数 ・乾性沈着速度 ・気象資料
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 15	<ul style="list-style-type: none"> ・ソースターム解析結果(放射性物質の放出量) ・呼吸率 ・気象資料
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.18	<ul style="list-style-type: none"> ・ソースターム解析結果(放射性物質の放出量) ・湿性沈着係数 ・乾性沈着速度 ・再浮遊係数 ・呼吸率 ・気象資料

*:全気象シーケンスの平均値

第 3.1.3.5-11 表 不確実さ解析の条件

項 目	上限値、下限値	分布形	備 考
呼吸率	上限値:9.722E-05 m ³ /s 下限値:4.167E-05 m ³ /s	一様分布	ICRP Publication 71を参照して設定 上限値は小児呼吸率の最大値(軽度の活動時) 下限値は小児呼吸率の最小値(睡眠時)
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R: 降雨強度 (mm/h) 比例定数a 上限値:1.14E-02 1/s 下限値:2.73E-08 1/s 指数部b 0.664	対数一様分布	NUREG/CR-7155*の値を参照して設定
乾性沈着速度	上限値:3cm/s 下限値:0.03cm/s	対数一様分布	NUREG/CR-4551Vol.2の値を参照して設定
放射性物質の再浮遊	再浮遊による空气中濃度は以下の式で計算する。 空气中濃度 = 地表面濃度 $\cdot A \cdot e^{-\lambda x}$ $\lambda = \ln 2 / B$ 再浮遊係数A 上限値:1.0E-04 1/m 下限値:1.0E-06 1/m 再浮遊係数B 上限値:3.1E+07 s 下限値:2.6E+06 s	対数一様分布	NUREG/CR-4551Vol.2の値を参照して設定

* : NUREG/CR-7155 “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station”

第 3.1.3.5-12 表 アニュラス空気浄化設備の操作時間に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
アニュラス負圧 達成時間	62分	82分	ベースケースよりも20分遅くアニュラス空気浄化設備を操作すると想定(起動遅れ時間80分+負圧達成時間2分)

第 3.1.3.5-13 表 呼吸率に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
呼吸率	5.972E-05 m ³ /s	上限値 9.722E-05 m ³ /s 下限値 4.167E-05 m ³ /s	不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値

第 3.1.3.5-14 表 湿性沈着係数に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R: 降雨強度 (mm/h)		不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値
	比例定数a 9.5E-05 1/s 指数部b 0.8	比例定数a 上限値: 1.14E-02 1/s 下限値: 2.73E-08 1/s 指数部b 0.664	

第 3.1.3.5-15 表 乾性沈着速度に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
乾性沈着速度	0.3cm/s	上限値:3cm/s 下限値:0.03cm/s	不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値

第 3.1.3.5-16 表 感度解析結果のまとめ

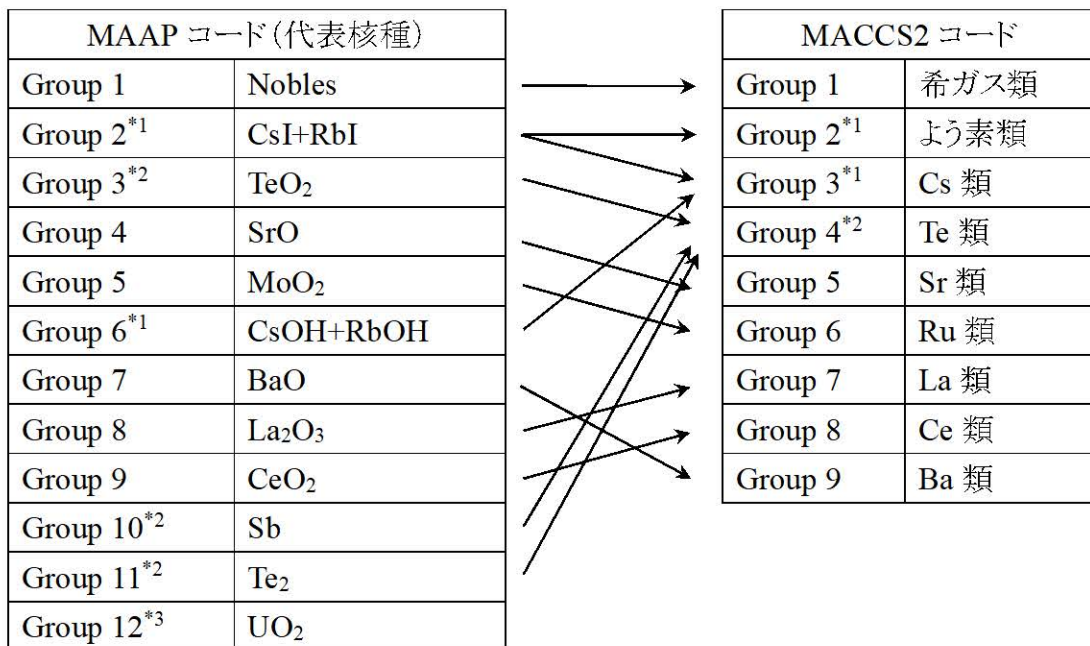
感度解析ケース		実効線量(平均値)
a	アニュラス空気浄化設備の操作時間	約23mSv
b	呼吸率	約14 ～ 約28mSv
c	湿性沈着係数	約18 ～ 約20mSv
d	乾性沈着速度	約18 ～ 約20mSv

データ番号 ^{*1}	ケース 1	ケース 2	ケース 8,760
1	D1 ^{*2}	D1	D1	D1	D1
2	D2	D2	D2	D2	D2
3	D3	D3	D3	D3	D3
...
119	D119	D119	D119	D119	D119
120	D120	D120	D120	D120	D120
121	D121	D121	D121	D121	D121
122	D122	D122	D122	D122	D122
...
8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760

*1:データの並びは1月1日1時～12月31日24時までである。

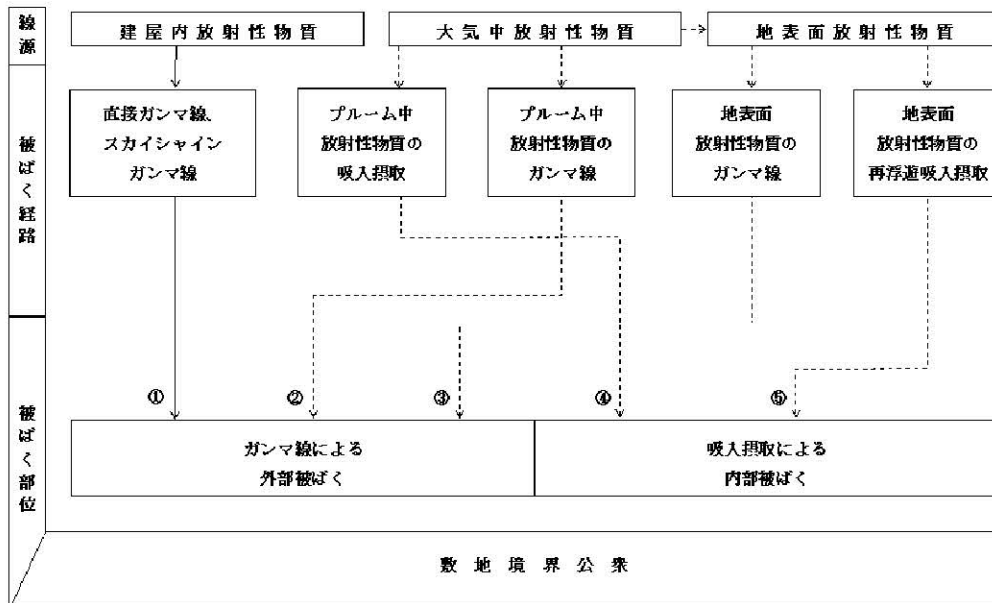
*2:Dn:n番目のデータ番号に対応する気象データ(風向、風速、大気安定度、降雨量)

第 3.1.3.5-1 図 気象シーケンスの設定



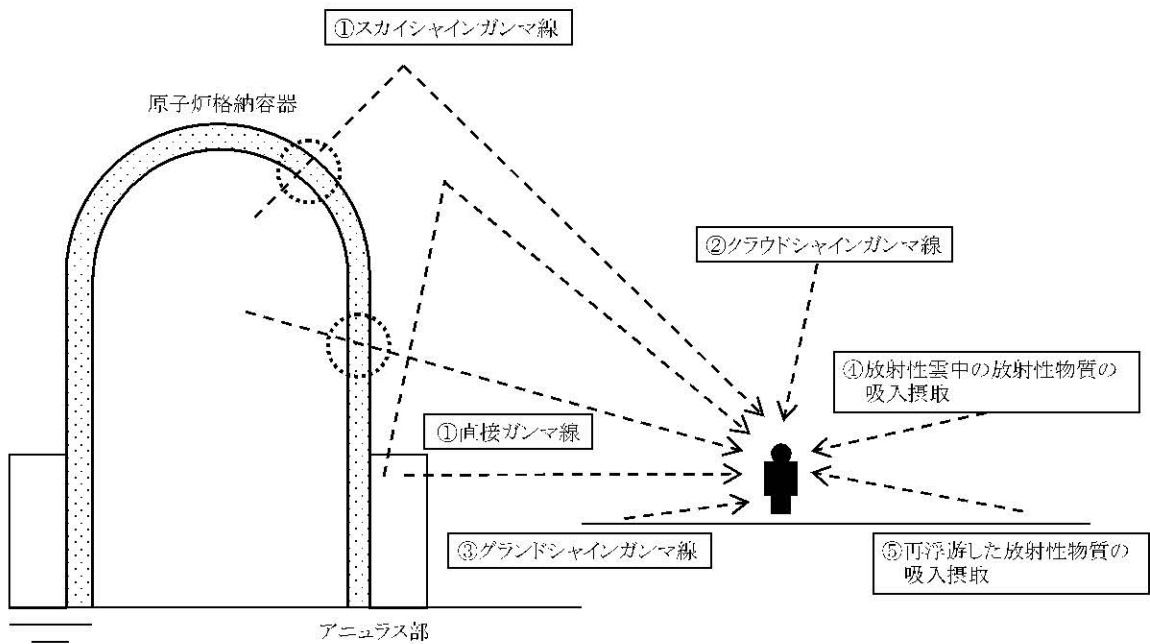
- *1: MACCS2 コードの Group2(よう素類)は、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の放出割合から求める。また、MACCS2 コードの Group3(Cs 類)は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAP コードの Group2(CsI+RbI) 及び Group6(CsOH+RbOH)を考慮する。大気中への放出放射エネルギーは、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質質量の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6(CsOH+RbOH)の Cs の放出量は、保守的に Group2(CsI+RbI)の CsI 生成に伴う Cs 量の減少を無視して求める。
- *2: MACCS2 コードの Group4(Te 類)は、MAAP コードの Group3(TeO₂)、Group10(Sb) 及び Group11(Te₂)の放出割合から求める。
- *3: 線量評価対象核種ではない。

第 3.1.3.5-2 図 MAAP コード及び MACCS2 コード核種グループの分類

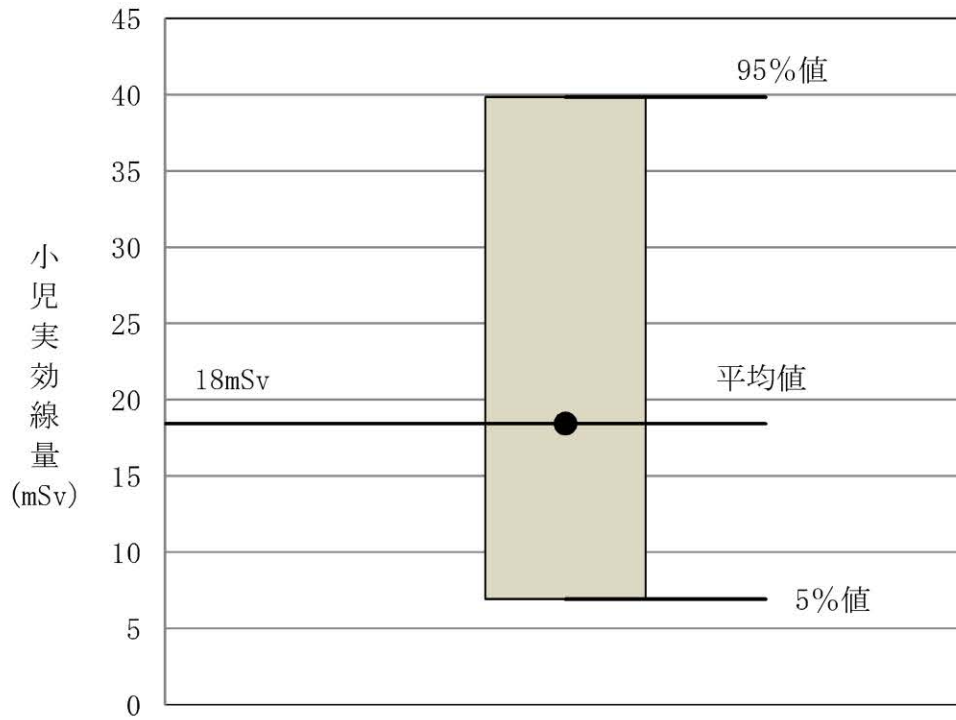


第 3.1.3.5-3 図 敷地等境界における公衆の被ばく経路

敷地等境界における被ばく	①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく



第 3.1.3.5-4 図 被ばく経路イメージ



第 3.1.3.5-5 図 敷地等境界における実効線量の評価結果

3.1.3.6 PRAにより抽出された追加措置

3.1.3.1 から 3.1.3.4 までで示した PRA の結果から、現状のプラントの安全性を更に向上させることを目的とし、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る主なシナリオとその要因を分析し、安全性向上のための追加措置を検討した。具体的な追加措置の検討プロセスを以下に示す。

リスク寄与が大きな事故シーケンスに対する追加措置を優先的に検討するため、現状のプラント状態でのリスク評価値を整理し、各事象(内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時及び津波出力運転時)における事故シーケンスグループごとの CDF 及びその CDF が各事象の全 CDF に対して寄与する割合、並びに各事象(内部事象出力運転時、地震出力運転時及び津波出力運転時)における格納容器機能喪失モードごとの CFF 及びその CFF が各事象の全 CFF に対して寄与する割合を分析し、第 3.1.3.6-1 図に示すフローを用いて、追加措置の検討対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードを選定した。この選定に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行している「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準:2013」(以下「SAM 標準」という。)を参考とした。なお、事故時の Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度の評価結果から抽出される追加措置は、放射性物質の放出頻度低減のための措置であり、格納容器機能喪失頻度の評価結果から抽出される措置と同じであった。

次に第 3.1.3.6-1 表及び第 3.1.3.6-2 表に示すとおり、SAM 標準を参考に追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループごとの CDF 及び格納容器機能喪失モードごとの CFF に対して、それらを重要度「高」、「中」又は「低」に分類するとともに、分類した重要度に応じて、有効と考えられる追加措置について検討を行った。

追加措置の具体的な検討においては、追加措置の検討対象として選定された

事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードのうち、リスク寄与の大きい、代表的な事故シナリオに対する追加措置を検討した。FV 重要度の上位を参照し、リスク上重要な事象に対して効果的な措置となるものを追加措置として抽出した。

(1) 炉心損傷に至る主なシナリオの分析

a. 重要度「高」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「高」に分類されるものはなかった。

b. 重要度「中」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「中」に分類されるものはなかった。

c. 重要度「低」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「低」に分類されたものとして、内部事象出力運転時レベル1PRAに対する「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」、内部事象停止時レベル1PRAに対する「崩壊熱除去機能喪失」、地震出力運転時レベル1PRAに対する「全交流動力電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」であった。

(a) 内部事象出力運転時レベル1PRA「2次冷却系からの除熱機能喪失」

イ 代表的事故シナリオの分析

安全系低圧交流母線の部分喪失の発生により、中間補機棟空調系の片トレンが機能喪失し、人的過誤により他方のトレンへの切替操作に失敗することで、電動補助給水ポンプ室空調系が機能喪失する。これによる電動補助給水ポンプ機能喪失に加え、タービン動補助給水ポンプの起動操作にも失敗することで、補助給水の失敗に至る。さらに、安全系交流母線喪失時には、蓄電池が枯渇することでその後の主給水及びフィードアンドブリードの機能が喪失するため、炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、待機側の中間補機棟空調系及び空調用冷水系への切替操作並びに補助給水系の復旧操作の習熟が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

各操作の失敗リスクに対する追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用を抽出した。

(b) 内部事象出力運転時レベル1PRA「原子炉補機冷却機能喪失」

イ 代表的事故シナリオの分析

通水側海水ストレーナ閉塞時に、待機側海水ストレーナへの切替操作に失敗することで、当該トレンの海水系が喪失する。さらに、待機側トレンへの切替操作に従属的に失敗することで、原子炉補機冷却機能喪失に至る。

原子炉補機冷却機能喪失後、RCPシールLOCAが発生し、その後のSA対策（常設電動注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車等）に失敗することで炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、当該シナリオ発生時における海水系切替操作及びSA対策操作の習熟が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

海水系切替操作及びSA対策操作失敗のリスクに対する追加措置として、緊急時対策要員を対象とした教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用を抽出した。

(c) 内部事象出力運転時レベル1PRA「ECCS再循環機能喪失」

イ 代表的事故シナリオの分析

格納容器再循環サンプ外隔離弁の開操作に失敗すると、ECCS再

循環に失敗し炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、当該シナリオ発生時における格納容器再循環サンプ外隔離弁開操作の習熟が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

各操作の失敗リスクに対する追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用を抽出した。

(d) 内部事象停止時レベル1PRA「崩壊熱除去機能喪失」

イ 代表的事故シナリオの分析

安全系高圧母線の部分喪失(POS9)発生により、運転側の余熱除去系が機能喪失し、その後の待機側の余熱除去系への切替操作に失敗し、2次系強制冷却操作にも従属的に失敗する。その後の緩和手段である充てん注入及び高圧注入の健全側が点検のため待機除外であった場合機能喪失となり、短期的な炉心注入手段が喪失し、炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、待機側の余熱除去系への切替操作及び2次系強制冷却操作の習熟が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

各操作の失敗リスクに対する追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用を抽出した。

(e) 地震出力運転時レベル1PRA「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」

イ 代表的事故シナリオの分析

地震により全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が

発生し、その後のSA対策(大容量空冷式発電機、2次系強制冷却、移動式大容量ポンプ車、常設電動注入ポンプ等)に失敗することで炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、当該シナリオ発生時におけるSA対策操作の習熟が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

SA対策操作失敗のリスクに対する追加措置として、緊急時対策要員を対象とした教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用を抽出した。

(2) 格納容器機能喪失に至る主なシナリオの分析

a. 重要度「高」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討
重要度「高」に分類されるものはなかった。

b. 重要度「中」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討
重要度「中」に分類されたものとして、内部事象出力運転時レベル2PRA及び地震出力運転時レベル2PRAに対する「格納容器隔離失敗」及び「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」であった。

(a) 内部事象出力運転時レベル2PRA「格納容器隔離失敗」

イ 代表的事故シナリオの分析

安全系低圧交流母線の部分喪失の発生により、中間補機棟空調系の片trenが機能喪失し、人的過誤により他方のtrenへの切替操作に失敗することで、電動補助給水ポンプ室空調系が機能喪失する。これによる電動補助給水ポンプ機能喪失に加え、タービン動補助給水ポンプの起動操作にも失敗することで、補助給水の失敗に至る。さらに、安全系交流母線喪失時には、蓄電池が枯渇することでその後の主給水及びフィードアンドブリードの機能が喪失するため、炉心損傷に至る。また、中間補機棟空調系喪失により、体積制御タンク水位異常低信号が発信されず、体積制御タンクから燃料取替用水タンクへの水源切替が出来なくなり、RCP封水注入による水封に期待できなくなる。そのため、格納容器隔離失敗となり、格納容器機能喪失に至る。

以上のようなシナリオは、炉心損傷に伴い従属的に格納容器機能喪失に至るシナリオであるため、炉心損傷を防止するための対策が格納容器機能喪失防止のための対策として有効であると考え。具体的には、「(1) 炉心損傷に至る主なシナリオの分析」に記載のとおり、待機

側の間補機棟空調系及び空調用冷水系への切替操作並びに補助給水系の復旧操作の習熟が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

各操作の失敗リスクに対する追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用を抽出した。

なお、RCP封水注入による水封機能喪失の可能性低減のための対策として、炉心損傷前に封水戻りライン隔離弁を閉止する手順を追加することが考えられるが、従属的に複数の人的過誤が発生することを想定しているシナリオであるため、更なる手順の追加は安全性向上に寄与しない可能性がある。また、手順の追加による効果を総合的に検討する必要があることから、今回は追加措置としない。

(b) 内部事象出力運転時レベル2PRA「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」

イ 代表的事故シナリオの分析

RCPシールLOCAが発生し、その後のSA対策（常設電動注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車等）に失敗することで炉心損傷に至る。また、移動式大容量ポンプ車の確立に失敗することで、格納容器内自然対流冷却（海水）の失敗により格納容器からの除熱に失敗し、格納容器機能喪失に至る。

以上のようなシナリオに対し、炉心損傷を防止するための対策として、当該シナリオ発生時におけるSA対策操作の習熟が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。また、格納容器機能喪失を防止するための設備対応として、特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントが効果的と評価し、追加措置を検討することとし

た。

ロ 追加措置の検討

SA対策操作失敗のリスクに対する追加措置として、緊急時対策要員を対象とした教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用を抽出した。

また、過圧破損に対する追加措置として、特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入を抽出した。これは、原子力規制の要求事項としての特定重大事故等対処施設対応として、設備対策及び手順化の観点から導入を計画中のものである。

なお、RCPシールLOCA発生の可能性低減のための対策として、低漏えいシールの導入が考えられるが、導入に当たっての検討課題、海外プラントでの運用状況等を調査し、安全性向上への寄与について今後検討する必要があることから、今回は追加措置としない。

(c) 地震出力運転時レベル2PRA「格納容器隔離失敗」「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」

イ 代表的事故シナリオの分析

地震により全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生し、その後のSA対策（大容量空冷式発電機、2次系強制冷却及び移動式大容量ポンプ車等）に失敗することで炉心損傷に至る。更に現場でのRCP封水戻りライン隔離弁閉止に失敗することで格納容器隔離失敗となる、又は、交流電源の回復に失敗することに伴い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗して格納容器機能喪失に至る。

以上のようなシナリオに対し、炉心損傷及び格納容器機能喪失を防止するための対策として、当該シナリオ発生時におけるSA対策操作の

習熟が効果的と評価した。また、格納容器機能喪失を防止するための設備対応として、特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントが効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

SA対策操作失敗のリスクに対する追加措置として、緊急時対策要員を対象とした教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用を抽出した。

また、過圧破損に対する追加措置として、特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入を抽出した。これは、原子力規制の要求事項としての特定重大事故等対処施設対応として、設備対策及び手順化の観点から導入を計画中のものである。

- c. 重要度「低」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討
重要度「低」に分類されるものはなかった。

(3) PRAより抽出された追加措置の整理

各PRAより抽出された安全性向上のための追加措置としては、設備対応としての機器の信頼性向上、運用対応としての手順等の改善並びに教育・訓練の強化による運転員及び緊急時対応要員の事故時対応能力の向上が挙げられた。具体的に検討した追加措置について整理した結果を第3.1.3.6-3表に示す。

なお、原子力施設の設計及び運用に対して、PRAの結果としてのリスク情報を活用するためには、より現実的な評価に向けた検討、研究の推進などに取組んでいく必要がある。今後もこれらの取組みを継続的に推進していく。

第 3.1.3.6-1 表 事故シーケンスグループごとの CDF

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	5.1E-07 (20.6%)	1.9E-09 (0.8%)	4.0E-08 (7.7%)	ϵ^{*2}
全交流動力電源喪失	1.9E-07 (7.6%)	2.8E-08 (11.4%)	2.1E-07 (40.5%)	1.5E-12 (3.3%)
原子炉補機冷却機能喪失	7.6E-07 (30.7%)	1.4E-08 (5.5%)	1.3E-07 (25.1%)	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.6E-08 (0.7%)	ϵ^{*1}	1.1E-10 ($< 0.1\%$)	ϵ^{*2}
原子炉停止機能喪失	1.2E-09 ($< 0.1\%$)		3.7E-08 (7.1%)	
ECCS注水機能喪失	4.0E-07 (16.4%)	3.8E-11 ($< 0.1\%$)	7.2E-08 (13.9%)	ϵ^{*2}
ECCS再循環機能喪失	5.4E-07 (22.0%)	2.3E-12 ($< 0.1\%$)	9.8E-09 (1.9%)	ϵ^{*2}
格納容器バイパス	4.9E-08 (2.0%)			
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		1.1E-07 (43.2%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		8.7E-08 (35.0%)		
反応度の誤投入(停止時)		9.1E-09 (3.6%)		
原子炉建屋損傷			1.8E-09 (0.3%)	
原子炉格納容器損傷			8.8E-11 ($< 0.1\%$)	
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)			1.8E-08 (3.5%)	
複数の信号系損傷				4.5E-11 (96.7%)
合計	2.5E-06	2.5E-07	4.7E-07	4.6E-11

緑ハッチング:重要度「低」

()内は各事象の合計に占める割合を示す。

*1: ϵ :カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

*2: ϵ :カットオフ値(1.0E-15(/炉年))未満

第 3.1.3.6-2 表 格納容器機能喪失モードごとの CFF

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	5.5E-11 (<0.1%)	ε *1	ε *2
β (格納容器隔離失敗)	3.6E-07 (36.6%)	1.7E-07 (48.6%)	4.5E-11 (97.2%)
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	1.3E-12 (<0.1%)	ε *1	ε *2
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	1.4E-10 (<0.1%)	ε *1	ε *2
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後後期))	1.5E-09 (0.2%)	4.2E-11 (<0.1%)	ε *2
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.4E-07 (45.1%)	1.1E-07 (31.4%)	3.7E-13 (0.8%)
ε (ベースマツト溶融貫通)	7.9E-09 (0.8%)	4.1E-09 (1.2%)	6.6E-14 (0.1%)
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	3.6E-08 (3.6%)	2.0E-09 (0.6%)	ε *2
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.1E-09 (0.1%)	2.6E-11 (<0.1%)	ε *2
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.8E-09 (0.4%)		
g (蒸気発生器伝熱管破損)	6.7E-08 (6.8%)	1.9E-08 (5.4%)	ε *2
τ (格納容器過温破損)	6.3E-08 (6.4%)	5.4E-08 (15.4%)	8.6E-13 (1.9%)
μ (格納容器直接接触)	ε *1	ε *1	ε *2
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)		1.9E-09 (0.5%)	
合計	9.9E-07	3.5E-07	4.6E-11

黄ハッチング:重要度「中」

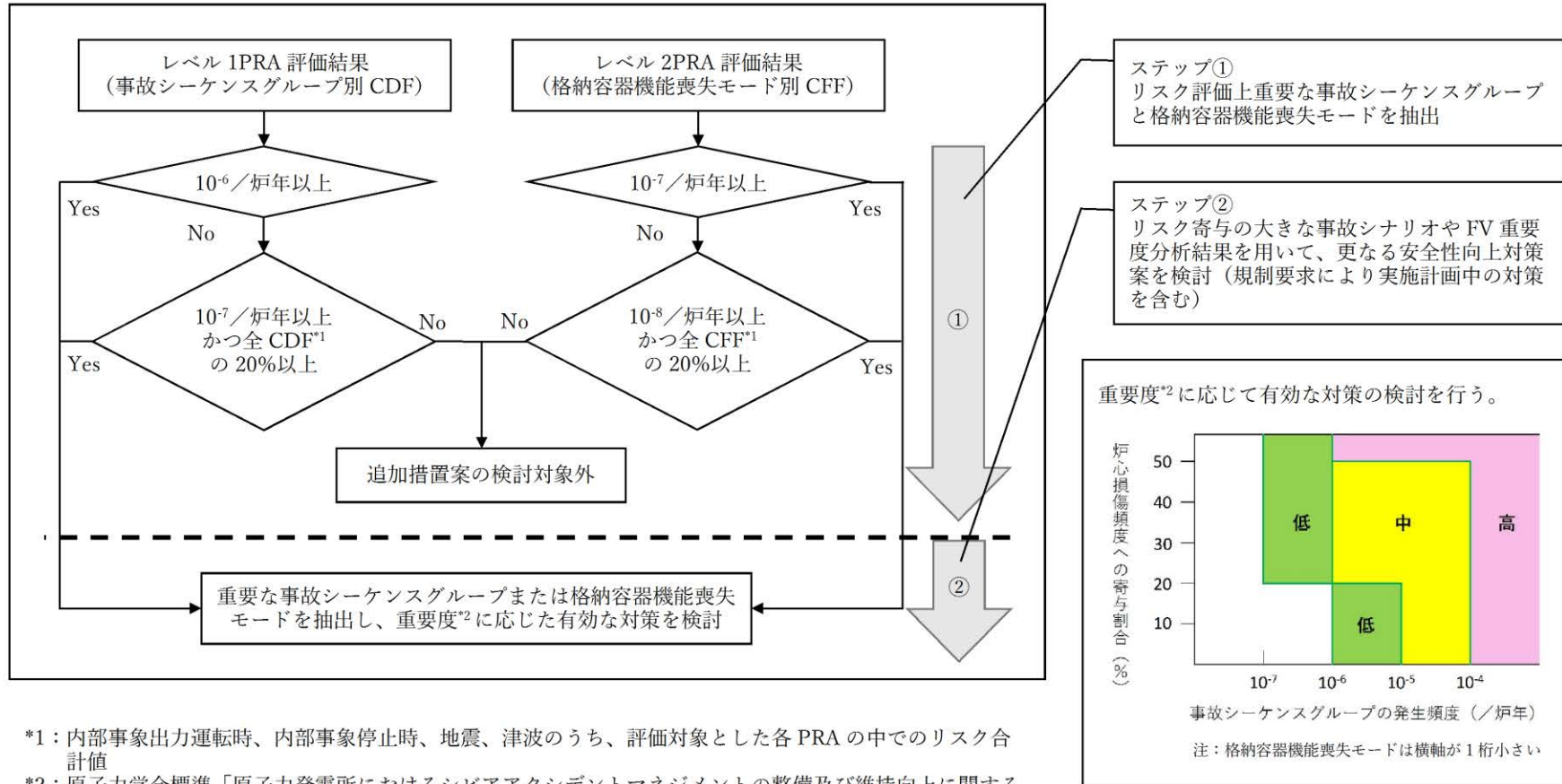
()内は各事象の合計に占める割合を示す。

*1: ε :カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

*2: ε :カットオフ値(1.0E-15(/炉年))未満

第 3.1.3.6-3 表 PRA より抽出された追加措置

	分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
追加措置	設備対策／ 運用対策	・特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入	・原子炉格納容器の過圧破損のリスクの低減が期待できる。	・内部事象出力運転時レベル 2PRA ・地震出力運転時レベル 2PRA
	リスク情報の活用	・運転員及び緊急時対応要員への教育・訓練プログラム策定への活用	・重要シナリオに対する教育・訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。	・内部事象出力運転時レベル 1PRA ・内部事象停止時レベル 1PRA ・地震出力運転時レベル 1PRA ・内部事象出力運転時レベル 2PRA ・地震出力運転時レベル 2PRA



第 3.1.3.6-1 図 追加措置の検討対象選定フロー

3.1.3.7 PRA改善に向けた取組み方針

安全性向上評価における PRA 実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案であることから、より現実的な評価を実施することが望ましく、その目的に沿った PRA 手法及び PRA モデルの改善が必要となる。

本届出においては、起因事象発生頻度等の入力データの最新化、海外専門家によるレビュー結果の PRA モデルへの反映(例:起因事象の細分化)を行うなど、より現実的な評価を目指した取組みを実施しているが、更なる改善に向け、以下の項目を実施する。

- ・国際的な水準に比肩する PRA への高度化を目指した活動である PWR 又は BWR パイロットプラントの取組みを踏まえ、PRA モデルの高度化(主に人間信頼性解析最新手法適用、イベントツリー・フォールトツリー精緻化、個別プラント故障率適用)を実施する。なお、これらの内容を反映した PRA モデルは、原子力規制検査(2020 年運用開始予定)への活用のために、構築済みである。
- ・地震 PRA については、2018 年度にフラジリティ評価及びシステム評価の手法についての課題を抽出した。今後は、引き続き抽出された課題の解決に向けた計画及び検討を実施する。また、既に課題として明確となっていた多重故障起因事象のモデル化手法及び SSC の損傷が炉心損傷に直結するシナリオの精緻化については、解決に向けた方策を検討した。これらについては、引き続き、方策の適用について検討を行う。

PRA 手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力大研究、電力中央研究所 原子力リスク研究センター等の活用により、効果的な取組みとなるよう進めていく。

3.1.3.8 過去に公表済みの PRA 結果と解析条件の相違について

3.1.3.1、3.1.3.3 及び 3.1.3.4 に示した PRA の結果に対し、過去に公表している PRA 結果及び解析条件との相違を分析し整理した。

(1) 内部事象出力運転時レベル1PRA

玄海3号機については、これまでアクシデントマネジメント(AM)整備後のPSA、定期安全レビュー(以下「PSR」という。)及び新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可申請(平成29年1月18日許可)にてPRAを実施している。

第3.1.3.8-1表に、これまで公表した玄海3号機の内部事象出力運転時レベル1PRA結果を示すが、それぞれのCDFを比較すると、以下の相違が生じている。

- ・ ①AM整備後PSA報告書(追加AM対策整備前)のCDFが 10^{-7} オーダーであるのに対して、④原子炉設置変更許可申請書のCDFは 10^{-4} オーダーであり、3桁程度の差がある。
- ・ ③PSR報告書と⑥安全性向上評価届出書(SA対策あり)のCDFを比較すると、⑥では新規制基準対応にて新たに整備したSA対策を考慮しているが、CDFは大きくなっている。
- ・ ④原子炉設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA対策なし)では、SA対策なしの状態であり緩和策の条件は同じであるが、CDFは異なる。

このため、①AM整備後PSA報告書(追加AM対策整備前)と④原子炉設置変更許可申請書、③PSR報告書と⑥安全性向上評価届出書(SA対策あり)、④原子炉設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA対策なし)について、以下の解析条件によるCDFの相違を感度解析にて分析した。

- ・ 起因事象発生頻度
- ・ 緩和策
- ・ 人的過誤(従属性)評価
- ・ 故障率
- ・ 共通原因故障(以下「CCF」という。)パラメータ
- ・ 原子力リスク研究センターの技術諮問委員会(以下「TAC」という。)から

のコメント反映

- a. ①AM整備後PSA報告書(追加AM対策整備前)と④原子炉設置変更許可申請書の比較

①AM整備後PSA報告書(追加AM対策整備前)においては、平成4年以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM策に期待しているが、④原子炉設置変更許可申請書では、SA対策を検討するためのシーケンスグループを抽出する目的でPRAを実施しており、それらのAM策にも期待しないものとして評価している。

また、①追加AM対策整備前は、故障率データとして米国機器故障率を使用、CCFについても評価手法が異なることから、④原子炉設置変更許可申請書と比較すると、解析条件において異なる点が多い。

これらの緩和策、故障率データ及びCCF評価手法の評価条件の相違による影響を感度解析により分析した結果、①と④のCDFの差の要因は、緩和策の評価条件の差による影響が大きいことを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(a) 解析条件

解析条件を第3.1.3.8-2表に示す。

ケース1:起回事象発生頻度の相違の影響分析

①の起回事象発生頻度に④の値を適用しCDFを計算する。

ケース2:緩和策の相違の影響分析

①の緩和策として考慮しているフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM策を除いた場合のCDFを計算する。

ケース3:故障率データの相違の影響分析

FV重要度の上位機器を対象として、米国機器故障率と国内機器故障率(国内21ヶ年データ)を比較し、①の米国機器故障率

から④の国内機器故障率に変更した場合の低減率からCDFを概略計算する。

ケース4: CCFパラメータの相違の影響分析

FV重要度の上位を対象として、①と④のCCFパラメータを比較し、①のCCFパラメータを④の値に変更した場合の低減率からCDFを概略計算する。

(b) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.8-2表に示す。

ケース1: ①の起因事象発生頻度を④に変更したところ、

$$\text{①: } 2.4 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 2.9 \times 10^{-7} (\text{/炉年})$$

となった。起因事象発生頻度の相違については、①及び④のベースケースの差異に対して大きな影響がないことが確認できた。

ケース2: ①の緩和策として考慮しているフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM策を除いた場合のCDFの影響を検討したところ、

$$\text{①: } 2.4 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 1.8 \times 10^{-4} (\text{/炉年})$$

となった。緩和策の比較を第3.1.3.8-3表に示す。

各AM策のうち最も大きな影響は起因事象として原子炉補機冷却機能が喪失した場合の緩和策の差異である。原子炉補機冷却機能喪失事象発生時のシナリオとしての大きな相違は以下のとおりである。

①CCW復旧に期待し、炉心損傷防止可能

④CCW復旧に期待できず、炉心損傷防止不可

以上より、①と④の緩和策の相違は「CCWの復旧」が主たるものであり、同等とすることで①と④が同等の結果となることを確認できた。

ケース3:故障率の増減割合は機器によって異なるものの、全体的に国内機器故障率の方が小さくなっている。FV重要度の上位機器を対象に故障率を④の国内機器故障率(国内21ヶ年データ)に変更した場合の影響を概略検討したところ、

$$\textcircled{1}:2.4 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 8.2 \times 10^{-8} (\text{/炉年})$$

となった。故障率の相違については、①及び④のベースケースの差異に対して大きな影響がないことが確認できた。

ケース4:CCFパラメータは①NUREG-1150と④CCF Parameter 2010の値と異なる。①でのFV重要度上位を対象に、CCFパラメータ値を比較したところ④の方が小さくなっており、①から④にCCFパラメータ値を変更した場合の影響を概略検討したところ、

$$\textcircled{1}:2.4 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 2.1 \times 10^{-7} (\text{/炉年})$$

となった。CCFパラメータ値の相違については、①及び④のベースケースの差異に対して大きな影響がないことが確認できた。

上述したとおり、①に比べて④のCDFが3桁程度大きいことはAM策に期待しないことによる影響が主要因である。人的過誤従属性の評価条件の相違は、①と④の差に対してはほとんど影響がない。但し、①ではTHERP手法に基づき詳細に人的過誤を検討しているのは一部であり、それ以外はスクリーニング値を採用しているなど、概略評価となっている。一方で、④ではPRAでモデル化するべき運転員操作を抽出し、それぞれにTHERP手法を適用して人的過誤を詳細に分析している。

上記の分析の結果、①と④のCDFの差が3桁程度となる要因は、ケース2に示すとおり、フィードアンドブリード、2次系強制冷却、CCW復旧など、④では期待していない緩和策によるCDFの低減効果であることを確認した。

b. ③PSR報告書と⑥安全性向上評価届出書(SA対策あり)の比較

安全性向上評価届出書においては、大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ等、新規制基準対応にて新たに整備したSA対策を考慮している。一方、PSR報告書において考慮している緩和策のうち、号機間電源融通、CCWの復旧等は、同等の機能を有するSA対策がある等の理由でCDFへの影響が小さいと考えられることから、安全性向上評価届出書において考慮していない。

人的過誤の従属性の評価条件については、安全性向上評価届出書ではピアレビューコメントを反映し、トレンにおける人的過誤間の従属性を完全従属、同一シーケンスにおける人的過誤間の従属性を適切に考慮している。

また、安全性向上評価届出書では、故障率データについては国内機器故障率29ヶ年データを使用し、CCFについての評価手法が異なるとともに、TACからのコメント反映によりイベントツリーの高度化等を実施している。

これらの緩和策、人的過誤従属性の評価条件、故障率データ、CCF評価手法及びTACコメントの反映の相違による影響を感度解析により分析した結果、③と⑥の差の要因は、緩和策の評価条件の差による影響が大きいことを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(a) 解析条件

解析条件を第3.1.3.8-4表に示す。

ケース1: 起因事象発生頻度の相違の影響分析

③の起因事象発生頻度に⑥の値を適用しCDFを計算する。

ケース2: 人的過誤従属性の影響分析

③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、③と⑥の人的過誤従属性の評価条件を同じにするため、トレンにおける人的過誤間の従属性を完全従属、同一シーケンスにおける人的過誤間の従

属性を完全独立に変更する。

ケース3:緩和策の相違の影響分析

③の起回事象発生頻度を⑥に変更した上で、③のみ、⑥のみに考慮している緩和策を無効化し緩和策を同じとする。

ケース4:故障率の相違の影響分析

③の起回事象発生頻度を⑥に変更した上で、故障率データの相違の影響を分析するため、FV重要度の上位機器を対象として、米国機器故障率と国内機器故障率(国内29ヶ年データ)を比較し、③の米国機器故障率から⑥の国内機器故障率に変更した場合の低減率からCDFを概略計算する。

ケース5:CCFパラメータの相違の影響分析

③の起回事象発生頻度を⑥に変更した上で、CCFの評価手法の相違の影響を分析するため、FV重要度の上位を対象として、③と⑥のCCFパラメータを比較し、③のCCFパラメータを⑥の値に変更した場合の低減率からCDFを概略計算する。

ケース6:TACからのコメント反映の影響分析

③の起回事象発生頻度を⑥に変更した上で、⑥で考慮している起回事象の細分化等のTACからのコメント反映を無効化する。

ケース7:ケース1～6すべての影響分析

③の起回事象発生頻度を⑥に変更した上で、人的過誤従属性の評価条件、緩和策、故障率データ、CCFパラメータ及びTACからのコメント反映を③と⑥で同じとする。

(b) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.8-4表に示す。

ケース1:③の起回事象発生頻度を⑥に変更したところ、

③： 1.0×10^{-7} （／炉年）→ 9.5×10^{-8} （／炉年）

となった。起因事象発生頻度の相違については、③及び⑥のベースケースの差異に対して大きな影響がないことが確認できた。

ケース2：③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、人的過誤の従属性条件を③と⑥で同等とした場合、

③： 1.0×10^{-7} （／炉年）→ 2.2×10^{-7} （／炉年）

⑥： 2.5×10^{-6} （／炉年）→ 2.0×10^{-6} （／炉年）

となった。③に対してトレンにおける人的過誤間の従属性を完全従属に変更し、⑥に対して同一シーケンスにおける人的過誤間の従属性を完全独立とした結果、人的過誤の従属性条件の相違はCDFの差の要因の一つであることが確認できた。

ケース3：③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、緩和策を③と⑥で同等とした場合、

③： 1.0×10^{-7} （／炉年）→ 6.5×10^{-6} （／炉年）

⑥： 2.5×10^{-6} （／炉年）→ 4.9×10^{-6} （／炉年）

となった。緩和策の比較を第3.1.3.8-5表に示す。

③に対しては、⑥でモデル化していない号機間電源融通及びCCW復旧を除外し、⑥に対しては、③でモデル化していないSA対策を除外して緩和策を同じとした結果、緩和策の相違はCDFの差の要因の一つであることが確認できた。

ケース4：③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、③のFV重要度の上位機器を対象に故障率を⑥の国内機器故障率（国内29ヶ年データ）に変更した場合の影響を概略検討したところ、

③： 1.0×10^{-7} （／炉年）→ 4.8×10^{-8} （／炉年）

となった。故障率の増減は機器によって異なるものの、③で使用

している米国機器故障率と比較して、⑥で使用している国内機器故障率(国内29ヶ年データ)の方が小さくなっている。故障率の相違については、③及び⑥のベースケースにおいて⑥のCDFが大きくなる要因ではないことが確認できた。

ケース5:③でのFV重要度の上位を対象にCCFパラメータ値を比較したところ、⑥の方が小さくなっており、③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、③から⑥にCCFパラメータ値を変更した場合の影響を概略検討したところ、

$$\text{③: } 1.0 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 8.6 \times 10^{-8} (\text{/炉年})$$

となった。CCFパラメータ値の相違については、③及び⑥のベースケースの差異に対して影響がないことが確認できた。

ケース6:③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、⑥からTACからのコメント反映を無効化したところ、

$$\text{③: } 1.0 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 9.5 \times 10^{-8} (\text{/炉年})$$

$$\text{⑥: } 2.5 \times 10^{-6} (\text{/炉年}) \rightarrow 2.3 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

となった。③に対しては、ケース1と同様である。⑥に対しては、TACからのコメント反映を無効化した結果、TACからのコメント反映の相違については、③及び⑥のベースケースの差異に対して影響がないことが確認できた。

ケース7:③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、人的過誤従属性、緩和策、故障率、CCFパラメータ、TACコメントの評価条件を③と⑥で同等とした場合、

$$\text{③: } 1.0 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 6.4 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

$$\text{⑥: } 2.5 \times 10^{-6} (\text{/炉年}) \rightarrow 2.3 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

となり、③と⑥のCDFは同等となることが確認できた。

上記の感度解析の結果、⑥で新規制基準対応にて新たに整備したSA対策を考慮しているにも関わらずCDFが大きくなっている要因は、ケース3に示す緩和策の影響が大きいことを確認した。

c. ④原子炉設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA対策なし)の比較

安全性向上評価届出書では、起因事象発生頻度の評価においてフォールトツリー(以下「FT」という。)にて算出しているものがあるなど、原子炉設置変更許可申請書(平成29年1月18日許可)とは異なる点がある。

また、人的過誤従属性の評価条件についても、安全性向上評価届出書ではピアレビューコメントを受け、同一シーケンスにおける人的過誤間の従属性を適切に考慮、トレンにおける人的過誤間の従属性を完全従属としており、原子炉設置変更許可申請書(平成29年1月18日許可)の解析条件とは異なる。さらに、安全性向上評価届出書では、TACからのコメント反映によりイベントツリーの高度化等を実施している。

これらの起因事象発生頻度、人的過誤従属性の評価条件の相違及びTACコメントによる影響を、感度解析により分析した結果、④と⑤の差の要因は、起因事象発生頻度による影響が大きいことを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(a) 解析条件

解析条件を第3.1.3.8-6表に示す。

ケース1:起因事象発生頻度の相違の影響分析

④の起因事象発生頻度に⑤の値を適用しCDFを計算する。

ケース2:人的過誤従属性の相違の影響分析

④と⑤の人的過誤従属性の評価条件を同じにするため、④のトレ

ンにおける人的過誤間の従属性を完全従属、⑤の同一シーケンスにおける人的過誤間の従属性を完全独立に変更する。

ケース3:TACからのコメント反映の影響分析

⑤で考慮している起因事象の細分化等のTACからのコメント反映を無効化する。

(b) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.8-6表に示す。

ケース1:④の起因事象発生頻度を⑤に変更したところ、

④: 2.2×10^{-4} (/炉年)→ 2.5×10^{-5} (/炉年)

となった。④と⑤では、SA対策、CCW回復などに期待しない条件は同等であり、原子炉補機冷却機能喪失事象が炉心損傷に直結する。このため、当該事象の発生頻度を発生件数(発生実績がないため0.5件とした)及び運転期間から算出(2.0×10^{-4} (/炉年))している④では、当該事象がCDFに対して大きく寄与している。ここで、安全性向上評価届出書では、当該事象の発生頻度をFTによって算出しており、発生頻度は原子炉設置変更許可申請書(平成29年1月18日許可)より低減している。④における当該事象の発生頻度を、FTによって算出した⑤の値に変更して評価を実施することにより、当該事象のCDFが 2.0×10^{-4} (/炉年)→ 6.3×10^{-6} (/炉年)となり、④のベースケースにて最も寄与が高かった当該事象の寄与が相対的に低減したことによるものであることが確認できた。

ケース2:人的過誤の従属性条件を④と⑤で同等とした場合、

④: 2.2×10^{-4} (/炉年)→ 2.2×10^{-4} (/炉年)

⑤: 3.5×10^{-5} (/炉年)→ 3.2×10^{-5} (/炉年)

となった。④のCDFはベースからほぼ変動なしとなった。SA対策等を考慮していない④と⑤の評価では、人的過誤の組み合わせ(トレン間、同一シーケンス間)による炉心損傷への寄与が非常に少なく、④でのトレンにおける人的過誤間の従属性の完全従属への変更、⑤での同一シーケンスにおける人的過誤間の従属性の完全独立への変更を実施してもCDFに影響がないことが確認できた。

ケース3:⑤からTACからのコメント反映を無効化した場合、

⑤: 3.5×10^{-5} (/炉年) $\rightarrow 2.7 \times 10^{-5}$ (/炉年)

となった。TACからのコメント反映を無効化した結果、TACからのコメント反映の相違については、④及び⑤のベースケースの差異に対して影響がないことが確認できた。

上記の感度解析の結果、④、⑤ともにSA対策なしの状態であり緩和策の条件は同じであるにも関わらずCDFが異なっている主要因は、ケース1に示すとおり、安全性向上評価において原子炉補機冷却機能喪失事象の起因事象発生頻度をFTによる算出方法に変更したことによる影響が大きいことによるものであることを確認した。

(2) PRAに用いた地震ハザード及び津波ハザードの変遷について

今回PRAと前回PRAでは評価に用いる地震ハザード及び津波ハザードが異なる。前回PRAに用いた地震ハザード及び津波ハザードは、設置変更許可申請書(平成25年7月申請)における基準地震動及び基準津波の超過確率を参照していたが、今回PRAでは、設置変更許可申請書(平成29年1月補正)を参照したものである。

これらの地震ハザード及び津波ハザードの変遷及び変更理由について、第3.1.3.8-7表～第3.1.3.8-11表に示す。

(3) 地震PRA ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA対策なし)の比較

a. 評価条件の相違

④設置変更許可申請書の地震PRA(以下「④前回PRA」という。)と⑤安全性向上評価届出書の地震PRA(SA対策なし)(以下「⑤今回PRA」という。)の評価条件の主な相違として、地震ハザード以外に脆弱性が挙げられ、今回PRAの脆弱性については以下の点を見直している。

- ・変更後の地震ハザードをベースに脆弱性を評価
あわせて、PRAへの影響が大きくなると考えられる機器については、現実的な耐力又は応答を基に評価
- ・複数の電気盤(パワーセンタ、格納容器高レンジエリアモニタ検出器)について、現実的な耐力の評価のため新たに加振試験を実施し、その結果を反映
- ・耐震補強を施した機器(原子炉補機冷却水冷却器、格納容器スプレイ冷却器等)について、その結果を反映
- ・PWR標準プラントの耐力等を参照していた耐震B、Cクラスの機器等に対し、玄海3号機の耐力等をベースに脆弱性を評価

なお、前回PRAでは事故シーケンスグループの選定に有意な影響を及ぼさないことを踏まえ、PWR標準プラントの脆弱性に玄海3号機の地震応答を反映して評価した。

b. 分析結果

評価条件の相違による影響を確認するため、④前回PRA及び⑤今回PRAに対し、以下のとおり感度解析により分析した。感度解析結果を第3.1.3.8-12表に示す。

ケース1:④前回PRAに⑤今回PRAの地震ハザード(第3.1.3.8-13表参照)を適用した結果、

④前回PRA: $1.0 \times 10^{-6} \rightarrow 1.6 \times 10^{-6}$ (/炉年)

となった。

ケース2:ケース1に、⑤今回PRAの機器フラジリティの値を適用した結果、

④前回PRA: $1.0 \times 10^{-6} \rightarrow 1.1 \times 10^{-6}$ (/炉年)

となり、⑤今回PRAのCDF 1.1×10^{-6} とほぼ同じ値となった。

以上のことから、④前回PRA及び⑤今回PRAのCDFの相違の主な理由は地震ハザードとフラジリティの変更による影響であることが確認できた。

また、ヒューマンエラーについては、⑤今回PRAにて人的過誤の従属性及びストレスレベルを変更しているが、SA対策なしの状態では人的過誤の寄与が小さいため、評価条件の変更によるCDFへの影響はわずかである。

(4) 津波PRA ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA対策なし)の比較

a. 評価条件の相違

④設置変更許可申請書の津波PRA(以下「④前回PRA」という。)と⑤安全性向上評価届出書(SA対策なし)の津波PRA(以下「⑤今回PRA」という。)の主な解析条件の相違点は津波ハザード及び1次系建屋の開口部シールの取り扱いである。⑤今回PRAでは開口部シールの津波損傷による1次系建屋への浸水を考慮する。開口部シールの取り扱いについて第3.1.3.8-14表に示す。

b. 分析結果

津波ハザード及び1次系建屋の開口部シールの取り扱いの相違による影響を確認するため、④前回PRA及び⑤今回PRAに対し、以下のとおり感度解析により分析した。感度解析結果を第3.1.3.8-15表に示す。

ケース1:④前回PRAに⑤今回PRAの津波ハザード(第3.1.3.8-16表参照)を適用した結果、

④前回PRA: $1.3 \times 10^{-10} \rightarrow 1.2 \times 10^{-9}$ (／炉年)

となった。

ケース2:ケース1に海水ポンプモータ下端高さ未満での1次系建屋への浸水(第3.1.3.8-17表参照)を考慮した結果、

④前回PRA(ケース1): $1.2 \times 10^{-9} \rightarrow 3.4 \times 10^{-9}$ (／炉年)

となり、⑤今回PRA 3.4×10^{-9} とほぼ同じ値となった。

以上のことから、④前回PRA及び⑤今回PRAのCDFの相違の主な理由は津波ハザード及び1次系建屋開口部シールの取り扱いであることが確認できた。

⑤今回PRAでは開口部シールが損傷して1次系建屋へ浸水した時点、又は

④前回PRAと同様に海水ポンプが喪失した時点で炉心損傷となることから、海水管トレンチ高さから海水ポンプモータ下端高さ(EL6.0m～7.7m)の津波がCDFに影響する。

また、両者において海水ポンプモータ下端高さの津波で必ず炉心損傷することから、それ以上の高さでの条件の相違はCDFに影響を与えない。

第 3.1.3.8-1 表 玄海原子力発電所 3 号機の公表済みの内部事象出力運転時レベル 1PRA 結果

項目	AM 整備後 PSA 報告書 (平成 16 年 3 月)		③PSR 報告書 (平成 18 年 3 月)	④設置変更 許可申請書 (平成 29 年 1 月)*2	安全性向上評価届出書 (令和 2 年 2 月届出)		
	①追加 AM 対策整備前*1	②追加 AM 対策整備後			⑤SA 対策なし	⑥SA 対策あり	
CDF	2.4×10^{-7}	1.2×10^{-7}	1.0×10^{-7}	2.2×10^{-4}	3.5×10^{-5}	2.5×10^{-6}	
解析条件	故障率	米国データ	米国データ	米国データ	国内データ (21 ヶ年)	国内データ (29 ヶ年)	国内データ (29 ヶ年)
	CCF	NUREG-1150	NUREG-1150	NUREG-1150	CCF 2010	CCF 2015	CCF 2015
	緩和策	AM なし	AM あり	AM あり	SA 対策なし	SA 対策なし	SA 対策あり
	人的過誤 従属性	なし	なし	なし	トレン間: 考慮 シーケンス間: なし	トレン間: 完全従属 シーケンス間: 考慮	トレン間: 完全従属 シーケンス間: 考慮
	TAC コメント	—	—	—	—	反映	反映

*1:平成 4 以前に整備されていたフィードアンドブリード、2 次系強制冷却などの AM 策には期待している。

*2:設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない。

第 3.1.3.8-2 表 ①AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前)と④設置変更許可申請書の PRA 感度解析結果

評価条件		ベースケース	ケース1	ケース2	ケース3	ケース4
		—	①の起回事象発生頻度を④の値に変更	①の AM 策を無効化	①の機器故障率を④の値に変更	①の CCF パラメータを④の値に変更
①④間の相違	起回事象発生頻度	相違あり	同等	相違あり	相違あり	相違あり
	緩和策	相違あり	相違あり	同等	相違あり	相違あり
	故障率	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり
	CCF パラメータ	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	同等
CDF	①AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前) ^{*1}	2.4×10^{-7}	起回事象発生頻度を④の値に変更 2.9×10^{-7} (Δ CDF: 4.6×10^{-8})	AM 策を無効化 1.8×10^{-4} (Δ CDF: 1.8×10^{-4})	米国故障率 ↓ 国内故障率 (国内 21 ケ年データ) 8.2×10^{-8} 程度 ^{*3} (Δ CDF: -1.6×10^{-7})	NUREG-1150 ↓ CCF parameter estimation 2010 2.1×10^{-7} 程度 ^{*3} (Δ CDF: -3.8×10^{-8})
	④設置変更許可申請書 ^{*2} (SA 対策なし)	2.2×10^{-4}	同左	同左	同左	同左

*1:平成 4 年以前に整備されていたフィードアンドブリード、2 次系強制冷却などの AM 策に期待

*2:設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮せず

*3:概略値

第 3.1.3.8-3 表 緩和策の比較(①AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前)と④設置変更許可申請書)

PRAで考慮している緩和策		①	④
		AM整備後PSA報告書 追加AM対策整備前	設置変更許可申請書
設計基準事故対処設備	非常用所内電源	○	○
	原子炉トリップ(自動)	○	○
	高圧注入	○	○
	高圧再循環	○	○
	蓄圧注入	○	○
	低圧注入	○	○
	低圧再循環	○	○
	格納容器スプレイ注入	○	○
	格納容器スプレイ再循環	○	○
	2次系冷却	○	○
	主蒸気隔離	○	○
	破損SG隔離	○	○
	充てん注入	○*1	○
	重大事故等対処設備	フィードアンドブリード	○
1次系注水・減圧(SGTR時、破損SG隔離失敗時、均圧化からRHR運転)		○	×
ATWS時のタービントリップ		○	×
原子炉圧力上昇の抑制		○	×
緊急ほう酸注入		○	×
下動原子炉トリップ		○	×
2次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環		○	×
代替再循環(代替再循環ポンプ)		×	×
代替再循環(タイライン方式)		×	×
格納容器内自然対流冷却(CCW)		×	×
タールダウン&リサーキュレーション		×	×
発電機電源融通		×	×
RHR隔離		×	×
大容量空冷式発電機		×	×
常設電動注入ポンプ		×	×
移動式大容量ポンプ車		×	×
高圧再循環(海水)	×	×	
格納容器内自然対流冷却(海水)	×	×	
ATWS緩和設備	×	×	
多様性拡張設備	水源補給による注水継続	○	×
	代替給水(主給水系)	○	×
	代替制御用空気供給(所内用空気系)	○	×
	緊急2次系冷却の多様化(主給水系:ATWS時)	×	×
	タービンバイパス系の活用	×	×
	代替補機冷却	×	×
その他	代替注入(注入失敗時の充てん系による注入)	○	×
	CCWの復旧	○	×
	主給水の回復(主給水喪失時)	○	×
	電源復旧(DGの復旧)	○	×
	外部電源の復旧	○	×
	運転トレン故障時における待機トレンの自動起動(CCW系、海水系、空調系)	○	○*2
	CCW/海水系の負荷制御(不要負荷切り離し)	○	○*2
SGTR時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の自動閉止	○	○*2	

*1:起因事象[極小LOCA]で期待する緩和手段。高圧注入ポンプと充てん注入ポンプが独立設置であり、[極小LOCA]をスクリーンングアウトするため期待。

*2:バックアップ機として期待している。

灰色ハッチング箇所:ケース2で無効化する緩和策。

第 3.1.3.8-4 表 ③PSR 報告書と⑥安全性向上評価届出書 (SA 対策あり) の PRA 感度解析結果 (1/2)

評価条件		ベースケース	ケース1	ケース2	ケース3	ケース4
		—	③の起回事象発生頻度を⑥の値に変更	ケース1 + ③と⑥で人的過誤従属性の評価条件を合わせる*3	ケース1 + ③と⑥で緩和策を合わせる	ケース1 + ③と⑥で故障率を合わせる
③ ⑥ の 相 違	起回事象発生頻度	相違あり	同等	同等	同等	同等
	人的過誤従属性	相違あり	相違あり	同等	相違あり	相違あり
	緩和策	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり
	故障率	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	CCF パラメータ	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり
	TAC コメント	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり
CDF	③PSR 報告書	1.0×10 ⁻⁷	起回事象発生頻度を⑥の値に変更 9.5×10 ⁻⁸ (ΔCDF:-4.7×10 ⁻⁹)	起回事象発生頻度を⑥の値に変更 + トレン間の従属性: なし ↓ ・完全従属 2.2×10 ⁻⁷ (ΔCDF:1.2×10 ⁻⁷)	起回事象発生頻度を⑥の値に変更 + ③のみの対策を無効化 6.5×10 ⁻⁶ (ΔCDF:6.4×10 ⁻⁶)	起回事象発生頻度を⑥の値に変更 + 米国故障率 ↓ 国内故障率 (国内 29 ヶ年データ) 4.8×10 ⁻⁸ 程度*2 (ΔCDF:-5.2×10 ⁻⁸)
	⑥安全性向上評価届出書*1 (SA 対策あり)	2.5×10 ⁻⁶	同左	同一シーケンスにおける人的過誤従属性: (・考慮 ↓ ・なし(完全独立)) 2.0×10 ⁻⁶ (ΔCDF:-4.7×10 ⁻⁷)	⑥のみの対策を無効化 4.9×10 ⁻⁶ (ΔCDF:2.4×10 ⁻⁶)	ベースケースと同様

*1:新規制基準対応にて SA 対策として整備した大容量空冷式発電機等に期待

*2:概略値

*3:人的過誤従属性を完全従属に、同一シーケンスにおける人的過誤従属性を完全独立に統一

第 3.1.3.8-4 表 ③PSR 報告書と⑥安全性向上評価届出書 (SA 対策あり) の PRA 感度解析結果 (2/2)

評価条件		ベースケース	ケース5	ケース6	ケース7
		—	ケース1 + ③と⑥で CCF パラメータを合わせる	ケース1 + ③と⑥で TAC コメントの条件を合わせる	ケース1+2+3+4+5+6
③ ⑥ の 相 違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	同等	同等
	人的過誤従属性	相違あり	相違あり	相違あり	同等*3
	緩和策	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	故障率	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	CCF パラメータ	相違あり	同等	相違あり	同等
	TAC コメント	相違あり	相違あり	同等	同等
CDF	③PSR 報告書	1.0×10^{-7}	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 + NUREG-1150 ↓ CCF parameter estimation 2015 8.6×10^{-8} 程度*2 (Δ CDF: -1.4×10^{-8})	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 9.5×10^{-8} (Δ CDF: -4.7×10^{-9})	ケース1~6 全てを反映 6.4×10^{-6} (Δ CDF: 6.3×10^{-6})
	⑥安全性向上評価届出書*1 (SA 対策あり)	2.5×10^{-6}	ベースケースと同様	⑥で考慮している TAC コメントを無効化 2.3×10^{-6} (Δ CDF: -1.9×10^{-7})	ケース2・3・6 全てを反映 2.3×10^{-6} (Δ CDF: -1.9×10^{-7})

*1: 新規制基準対応にて SA 対策として整備した大容量空冷式発電機等に期待

*2: 概略値

*3: 人的過誤従属性を完全従属に、同一シーケンスにおける人的過誤従属性を完全独立に統一

第 3.1.3.8-5 表 緩和策の比較 (③PSR 報告書と⑥安全性向上評価届出書 (SA 対策あり))

PRAで考慮している緩和策		③	⑥
		PSR	安全性向上評価届出書 SA対策あり
設計基準事故対処設備	非常用所内電源	○	○
	原子炉トリップ(自動)	○	○
	高圧注入	○	○
	高圧再循環	○	○
	蓄圧注入	○	○
	低圧注入	○	○
	低圧再循環	○	○
	格納容器スプレイ注入	○	○
	格納容器スプレイ再循環	○	○
	2次系冷却	○	○
	主蒸気隔離	○	○
	破損SG隔離	○	○
	充てん注入	○*	○
	フィードアンドブリード	○	○
重大事故等対処設備	1次系注水・減圧(SGTR時、破損SG隔離失敗時、均圧化からRIIR運転)	○	○
	ATWS時のタービントリップ	○	○
	原子炉圧力上昇の抑制	○	○
	緊急ほう酸注入	○	○
	手動原子炉トリップ	○	×
	2次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	○	○
	代替再循環(代替再循環ポンプ)	○	×
	代替再循環(タイライン方式)	×	○
	格納容器内自然対流冷却(CCW)	○	○
	クールダウン & リサーキュレーション	○	○
	号機間電源融通	○	×
	RHR隔離	○	○
	大容量空冷式発電機	×	○
	常設電動注入ポンプ	×	○
移動式大容量ポンプ車	×	○	
高圧再循環(海水)	×	○	
格納容器内自然対流冷却(海水)	×	○	
ATWS緩和設備	×	○	
多様性拡張設備	2次系水源補給(補助給水への代替水源からの供給)	×	×
	水源補給による注入継続	○	×
	代替給水(主給水系)	○	○
	代替制御用空気供給(所内用空気系)	○	○
	緊急2次系冷却の多様化(主給水系:ATWS時)	×	×
	タービンバイパス系の活用	○	○
その他	代替補機冷却	○	×
	代替注入(注入失敗時の充てん系による注入)	○	×
	CCWの復旧	○	×
	主給水の回復(主給水喪失時)	○	○
	電源復旧(DGの復旧)	○	×
	外部電源の復旧	○	○
	運転トレン故障時における待機トレンの手動起動(CCW系、海水系、空調系)	○	○
	CCW/海水系の負荷制御(不要負荷切り離し)	○	○
SGTR時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○	○	

*: 起因事象「極小LOCA」で期待する緩和手段。高圧注入ポンプと充てん注入ポンプが独立設置であり、極小LOCAをスクリーニングアウトするために期待。

灰色ハッチング箇所: ケース3、7で無効化する緩和策。

第 3.1.3.8-6 表 ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし)の PRA 感度解析結果

評価条件		ベースケース	ケース1	ケース2	ケース3
		—	④の起因事象発生頻度を ⑤の値に変更	④と⑤で人的過誤従属性の 評価条件を合わせる*2	④と⑤で TAC コメントの 条件を合わせる
④ ⑤ の 相 違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	相違あり	相違あり
	人的過誤従属性	相違あり	相違あり	同等*2	相違あり
	TAC コメント	相違あり	相違あり	相違あり	同等
CDF	④設置変更許可申請書*1 (SA 対策なし)	2.2×10^{-4}	起因事象発生頻度を ⑤の値に変更 2.5×10^{-5} (Δ CDF: -2×10^{-4})	トレン間の従属性: (<ul style="list-style-type: none"> •2トレン: 高依存 •3トレン: 完全従属 ↓ •完全従属 2.2×10^{-4} (Δ CDF: 6.1×10^{-7}))	ベースケースと同様
	⑤安全性向上評価届出書 (SA 対策なし)	3.5×10^{-5}	同左	同一シーケンスにおける 人的過誤従属性: (<ul style="list-style-type: none"> •考慮 ↓ •なし(完全独立) 3.2×10^{-5} (Δ CDF: -2.7×10^{-6}))	⑤で考慮している TAC コメントを無効化 2.7×10^{-5} (Δ CDF: -7.9×10^{-6})

第 3.1.3.8-7 表 地震ハザードの変遷及び変更理由について

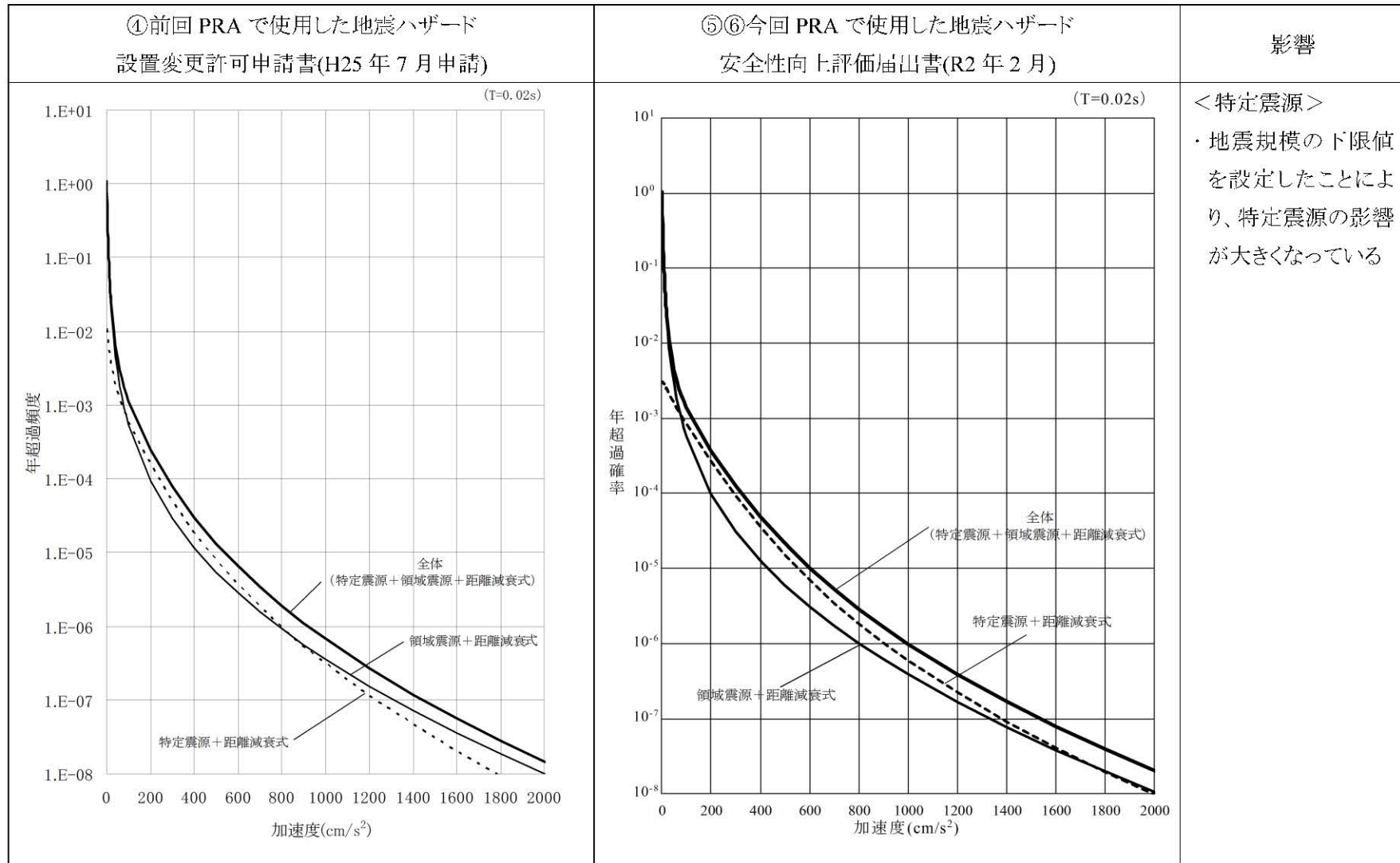
項目		④前回 PRA で使用した地震ハザード	基準地震動の年超過確率を参照するための地震ハザード	⑤⑥今回 PRA で使用した地震ハザード	変更理由
ハザード評価時点		設置変更許可申請書 (H25 年 7 月申請)	設置変更許可申請書 (H29 年 1 月補正)	安全性向上評価届出書 (R2 年 2 月)	
1. 特定震源モデルに基づく評価	(1)主要活断層の長さ	竹木場断層:17km ※基本ケースを記載	竹木場断層:17.3km ※基本ケースを記載	同左	○適合性審査における決定論評価の反映
	(2)主要活断層の傾斜角	竹木場断層:傾斜 90° ※基本ケースを記載	竹木場断層:傾斜 80° ※基本ケースを記載	同左	○適合性審査における決定論評価の反映
	(3)主要活断層の地震規模の評価	竹木場断層、城山南断層: 松田式(1975)	竹木場断層、城山南断層: 松山式(1975)、武村式(1998)、 入倉・三宅式(2001)と武村式(1990)	同左	○適合性審査における決定論評価の反映
	(4)その他の活断層の諸元	福智山断層 長さ 16.0km(活動度 B 級)	福智山断層 長さ 28.0km(活動度 B 級)	同左	○地震調査委員会(2013)の知見反映(変更事例を記載)
		—	志岐北東部断層群 長さ 50.8km(活動度 B 級)	同左	○適合性審査における決定論評価の反映
(5)その他の活断層の地震規模の評価	断層長さによる地震規模	断層長さによる地震規模を基本とし、M6.9 を下限値とする ※1	同左	○適合性審査における決定論評価の反映	
2. 領域震源モデルに基づく評価	(6)地震発生層の震源深さ	領域ごとに分布を設定	3~20km の一様分布	同左	○適合性審査における決定論評価の反映
	(7)b 値、年発生頻度	計算に使用した気象庁一元化震源のデータセット:1926 年~2008 年	計算に使用した気象庁一元化震源のデータセット:1926 年~2012 年	同左	○データセット更新
	(8)最大地震規模	1700 年志岐・対馬の地震 M7.0	1700 年志岐・対馬の地震 M7.0 2000 年鳥取県西部地震 M7.3	同左	○適合性審査における決定論評価の反映

※1) 地表付近の断層長さが短く、震源断層が地表付近の長さ以上に広がっている可能性も考えられる断層については、安全評価上、震源断層が地震発生層の上限から下限まで広がっているものとして、断層幅と同じ長さを持つ震源断層(長さ 17km)を設定。

第 3.1.3.8-8 表 平均ハザード曲線の比較

<p>①前回 PRA で使用した地震ハザード 設置変更許可申請書(H25 年 7 月申請)</p>	<p>⑤⑥今回 PRA で使用した地震ハザード 安全性向上評価届出書(R2 年 2 月)</p>	<p>影響</p>
<p>(T=0.02s)</p>	<p>(T=0.02s)</p> <p>平均ハザード</p>	<p>・ 特定震源及び領域震源の変更により、地震ハザードは低頻度領域で大きくなる傾向</p>

第 3.1.3.8-9 表 特定震源と領域震源の寄与の比較



第 3.1.3.8-10 表 津波ハザードの変遷及び変更理由について

項目		④前回 PRA で使用した 津波ハザード	基準津波の年超過確率を参照するた めの津波ハザード	⑤⑥今回 PRA で使用 した津波ハザード	変更理由
ハザード評価時点		設置変更許可申請書 (H25 年 7 月申請)	設置変更許可申請書 (H29 年 1 月補正)	安全性向上評価届出書 (R2 年 2 月)	
1.対象波源	海域活断層による 地殻内地震	沖ノ島東方沖断層、福岡県西方沖 断層群、糸島半島沖断層群、対馬南 方沖断層群、対馬南西沖断層群、宇 久島北西沖断層群、西山断層帯 【計 7 断層】	警岡断層帯、志岐北東部断層群、西 山断層帯、対馬南西沖断層群と宇 久島北西沖断層群の連動 【計 4 断層】	同左	○適合性審査における決 定論評価の反映
	背景的領域	萩原マップ、新垣見マップ	(考慮していない)	同左	○寄与度は低いと判断
2.ロジックツリー	断層長さ	(西山断層帯) 37.6km、80.6km、111.1km の 3 パタ ーン	(西山断層帯) 136.9km	同左	○適合性審査における決 定論評価の反映
	傾斜角	(西山断層帯) 67.5°、90° (西山断層帯以外) 45°、67.5°、90	90°	同左	○適合性審査における決 定論評価の反映
	上縁深さ	(西山断層帯) 0km (西山断層帯以外) 0km、2.5km、5km	0km、2.5km	同左	○適合性審査における決 定論評価の反映
	すべり角	(西山断層帯) 0°、22.5°、45° (西山断層帯以外) P 軸(70°~120°)の 3 パターン及び 走向・傾斜角から設定	0°、10°、20°、30°	同左	○適合性審査における決 定論評価の反映
	平均発生間隔	0.25m/1000 年(B 級相当)	1m/1000 年(A 級下限) 0.25m/1000 年(B 級相当) 0.1m/1000 年(C 級上限)	同左	○土木学会(2011)を採用
	マグニチュード 範囲	Mwc±0.2	断層長さ L から Mw を設定	同左	○適合性審査における決 定論評価の反映
	津波推定値のばら つきκの重み	κ = 1.25 (0.40)、1.35 (0.35)、1.45 (0.20)、1.55 (0.05)	κ = 1.25 (0.10)、1.35 (0.30)、1.45 (0.45)、1.55 (0.15)	同左	○適合性審査における決 定論評価の反映
3.計算条件	渦動粘性係数	10m ² /s	0m ² /s	同左	○適合性審査における決 定論評価の反映

第 3.1.3.8-11 表 前回 PRA と今回 PRA の平均ハザード曲線の比較

	平均ハザード曲線	波源別ハザード曲線	
		④前回 PRA で使用した津波ハザード 設置変更許可申請書(H25年7月申請)	⑤⑥今回 PRA で使用した津波ハザード 安全性向上評価届出書(R2年2月)
水位上昇側(取水ピット前面位置)			
水位下降側(注)			

(注) 水位下降側の評価地点は、前回 PRA と今回 PRA で異なる。(前回 PRA: 取水ピット前面位置、今回 PRA: 取水口位置)

第 3.1.3.8-12 表 ④前回 PRA と⑤今回 PRA の感度解析結果

		ベースケース	ケース1	ケース2
評価条件		—	④に⑤と同じ地震ハザードを適用	ケース1+ ⑤のフラジリティを④と同じ値に変更
条件の相違	・地震ハザード	相違あり	同等	同等
	・機器フラジリティ	相違あり	相違あり	同等
CDF	④前回 PRA (SA 対策なし)	1.0×10^{-6}	1.6×10^{-6} (Δ CDF: 6×10^{-7})	1.1×10^{-6} (Δ CDF: 6×10^{-7})
	⑤今回 PRA (SA 対策なし)	1.1×10^{-6}	同左	同左

第 3.1.3.8-13 表 ④前回 PRA 及び⑤今回 PRA における地震動平均発生頻度

加速度区分	④前回 PRA	⑤今回 PRA
区分 1 (0.2G~0.4G)	2.3×10^{-4}	3.4×10^{-4}
区分 2 (0.4G~0.6G)	2.5×10^{-5}	4.1×10^{-5}
区分 3 (0.6G~0.8G)	4.9×10^{-6}	7.9×10^{-6}
区分 4 (0.8G~1.0G)	1.3×10^{-6}	2.0×10^{-6}
区分 5 (1.0G~1.2G)	4.3×10^{-7}	6.5×10^{-7}

第 3.1.3.8-14 表 1 次系建屋の開口部シールの取り扱い

	前回 PRA の 1 次系建屋の開口部シール	今回 PRA (SA 対策なし) の 1 次系建屋の開口部シール
開口部シールの取り扱い	<ul style="list-style-type: none"> ・開口部シールの損傷を考慮せず ・開口部シールが施工された上限高さ (EL.11.3m) からの 1 次系建屋への浸水を考慮 	<ul style="list-style-type: none"> ・開口部シールの確率による損傷 (フラジリティ曲線) を考慮 ・海水管トレンチ (EL.6.0m) を経由した開口部シール (EL.-11.0m) の損傷による 1 次系建屋への浸水を考慮
1 次系建屋の浸水口高さ	11.3m	6.0m

第 3.1.3.8-15 表 ④前回 PRA と⑤今回 PRA の感度解析結果

		ベースケース	ケース 1	ケース 2
評価条件		—	津波ハザードを②に変更	ケース 1 に海水ポンプモータド端高さ未満での 1 次系建屋への浸水を考慮
CDF	④前回 PRA (SA 対策なし)	1.3×10^{-10}	1.2×10^{-9}	3.4×10^{-9}
	⑤今回 PRA (SA 対策なし)	3.4×10^{-9}	同左	同左

第 3.1.3.8-16 表 ④前回 PRA 及び⑤今回 PRA における津波平均発生頻度

津波シナリオ区分	④前回 PRA	⑤今回 PRA
区分1 (6.0m~7.7m)	1.8×10^{-9}	1.6×10^{-8}
区分2 (7.7m~11.3m)	1.3×10^{-10}	1.2×10^{-9}
区分3 (11.3m~)	4.4×10^{-12}	3.8×10^{-11}

第 3.1.3.8-17 表 海水ポンプモータ下端高さ未満での 1 次系建屋への浸水による
CDF

海水管トレンチ(6.0m)～海水ポンプモータ下端(7.7m)の区分	
(A):今回 PRA での津波発生頻度	1.6×10^{-8}
(B):開口部シールの損傷確率	1.4×10^{-1}
(A)×(B):1 次系建屋浸水による CDF(／年)	2.2×10^{-9}