

3.1.3.3 被ばく評価

炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合及びフィルタベントにより管理放出が行われる場合について、敷地境界における実効線量評価を実施した。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3 P S A編）：2008」（以下「レベル3 P S A学会標準」という。）及び「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル3 P R A編）：2018」（以下「レベル3 P R A学会標準」という。）を参考とした。

なお、第3回安全性向上評価における「3.1.3.1.1.4 ソースターム評価」では、管理放出の放出量評価に係る不確実さ解析と感度解析を新たに実施した。被ばく評価においても対応する評価を実施するものであり、過去に実施した評価に見直しは無い。

3.1.3.3.1 格納容器健全の場合（炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合）

第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降、炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地境界における実効線量評価について、より現実的な評価の観点から、格納容器貫通部での放射性物質の沈着効果や風向効果に係る感度解析を実施した。また、線量寄与の参考となる情報として、核種グループごとや寄与の大きい核種の放出放射エネルギーの換算値、被ばく線量とおおよそ相関がある核種ごとの放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種の整理を第2回安全性向上評価届出時に追加した。

(1) ソースタームの設定

「3.1.3.1.1.4(1) 放出カテゴリのソースターム評価」の第3.1.3.1.1.4.4表に示すソースターム評価の結果を使用した。大気中への放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びI-131等価換算値（小児実効線量係数換算）を第3.1.3.3.1.1表及び第3.1.3.3.1.2表に示す。

(2) 気象情報の収集

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の計算に必要となる、敷地を代表する気象情報（年間の風向、風速、大気安定度及び降雨量の時間別データ並びに季節ごとの混合層高さのデータ）を調査及び収集し、評価に用いる気象データ及び混合層高さの設定に活用した。

(3) 気象シーケンスの選定

伊方発電所の気象データを基に、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した。

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、伊方発電所における2001年1月～2001年12月の1年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、最新の気象状態と比較して特に異常では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8760時間分の気象データを基に、第3.1.3.3.1.1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1セットとして作成した 8760 通りの気象シーケンスを対象に評価を実施した。

(4) 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した。大気拡散評価及び沈着評価の条件を第 3.1.3.3.1.3 表に示す。

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コードを用いた。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コードが放射性物質等を12の核種グループに分けて計算するのに対して、MACCS2コードでは9の核種グループに分けて入力するため、第3.1.3.3.1.2図に示すとおり再分類して入力した。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3.1.3.3.1.4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プルームを最大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つに分割した。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した。

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した。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した。

(5) 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基に、敷地境界における被ばく線量（小児実効線量）を評価した。

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した。なお、評価期間は7日間とした。

以上より、被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮した。

敷地境界における被ばく線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.3.1.3図及び第3.1.3.3.1.4図に示す。

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器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

- (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、実効線量を評価した。

被ばく経路①については、原子炉格納容器内の線源強度及び外部遮蔽の条件を基に計算した。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

性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視した。また、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評価が可能なQADコード及びSCATTERINGコードを使用した。原子炉格納容器内線源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被ばく線量の評価条件を第3.1.3.3.1.5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内の積算線源強度を第3.1.3.3.1.6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を基にMACCS2コードを用いて評価した。

被ばく経路④及び被ばく経路⑤の吸入摂取による被ばく線量については、マスクの着用やよう素剤の服用は考慮しない。

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3.1.3.3.1.7表に示す。

c. 評価結果

炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地境界における累積出現確率ごとの小児実効線量の評価結果を第3.1.3.3.1.5図に示す。

第3.1.3.3.1.5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74mSvとなった。

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.

3.1.8 表に示す。また、放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種を第3.1.3.3.1.9表に示す。

敷地境界線量の内訳は、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく並びに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が大部分を占めた。内部被ばく線量への寄与が大きい核種は、第3.1.3.3.1.9表に示すとおり、大気中への放出放射エネルギー（I-131等価量（小児実効線量係数換算））が大きいよう素類であると考えられる。

敷地境界における被ばく線量評価では、炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合において、防護対策なしで敷地境界に評価期間にわたり滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を求めているが、実際には公衆に対する早期の防護対策の実施が想定される。屋内退避等の措置により外部被ばく及び内部被ばくの影響低減が期待でき、さらに安定よう素剤の服用によりよう素の吸入摂取による内部被ばくの低減が考えられるため、公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。

(6) 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の機能が維持されている場合の敷地境界における実効線量の不確実さ解析を実施した。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、被ばく線量への影響を評価した。

a. 不確実さ解析

(a) 不確実さの評価対象パラメータの抽出及び設定

MACCS2コードに入力するパラメータのうち、敷地境界に

おける線量に対して影響が大きく、不確実さがあるパラメータとして、以下のパラメータを抽出した。

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

これらのパラメータに対して、第 3.1.3.3.1.10 表に示すとおり、不確実さの幅及び分布を設定した。また、MACCS 2 コードに入力するソースタームについては、「3.1.3.1.1.4(2)a.(a) 不確実さ解析」の結果を用いた。

(b) 不確実さ解析結果

「(a) 不確実さの評価対象パラメータの抽出及び設定」で設定したパラメータ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さ解析結果について、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、MACCS 2 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 63mSv となった。また、全気象シーケン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 96mSv となった。

b. 感度解析

感度解析は、評価結果に有意な影響を与えると考えられるモデル、データに関する不確実さ要因又は解析上の仮定、条件、機器故障、人的過誤等の因子を選定して、結果への潜在的な影響を把握するために実施した。

本評価では、以下について解析を実施した。

- ・アニュラス空気再循環設備の起動時間に係る感度解析
- ・解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析（現実的な評価条件等による解析）
- ・格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析
- ・風向効果に係る感度解析
- ・格納容器貫通部での沈着効果及び風向効果に係る感度解析

(a) アニュラス空気再循環設備の起動時間に係る感度解析

「(5) 被ばく線量評価」において、事故発生後の60分後に起動するものとして評価を実施したが、感度解析では「3.1.3.1.1.4(2)a.(b) 感度解析」と同様に、起動操作が20分遅れた場合を仮定した評価を実施した。

感度解析の結果、全気象シーケンスの実効線量の平均値は約83mSvとなった。

(b) 解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析

原子炉格納容器内線源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被ばくについて、現実的な線量結果を与えるモンテカルロ解析コードを使用して評価を実施した。また、放出放射能による被ばくについて、第3.1.3.3.1.1図で示した8760通りの気象シーケンスにおける風向の出現頻度に応じて放出放射能が拡散する、より現実的な条件でMACCS2コードを使用して評価を実施した。

感度解析の結果、全気象シーケンスの実効線量の平均値は約16mSvとなった。

(c) 格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析

格納容器貫通部での沈着効果を考慮した場合，「3.1.3.1.1.4(2) a. (b) 感度解析」と同様に，粒子状物質の放出量が低減し，敷地境界における被ばく線量も低減する。このため，第3.1.3.3.1.11表に示す格納容器貫通部での沈着効果を考慮した感度解析を実施した。第3.1.3.3.1.11表以外の放出放射エネルギーの評価条件は，「3.1.3.1.1.4(1) 放出カテゴリのソースターム評価」の第3.1.3.1.1.4.2表に示す放出放射エネルギー評価条件（格納容器健全）とした。また，原子炉格納容器内線源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被ばくについては，「(b) 解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析」で用いた現実的な線量結果を与えるモンテカルロ解析コードを使用した評価とした。

感度解析の結果，放射性物質の放出放射エネルギーは第3.1.3.3.1.12表に，敷地境界における被ばく線量は第3.1.3.3.1.13表に示すとおりである。格納容器貫通部での沈着効果を考慮することにより，粒子状物質の放出量が低減し，ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値やI-131等価量換算値での放出放射エネルギーが低減したことに伴い，全気象シーケンスの実効線量の平均値は約34mSvとなった。

(d) 風向効果に係る感度解析

風向効果に係る感度を確認するため，気象シーケンスにおける方位別の相対濃度及び相対線量を用いて風向を考慮する解析を実施した。なお，風向を考慮する解析については参考資料5に示す。第3.1.3.3.1.14表に方位別線量評価条件を示す。

4. 相対濃度

相対濃度は，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに，評価点ごとに以下の式のとおり計算した。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m³)

δ_i^d : 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合 ($\delta_i^d = 1$)

時刻 i で、風向が評価対象外の場合 ($\delta_i^d = 0$)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sum_{yi} \sum_{zi} U_i}$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

ここで、

U_i : 時刻 i の放出源を代表する風速 (m/s)

\sum_{yi} : 時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向
(y 方向) の拡がりのパラメータ (m)

\sum_{zi} : 時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向
(z 方向) の拡がりのパラメータ (m)

σ_{yi} : 時刻 i の濃度の y 方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ (m)

A : 建屋などの風向方向の投影面積 (m²)

c : 形状係数 (-)

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)における相関式を用いて計算した。

ロ. 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、評価点ごとに以下の式のとおり計算した。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_0 \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

D/Q : 評価点 $(x, y, 0)$ における相対線量 ($\mu \text{ Gy/Bq}$)

(K_1/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数^(注)

$$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq}^2} \right)$$

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数^(注)
(1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数^(注) (1/m)

r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数^(注) (-)

$\chi(x', y', z')$: (x', y', z') の濃度 (Bq/m³)

(注) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」昭和51年9月28日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

また、原子炉格納容器内線源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被ばくについては、「(b) 解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析」で用いた現実的な線量結果を与えるモンテカルロ解析コードを使用した評価とした。

感度解析の結果，第 3.1.3.3.1.15 表に示すとおり，全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量は，約 16mSv となった。「(b) 解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析」にて実施したより現実的な条件での評価結果と同様となった。

(e) 格納容器貫通部での沈着効果及び風向効果に係る感度解析

「(c) 格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析」及び「(d) 風向効果に係る感度解析」の評価条件を考慮した感度解析を実施した。

感度解析の結果，第 3.1.3.3.1.16 表に示すとおり，全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量は，約 15mSv となった。

また，「(c) 格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析」，「(d) 風向効果に係る感度解析」及び「(e) 格納容器貫通部での沈着効果及び風向効果に係る感度解析」の被ばく経路別の内訳を第 3.1.3.3.1.7 図に示す。

3.1.3.3.2 管理放出が行われる場合

第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降，第1回安全性向上評価における確率論的リスク評価の結果を踏まえて抽出した追加措置「特定重大事故等対処施設」設置の工事を実施し，運用を開始した。特重施設に設置するフィルタベントにより管理放出が行われる場合には，放出形態が異なるため，第1回安全性向上評価における敷地境界における実効線量評価結果と異なることが予想される。

第1回安全性向上評価における敷地境界における実効線量評価結果に対して，特重施設設置の工事による影響を確認するため，炉心損傷後において管理放出が行われる場合について，敷地境界における実効線量評価を実施した。

(1) ソースタームの設定

ソースタームの設定については参考資料5に示す。

(2) 気象情報の収集

気象情報の収集については参考資料5に示す。

(3) 気象シーケンスの選定

気象シーケンスの選定については参考資料5に示す。

(4) 大気拡散及び沈着の評価

大気拡散及び沈着の評価については参考資料5に示す。

(5) 被ばく線量評価

被ばく線量評価の詳細については参考資料5に示す。

炉心損傷後において管理放出が行われる場合の敷地境界における小児実効線量の評価結果を第3.1.3.3.2.6図に示す。全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量は、約37mSvとなった。

被ばく経路別の全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量を第3.1.3.3.2.9表に示す。

敷地境界における被ばく線量評価では、炉心損傷後に管理放出が行われる場合において、防護対策なしで敷地境界に評価期間にわたり滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を求めているが、実際には公衆に対する早期の防護対策の実施が想定される。実効線量に対するクラウドシャインガンマ線による外部被ばくの寄与が大きいことを踏まえると、屋内退避や避難等の措置により外部被ばくの影響低減が考えられるため、公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。

(6) 不確実さ解析及び感度解析

不確実さ解析及び感度解析については参考資料5に示す。

第3.1.3.3.1.1表 大気中への放出放射エネルギー（被ばく線量評価対象核種）

（格納容器健全）（ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値）

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)
X e 類	約 7.0E+15
I 類	約 7.1E+14
C s 類	約 3.5E+13
T e 類	約 3.8E+13
S r 類	約 4.0E+12
R u 類	約 8.0E+12
L a 類	約 2.7E+11
C e 類	約 6.4E+11
B a 類	約 1.1E+12
合計	約 7.8E+15

（X e 類の主な核種の放出放射エネルギー）

核種	放出放射エネルギー (Bq)
K r - 8 8	約 1.1E+15
X e - 1 3 3	約 3.6E+15
X e - 1 3 5	約 2.2E+15
小計	約 6.8E+15

第3.1.3.3.1.2表 大気中への放出放射エネルギー（被ばく線量評価対象核種）

（格納容器健全）（I-131等価量換算値）

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)
Xe類	約 0.0E+00
I類	約 8.2E+13
Cs類	約 4.3E+12
Te類	約 9.2E+12
Sr類	約 2.8E+11
Ru類	約 2.0E+12
La類	約 4.9E+11
Ce類	約 2.2E+12
Ba類	約 3.4E+11
合計	約 1.0E+14

（I類の主な核種の放出放射エネルギー）

核種	放出放射エネルギー (Bq)
I-131	約 6.4E+13
I-133	約 1.4E+13
小計	約 7.9E+13

第3.1.3.3.1.3表 大気拡散評価及び沈着評価の条件
(格納容器健全)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針 ^(注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
気象データ	伊方発電所における1年間の気象データ(2001.1~2001.12)	伊方発電所において観測された1年間の気象資料を使用。 風向風速データは、最新の気象状態と比較して特に異常ではないことを確認。
混合層高さ	300m	日中混合層高さ350mを保守的に切り捨てた値
建屋の投影面積	3,500m ²	設置変更許可申請書添付書類六に基づく地上放出のみ考慮
形状係数	0.5	同上
放出高さ	排気筒 30m 地上 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
放射性物質の放出源から評価点までの距離	500m	炉心から敷地境界までの最短距離を設定
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ Λ：湿性沈着係数 R：降雨強度 (mm/h) a： 9.5×10^{-5} b：0.8	同上

(注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)

(注2)米国NUREG/CR-4551Vol.2, "Evaluations of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"

第3.1.3.3.1.4表 炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合

(格納容器健全) (事故後7日間積算)

核種グループ	放出割合
希ガス類	約 9.6E-03
よう素類	約 2.7E-05
Cs類	約 1.1E-05
Te類	約 7.8E-06
Sr類	約 2.7E-07
Ru類	約 6.9E-07
La類	約 4.3E-09
Ce類	約 3.1E-08
Ba類	約 5.1E-07

第3.1.3.3.1.5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（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
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すべ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
原子炉格納容器遮へい厚さ	ドーム部：0.3m(最薄部) 円筒部：1.1m 施工誤差については、 -5mmを考慮する。	建物の設計値に基づき設定
空気カーマから全身に対しての線量への換算係数	1 Sv/Gy	安全評価指針 ^(注) を参考に設定
線源中心から評価点までの距離	500m	炉心から敷地境界までの最短距離を設定
評価点敷地高さ	EL. +170m	炉心から敷地境界までの距離が最短となる方位の敷地高さを設定

(注) 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3.1.3.3.1.6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内の積算線源強度（7日積算）（格納容器健全）

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部 ^(注) (MeV)	液相部 ^(注) (MeV)
0.1	1.5E+23	4.8E+22
0.125	9.0E+21	3.0E+22
0.225	1.3E+23	2.2E+23
0.375	3.0E+23	5.2E+22
0.575	1.2E+24	5.4E+23
0.85	9.6E+23	4.5E+23
1.25	4.3E+23	1.8E+23
1.75	1.0E+23	2.4E+22
2.25	7.7E+22	1.1E+22
2.75	5.5E+21	3.1E+21
3.5	5.6E+20	8.5E+20
5	5.1E+19	1.7E+20
7	2.8E+11	2.4E+12
9.5	4.4E+10	3.7E+11

(注) 気相部：原子炉格納容器内に浮遊又は沈着した放射性物質による
積算線源強度

液相部：格納容器スプレイ等によって気相部から水中に移行した
放射性物質による積算線源強度

第3.1.3.3.1.7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（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
マスク着用による低減効果	考慮しない	放射線防護対策を考慮しないものとして設定
安定よう素剤	考慮しない	放射線防護対策を考慮しないものとして設定
呼吸率	$5.972 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$ ($5.16 \text{ m}^3/\text{d}$)	ICRP Publication 71を参照し、小児一日平均の呼吸率を設定
放射性物質の再浮遊	再浮遊による空气中濃度 = 地表面濃度 $\cdot A \cdot e^{-\lambda t}$ $\lambda = \ln 2/B$ 再浮遊係数A : $1.0 \times 10^{-5} \text{ 1/m}$ 再浮遊係数B : $1.6 \times 10^7 \text{ s}$	NUREG/CR-4551Vol.2 より設定

第3.1.3.3.1.8表 敷地境界における小児実効線量の評価結果

(格納容器健全) (全気象シーケンスの平均値)

被ばく経路	小児実効線量 (mSv)
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接・スカイシャイン線量)	約43
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(クラウド外部線量)	約0.70
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(グラウンド外部線量)	約5.7
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(クラウド内部線量)	約24
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(再浮遊吸入線量)	約0.32
合計	約74

第3.1.3.3.1.9表 放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種
(格納容器健全)

(線量とおおよその相関がある核種ごとの放出放射エネルギーに着目した分析)

分類	ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算		I-131等価 小児実効線量係数換算
	希ガス含む	希ガス含まない	
	クラウドシャインガンマ線による 外部被ばくに寄与	グラウンドシャインガンマ線による 外部被ばくに寄与	内部被ばくに寄与
核種	Xe-133	I-132	I-131
	Xe-135	I-134	I-133
	Kr-88	I-135	Te-132
	I-132	I-133	Cs-137
	I-134	I-131	Cs-134
	上位5核種寄与割合： 94%程度 希ガスの寄与割合： 87%程度	上位5核種寄与割合： 89%程度 よう素の寄与割合： 同上	上位5核種寄与割合： 91%程度 よう素の寄与割合： 78%程度

第3.1.3.3.1.10表 不確かさ解析の条件（格納容器健全）

項目	上限値, 下限値	分布形	備考
呼吸率	上限値： $9.722 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$ 下限値： $4.167 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$	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： $1.14 \times 10^{-2} \text{ 1/s}$ 下限値： $2.73 \times 10^{-8} \text{ 1/s}$ 指数部b：0.664	対数一様分布	NUREG/CR-7155 ^(注) 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 =地表面濃度・ $A \cdot e^{-\lambda t}$ $\lambda = \ln 2/B$ 再浮遊係数A 上限値： $1.0 \times 10^{-4} \text{ 1/m}$ 下限値： $1.0 \times 10^{-6} \text{ 1/m}$ 再浮遊係数B 上限値： $3.1 \times 10^7 \text{ s}$ 下限値： $2.6 \times 10^6 \text{ s}$	対数一様分布	NUREG/CR-4551Vol.2の値を参照して設定

(注)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3.1.3.3.1.11表 格納容器貫通部での沈着効果を考慮した
感度解析の条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
格納容器貫通部 沈着効果 (DF)	粒子状物質：10 (設計漏えい分)	公開文献に基づき設定 ^(注)

(注) MHI-NES-1071 PWRプラント原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

第3.1.3.3.1.12表(1/2) 格納容器貫通部での沈着効果を考慮した大気中への放出放射能量(格納容器健全)(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)

核種グループ	放出放射能量 (Bq)
	格納容器貫通部での沈着効果あり
X e 類	約 7.0E+15
I 類	約 6.8E+14
C s 類	約 3.5E+12
T e 類	約 3.8E+12
S r 類	約 4.0E+11
R u 類	約 8.0E+11
L a 類	約 2.7E+10
C e 類	約 6.4E+10
B a 類	約 1.1E+11
合計	約 7.7E+15

第3.1.3.3.1.12表(2/2) 格納容器貫通部での沈着効果を考慮した大気中への放出放射能量(格納容器健全)(I-131等価量換算値)

核種グループ	放出放射能量 (Bq)
	格納容器貫通部での沈着効果あり
X e 類	約 0.0E+00
I 類	約 8.0E+13
C s 類	約 4.3E+11
T e 類	約 9.2E+11
S r 類	約 2.8E+10
R u 類	約 2.0E+11
L a 類	約 4.9E+10
C e 類	約 2.2E+11
B a 類	約 3.4E+10
合計	約 8.2E+13

第3.1.3.3.1.13表 格納容器貫通部での沈着効果を考慮した
敷地境界における小児実効線量の評価結果（格納容器健全）

（全気象シーケンスの平均値）

被ばく経路	小児実効線量（mSv）
	格納容器貫通部での 沈着効果あり
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接・スカイシャイン線量）	約12
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 （クラウド外部線量）	約0.67
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 （グラウンド外部線量）	約4.6
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 （クラウド内部線量）	約16
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 （再浮遊吸入線量）	約0.21
合 計	約34

第3.1.3.3.1.14表 方位別線量評価条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	「第3.1.3.3.1.3表 大気拡散評価及び沈着評価の条件（格納容器健全）」と共通
気象データ	伊方発電所における1年間の気象データ（2001.1～2001.12）	
混合層高さ	300m	
建屋の投影面積	3,500m ²	
形状係数	0.5	
放出高さ	地上 0m	地上放出で代表
放射性物質の放出源から評価点までの距離	ENE : 520m E : 520m ESE : 510m SE : 500m SSE : 580m S : 680m SSW : 790m SW : 950m WSW : 890m	炉心から陸側各方位の敷地境界までの距離を設定

第3.1.3.3.1.15表 風向効果を考慮した敷地境界における

小児実効線量の評価結果（格納容器健全）

（全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量）

被ばく経路	小児実効線量 (mSv)
	風向効果あり
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接・スカイシャイン線量)	約12
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 (クラウド外部線量)	約0.093
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 (グラウンド外部線量)	約0.62
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 (クラウド内部線量)	約2.6
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 (再浮遊吸入線量)	約0.035
合 計	約16

第3.1.3.3.1.16表 格納容器貫通部での沈着効果及び風向効果を考慮した敷地境界における小児実効線量の評価結果（格納容器健全）
（全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量）

被ばく経路	小児実効線量 (mSv)
	格納容器貫通部での沈着効果あり 風向効果あり
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接・スカイシャイン線量)	約12
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 (クラウド外部線量)	約0.090
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 (グラウンド外部線量)	約0.49
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 (クラウド内部線量)	約1.8
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 (再浮遊吸入線量)	約0.023
合 計	約 15

第3.1.3.3.2.9表 敷地境界における小児実効線量の評価結果（管理放出）

（全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量）

被ばく経路	小児実効線量 (mSv)
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャイン線量）	約7.0
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（クラウド外部線量）	約24
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（グラウンド外部線量）	約0.45
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（クラウド内部線量）	約5.6
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（再浮遊吸入線量）	約0.061
合 計	約 37

データ番号 ^(注1)	ケース1	ケース2	ケース 8760
1	D1 ^(注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

(注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。

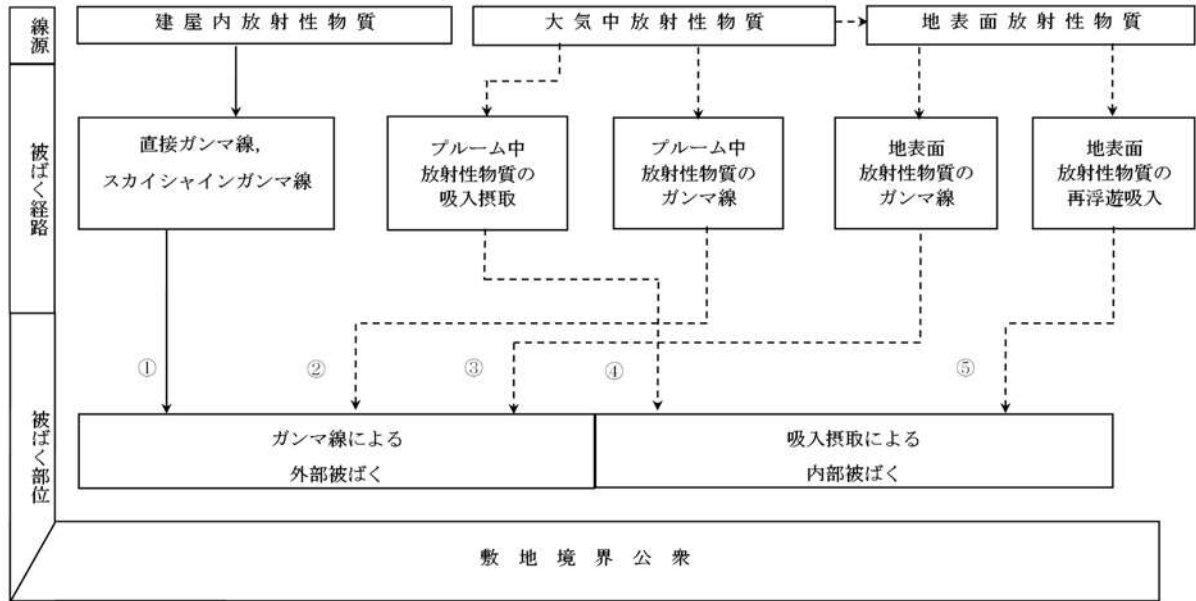
(注2) Dn: n番目のデータ番号に対応する気象データ(風向, 風速, 大気安定度, 降雨量)

第3.1.3.3.1.1 図 気象シーケンスの設定(格納容器健全)

MAAPコード (代表核種)		MACCS2コード	
Group 1	Nobles	Group 1	希ガス類
Group 2 (注1)	CsI+RbI	Group 2 (注1)	よう素類
Group 3 (注2)	TeO ₂	Group 3 (注1)	Cs類
Group 4	SrO	Group 4 (注2)	Te類
Group 5	MoO ₂	Group 5	Sr類
Group 6 (注1)	CsOH+RbOH	Group 6	Ru類
Group 7	BaO	Group 7	La類
Group 8	La ₂ O ₃	Group 8	Ce類
Group 9	CeO ₂	Group 9	Ba類
Group 10 (注2)	Sb		
Group 11 (注2)	Te ₂		
Group 12 (注3)	UO ₂		

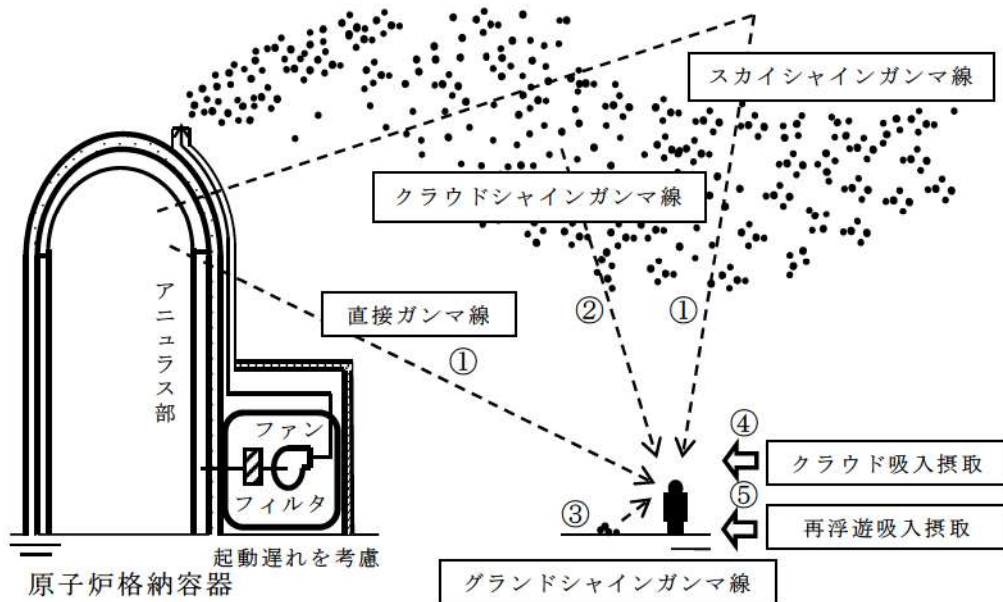
- (注1) MACCS2コードの Group2 (よう素類) は、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) の放出割合から求める。また、MACCS2コードの Group3 (Cs類) は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) 及び Group6 (CsOH+RbOH) を考慮する。大気中への放出量は、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) の Cs の放出量は、よう素とCs類の物質量の比から、よう素と結合するCs類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6 (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。
- (注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。
- (注3) 線量評価対象の核種ではない。

第3.1.3.3.1.2 図 MAAPコード及びMACCS2コードの核種グループ分類 (格納容器健全)

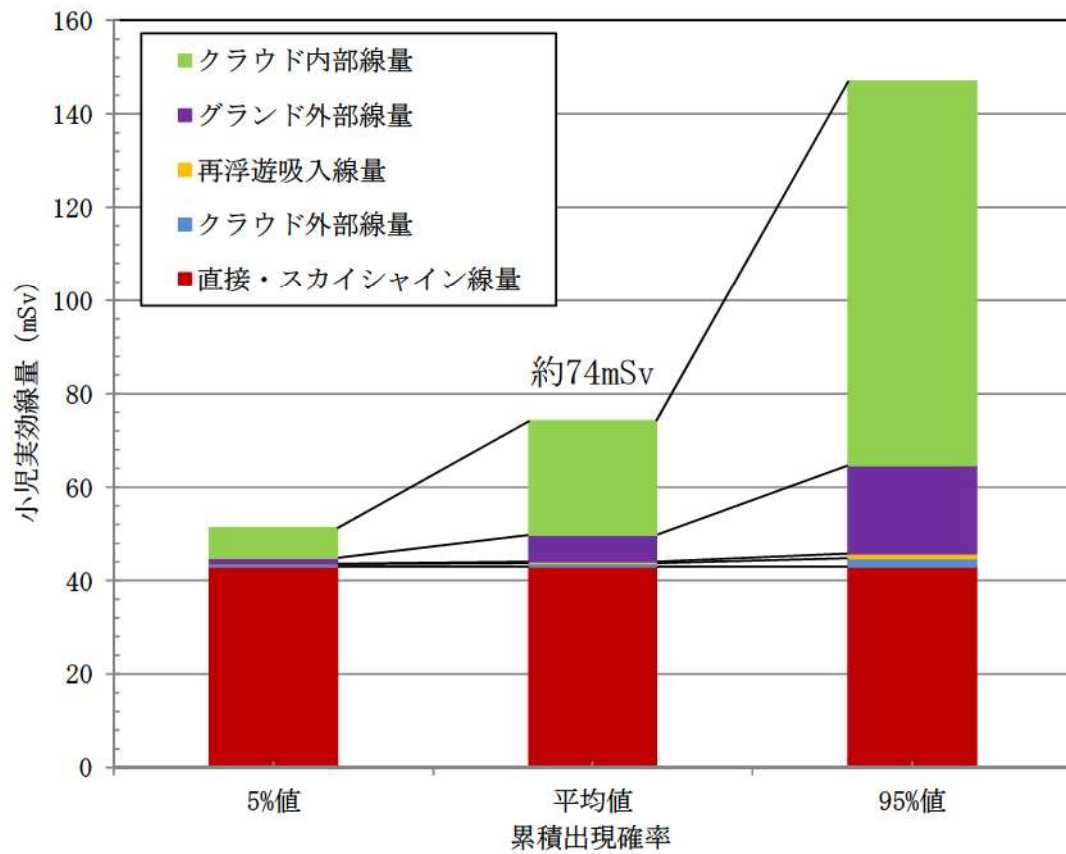


第 3.1.3.3.1.3 図 事故時の敷地境界における公衆の被ばく経路
(格納容器健全)

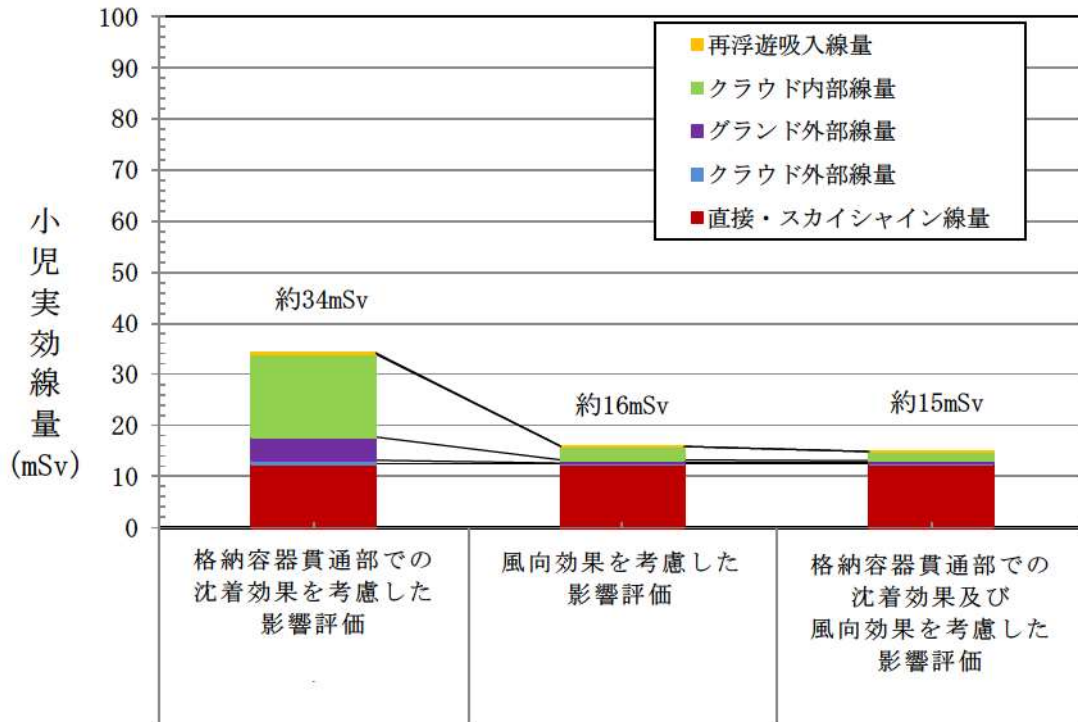
敷地境界における被ばく	① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく



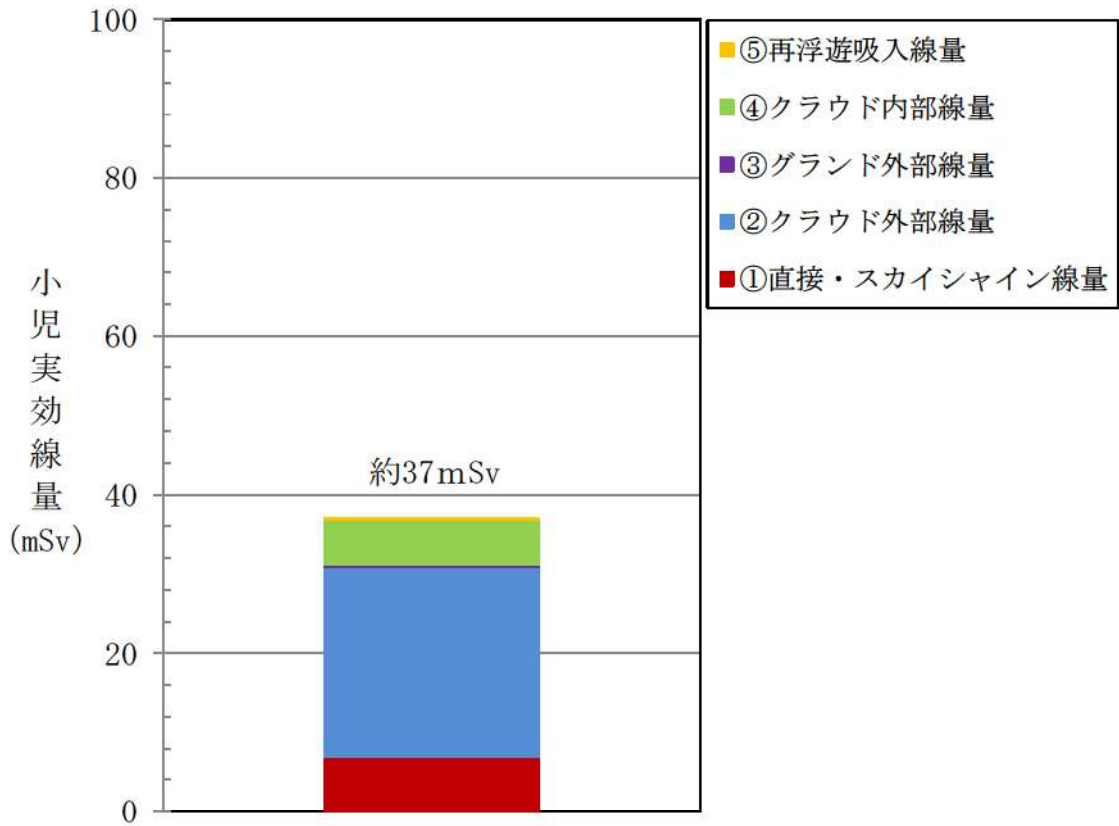
第 3.1.3.3.1.4 図 被ばく経路イメージ (格納容器健全)



第 3. 1. 3. 3. 1. 5 図 敷地境界における小児実効線量の評価結果
(格納容器健全)



第3.1.3.3.1.7 図 敷地境界における小児実効線量の評価結果
(感度解析結果) (格納容器健全)



第3.1.3.3.2.6 図 敷地境界における小児実効線量の評価結果
(管理放出)

3.1.3.4 P R Aにより抽出された追加措置

「2.1.3(1)リスク情報を活用した意思決定」に記載しているとおり、リスク情報を活用した意思決定に係る対応として、「3.1.3.1 内部事象P R A（レベル1，2）」に示したP R Aの結果から現状のプラントの安全性をさら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結果を整理し、事故シーケンスグループごとのC D F及び当該C D Fの内部事象出力運転時P R Aの全C D Fに対する割合並びに格納容器機能喪失モードごとのC F F及び当該C F Fの内部事象出力運転時P R Aの全C F Fに対する割合を分析し、第3.1.3.4.1 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。この選定にあたっては、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：2019」（以下「S A M標準」という。）を参考とした。なお、事故時のC s - 1 3 7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、S A M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及び格納容器機能喪失モードに対して、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。なお、検討した追加措置については、FV重要度の上位を参照することで、それらがリスク上重要な事象に対する措置であることを確認している。

また、条件付炉心損傷頻度（以下「CCDP」という。）や条件付格納容器機能喪失頻度（以下「CCFP」という。）が大きい事象は、当該事象が発生した場合に直接炉心損傷や格納容器機能喪失に至る可能性が高いことから、影響が大きいと考えられる。このため、第3.1.3.1.1.2.61表に示す起因事象別CCDP及び第3.1.3.1.1.3.20表に示すPDS別CCFPのうち、0.5を超える事象を対象に事故シナリオを分析した。

3.1.3.4.1 内部事象出力運転時P R A

「3.1.3.1.1 出力運転時P R A（レベル1，2）」に示した評価結果を分析した。分析した結果を第3.1.3.4.1.1表及び第3.1.3.4.1.2表に示す。

3.1.3.4.1.1 炉心損傷に至る主なシナリオの分析

(1) 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。

(2) 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」に分類されたものは、「E C C S再循環機能喪失」であった。

- ・「E C C S再循環機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、長期的な炉心冷却のための再循環運転が必要となる事象発生時の運転操作の信頼性向上を目的とした追加措置として、教育・訓練プログラム策定へのリスク情報活用を抽出した。また、再循環切替操作の更なる信頼性向上に有効な追加措置として、E C C S再循環切替に必要な操作を自動的に行う設備（以下「E C C S再循環切替自動化設備」という。）の導入を抽出した。なお、「E C C S再循環機能喪失」に関しては、第1回安全性向上評価にて抽出した事故シナリオである。代表的な事故シナリオの分析による追加措置の検討については、参考資料5に示す。

(3) 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」に分類されたものは、「原子炉補機冷却機能喪失」であった。

・「原子炉補機冷却機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、原子炉補機冷却機能喪失時の1次冷却材ポンプ封水LOCA発生防止操作の信頼性向上を目的とした追加措置として、教育・訓練プログラム策定へのリスク情報活用を抽出した。また、1次冷却材ポンプシール機能の更なる信頼性向上に有効な追加措置として、1次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入を抽出した。なお、「原子炉補機冷却機能喪失」に関しては、第1回安全性向上評価にて抽出した事故シナリオである。代表的な事故シナリオの分析による追加措置の検討については、参考資料5に示す。

3.1.3.4.1.2 格納容器機能喪失に至る主なシナリオの分析

(1) 重要度「高」に分類される格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討

重要度が「高」に分類されるものはなかった。

(2) 重要度「中」に分類される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」に分類されるものはなかった。

(3) 重要度「低」に分類される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」に分類されたものは、「格納容器隔離失敗」及び「蒸気発生器伝熱管破損」であった。

- ・「格納容器隔離失敗」

代表的な事故シナリオの分析により、起因事象発生後における炉心損傷防止機能の信頼性向上を目的とした追加措置として、中央制御室におけるフィードアンドブリード操作失敗時に、中央制御室とは異なる系統にてフィードアンドブリード操作を実施する運用の整備を検討した。代表的な事故シナリオの分析による追加措置の検討については、参考資料5に示す。

- ・「蒸気発生器伝熱管破損」

代表的な事故シナリオの分析により、細管破損が発生した蒸気発生器への補助給水隔離操作に係る信頼性向上を目的とした追加措置として、教育・訓練プログラム策定へのリスク情報活用を抽出した。代表的な事故シナリオの分析による追加措置の検討については、参考資料5に示す。

3.1.3.4.1.3 内部事象出力運転時P R Aより抽出された追加措置

(1) 追加措置

P R Aより抽出された安全性向上のための追加措置としては、設備対応による機器の信頼性向上並びに運用対応による手順等の改善及び教育・訓練の強化に基づく運転員や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3.1.3.4.1.3表に示す。

なお、原子力施設の設計や運用の改善に対して、P R A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り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。

(2) 評価を実施する過程で抽出された実施済みの追加措置

P R Aを実施する過程で抽出された追加措置のうち、既に運転手順への反映を決定済みの項目を以下に示す。

① 巡視点検時の余熱除去ポンプR W S T戻り弁閉状態の監視強化

P R Aの検討過程において、余熱除去ポンプ定期運転後の系統圧抜きで使用する余熱除去ポンプR W S T戻り弁の閉状態への戻し忘れが、格納容器機能喪失頻度に対してリスク上重要であることが分かった。このため、従来から手順化していた余熱除去ポンプ定期運転時の系統圧抜き後の余熱除去ポンプR W S T戻り弁閉操作手順に加え、巡視点検時の確認項目に当該弁の閉状態確認を追加し、当該弁が閉状態に維持されていることを確実にする運用に改善することとした。

3.1.3.4.1.4 C C D P及びC C F Pにおける主なシナリオの分析

(1) C C D Pにおける主なシナリオの分析

第3.1.3.1.1.2.61表より、C C D Pが0.5以上となる起因事象は、「原子炉容器破損」、「インターフェイスシステムLOCA（充てん／抽出のアンバランス）」、「インターフェイスシステムLOCA（余熱除去系及び充てん／抽出のアンバランス以外）」及び「安全系高圧交流母線の全喪失」であった。これらの起因事象における主な事故シナリオを分析した結果については、参考資料5に示す。

分析結果より、C C D Pが高くなる要因として、起因事象発生時の炉心損傷防止対策は存在するものの、設備故障や炉心損傷防止対策のP R A上の取り扱いにより、それらの効果を考慮できない事象が大半を占めていることが挙げられる。これらの起因事象が発生し、炉心損傷防止対策に失敗した場合には直接炉心損傷となる可能性が高いことから、教育・訓練プログラム策定へのリスク情報活用において、これらの起因事象に係る情報を取り込むこととする。

(2) C C F Pにおける主なシナリオの分析

第3.1.3.1.1.3.20表より、C C F Pが0.5以上となるP D Sは、「V（インターフェイスシステムLOCA）」、「G（蒸気発生器伝熱管破損）」、「S L C」及び「A E D」であった。これらのP D Sにおける主な事故シナリオを分析した結果については、参考資料5に示す。

分析結果より、C C F Pが高くなる要因は、設備故障や炉心損傷防止対策のP R A上の取り扱いにより炉心損傷防止対策に失敗し、インターフェイスシステムLOCA,蒸気発生器伝熱管破損,原子炉格納容器先行破損及び原子炉格納容器隔離失敗といった、炉心損傷と同時に原子炉格納容器機能喪失となる事象が大半を占めていることが挙げられる。こ

これらのPDSとなる事象が発生し、炉心損傷防止対策に失敗した場合には、直接原子炉格納容器機能喪失に至る可能性が高いことから、教育・訓練プログラム策定へのリスク情報活用において、これらのPDSに係る情報を取り込むこととする。

第3.1.3.4.1.1表 事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	内部事象出力運転時	
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.5E-07	(12.6%)
全交流動力電源喪失	1.8E-07	(6.4%)
原子炉補機冷却機能喪失	6.0E-07	(21.5%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.1E-09	(<0.1%)
原子炉停止機能喪失	3.2E-08	(1.1%)
ECCS注水機能喪失	9.7E-08	(3.5%)
ECCS再循環機能喪失	1.4E-06	(49.7%)
格納容器バイパス	1.4E-07	(5.2%)
合計	2.8E-06	

黄ハッチング：重要度「中」，緑ハッチング：重要度「低」
カッコ内は各事象ごとの合計に占める割合を示す

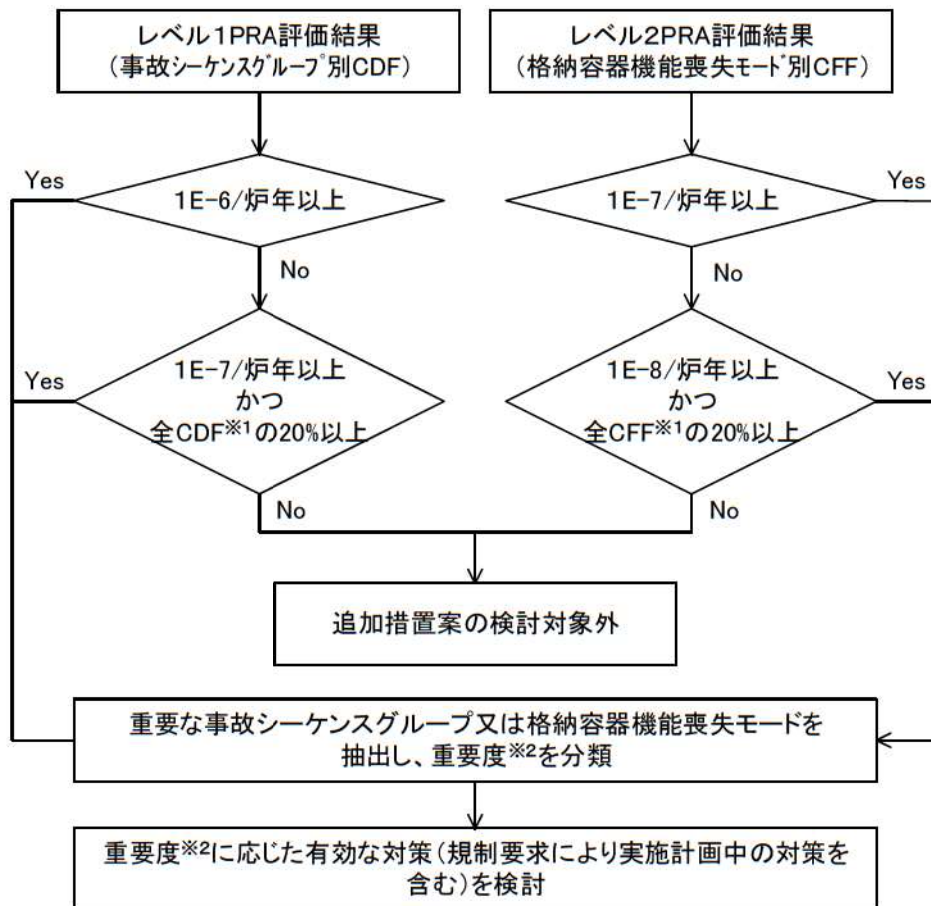
第3.1.3.4.1.2表 格納容器機能喪失モードごとの格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	内部事象出力運転時	
原子炉容器内水蒸気爆発	1.4E-10	(<0.1%)
格納容器隔離失敗	9.7E-08	(34.1%)
水素燃焼	ε	(<0.1%)
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	3.6E-08	(12.6%)
ベースマット熔融貫通	1.1E-09	(0.4%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	2.1E-09	(0.7%)
原子炉容器外水蒸気爆発	1.6E-09	(0.6%)
格納容器雰囲気直接加熱	ε	(<0.1%)
インターフェイスシステムLOCA	5.2E-08	(18.5%)
蒸気発生器伝熱管破損	9.4E-08	(33.0%)
格納容器過温破損	7.0E-12	(<0.1%)
格納容器直接接触	ε	(<0.1%)
合計	2.8E-07	

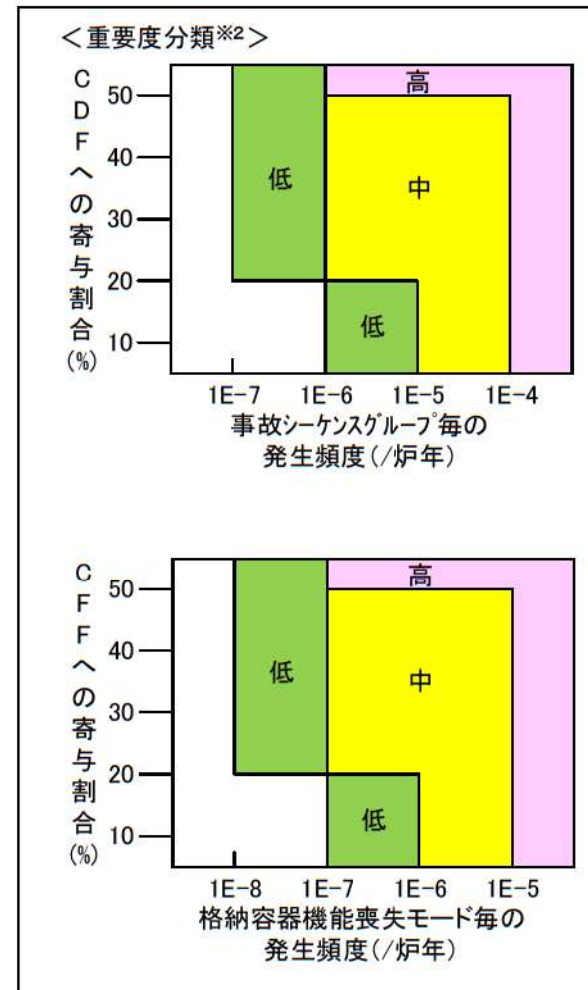
緑ハッチング：重要度「低」
カッコ内は各事象ごとの合計に占める割合を示す
ε：カットオフ値より小さい値

第 3.1.3.4.1.3 表 P R A より抽出された追加措置

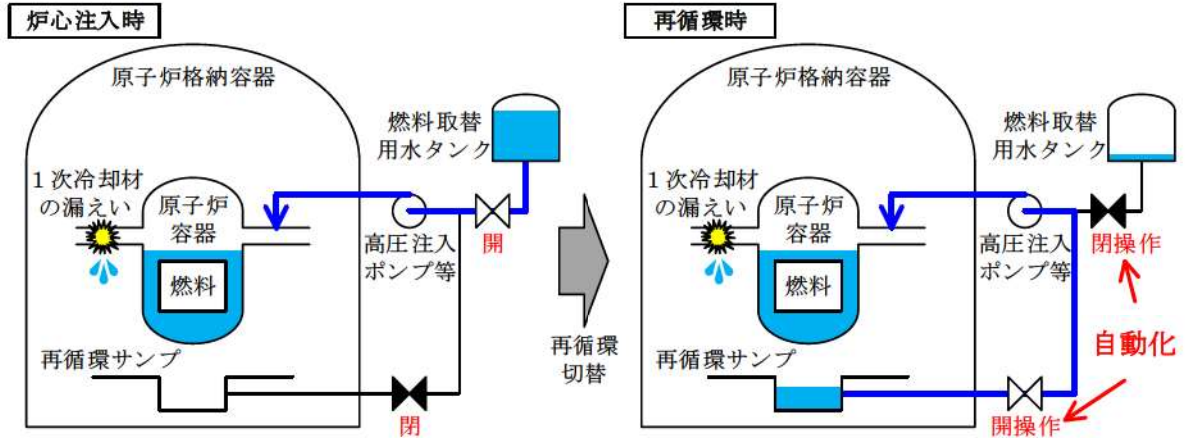
	分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
追加措置	設備対策／ 運用対策	E C C S 再循環切替自動化設備の導入 (第 3.1.3.4.1.1 図)	E C C S 再循環機能喪失の発生頻度の低減が期待できる。	・内部事象出力運転時レベル 1 P R A
		1 次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入 (第 3.1.3.4.1.2 図)	原子炉補機冷却機能喪失時の 1 次冷却材ポンプ封水 L O C A の発生頻度の低減が期待できる。	・内部事象出力運転時レベル 1 P R A
		中央制御室におけるフィードアンドブリード操作失敗時に、中央制御室とは異なる系統にてフィードアンドブリード操作を実施する運用の整備	複数のフィードアンドブリード操作手段を確保することで操作の多様性を確保し、フィードアンドブリードの信頼性向上に期待できる。	・内部事象出力運転時レベル 2 P R A
	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 (第 3.1.3.4.1.3 図)	運転員及び緊急時対応要員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。	・内部事象出力運転時レベル 1 P R A 及びレベル 2 P R A



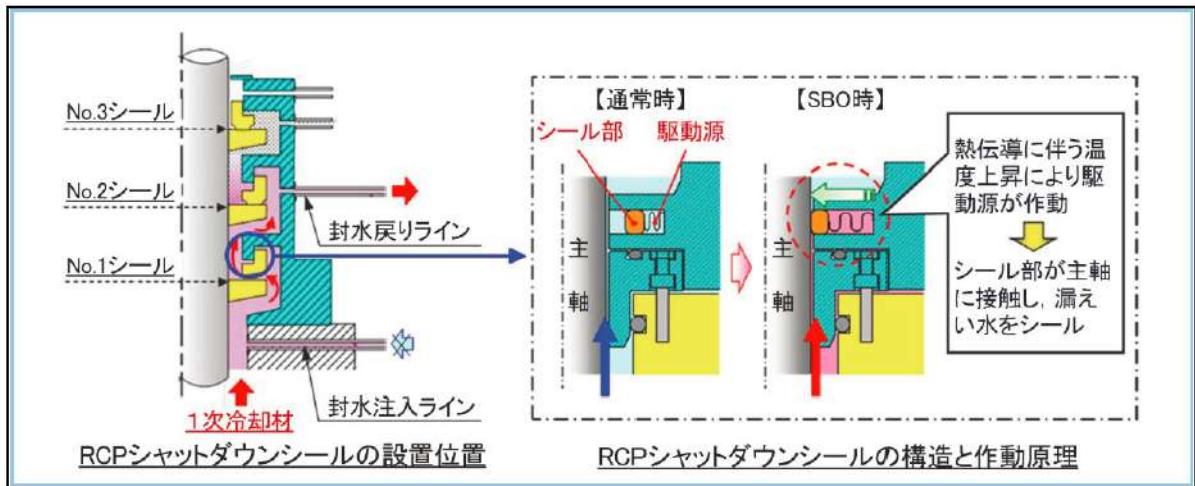
- ※1 内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力時、津波出力時のうち、評価対象とした各PRAにおけるリスク合計値
- ※2 原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準:2013」を参考に重要度「高」「中」「低」に対する事業者対応を検討を実施する。



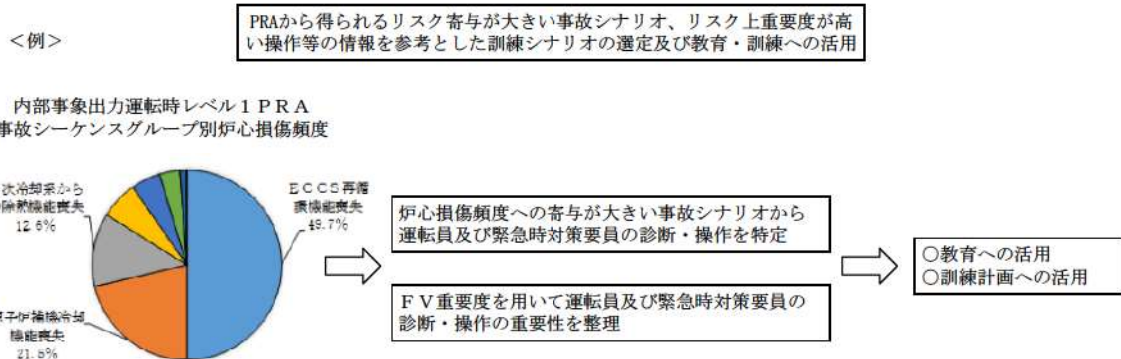
第 3.1.3.4.1 図 追加措置の検討対象選定フロー



第 3.1.3.4.1.1 図 ECCS再循環切替操作自動化のイメージ図



第 3.1.3.4.1.2 図 1次冷却材ポンプシャットダウンシールのイメージ図



第 3.1.3.4.1.3 図 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に係る概要

3.1.3.5 P R A改善に向けた取組み方針

安全性向上評価におけるP R A実施の目的は、評価結果を分析することにより、プラントの脆弱点を把握するとともに、安全性向上対策を立案し、効果の評価を行うことである。そのため、より現実的な評価を実施する事が望ましく、その目的に合うP R Aモデルが必要となる。

第3回安全性向上評価においては、第2回安全性向上評価届出の評価時点から引き続き、これまでの海外専門家によるレビュー結果等から得られた成果を踏まえ、より現実的な評価を目指したP R Aモデルの高度化等として、以下の取組みを実施している。

- ・プラント固有起因事象発生頻度の適用、外部電源喪失発生頻度の見直し
- ・最確条件の成功基準への適用
- ・1次冷却材ポンプ封水L O C A発生確率の見直し
- ・交互運転している系統のモデル化
- ・プラント固有機器故障率の反映
- ・S O K C (State-of-knowledge correlation) を考慮した不確かさ解析

今後も更なる改善に向け、以下の項目を実施していく。

- ・国際的な水準に比肩するP R Aへの高度化を目指した活動である伊方3号プロジェクト及びBWRパイロットプラントの取組みを踏まえ、海外専門家レビュー結果等から得られる知見やN R R C研究の成果を反映し、引き続きP R Aモデルの高度化を実施する。
- ・現実に即したP R A (G o o d P R A) の構築に向けたP R A

改善活動「伊方3号プロジェクト」において、米国における確率論的地震ハザード解析（Probabilistic Seismic Hazard Analysis）の評価の手順を定めた Senior Seismic Hazard Analysis Committee（以下「SSHAC」という。）ガイドラインのレベル3を適用した伊方SSHACプロジェクトの成果として得られた地震ハザードを活用することにより、第4回安全性向上評価届出に向けて信頼性の高い地震PRAを実施し、プラントの脆弱性をより適切に把握する。

- ・地震PRAについて、フラジリティ評価やシステム評価の手法についての課題解決に向けて、炉心損傷に直結する構築物、系統及び機器の損傷時のシナリオの精緻化について取り組んでおり、今後、他プラントによるパイロット評価を進めていく。

PRAの対象とする範囲の拡大などのPRA手法改善は電力共通の課題であることから、電力大研究やNRCの活用により進めていく。

3.1.3.6 過去に公表済みのP R A結果と解析条件の相違について

3.1.3.6.1 内部事象出力運転時P R A

「3.1.3.1.1 出力運転時P R A（レベル1，2）」に示したP R A結果に対し，第1回及び第2回安全性向上評価届出書に示したP R A結果及び解析条件との相違を整理した。

第3.1.3.6.1.1表に，第3回までの安全性向上評価における内部事象出力運転時P R Aの結果を示す。以下の解析条件によるC D F及びC F Fの相違を分析した。

- ・ P R Aモデル高度化
- ・ 起因事象発生頻度
- ・ 機器故障率
- ・ 非常用ガスタービン発電機，蓄電池（3系統目）及び特重施設の設置

(1) 解析条件

解析条件を第3.1.3.6.1.2表に示す。

第1回安全性向上評価における内部事象出力運転時P R AのS A対策ありの評価結果をベースケースとし，以下の各ケースの感度解析において相違を分析した。

ケース1：ベースケースに対して，P R Aモデル高度化（H R A C a l c u l a t o rの適用，起因事象発生頻度の見直し），個別プラント故障率の適用を考慮

ケース2：ケース1に対して，国内一般機器故障率の適用，非常用ガスタービン発電機の設置を考慮

ケース2'：ケース2に対して，特重施設及び蓄電池（3系統目）

の設置（以下「特重施設等の設置」という。）を概略評価にて考慮

ケース3：ケース2に対して、起因事象発生頻度の評価対象期間更新を考慮

ケース4：ケース3に対して、機器故障率に個別プラント故障率を考慮

ケース5：ケース4に対して、PRAモデル高度化（交互運転しているシステムのモデル化、最確条件の成功基準への適用、その他最新知見の反映や設計情報の更新等）を考慮

ケース6：ケース5に対して、特重施設等の設置を詳細評価にて考慮（3.1.3.1.1項に示す最新の評価結果であり、今後のリスク情報活用の基本となるケース）

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.6.1.2表に示す。

ケース1：ベースケースに対して、HRA Calculatorの適用等のPRAモデル高度化により、

CDF：1.8E-06（/炉年）→ 4.1E-06（/炉年）

CFR：5.7E-07（/炉年）→ 9.3E-07（/炉年）

となった。

第1回安全性向上評価における人的過誤評価の感度解析のとおり、HRA Calculatorを適用することによりCDFが増加し、ケース1の評価結果への影響の主な要因であることを確認した。また、CFRについても、CDF同様、HRA Calculator

a t o r を適用することにより増加する結果となった。

ケース2：ケース1に対して、国内一般機器故障率の適用により、

C D F : 4.1E-06 (/炉年) → 3.8E-06 (/炉年)

C F F : 9.3E-07 (/炉年) → 1.1E-06 (/炉年)

となった。

C D F が低減，C F F が増加するものの，ベースケースからケース1ほどの大きな変動がないことを確認した。

ケース2'：ケース2に対して、特重施設等の設置により、

C D F : 3.8E-06 (/炉年) → 3.8E-06 (/炉年)

C F F : 1.1E-06 (/炉年) → 5.3E-07 (/炉年)

となった。

蓄電池（3系統目）は，C D F 及びC F F に対する影響が軽微であることを確認した。一方，特重施設は，格納容器機能喪失防止に対して大きな低減効果があり，C F F は大きく低減する結果となった。

ベースケースからケース2'までの比較により，第1回安全性向上評価と第2回安全性向上評価におけるC D F 及びC F F の相違の大きな要因は，「人間信頼性解析手法におけるH R A C a l c u l a t o r の適用」であることを確認した。さらに，C F F については，「特重施設の設置」により大きく低減することを確認した。

ケース3：ケース2に対して，起因事象発生頻度の更新等により，

C D F : 3.8E-06 (/炉年) → 3.7E-06 (/炉年)

C F F : 1.1E-06 (/炉年) → 1.1E-06 (/炉年)

となった。

ケース2から大きな変動はなく、起因事象発生頻度の更新等によるCDF及びCFRへの影響は軽微であることを確認した。

ケース4：ケース3に対して、個別プラント故障率の適用により、

CDF： $3.7E-06$ （/炉年）→ $3.5E-06$ （/炉年）

CFR： $1.1E-06$ （/炉年）→ $9.2E-07$ （/炉年）

となった。

個別プラント故障率の適用は、CDFに対する影響が軽微であることを確認した。

ケース5：ケース4に対して、交互運転している系統のモデル化、

現実的な条件を適用した成功基準解析による成功基準の設定といったPRAモデル高度化により、

CDF： $3.5E-06$ （/炉年）→ $2.8E-06$ （/炉年）

CFR： $9.2E-07$ （/炉年）→ $6.7E-07$ （/炉年）

となった。

本ケースにおいて反映したPRAモデルの高度化はCDF及びCFRに対して低減効果があることが確認された。

ケース6：ケース5に対して、特重施設等の設置により、

CDF： $2.8E-06$ （/炉年）→ $2.8E-06$ （/炉年）

CFR： $6.7E-07$ （/炉年）→ $2.8E-07$ （/炉年）

となった。

特重施設及び蓄電池（3系統目）は、CDFに対する影響が軽微であることを確認した。一方、特重施設は格納容器機能喪失防止に対して大きな低減効果があり、CFFは大きく低減する結果となった。

ケース2～ケース6までの比較により、第2回安全性向上評価と第3回安全性向上評価におけるCDF及びCFFの相違の大きな要因は「PRAモデルの高度化」であることを確認した。さらに、CFFについては、「特重施設の設置」によっても大きく低減することを確認した。

以上より、第1回安全性向上評価から第3回安全性向上評価までに実施したPRAを総括すると、「人間信頼性解析手法におけるHRA Calculatorの適用」によるCDF及びCFFの増加と、「特重施設の設置」によるCFFの低減が主な相違となっている。

第 3.1.3.6.1.1 表 伊方 3 号機の安全性向上評価における内部事象出力運転時 P R A の結果

項目		第 1 回安全性向上評価届出書	第 2 回安全性向上評価届出書	第 3 回安全性向上評価届出書	
C D F (/ 炉年)		1.8E-06	3.8E-06	2.8E-06	
C F F (/ 炉年)		5.7E-07	5.3E-07	2.8E-07	
解析条件	起因事象発生頻度	・起因事象発生頻度評価データ (~2016 年)	・起因事象発生頻度評価データ (~2018 年)	・起因事象発生頻度評価データ (~2022 年)	
	機器故障率	・「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (1982 年度~2010 年度 29 カ年 56 基データ) JANSI-CFR-02 (2016 年 6 月)」に記載されている国内故障率データ (29 カ年データ) ・ CCF Parameter Estimation 2012	・「国内原子力発電所の P R A 用一般機器信頼性パラメータの推定 (2004 年度~2010 年度 7 カ年 27 基データ) (2021 年 9 月)」に記載されている国内故障率データ (国内一般機器故障率) ・ CCF Parameter Estimation 2015	・「国内原子力発電所の P R A 用一般機器信頼性パラメータの推定 (2004 年度~2010 年度 7 カ年 27 基データ) (2021 年 9 月)」に記載されている国内故障率データを事前分布に伊方 3 号機の個別プラントデータを反映 (個別プラント故障率故障率) ・ CCF Parameter Estimation 2015	
	PRA モデル 高度化	人間信頼性解析	・ T H E R P 手法	・ H R A C a l c u l a t o r を適用	←
		起因事象発生頻度	・最尤推定値を用いた起因事象発生頻度推定 ・起因事象発生頻度に稼働率を未考慮	・平均値を用いた起因事象発生頻度推定 ・起因事象発生頻度に稼働率を考慮	(左記に加え) ・プラント固有起因事象発生頻度 ・外部電源喪失発生頻度の見直し
		交互運転のモデル化	・なし	←	・あり
	非常用ガスタービン発電機		・なし	・あり	←
蓄電池 (3 系統目) 特重施設		・なし	・あり (概略評価)	・あり (詳細評価)	

3.1.3.6-6

第 3.1.3.6.1.2 表 各回の安全性向上評価届出書の相違

項目	ベース ケース	感度解析	ケース 1	ケース 2	ケース 2'	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6	
	第 1 回安全性 向上評価 (SA対策あり)	第 1 回安全性 向上評価 感度解析 (人的過誤評価)	ベースケース に対して、 起回事象発生 頻度の見直し 等を考慮	ケース 1 に 対して、国内 一般機器故障 率等を考慮	ケース 2 に 対して、新設 設備を考慮 (第 2 回安全 性向上評価)	ケース 2 に 対して、起因 事象発生頻度 の更新等を考 慮	ケース 3 に 対して、個別 プラント故障 率の適用を考 慮	ケース 4 に 対して、PR Aモデル高度 化*を考慮	ケース 5 に 対して、新設 設備を考慮 (第 3 回安全 性向上評価)	
CDF (／炉年)	1.8E-06	4.2E-06	4.1E-06	3.8E-06	3.8E-06	3.7E-06	3.5E-06	2.8E-06	2.8E-06	
CFR (／炉年)	5.7E-07	—	9.3E-07	1.1E-06	5.3E-07	1.1E-06	9.2E-07	6.7E-07	2.8E-07	
解析条件	起回事象発生頻度 調査対象期間	～2016.3.31	←	～2018.3.31	←	←	～2022.3.31	←	←	
	機器故障率	29ヶ年 データ	←	29ヶ年 データ +個別プラ ントデータ	←	←	個別プラント 故障率	←	←	
	PRA高度化	人間信頼性 解析	THERP 手法	HRA Cal culator を適用	←	←	←	←	←	←
		起回事象 発生頻度	最尤推定値 稼働率未考慮	←	平均値 稼働率考慮	←	←	プラント固有 頻度 外電喪失発生 頻度見直し	←	←
		交互運転の モデル化	なし	←	←	←	←	←	あり	←
	非常用ガスタービン 発電機	なし	←	←	あり	←	←	←	←	
特定重大事故等 対処施設、蓄電池 (3系統目)	なし	←	←	←	あり (概略評価)	なし	←	←	あり (詳細評価)	

※：交互運転している系統のモデル化のほか、最確条件の成功基準への適用、その他最新知見の反映や設計情報の更新等を含む。