

令和4年度空間線量率等評価結果に係る
検証結果報告書

令和5年3月31日

株式会社ナイス

空間線量率等評価結果に係る検証委員会

議長及び委員

議	長	石神	努
委	員	臼田	重和
委	員	大貫	晃
委	員	篠原	伸夫
委	員	杉田	武志
委	員	韓	治暎

目 次

I. はじめに.....	2
1. 本報告書の位置づけ	2
2. 当委員会の設置目的と検証事項	2
3. 当委員会の開催状況	2
4. 当委員会の検証方法	2
II. 検証項目.....	3
1. 検証項目 1－「事故想定【事故進展（放出までの時間設定の妥当性）】の妥当性」	3
2. 検証項目 2－「ソースターム・インベントリの妥当性」	7
3. 検証項目 3－「システム・解析コードの信頼性」	8
4. 検証項目 4－「気象条件の妥当性」	9
5. 検証項目 5－「空間線量率等の評価結果の妥当性」	10
III. 検証結果.....	11

I. はじめに

1. 本報告書の位置づけ

本報告書は、日本原子力発電株式会社（以下「日本原電」という。）が令和4年12月23日付で茨城県へ提出した「東海第二発電所 拡散シミュレーションの実施結果」について、その実施結果を第三者で構成する委員会において検証した結果を取りまとめたものである。

2. 当委員会の設置目的と検証事項

(1) 委員会の設置目的

日本原電が実施した拡散シミュレーション実施結果において、国の新規制基準に基づき新たに設置する安全対策が十分に機能せず、東海第二発電所から30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じ、かつ、その区域が最大となると見込まれる事故・災害が想定されていることを、専門的な知識を有する者から構成される委員会を設置し検証する。

(2) 検証項目

- ① 事故想定【事故進展（放出までの時間設定の妥当性）】の妥当性
- ② ソースターム・インベントリの妥当性
- ③ システム・解析コードの信頼性
- ④ 気象条件の妥当性
- ⑤ 空間線量率等の評価結果の妥当性

3. 当委員会の開催状況

- (1) 第1回開催 令和5年1月26日（木）13:30～16:30
- (2) 第2回開催 令和5年1月27日（金）13:30～16:30
- (3) 第3回開催 令和5年2月16日（木）13:30～15:30
- (4) 第4回開催 令和5年3月10日（金）13:30～15:30

4. 当委員会の検証方法

当委員会における検証方法は、日本原電が提出した報告書「東海第二発電所 拡散シミュレーションの実施結果について」及び補足説明資料に基づき、具体的な実施手法、条件設定、調査方法及び実施結果について説明を受け、専門的知識を有する有識者が内容の妥当性を検証する。

II. 検証項目

I.2 章の(2)で挙げた5の検証項目についての検証結果は次のとおりである。

1. 検証項目 1－「事故想定【事故進展（放出までの時間設定の妥当性）】の妥当性」

(1) 論点 1.1 一般的に事故・災害とは、安全機能が段階的に喪失して発生するものと考えてよいか。その場合には一斉に機能を喪失する場合より必ず放射性物質の放出までの時間は長くなるのか。

検証 1.1 原子力発電所の安全設計の考え方として、共通要因によってすべての安全対策が機能を喪失することのないよう、例えば代替電源を高台に配置するなど位置的分散を考慮している旨が説明された。【資料 1-1 P9】
例えば福島第一原子力発電所の事故では、14時46分の地震によって原子炉が停止し、非常用電源を用いて冷却中のところ、15時37分頃に襲来した津波によって全交流電源の喪失に至っている。また、全交流電源喪失対策として東海第二と同様の原子炉隔離時冷却系を有している2号機、3号機では原子炉への注水が1.5～3日間継続しており、安全機能が段階的に喪失している。【資料 1-1 P52】

見解： 一斉に機能を喪失する要因の有無についての検証は、論点 1.2 に述べる。原子炉内の崩壊熱について、停止直後は熱出力の7%程度であるが、2.4時間後にはおよそ1%程度にまで低下する。【NRA・新規制基準の考え方】このため、初期注水により事象発生初期の崩壊熱が除去できる場合には、事象発生初期から注水停止した場合に比べて事象進展は緩やかになる。なお、今回のシミュレーションでは避難・一時移転の範囲に焦点を当てており、この範囲が30km周辺となるように設定されたものであり、避難等の実施時期にかかる時間的要因には着目していない。従って、このシミュレーションによるFP放出開始時間の結果を避難等の実施条件に使用することは適切でない、という点に留意すべきである。

(2) 論点 1.2 全ての常設設備が直ちに機能しなくなるような事故はどのようなものか。
検証 1.2 検証 1.1にも記載されているとおり、原子力発電所の安全設備は位置的分散、多様性等を考慮した設計とされている。

これらの対策が一斉に機能を喪失するような要因の有無を確認するため、設計基準を大幅に超える外部事象の発生時に関する定性的な分析がなされており、竜巻や火山などの例をもとに、敷地内の常設設備がすべて機能喪失に至ることは考えにくいとの説明がなされた。【資料 1-1 P42～】

地震や津波については敷地内の広範に亘って影響が生じ得るため、設計基準を大幅に超える地震動や津波の高さを想定した場合に常設設備の一斉喪失につながる可能性を否定できないが、その場合には、可搬型設備を用い

た対応をすることとなり、今回の事故条件に網羅されている。【資料 1-1 P35～】

見解： このような事象として想定されるのは、発生確率が低いことから国の審査において対象外となっている隕石の落下やミサイル等が考えられ、その可能性を否定することはできないが、様々な自然現象を考慮しても敷地内の常設設備が一斉に機能を喪失するような事態はおおよそ考えにくい。例えば津波については、TP（東京湾平均海面）+24m 以上の津波が襲来した場合であり、その頻度は 3.3×10^{-7} （/炉年）と評価されている。

上述のように今回の想定事故は、常設設備が直ちに機能しなくなるような仮想事故の 1 つであり、その条件が報告書に記載されている。

- (3) 論点 1.3 シミュレーションⅡにおいて使用できないとしている常設の設備が 1 つでも機能した場合は、放射性物質が放出され、避難・一時移転の区域が 30km に至るような事故は発生しないのか。

検証 1.3 いくつかの解析例によって、事故の発生初期にいずれかの設備による注水が成功した場合には、炉心損傷が回避できることの説明がなされた。【資料 1-1 P11～】

見解： 炉心損傷に至る事故を抽出する手法として、PRA におけるイベントツリー手法が用いられている。そこでは、事故シーケンスを安全設備の作動状況に応じて分類する。

例えば常設低圧代替注水系ポンプ及びフィルタ付ベント装置の組合せなど、使用可能な設備が限定的な状況においても安定状態に移行することを確認した。これにより、報告書 P10 等における「これらの対策の一部が機能すれば、原子炉の安定冷却または影響軽減ができ、30km 周辺まで避難・一時移転の範囲は生じない。」との記載が妥当であることを確認した。

- (4) 論点 1.4 シミュレーションⅡの事故想定では、炉心損傷した後に可搬型設備を使うことになっているが、それが使えない事態や、格納容器に注水できない事態は考えられないのか。

検証 1.4 可搬型設備を用いた注水に関しては、複数の水源・接続口が準備されており、敷地内の状況に応じた柔軟な対応が可能であるとの説明があった。

【資料 1-1 P58, 59】

また、事故の詳細条件では、可搬型設備による注水開始時間の遅れや注水先を格納容器に限定するなど、より厳しい条件を設定している。【資料 1-1 P60 など】

見解： 柔軟な対応が可能である可搬型設備と、常設の設備を組み合わせ、全体としての安全性を向上させる対策が採られている。全ての対策が機能しないような事態も否定はできないが、可搬型設備については、常設設備との位置的分散を考慮し、高台に複数台設置するなどの対策が講じられている。

- (5) 論点 1.5 シミュレーションⅡで大 LOCA を想定しなかった理由はなにか。その理由は妥当なのか。また、シミュレーションⅡで大 LOCA を想定した場合、拡散エリアや放出までの時間はどのようになるのか。
- 検証 1.5 大 LOCA 時に非常用炉心冷却系のすべてが機能を喪失した場合、格納容器破損防止対策を講じることとされている。シミュレーションⅠでは、格納容器破損防止対策であるフィルタベントが機能した場合、UPZ において避難・一時移転の範囲が発生しなかったことが示されている。
- 【報告書 P7, 8】また、シミュレーションⅡと異なる事故条件を設定しても、30km 周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じるとの前提の下で同じ気象条件を用いる場合には拡散シミュレーションの結果は概ね一致するとの説明がなされた。【資料 4-1 全体】
- 見解：シミュレーションⅠから、大 LOCA 時にフィルタ付きベント装置により放出量の低減が図られるという結果は妥当といえる。なお、フィルタ付きベント装置が機能しないもっと厳しい場合については、避難・一時移転の対象範囲が 30km 圏内という条件の下で、最大規模を想定する観点から、その取扱いについて検討する必要がある。
- (6) 論点 1.6 シミュレーションⅡで大 LOCA を想定すれば、放射性物質を 30km まで放出させるのに、常設設備を一斉に機能喪失させる必要はないのではないのか。
- 検証 1.6 論点 1.5 のとおり。
- 見解：論点 1.5 のとおり。
- (7) 論点 1.7 シミュレーションⅡにおいて、放射性物質の放出まで 19 時間もかかるとする解析は妥当なのか。
- 検証 1.7 今回の事故条件は圧力容器破損後にペDESTAL が落下した溶融デブリが可搬型設備により冷却されるとしている。格納容器は、ペDESTAL での蒸気発生により加圧されて（ベント操作失敗）過圧破損する。【資料 1-2 P62, 63】
- 見解：過去の電源喪失事故(TBU)や小破断 LOCA 時の電源喪失事故(S2B)に対する MELCOR を用いた解析では、13～16 時間後に格納容器過圧破損という結果が得られている^[1]。今回のペDESTAL での溶融デブリの冷却を考慮すれば、これら 2 つの事故に比べて事故進展が遅れる度合いは妥当といえる。
- [1] 独立行政法人原子力安全基盤機構、予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析(BWR)、平成 26 年 1 月。
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/9255220/www.nsr.go.jp/archives/jnes/content/000127146.pdf>
- (8) 論点 1.8 シミュレーションⅡの事故想定を工学的に考えにくいとする考え方は、妥当なのか。
- 検証 1.8 福島第一原子力発電所の事故後に強化した安全対策を考慮した場合の炉心損傷頻度が示されており、内部事象 PRA では 10^{-9} (／炉年) オーダー、地

震 PRA では 10^{-6} (／炉年) オーダー、津波 PRA では 10^{-7} (／炉年) オーダーとの結果である。【資料 1-1 P35～】

見解： 炉心損傷頻度が十分に低い水準まで低下していることに加え、さらにフィルタベントにも期待しないとの事故想定であることから、工学的に考えにくいとする考え方は確率的には妥当と考える。

(9) 論点 1.9 シミュレーションⅡは、東海第二発電所から 30km 周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じ、かつ 30km を超えない範囲でその区域が最大となると見込まれる事故・災害として妥当なものか。

検証 1.9 茨城県からの要請に答えるため、まずは、避難・一時移転の範囲を広くする観点で厳しい気象条件の選定を行い、その上で、30 km 周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じる事故条件を検討するプロセスであったとの説明があった。また、事故条件については、対外的な説明性を考慮した上で設定しているとの説明があった。【資料 2-2 P3～、資料 3-1 P8 など】

見解： シミュレーションⅡでは、厳しい気象条件下で避難・一時移転の対象となる範囲が 30km までとなるような事故を設定するために、常設設備は一斉に機能喪失するが一部の可搬型設備が機能すると想定したものである。この想定事故は新規制基準において想定され得る条件よりは相当厳しい事故条件であり、妥当なものといえる。気象条件の設定の妥当性については、検証項目 4 で述べる。

(10) 論点 1.10 シミュレーションⅡにおいて、安全機能が機能喪失する想定には、無数の組み合わせがあり、あらかじめ時間を設定することは困難という考え方は適切か。

検証 1.10 論点 1.1、論点 1.2 で述べたように、安全対策が段階的に機能喪失する場合、原子炉停止以降の注水継続時間や代替注水設備、代替格納容器スプレイなどの準備完了時間等について無数の組み合わせが考えられる。事故進展の説明性を考えた場合、これらの時間をあらかじめ設定することは困難である。シミュレーションⅡでは、避難・一時移転の対象となる範囲の算出を目的として、常設の安全対策設備が一斉に機能喪失する条件をあえて設定しているとの説明があった。【報告書 P10】

見解： 原子炉停止後の注水継続時間や代替設備の準備時間について、ある仮定の下で解析することは不可能ではないが、多数の組み合わせに対して解析を行い 30km に及ぶ事故を抽出すること、その網羅性を担保するロジックを構築することは困難であるといえる。なお、シミュレーションⅡでは、可搬型設備の一部（格納容器注水）を除いてすべての安全設備が機能喪失する組み合わせとしており、その具体的な時間的要因には着目していない。

2. 検証項目 2 – 「ソースターム・インベントリの妥当性」

- (1) 論点 2.1 解析コードは適切に選択されているのか。また、最新のバージョンなのか。
- 検証 2.1 炉内蓄積量の評価では、ORIGEN コードバージョン 2.2 と各データライブラリ JENDL-3.2 を用いて、東海第二発電所に比べて炉心出力比が大きな単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価する ABWR でのサイクル末期での値を算出している。【資料 1-3 P70】
- 見解： コードとライブラリは最新のバージョンではないが、計算結果への影響は小さいと考えられ、また、国の審査において使用されていることを考慮すれば、コード等の選択は妥当といえる。なお、事故解析に用いた MAAP コードでは崩壊熱の算出に ANSI/ANS-5.1-1979 曲線が使用されているが、この曲線は ORIGEN2 に比べて保守的な値を算出することから、選定コードは妥当といえる。
- (2) 論点 2.2 計算機プログラム（解析コード）MAAP を用いた放射性物質の放出量の想定は妥当なのか。
- 検証 2.2 MAAP コードは国の審査における Cs-137 の放出量評価等に用いられており、今回評価に必要な計算モデルが実装されている。【資料 1-2 全体】なお、MAAP コードは国内外において広く活用されている。【資料 1-1 P65】
- 見解： 同種のコードの 1 つに米国 NRC の MELCOR コードがある。計算結果は、コードが異なれば当然異なることになる。また、解析では計算モデルや入力データに不確かさが含まれ、一概にどのコードの信頼性が高いとは言えない。MAAP コードは、国の安全審査に係る設置変更許可申請書における有効性評価などに電力会社が用いた実績がある。MAAP による放射性物質の放出量は本シミュレーションにおける事例データの一つとして捉えることができる。
- (3) 論点 2.3 シミュレーションⅡにおいて、7日間かけて放出される放射性物質を4時間に凝縮して放出する想定は、避難・一時移転の区域が最大となる想定として、妥当なものなのか。
- 検証 2.3 複数の解析結果が示されており、4時間で凝縮して放出することによって保守的な結果となることが示されている。【資料 1-3 P77】
- また、このような仮定を置いた背景として、茨城県からの要請内容である「30 km 付近まで避難・一時移転の対象となる区域が生じること」に応えるため、保守性を有しつつ、合理的な設定を行った旨の説明がなされた。
- 見解： 放射性物質の拡散状況は気象条件に依存して変化する。同じ気象条件が数日から 1 週間にわたり継続することは考えにくいことから、時間が経過すればするほど放射能は広く拡散し、放射性物質放出の総量が同じであれば線量率は低くなると考えられる。このため、7日間の量を事故初期段階の4時間に凝縮することにより、目安としている 1 日後の避難・一時移転の区

域は当然広くなり、この放出の想定は妥当といえる。

- (4) 論点 2.4 放出経路の考え方は妥当か。
検証 2.4 格納容器の健全性喪失モードには過圧破損が想定されており、放出地点は原子炉建屋で放出高さは地上放出としている。【資料 1-2 P63、資料 2-1 P3】
見解： レベル 1.5PRA の知見から、格納容器過圧破損は格納容器破損モードの中で支配的とされており、妥当な設定といえる。

3. 検証項目 3 – 「システム・解析コードの信頼性」

- (1) 論点 3.1 公衆防護措置範囲迅速予測システムの解析評価方法は、拡散解析として妥当なものか。
検証 3.1 公衆防護措置範囲迅速予測システム(R-Cubic)について、その特徴や、計算モデルの信頼性に関して、①使用している拡散モデル(パフモデル)、②地表沈着濃度の計算、③空間線量率の計算、④防護措置範囲の評価について説明がなされた。加えて、なるべく同じ計算条件下で実施された拡散コード MACCS2 との比較計算の結果が示された。【資料 2-1 全体、資料 3-2 P15～、資料 5】
見解： 公衆防護措置範囲迅速予測システム(R-Cubic)は、米国 NRC が開発した RASCAL コードを参考に INSS 及び JANUS が共同開発したものである。今回の拡散シミュレーションに必要な、放射性物質の拡散後の地表沈着とそれによる空間線量率の分布を経時変化で評価し地図上に表示する機能を有している。計算モデルの信頼性に関しては次の点を確認した。①拡散モデルでは、今回の評価に適用可能なパフモデルが使用されている。②地表沈着濃度の計算では、文献値に基づくデータが用いられ乾着及び降雨影響を考慮した湿着が考慮され、③空間線量率の計算では、文献値に基づき地表沈着濃度から空間線量率が計算されており妥当といえる。
また、なるべく同じ計算条件下で実施された拡散コード MACCS2 による計算結果との比較が実施された。R-Cubic の信頼性を評価するうえで比較結果の評価・分析を追加することが望ましい。
福島第一原子力発電所事故の測定値を対象にするベンチマークについては、事故当時の実測値には不明確な点もあり、精度良い推定は困難と言える。
- (2) 論点 3.2 R-Cubic は SPEEDI と比較しても信頼できるシステムか（結果が異なる場合、その違いをどう考察できるか）。
検証 3.2 検証 3.1 を参照のこと。
見解： 同様の大気拡散予測コードに粒子拡散モデルを用いた SPEEDI/WSPEEDI がある。検証 2.2 で述べたように、解析では計算モデルや入力データに不確

かさが含まれる。R-Cubic による解析結果は、本シミュレーションにおける事例データの一つとして捉えることができる。

4. 検証項目 4 – 「気象条件の妥当性」

- (1) 論点 4.1 気象条件の設定方法（データの抽出の考え方）は、拡散解析の評価方法として妥当なものか。

検証 4.1 気象データの抽出では、東海サイトにおける 2020 年度の年間気象データより、①同一風向が長時間継続、②同一風向が長時間継続かつ降雨が長時間継続、そして③小さな風速が長時間継続、が選定されている。【資料 2-2 P4】

見解：シミュレーションの結果、①～③の中で避難・一時移転が最も広くなるのは②であり、物理現象を適切にシミュレーションしているといえる。一方、大気安定度が大気拡散に大きな影響を及ぼすことから、当委員会は大気安定度を変化させた場合の解析の必要性を指摘した。上記①～③に大気安定度を変化させた場合の組み合わせも考慮することで、気象条件の設定に関する保守性は包絡されると判断する。（論点 4.3 参照）

- (2) 論点 4.2 風向と降雨のみ考慮して抽出しているように見えるが、そのほか風速や湿度、気温等の影響について考慮する必要はないのか。考慮しているのであれば、それらの影響の強弱をどのように評価しているのか。

検証 4.2 気温、湿度は、拡散シミュレーションにおいてもパラメータとして用いられない。気温に近いパラメータとして大気安定度（日射量・放射収支量）を用いた評価を行っている。【資料 2-1 P7】（大気安定度の影響については、第 3 回にて説明【資料 3-2 P25～】）また、今回の評価は、実気象データから陸側方位における拡散を評価することから、方位に主眼を置いた抽出を行っている。【資料 2-2 P5】

見解：放射性物質の自然沈着の評価に重要な風向、風速、降雨、及び大気安定度が考慮されており、妥当である。（論点 4.3 参照）

- (3) 論点 4.3 評価期間として 1 年間は妥当なのか。また、より避難・一時移転の区域が大きくなる気象条件はないか。

検証 4.3 気象条件に関しては、2020 年度の気象データが選定されている。安全審査等で採用している手法に基づき異常年検定を行い、至近 10 年の気象データに対する代表性を確認している。【資料 2-2 P5】また、大気安定度を考慮した気象条件の抽出と評価結果を確認した。【資料 3-2 P24～】

見解：大気安定度を考慮することで、1 年間の気象データでも気象条件の設定に関する保守性は包絡されると判断する。

- (4) 論点 4.4 抽出する風向を 5 方面に絞っているが、特に方面を絞らない場合でも結果は変わらないのか。（各方面の間の方向（例えば南南西など）に風向が連

続し、抽出する条件に匹敵するものはなかったのか。(16方位のうち陸域9方面の風向について抽出すべきではないのか。))

検証 4.4 方面を絞らない場合として、気象条件③を評価している。気象条件①②の5方面は、各方面の中心とした方位に16方位の隣接方位の3方位の風向継続時間を抽出しており、各方面の間の風向についても包含している。

【資料 2-2 P5】

見解： 今回は線量率が $20 \mu \text{Sv/h}$ を超える範囲が 30km に至るような状況のシミュレーションを目的としており、また、地形による違いは小さいことを考慮すれば、方位による相違は小さいと考えられることから、妥当である。

(5) 論点 4.5 発電所周辺にとどまる気象条件として、小さな風速の長時間連続を抽出しているが、降雨の長時間継続と比べて放射性物質が留まる量は多いのか。

検証 4.5 今回実施したシミュレーションでは、防護措置範囲について評価しており、放射性物質濃度については評価していないものの、気象条件③は発電所近傍へ滞留しやすい条件であるため、気象条件②における防護措置範囲の外端等と比較すると、気象条件③の方が一地点あたりの沈着量が多くなることはあり得ると考える。【資料 2-3 P10】

見解： 気象条件③では、風速が 0.5m/s 以下であり放射性雲は発電所近傍に滞留し降下するため放射エネルギーは高くなるといえる。

(6) 論点 4.6 異常年検定を行うということは拡散解析において一般的なのか、また、その信頼性はどうか。

検証 4.6 火力発電所や工場施設の立地時における有毒ガス等の拡散評価を行う環境アセスメント、原子力施設の安全審査における被ばく評価に使用する拡散評価等において使用する気象データの代表性を確認するのに用いられている手法である。【資料 2-2 P5】

見解： 異常年検定には通常 F 分布検定が用いられると考えられる。気象条件①と②についての継続時間及び回数の検定結果は過去データのばらつき内に納まっており、信頼性は高いといえる。

5. 検証項目 5 — 「空間線量率等の評価結果の妥当性」

(1) 論点 5.1 解析結果は妥当なのか。(不適切な点は見受けられないのか。)

検証 5.1 抽出した気象条件の傾向から拡散評価結果を確認した。【資料 2-3 全体、資料 3-2 P24～】

見解： 抽出した気象条件の傾向から拡散評価結果を確認し、論点 4.1、4.3 のとおり、大気安定度を考慮した気象条件による結果が提示され、拡散の傾向は概ね妥当と判断される。

(2) 論点 5.2 プルームによる直接線量は考慮していないが、線量評価として妥当なのか。

検証 5.2 原子力災害対策指針の考えに基づき、地表面からの空間線量の評価を行っているとの説明がなされた。【資料 3-1 P5～】

見解： 上記目的に照らした場合、報告書の評価内容は適切に設定されている。

(3) 論点 5.3 解析評価のばらつきはどの程度なのか。

検証 5.3 シミュレーションⅡにおいて、気象条件に関して5の風向条件と小さな風速の場合、そして大気安定度を変化させた計21の場合について、避難・一時移転の範囲（面積）の解析結果が示された。また、その解析結果を統計処理して避難・一時移転の範囲の面積は $67 \pm 28.9 \text{ km}^2$ で生じ得ることが示された。

見解： 避難・一時移転の範囲（面積）のばらつきが示されたことにより、評価結果にどの程度の不確かさを見積ればよいかの目安は得られた。しかし、今回の評価は気象条件の変化に起因したものに限定されていることに鑑み、今後、結果の活用にあたっては評価の条件も含めて評価のばらつきに留意することが必要である。

Ⅲ. 検証結果

1. 放射性物質の放出量等（ソースターム）の想定、事故進展や放射性物質の拡散解析に用いた計算コードの選定、気象データの抽出の考え方等については概ね妥当。
2. シミュレーション結果（空間線量率の評価結果）は、事例データの一つとして捉えるべきものであり、条件設定次第で変化し得ることから、結果の活用にあたっては、その目的や前提条件をはっきり示しておくことが重要。
3. 今回のシミュレーションでは避難・一時移転の範囲が30km周辺となるように設定されたものであり、避難等の実施時期に関わる具体的な時間的要因には着目していないことから、放射性物質の放出開始までの時間について、今回のシミュレーションの結果を避難・一時移転の想定・評価に活用することは適切でない。
4. 30km周辺まで放射性物質が拡散する事故シナリオとして1種類のみ示されている。説明性の向上には、代表性又は網羅性の観点からさらなる説明が必要であり、例えば、複数の事故シナリオについて追加評価を行うなど、補足しておくことが望ましい。
評価に含まれる不確かさの大きさを把握するため、報告内容に含まれる複数の解析結果を基に変動幅を算出することが望ましい。
5. 説明性の向上の観点からは、今回シミュレーションに使用したR-Cubicと同様の計算コードであるSPEEDIとの比較検討も視野に入るが、いずれのコードにおいても計算モデルや入力データに不確かさが含まれていることから、どちらのコードの信頼性が高いかを一概に比較することはできないことに留意すべき。
6. 風向や降雨だけでなく、大気安定度も放射性物質の拡散に寄与する要素として考えられることから、気象条件として大気安定度も考慮した上で再評価を行っておくことが望ましい。

以上