

2024年1月26日

茨城県 原子力安全対策課御中

東海第二原発地域科学者・技術者の会

服部成雄\*1、宮武宇也\*2、浅香英明\*3、多田健二\*4、泉幸男\*5、天野光\*6、佐藤嘉幸\*7

## 東海第二原発事故のシミュレーション結果に対する質問および提案書

### はじめに

茨城県・原子力安全対策課（以下「原対課」と呼ぶ）におかれましては、東海第二原発の安全性の向上実現に注力され、万が一の事故に備えて、原子力防災の一環としての緊急時の広域避難計画策定にご尽力いただいております。

「東海第二原発地域科学者・技術者の会」は、東海第二原発のある地域で長年原子炉メーカーや研究機関で原発関連分野の研究・開発、設計、保全に携わってきた科学者・技術者で構成されています。私たちは福島第一原発事故を重く受け止め、ふたたびあのような災禍を繰返させまいと、科学者・技術者として地域社会への責任と役割を深く自覚しております。そして、これまでに原子炉压力容器の中性子脆化や屋内退避時の放射線被ばく低減係数などについて、対応機関、ワーキングチームへの提言、質問をしてまいりました。

さて、国の防災基本計画[1]によれば、災害予防、災害応急対策、災害復旧・復興の3点が、防災の三大要素とされています。原子力防災においては、2011年3月11日に経験した福島原発事故の規模の大きさ、被害の深さに鑑みて、まずは応急対策である「どうやって素早く、広く、効果的に住民の安全をまもるか」という実効性ある避難計画の策定が基本です。さらに、避難だけにとどまらず、暮らしの復興までを見通した原子力防災でなければならないのは明らかどころです。

茨城県は、避難計画の実効性を検証するためとして、東海第二原発の事業者である日本原子力発電株式会社（以降「原電」と呼ぶ）に原発事故による放射性物質の拡散シミュレーションの実施を委託し、その結果を検証委員会の資料とともに2023年11月28日に県のホームページ上で公表しました[2]。

私たちは専門家の立場で、この結果によって実際に避難計画の実効性を検証できるのか、について検討してきました。このたび基本的に確認が必要な質問事項とともに、「実効性ある避難計画」の検証に役立ち得るシミュレーションについての提案をとりまとめました。以下、原子力行政を司る立場である県・原対課に対しては、「広域避難計画」を本シミュレーションに依拠して策定することの妥当性に関わる質問と提案を、また東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム（以降「WT」と呼ぶ）に向けては、本シミュレーションの科学的正当性に関して諮り、必要に応じて原電に確認をして頂くべき質問と提案をそれぞれ提示いたします。

提案の作成においては、「実効性ある避難計画策定に有効な拡散シミュレーションとは、どのようなものか？」を確認しておく必要があります。

そもそも、シミュレーションの意義は「人間が直感的、あるいはごく定性的にしか認識できないような事態や状態を半ば定量性を以って示すことができる」ことにあり、「その計算のモデルや用いた数値が既知であること」により結果の妥当性を評価できることに価値があります。ここで計算には前提条件に不確かさの幅があるため、その幅の中を代表する複数の条件を適用したシミュレーションを実施することによって、想定しうる現象がどのような広がりを持つのかを評価することが重要となります。なぜなら、その幅の中に現実の事象が高い確率で含まれていると考えられるからです。今回のシミュレーションの最大の不十分点は不確かな前提条件の一例しか計算していない点です。これでは、事故の広がりを把握することができず、科学的・論理的な帰結を得ることができません。換言すると、今回のシミュレーションだけでは避難計画の実効性を高めることはできないと考えます。

最近、日本学術会議は、実効性ある避難計画の策定に対するシミュレーションの有効利用についての提案をまとめています[3]。この提案を参考に、東海第二原発の起こりうる事故に際して、シミュレーションを有効に活用するために我々がまとめたおもな視点は、以下の通りです。

- ・放出量の異なる汚染シナリオのシミュレーションからは、屋内待避の（特に内部被ばくの量的な判断に基づく）実効性の検証と改善のための手がかりが得られる。
- ・0.1 $\mu$ Sv/h以上の汚染地域の広がりを推定することで、放出量のスケールごとに、住民の中・長期期間における被ばく管理・生活復興に関するプラン作成の検討範囲・課題を明らかにできる。これは、UPZ/PAZのカテゴリーで対応できる事故や、破局的事態の定量化を可能にし、原発事故の具体的なイメージを元に「避難計画」の適用限界をも議論の対象とできる。
- ・モニターシステムだけに依存する現在の避難判断プロセスにおいて、モニターシステム不作動の場合も含めて、迅速なシミュレーションからの被ばく線量評価を避難指示に活かすことで、避難の実効性を高められる可能性がある。

原対課におかれましては、このような認識に基づいて以下に述べる質問および提案に対して、真摯な回答を公開の形で行っていただくことを期待しております。

[1] 防災基本計画および添付資料、中央防災会議、2023年5月

[2] 茨城県、放射性物質の拡散シミュレーション実施結果について、2023年11月28日

<https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/kakusansimulation.html>

[3] 日本学術会議・提言「より強靱な原子力災害対策に向けたアカデミアからの提案 — 放射性物質拡散予測の積極的な利活用を推進すべき時期に来たと考えます」2023年9月26日

<https://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-25-k230926-17.pdf>

---

<sup>1</sup>元日立原子力材料技術者、<sup>2</sup>元 KEK 研究者、<sup>3</sup>元原研研究者、<sup>4</sup>元日立原子力システム設計技術者、<sup>5</sup>元原研放射線防護技術者、<sup>6</sup>元原研研究者、<sup>7</sup>筑波大人文社会系教員

## 本書の構成

\*「サマリー」と「本文」で構成されている

\*\*「サマリー」内の引用文献・図・表は、「本文」の当該番号を参照のこと

はじめに	1
I. サマリー: 県・原対課および WT への質問項目	4
II. サマリー: 県・原対課および WT への提案項目	6
III. サマリー: WT を通して原電に回答依頼していただきたい質問項目	7
IV. 本文	11
1. 今回の「シミュレーション」における県の姿勢について	11
2. 原電の計算コードの信頼性について	21
3. シミュレーション I(シナリオ I)について	24
4. シミュレーション II(シナリオ II)について	30
5. R-Cubic の計算条件について	40

## I. 県・原対課および WT への質問項目

### [1. 今回の「シミュレーション」における県の姿勢について]から

県・原対課への質問は項目番号の後ろに[A]、WT への質問は[B]としている。

#### 質問 1.1[A]

県は原電へのシミュレーション委託に際して、福島原発事故やチェルノブイリ原発事故での放射性物質放出量から見ると、桁違いに小さな値でシミュレーションを行なわせている。県・原対課は、なぜ、このような条件を想定したのか？「深刻な事故（レベル 7）」における被害規模を調べさせなかったのは何故か？

過酷事故で生じる現象は十分に解明できてないこと、シミュレーションに使用した解析コードは十分に検証されてないこと、および人的要因の不確定性などを考慮すれば、福島原発事故と同規模の放射性物質が放出された場合の被害規模についても検討すべきではないのか？

#### 質問 1.2[A]

県は今回の結果を元に検討しうる避難計画の項目をあげている[1.7]が、核分裂生成物放出量の違い、気象の違いなどの比較検討の材料となるシミュレーションを行わせていない。原対課はシナリオ II の結果だけを用いて、どのように避難計画の検討を行うのか？

さらに検証委員会からは、「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。」および「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。」とする検証結果([1.8]、項目 3,4)が報告されている。県・原対課はこの検証結果に対してどのように対応するのか？

#### 質問 1.3[A]

シミュレーションでは、東海第二原子炉から拡散後地表に沈着した放射性物質からの外部被ばくによる空間線量率のみを UPZ 地域に限って評価している。PAZ および UPZ 全域に渡って、1mSv/年を超える汚染地域の把握、放射性プルームの時間経過とともに外部被ばくおよび内部被ばく線量評価、具体的には初期段階における希ガス ( $^{133}\text{Xe}$ )、その後の  $^{134/137}\text{Cs}$  による外部被ばく、 $^{131}\text{I}$  の呼吸摂取による内部被ばく（甲状腺等価線量）の評価を、なぜ県・原対課は行わせなかったのか？

#### 質問 1.4[B]

今回のシナリオ II における空間線量率推定では、原電は、福島原発事故など過去の事例における放射性物質漏洩・拡散の時間推移などを参考にせず、それらとは全く異なる「放出量(7日間積算値)が放出開始後の数時間で放出されることとし、24 時間後の地表面からの空間線量率を評価する」とした。この想定の実証性あるいは適用限界に対する検証は、検証委員会においてなされていない。東海第二発電所安全性検討ワーキングチームは、その使命に基づき、原電に確認をとりながらの検証作業を進めないのか？

### 質問 1.5[A]

深層防護の観点に立って防災計画を策定・検証する責任を持つ県・原対課自らが、なぜ起こりうる災害に「およそ考えにくい」、「工学的に考えにくい」という予断を以て臨んだのか？深層防護の観点から、このような立場を正当化できるのか？放出量を意図的に抑えた一例だけのシミュレーション結果をもって、なぜ「最大」の原発事故と断じ、「92 万人が同時に避難する必要はない」などという説明ができるのか？

### 質問 1.6[A]

原子力防災における責任と義務[1.1]によれば、シミュレーションは防災に責任を持つ国又は県が公的機関（原子力機構など）の協力を得て実施すべきものでなくてはならない。県が事業者の原電に依頼し、検証委員会で部分的に検証したとは言え、事業者である原電が実施したシミュレーション結果をそのまま避難計画に利用しようとしている。なぜ県・原対課は、シミュレーションの実施を事業者だけに委託したのか？

### 質問 1.7[A]

県・原対課は、検証委員会メンバーに災害対策の専門家や、放射線被ばく評価の専門家、避難する側の住民などを参加させなかったのは何故か。そもそも、第三者による検証を原子力関係の業務を受注している民間企業である NAIS に発注したことは適切だとは言えない。

様々な立場の構成メンバーから成る、公正な性格の委員会を組織した方が適切ではなかったのか？県・原対課は事故シナリオの妥当性や避難計画検証の適否をどのように担保しているのか？NAIS に発注した理由はなにか？

### 質問 1.8[A]

実効性ある避難計画策定に対するシミュレーションの利用について、その実施主体の責任関係がねじられている現状で、県・原対課はシミュレーションの利用に関して国とどのような調整を行っているのか、または国に対しどのような要請を行っているのか？

### 質問 1.9[A]

県・原対課は、今後どのように複合災害における避難計画を検討するのか？そこでは、シミュレーションをどのように生かすのか？とりわけ複合災害をめぐって、現状では UPZ（5-30 キロ圏内）の住民は屋内退避を求められているが、「令和 6 年能登半島地震」で明らかになったのは、多くの家屋が倒壊し、住民の屋内退避自体が不可能になったということである。この点をシミュレーションで考慮する必要があるのではないか。

### 質問 1.10[A および B]

避難行動に不可欠なモニタリングポストの不作動に対して、県・原対課では、どのような対策を持っているのか？WT では、複合災害におけるモニタリングポストの信頼性・堅牢性を検討しないのか？

### 質問 1.11[A および B]

県・原対課は、シナリオ II において、ひたちなか市十三奉行にある県のオフサイトセンターが機能する、との認識をしているのか？機能すると認識しているのであれば、その根拠を示されよ。何も判断していないのであれば、WT における今後の検証項目としないのか？

## II. 県・原対課および WT への提案項目

### [1. 今回の「シミュレーション」における県の姿勢について]から

県・原対課への提案は項目番号の後ろに [A]、WT への提案は [B] としている。

#### 提案 1.1[B]

新潟県で行われたシミュレーション([1.18])を参考に、チェルノブイリ原発や福島第一原発事故で経験した大量の放射性物質放出事例を含む事故想定のもと、放射性物質の汚染地域を見積もる。

#### 提案 1.2[A]

シミュレーション結果の信頼性を担保するため、実施主体は複数とする。結果の評価については、原子炉関係者の他に、災害対策の専門家や、放射線被ばく評価の専門家、避難する側の住民などを構成員とする検証委員会で行う。シミュレーション結果は検証委員会の評価をつけて、迅速に公開する。

#### 提案 1.3[B]

上記計算結果を用いて、原発事故時に屋内退避が想定されている UPZ において、放出シナリオごとで異なる外部被ばくの空間線量率(0.1 $\mu$ Sv/h 以上) および内部被ばくを評価し、汚染マップを策定する。その上で屋内退避期間の外部被ばく線量およびヨウ素剤不摂取の際の小児甲状腺等価線量を推定する。地表沈着からの再浮遊率も考慮した被ばく線量評価を行う。

#### 提案 1.4[B]

過酷事故の際に、PAZ 地区においても退去が出来ず屋内退避を余儀なくされた住民(避難弱者)の外部被ばく線量率および内部被ばく線量を評価し、陽圧化施設使用に依存することの課題を抽出する。

#### 提案 1.5[B]

RI 放出シナリオごとに、オフサイトセンターが地震や放射能による高度汚染などで使用不可となる場合も含めて、オフサイトセンターの機能の健全性、使用限界を評価する。

### III. WT を通して原電に回答依頼していただきたい質問項目

#### [2. 原電の計算コードの信頼性について]から

##### 質問 2.1

MAAP および R-Cubic の信頼性を評価する資料は、検証委員会に提出された資料では不十分である。さらなる判断根拠を数値と資料で示されたい。

##### 質問 2.2

そもそも R-Cubic を採用した理由と、R-Cubic での評価の限界をどのように認識されているか？

##### 質問 2.3

R-Cubic における線量評価において、地表沈着した放射性物質の再浮遊による外部・内部被ばく線量への寄与は考慮されているのか、説明されたい。

#### [3. シミュレーション I(シナリオ I)について]から

##### 共通質問 3\_C.1: 原発所内交通の妨げ

原電の事故想定には、地震による発電所内の通路の変形、発電所への外部からの道路の不通など、地盤の変形による交通の妨げの想定が抜けている。所内の交通の妨げは可搬型安全設備の設置や機能発揮を遅らせ、事故対応を遅らせて事故の拡大につながる可能性がある。この状態へどのような対策をとられているのかを説明されたい。

##### 共通質問 3\_C.2: 地震による事故確率の上昇

原電の事故シミュレーション（I および II）では、地震と津波を起因事象として明示的には想定しておらず、所内の設備が機能停止する確率のみに注目して、炉心損傷年確率を「 $2 \times 10^{-6}$ 」としている[3.1]。

しかし地震や津波を考えれば事故の確率は飛躍的に増加するはずである。たとえば福島事故のような地震と津波が生じる年確率は  $10^{-3}$  程度であろう。こうした自然災害による事故確率の上昇をどう考えているのか、説明されたい。

##### 共通質問 3\_C.3: 地盤の隆起

能登地震では地盤の隆起は 4m 程度に達し、海岸線は海側に大きく前進した[3.2]。もしこうした隆起が原発の取水口および放水口に生じれば、冷却海水の取水も放水も不可能になる。こうした事態の可能性をどう考えているか、説明されたい。

##### 質問 3.1

大破断 LOCA を選定した理由を示されたい。また、一次系の配管破断面積が事故結果の大きさに及ぼす影響について感度解析を実施されたか？されたのであれば、結果を示されたい。

### 質問 3.2

BWRの小破断 LOCA では、主蒸気隔離弁閉鎖による炉内圧力上昇に際して、逃し安全弁が設定圧近傍で開閉動作を繰り返す。このとき本来の設備である隔離時冷却系、高圧注水系が使えない場合、炉内圧力が高いために水頭圧の低いポンプ車からの注水ができず、炉内水位低下を招き過酷事故に至る可能性がある。今回のシナリオ策定の上で、ポンプ車による注水ができなくなるような破断口面積はどのくらいであったのか？ またこのような外部からの冷却水注入不可能な場合の小破断 LOCA や LOCA が生じない場合の事故推移はどのように検討されているのか、説明されたい。

### 質問 3.3

事故への対応には炉内水位の正確なモニタリングが必須である（シミュレーションⅡでも同様）。しかし、原子炉圧力容器に取付けられた水位計の参照水柱は炉内圧力の急速な低下によって蒸発し（減圧沸騰する場合もある）、正確な水位を示さなくなることが福島事故での教訓である。東海第二ではこれに対してどのような対策をしたのか、説明されたい。また、圧力容器へ注水する際の流量および注水量（炉心に注入された水量の積算値）は中央制御室に直接表示されるのか、あるいは運転員が手計算するのか、説明されたい。

### 質問 3.4

シミュレーションⅠにおける放出放射性核種の量、放出トレンドを示されたい（シミュレーションⅡでも同様）。

### 質問 3.5

事故時には中央制御室(中央操作室)の放射線レベルも上昇するはずであり、運転員が長時間作業するためには放射能汚染を防ぐことも必要になる。今回の想定事故において、防護対策を示されたい（シミュレーションⅡでも同様）。

### 質問 3.6

事故時に東海第二原発サイト内で対応の中心となる緊急時対策所が用意されているが、この建物は福島事故を教訓にして、a:十分な耐震性、b:放射能を防ぐ気密性と換気性、c:人員の長時間の作業環境(会議室、休憩(仮眠)室、水食料、トイレなど)、d:外部との通信環境、e:プラントパラメータのモニタリング設備、が必要である。今回のシミュレーション（Ⅰ、Ⅱ）で想定された事故条件でも、また地震時でも十分に機能しうるのかの検討結果を示されたい。

## [4. シミュレーションⅡ(シナリオⅡ)について]から

### 質問 4.1

シナリオⅡに至る事故の発端事象は、具体的には何を想定しているのか？ 抽象的な「想定」ではなく、具体的に事故の経過とともに示されたい。

#### 質問 4.2

シナリオ II における炉心損傷の進行プロセス、燃料損傷の範囲の拡大、炉心温度、一次系圧力などの重要なパラメータなどの時間経過を詳細に示されたい。

#### 質問 4.3

格納容器下部ペDESTALに設置された、溶融デブリを受け止める耐熱容器（コリウムシールド）の使用限界など、その性能について、詳らかにしていただきたい。特に性能上の実証試験が行なわれているのであればその結果を示されたい。

#### 質問 4.4

炉内放射性物質放出において、その抑制を行うのは、格納容器のスプレー系となっている。このスプレー系（給水ポンプ、配管、バルブなど）が動作しない場合を考えて、どのように系に多重性を持たせてあるのか、特に配管とバルブの多重性について説明されたい。代替循環冷却系をスプレー給水系として用いることが多重性となっているのか？

#### 質問 4.5

格納容器の気密性喪失という極めて重大な事象の原因を、内圧が上昇したことのみに限定していいとした根拠を説明していただきたい。

#### 質問 4.6

原子炉建屋における水素爆発の可能性がシナリオに全く現れていない。水素爆発を考慮しなかった理由を説明していただきたい。さらに、格納容器から流出する水素と水蒸気の混合気が原子炉建屋内に流動し、水蒸気が凝縮していくプロセスと、水素濃度の空間分布の時間推移についてどのように評価されているのか説明されたい。

#### 質問 4.7

デブリを耐熱容器中で水冷却する場合、デブリからの高強度な $\gamma$ 線による放射線分解で生じた水素および酸素の格納容器内濃度の時間変化の評価値を示されたい。

#### 質問 4.8

MAAP における核分裂生成物の放出量解析の不確かさの評価を示されたい。特にデブリの水冷却の MAAP モデルの不確かさの評価および水蒸気爆発が生じないとする根拠を示されたい。

#### 質問 4.9

原子炉建屋からの FP の放出高さを地上 0m とした理由を示されたい。放出高さによる拡散状況の変動も示したうえで、結果の保守性を示されたい。

#### 質問 4.10

津波が放水口へ打ち当たって、放水口内部に多量の海底土砂を運び込み、放水口を詰まらせる可能性

がある。これにより事故時の炉心崩壊熱除去のための冷却温水および非常用ディーゼル発電機の冷却海水の最終ヒートシンクである海への放水ができなくなる。この可能性に対してどのような検討をされたのか、説明されたい。

#### [5. R-Cubic 計算条件について]から

##### 質問 5.1

気象データの選別においては、単純な想定のもと、線量率による比較なしに選定しているように見えるが、これで良いとする根拠を示されたい。

##### 質問 5.2

様々な風速と降雨のタイミングによる線量率の変化をシミュレートしなかった根拠を示されたい。

##### 質問 5.3

ソースタームの扱いでは([5.1]、p.75, 76)、放出トレンドを MAAP の結果から意図的に変更してシミュレーション計算を行っている。このようなソースタームを使って線量評価をしても良いとした科学的根拠を示されたい。

## IV. 本文

### 1. 今回の「シミュレーション」における県の姿勢について

ここでは、県・原対課が原電に委託したシミュレーションの趣旨と結果の不十分点、問題点を洗い出し、実効性ある避難計画の策定にシミュレーションを効果的に利用するための質問と提案を下記の2点についてまとめた。

- ・ 県・原対課に対する質問と東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム（以降 WT）への質問  
前者への質問は項目番号の後ろに[A]、後者への質問は[B]としている。
- ・ シミュレーションを避難計画の検討に生かすための WT に対する提案

#### 1.1 県・原対課への質問および WT への質問

##### ①はじめに: 深層防護における過酷事故とは

国の「防災基本計画」[1.1]によれば、原子力災害に対する防災対策は、「放射性物質又は放射線が異常な水準で事業所外へ放出されることによる原子力災害の発生および拡大を防止し、原子力災害の復旧を図るために必要な対策([1.1]第 12 篇、冒頭 3~5 行、一部省略)」であって、「各主体は想定される全ての事態に対応できるよう対策を講じることとし、不測の事態が発生した場合であっても対処し得るよう柔軟な体制を整備するもの([1.1]第 12 篇、冒頭 8~10 行)」とされている。

防災対策の専門的・技術的事項を定めた「原子力災害対策特別措置法」[1.10]を円滑に実施するための原子力規制委員会による「原子力災害対策指針」[1.11]では、原子力防災の運用において、「国際原子力機関(IAEA)の安全基準等の最新の国際的知見を積極的に取り入れる等、・・・見直しを行うこと ([1.11] 全文<目的・趣旨>、冒頭 11~12 行、一部省略。)」としている。その IAEA の深層防護の基準[1.12, 1.13]によれば、「最後となる第 5 の防護階層の目的は、事故から生じる可能性のある放射性物質の放出の放射線影響を緩和することである。」([1.12]2.10, (5))とされている。

以上の行政文章および IAEA の見解によれば、原子力災害の防災対策においては「放射性物質又は放射線が異常な水準で事業所外へ放出されること[1.1]」あるいは「事故から生じる可能性のある放射性物質の放出[1.12]」に対する「放射線影響を緩和する」ことが基本だとされている。

放射性物質の放出量の想定には、「異常な水準で(放射性物質が)放出され」た事故事例の際の原子炉内からの放出割合が目安となる。国際原子力機関 (IAEA) と経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA) が策定した INES(国際原子力・放射線事象評価尺度)において「深刻な事故(レベル 7)」とされているのは、チェルノブイリ原発事故および福島第一原発事故であり、それぞれの事故における放出量と放出割合を今回のシミュレーションで使われたシナリオ II の結果とともに表 1 に示した。

##### ②過酷事故の現実的想定からかけ離れたシナリオ II: 桁違いに少ない $^{131}\text{I}$ , $^{137}\text{Cs}$ などの放出量設定

表 1 からは、原電が行ったシナリオ II による  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  の想定放出量・放出割合が、チェルノブイリ原発事故や福島第一原発事故時と比べて、桁違いに過小な設定なっていることがわかる。たとえば福島事故の際よりもヨウ素にして 1/30 から 1/100、セシウムの場合でも 1/10 から 1/30 小さな放出量である。これは、原電へのシミュレーション委託に際して、「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・災害を想定すること。」 [1.5, 1.6]とした、不自然な県から

の要請の結果だ。このように桁違いに小さな放射性物質の放出量から得られた結果だけでは、避難計画に対する限定的な検討材料にしかならない、という懸念が生じる。

表1 過酷事故と原電シミュレーションシナリオIIにおけるRI放出量・放出割合比較

	<sup>131</sup> I(半減期8日)		<sup>137</sup> Cs(30年)		<sup>133</sup> Xe(5日)	
	放出量(PBq)	放出割合(%)	放出量(PBq)	放出割合(%)	放出量(PBq)	放出割合(%)
チェルノブイリ原発*	~1760	~50	~85	~30	6500	~100
福島第一原発*	160	2-8	15	1-3	11000	~60
原電シナリオII**	<b>2.6</b>	<b>0.066</b>	<b>0.43</b>	<b>0.1</b>	記載なし	~100
新潟県のシナリオ4***	<b>468</b>		<b>7.07</b>		<b>7870</b>	
東電シナリオ4****	<b>575</b>		<b>7.07</b>		<b>3660</b>	

PBq=10<sup>15</sup> Bq

\* チェルノブイリ、福島第一原発事故時のデータは、環境省「放射線による健康影響等に関する統一した基礎資料(HTML形式、2017年版)

<https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h29kisoshiryo/h29kiso-02-02-05.html>

\*\* 「シナリオII」の放出量は、第1回検証委員会原電提出資料P73から引用。<sup>131</sup>I、<sup>137</sup>Csの放出割合は、第3回検証委員会原電提出資料P11のヨウ素およびセシウム元素についての値を引用。

<sup>133</sup>Xeの放出割合は、第1回検証委員会原電提出資料P71のMAAP解析結果のグラフより値を読んだ

\*\*\* 第3回新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会（平成27年12月16日開催）に提出された過酷事故の場合のSPEEDIによる拡散シミュレーションに使用された放出量評価値  
<https://www.pref.niigata.lg.jp/uploaded/attachment/37788.pdf>

\*\*\*\* 第3回新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会（平成27年12月16日開催）に提出された過酷事故の場合のDIANAによる拡散シミュレーションに使用された放出量評価値  
<https://www.pref.niigata.lg.jp/uploaded/attachment/37789.pdf>

### 質問 1.1[A]

県は原電へのシミュレーション委託に際して、福島原発事故やチェルノブイリ原発事故での放射性物質放出量から見ると、桁違いに小さな値でシミュレーションを行なわせている。県・原対課は、なぜ、このような条件を想定したのか？「深刻な事故（レベル7）」における被害規模を調べさせなかったのは何故か？

過酷事故で生じる現象は十分に解明できてないこと、シミュレーションに使用した解析コードは十分に検証されてないこと、および人的要因の不確定性などを考慮すれば、福島原発事故と同規模の放射性物質が放出された場合の被害規模についても検討すべきではないのか？

### 質問 1.2[A]

県は今回の結果を元に検討しうる避難計画の項目をあげている[1.7]が、核分裂生成物放出量の違い、気象の違いなどの比較検討の材料となるシミュレーションを行わせていない。原対課はシナリオ II の結果だけを用いて、どのように避難計画の検討を行うのか？

さらに検証委員会からは、「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。」および「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。」とする検証結果([1.8]、項目 3,4)が報告されている。県・原対課はこの検証結果に対してどのように対応するのか？

### ③不十分な被ばく線量の評価

シミュレーション II では、希ガスである  $^{133}\text{Xe}$  による被ばく線量の評価が行われていない。検証委員会の議事録によれば([1.14]、p.34)、その理由は「今回、拡散シミュレーションの対象の中に入っていない」からだ。また、 $^{131}\text{I}$  による小児の甲状腺等価線量も評価されていない。プルームの通過中に UPZ で屋内退避をしている住民の呼吸摂取による甲状腺等価線量評価は行なわれなかったのである。

希ガスの場合の放出率は、ほとんど 100%である([1.15]、p.71)ことから、約 22000PBq([1.15]、p.70、これは希ガス類の総量)という膨大な量の放出となる。これらの放射性物質による外部被ばく線量評価は、**屋内退避の実効性を検証する上で重要な要素にも拘わらず委託事項に含まれなかった。**

また、今回の OIL1, 2 の基準に対する判断においても、福島第一原発事故では、プルームが通過していない時の浮遊したヨウ素が検出されている[1.16]ことから、沈着したヨウ素の再浮遊などによる甲状腺等価線量が考慮されなくてはならない。

PAZ（ここでは東海地区に限る）地域では、65 歳以上 9,635 人、後期高齢者 75 歳以上 5,990 人、要支援・介護者数 1,598 人、この内要介護 3 以上は 42%の 663 人である。さらに高齢者世帯数（平成 27 年度 10 月）は、全世帯数の 38%の 5,502 世帯、この内高齢者独居世帯は 19%、夫婦世帯は 31%。東海村災害時要援護者支援計画による避難行動要支援者（令和 2 年）は 137 人が暮らしている[1.19]。要配慮者あるいは避難行動要支援者は、場合によっては陽圧化された施設に退避することになる ([1.20]、p.17)。このような避難シナリオの成立性を検証する上で、**高濃度に汚染された環境下で屋内待避した要配慮者あるいは避難行動要支援者の外部・内部被ばくの線量評価は、放射線防護上の観点から極めて重要である。**にも拘わらず、今回のシミュレーションでは、PAZ 内地表沈着による線量率評価を行わせていない。もちろん、上記の評価のためには、退避した建物に依存する被ばく低減係数の適切な扱いが求められる[1.21]。県・原対課は PAZ 地区の全員が避難できるという理想的シナリオの成立だけを頼りに、原電に PAZ 内地表沈着による線量率評価を委託しなかったのだろうか？ これでは「想定してなかった」では済まされない、**PAZ 内での被ばくの可能性に対処できない。**

### ④一般公衆の被ばく限度が 1mSv/年であることを無視してはいけない

シナリオ II では、事故の規模はさておき、退避や一時移転の緊急事防御処置を取るための介入レベルとして設定された OIL1、OIL2 という基準を超える地域を知ろうとしている。それらの包括的判断基準によれば、OIL1 の場合 50mSv/週、OIL2 でも 20mSv/年という極めて高い被ばくを住民に強いるものである[2.22]。日常生活を送る一般公衆の被ばく限度の 1mSv/年[1.23]を遥かに超えた基準であることは、防災計画を策定する県・原対課は常に心に留めておくべき放射線防御における基本である。**1mSv/年を超える地域はすべて汚染地域なのであって、長期にわたる住民の被ばく範囲を抑える上で、OIL1, 2 だけ対処すればよいという避難計画であってはならない。**

#### 質問 1.3[A]

シミュレーションでは、東海第二原子炉から拡散後地表に沈着した放射性物質からの外部被ばくによる空間線量率のみを UPZ 地域に限って評価している。PAZ および UPZ 全域に渡って、1mSv/年を超える汚染地域の把握、放射性プルームの時間経過とともに外部被ばくおよび内部被ばく線量評価、具体的には初期段階における希ガス ( $^{133}\text{Xe}$ )、その後の  $^{134/137}\text{Cs}$  による外部被ばく、 $^{131}\text{I}$  の呼吸摂取による内部被ばく（甲状腺等価線量）の評価を、なぜ県・原対課は行わせなかったのか？

#### 質問 1.4[B]

今回のシナリオⅡにおける空間線量率推定では、原電は、福島原発事故など過去の事例における放射性物質漏洩・拡散の時間推移などを参考にせず、それらとは全く異なる「放出量(7日間積算値)が放出開始後の数時間で放出されることとし、24時間後の地表面からの空間線量率を評価する」とした。この想定の妥当性あるいは適用限界に対する検証は、検証委員会においてなされていない。東海第二発電所安全性検討ワーキングチームは、その使命に基づき、原電に確認をとりながらの検証作業を進めないのか？

#### ⑤県は住民の保護という最も重要な観点を軽視しているのか

検証委員会席上でのシナリオⅡについての県からの説明として、「ポイントといたしましては、東海第二発電所から 30km 周辺までというところまでございまして、今回の事故災害は、最大の事故災害ということではなく、あくまで避難計画の策定義務がある 30km の範囲で拡散するような事故災害とはどんなものなのかを想定していただいたということでご理解いただきたいと思います。」([1.14]、p.7)との発言が記録されている。これは起こりうる原発事故の姿を「避難計画の策定義務」という行政的な条件で矮小化している発言と考えられる。原発事故に対する住民の保護、という最も重要な観点を軽視して生まれたのがシナリオⅡなのだとしたら、県の立場が問われるべき発言だ。

県は、シナリオⅡの説明において、「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喪失するような事態はおよそ考えにくい」[1.9]とか、「工学的には考えにくい」[1.7]という事業者側と同様の説明を行っている。深層防護の観点に立って防災計画を策定・検証する際に、その責任を持つ自治体自らが、起こりうる災害に「およそ考えにくい」、「工学的に考えにくい」という予断を以て臨んで良いものなのだろうか？これまでにおきた様々な原発災害を防止できなかった史実は、「およそ考えにくい」としてきた事業者と行政がともに陥った「安全神話」による姿勢が、災害を招いてきたことを示している。

ちなみに、県・原対課の発表によれば、今回のシミュレーション結果からは、気象条件によって最大約 17 万人の避難人口が予測された[1.24]。しかし、上記に述べたとおり放射性物質の放出量が 10 倍から 100 倍程度となる福島原発事故相当の過酷事故においては、避難人口が飛躍的に増加することは明らかだ。放出量の違い、シナリオの違いによって、「最大避難人口」が大きく変化することについては、県・原対課の発表においても、「【注】この試算はある前提を置いた場合の結果であり、他の条件の場合には異なる結果となるものであることに留意。」[1.24]と記されている。しかし、その日の知事の会見コメントでは、「・・・最大のポイントは、この避難計画の実効性を考えるに当たって、92 万人が同時に避難する必要はないということをこのシミュレーションが明らかにしているということで、最大だと 17 万人が避難するということでもあります・・・」 [1.25]という、ミスリードされかねない発言がなされている。

放出量を意図的に抑えた、しかも一例だけのシミュレーション結果で、「最大」の原発事故を論じることは、あまりにも恣意的であり、県民の多くに誤解を与えかねない。ちなみに、2023 年 8 月 21 日に開催された「東海第二発電所安全対策首長会議」におけるシミュレーション結果の説明においても、県からは、「前提条件とした『厳しい気象条件+安全対策が機能していない状況』であっても、92 万人の一斉避難には至っていないということは言えると考えている。」[1.26]とする、科学的に根拠のない判断が示されている。周辺自治体に対して、あまりにも不注意・不用意な発言、もしくは何らかの恣意性を含

む発言ではないのか。

#### 質問 1.5[A]

深層防護の観点に立って防災計画を策定・検証する責任を持つ県・原対課自らが、なぜ起こりうる災害に「およそ考えにくい」、「工学的に考えにくい」という予断を以て臨んだのか？深層防護の観点から、このような立場を正当化できるのか？放出量を意図的に抑えた一例だけのシミュレーション結果をもって、なぜ「最大」の原発事故と断じ、「92 万人が同時に避難する必要はない」などという説明ができるのか？

#### 質問 1.6[A]

原子力防災における責任と義務[1.1]によれば、シミュレーションは防災に責任を持つ国又は県が公的機関（原子力機構など）の協力を得て実施すべきものでなくてはならない。県が事業者の原電に依頼し、検証委員会で部分的に検証したとは言え、事業者である原電が実施したシミュレーション結果をそのまま避難計画に利用しようとしている。なぜ県・原対課は、シミュレーションの実施を事業者だけに委託したのか？

#### ⑥シミュレーション結果が避難計画の実効性検証となるのかを判断しない検証委員会

今回の委託内容が果たして避難計画の実効性検討に役立つのかについて、検証委員会は、議論のすえ検証対象から外している([1.17], p.8~16 および[1.8]、III 検証結果)。残念ながら**避難計画の実効性検討において、県が原電に要請した評価条件の妥当性は検証されていない。**

検証作業は民間企業である NAIS に委託されたが、そのメンバーは、原子炉関係のハードおよびソフトの技術者、放射化学、重核の基礎研究者などだけで構成されている。ここには**災害対策の専門家や、放射線被ばく評価の専門家、避難する側の住民などは参加していない。**そうした人々の知見は、シミュレーションの設定や結果が避難計画の実効性を検証するに足る妥当性を有するか否か、内部・外部被ばくの評価法の妥当性、日常生活の社会環境からくる問題の有無を判断する上で必要不可欠なはずだが、全く考慮されていなかった。

#### 質問 1.7[A]

県・原対課は、検証委員会メンバーに災害対策の専門家や、放射線被ばく評価の専門家、避難する側の住民などを参加させなかったのは何故か。そもそも、第三者による検証を原子力関係の業務を受注している民間企業である NAIS に発注したことは適切だとは言えない。

様々な立場の構成メンバーから成る、公正な性格の委員会を組織した方が適切ではなかったのか？県・原対課は事故シナリオの妥当性や避難計画検証の適否をどのように担保しているのか？NAIS に発注した理由はなにか？

#### ⑦シミュレーション実施に対する国と県の無責任な関係

国は避難計画にシミュレーションを利用しないとしている[1.2]が、先日、日本学術会議が国に対しシミュレーションを積極的に利用すべきとの提言を行っている[1.3]。他方で原子力関係閣僚会議の決定によれば、「自治体は、事前対策として、地域防災計画・避難計画の具体化・充実化に当たり、地域の実情に応じて、大気中放射性物質の拡散計算を活用できる。国は、自治体の要請に応じて、専門的・技術的観点から支援する。」また、その実施については、「自らの判断と責任により大気中放射性物質の拡散計算を参考情報として活用することは妨げない。」としている([1.4]、p.5)。すなわち、**原子力防災に対して**

県とともに責任を持つべき国は、シミュレーションの実施については何ら責任を持たないのである。

#### 質問 1.8[A]

実効性ある避難計画策定に対するシミュレーションの利用について、その実施主体の責任関係がねじれている現状で、県・原対課はシミュレーションの利用に関して国とどのような調整を行っているのか、または国に対しどのような要請を行っているのか？

#### ⑧全く取り上げられていない過酷事故時の周辺条件

避難に要する時間は、地震がない場合に比べ道路や橋の損傷などにより想定外の長さにわたる可能性がある。これは取りもなおさず被ばくに大きく影響する。また、建屋崩壊に伴う屋内待避不可能な事態も避難時に検討しておくべき重大な要素となる。

能登半島地震では、これまで考えられてきた避難計画がほとんど機能不全となることが示された。実際に避難に当たって放射性物質拡散の動向をモニターするモニタリングポストの動作が不可欠の要素だが、能登半島地震では、志賀原発周囲のモニタリングポストのデータ送出不能となった。複合災害を考えない原発事故だけに限定したシミュレーションではその意義が限定され、事故対策としては不十分なのだ。

他方で、オフサイトセンターの機能発揮は避難行動にとって重要なことは言うまでも無い。こうした要素についての検討も加味しない限り、シミュレーションによる避難範囲の評価は不十分となることを免れない。

#### 質問 1.9[A]

県・原対課は、今後どのように複合災害における避難計画を検討するのか？そこでは、シミュレーションをどのように生かすのか？とりわけ複合災害をめぐって、現状ではUPZ（5-30キロ圏内）の住民は屋内退避を求められているが、「令和6年能登半島地震」で明らかになったのは、多くの家屋が倒壊し、住民の屋内退避自体が不可能になったということである。この点をシミュレーションで考慮する必要があるのではないか。

#### 質問 1.10[A および B]

避難行動に不可欠なモニタリングポストの不作動に対して、県・原対課では、どのような対策を持っているのか？WTでは、複合災害におけるモニタリングポストの信頼性・堅牢性を検討しないのか？

#### 質問 1.11[A および B]

県・原対課は、シナリオIIにおいて、ひたちなか市十三奉行にある県のオフサイトセンターが機能する、との認識をしているのか？機能すると認識しているのであれば、その根拠を示されよ。何も判断していないのであれば、WTにおける今後の検証項目としないのか？

#### ⑨避難計画検証に役立った新潟県の拡散シミュレーション

新潟県が実施し、新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会に提出された放射性物質の拡散シミュレーション[1.18, 資料 1-1]においては、事故例として圧力容器、格納容器の破損およびフィルタベント作動せず、というケースを含む4つの事故イベントを扱い（表 2 参照）、それぞれの際の放射性物質拡散の時間経過を追いかけて、住民の内部被ばく、外部被ばくの空間線量率を評価している。なおかつ妥当性を保つために2件のシミュレーション結果を提出した（図 1-1～図 1-4）。このような放射性物質拡散事例の大規模サーベイであれば、汚染地域の的確な把握や合理的な根拠に基づく避難計画評価

の基礎となるのではなからうか？

表 2 新潟県原発の安全管理に関する技術委員会が行った放射性物質拡散シミュレーションで設定された事故シナリオ(第3回新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会(平成27年12月16日開催)配布資料

ケース	冷却装置	圧力容器破損	格納容器破損	フィルタベント設備の使用	放出開始時間	
1	ガスタービン発電機で電源供給し、復水移送ポンプで注水する場合	一部動作	無	無	○	25h後
2	全ての冷却装置が動作せず、消防車で注水する場合	使用不能(消防車利用)	有	無	○	18h後
3	全く注水できない場合	全て使用不能	有	無	○	6h後
4	【参考ケース】 全く注水できず格納容器が破損し、フィルタベント設備を通さずに放射性物質が放出される場合	全て使用不能	有	有	×	8h後

3-6. よう素による甲状腺等価線量評価結果の例  
評価例(北西、中風、降雨あり)



図 1-1 新潟県のシミュレーションの例:  
甲状腺内部被ばくの評価

吸入による甲状腺被ばく等価線量(mSv)

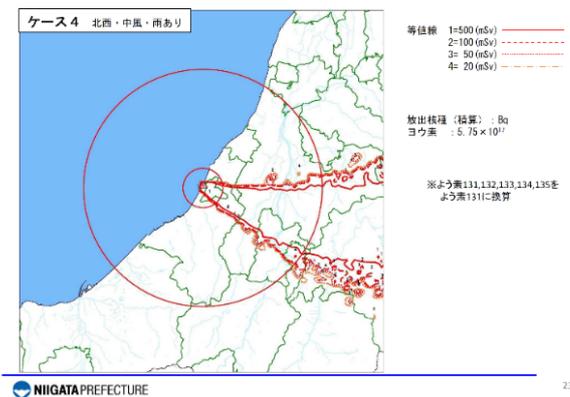


図 1-2 新潟県のシミュレーションの例:  
吸入による被ばくの評価

(参考) 文部科学省  
緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム (SPEED1) による計算結果



図 1-3 福島事故の SPEED1 シミュレーション例

項目	SPEEDI			DIANA		
	名称	種類	基本方程式	名称	種類	基本方程式
計算モデル	PHYSIC	静力学気象モデル	運動量保存(水平方向) 熱エネルギー保存 乱流量保存 質量保存 (水蒸気保存は無し)	WRF	非静水圧型気象モデル	運動量保存, 熱エネルギー保存 乱流量保存 質量保存(風場, 水蒸気)
			MATHEW	質量保存風場モデル	質量保存	
計算領域	範囲	東西×南北×鉛直=100km×100km×4km	範囲	WRF: 東西×南北×鉛直 =495km×495km×約9km(親メッシュ) =270km×270km×約9km(子メッシュ) MATHEW: 東西×南北×鉛直=100km×100km×2km		
	メッシュ分割	東西×南北×鉛直=50×50×30 地形準拠座標系(Z')	メッシュ分割	WRF: 東西×南北×鉛直=55×55×25(親メッシュ) =90×90×25(子メッシュ) η座標系 MATHEW: 東西×南北×鉛直=100×100×40 直交(z)座標		
	メッシュ寸法	東西×南北×鉛直 =2km×2km×10m~約260m	メッシュ寸法	WRF: 東西×南北×鉛直 =9km×9km×40m~約540m(親メッシュ) =3km×3km×40m~約540m(子メッシュ) MATHEW: 東西×南北×鉛直=1km×1km×50m		

図 1-4 新潟県のシミュレーションにおける SPEEDI と DIANA(東京電力)の比較

## 1.2 県・原対課への提案および WT への提案

### ① 実効性ある避難計画策定に有効な拡散シミュレーションとは

そもそも、シミュレーションの意義は「人間が直感的、あるいはごく定性的にしか認識できないような事態や状態を半ば定量性を以って示すことができる」ことにあり、「その計算のモデルや用いた数値が既知であること」により結果の妥当性を評価できることに価値がある。計算には前提条件に不確かさの幅があるため、その幅の両端を条件にしたシミュレーションを実施することによって、想定しうる現象がどのような広がりを持つのかを評価することが重要になる。なぜなら、その幅の中に現実の事象が高い確率で含まれていると考えられるからだ。今回のシミュレーションの最大の不十分点は不確かな前提条件の一例しか計算していない点に尽きる。これでは、事故の広がりを把握することができず、科学的・論理的な帰結を得ることができない。換言すると、今回のシミュレーションだけでは避難計画の実効性を高めることはできない。

最近、日本学術会議は、実効性ある避難計画の策定に対するシミュレーションの有効利用についての提案をまとめている[1.3]。この提案を参考に、東海第二原発の起こりうる事故に際して、シミュレーションを有効に活用するために我々がまとめたおもな視点は、以下の通りである。

- ・放出量の異なる汚染シナリオのシミュレーションからは、屋内待避の（特に内部被ばくの量的な判断に基づく）実効性の検証と改善のための手がかりが得られる。
- ・0.1μSv/h以上の汚染地域の広がりを推定することで、放出量のスケールごとに、住民の中・長期期間における被曝管理・生活復興に関するプラン作成の検討範囲・課題を明らかにできる。これは、UPZ/PAZ のカテゴリーで対応できる事故や、避難計画の成立しない破局的事態の定量化を可能にし、原発事故の具象的なイメージを元に「避難計画」の現実的な適用限界をも議論の対象とできる。
- ・モニターシステムだけに依存する現在の避難判断プロセスにおいて、モニターシステム不動作の場

合も含めて、迅速なシミュレーションからの被ばく線量評価を避難指示に活かすことで、実効性を高められる可能性がある。

## ② 拡散シミュレーションを活用するための提案

ここまで論じてきた、今回のシミュレーションにおける不十分点・問題点あるいは避難計画策定に有効なシミュレーションについての議論をもとに、避難計画の詳細な検討に利用しうるシミュレーションについて、以下の提案内容をまとめた。県・原対課においては、今後の実効性ある避難計画策定の上で役立てていただきたい。

県・原対課への提案は項目番号の後ろに[A]、WTへの提案は[B]としている。

### 提案 1.1[B]

新潟県で行われたシミュレーション([1.18])を参考に、チェルノブイリ原発や福島第一原発事故で経験した大量の放射性物質放出事例を含む事故想定のもと、放射性物質の汚染地域を見積もる。

### 提案 1.2[A]

シミュレーション結果の信頼性を担保するため、実施主体は複数とする。結果の評価については、原子炉関係者の他に、災害対策の専門家や、放射線被ばく評価の専門家、避難する側の住民などを構成員とする検証委員会で行う。シミュレーション結果は検証委員会の評価をつけて、迅速に公開する。

### 提案 1.3[B]

上記計算結果を用いて、原発事故時に屋内退避が想定されている UPZ において、放出シナリオごとで異なる外部被ばくの空間線量率(0.1 $\mu$ Sv/h 以上) および内部被ばくを評価し、汚染マップを策定する。その上で屋内退避期間の外部被ばく線量およびヨウ素剤不摂取の際の小児甲状腺等価線量を推定する。地表沈着からの再浮遊率も考慮した被ばく線量評価を行う。

### 提案 1.4[B]

過酷事故の際に、PAZ 地区においても退去が出来ず屋内退避を余儀なくされた住民(避難弱者)の外部被ばく線量率および内部被ばく線量を評価し、陽圧化施設使用に依存することの課題を抽出する

### 提案 1.5[B]

RI 放出シナリオごとに、オフサイトセンターが地震や放射能による高度汚染などで使用不可となる場合も含めて、オフサイトセンターの機能の健全性、使用限界を評価する

## 参考・引用資料

- [1.1] 中央防災会議、「防災基本計画」、2023 年 5 月
- [1.2] 原子力規制委員会、「緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム(SPEEDI)の運用について」、2014 年 10 月 8 日
- [1.3] 日本学術会議・提言「より強靱な原子力災害対策に向けたアカデミアからの提案 — 放射性物質拡散予測の積極的な利活用を推進すべき時期に來たと考えます」2023 年 9 月 26 日
- [1.4] 原子力関係閣僚会議、「原子力災害対策充実に向けた考え方 ~福島を教訓を踏まえ全国知事会の提言に応える~」、2016 年 3 月 11 日
- [1.5] 日本原電、「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」、2022 年 12 月 23 日
- [1.6] 茨城県防災・危機管理部、原子力安全対策課、「東海第二発電所の拡散シミュレーション結果に係

- る報告書の受領について」、記者発表資料、2022年12月23日
- [1.7] 茨城県、「避難計画の実効性に係る検証項目等」、2023年
- [1.8] ナイス、「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」、2023年5月31日
- [1.9] 茨城県、「東海第二発電所 拡散シミュレーションを活用した避難計画の実効性検証について」、  
2023年11月28日
- [1.10] 平成11年 法律第156号、「原子力災害対策特別措置法」
- [1.11] 原子力規制庁、「原子力災害対策指針」、2023年11月1日
- [1.12] 原子力規制庁、「研究炉の安全」[Safety of Research Reactors, Specific Safety Requirements No. SSR-  
3] ©International Atomic Energy Agency, (2016)の翻訳、2021年5月
- [1.13] IAEA, "Safety of Nuclear Power Plants: Design"-SPECIFIC SAFETY REQUIREMENTS-, 2016
- [1.14] 第1回検証委員会議事録
- [1.15] 原電、「第1回検証委員会提出資料」
- [1.16] K. Nagaoka et al., "CHANGES OF RADIONUCLIDES IN THE ENVIRONMENT IN CHIBA, JAPAN,  
AFTER THE FUKUSHIMA NUCLEAR POWER PLANT ACCIDENT", Health Physics, Vol. 102, 2012,  
p.437-442.
- [1.17] 第2回検証委員会議事録
- [1.18] 第3回新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会（平成27年12月16日開催）配布資  
料：<https://www.pref.niigata.lg.jp/sec/genshiryoku/1356829346997.html>
- [1.19] 東海村、「第8期東海村高齢者福祉計画・介護保険事業計画」 2021（令和3）年3月および「あな  
たと歩む介護保険」、令和4年度版
- [1.20] 東海村、「東海村広域避難計画（案）」、2016年5月
- [1.21] 東海第二原発地域研究者・技術者の会、「屋内退避の有効性を左右する被ばく低減係数に関する質  
問書」、2023年4月28日
- [1.22] 原子力規制庁、「包括的判断基準（GC）および運用上の介入レベル（OIL）について」、2018年  
4月11日
- [1.23] 日本アイソトープ協会、「国際放射線防護委員会の2007年勧告」（ICRP, Publication 103, 2007の  
邦訳）
- [1.24] 茨城県原子力安全対策課、「(参考)『シミュレーションII』のケースにおける一時移転対象人数  
について」、2023年、11月28日
- [1.25] 茨城県、「知事定例記者会見における発言要旨 231128」  
<https://www.pref.ibaraki.jp/bugai/koho/hodo/press/19press/p231128.html#a3>
- [1.26] 水戸市などからの情報公開請求資料、「東海第二発電所安全対策首長会議、報告書・連絡書」

## 2. 原電の計算コードの信頼性について

### 2.1 WT を通して原電に回答依頼していただきたい質問

#### ①MAAP コードの信頼性

放射性物質の放出量評価については、MAAP コードが使用されている。その信頼性・妥当性についての検証委員会の見解([2.2]の論点 2.2 の「見解」)には、MAAP コードの使用実績の高さが語られてはいるが、「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。」とされ、それ以上の言及はない。

そもそもコードの信頼性について、原電からは機能の一部に対する実験結果との比較 ([2.1]、p.65) が紹介されているが、放射性物質放出を伴う原発事故解析において、観測から得られた放出量推定値との比較による妥当性の検証はないようだ。

#### ②MAAP による放出割合の妥当性

シナリオ II での放出割合設定について、原電は「MAAP では、格納容器貫通部での FP 除去やヨウ素の化学形態が考慮されないため、許認可と同様の手法を用いて、これらの補正を行った ([2.1]、p.72)。」としているが、この手法の妥当性についての検証は検証委員会ではなされていない。さらに、MAAP では取り扱えない無機ヨウ素の格納容器内での除去率を、「無機ヨウ素濃度が 1/200 になるまで：除去率  $9 \times 10^{-4}$  (1/sec)」([2.1]、p.72)との補正を加えている。これらの補正は、以降の空間線量率の推定において重要な因子であるのも拘らず、検証されていない。

#### ③NUREG1465 との比較

第 4 回検証委員会では MAAP コードの妥当性を示すために、NUREG1465 との放出量比較を行っている([2.3]、p.9)。ここではヨウ素、セシウムなどはほぼ同一の値となっているが、テルルやバリウム、ストロンチウム、セリウム、ランタンなどの元素では、大きく異なる値になっている。このような差異について、テルルの場合は、格納容器内でのスクラビングの効果を上げている([2.4]、p.4~5)が、他の元素についての分析はなされていない。

#### ④R-Cubic の信頼性

R-Cubic の信頼性については、「今回は 1F 事故による拡散状況を再現した検証は実施していない。」([2.5]、p.14)と述べた上で、R-Cubic の開発者である原子力安全システム研究所発行の所報[2.6]を信頼性を示す参考資料としてあげている。しかし、この所報で比較されているのは、福島原発事故における放射性物質放出量の実測に基づく推定値と R-Cubic による計算値の比較だけであって、肝心の拡散予測についての比較はなされていない。また、この所報は、第三者が評価した報文ではなく、単なる開発者自身のレポートであって、査読者付きのレビューなど信頼性の根拠とする評価基準にはほど遠い。

ちなみに新潟県が行った拡散シミュレーションのまとめでは SPEEDI および DIANA(東電が実施) の計算例が併記されている[2.7]。SPEEDI については、福島事故に対する再現例が示されており、信頼性を評価するうえで客観的な資料となっている (前記表 2 および図 1-1~図 1-4 参照)。

#### ⑤R-Cubic と MACCS2 の比較は困難

原電の資料によれば、拡散コードの信頼性を示すために、R-Cubic と MACCS2 の比較を行っている。そこでは、「R-Cubic と MACCS2 では、拡散モデル(地形の考慮の有無を含む)、気象データ、線量換算の取扱い等が異なり、出力結果(評価結果)による直接比較は困難。」([2.5], p.19)と結論しており、検証作業を行うつもりであったのかさえ不明な記述が残っている。また、第三回の検証委員会において、原電自らが、「MACCS2 の結果と R-Cubic の結果で一对一の比較というのはできないかなというふうにとらえております。」([2.8], p.14)と述べていることから、結局、R-Cubic を使った原電は、その信頼性を全く確認せずに使用している。

#### ⑥福島事故の実例と R-Cubic 計算の比較ができなかった

福島第一事故の放射性物質拡散の実例と R-Cubic 計算の比較ができなかった、原電側の真の理由は「当社の所有する R-Cubic におきましては、東海サイトののみということで、福島第一原子力発電所周辺のデータの整備ということは含まれておりません。」([2.8], p.13)というものである。それどころか、「拡散評価機能につきましてはそれ個別で評価したとか、他のコードと比較したという文献がございません。」([2.6], p.14)とも語っている。コードの信頼度も確認せずにシミュレーションを行った原電の姿勢には、社会的責任の欠如すら感じる。また、検証委員会も上記の実情を知りながら、「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。」([2.1], p.8)という理屈で R-Cubic の信頼性評価に対する追求をせずに結論を誤魔化している。

信頼性確認の作業をサボった原電と、その点の追求を行わなかった検証委員会の態度を県は認めているのだろうか？

#### ⑦計算シミュレーションには不確かさが含まれている

原発事故における放射性物質の拡散とそれによる住民への被ばく線量率評価においては、検証委員会において委員長が発言されているように「今回のシミュレーションでソースタームがあって、気象状況があって、それぞれどういう計算コードを使って解析したということになってるわけですけども、我々はそれぞれの部分についてそれなりの不確かさがあることを承知してると思うんですけども、住民の方々は「科学計算してるのにそんなに確かではないのか」とかすぐにそういうふうになるかと思いますので、結局こういう計算シミュレーションには不確かさが含まれているんだということを、これはもう本当にエグザクトではないわけですから、その辺のニュアンスが伝わるような表現の仕方、そういった工夫が住民の方々への説明という点で大事であると思いました。」([2.8], p.22)との態度は大切であり、金科玉条のように今回のシミュレーション結果を県民に伝えることは大いに慎むべきであろう。

##### 質問 2.1

MAAP および R-Cubic の信頼性を評価する資料は、検証委員会に提出された資料では不十分である。さらなる判断根拠を数値と資料で示されたい。

##### 質問 2.2

そもそも R-Cubic を採用した理由と、R-Cubic での評価の限界をどのように認識されているか

#### ⑧地表沈着物質の再浮遊率は考慮されているか

OIL1, 2 による判断根拠となるモニタ資料としては、地表面からの放射線の他に、空中に再浮遊した

物質からの放射線も含まれている([2.9], p.6)が、今回の線量評価において、地表沈着物質の再浮遊率を考慮した評価が行われているのか、全くわからない。検証委員会においても、放射線被ばく線量評価の専門家が不在のため、何の議論、検証もされていない。

### 質問 2.3

R-Cubic における線量評価において、地表沈着した放射性物質の再浮遊による外部・内部線量への寄与は考慮されているのか、説明されたい。

### 参考・引用資料

- [2.1] 原電、「第 1 回検証委員会提出資料」
- [2.2] 空間線量率等評価結果に係る検証委員会、「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」、2023 年 3 月 31 日
- [2.3] 原電、「第 4 回検証委員会提出資料」
- [2.4] 第 4 回検証委員会議事録
- [2.5] 原電、「第 3 回検証委員会提出資料」
- [2.6] 吉田 至孝、「福島第一原子力発電所事故の推定解析」、INSS JOURNAL Vol. 19 2012 NT-19, p.249-270.
- [2.7] 第 3 回新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会 (平成 27 年 12 月 16 日開催) 配布資料：  
<https://www.pref.niigata.lg.jp/sec/genshiryoku/1356829346997.html>
- [2.8] 第 3 回検証委員会議事録
- [2.9] 原子力規制庁、「包括的判断基準 (GC) および運用上の介入レベル (OIL) について」、2018 年 4 月 11 日

### 3. シミュレーションⅠ(シナリオⅠ)について

以下「3.1 WT を通じて原電に回答依頼していただきたい質問」はシナリオⅠに関する質問が主であるが、その前に、年明けに起きた能登半島地震に関連して、シミュレーションⅠとⅡに共通の、地震の影響について質問する。これらもWT を通じて原電に回答依頼していただきたい項目である。

#### 共通質問 3\_C.1: 原発所内交通の妨げ

原電の事故想定には、地震による発電所内の通路の変形、発電所への外部からの道路の不通など、地盤の変形による交通の妨げの想定が抜けている。所内の交通の妨げは可搬型安全設備の設置や機能発揮を遅らせ、事故対応を遅らせて事故の拡大につながる可能性がある。この状態へどのような対策をとられているのかを説明されたい。

#### 共通質問 3\_C.2: 地震による事故確率の上昇

原電の事故シミュレーション(ⅠおよびⅡ)では、地震と津波を起因事象として明示的には想定しておらず、所内の設備が機能停止する確率のみに注目して、炉心損傷年確率を「 $2 \times 10^{-6}$ 」としている[3.1]。

しかし地震や津波を考えれば事故の確率は飛躍的に増加するはずである。たとえば福島事故のような地震と津波が生じる年確率は $10^{-3}$ 程度であろう。こうした自然災害による事故確率の上昇をどう考えているのか、説明されたい。

#### 共通質問 3\_C.3: 地盤の隆起

能登地震では地盤の隆起は4m程度に達し、海岸線は海側に大きく前進した[3.2]。もしこうした隆起が原発の取水口および放水口に生じれば、冷却海水の取水も放水も不可能になる。こうした事態の可能性をどう考えているか、説明されたい。

### 3.1 WT を通じて原電に回答依頼していただきたい質問

#### ①シミュレーションⅠの事故想定の特徴

原電の事故想定(図3-1, [3.7], p.5, 図3-2, 図3-3)は、一次系配管大破断、冷却材の急速な流出(いわゆる大破断LOCA)→主蒸気隔離弁閉→安全系(DBA; Design Basis Accident 対応常設設備)による注

## 2. 拡散シミュレーションの実施結果の概要



### シミュレーションⅠ 国の審査において妥当性が確認された重大事故等対処設備が機能する場合

#### (1)評価に用いた事故の設定

東海第二発電所においては、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、安全対策の抜本的強化を実施。炉心損傷や格納容器破損を防止するための多層的・多重的な安全対策を講じており、国の審査においてその妥当性が確認されている。

##### 安全対策設備の概要

- ①設計基準事故対処設備(DB設備)  
福島第一原子力発電所事故以前からの安全対策設備
  - ②重大事故等対処設備(SA設備)  
新規制基準に基づき新たに設置する設備
  - ③特定重大事故等対処設備(特重施設)  
新規制基準に基づく更なるバックアップ設備(故意による大型航空機の衝突その他のテロを考慮)
- ※各設備・施設は同時に機能喪失しないように位置的分散を図っている。

#### シミュレーションⅠ

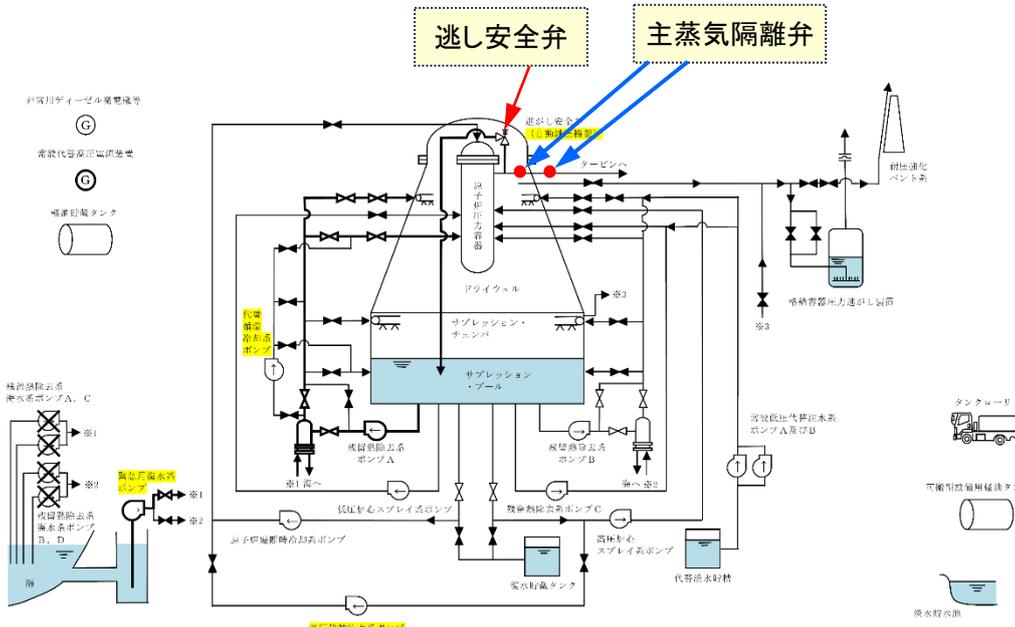
：国の審査において、フィルタ付ベント装置の有効性評価に用いた想定事故の条件で実施

##### 【事故の概要】

- ・「大破断LOCA」(大口径配管の破断により冷却水が大量に流出する事象)時に①DB設備が機能喪失
- ・フィルタ付ベント装置の有効性を確認するために、②SA設備のうち代替循環冷却系ポンプ2基が機能しないとあえて設定
- ・フィルタ付ベント装置により放出量の低減を図りつつ、環境中に放射性物質を放出

図3-1 原電による東海第二の事故シミュレーションⅠの概要

水ができない→空だき状態の炉心が過熱→炉心損傷（燃料溶融、主に揮発性 FP が放出される）→可搬型設備（ポンプ車）による圧力容器内への注水（たぶんこれで冷温停止）→DB 常設設備による循環冷却系に加えて代替循環冷却系（可搬型循環冷却車）が使用できない→燃料の崩壊熱を（最終ヒートシン



第 2.4.1-1 図 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）時の重大事故等対策の概略系統図（3/3）  
（緊急用海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱段階）  
コメント No.163-06 に対する回答

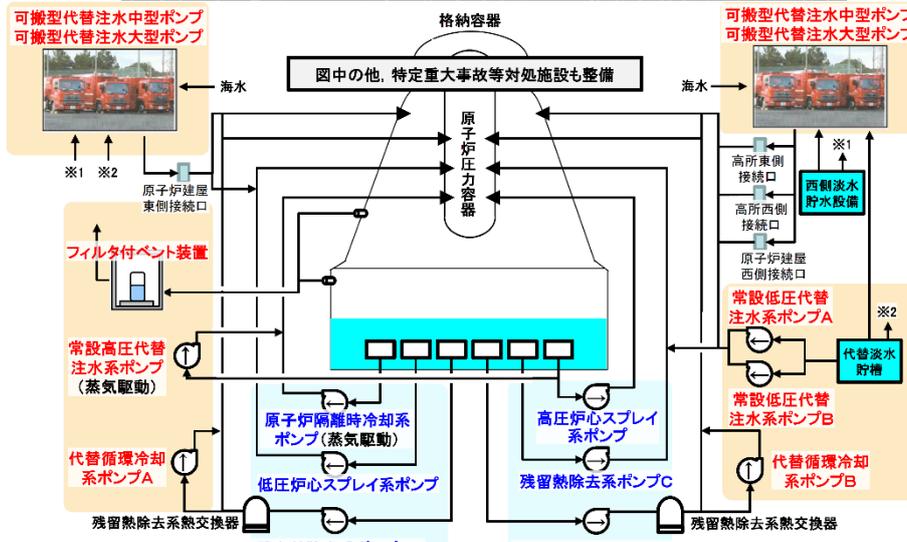
図 3-2 BWR の事故時の安全対策設備の概略系統

(1) 東海第二の安全対策の概要



重大事故等対処設備として、新たに以下の図において赤字で示す設備を設置・配備する。  
次頁以降では、いずれかの設備で事故対応を行う場合の解析結果をいくつかの例示により説明する。

東海第二発電所における原子炉冷却手段及び格納容器除熱手段の概要



【本資料は、茨城県からの要請に応えるために一定の条件を置いて実施した拡散シミュレーションに関する情報を含んでいます。委員会関係者限  
青字：設計基準事故対処設備（DB設備）  
赤字：重大事故等対処設備（SA設備）【10】

図 3-3 原電による東海第二の安全対策の概要

クである海に)捨てることができず、圧力容器や格納容器内に熱がこもって格納容器内の温度・圧力(主に水蒸気)が上がる→水蒸気で格納容器内圧上昇→フィルタベント設備使用で格納容器過圧破損回避→少ない量のFP放出が生じるというものである。この事故条件でMAAP解析を実施し、その結果は軽度な燃料損傷が生じるシナリオになっている。

## ②事故の発端が定義されていない

原電発表のシミュレーション(I、II)においては事故の発端を何ら定義していない。つまり「なぜかある日ある時に、原因を特定することなく外部電源の断、配管破断、安全設備の不動作などが次々に起こる」という想定である。これは保守的な想定と言えるのかという根源的な疑問が生じる。原電はこうした想定が現実にかかる年確率は $2 \times 10^{-6}$ 以下であると述べ([3.1], p.36)、実質的には起こりえないと考えてもいいと示唆している([3.7], p.36)。この事故条件でMAAP解析を実施し、その結果は軽度な燃料損傷が生じるシナリオになっている。

### 質問 3.1

大破断LOCAを選定した理由を示されたい。また、一次系の配管破断面積が事故結果の大きさに及ぼす影響について感度解析を実施されたか?されたのであれば、結果を示されたい。

## ③中小破断LOCA

BWRの一次系配管の大破断LOCAでは、圧力容器の圧力は急速に低下するために、可搬型設備(ポンプ車)による圧力容器内への給水が早く可能になる。一方、中小口径配管の破断では、それ自体が大口径破断より確率が大きいことに加え、その破断面積によっては、圧力容器内が高圧のまま水位が低下し、ポンプ車による注水ができない状況で炉心溶融が進む可能性がある(下記④を参照)。したがって、中小破断LOCAの方が、大破断LOCAよりも厳しい結果になることを考慮する必要がある。

## ④ポンプ車からの注水はできるか?

小破断LOCAによって、炉内圧力が高止まりする可能性は、PWRを模擬した実験結果[3.8]で指摘されている。この実験では、炉内圧力が80気圧あたりで一定になっている。配管破断口径が0.5%のLOCAでは、崩壊熱によるエネルギー発生に比べて、破断口からのエネルギー放出が少ないために圧力が上昇し、著しい圧力上昇を抑えるために蒸気発生器の逃し弁(BWRでは逃し安全弁。図3-1参照)が自動で開いて余分なエネルギーを放出する。それにより圧力が低下すると、逃し弁が閉になる。閉じるとまた圧力が上昇し、再び逃し弁が開く。つまり、逃し弁の開閉の繰り返しにより一定圧力となる。BWRではこの圧力は約74気圧(7.3MPa)程度である。これは、急激に圧力容器内の水が減っていくにも拘わらず、外部からのポンプ注水(高々10気圧(1MPa)の水頭圧)が不可能な状態である。

### 質問 3.2

BWRの小破断LOCAでは、主蒸気隔離弁閉鎖による炉内圧力上昇に際して、逃し安全弁が設定圧近傍で開閉動作を繰り返す。このとき本来の設備である隔離時冷却系、高圧注水系が使えない場合、炉内圧力が高いために水頭圧の低いポンプ車からの注水ができず、炉内水位低下を招き過酷事故に至る可能性がある。今回のシナリオ策定の上で、ポンプ車による注水ができなくなるような破断口面積はどのくらいであったのか? またこのような外部からの冷却水注入不可能な場合の小破断LOCAやLOCAが生じない場合の事故推移はどのように検討されているのか、説明されたい。

### ⑤事故対応のタイミングが不明

原電のシナリオ I において、原子炉へ注水し冷温停止状態へ持って行く際の注水流量やタイミングのプロセスの詳細が不明なので、どこまで首尾よく炉心を冷却できるのか、炉心損傷の程度はどこまでかも不明である。したがって、このままでは計算された外部放出 FP 量の妥当性を評価できない。

### ⑥燃料部の温度上昇の不確かさ

原電シナリオにおける原子炉炉心水位の BAF までの低下にはある程度の時間がかかるし、その間の燃料被覆管温度の上昇や低圧注水による浸漬水位の上昇速度は崩壊熱と注水流量とに関係し、MAAP コードによる解析や現場操作員の作業順序や作業時間などの諸要因が絡むので、MAAP コードによる解析結果には不確かさが伴う。この不確かさをどう評価しているのか。

### ⑦水位計の誤動作は防ぐことができるか（シミュレーション I および II に共通）

事故対応として炉のパラメータの計測（センサー、記録系）は非常に重要である。福島事故の場合では 1 号機の炉内水位の正しい値が不明で炉内の様子を推測することができなかつた（図 3-4, [3.4]）。その原因は水位計の誤動作であった。事故後、東電やメーカーなどでは BWR 炉内水位を計測する方法について研究している。東海第二では、水位計に関する対処処置が不明である。

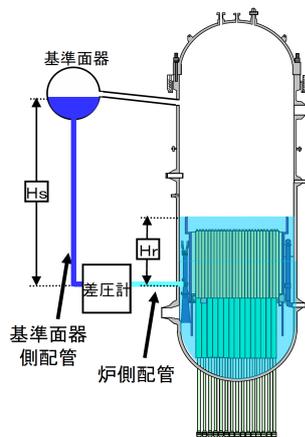


図 1 燃料域水位計の概略図

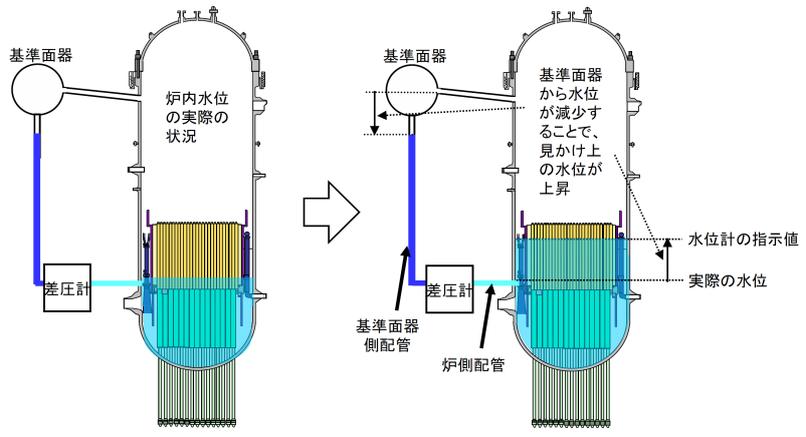


図 2 計装配管内の水位低下に伴う燃料域水位計の指示値について

図 3-4 福島第一 1 号機における原子炉圧力容器の水位計の指示値が実際の水位より大幅に高かった原因は基準水柱の水位減少であった。

### 質問 3.3

事故への対応には炉内水位の正確なモニタリングが必須である（シミュレーション II でも同様）。しかし、原子炉圧力容器に取付けられた水位計の参照水柱は炉内圧力の急速な低下によって蒸発し（減圧沸騰する場合もある）、正確な水位を示さなくなることが福島事故での教訓である。東海第二ではこれに対してどのような対策をしたのか、説明されたい。また、圧力容器へ注水する際の流量および注水量（炉心に注入された水量の積算値）は中央制御室に直接表示されるのか、あるいは運転員が手計算するのか、説明されたい。

### ⑧放出量、放出トレンド、空間線量率などに関連する詳細な説明が不足している

今回の報告で、シナリオ I に基づく放出量や放出トレンド、空間線量率などに関連する詳細な説明はほとんど見受けられない。第 1 回検証委員会で配布された資料には、規制庁に提出した有効性評価に用いられた事故設定における  $^{137}\text{Cs}$  放出量の値（建屋からの漏洩～1.43 TBq、フィルタベント設備からの寄与～0.73 TBq）が示されているが（[3.9], p.73）、その設定と今回のシナリオが同一なのかは、今回の計算でも[3.9, 3.10]詳細説明がないので、判断できない。

ちなみに「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用できない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）」という事故設定の下、「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される  $^{137}\text{Cs}$  の放出量評価」[3.9]では、ドライウェルからフィルタベント設備を介して大気中放出量は 3.7 TBq とされていたが、[3.10]では、「原子炉圧力容器内に沈着した Cs の再蒸発が低減されベント放出量が減少したものと考えられる」として 0.73 TBq に修正されている。とはいえ MAAP コードなどによる計算結果は示されていない。

#### 質問 3.4

シミュレーション I における放出放射性核種の量、放出トレンドを示されたい（シミュレーション II でも同様）。

#### 質問 3.5

事故時には中央制御室(中央操作室)の放射線レベルも上昇するはずであり、運転員が長時間作業するためには放射能汚染を防ぐことも必要になる。今回の想定事故において、防護対策を示されたい（シミュレーション II でも同様）。

#### 質問 3.6

事故時に東海第二原発サイト内で対応の中心となる緊急時対策所が用意されているが、この建物は福島事故を教訓にして、a:十分な耐震性、b:放射能を防ぐ気密性と換気性、c:人員の長時間の作業環境（会議室、休憩（仮眠）室、水食料、トイレなど）、d:外部との通信環境、e:プラントパラメータのモニタリング設備、が必要である。今回のシミュレーション（I、II）で想定された事故条件でも、また地震時でも十分に機能しうるのかの検討結果を示されたい。

### 参考・引用資料

[3.1] 日本原子力発電株式会社、09\_1\_1 説明事項のリスト（第 1 回）、

<https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/kakusansimulation.html>

[https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/documents/09\\_1\\_1gendensiryoku.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/documents/09_1_1gendensiryoku.pdf), p.10

[3.2] 専門家「数千年に1回」地震で1分に約4mの大規模隆起 海岸線85kmにわたり変貌…漁港は壊滅状態に【能登半島地震】、FNNプライムオンライン2024年1月16日 火曜 午後2:20、

<https://www.fnn.jp/articles/-/643220>

[3.3] 日本原子力発電株式会社、東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価、東海第二発電所 審査資料 資料番号 PS-C-1 改 19、平成 29 年 6 月 23 日、

<https://www.da.nsr.go.jp/file/NR000087389/000196077.pdf>

[3.4] 東京電力、添付資料 1-2 1号機燃料域水位計の挙動による推定について、

- [https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9376041/www.tepco.co.jp/cc/press/2015/1250923\\_6818.html](https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9376041/www.tepco.co.jp/cc/press/2015/1250923_6818.html)  
[https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14\\_j/images/140806j0110.pdf](https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140806j0110.pdf), p.4
- [3.5] 日本原子力発電株式会社、東海第二発電所緊急時対策所について、資料 1-2-3、平成 29 年 9 月 5 日、  
[https://www.japc.co.jp/plant/tokai/shinsa/pdf/20170905\\_13.pdf](https://www.japc.co.jp/plant/tokai/shinsa/pdf/20170905_13.pdf)
- [3.6] 日本原子力発電株式会社、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、  
2022 年 12 月 23 日、 p.7,  
<https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/documents/06simulationkekka.pdf>, p.7
- [3.7] 日本原子力発電株式会社、「第 1 回検証委員会提出資料」10\_1 議事録  
[https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/documents/10\\_1gizi.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/documents/10_1gizi.pdf)
- [3.8] 日本原子力研究所東海研究所・安全性試験研究センター原子炉安全工学部、ROSA-IV 計画 大型  
非定常試験装置(LSTF) - 1 次模擬燃料集合体を用いた実験の成果-、平成 3 年 6 月
- [3.9] 日本原子力発電株式会社、「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価等につい  
て」、「東海第二発電所重大事故等対策の有効性評価」、添付資料 3.1.3.5、2018 年  
<https://www.da.nsr.go.jp/file/NR000091434/000204482.pdf>
- [3.10] 日本原子力発電株式会社、「東海第二発電所 特定重大事故等対処施設の設置に伴う 既許可(設置  
変更許可)への影響について」、2021 年 7 月 15 日  
<https://www.japc.co.jp/plant/tokai/shinsa/pdf/20210715/01.pdf>

#### 4. シミュレーションⅡ (シナリオⅡ)について

##### 4.1 WTを通して原電に回答依頼していただきたい質問

###### ①具体的なシナリオの検討

シナリオⅡの条件ではDB (Design Base)設備もSA (Severe Accident)設備も同時に使用不能となり炉心損傷が大規模に生じたあと、可搬型SA 対処設備を用いて格納容器内へのみ注水するという原電の説明資料のシナリオである(図4-1[3.6], [4.1])。



### 2. 拡散シミュレーションの実施結果の概要

#### 【シミュレーションⅡの事故設定について】

- 位置的分散を考慮した複数の安全対策設備が「一斉に」機能喪失することは工学的には考えにくく、「段階的に」機能喪失する場合の例を下記に示す。この場合、警戒事態→施設敷地緊急事態→全面緊急事態と「段階的に」事象が進展するが、安全対策設備の機能喪失のタイミング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。
- 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」機能喪失する仮想条件をあえて設定。この場合、事象の発生と同時に全面緊急事態となる。

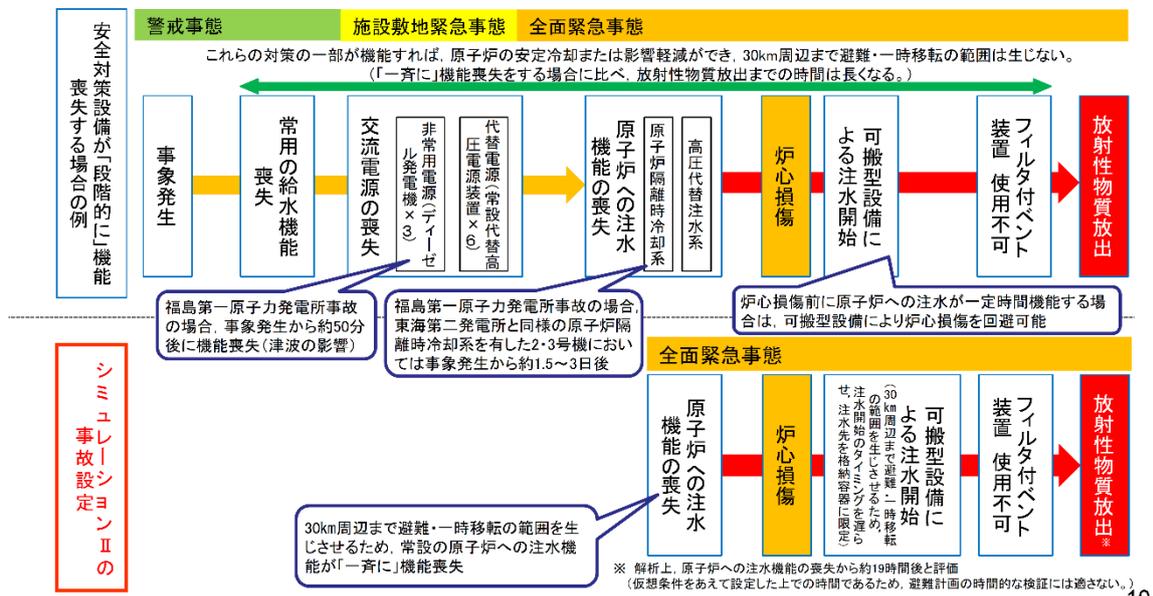


図4-1 東海第二における事故時の格納容器内への注水の想定

ここに、使用する設備の対象として「格納容器スプレイ等」とあるのは、「等」に圧力容器の下部を破ってペDESTAL下部に落下した熔融デブリを冷却する注水の意味を込めている(図4-2, [4.1]p.14)。

このような、原子炉への注水ができない条件では福島事故のような大規模な炉心熔融が生じ、熔融デブリは圧力容器を突き破ってペDESTAL下部に落下し、福島事故の1, 2, 3号機と同じような状況になるが、それをどこまで抑えることができるかがポイントとなる。すなわち、MAAP解析は重要であるが、それ

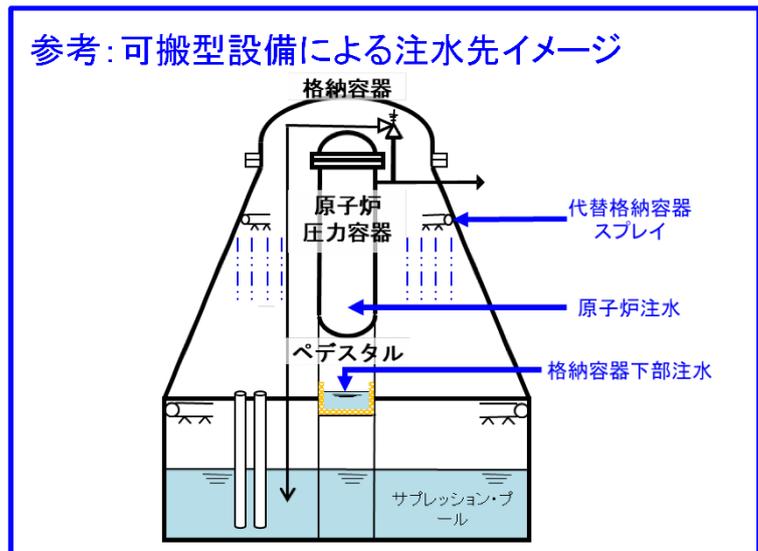


図4-2 東海第二における事故時の格納容器内への注水の想定

だけに依存するのではなく、より広い条件でのシナリオの検討が重要である。

## ②起こりえないほど確率が小さいのか

原電の事故想定は起こりえないほど確率が小さいのかという根源的な問題を考える。まず、事故の発端事象は何かである。しかし原電の想定では発端事象は何ら定義されていない。あくまで原因を問わず、「そうなったとしたらどうなる？対策がありますよ」という論理であり、原因を問わないことが高度の保守性を担保するという論理である。DB 設備も SA 設備も同時に使用不能という想定は「工学的に考えにくい条件である」と原電は述べるが[3.7]、ここには「事故は現実には起こりえない」、「だから避難計画の実効性について最初から完璧を期す必要はない。まず再稼働し、その後にじっくり改良していけばいい」というニュアンスを感じる。

福島事故では 2 号機 3 号機においては DB 設備 (SR 弁、隔離時冷却系、高圧注水系) が動作したにもかかわらず、また低圧注水を試みたにもかかわらず不十分な注水量のため大規模な炉心損傷が生じた [4.2]。

つまりシミュレーション II のような大規模炉心損傷は「現実には起こりえない」のではなく、原電が確率論的に「工学的には考えにくい」と主張する特定の事故条件以外にも、起こりうる複数のシナリオがあるはずであろう。それらを詳細に分析することが必要である。

たとえばシミュレーション II の想定に反して DB 設備が機能した場合でも (これは「起こりえない、考えにくい」事象ではなく、当然に期待される事態である)、最後は低圧注水して炉内燃料部を水で浸漬し冷温停止に持っていくことになる。その場合、3.11 の福島第一 2, 3 号機のように急速に炉内を減圧して低圧注水を試みるのか、東海第二のように SR 弁の開閉を繰り返して、炉内水位が低下するたびに少しずつ高圧注水して炉内水位を維持しつつ、最終的に炉内圧を下げて冷温停止状態へ持っていかではそれぞれ炉心損傷に対する異なったリスクがある。

低圧注水のためには炉圧を下げる必要があるが、それは燃料部を一時的とはいえ人為的に露出させ空だき状態にする可能性を意味する。そこで直ちに十分な水量と流量で低圧注水することに成功しなければ大規模な炉心損傷が生じる恐れがある。

実際に検証委員会において原電説明者が述べている、「実は条件の振り方の自由度が多過ぎて難しいというのが実際にありまして、それを踏まえて一番説明性のあるものがないというところで、そういった設定をしたというのが経緯でございます。」 ([3.7], p.24) との発言は、シナリオ II の設定には数多くのパラメータが存在し、今回の設定がユニークに「工学的には考えにくい」事象と言い切れない、ことを示している。

### 質問 4.1

シナリオ II に至る事故の発端事象は、具体的には何を想定しているのか？ 抽象的な「想定」ではなく、具体的に事故の経過とともに示されたい。

### 質問 4.2

シナリオ II における炉心損傷の進行プロセス、燃料損傷の範囲の拡大、炉心温度、一次系圧力などの重要なパラメータなどの時間経過を詳細に示されたい。

## ③ 津波により放水口が閉塞する恐れ

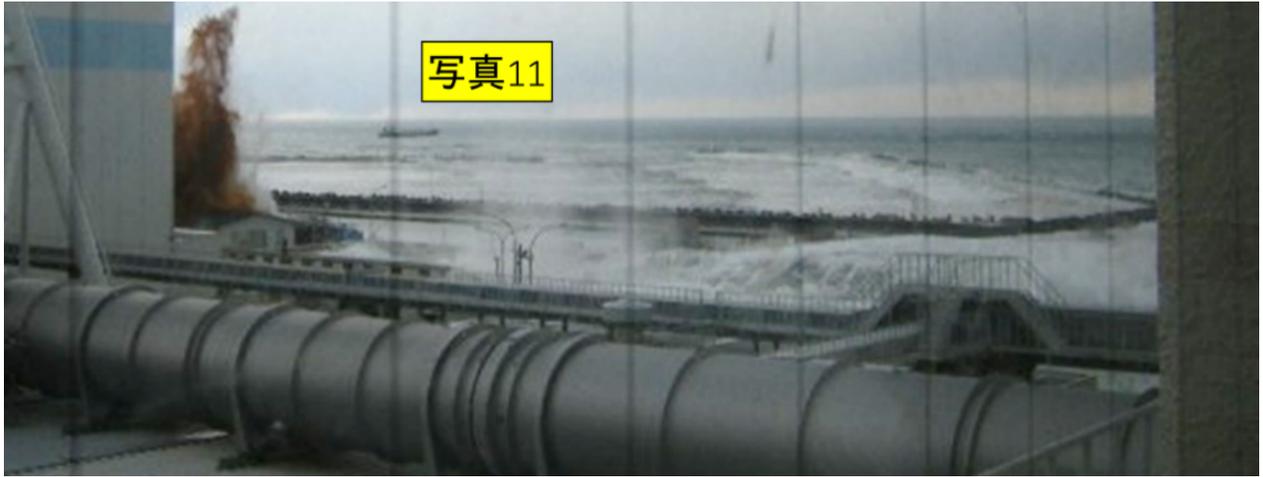


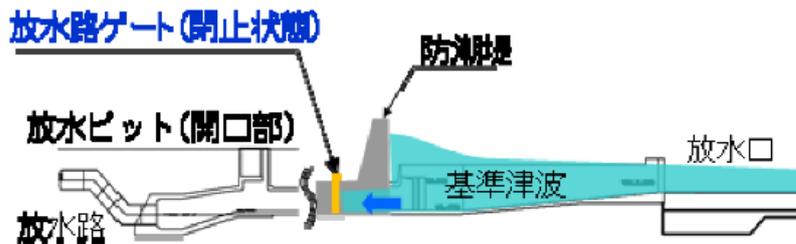
図 4-3 福島第一発電所の南放水口に打ち寄せた津波による、土砂を含んだ海水が空気孔から噴出して生じた水柱



図 4-4 福島第一発電所の南放水口は津波が運び込んだ土砂で閉塞した



図 4-5 東海第二発電所の放水口は海にそのまま面している

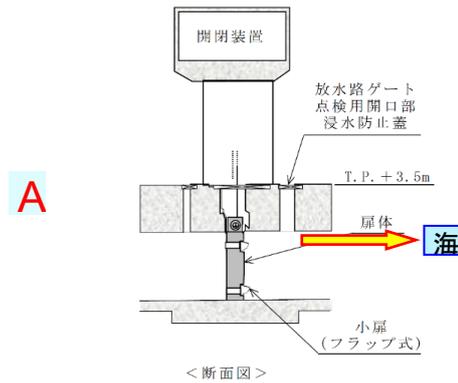


放水路ゲート閉止による津波流入防止イメージ

図 4-6 東海第二の放水口に津波が来襲した場合のイメージ

津波は海水表面から海底までの海水がほぼ同時に動くことが特徴である。そのため津波が運んできた海底土砂によって放水口が閉塞する恐れがある。放水口は常に海に向かって開いているので、津波の水圧を直接に受ける。水圧のみならず、津波は海底の土砂を海水と共に大量に放水口内に運び込むので、放水口は土砂で詰まる恐れがある。

福島事故では1号機、2号機、3号機の南放水口正面に津波が打ち寄せ、放水口のすぐ上流の空気孔から土砂を含む黒い水柱が30m程度も立ち上がり（図4-3、[4.3]）、津波が引いた後には放水口は土砂で詰まってしまった（図4-4、[4.4]）。



第10.6-3図 放水路ゲート概念図

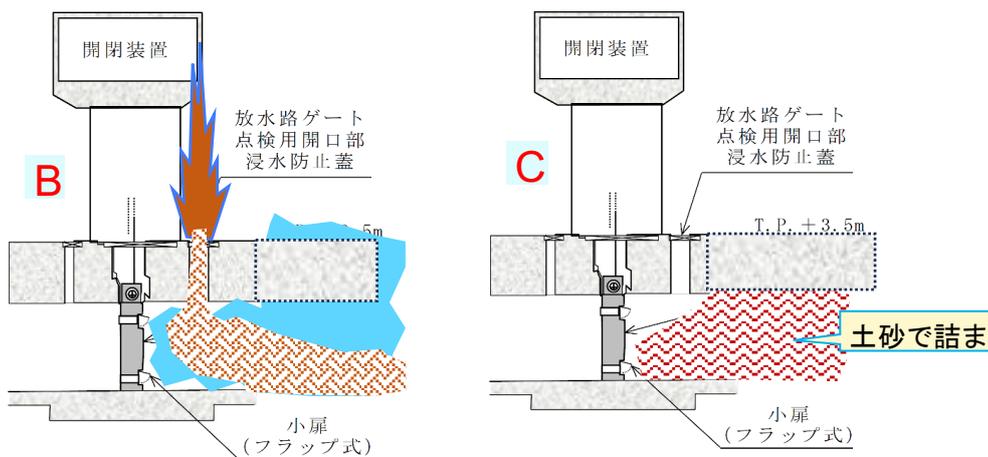
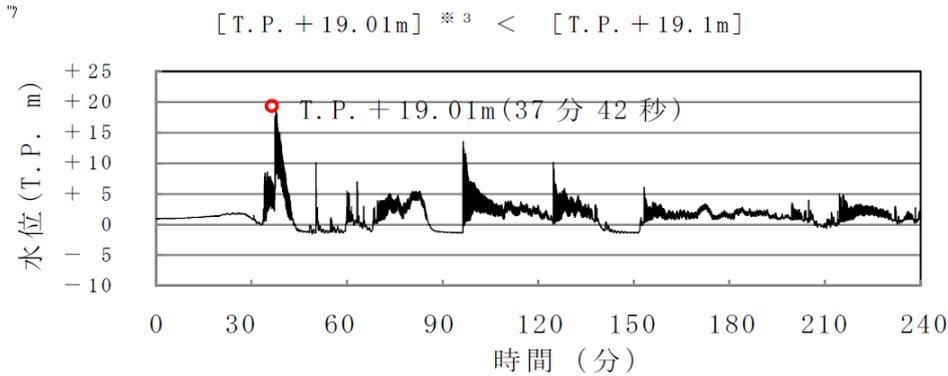


図4-7 東海第二発電所の放水口の構造。ゲートの前に開口部がある。

東海第二原発の放水口（図4-5、[4.5]）では、津波の放水路上流側への遡上・流入によるプラントへの被害を防ぐために、海水遮断のゲートが設けられている（図4-6、[4.6]p.16）。しかし、放水口の海水遮断ゲートのすぐ前には点検口が設けられており（図4-7A、[4.7]、p.95）、これが福島事故での空気孔と同様に、津波の水圧を逃し海水を内部に引き込む作用をして、その結果大量の土砂で放水口を詰まらせる恐れがある（図4-7B、図4-7C）。東海第二の基準津波は福島事故での津波と同程度の強さであるので（図4-8、[4.7]、p.57）、この可能性は十分に現実的である。

原電の津波対策は「津波が敷地へ侵入しないように高い防潮堤を設ける」「建屋には水密扉を設ける」「放水口のゲートを閉じて津波の侵入を防ぐ」であり、防潮堤が十分に高ければ津波による被害の年確率は $3.4 \times 10^{-7}$ という極めて低いレベルと考えている（[3.7]、p.36）。これは新規規制基準の考え方に沿ったものである。



(放水路ゲート設置箇所 上昇側)

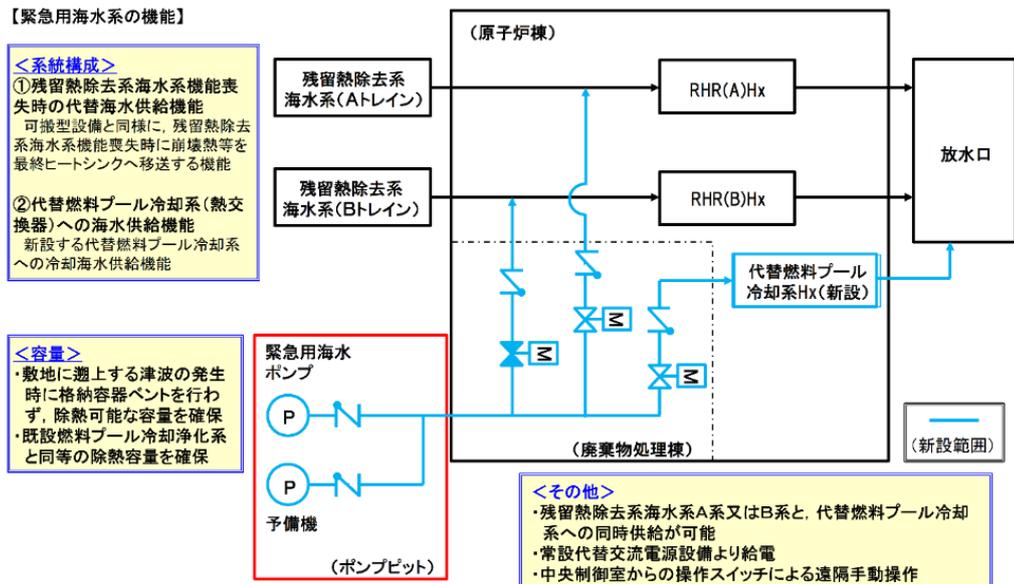
図 4-8 東海第二発電所に来襲する基準津波の放水口における波高予測値

7. 敷地に遡上する津波に対する対策(6/8)



①津波防護を考慮した常設設備による対応

緊急用海水系の系統概略図



2-2-30

第5回ワーキングチーム説明資料再掲

図 4-9 東海第二の津波防護対策では、放水口の詰まりを何ら想定していない

しかし、放水口の詰まりによって熱交換器の循環水を最終ヒートシンクである海に捨てることのできない事態はなんら想定せず、対策を講じていない。規制委員会の新規制基準においても津波による放水口の詰まりの可能性は何ら考慮されていない。

したがって、図 4-9 に示された、熱交換器を用いる原電の事故想定 ([4.6], p.30) について、放水口が詰まった場合の対策を講じることが必須である。たとえば、シミュレーション I では隔離時冷却系の有効性が減少する。シミュレーション II では循環冷却系による格納容器スプレーの効果も減少して過圧状態が早期に生じ、スプレーを継続すれば SP 水位の上昇が早期に生じてフィルタベント設備の動作に制限が生じ、その後の事故経過が想定から大きく逸脱していき、想定より大量の FP が放出される、という事態になる可能性がある。この事態は「DB 設備が使用可能で SA 設備が一部使用可能という工学的に十分考えられる条件」で生じる。

なお東京電力柏崎刈羽原発における循環冷却系への対処として、東電は代替熱交換器車を用い、交換車と海の間をホースでつなぐこと（取水）を考えているが、交換車からの放水路、つまり熱交換器を通過した温海水の海への放水については既存の放水路に流し込む方針であり、仮に放水口が詰まった場合にどうするかは明示していない[4.8]。

#### 質問 4.10

津波が放水口へ打ち当たって、放水口内部に多量の海底土砂を運び込み、放水口を詰まらせる可能性がある。これにより事故時の炉心崩壊熱除去のための冷却温水および非常用ディーゼル発電機の冷却海水の最終ヒートシンクである海への放水ができなくなる。この可能性に対してどのような検討をされたのか、説明されたい。

#### ⑤デブリの水冷却はうまくできるのか

炉心損傷（燃料溶融）は原電が言うように安全設備が使用不能であるならば確実に生じる。しかし東海第二では格納容器下部にデブリを受け止める耐熱容器があり（既に設置済みかどうかは不明）、そこに予め水を張って溶融状態のデブリを受け止め冷却するので、福島事故のように大量の放射性物質が格納容器内に浮遊し沈着し、さらには格納容器の外へ移動することは防ぐことが可能と原電は考えている。

（図 4-2, [4.1]）

しかしデブリ冷却の有効性は MAAP コードの予測モデルに依存している。このモデルは何らかの実験に基づいてはいるのだろうが、どこまでの信頼性があるのだろうか。

原電の想定ではこの場合、格納容器はデブリ冷却水からの蒸気発生により加圧されて過圧破損し（フィルタベント設備動作不能）、多量の FP が外部に放出されるが、その量は福島事故より少ない（福島事故より環境を汚染する範囲が狭い）という想定である。これは「30km 周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じるように仮想条件をあえて設定した場合」の仮想条件自体の妥当性も問題であることを意味する。

しかしデブリの水冷却の有効性、つまり外部放出 FP 量の予測には大きな不確かさを伴うはずである。

第一に、デブリ冷却といっても最初からすべてのデブリが水を張った容器に連続的に落下して溜まり、デブリ全体が冷却される想定であるとしたら、それは現実的ではない。

炉内デブリの落下は時間を要し段階的であるし（福島事故の例）、デブリ量に応じて注水を追加的に行うのか、あるいは最初に大量に水張りをしておいて、その水中に後から少しずつ出てくるデブリが落下していくのかも問題である。その際は水蒸気爆発の可能性も考慮しなければならない。

こうした FP 放出量を直接に左右する重大な現象を MAAP コードがどこまで信頼性を持って再現できるかは非常に疑問である。どのようなモデルになっているのかの詳細を公開すべきである。

また、デブリは圧力容器の下方からのみ外に出る（落下する）とは限らない。福島事故でも、下方から落下すると同時に、圧力容器の上蓋のフランジの隙間（熱膨張でボルトが緩んだ）から出た可能性も否定できない。炉内のデブリは 3000 度近くまで昇温し、炉内の金属構造物を輻射熱で溶かし、圧力容器の上部を加熱する可能性がある。（図 4-10, [4.1]p.31）

#### 質問 4.3

格納容器下部ペDESTALに設置された、溶融デブリを受け止める耐熱容器（コリウムシールド）の使用限界など、その性能について、詳らかにしていただきたい。特に性能上の実証試験が行なわれている

のであればその結果を示されたい。

## ※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい 経路中の狭隘部に捕捉される効果

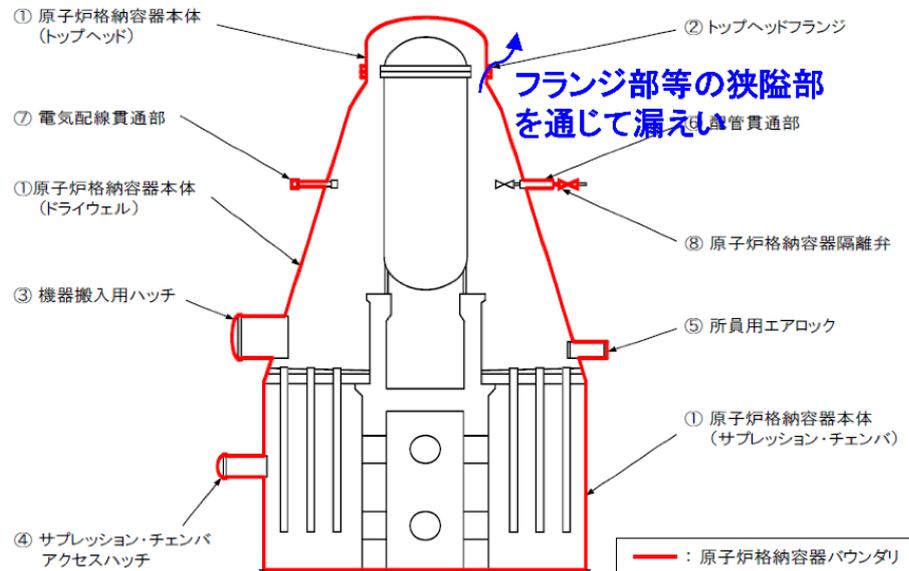


図 4-10 原電が想定する、放射性物質の格納容器からの漏えい経路

### ⑥格納容器スプレーの信頼性は重要

格納容器スプレーは格納容器内に充満した水蒸気を凝結させて気相圧力を低下させ、蒸気潜熱を奪って温まった水を SP に貯める装置である (図 4-2 参照)。同時に、スプレーの動作は浮遊 FP の除染率 DF を規定し、格納容器の過圧破損防止を規定し、ひいては外部放出 FP 量を規定する重要な要素である。したがってこの系の信頼性は死活的に重大である。スプレー系 (給水ポンプ、配管、バルブなど) が動作しない場合、あるいは配管が損傷した場合を考えて系にどのように多重性を持たせてあるのか。原電の資料では可搬型循環冷却系のラインを格納容器スプレーにも用いると説明されているが、これが多重性になっているという意味か。明確な説明が求められる。

一方、スプレー動作の現場訓練は、格納容器内の設備、機器がずぶ濡れになってトラブルを生じる恐れがあるので実質的には実行できない (プラント建設時に最初に 1 回動作試験を行うのみと聞いている)。であるならば、事故時にスプレーを動作させた場合、格納容器内部の電気配線などがずぶ濡れになって機能不良にならないのかという疑問が生じる。

#### 質問 4.4

炉内放射性物質放出において、その抑制を行うのは、格納容器のスプレー系となっている。このスプレー系 (給水ポンプ、配管、バルブなど) が動作しない場合を考えて、どのように系に多重性を持たせてあるのか、特に配管とバルブの多重性について説明されたい。代替循環冷却系をスプレー給水系として用いることが多重性となっているのか？

### ⑦格納容器の気密性喪失の原因は、内圧上昇だけか (図 4-10, [4.1]p.31)

フィルタベント設備が不能の場合、(東海第二においては耐圧ベント系は撤去したので全く使わない

ので) 格納容器の過圧による気密性喪失が生じるという原電の論理[4.1]であるが、格納容器の気密性喪失という極めて重大な事象の原因を、内圧が上昇したことのみで限定していいのか疑問である。

福島事故では格納容器の内圧上昇と、デブリが原子炉圧力容器外に出たこと(圧力容器の下部からの漏えい落下のみならず、圧力容器上部フランジからの漏えいの可能性がある)による格納容器内の温度上昇が重なったが、FP がどのようにして格納容器の外へ出たかについては未解明の部分が残っている([4.8]p.58-61)。また、2号機原子炉建屋4階の床(オペレーティングフロア)に設けられた遮蔽プラグ(格納容器の上蓋のすぐ上)の下面に、人が容易に近づけないほどの大量のFP沈着が観察された[4.10]。これは格納容器の上蓋のフランジが緩んで、その隙間からFPが上部へ流出したことを示唆している。

#### 質問 4.5

格納容器の気密性喪失という極めて重大な事象の原因を、内圧が上昇したことのみで限定していいとした根拠を説明していただきたい。

### ⑧原子炉建屋内の水素爆発の可能性は

圧力容器から格納容器内に放出された大量の水素はさらに原子炉建屋に流出する。しかし原電の想定では、なぜか原子炉建屋における水素爆発については触れていない(起きないことになっている)。つまり原子炉建屋に設置された水素再結合装置は期待通りにうまく動作する、水素爆発は起きないという(暗黙の)前提に立っているかのようである。しかし原子炉建屋における大量の水素の挙動は予測が困難であり、水素爆発の可能性を無視することはできない。

まず水素流出の経路が問題である。格納容器のどの部分から原子炉建屋のどの階に流出すると想定しているのだろうか。

さらに、流出するのは当然水素と水蒸気の混合気体である。この混合気が原子炉建屋に充満する時、建屋内空間を単純に流動拡散するのではなく、一部は水蒸気が凝縮して水素の相対濃度が高まる。つまり混合気として一様な濃度や圧力、温度で空間に分布、流動するのではない。このような、相変化を伴う気体のふるまいを計算によって予測して「有効な再結合器の配置」を考えることはほとんど不可能であろう。

#### 質問 4.6

原子炉建屋における水素爆発の可能性がシナリオに全く現れていない。水素爆発を考慮しなかった理由を説明していただきたい。さらに、格納容器から流出する水素と水蒸気の混合気が原子炉建屋内に流動し、水蒸気が凝縮していくプロセスと、水素濃度の空間分布の時間推移についてどのように評価されているのか説明されたい。

### ⑨格納容器内の水素爆発の可能性は

ペDESTAL下部に落ちた熔融デブリの水冷却において、デブリ上の水は沸騰するか、沸騰しないまでもかなりの高温となる。しかも強烈なγ線を浴びる。これによる水の放射線分解は無視できないのではないか。すなわち有意な量の酸素と水素が生成される可能性がある。

とすれば窒素で満たされている格納容器内に酸素と水素が充満することになり、水素爆発の可能性を評価する必要が出てくる[4.11]-[4.13]。

原電(および事業者、規制委員会など)は、この放射線分解量は小さいと評価しているのだろうが、デブリ冷却水がデブリで強く加熱されつつ対流し、デブリ-水の界面も沸騰・対流により不規則な状態を

維持する条件での放射線分解の実験データはないはずである。もしあるのならば公開してほしい。あるのは $\gamma$ 線源を室温の静水に照射した実験のデータだけではないか。

#### 質問 4.7

デブリを耐熱容器中で水冷却する場合、デブリからの高強度な $\gamma$ 線による放射線分解で生じた水素および酸素の格納容器内濃度の時間変化の評価値を示されたい。

#### ⑩放出 FP 量予測の不確かさ

大規模な炉心損傷に伴って放出される FP 核種とその量 (Bq) は原電資料([4.1], p.23)に示されている。この評価において、(前述したが) ペDESTAL下部に落下したデブリの量、デブリを冷却する水を被ったデブリから発生する FP の量、格納容器内の水素濃度、格納容器の過圧破壊後に原子炉建屋に放出される水素の量などは、MAAP の計算モデルやパラメータに依存するところが大きいのであり、それは外部環境へ放出される FP 量を大きく左右する。こうした不確かさ (変動の範囲) を考慮した拡散シミュレーションを行って 30km 圏ではどうなるかを評価しているのかを検討する必要がある。

#### 質問 4.8

MAAP における核分裂生成物の放出量解析の不確かさの評価を示されたい。特にデブリの水冷却の MAAP モデルの不確かさの評価および水蒸気爆発が生じないとする根拠を示されたい。

#### ⑪放出高さ 0mは妥当か

検証委員会議事録([4.14],p.19)によれば FP 放出は原子炉建屋から、すなわち地上高 0m からという想定としている。だとすれば非保守的な設定ではないのか。放出源の位置が排気スタック高さ (30m 程度か、それ以上か?) であれば、その後の拡散挙動に有意な影響を与えうる

ちなみに、SPEEDI シミュレーション (新潟・柏崎刈羽、福島第一) では放出高をスタック高さに設定している[1.18]。

#### 質問 4.9

原子炉建屋からの FP の放出高さを地上 0m とした理由を示されたい。放出高さによる拡散状況の変動も示したうえで、結果の保守性を示されたい。

#### ⑫一例としてのタイムライン

避難計画を立てる上で重要な、事故の発端から放射性物質放出までのタイムライン (経過の時刻的順序) については、様々な事故プロセスが考えられるので一意的には (unique には) 決められないことは原電の述べてとおりである([4.14],p.15)。しかし、とはいえタイムラインを一例として示すことは避難計画にとって参考情報として必要である。つまり炉心損傷の進行プロセス、燃料損傷の範囲、炉心温度、圧力などの重要なパラメータなどの時間経過が全く不明であるのは情報開示として不十分である。

#### 参考・引用資料

[4.1] 日本原子力発電株式会社, (3) 地震・津波以外の外部事象に対する検討,

[https://www.pref.ibaraki.jp/bousaiki/genshi/kikaku/documents/09\\_1\\_2gendensiryoku.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/bousaiki/genshi/kikaku/documents/09_1_2gendensiryoku.pdf), p.14.

[4.2] 東京電力, 福島原子力事故調査報告書, 平成 26 年 6 月 20 日

- [https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu12\\_j/images/120620j0303.pdf](https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu12_j/images/120620j0303.pdf)
- [4.3] 福島第一原子力発電所 津波襲来時の状況について  
<https://photo.tepco.co.jp/date/2012/201207-j/120713-05j.html>  
[https://photo.tepco.co.jp/library/120713\\_99/120713\\_011.JPG](https://photo.tepco.co.jp/library/120713_99/120713_011.JPG)
- [4.4] 東京電力株式会社 第 19 回廃炉・汚染水対策現地調整会議資料 1～3 号機放水路溜まり水の調査状況について, 平成 27 年 3 月 26 日  
[https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/150226/150226\\_01\\_3\\_3\\_08.pdf](https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/150226/150226_01_3_3_08.pdf), p.3
- [4.5] 日本原子力発電(株) 東海第二発電所 - Google マップ  
[https://www.google.co.jp/maps/place/%E6%97%A5%E6%9C%AC%E5%8E%9F%E5%AD%90%E5%8A%9B%E7%99%BA%E9%9B%BB\(%E6%A0%AA\)+%E6%9D%B1%E6%B5%B7%E7%AC%AC%E4%BA%8C%E7%99%BA%E9%9B%BB%E6%89%80/@36.4689521,140.610091,74m/data=!3m1!1e3!4m6!3m5!1s0x60222bfa784fd5e3:0x591fa5344a46878!8m2!3d36.466437!4d140.606662!16s%2Fm%2F02v1bgv?entry=ttu](https://www.google.co.jp/maps/place/%E6%97%A5%E6%9C%AC%E5%8E%9F%E5%AD%90%E5%8A%9B%E7%99%BA%E9%9B%BB(%E6%A0%AA)+%E6%9D%B1%E6%B5%B7%E7%AC%AC%E4%BA%8C%E7%99%BA%E9%9B%BB%E6%89%80/@36.4689521,140.610091,74m/data=!3m1!1e3!4m6!3m5!1s0x60222bfa784fd5e3:0x591fa5344a46878!8m2!3d36.466437!4d140.606662!16s%2Fm%2F02v1bgv?entry=ttu)
- [4.6] 日本原子力発電株式会社茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所 安全性検討ワーキングチーム (第 10 回), 資料 2-2, 津波対策 (耐津波設計) について, 平成 30 年 8 月 6 日,  
[https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/180806\\_10wt\\_siryou2-2.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/180806_10wt_siryou2-2.pdf), p.16
- [4.7] 日本原子力発電株式会社, 東海第二発電所 津波による損傷の防止, 東海第二発電所 審査資料 資料番号 PD-2-10 改 35, 平成 29 年 12 月 22 日 <https://www.da.nsr.go.jp/file/NR000096100/000215251.pdf> p.95,
- [4.8] 東京電力ホールディングス株式会社, 柏崎刈羽原子力発電所の 安全対策について, 資料 No.3 補足 (令和 2 年度第 6 回), 2020 年 11 月 25 日  
<https://www.pref.niigata.lg.jp/uploaded/attachment/331367.pdf>, p.65
- [4.9] 田中三彦、シビアアクシデント進行時、1 号機 RPV 主フランジのシール機能は維持 されていたか?、課題別ディスカッション (地震と津波) 用 資料 No.3, 2020 年 8 月 12 日  
<https://www.pref.niigata.lg.jp/sec/genshiryoku/kadai1-14.html>  
<https://www.pref.niigata.lg.jp/uploaded/attachment/232683.pdf>
- [4.10] 東京電力福島第一原子力発電所 事故の調査・分析に係る中間取りまとめ (2023 年版) — 抜粋 —, 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議 (第 11 回) 資料 1-1, 2023 年 3 月 7 日  
<https://www.nra.go.jp/data/000432008.pdf>, p.16
- [4.11] 勝村庸介, 福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 —沸騰水のラジオリシスと水素濃縮—, 放射線化学, 第 92 号 (2011), p.9
- [4.12] 独立行政法人原子力安全基盤機構 廃棄物燃料輸送安全部, フランスでの乾式輸送容器内の水素ガス発生について—概要の紹介、規制強化に至った背景および我が国との相違— 資料 (輸) 29-5 資料 (貯) 23-50, 平成 22 年 7 月 15 日
- [4.13] 大野祐司, 他, 浜岡原子力発電所 1 号機 配管破断事故, 中部電力(株), 日本原子力学会誌 vol.44, No.11(2002)
- [4.14] 第 2 回検証委員会議事録,  
[https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/documents/10\\_2gizi.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/bousaikiki/genshi/kikaku/documents/10_2gizi.pdf)

## 5. R-Cubic 計算条件について

### 5.1 WT を通じて原電に回答依頼していただきたい質問

#### ①気象データの選定は予断に充ちている

線量評価のためのシミュレーションとしては、規制庁が避難計画策定のめやすを得るために行ったものがある[5.4]。これによれば、気象データの抽出においては、「各サイトの1時間データ1年分(8,760個)の気象データを用いて被ばく評価を行った場合、8,760個の被ばく線量値が算出される。このとき、算出された被ばく線量値の中から値の大きい側5%の部分を除外し、残り95%のうちの最大値を被ばく線量の評価値とする。

これにより、当該サイトにおいて発生頻度がかかなり低いような気象条件まで想定したものとなるが、極端な気象条件の想定は回避している。」という方針が与えられている。これに比べて今回の気象データの選定([5.5]、p.3~14)は、予断に充ちたものとなっており、統計的に意味のあるシミュレーション結果が得られるとは思われない。

ところで[5.4]において、年間の気象条件で、被ばく線量が最大となる5%のケースを除外することは、また問題である。なぜなら、事故はいかなる気象条件の時にも発生するのであって、住民保護の観点からは、無視する訳にはいかないからだ。「事前対策めやす線量を保守的に低く設定すること、事故、行動パターン、気象条件等について極端な場合を想定することは、放射線対策に偏重した緊急時計画の策定につながり、避難行動等、防護対策そのものの弊害を拡大する可能性がある。」[5.4]という姿勢は、人権の保護よりも、経済性を優先させた判断を招く危険性がある。

#### 質問 5.1

気象データの選別においては、単純な想定のもと、線量率による比較なしに選定しているように見えるが、これで良いとする根拠を示されたい。

#### 質問 5.2

様々な風速と降雨のタイミングによる線量率の変化をシミュレートしなかった根拠を示されたい。

#### ②MAAP 出力からの意図的変更には合理性がない

ソースタームの MAAP 出力からの意図的変更については、検証委員会においても、その合理性について議論が集中している。なぜならば、これまでに起こった INES レベル7のチェルノブイリ原発事故や福島第一原発事故のソースタームのトレンドからもかけ離れた架空の事象が保守的な線量評価となっているという根拠に欠けているからだ。原電が行ったソースタームトレンドの変更については、検証委員会議長からも「今回 MAAP のアウトプットそのままではなくて、加工した形で使ったこと、わざわざ 30 km に本当に近づけるようにしたことがどれくらいの意味があるのかなという気もするんですね。」([5.6], P8) などという苦言が記録されている。

#### 質問 5.3

ソースタームの扱いでは([5.1]、p.75, 76)、放出トレンドを MAAP の結果から意図的に変更してシミュレーション計算を行っている。このようなソースタームを使って線量評価をしても良いとした科学的根拠を示されたい。

## 参考・引用資料

[5.1] 原電、「第1回検証委員会提出資料」

[5.2] 原子力規制庁、「原子力災害対策指針」、2023年11月1日

[5.3] 日本原電、「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」、2022年12月23日

[5.4] 原子力規制庁、「原子力災害事前対策の策定において参照すべき線量のめやすについて」、2019年10月17日

[5.5] 原電、「第2回検証委員会提出資料」資料 2-2

[5.6] 第2回検証委員会議事録