

### 3.1.3.3 被ばく評価

#### 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）

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。

##### (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。

##### (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な、敷地を代表する気象情報（年間の風向、風速、大気安定度及び降水強度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

高浜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、高浜発電所における2006年1月～2006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あたっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、2005年1月～2015年12月(2006年1月～2006年12月を除く)の10年間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 8,760 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 3.1.3.3.1.1 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 MACCS 2 コードを用いた。MACCS 2 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、MACCS 2 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ている。MACCS 2 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 3.1.3.3.1.2 表に示す。

MACCS 2 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

MACCS 2 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ブ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气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、状況に応じて安定よう素剤の服用、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、実効線量を評価する。

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及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視する。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可能な Q A D コード及び S C A T T E R I N G コードを使用する。原子炉格納容器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 3.1.3.3.1.3 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 3.1.3.3.1.4 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 M A C C S 2 コードを用いて評価する。

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 3.1.3.3.1.5 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 59mSv 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 3.1.3.3.1.6 表に示す。また、MACCS 2 コードの評価対象核種グループについて、放出放射エネルギーの  $\gamma$  線エネルギー 0.5MeV 換算値及び I-131 等価量（小児実効線量係数換算）を第 3.1.3.3.1.7 表に、放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位 5 核種を第 3.1.3.3.1.8 表に示す。

第 3.1.3.3.1.6 表に示すとおり、敷地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、吸入摂取による内部被ばくとなっており、内部被ばくへの寄与が大きいのは、第 3.1.3.3.1.7 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、格納容器が健全な場合に防護対策なしで敷地境界に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が想定される。合計の実効線量に対して内部被ばくによる寄与が大きく占めることを踏まえると、内部被ばくの要因となるよう素に対する防護対策（屋内退避、安定よう素剤の服用）を行うことで公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。なお、屋内退避等の措置をとることで、外部被ばくに

対してもさらなる影響低減が期待できる。

#### (6) 不確実さ解析及び感度解析

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

MACCS 2 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 3.1.3.3.1.9 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) 不確実さ解析及び感度解析」の結果を用いる。

###### (b) 不確実さ解析結果

(a)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 42mSv 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 92mSv となった。

##### b. 感度解析

(a) アニュラス空気浄化設備の起動時間に係る感度解析

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として、アニュラス空気浄化設備の起動時間がある。(5)の被ばく線量評価においては事故発生の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66mSvとなった。

(b) 原子炉格納容器貫通部での捕集効果及び風向効果等を考慮した感度解析

イ 原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した評価条件

粒子状の放射性物質は、原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した場合、その放出量は低減する。このため、「3.1.3.1.1.4(2)a.(b)ロ 原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した感度解析」のソースターム評価結果を使用することとした。原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した場合における大気中への放出放射エネルギーを第3.1.3.3.1.10表に示す。

ロ 風向効果を考慮した評価条件

MACCS 2コードでは、各放出開始時間の風向に依存せず評価点に向かって直進するプルームモデルを用いており、評価点方向に風が吹き続ける保守的な評価となっている。現実的には風向の出現頻度に応じて放射性物質が拡散するため、風向の影響について考慮することとした。

ハ 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、「3.1.3.3.2 管理放出が行われている場合」と同様に、高浜発電所における2019年1月～2019年12月の1年間における気象データを使用した。

感度解析の結果を第3.1.3.3.1.13表に示す。全気象シーケンスの実効線量の平均値のうち最大となる方位の線量は約15mSvとなった。

### 3.1.3.3.2 管理放出が行われている場合

炉心損傷後において管理放出が行われている場合について、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。

#### (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に示す。

#### (2) 気象情報の収集

気象資料の収集については参考資料に示す。

#### (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に示す。

管理放出が行われている場合の敷地境界における実効線量の結果を第 3.1.3.3.2.4 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 50mSv 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 3.1.3.3.2.6 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、管理放出が行われている場合に防護対策なしで敷地境界に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が想定される。合計の実効線量に対する希ガス類のクラウドシャインガンマ線による外部被ばくによる寄与が大きいことを踏まえると、外部被ばくに対する防護対策（屋内退避、避難）を行うことで公衆の実効線量は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に示す。

第 3.1.3.3.1.1 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<br>(プルームは放出される時間の風向に従って、それ以後直進する)   | 気象指針 <sup>(注1)</sup> 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               | 高浜発電所における<br>1年間の気象データ<br>(2006.1~2006.12)   | 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               | 900m   | ゾンデ観測法、上限高度 1,500m で測定した季節ごとの平均混合層高さのうち最小値 926m (春) を保守的に丸めた値を設定                       |
| 建屋の投影面積             | 6,000m <sup>2</sup>  | 設置許可申請書添付書類六に基づいて設定 (地上放出のみ考慮)   |
| 形状係数                | 0.5  | 同上   |
| 放出高さ                | 排気筒放出 : 25m<br>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、各方位の最小値を設定  |
| 放射性物質の放出源から評価点までの距離 | 420m   | 放出源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 <sup>(注2)</sup> より設定  |
| 湿性沈着係数              | $\Lambda = a \cdot R^b$<br>$\Lambda$ : 湿性沈着係数<br>$R$ : 降水強度 (mm/h)<br>$a$ : $9.5 \times 10^{-5}$ 、 $b$ : 0.8 | NUREG/CR-4551Vol.2 <sup>(注2)</sup> より設定  |

(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3.1.3.3.1.2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 $9.4 \times 10^{-3}$ |
| よう素類   | 約 $2.7 \times 10^{-5}$ |
| Cs類    | 約 $1.1 \times 10^{-5}$ |
| Te類    | 約 $7.8 \times 10^{-6}$ |
| Sr類    | 約 $2.7 \times 10^{-7}$ |
| Ru類    | 約 $6.9 \times 10^{-7}$ |
| La類    | 約 $4.3 \times 10^{-9}$ |
| Ce類    | 約 $3.1 \times 10^{-8}$ |
| Ba類    | 約 $5.1 \times 10^{-7}$ |

第3.1.3.3.1.3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          |
| 原子炉格納容器遮蔽厚さ            | ドーム部及び円筒部それぞれの遮蔽厚さを設定<br>ドーム部：500～900mm<br>円筒部：1,000mm<br>ドーム部について、施工誤差・5mmを考慮する。 | ドーム部については設計値に施工誤差（・5mm）を考慮し、円筒部については 1.03m を安全側に丸めて 1.0m の厚さでモデル化 |
| 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 <sup>(注)</sup> を参考に設定                                      |
| 線源中心から評価点までの距離         | 420m  | 線源中心から敷地境界までの最短距離を設定  |
| 評価点敷地高さ                | 20m   | 線源中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3.1.3.3.1.4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（格納容器健全）

(7日積算)

| 代表エネルギー<br>(MeV/dis) | 気相部<br>(MeV)         | 液相部<br>(MeV)         |
|----------------------|----------------------|----------------------|
| 0.1                  | $1.5 \times 10^{23}$ | $4.7 \times 10^{22}$ |
| 0.125                | $9.0 \times 10^{21}$ | $3.0 \times 10^{22}$ |
| 0.225                | $1.3 \times 10^{23}$ | $2.2 \times 10^{23}$ |
| 0.375                | $3.0 \times 10^{23}$ | $5.0 \times 10^{22}$ |
| 0.575                | $1.2 \times 10^{24}$ | $4.8 \times 10^{23}$ |
| 0.85                 | $9.6 \times 10^{23}$ | $4.0 \times 10^{23}$ |
| 1.25                 | $4.3 \times 10^{23}$ | $1.6 \times 10^{23}$ |
| 1.75                 | $1.0 \times 10^{23}$ | $2.4 \times 10^{22}$ |
| 2.25                 | $7.7 \times 10^{22}$ | $1.1 \times 10^{22}$ |
| 2.75                 | $5.5 \times 10^{21}$ | $3.1 \times 10^{21}$ |
| 3.5                  | $5.6 \times 10^{20}$ | $8.5 \times 10^{20}$ |
| 5                    | $5.1 \times 10^{19}$ | $1.7 \times 10^{20}$ |
| 7                    | $2.6 \times 10^{11}$ | $2.2 \times 10^{12}$ |
| 9.5                  | $4.1 \times 10^{10}$ | $3.4 \times 10^{11}$ |

第3.1.3.3.1.5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                   |
| 安定よう素剤の服用    | 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          | $5.972 \times 10^{-5} \text{m}^3/\text{s}$<br>( $5.16 \text{m}^3/\text{d}$ )  | 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<br>= 地表面濃度 $\cdot A \cdot e^{-\lambda t}$<br>$\lambda = \ln 2/B$<br>再浮遊係数A : $1.0 \times 10^{-5} 1/\text{m}$<br>再浮遊係数B : $1.6 \times 10^7 \text{s}$ | NUREG/CR-4551Vol.2より設定                 |

第3.1.3.3.1.6表 敷地境界における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   | 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・スカイシャインガンマ線）       | 約 6.8     |
| 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（クラウドシャインガンマ線）         | 約 1.5     |
| 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（グラウンドシャインガンマ線） | 約 9.1     |
| 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（吸入摂取）                   | 約 41      |
| 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（再浮遊による吸入摂取）         | 約 0.55    |
| 合計  | 約 59      |

第 3.1.3.3.1.7 表 大気中への放出放射エネルギー (格納容器健全)

| 核種グループ | 放出放射エネルギー (Bq)                     |                                    |
|--------|------------------------------------|------------------------------------|
|        | γ線エネルギー<br>0.5MeV 換算値              | I-131 等価量<br>換算値                   |
| Xe 類   | 約 $6.3 \times 10^{15}$<br>(約 89%)  | 約 $0.0 \times 10^0$<br>(約 0.0%)    |
| I 類    | 約 $7.0 \times 10^{14}$<br>(約 9.8%) | 約 $8.1 \times 10^{13}$<br>(約 82%)  |
| Cs 類   | 約 $2.9 \times 10^{13}$<br>(約 0.4%) | 約 $3.5 \times 10^{12}$<br>(約 3.5%) |
| Te 類   | 約 $3.8 \times 10^{13}$<br>(約 0.5%) | 約 $9.2 \times 10^{12}$<br>(約 9.3%) |
| Sr 類   | 約 $4.0 \times 10^{12}$<br>(約 0.1%) | 約 $2.6 \times 10^{11}$<br>(約 0.3%) |
| Ru 類   | 約 $8.0 \times 10^{12}$<br>(約 0.1%) | 約 $1.9 \times 10^{12}$<br>(約 2.0%) |
| La 類   | 約 $2.7 \times 10^{11}$<br>(約 0.0%) | 約 $4.7 \times 10^{11}$<br>(約 0.5%) |
| Ce 類   | 約 $6.5 \times 10^{11}$<br>(約 0.0%) | 約 $2.0 \times 10^{12}$<br>(約 2.1%) |
| Ba 類   | 約 $1.1 \times 10^{12}$<br>(約 0.0%) | 約 $3.4 \times 10^{11}$<br>(約 0.3%) |

※括弧内は全放出放射エネルギーに対する割合を示す。

第 3.1.3.3.1.8 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 | γ線エネルギー0.5MeV換算                      |                                      | I-131 等価<br>小児実効線量係数換算<br>(内部被ばくに寄与) |
|----|--------------------------------------|--------------------------------------|--------------------------------------|
|    | 希ガス含む<br>(クラウドシャインガンマ線による外部被ばくに寄与)   | 希ガス含まない<br>(グランドシャインガンマ線による外部被ばくに寄与) |                                      |
| 核種 | Xe-133                               | I-132                                | I-131                                |
|    | Xe-135                               | I-134                                | I-133                                |
|    | Kr-88                                | I-135                                | Te-132                               |
|    | I-132                                | I-133                                | I-135                                |
|    | I-134                                | I-131                                | Cs-137                               |
|    | ・上位 5 位寄与割合：94%程度<br>・希ガスの寄与割合：87%程度 | ・上位 5 位寄与割合：90%程度<br>・よう素の寄与割合：同上    | ・上位 5 位寄与割合：91%程度<br>・よう素の寄与割合：81%程度 |

第 3.1.3.3.1.9 表 不確実さ解析の条件（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： $9.722 \times 10^{-5} \text{m}^3/\text{s}$<br>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<br>上限値は小児呼吸率の最大値（軽度の活動時）<br>下限値は小児呼吸率の最小値（睡眠時） |
| 湿性沈着係数    | $\Lambda = a \cdot R^b$<br>R：降水強度（mm/h）<br><br>比例定数a<br>上限値： $1.14 \times 10^{-21}/\text{s}$<br>下限値： $2.73 \times 10^{-81}/\text{s}$<br><br>指数部b：0.664   | 対数一様分布 | NUREG/CR-7155 <sup>(注)</sup> の値を参照して設定                                    |
| 乾性沈着速度    | 上限値：3cm/s<br>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<br>＝地表面濃度・A・ $e^{-\lambda t}$<br><br>$\lambda = \ln 2/B$<br><br>再浮遊係数A<br>上限値： $1.0 \times 10^{-41}/\text{m}$<br>下限値： $1.0 \times 10^{-61}/\text{m}$<br><br>再浮遊係数B<br>上限値： $3.1 \times 10^7 \text{s}$<br>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3.1.3.3.1.10表 原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した感度解析  
 における大気中への放出放射エネルギー（格納容器健全）

| 核種グループ | 放出放射エネルギー (Bq)                     |                                    |
|--------|------------------------------------|------------------------------------|
|        | $\gamma$ 線エネルギー<br>0.5MeV換算値       | I-131等価量<br>換算値                    |
| Xe類    | 約 $6.3 \times 10^{15}$<br>(約 90%)  | 約 $0.0 \times 10^0$<br>(約 0.0%)    |
| I類     | 約 $6.7 \times 10^{14}$<br>(約 9.6%) | 約 $7.9 \times 10^{13}$<br>(約 98%)  |
| Cs類    | 約 $2.9 \times 10^{12}$<br>(約 0.0%) | 約 $3.5 \times 10^{11}$<br>(約 0.4%) |
| Te類    | 約 $3.8 \times 10^{12}$<br>(約 0.1%) | 約 $9.2 \times 10^{11}$<br>(約 1.1%) |
| Sr類    | 約 $4.0 \times 10^{11}$<br>(約 0.0%) | 約 $2.6 \times 10^{10}$<br>(約 0.0%) |
| Ru類    | 約 $8.0 \times 10^{11}$<br>(約 0.0%) | 約 $1.9 \times 10^{11}$<br>(約 0.2%) |
| La類    | 約 $2.7 \times 10^{10}$<br>(約 0.0%) | 約 $4.7 \times 10^{10}$<br>(約 0.1%) |
| Ce類    | 約 $6.5 \times 10^{10}$<br>(約 0.0%) | 約 $2.0 \times 10^{11}$<br>(約 0.3%) |
| Ba類    | 約 $1.1 \times 10^{11}$<br>(約 0.0%) | 約 $3.4 \times 10^{10}$<br>(約 0.0%) |

※括弧内は全放出放射エネルギーに対する割合を示す。



第 3.1.3.3.1.13 表 敷地境界における実効線量の評価結果（格納容器健全）  
 （原子炉格納容器貫通部での捕集及び風向効果等を考慮した感度解析）  
 （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）

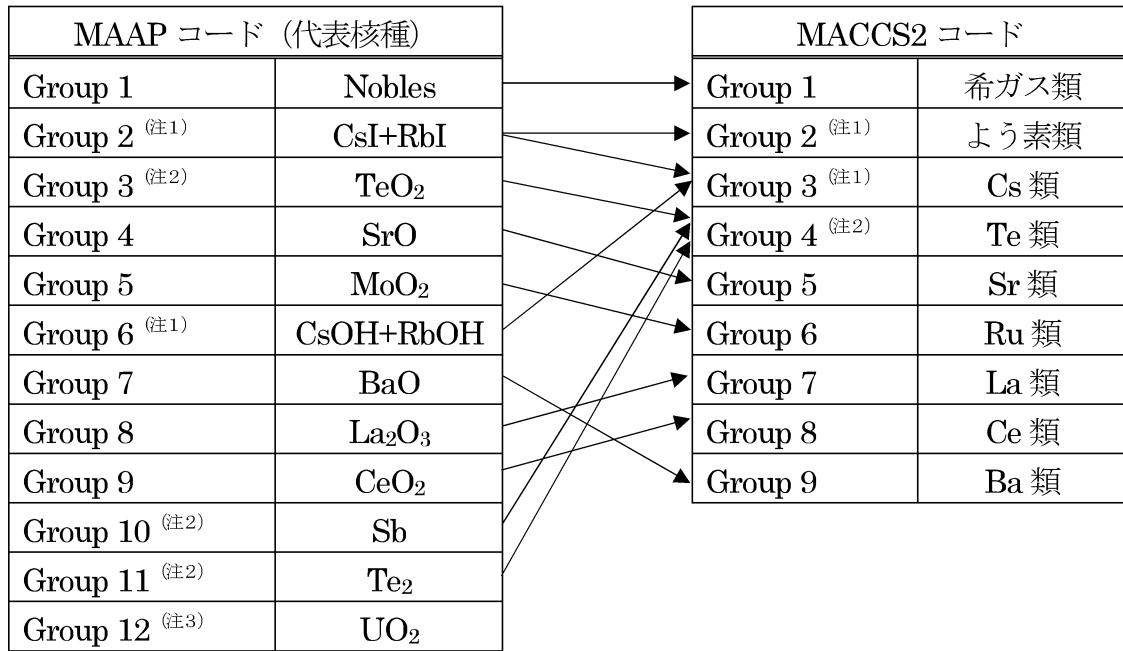
| 被ばく経路  | 実効線量(mSv) |
|--|-----------|
| ① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャインガンマ線）      | 約10       |
| ② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線）        | 約0.66     |
| ③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線） | 約0.38     |
| ④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取）                  | 約3.3      |
| 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（再浮遊による吸入摂取）        | 約0.047    |
| 合 計  | 約15       |

| データ番号 <sup>(注1)</sup> | ケース 1              | ケース 2  | ケース 3  | ...    | ケース<br>8,760 |
|-----------------------|--------------------|--------|--------|--------|--------------|
| 1                     | D1 <sup>(注2)</sup> | 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

(注2) D<sub>n</sub> : 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、降水強度）

第 3.1.3.3.1.1 図 気象シーケンスの設定

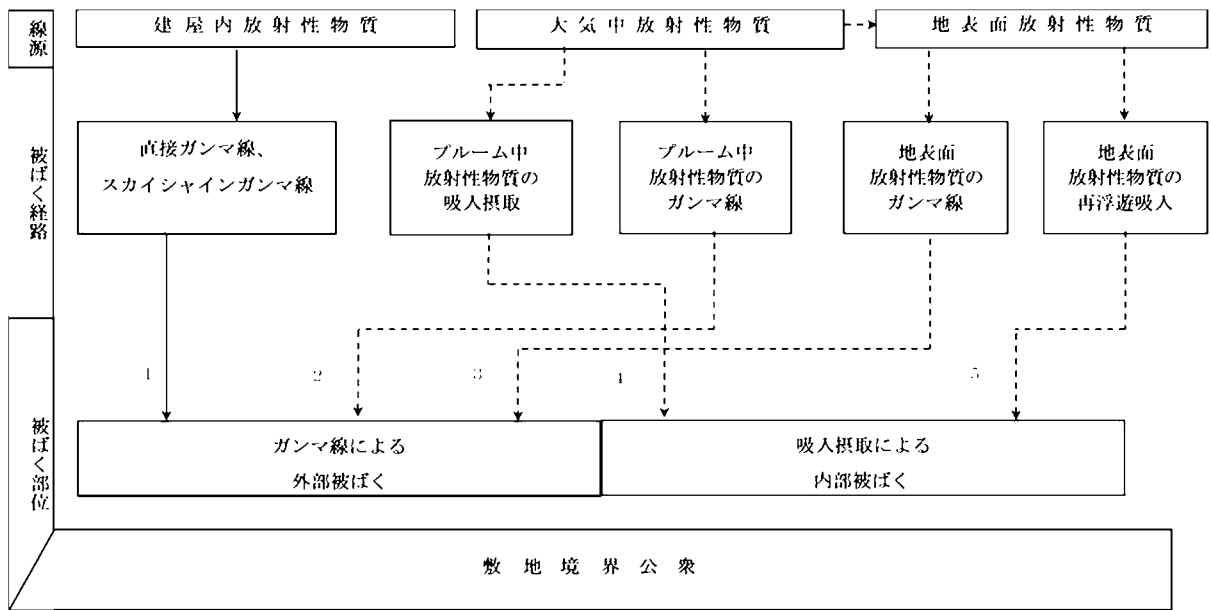


(注1) MACCS2 コードの Group2 (よう素類) は、MAAP コードの Group2 (CsI+RbI) の放出割合から求める。また、MACCS2 コードの Group3 (Cs 類) は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAP コードの Group2 (CsI+RbI) 及び Group6 (CsOH+RbOH) を考慮する。大気中への放出放射エネルギーは、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAP コードの Group2 (CsI+RbI) の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する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 (TeO<sub>2</sub>)、Group10 (Sb) 及び Group11 (Te<sub>2</sub>) の放出割合から求める

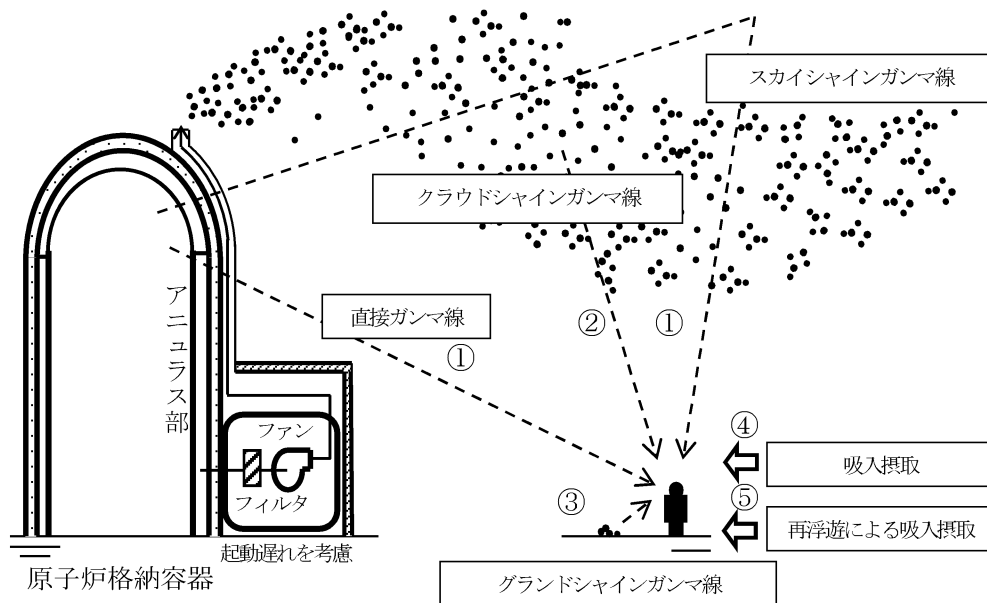
(注3) 線量評価対象の核種ではない。

第 3.1.3.3.1.2 図 MAAP コード及びMACCS2 コード核種グループの分類

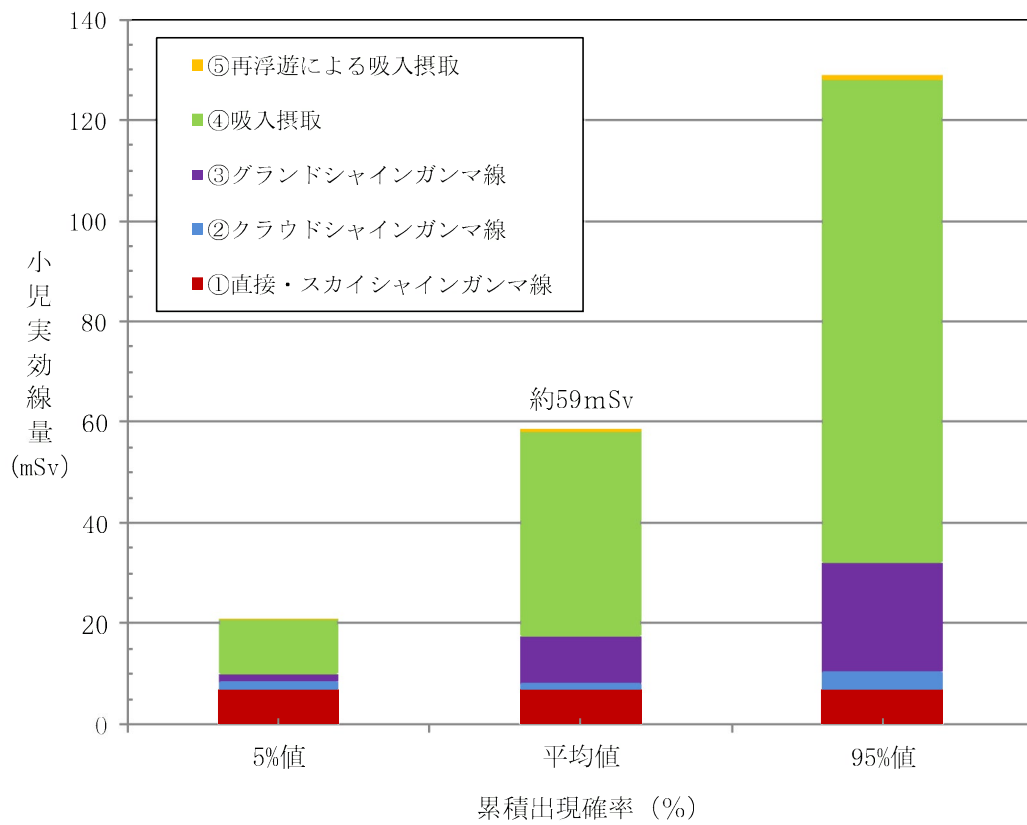


第 3.1.3.3.1.3 図 敷地境界における公衆の被ばく経路（格納容器健全）

|             |   |
|-------------|---|
| 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（直接・スカイシャインガンマ線）       |
|             | 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（クラウドシャインガンマ線）         |
|             | 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（グラウンドシャインガンマ線） |
|             | 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（吸入摂取）                   |
|             | 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（再浮遊による吸入摂取）         |



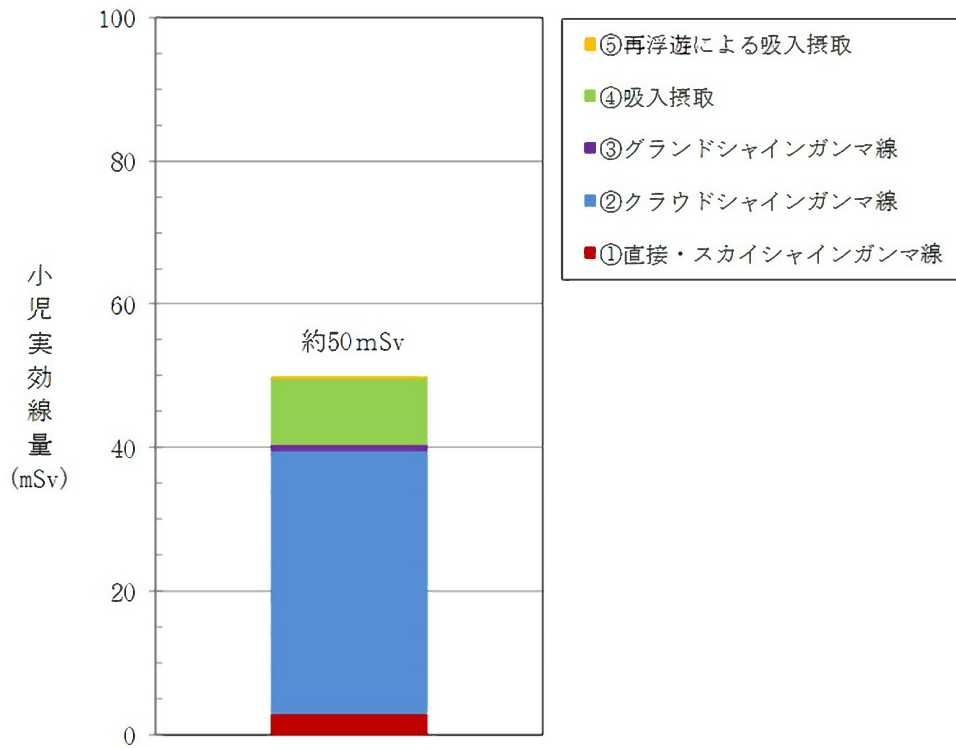
第 3.1.3.3.1.4 図 敷地境界における被ばく経路イメージ（格納容器健全）



第 3.1.3.3.1.5 図 敷地境界における実効線量の評価結果（格納容器健全）

第 3.1.3.3.2.6 表 敷地境界における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   | 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・スカイシャインガンマ線）       | 約3.0      |
| 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（クラウドシャインガンマ線）         | 約37       |
| 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（グラウンドシャインガンマ線） | 約0.76     |
| 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（吸入摂取）                   | 約9.2      |
| 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（再浮遊による吸入摂取）         | 約0.10     |
| 合 計   | 約50       |



第 3.1.3.3.2.4 図 敷地境界における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

「3.1.3.1 内部事象 P R A（レベル 1， 2）」及び「3.1.3.2 外部事象 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、事故シーケンスグループごとの C D F 及び各事象（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）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）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（第 3.1.3.4.1 表及び第 3.1.3.4.2 表参照）。

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、F V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。

#### 3.1.3.4.1 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」に分類されるものはなかった。

(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」に分類されたものとしては、内部事象出力運転時P R Aに対する「E C C S注水機能喪失」、内部事象停止時P R Aに対する「崩壊熱除去機能喪失」及び「原子炉冷却材の流出」、並びに地震出力運転時P R Aに対する「全交流動力電源喪失」であった。

- ・内部事象出力運転時P R A「E C C S注水機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の2次系強制冷却操作失敗に係る信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした運転操作訓練の教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・内部事象停止時P R A「崩壊熱除去機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、追加措置として、「週間リスク情報」の運用の継続を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・内部事象停止時 P R A 「原子炉冷却材の流出」

代表的な事故シナリオの分析により、追加措置として、「週間リスク情報」の運用の継続を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・地震出力運転時 P R A 「全交流動力電源喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員及び緊急時対策要員の復水タンクの水源確保に係る信頼性向上のための追加措置として、運転員及び緊急時対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

#### 3.1.3.4.2 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」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

重要度が「高」に分類されたものはなかった。

(2) 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」に分類されたものはなかった。

(3) 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

重要度が「低」に分類されるものとしては、内部事象出力運転時 P R A に対する「格納容器隔離失敗」、「インターフェースシステム L O C A」、「蒸気発生器伝熱管破損」、地震出力運転時 P R A に対する「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」、並びに津波出力運転時 P R A に対する「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」であった。

- ・内部事象出力運転時 P R A 「格納容器隔離失敗」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の現場手動閉

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・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 内部事象出力運転時 P R A 「インターフェースシステム L O C A」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員のインターフェースシステム L O C A の隔離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・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 地震出力運転時 P R A 「格納容器隔離失敗」

代表的な事故シナリオの分析により、格納容器機能維持操作の失敗リスクに対する追加措置として、運転員への教育・訓練へのリスク情報活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 地震出力運転時 P R A 「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」

代表的な事故シナリオの分析により、外部電源喪失時の電源復旧操作の信頼性向上のための追加措置として、緊急時対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 津波出力運転時 P R A 「格納容器隔離失敗」

代表的な事故シナリオの分析により、格納容器隔離操作の失敗リスクに対する追加措置として、運転員への教育・訓練へのリスク情報活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 津波出力運転時 P R A 「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過

圧破損」

代表的な事故シナリオの分析により、空冷式非常用発電装置による給電操作の信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

#### 3.1.3.4.3 P R Aにより抽出された追加措置の整理

各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、教育・訓練の強化による運転員や緊急時対策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 3.1.3.4.3 表に示す。

なお、原子力施設の設計や運用に対して、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。

第 3.1.3.4.1 表 事故シーケンスグループごとの C D F ( / 炉年)

| 事故シーケンスグループ        | 内部事象<br>出力運転時      | 内部事象<br>停止時        | 地震                 | 津波                 |
|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| 2 次冷却系からの除熱機能喪失    | 1.5E-07<br>(19.5%) | 9.0E-09<br>(1.4%)  | 2.2E-08<br>(9.1%)  | ε                  |
| 全交流動力電源喪失          | 1.2E-07<br>(16.2%) | 7.5E-08<br>(11.8%) | 1.4E-07<br>(55.1%) | 1.2E-08<br>(10.0%) |
| 原子炉補機冷却機能喪失        | 4.8E-08<br>(6.5%)  | 9.3E-10<br>(<0.1%) | 5.7E-08<br>(23.2%) | 9.4E-08<br>(78.0%) |
| 原子炉格納容器の除熱機能喪失     | 6.8E-09<br>(0.9%)  | 7.6E-12<br>(<0.1%) | 2.0E-10<br>(<0.1%) | ε                  |
| 原子炉停止機能喪失          | 1.0E-08<br>(1.4%)  |                    | 1.3E-09<br>(0.5%)  |                    |
| E C C S 注水機能喪失     | 2.6E-07<br>(34.4%) | 1.7E-10<br>(<0.1%) | 1.7E-08<br>(6.9%)  | ε                  |
| E C C S 再循環機能喪失    | 2.9E-08<br>(3.9%)  | 1.0E-11<br>(<0.1%) | 6.5E-09<br>(2.6%)  | ε                  |
| 格納容器バイパス           | 1.3E-07<br>(17.2%) |                    |                    |                    |
| 崩壊熱除去機能喪失<br>(停止時) |                    | 4.3E-07<br>(67.2%) |                    |                    |
| 原子炉冷却材の流出<br>(停止時) |                    | 1.3E-07<br>(20.7%) |                    |                    |
| 反応度の誤投入<br>(停止時)   |                    | 2.8E-11<br>(<0.1%) |                    |                    |
| 炉心損傷直結事象           |                    |                    | 6.4E-09<br>(2.6%)  | 1.4E-08<br>(11.9%) |
| 合計                 | 7.5E-07            | 6.4E-07            | 2.5E-07            | 1.2E-07            |

赤ハッチング：重要度「高」、緑ハッチング：重要度「低」

カッコ内は各事象の合計に占める割合を示す、ε：カットオフより小さい値を示す

第 3.1.3.4.2 表 格納容器機能喪失モードごとの C F F ( / 炉年)

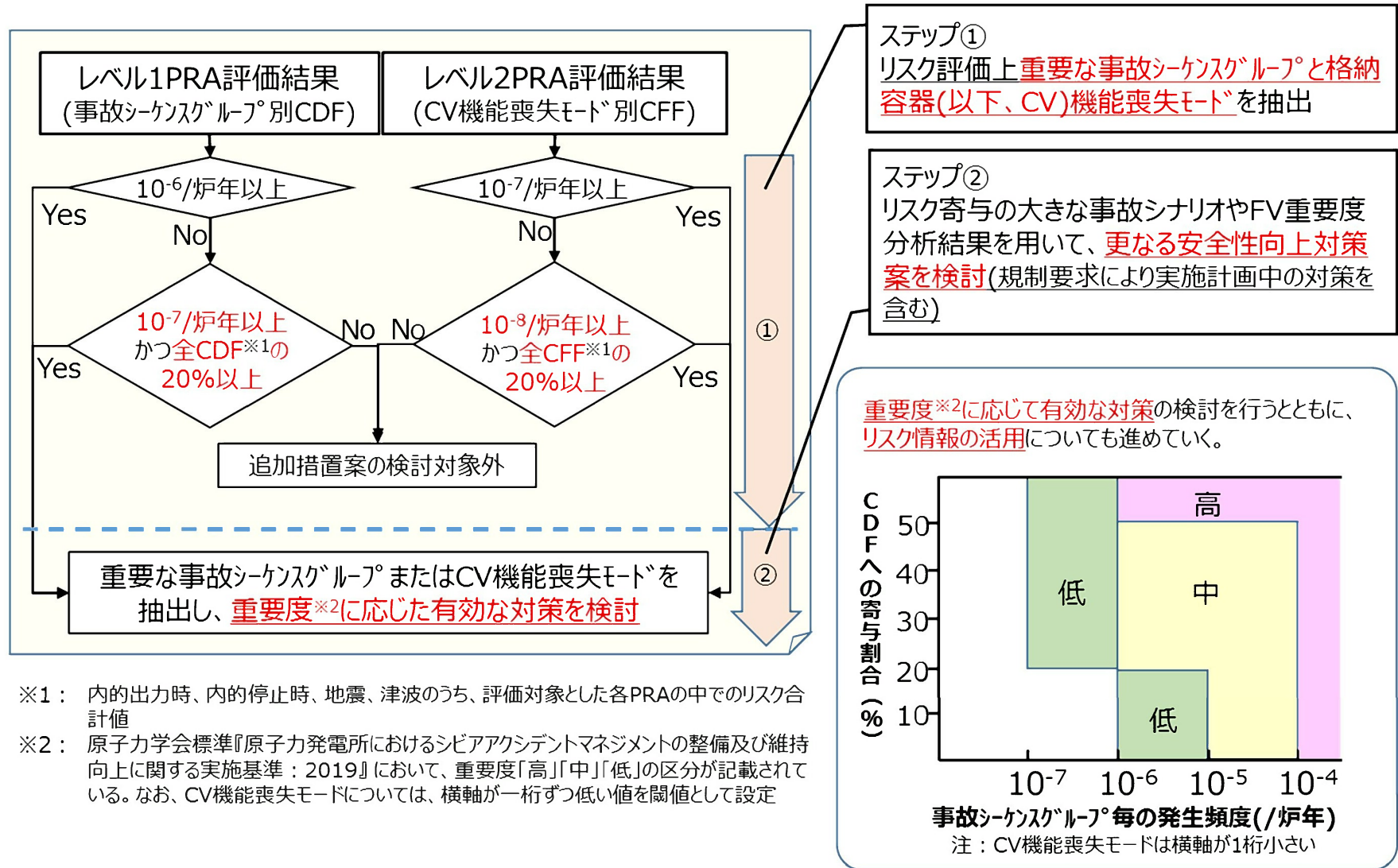
| 格納容器機能喪失モード          | 内部事象<br>出力運転時      | 地震                 | 津波                 |
|----------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| 原子炉容器内水蒸気爆発          | 1.1E-11<br>(<0.1%) | ε                  | ε                  |
| 格納容器隔離失敗             | 6.9E-08<br>(28.4%) | 3.7E-08<br>(35.5%) | 2.6E-08<br>(53.3%) |
| 水素燃焼                 | ε                  | ε                  | ε                  |
| 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損  | 4.0E-08<br>(16.6%) | 6.0E-08<br>(57.8%) | 2.3E-08<br>(46.3%) |
| ベースマツト溶融貫通           | 3.8E-10<br>(0.2%)  | 4.0E-10<br>(0.4%)  | 1.9E-10<br>(0.4%)  |
| 水蒸気蓄積による格納容器先行破損     | 2.5E-09<br>(1.0%)  | 1.9E-10<br>(0.2%)  | ε                  |
| 原子炉容器外水蒸気爆発          | 2.6E-10<br>(0.1%)  | 5.4E-11<br>(0.1%)  | 2.9E-11<br>(<0.1%) |
| 格納容器雰囲気直接加熱          | ε                  | ε                  | ε                  |
| インターフェースシステム L O C A | 5.3E-08<br>(22.0%) |                    |                    |
| 蒸気発生器伝熱管破損           | 7.7E-08<br>(31.8%) | 2.6E-09<br>(2.5%)  | ε                  |
| 格納容器過温破損             | 2.1E-11<br>(<0.1%) | 4.9E-11<br>(<0.1%) | 3.5E-11<br>(<0.1%) |
| 格納容器直接接触             | ε                  | ε                  | ε                  |
| 地震による格納容器先行機能喪失      |                    | 3.8E-09<br>(3.7%)  |                    |
| 合計                   | 2.4E-7             | 1.0E-7             | 5.0E-8             |

赤ハッチング：重要度「高」、黄ハッチング：重要度「中」、緑ハッチング：重要度「低」  
カッコ内は各事象の合計に占める割合を示す、ε：カットオフより小さい値を示す

第 3.1.3.4.3 表 P R A に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 | リスク情報の活用 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転員及び緊急時対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用<br/>(第 3.1.3.4.3 図)</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ リスク情報 (P R A から得られる重要シナリオやリスク上重要度が高い操作) を活用した教育・訓練を実施することで運転員及び緊急時対策要員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ 地震出力運転時レベル 1 P R A 及びレベル 2 P R A</li> <li>・ 津波出力運転時レベル 2 P R A</li> </ul> |
|      |          | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「週間リスク情報」の運用の継続<br/>(第 3.1.3.4.4 図)</li> </ul>                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 定期検査中、日々変化する機器の状態に応じた炉心損傷リスクの変動が見える化し、発電所内で広く共有することでリスクに対する意識を高める。</li> </ul>                         | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内部事象停止時レベル 1 P R A</li> </ul>   |

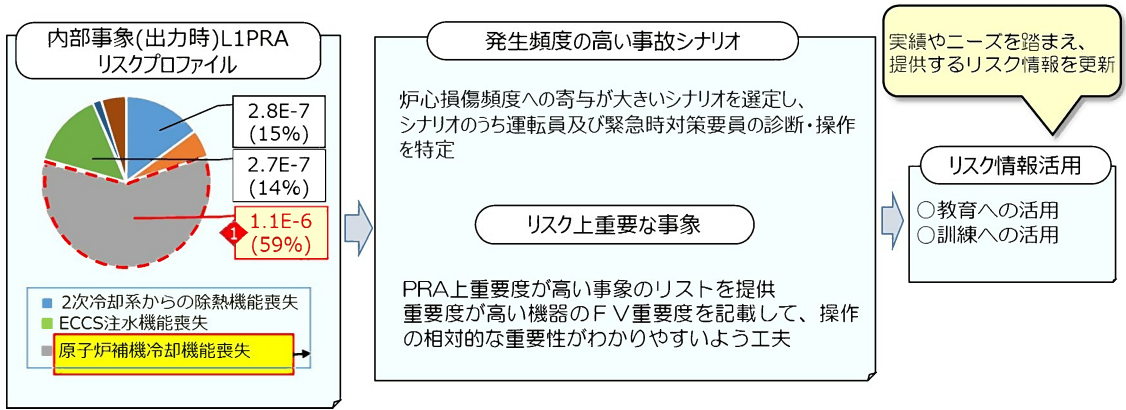




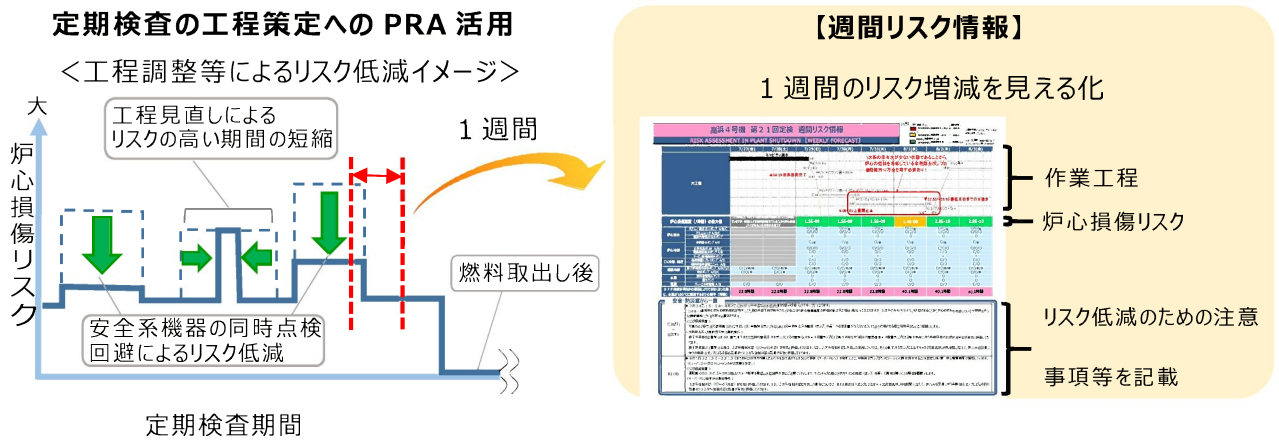
第 3.1.3.4.1 図 追加措置の検討対象選定フロー

P R A から得られるシナリオや、リスク上重要度が高い操作などを参考とした  
運転員及び緊急時対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用

< P R A から得られるリスク情報活用の例 >



第 3.1.3.4.3 図 運転員及び緊急時対策要員を対象とした教育・訓練への  
リスク情報の活用に係る概要図



第 3.1.3.4.4 図 「週間リスク情報」の運用の概要図

### 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事が望ましく、その目的に合うP R A評価手法及びP R Aモデルの改善が必要となる。

本届出においては、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の反映として、P R Aモデルの高度化（主に起因事象精緻化、人間性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P R Aモデルの高度化を目指し、継続して海外専門家によるレビュー結果等から得られる成果を反映する。
- ・地震P R Aについては、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S S Cの損傷時のシナリオの精緻化に取り組んでおり、専門家意見抽出プロセスを構築し、今後パイロット評価を進めていく。

P R A評価手法の改善は、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・原子力リスク研究センター（N R R C）の活用により、より効果的な取組みとなるよう進めていく。