

(3) 地震・津波以外の外部事象に対する検討

東海第二発電所では、国内外の文献から抽出した複数の外部事象に対して、過去の発生実績などから設計基準を定めた上で、安全対策の機能が喪失しないような対策を講じることとしている。

(茨城県主催の安全性検討WT(第10回)で内容をご説明済み)

本資料では想定を超える外部事象に対する分析結果を示す。

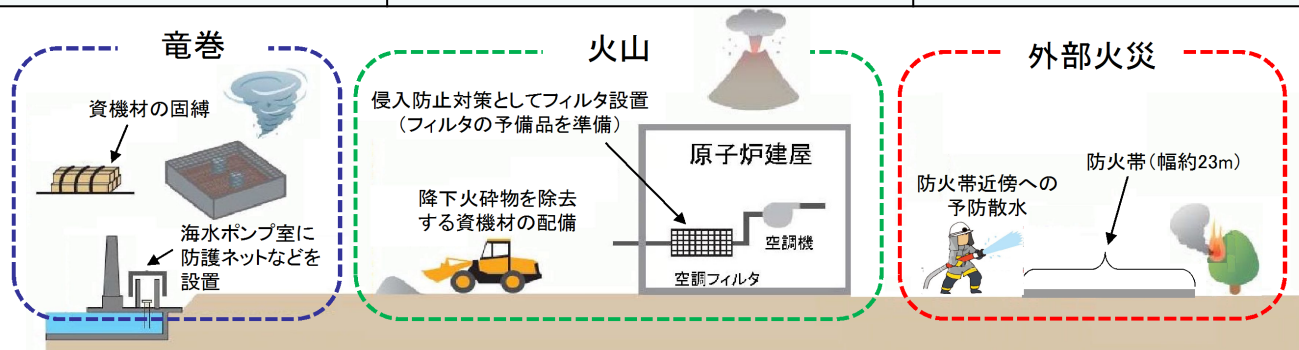
(3)地震・津波以外の外部事象に対する検討

茨城県殿主催の安全性検討ワーキングチーム(第10回)資料より抜粋

外部事象に対して実施する安全対策について

- ・想定される外部事象(自然現象, 外部人為事象)を網羅的に抽出し, 東海第二発電所の立地条件を考慮して, 考慮すべき外部事象(合計18事象:地震・津波を除く)を選定
- ・特に考慮すべき大規模な自然災害として, **新たに竜巻, 火山及び外部火災を抽出し, これらの事象に対して影響評価及び安全対策を実施(設備対策及び運用による対策)**

事象	新規基準に基づく影響評価及び安全対策						
	主な影響評価	主な設備対策	主な運用による対策				
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> ・設計竜巻による荷重に対する構造強度評価 ・飛来物源に対する飛散解析評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・防護ネットの設置 ・防護鋼板の設置 	<ul style="list-style-type: none"> ・資機材及び車両の固縛, 固定 ・燃料取扱作業の中止, クレーン等の退避 ・構内の車両の退避, 防護対象施設からの離隔 				
火山	<ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物の堆積荷重に対する評価 ・空気及び海水の流路となる設備への閉塞に対する評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物侵入防止対策の設置 ・海水系流路の閉塞防止対策 	<table border="1"> <tr> <td>通常時</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物を除去する資機材の配備 ・フィルタの予備品を準備 </td> </tr> <tr> <td>堆積時</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物の除去 ・各種フィルタの清掃・取替 </td> </tr> </table>	通常時	<ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物を除去する資機材の配備 ・フィルタの予備品を準備 	堆積時	<ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物の除去 ・各種フィルタの清掃・取替
通常時	<ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物を除去する資機材の配備 ・フィルタの予備品を準備 						
堆積時	<ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物の除去 ・各種フィルタの清掃・取替 						
外部火災	<ul style="list-style-type: none"> ・火災に対する影響評価 ・爆発に対する影響評価 ・火災・爆発による二次的影響に対する評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・防火帯の設置 ・軽油貯蔵タンク等の危険物施設の移設 ・森林火災用の熱感知カメラの設置 ・防火帯近傍への屋外消火栓の設置 	<ul style="list-style-type: none"> ・防火帯近傍への予防散水 ・植生管理(影響範囲にある隣接事業所も含む) 				



竜巻, 火山, 外部火災への主な安全対策のイメージ

(3)地震・津波以外の外部事象に対する検討

茨城県殿主催の安全性検討ワーキングチーム(第10回)資料より抜粋

	設計上考慮すべき事象※	個別事象の影響評価
自然現象	洪水	発電所敷地の北側の久慈川水系がおおむね100年に1回程度起こる大雨により氾濫するとしても、洪水ハザードマップ及び浸水想定区域図により、発電所に影響が及ばないこと及び新川の浸水は丘陵地を遡上しないことから、洪水による発電所敷地への影響はない。
	風(台風)	安全施設は、建築基準法及び同施行令第86条第4項に基づく建設省告示第1454号で定められた東海村において建築物を設計する際に要求される基準風速30m/s(地上高10m, 10分間平均)に対して、安全機能を損なわない設計とする。
	竜巻	観測記録によると、竜巻検討地域の最大竜巻規模はF3(風速70m/s~92m/s)である。安全施設は、上記を包絡する設計竜巻の最大風速100m/sによる風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物等の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわないために、 飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を行う。
	凍結	安全施設は、最寄りの気象官署である水戸地方気象台の観測記録史上1位の最低気温 -12.7℃に対して、安全機能を損なわない設計とする。
	降水	安全施設は、降水に対する排水施設の規格・基準として、森林法に基づく林地開発許可に関する審査基準等を示した「森林法に基づく林地開発許可申請の手びき」で定められた「水戸」(東海村が適用範囲内)における雨量強度127.5mm/hに対して、安全機能を損なわない設計とする。
	積雪	安全施設は、建築基準法及び同施行令第86条第3項に基づく茨城県建築基準法等施行細則で定められた東海村において建築物を設計する際に要求される基準積雪量30cmに対して、安全機能を損なわない設計とする。

※複数の国内外の文献調査に基づく抽出結果

(3)地震・津波以外の外部事象に対する検討

茨城県殿主催の安全性検討ワーキングチーム(第10回)資料より抜粋

	設計上考慮すべき事象※	個別事象の影響評価
自然現象	落雷	安全施設は、全国雷観測ネットワーク(JLDN)により観測された落雷データ(発電所を中心とした標的面積4km ² の範囲の雷撃密度4.09回/年・km ²)及び観測記録の統計処理による年超過確率10 ⁻⁴ /年値から求めた雷撃電流値400kAに対して、安全機能を損なわない設計とする。
	火山の影響	安全施設は、文献調査、地質調査及び降下火砕物シミュレーション解析の結果等から算出した <u>降下火砕物の層厚50cm、密度1.5g/cm³(湿潤状態)、粒径8.0mm</u> に対して、 <u>直接的影響及び間接的影響を踏まえて安全機能を損なわない設計とする。</u>
	生物学的事象	安全施設は、生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生及び小動物の侵入が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。
	森林火災	安全施設は、森林火災シミュレーションコード(FARSITE)による評価結果に基づき算出した <u>防火帯幅(約23m)を確保</u> することにより、安全機能が損なわれない設計とする。 また、敷地外で森林火災が発生した場合は、 <u>万が一の敷地内への延焼防止を目的として、自衛消防隊が防火帯付近へ予防散水を行う。</u>
	高潮	発電所周辺海域の潮位については、発電所から北方約3km地点に位置する茨城港日立港区で観測された潮位を設計潮位とする。本地点の最高潮位はT.P.(東京湾中等潮位)+1.46m(1958年9月27日)、朔望平均満潮位がT.P.+0.61mである。安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さ(T.P.+3.3m)以上に設置することで、安全機能を損なわない設計とする。
	荷重の組合せ	地震、津波を含む自然現象13事象のうち、荷重により安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される <u>地震、津波、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響</u> について、 <u>荷重の性質(事象の発生頻度、荷重の大きさ)</u> を考慮し、 <u>組み合わせる荷重を選定し、選定した組合せ荷重を設計において考慮する。</u>

※複数の国内外の文献調査に基づく抽出結果

設計基準を超えた場合の定性的な分析について

(3)地震・津波以外の外部事象に対する検討

竜巻

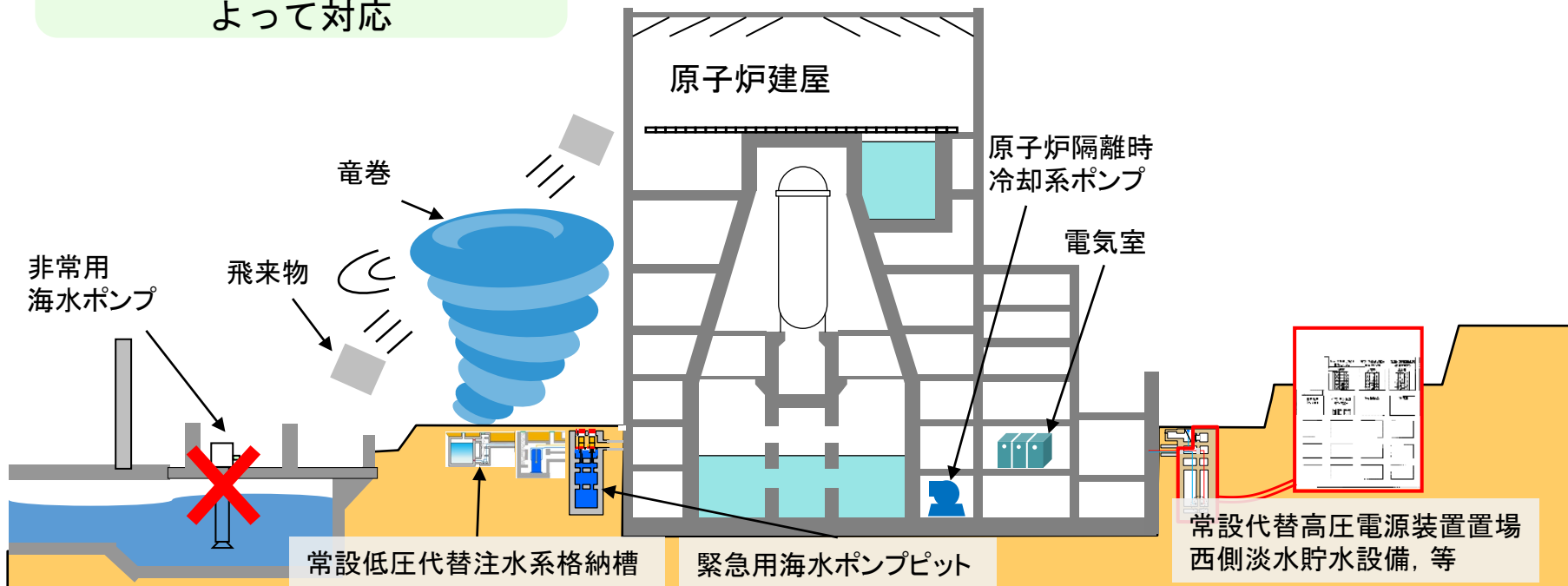
- 設計基準を超える規模の竜巻発生を想定した場合、飛来物衝突による機器破損等の事象が考えられるが、敷地内の常設設備が全て機能喪失に至ることは考えにくい

設計基準を超える規模の竜巻

屋外設置機器等の機能喪失

地下又は頑健性のある建屋の壁によって守られる設備によって対応

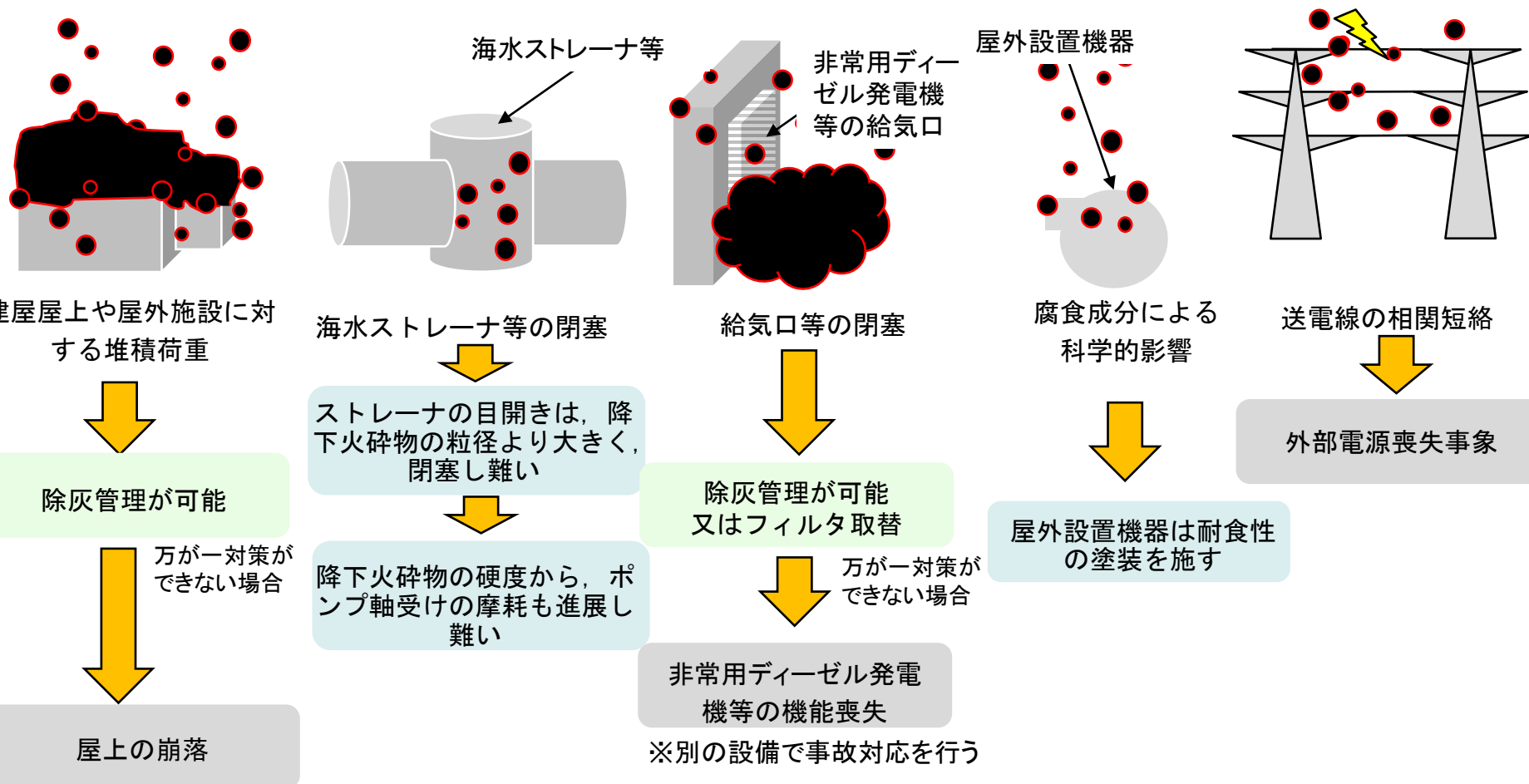
※耐震性を有する建屋が風荷重で損壊することは考えにくい



(3) 地震・津波以外の外部事象に対する検討

火山

- 設計基準を超える規模の火山の影響を想定した場合、起因事象として、降下火砕物の堆積荷重、海水ストレーナ等の閉塞、給気口等の閉塞、腐食成分による科学的影響及び送電線の相関短絡が考えられるが、敷地内の常設設備が全て機能喪失に至ることは考えにくい

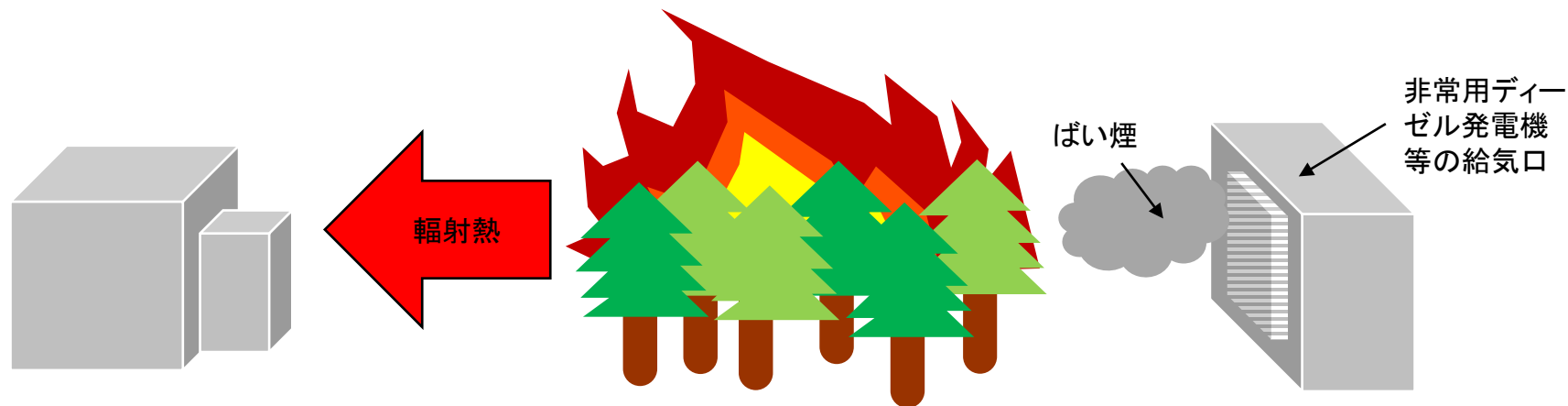


※計画外停止等の可能性はあるが、影響は限定的。

(3)地震・津波以外の外部事象に対する検討

森林火災

- 設計基準を超える規模の森林火災を想定した場合、起因事象として輻射熱による建屋や設備等の損傷、ばい煙による設備等の閉塞が考えられるが、敷地内の常設設備が全て機能喪失に至ることは考えにくい



輻射熱による建屋や設備等の損傷



防火帯から十分な離隔距離がある（影響は小さい）

給気口等の閉塞



フィルタの取替及び清掃が可能



万が一対策ができない場合

非常用ディーゼル発電機等の機能喪失

※別の設備で事故対応を行う

(4) 避難計画を検証するための事故の設定 【基本方針】

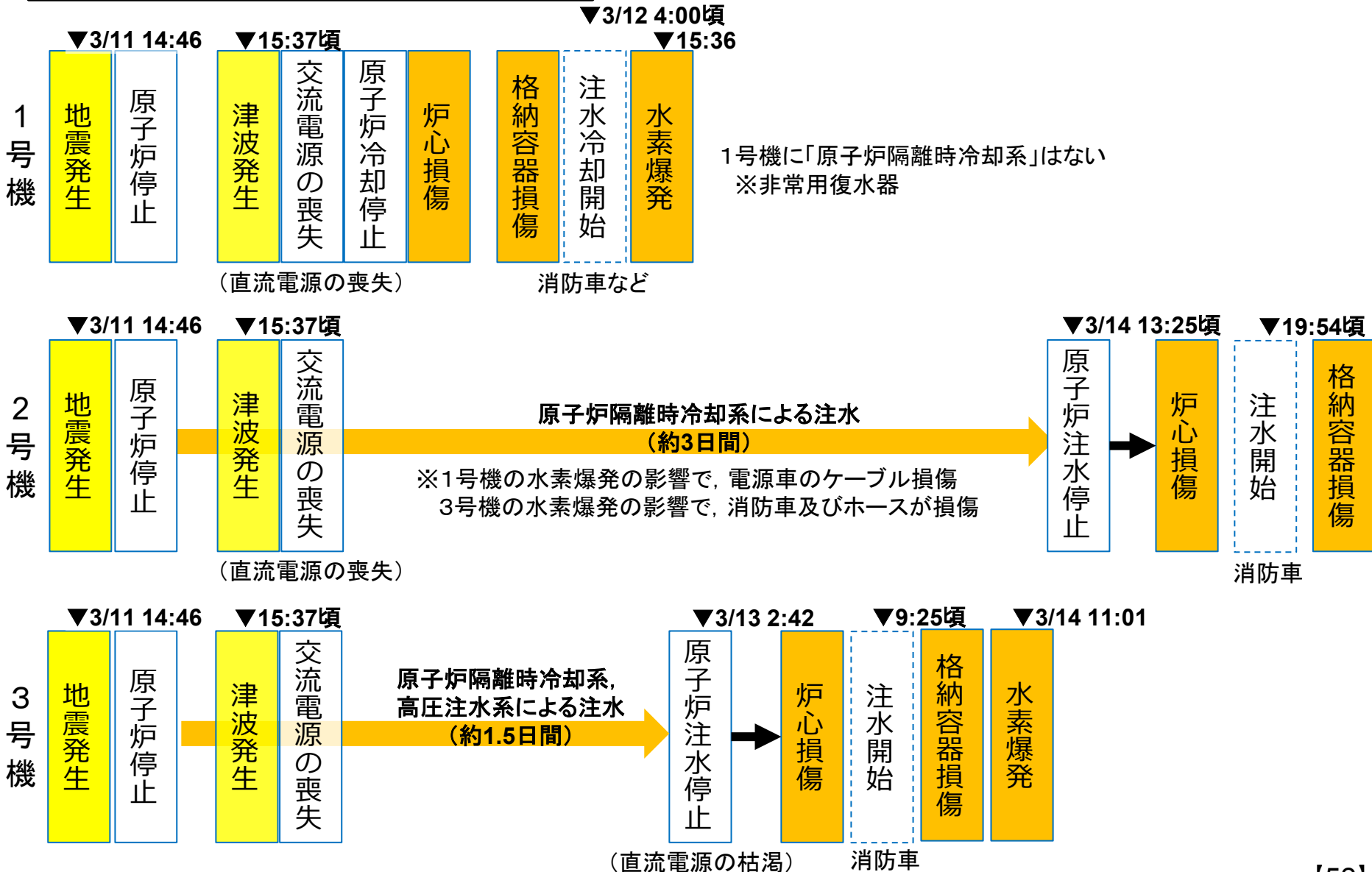
- (2), (3)の検討結果を踏まえて、拡散シミュレーションの前提とする事故についての基本的な方針を検討
 - 重大事故等対策を考慮した場合の炉心損傷頻度が低い水準に維持されていることから、発生頻度の観点での抽出は困難
 - ※安全対策前に支配的であった崩壊熱除去機能喪失による炉心損傷頻度は他の事故シーケンスグループと同等の水準まで低下
 - 確率論的リスク評価を実施した結果、重大事故等対処設備を考慮した場合も新たに考慮すべき事故シーケンスは抽出されなかった
 - 1F事故のような大規模な地震・津波によって敷地内の複数の安全対策設備に影響が生じる場合に備え、高台に配備した可搬型設備を用いて事故対応を行う手順を整備している



上記を踏まえ、福島第一原子力発電所事故時の事故進展も参考に、常設の安全対策設備が一斉に機能喪失する事故を設定した

(4) 避難計画を検証するための事故の設定【基本方針】

福島第一原子力発電所の事故進展



(4) 避難計画を検証するための事故の設定【基本方針】

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、原子炉への注水手段が喪失する事故を前提に検討した（全交流電源喪失および原子炉隔離時冷却系・高圧代替注水系の故障）

- 電源がある場合はいずれかの注水設備により原子炉への注水が継続されることから、外部電源・非常用ディーゼル発電機(3台)の機能喪失に加え、**常設代替高圧電源装置(5台)**に期待しない
- 全交流電源喪失時にも使用可能な原子炉隔離時冷却系及びそのバックアップで新たに設置する**高圧代替注水系**(ともに駆動源は蒸気)による初期注水が継続できる場合には、長期に亘って交流電源の喪失が継続した場合も可搬型設備への切替によって炉心損傷が防止できることから、これらによる初期注水には期待しない
- **可搬型設備**は準備に時間を要するが、複数の接続口や水源を用いた柔軟な対応が可能であることから、**茨城県殿の要請文書に基づき、30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じることを前提に注水条件(準備時間, 注水先)を設定した**
- **格納容器圧力逃がし装置**は、弁操作のみで使用可能であり、特に高い信頼性を有するが、Cs-137等の放出量を大きくする観点から期待しない

安全対策の強化と設定した事故の内容

<p>● 地震対策等の強化 期待しない</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA対策による多重性の強化 (位置的分散の考慮) 	<p>● 原子炉・格納容器等への注水手段の多様化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設設備による注水手段の強化 <ul style="list-style-type: none"> －低圧代替注水系(常設)【交流電源必要】 －高圧代替注水系(常設)【交流電源不要】 ・低圧代替注水系(可搬型)の設置 <p style="text-align: right;">可搬型設備のみ考慮 (注水条件は茨城県殿の 要望を踏まえて設定)</p>
<p>● 外部電源喪失対策の強化 期待しない</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置(5台) 	<p>● 格納容器除熱機能の強化 期待しない</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系(多重化) ・格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント)

※常設代替高圧電源装置を含む全交流電源喪失と原子炉冷却材喪失事故(LOCA)が同時に発生する具体的な要因は考えにくいことから、これらの重畳は考慮しない。(LOCAに関連する配管類は、基準地震動に対して大きな裕度を有すること等を考慮)

(5) 事故の詳細条件

(5) 事故の詳細条件

30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じる場合の拡散シミュレーションを実施するために設定した事故の詳細条件(下図)について、設定の考え方等を説明する。

原子炉停止

要因は特定せずに、
常設の注水機能が一齐に喪失
(設備の復旧等にも期待しない)

原子炉への注水停止

可搬型設備
準備開始

炉心損傷

健全
影響低減 ←

可搬型設備による対応

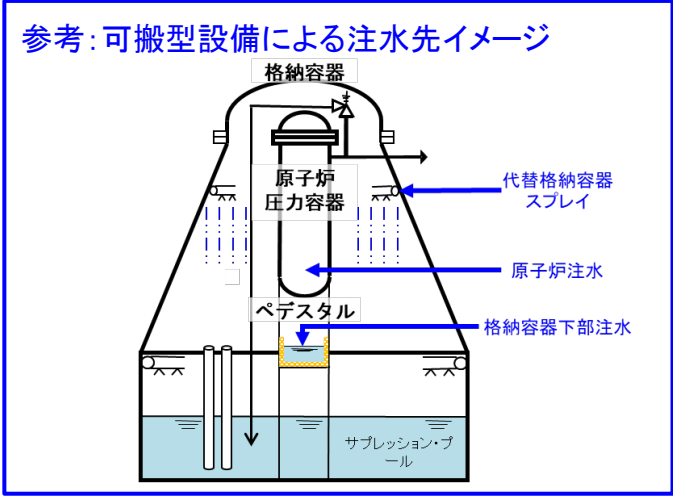
※1
原子炉压力容器の破損

(可搬型設備による対応)

健全
影響低減 ←

※2
フィルタ付ベント装置

※3
格納容器破損(大規模な放出)



30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じる条件

- ※1 原子炉压力容器の破損後から対応開始すると設定
- ※2 原子炉压力容器には注水できない設定
(代替格納容器スプレイ, 格納容器下部注水を実施)
- ※3 フィルタ付ベント装置は使用できない設定

※蛍光ペンの箇所をご説明

19時間 [常設の注水機能が一齐に機能喪失する仮想的な事故のため、避難計画の時間的な検証には適さない]

ここから24時間後の空間線量率を評価

(5) 事故の詳細条件

① 可搬型設備による注水開始時間

可搬型設備の準備時間は、最短で170分と評価しており、原子炉停止と同時に原子炉注水機能が喪失する場合には、炉心損傷防止から原子炉圧力容器破損の間に注水開始となる。

・可搬型設備の準備可能時間

	準備完了時間	備考
可搬型代替注水中型ポンプの起動準備操作	170分(約3時間)	・ホース敷設時間等の積み上げにより算出

・事象発生(原子炉停止)と同時に原子炉注水が機能喪失する場合の事象進展(イメージ)

	推定	備考
炉心溶融	約1時間	・原子炉注水なしを想定 ・原子炉水位が燃料底部付近に到達した時点で原子炉減圧を実施
原子炉圧力容器破損	約4～5時間	・既存の解析結果からの推定

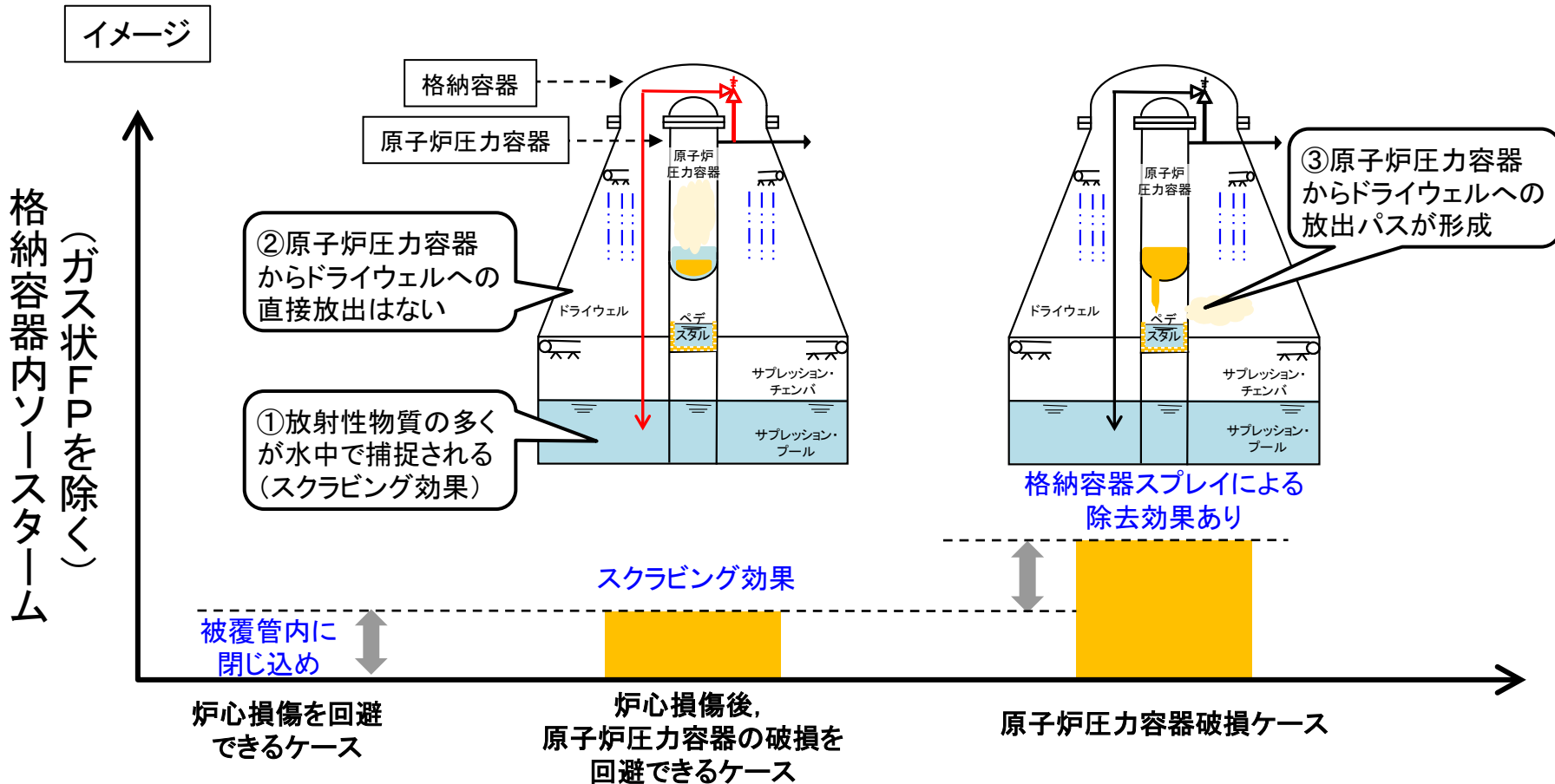
※可搬型設備の準備時間について

- －夜間及び休日においても発電所構内に災害対策要員(初動)を確保
- －保管場所, 水源, 接続口, アクセスルートを複数確保
- －アクセスルートは道幅の広さや周辺の障害物になりうるものの状況を含めて設定
- －更に, ガレキが散乱する可能性を考慮し, ガレキ撤去のためのホイールローダーを常備

(5) 事故の詳細条件

① 可搬型設備による注水開始時間

可搬型設備による注水によって原子炉圧力容器の破損が回避できる場合、放射性物質の放出量は抑制されたため、原子炉圧力容器の破損後に可搬型設備による注水を開始すると設定した



可搬型設備による注水開始時間

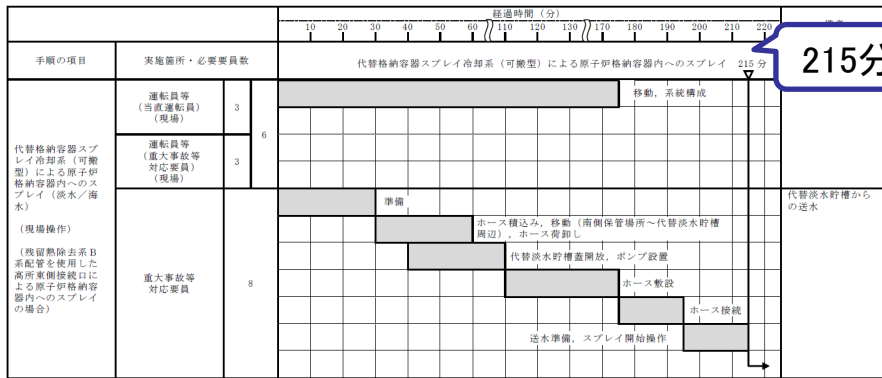
(5) 事故の詳細条件



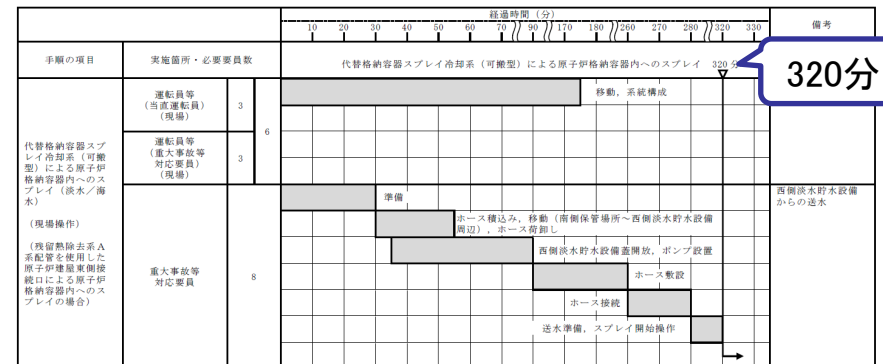
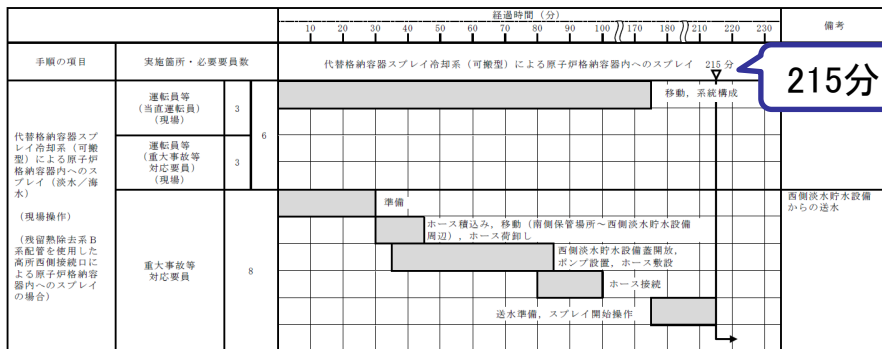
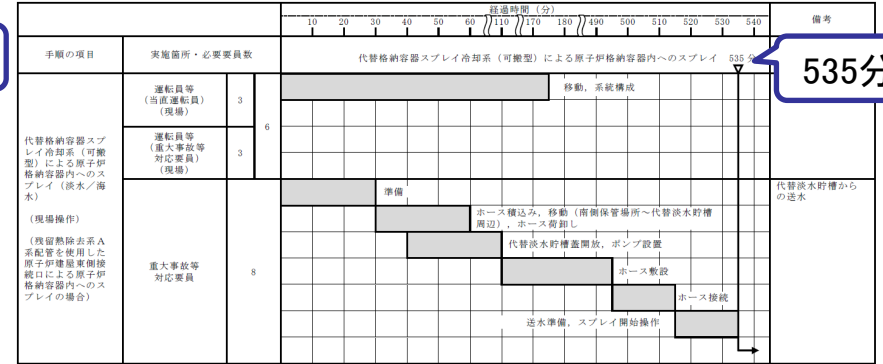
① 可搬型設備による注水開始時間

国の審査で確認されている可搬型設備による「原子炉格納容器内へのスプレイのタイムチャート（系統構成を現場作業で実施する想定）」を以下に示す（運用の一例）

接続口：高所東側，水源：代替淡水貯槽



接続口：原子炉建屋東側，水源：代替淡水貯槽



【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は 412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は 70m】

【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は 881m】

接続口：高所西側，水源：西側淡水貯水設備

接続口：原子炉建屋東側，水源：西側淡水貯水設備

(5) 事故の詳細条件

② 可搬型設備による注水先の想定

可搬型設備による注水開始を原子炉圧力容器後と設定して放出量評価を実施したところ、放出量が抑制されることが判明したため、新たに可搬型設備による注水先を格納容器に限定する(原子炉注水なし)ことで、放出量を多くすることとした。

圧力容器破損なしケース

条件

- ・初期注水の継続時間: 0時間
- ・注水の中断時間: 約3時間後(170分)

結果

- ・炉心損傷時間: 約0.6時間
- ・圧力容器破損: なし

Cs-137放出量 < 1TBq

< 共通的な条件 >

- ・検討段階における感度解析であり、最終的な評価結果とは異なる
- ・可搬型設備による代替格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が停止基準(通常水位+6.5m)に達した時点で停止する
- ・解析期間は7日間

避難・一時移転の範囲は30kmに達しない

圧力容器破損ありケース(原子炉注水あり)

・初期注水の継続時間: 0時間

・注水の中断時間: 圧力容器破損後

・炉心損傷時間: 約0.6時間

・圧力容器破損: 約4.5時間

Cs-137放出量 < 1TBq

避難・一時移転の範囲は30kmに達しない

圧力容器破損ありケース(原子炉注水なし)

・初期注水の継続時間: 0時間

・注水の中断時間: 圧力容器破損後

・炉心損傷時間: 約0.6時間

・圧力容器破損: 約4.5時間

Cs-137放出量 > 100TBq

厳しい気象条件との組合せを考慮した場合に
避難・一時移転の範囲が30km周辺に到達

設定した事故に対する 事故進展解析

2023年1月26日
日本原子力発電株式会社

拡散シミュレーションのためのソースタームを設定するために、MAAPを用いた事象進展解析を行い、核種グループごとの放出割合を算出した。本資料では、MAAP解析についてご説明する。

主要解析条件

項目	条件	備考
使用コード	MAAP4.07	設置変更許可申請書における有効性評価に用いたコード
原子炉熱出力	3,293MW	有効性評価と同じ
原子炉圧力	6.93MPa	有効性評価と同じ
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979(燃焼度33GWd/t)	有効性評価と同じ
逃がし安全弁(原子炉減圧)	原子炉水位BAF+20%で逃がし安全弁 2個開 ※BAF: 燃料有効長底部	有効性評価と同じ
代替格納容器スプレイ冷却系	原子炉圧力容器破損後に可搬型設備により実施 ・原子炉圧力容器破損後: 300m ³ /h ・格納容器圧力制御: 130m ³ /h(0.465~0.400MPa[gage])	サブプレッション・プール水位が上限に達した場合は、格納容器スプレイを停止する
格納容器下部注水系	原子炉圧力容器破損後に可搬型設備により実施 ・80m ³ /hにてペDESTAL(ドライウエル部)へ注水 ・格納容器圧力が下降傾向に転じてから30分後に崩壊熱相当の注水量(ペDESTAL水位2.75m-2.25m)	
格納容器破損の判断基準	限界温度(200°C)又は限界圧力(2Pd: 620kPa)到達	有効性評価と同じ
評価期間	168時間(7日間)	

MAAPを用いて評価した事故進展概要は以下のとおり。

- ① 全交流電源の喪失後、原子炉の初期注水に期待しないため、事象発生の約35分後に炉心損傷が発生し、約4.5時間後には原子炉圧力容器の破損に至る。
- ② 原子炉水位が燃料有効長底部（BAF）+20%に到達した時点で逃がし安全弁を開放して原子炉圧力容器を急速減圧するため、原子炉圧力容器の高圧破損は生じない。
- ③ 原子炉圧力容器の破損後に、代替格納容器スプレイ（300m³/h）及びペDESTアル注水（80m³/h）を行う。なお、実際にはペDESTアル水位が確保できている場合は原子炉圧力容器内にも注水することとなるが、今回評価では原子炉注水は実施しないとしている。
- ④ 格納容器圧力抑制後、代替格納容器スプレイ（130m³/h）の間欠運転により格納容器圧力を465～400kPa[gage]で制御し、ペDESTアル部に関しては溶融炉心の冷却のために2.25m～2.75mの水位制御を行う。サプレッション・プール水位が13.53mに到達した時点で代替格納容器スプレイを停止してベント操作の準備を行うが、ベント操作失敗を仮定するため、格納容器の圧力が上昇し、約19.5時間後に限界圧力（620kPa）到達で格納容器破損に至る。
- ⑤ 核種グループごとの放出割合の評価では、サプレッション・プールのプール水によるスクラビング効果や代替格納容器スプレイによる叩き落とし効果等を考慮する。なお、今回事故では原子炉注水を実施していない影響で、格納容器破損時点で原子炉圧力容器内のFP再浮遊が大きくなることで放出量が大きくなっている。

MAAPを用いて放出量評価のために必要となる核種グループ毎の放出割合を算出している
(MAAPではエアロゾルに対する格納容器内での除去がモデル化されている)

東海第二発電所の審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」より抜粋

【MAAP評価結果】 今回事故の放出割合(7日間積算)

3.3.7 核分裂生成物 (F P) 挙動モデル

F Pは過熱された炉心からガス状として原子炉圧力容器内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどのF Pは単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出されたF Pのうち希ガス以外のF Pは揮発性の高いCsIにおいても沸点は1,277℃であり、原子炉圧力容器あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できず、気相中で凝縮しエアロゾル(微粒子)化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は遅く、ガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下したF Pエアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状F Pは後述するよう素を除いて気相へ出てくることはない。F Pエアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動(熱泳動・拡散泳動)で構造物表面に付着し、また、サプレッション・プール水中のスクラビングやスプレイによっても気相から除去される。以上はMAAPのF P挙動モデルで模擬されている範囲である。

核種グループ	放出割合
CsI類	約 6.6×10^{-4}
CsOH類	約 1.0×10^{-3}
Sb類	約 2.3×10^{-3}
TeO ₂ 類	約 1.1×10^{-5}
SrO類	約 2.7×10^{-10}
BaO類	約 9.6×10^{-10}
MoO ₂ 類	約 4.2×10^{-9}
CeO ₂ 類	約 5.2×10^{-11}
La ₂ O ₃ 類	約 1.5×10^{-11}

- ・スクラビングによる除去効果: 詳細コードSUPRAを用いて求める
- ・スプレイによる除去効果: スプレイ流量・高さ等からスプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を求める

【参考①・MAAPコードについて】

MAAPコードは、重大事故時の原子炉圧力容器、格納容器等の熱水力／核分裂生成物の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できる特徴があり、世界的に広く利用されている。各種モデルについて、実験との比較等により、妥当性を確認している。

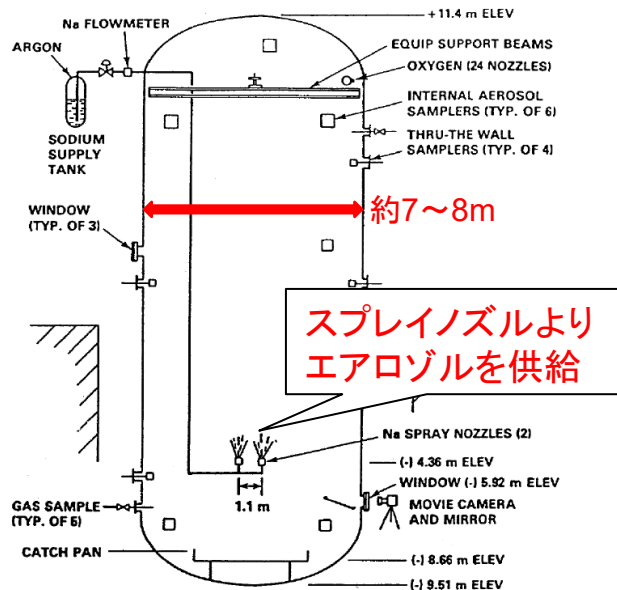
審査資料(重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて)より抜粋・一部追記

例: ABCOVE実験との比較による格納容器内FP挙動の妥当性確認

ABCOVE実験概要

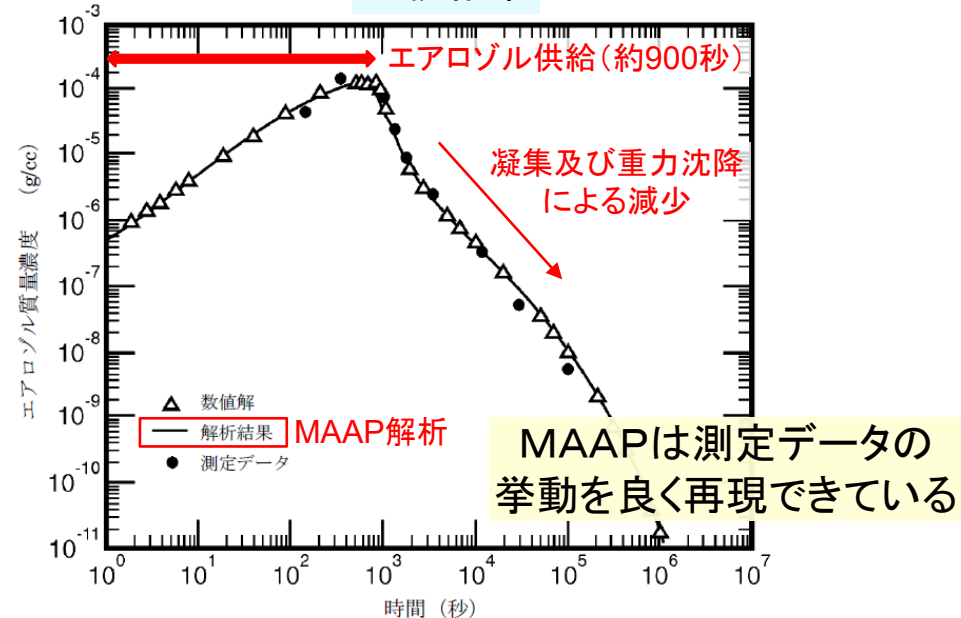
- ・米国Hanford Engineering Developing Laboratoryで実施
- ・格納容器内における凝集及び重力沈降にともなう気相中のエアロゾル濃度の減少挙動を調査

実験体系



高さ: 約20m

比較結果



※今回評価では、国の審査におけるCs-137放出量の評価等に用いたものと同じコードバージョンを使用している

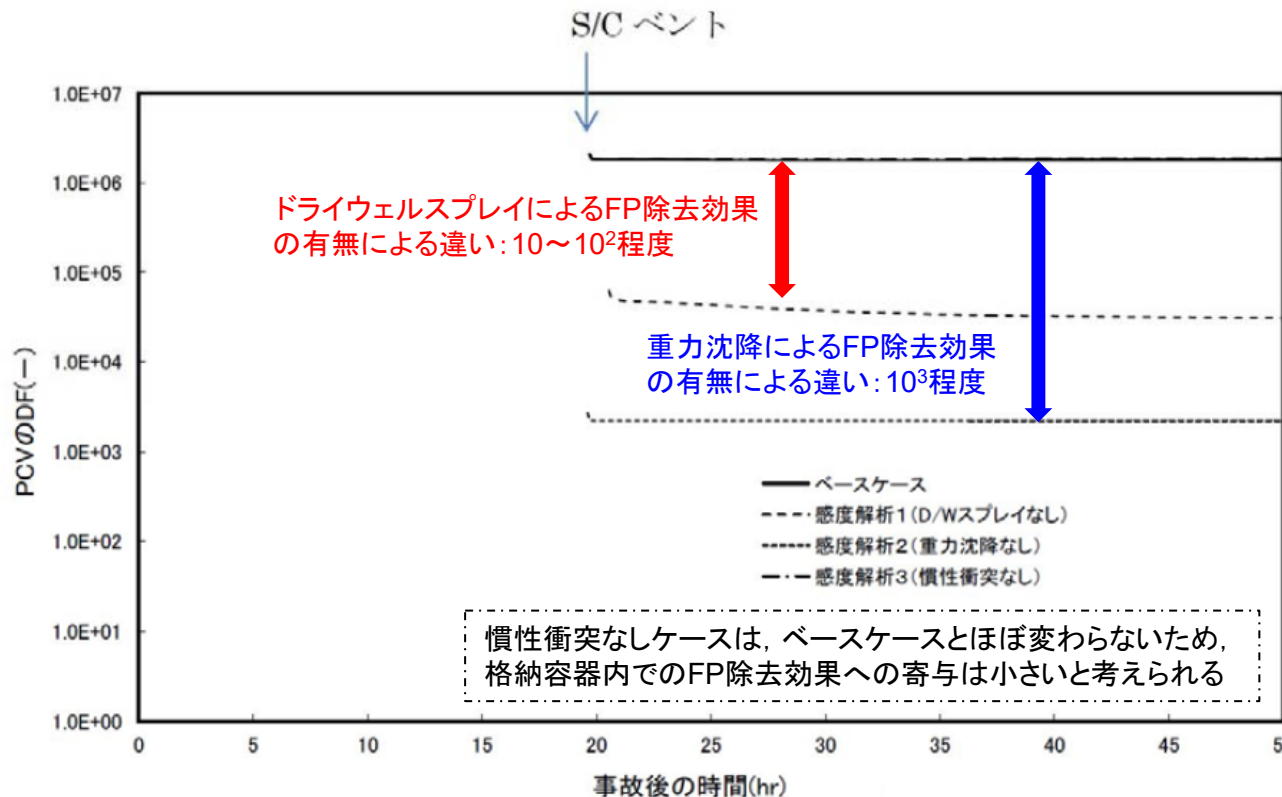
出典: MAAP4 User's Manual, EPRI

【参考②・格納容器スプレイによる除去効果】

国審査で実施した有効性評価の解析結果を用いた感度解析を行い、格納容器スプレイによる除去効果(DF)は $10 \sim 10^2$ 程度と評価している

審査資料(第59条の補足説明資料)より抜粋・一部追記

原子炉格納容器内DF = 原子炉格納容器内へのCsI放出割合 / ベントラインから大気へのCsI放出割合



国審査における有効性評価の解析

D/WスプレイによるFP除去を考慮しない場合

重力沈降によるFP除去を考慮しない場合

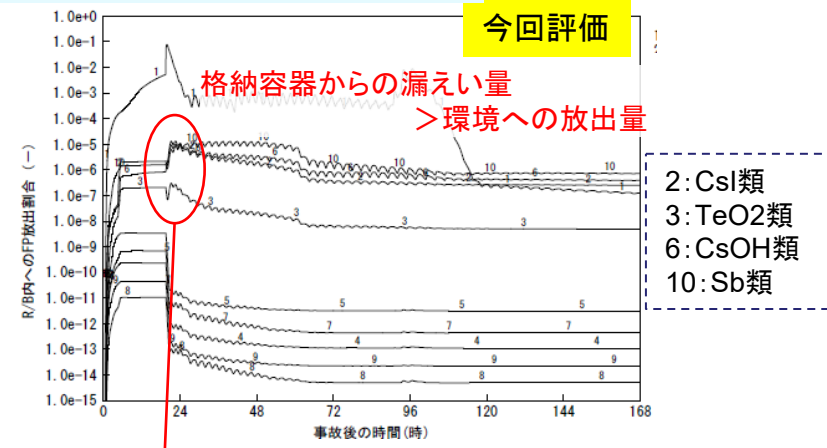
第4-1図 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果 (感度解析結果)

原子炉圧力容器への注水を考慮した場合の感度解析を行った結果、環境への放出割合が低減する結果が得られた。原子炉圧力容器に沈着した放射性物質の再揮発量に依存すると考えられる。

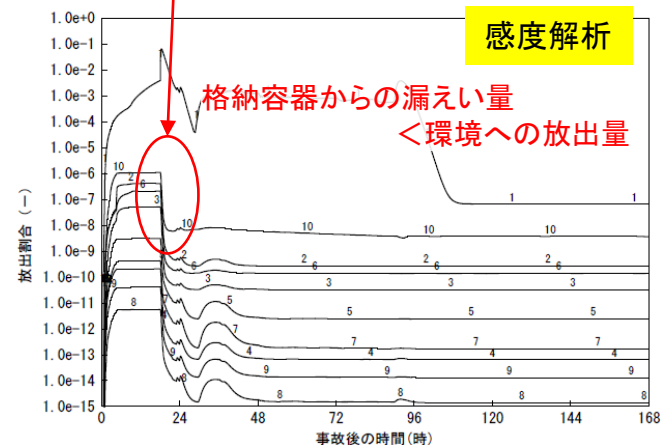
原子炉建屋内のFP放出割合

核種グループ	今回評価 (原子炉注水なし)	感度解析※ (原子炉注水考慮)
CsI類	約 6.6×10^{-4}	約 4.5×10^{-7}
CsOH類	約 1.0×10^{-3}	約 2.3×10^{-7}
Sb類	約 2.3×10^{-3}	約 4.2×10^{-6}
TeO ₂ 類	約 1.1×10^{-5}	約 5.5×10^{-8}
SrO類	約 2.7×10^{-10}	約 2.5×10^{-10}
BaO類	約 9.6×10^{-10}	約 6.9×10^{-10}
MoO ₂ 類	約 4.2×10^{-9}	約 4.6×10^{-9}
CeO ₂ 類	約 5.2×10^{-11}	約 4.9×10^{-11}
La ₂ O ₃ 類	約 1.5×10^{-11}	約 7.2×10^{-12}

※今回事故と概ね同様の事故条件で、
原子炉注水を考慮した場合の解析結果



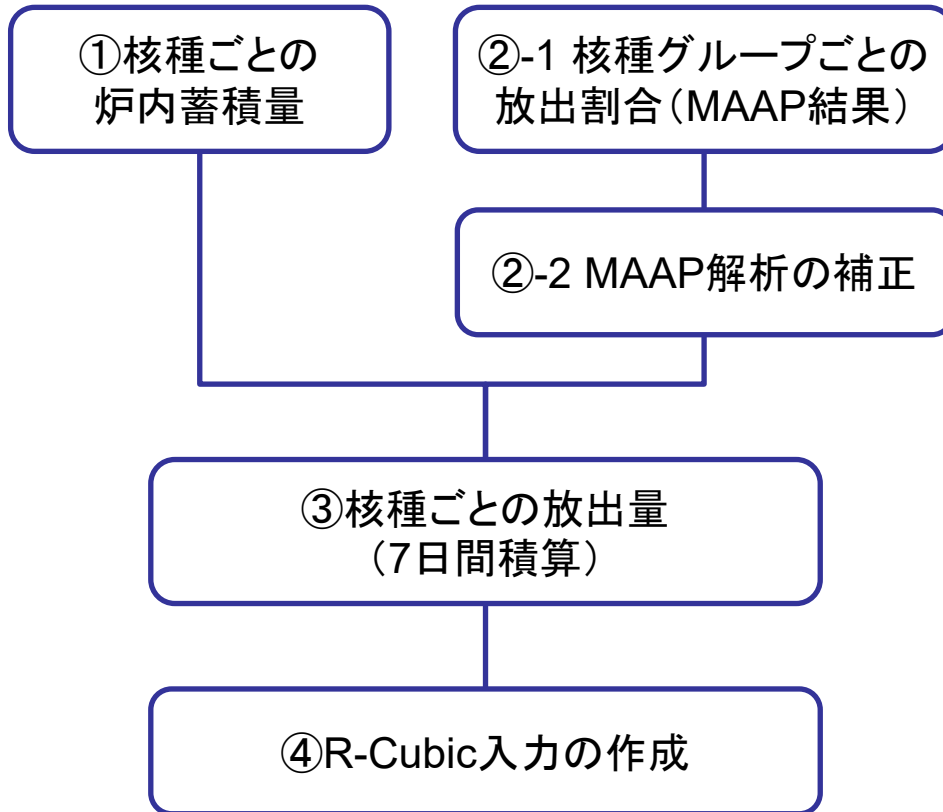
原子炉注水を考慮すると格納容器破損直後の放出量が抑制される傾向 (RPV内の温度が低下し、RPV内に沈着したFPの再揮発量が減少する)



設定した事故に対する 放出量評価

2023年1月26日
日本原子力発電株式会社

本資料での説明内容は以下のとおり。



核種ごとの放出量の積算について (イメージ)

時間	①炉内蓄積量 (時間減衰) 【Bq】	②放出割合 【-/h】	③放出量 【Bq/h】 =①×②
1	A_1	R_1	$A_1 \times R_1$
2	A_2	R_2	$A_2 \times R_2$
3	A_3	R_3	$A_3 \times R_3$
⋮			
⋮			
⋮			
168	A_{168}	R_{168}	$A_{168} \times R_{168}$

↑ 減衰等考慮 ↑ MAAP解析 + 補正 ↑ 単位時間当たりの放出量

①核種ごとの炉内蓄積量について

核種ごとの炉内蓄積量は、国の審査で用いている値を使用した(サイクル末期の値を使用)

国の審査及び今回評価に用いている炉内蓄積量

項目	評価条件	選定理由
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq	<p>「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」 × 「3,293MW (定格熱出力)」</p> <p>(単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は、<u>BWR 共通条件</u>として、東海第二と同じ装荷燃料(9 × 9燃料(A型))、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したABWRのサイクル末期^{※1}の値を使用)</p>
	よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq	
	CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq	
	Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq	
	TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq	
	SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq	
	BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq	
	MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq	
	CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq	
	La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq	
	(核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載)	

以下条件でORIGEN評価を実施し、BWR共通条件として、核種ごとの「単位熱出力当たりの炉内蓄積量を算出」を算出

- 比出力**
- ・ABWRの値を使用 (東海第二よりも大きな値)
- 燃料タイプ**
- ・9×9燃料(A型)
- 運転時間**
- ・1サイクル当たり10,000時間 (約416日)
- 取替炉心の燃料装荷割合**
- ・1～4サイクル目:0.229(200体)
 - ・5サイクル目:0.084(72体)

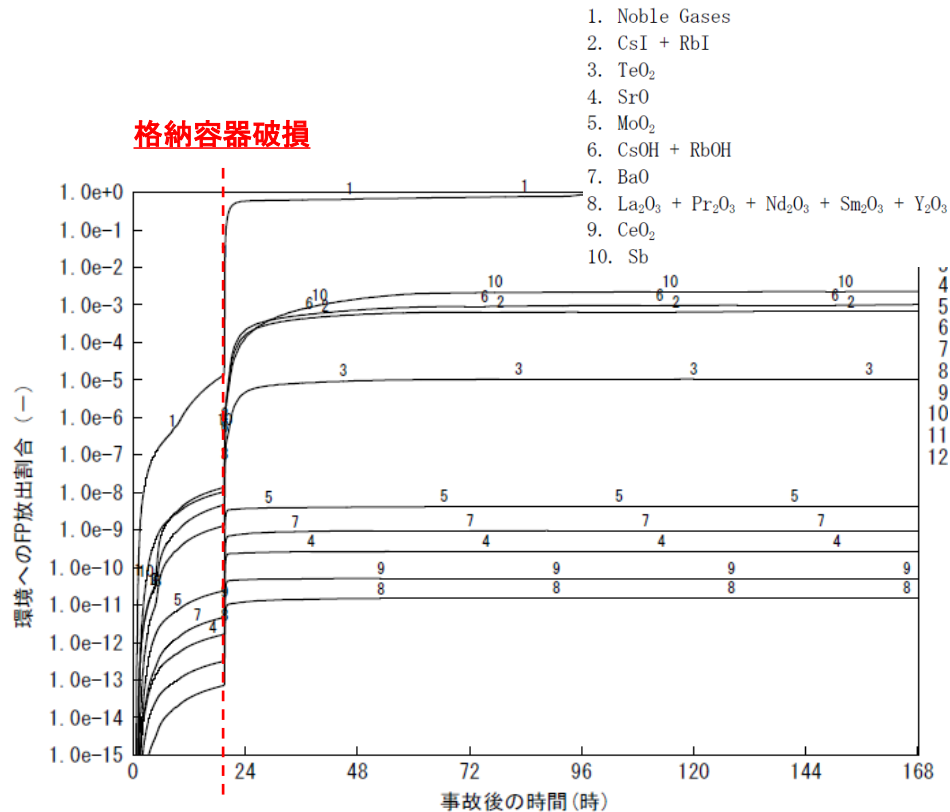
※1 東海第二発電所 (BWR 5) に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価するABWRの値を使用。

※Cs-137の炉内蓄積量は **約 4.36×10^{17} Bq (約 4.36×10^5 TBq)** と評価している (参考: 放出割合が 1×10^{-3} の場合, Cs-137放出量は約436TBqとなる)

②-1 核種グループごとの放出割合 (MAAP結果)

核種ごとの放出量はMAAPで計算した環境への放出割合(時間ごと)を用いて算出した。

MAAP解析結果(環境への放出割合の推移)



核種グループと核種の関係(審査資料から抜粋)

第7-7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種 ^{※9}
希ガス類	Kr, Xe
CsI類	I
CsOH類	Cs, Rb
Sb類	Sb
TeO ₂ 類	Te
SrO類	Sr
BaO類	Ba
MoO ₂ 類	Mo, Co, Tc, Ru, Rh
CeO ₂ 類	Ce, Np, Pu
La ₂ O ₃ 類	La, Y, Zr, Nb, Pr, Nd, Am, Cm

※9 本評価において「Te₂類」及び「UO₂類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

MAAP解析は、格納容器からの漏えい(1Pdで0.5%/日)を考慮して実施したため、格納容器破損前に微量の環境放出がある結果

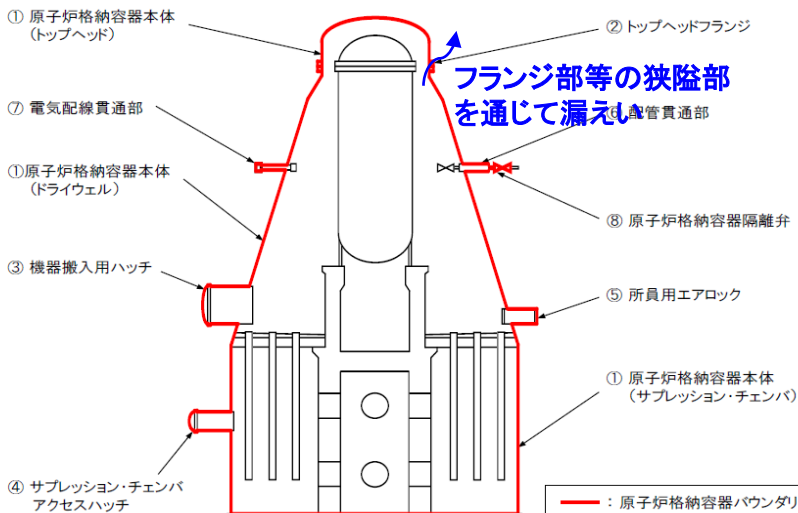
今回評価における核種ごとの放出量の算出には、上表の関係を使用した

②-2 核種グループごとの放出割合 (MAAP結果の補正)

MAAPでは、格納容器貫通部でのFP除去やよう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。

項目	内容
格納容器の漏えい孔における捕集効果	粒子状放射性物質 (粒子状よう素含む) : DF=10 ※1 【格納容器破損後はDF=1】
原子炉建屋への沈着等	期待しない (建屋DF=1)
よう素の化学形態	MAAP解析結果を基に無機よう素の放出量を算出する ※2 (よう素の化学組成はNUREG1465を用いる)

※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



※2 MAAPでは取扱いのない無機よう素について、過去の実験から得られた知見を用いて、格納容器内での振る舞いを評価する

	無機よう素	粒子状よう素
格納容器内への流入割合	・MAAP解析結果に基づき、設定	・MAAP解析で評価
格納容器内での除去効率 (壁面付着、重力沈降等)	・原子炉格納容器内の無機よう素濃度が1/200になるまで: 除去率 9×10^{-4} (1/s) ・それ以降: 除去率0 (自然沈着なし)	・MAAP解析で評価

③核種ごとの放出量(7日間積算)

主要核種の放出量 (7日間積算値)

	Cs-137	I-131	I-135	Te-132
放出量 (7日間積算) 【Bq】	4.3×10^{14}	2.6×10^{15} (無機よう素+ 粒子状よう素)	3.9×10^{14} (無機よう素+ 粒子状よう素)	3.7×10^{13}

Cs-137放出量の比較

	有効性評価 (代替循環冷却系が 使用できない場合) に用いた事 故設定	今回評価	福島第一原子力発電所事故時 (推定)
Cs-137 放出量	約2.2TBq※ ¹	約430TBq	約10,000TBq※ ²
備考	原子炉建屋漏えい：約1.43TBq フィルタベント：約0.73TBq	厳しい気象条件と組合せた場合に 30km周辺まで避難・一時移転の対象 となる範囲が生じる事故として設定	空間線量率 (観測値) は 次頁のとおり

※1 原子炉建屋からの漏えい分に格納容器貫通部DF10を考慮した場合の記載

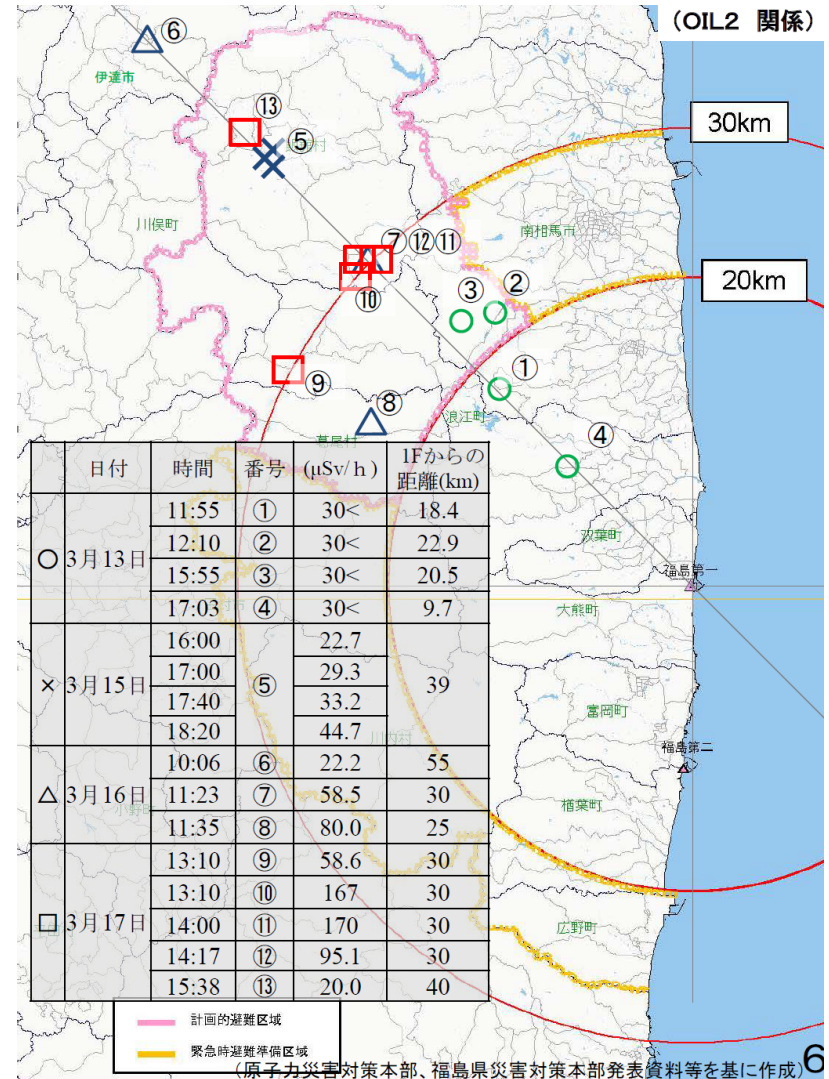
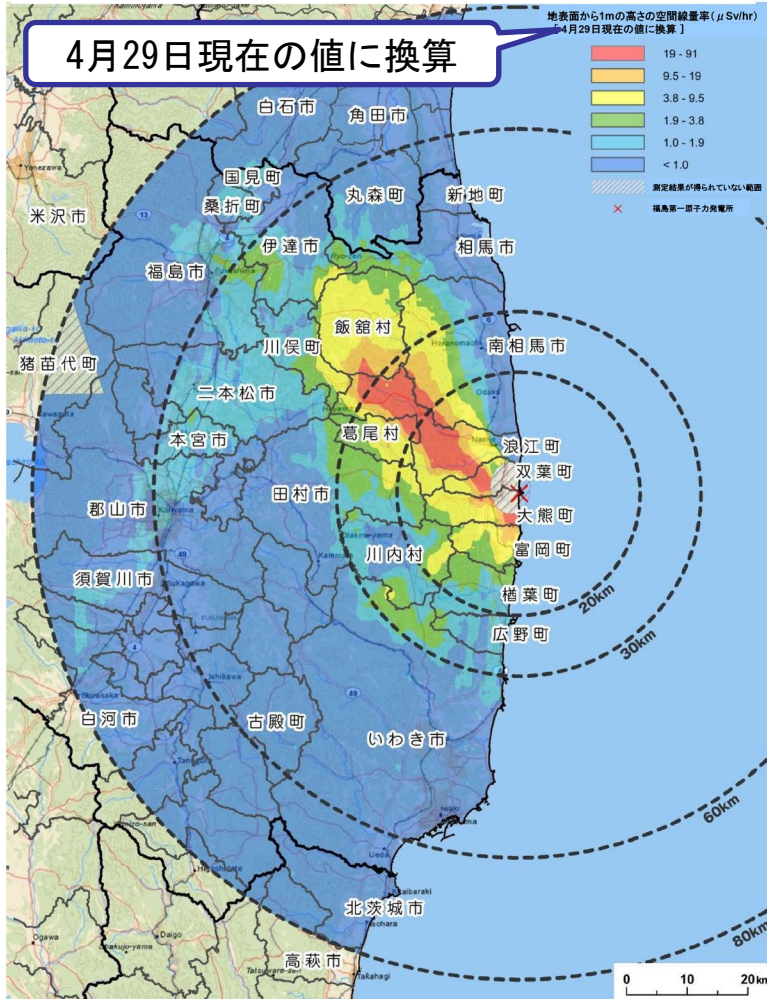
※2 「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」 (原子力規制委員会) の記載値を引用

(参考) 福島第一原子力発電所事故後の空間線量率 (観測値)

https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/4000/3710/24/1305820_20110506.pdf

別紙1

文部科学省及び米国DOEによる航空機モニタリングの結果
(福島第一原子力発電所から80km圏内の線量測定マップ)



6

④R-Cubicにおけるソースタームの設定

- R-Cubicでは評価ステップごとに放出率 (Bq/h) を入力可能



30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じることを前提条件として、R-Cubic評価用の放出率トレンドを作成

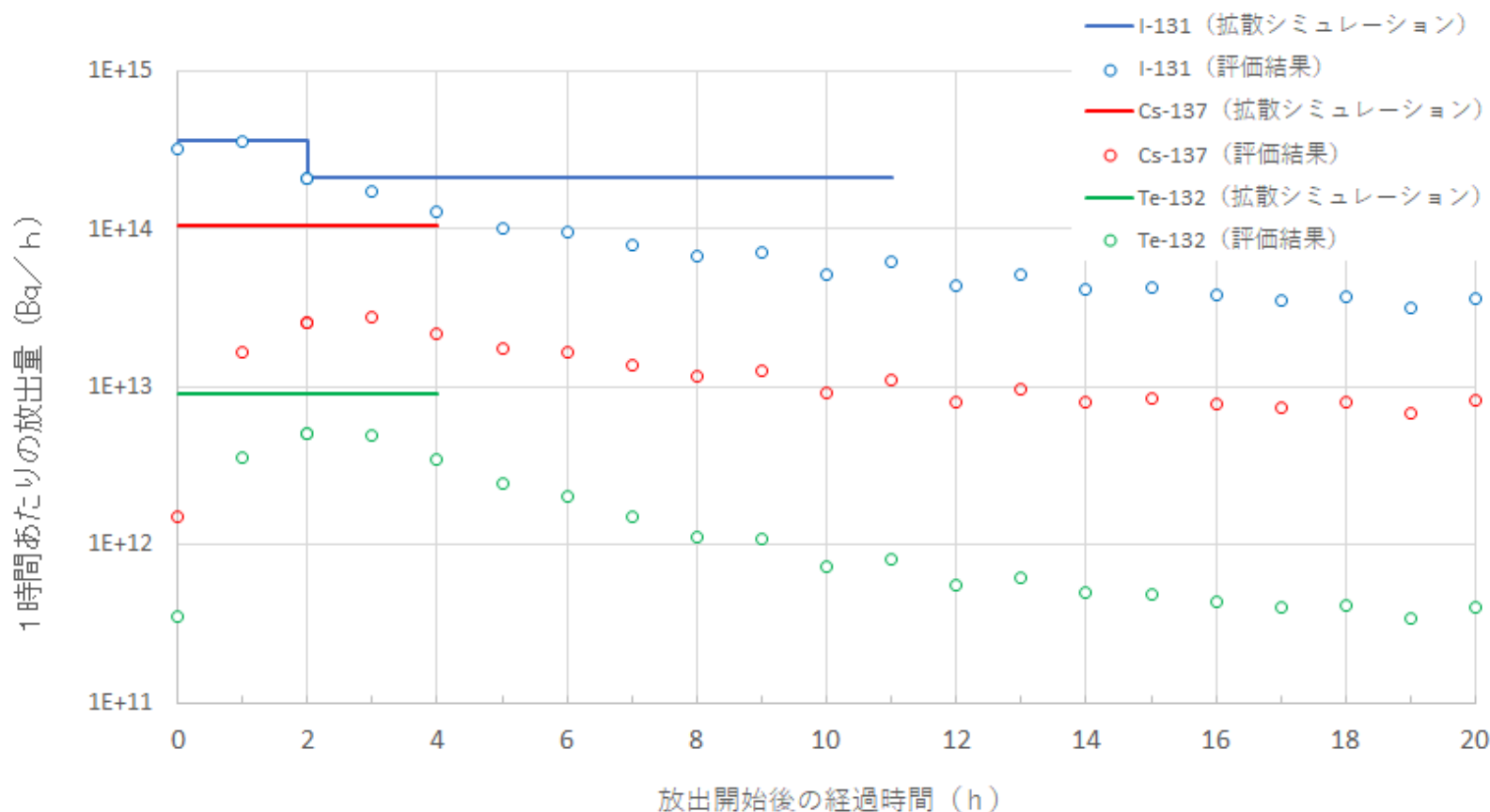
放出量 (7日間積算値) が放出開始後の数時間で放出されることとし、24時間後の地表面からの空間線量率を評価する観点で保守的な設定とした

	よう素-131以外	よう素-131
①放出量 (Bq)	7日間積算の放出量の評価値	7日間積算の放出量の評価値
②放出継続時間 (h)	核種ごとの放出継続時間を参照 ・4時間以上の核種は一律4時間 ・4時間未満の核種は評価値 (小数点以下切り捨て)	2時間を境に2段階に分割 (次頁参照)
③放出率 (Bq/h)	各ステップに入力する放出率を、① ÷ ②で算出した	2時間未満：最大放出率 2時間以降：2時間以降の最大放出率

※空間線量率への寄与が大きいよう素-131は他核種よりも精緻な取り扱いとした

④R-Cubicにおけるソースタームの設定

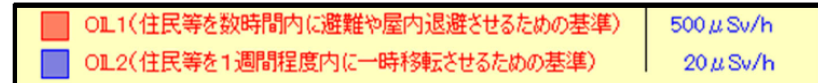
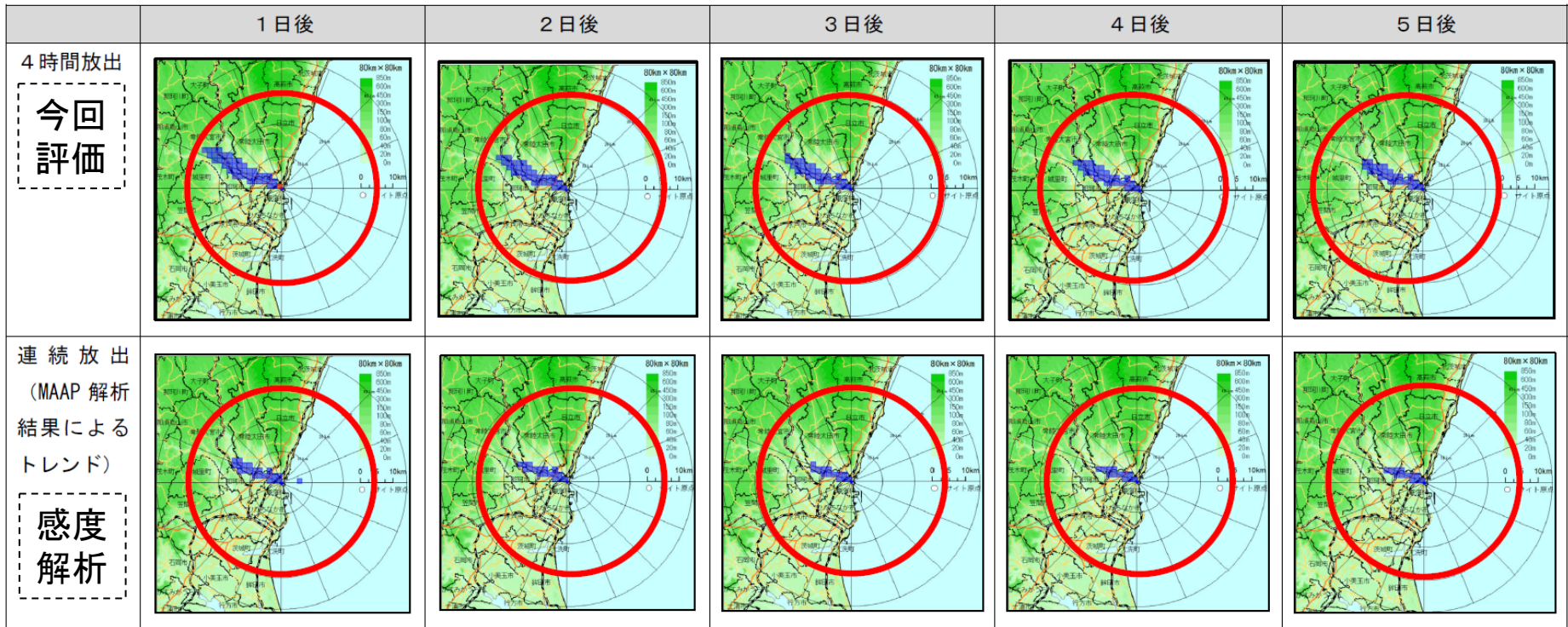
R-Cubicに入力した放出率トレンド(主要核種)



④R-Cubicにおけるソースタームの設定

ソースターム設定の妥当性を確認するために、MAAP解析から得られた放出量推移(Bq/h)を用いたR-Cubic評価を実施し、今回設定したソースタームの方が影響範囲を広く評価していることを確認した。

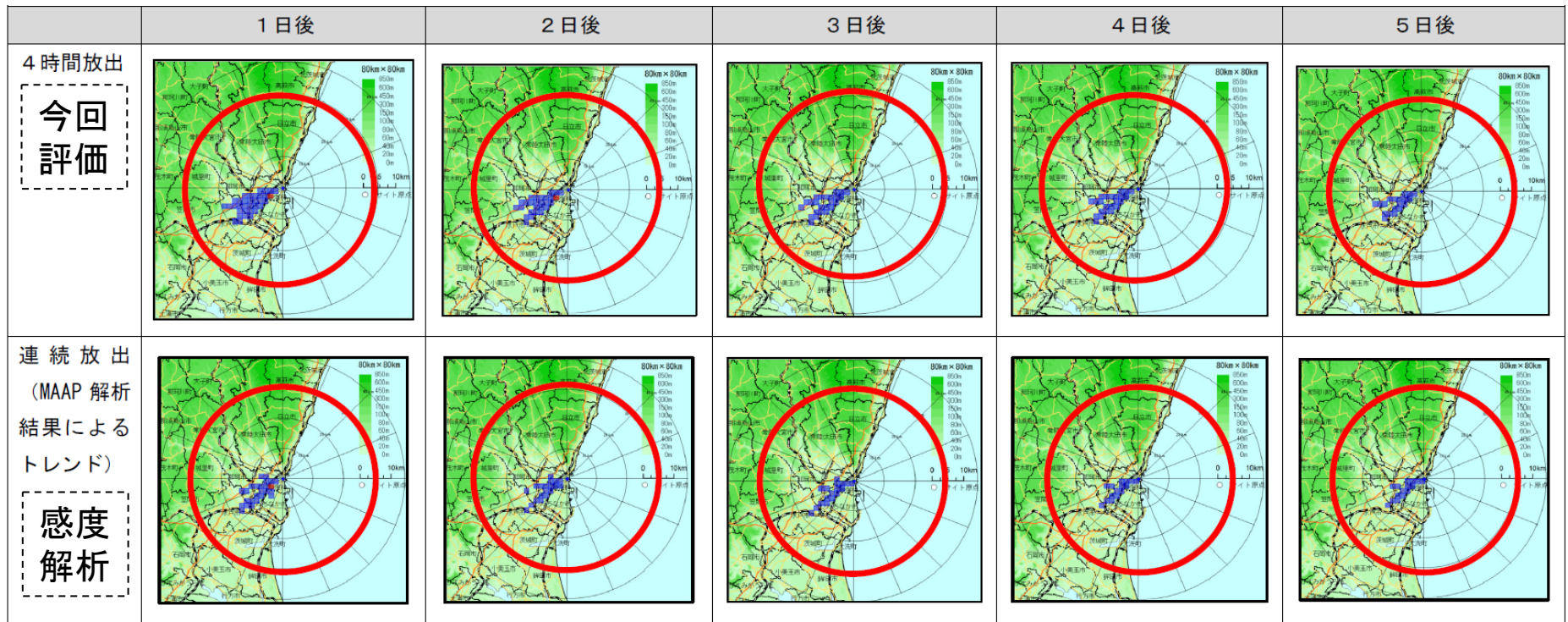
感度解析結果(常陸太田方面)



④R-Cubicにおけるソースタームの設定

ソースターム設定の妥当性を確認するために、MAAP解析から得られた放出量推移(Bq/h)を用いたR-Cubic評価を実施し、今回設定したソースタームの方が影響範囲を広く評価していることを確認した。

感度解析結果(水戸方面)



OL1(住民等を数時間内に避難や屋内退避させるための基準)	500 μ Sv/h
OL2(住民等を1週間程度内に一時移転させるための基準)	20 μ Sv/h