

福島第一原子力発電所  
東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について

平成24年9月  
東京電力株式会社

## 目 次

1. はじめに	1
2. 件名	1
3. 福島第一原子力発電所の事故による環境影響について	1
3. 1 事故進展に伴う放射性物質の大気中への放出量の評価	1
3. 1. 1 格納容器ベント操作	2
3. 1. 2 建屋の爆発	4
3. 1. 3 2号機ブローアウトパネルからの流出	4
3. 1. 4 福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域の汚染要因について	4
3. 2 1～3号機 原子炉建屋からの放射性物質の大気中への放出量の評価	5
3. 3 事故進展に伴う放射性物質の海水中への放出量の評価	5
3. 4 放射性物質の海水中への放出量の評価	6
3. 4. 1 放射性物質の海水中への流出事象について	6
3. 4. 2 汚染水の海洋放出に関わる影響の評価	7
4. 福島第一原子力発電所における作業者の被ばくについて	8
5. 今後の予定	8
<添付資料>	
添付資料－3－1	大気への放射性物質の放出量の推定方法について [概要]
添付資料－3－2	モニタリングデータ及び風向トレンド
添付資料－3－3	放射性物質の大気放出評価
添付資料－3－4	1～3号機 原子炉建屋からの放射性物質（セシウム）の一時間あたりの放出量
添付資料－3－5	福島第一原子力発電所構内モニタリングポスト設置箇所 福島第一モニタリングポスト指示値の推移
添付資料－3－6	発電所西側敷地境界付近での空気中の放射性物質濃度の推移
添付資料－3－7	海洋（港湾付近）への放射性物質の放出量の推定結果について [概要]
添付資料－3－8	福島第一原子力発電所における蒸発濃縮装置からの放射性物質を含む水の漏えいについて
添付資料－3－9	福島第一原子力発電所における淡水化装置濃縮水貯槽へ濃縮水を移送する配管からの放射性物質を含む水の漏えいについて
添付資料－3－10	福島第一原子力発電所における淡水化装置濃縮水貯槽へ濃縮水を移送する配管からの放射性物質を含む水の漏えいに伴う海洋への流出について

添付資料－ 3 － 1 1 福島第一原子力発電所沿岸・沖合の海水中の放射性物質濃度の推移

添付資料－ 4 被ばく線量の分布等について

<別添>

福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について

## 1. はじめに

平成23年3月11日14時46分に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響については、福島第一原子力発電所1～4号機の原子炉建屋の壁等が損傷し、建屋内の放射性物質が非管理区域に漏えいしたと判断したことから、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、「実用炉規則」という。）第19条の17の規定により、原管発官22第489号（平成23年3月18日付け）にて報告を行っている。

上記報告において、福島第一原子力発電所については、原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という。）第10条第1項の規定に基づく特定事象（以下、「第10条該当事象」という。）（全交流電源喪失）及び原災法第15条第1項の規定に基づく特定事象（以下、「第15条該当事象」という。）（非常用炉心冷却装置注入不能または、原子炉冷却機能喪失）が発生し、安全上重要な機器等が原子炉施設の安全を確保するために必要な機能を喪失したこと、また、敷地境界の放射線量の値が制限値を超えたため、原災法第15条該当事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したことを報告している。

また、原管発官23第307号（平成23年9月9日付け）（原管発官23第348号（平成23年9月28日付け）で一部訂正）及び原管発官24第65号（平成24年5月9日付け）にて、安全上重要な機器等の状況、放射性物質の漏えい、放射線業務従事者の被ばく、関係者への聞き取りや現場調査、記録類からの評価、解析結果において新たに確認された事実、得られた知見等について続報として報告するとともに、それらの事実や解析結果等に基づく事故の分析と課題の抽出より、今回の事故を踏まえ、既存の原子力発電所の安全性向上に寄与するための必要な対策方針について報告を行っている。

今回、事故進展に伴う放射性物質の大気中及び海洋中への放出量の評価、新たに発生した放射性物質の漏えい事象及び放射線業務従事者の被ばく等、新たな報告事項についてのみを報告する。

## 2. 件名

福島第一原子力発電所

東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について

## 3. 福島第一原子力発電所の事故による環境影響について

### 3. 1 事故進展に伴う放射性物質の大気中への放出量の評価

原管発官24第65号（平成24年5月9日付け）の報告において、「17. 2 放射性物質の大気中への放出量の評価」の中で評価中としていた今回の事故における事象の進展により大気中への放射性物質の放出に至った要因と放出量について、以下の通り評価<sup>※1</sup>した。

※1：今回の事故による大気への放射性物質の放出量の評価に関する、平成24年5月現在における詳細な放出量の評価方法や評価結果については、「別添：福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について（平成2

4年5月24日公表)」を参照。

大気中への放射性物質の放出量の推定にあたっては、事故の影響により、排気筒モニタなどの直接放射性物質濃度を測定する計器が使用不能であったため、原子炉から環境への放射性核種ごとの放出のされやすさの比を一定と仮定したうえで、評価期間中における福島第一原子力発電所敷地内でのモニタリングカーなどによる測定データ（空間線量率、風向・風速）や気象庁の観測値を放射性物質の大気への拡散を計算するプログラムへ入力し評価を行うとともに、その結果については、文部科学省にて実施した土壌の汚染密度の測定結果と照合を行い概ね妥当であることを確認した。

ただし、本評価結果による推定は、空間線量率データの制限や放射性核種の放出されやすさの比に仮定をおいて推定しているため、推定結果には不確実性がある。今後、社外の研究機関等と情報交換を行い、引き続き情報収集に努め、新たな知見が得られた場合には、推定方法及び結果に反映していく。

今回の事故における事象の進展による放射性物質の大気中への放出量については、平成23年3月12日から同年3月31日の期間における放出量の評価結果として、希ガスが約 $500 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、ヨウ素-131（以下、「I-131」という。）が約 $500 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、セシウム-134（以下、「Cs-134」という。）が約 $10 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、セシウム-137（以下、「Cs-137」という。）が約 $10 \times 10^{15} \text{Bq}$ と推定した。同年4月以降の評価については、3月中の放出量に対する割合が1%未満と大変低く、数値への影響がほとんどないことから、今回推定した事故における事象の進展による放出量には含めていない。

今回の事故では、事象の進展に伴い、格納容器ベント、原子炉建屋の爆発があり、大半は3月中に発生したこれらの事象に伴って放出されていることから、以下に事象ごとの評価の詳細を記す。なお、これらの事象による総放出量は、前述の3月中の放出量と相違するが、これは、これら事象以外にも格納容器からの漏えいによる継続的な建屋放出があったためと考えられる。

なお、文部科学省の土壌サンプリング調査でも明らかのように、福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域については、放射性物質によって、他の地域よりも汚染程度が大きいことが確認されている。

【添付資料-3-1、2】

### 3. 1. 1 格納容器ベント操作

#### (1) 1号機のベント操作

平成23年3月11日の津波襲来以降、非常用復水器の機能低下に伴い早期に炉心損傷が始まり、原子炉圧力容器に繋がる気相部からの漏えいが発生したことによる格納容器圧力の上昇に伴い3月12日にベント操作を実施した。

同日10時過ぎに実施した中央制御室からの圧力抑制室ベント弁小弁の遠隔操作

では、弁が開となったかについて確認できておらず、格納容器圧力の低下も確認されていないが、同時帯には正門付近の線量率が一時的に上昇（約400  $\mu$ Sv/h）しており、大気中へ蒸気とともに放射性物質が放出されたものと考えられ、放出量は希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $3.5 \times 10^{15}$  Bqと評価している。

同日14時過ぎに実施した圧力抑制室ベント弁大弁の開操作では、格納容器圧力の低下、及びふくいちライブカメラの映像で排気筒上に蒸気が確認できることから、同ベントに伴い蒸気が放出されたものと考えられ、放出量は希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $4.7 \times 10^{15}$  Bqと評価している。

## (2) 2号機のベント操作

2号機も1号機同様にベントが必要になることが予想されたことから、ベント操作の準備を実施している。平成23年3月14日21時頃には、圧力抑制室ベント弁小弁の開操作を実施しているが、その後も格納容器圧力は上昇している。また、同時帯に正門付近の線量率が上昇（約3000  $\mu$ Sv/h）していることから、大気中へ蒸気とともに放射性物質が放出されたものと考えられ、放出量は希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $101.5 \times 10^{15}$  Bqと評価している。

ただし、線量率が上昇した時刻とベント弁操作の時刻を踏まえると、圧力抑制室ベント弁小弁の開操作によってドライウェル圧力の低下が見られない程度の放出があった可能性と、建屋から直接大気中へ放出された可能性の両方が考えられるため、放出経路については分かっていない。

## (3) 3号機のベント操作

3号機でも同様にベントが必要となることが予想されたことから、ベント操作の準備として、平成23年3月13日の9時過ぎに圧力抑制室ベント弁大弁の開操作を実施している。このベント操作では、ドライウェル圧力の低下が確認されていること、ふくいちライブカメラの映像で排気筒上に蒸気が確認できることから、ベントに伴い蒸気が放出されたものと考えられ、放出量は希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $1.3 \times 10^{15}$  Bqと評価している。

その後、同日12時過ぎに圧力抑制室ベント弁大弁の開操作を実施している。このベント操作では、ドライウェル圧力の低下が確認されていること、ふくいちライブカメラの映像で排気筒上に蒸気が確認できることから、ベントに伴い蒸気が放出されたものと考えられ、放出量は希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、最大で約 $0.05 \times 10^{15}$  Bqと評価している。

これ以降も圧力抑制室ベント弁大弁及び小弁操作を実施している。ベント操作を実施した時刻にはモニタリングカーで線量率を測定しているが、いずれのベント操作においても線量率の上昇は認められず、ベント操作で放出された放射性物質の量は多くなかったものと推定される。

### 3. 1. 2 建屋の爆発

#### (1) 1号機の爆発

平成23年3月12日15時36分頃に発生した1号機原子炉建屋の爆発により放射性物質が放出されており、放出量は希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $13.1 \times 10^{15} \text{Bq}$ と評価している。

#### (2) 3号機の爆発

平成23年3月14日11時01分頃に発生した3号機原子炉建屋の爆発により放射性物質が放出されており、放出量は希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $1.7 \times 10^{15} \text{Bq}$ と評価している。

3号機の爆発の後、平成23年3月16日10時過ぎにおいて、希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $204 \times 10^{15} \text{Bq}$ の放射性物質の放出があったと評価している。これは、同日8時30分に3号機の原子炉建屋からの白煙が確認され、同時間帯にドライウェル圧力の変動があることから、3号機の建屋から放出された可能性があると考えられる。

#### (3) 4号機の爆発

平成23年3月15日6時12分頃に4号機原子炉建屋の爆発が発生したが、爆発後から数十分間は空間線量率が測定されていない。当時の風速は $2 \text{m/s}$ 程度であったことを考慮すると、建屋爆発に伴い放出されたプルームは、空間線量率の測定が再開された数十分後には発電所構外へ移動していると考えられ、4号機の建屋爆発に伴う放出量は評価できなかった。

しかしながら、4号機の建屋爆発については、3号機の原子炉で発生した水素が3号機ベント時に4号機非常用ガス処理系を経由し、非常用ガス処理系のフィルタに放射性物質が捕捉された後で水素が4号機の建屋に流入し、建屋爆発となったと考えていることから放射性物質の放出量は少なかったものとする。

### 3. 1. 3 2号機ブローアウトパネルからの流出

2号機については、原子炉建屋最上階にあるブローアウトパネルが1号機の水素爆発の衝撃で偶然開放したものと推定しており、この開放によって水素が放出された。

これについては、平成23年3月15日の朝方においてブローアウトパネルから出る白い煙が増加していることが確認されており、ふくいちライブカメラの映像でもそれが確認できること、同時間帯には正門における空間線量率が増加していること及び、この間に2号機ドライウェル圧力の大幅な低下が確認されている。この日、北東の風向が12時辺りから南南東の風向に変化しており、放出量は希ガス、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $204 \times 10^{15} \text{Bq}$ と評価している。

### 3. 1. 4 福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域の汚染要因について

上記の評価結果から、放射性物質の放出量としては、平成23年3月15日の2号機ブローアウトパネルからの放出や平成23年3月16日10時過ぎにおける3号

機建屋からの放出が支配的であるが、前者は南南東の風向が支配的であるのに対し、後者は北西、北東の風向が支配的であることから、福島第一原子力発電所から見た北西方向の地域の汚染は、2号機建屋からの放出によるものと考えられる。

また、モニタリングデータの挙動から、原子炉建屋の爆発及び格納容器ベントに伴い放出された放射性物質の量は2号機の建屋からの放出に比べて十分に小さく、当時の気象データから、北西方向の地域における汚染の主たる原因とはならなかったものと考えられる。

【添付資料－3－3】

### 3. 2 1～3号機 原子炉建屋からの放射性物質の大気中への放出量の評価

平成23年9月から継続して実施している原子炉建屋上部でのサンプリング測定による原子炉建屋からの放射性物質の放出量については、原管発官24第65号（平成24年5月9日付け）の報告において、「17. 2 放射性物質の大気中への放出量の評価」の中で平成24年3月まで評価していたが、平成24年4月以降の評価結果を添付資料－3－4に記す。

平成24年7月時点の評価結果は、3基合計で約0.1億Bq/時であった。

【添付資料－3－4】

なお、原子炉建屋からの放出量については、現在、原子炉は安定的に冷却されている状態にあることから事故直後に比べ大幅に減少しており、現時点では発電所敷地周辺8カ所のMP及び可搬型MPにおける空間線量率は各ポイントのバックグラウンドレベルであり、敷地周辺における空気中の放射性物質濃度は告示濃度を下回る濃度で推移している状態である。

【添付資料－3－5、6】

### 3. 3 事故進展に伴う放射性物質の海水中への放出量の評価

今回の事故に伴う海洋（港湾付近）への放射性物質の放出量の推定にあたり、放出経路として港湾付近へのフォールアウト（大気放出量の一部）、発電所施設（集中環境施設、2号機及び3号機ピット）からの直接放出、雨水からの流れ込み等が考えられるが、限られたモニタリングデータからこれらを個別に算出することは不可能であることから、海洋（放水口付近）での放射能濃度の観測値から放出量を推定（逆推定）した。なお、推定を行った期間は、平成23年3月26日から同年9月30日までとし、放出量の計算は、一般財団法人電力中央研究所（以下、「電中研」という。）が開発した放射性物質の海洋拡散シミュレーションの計算コードを用いて電中研にて実施した。

ただし、推定に使用した南北放水口付近の海水中放射性物質濃度は、雨水からの流れ込みや大気から降下した放射性物質等による影響を受けているため、推定した放出量はこれらによる影響を含んだものである。

本推定は、南北放水口の限られたモニタリングデータを用いたシミュレーションによるものであり不確実性がある。引き続き、他の機関等の放出量推定に関する情報収集及び比較検討に努め、新たな知見が得られた場合には推定結果に反映していく。

海洋（港湾付近）への放出量推定結果は、I-131、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $18.1 \times 10^{15} \text{Bq}$ と推定した。

各機関での評価手法は異なるが、当社と同様に放水口濃度を利用して放出量を推定した日本原子力研究開発機構とはシミュレーションによる検証結果を比較し、ほぼ一致していることを確認している。

【添付資料-3-7】

### 3.4 放射性物質の海水中への放出量の評価

#### 3.4.1 放射性物質の海水中への流出事象について

排出基準を超える放射性物質を含む汚染水の海洋への流出については、これまで4件を報告済みであるが、その後、新たに2件発生している。

今回の事故による放射性物質を含む汚染水の海洋への流出については、法令に定める海洋中の放射性物質の濃度限度<sup>※2</sup>を超える、放射性物質の管理区域外への漏えい事象である。

※2：法令に定める海洋中の放射性物質の濃度限度

実用炉規則 第15条第7号

実用炉規則に基づく線量限度等を定める告示 第9条

なお、以下3件のうち、蒸発濃縮装置からの流出については、原管発官24第65号（平成24年5月9日付け）の報告における、「17.4 放射性物質の海水中への放出量の評価」で報告済みの4件のうち、未評価であった海洋への放射性物質の流出による周辺環境への評価結果について取りまとめたものである。

#### (1) 蒸発濃縮装置からの流出

平成23年12月4日の蒸発濃縮装置から外部への漏えいに伴う一般排水路から港湾内への流出量は約150リットル、放射性物質の漏えい量はストロンチウム-89（以下、「Sr-89」という。）、ストロンチウム-90（以下、「Sr-90」という。）、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $2.4 \times 10^{10} \text{Bq}$ と評価している。

【添付資料-3-8】

#### (2) 淡水化装置（逆浸透膜式）濃縮水貯槽タンクエリアにおける配管からの流出

平成24年3月26日の淡水化装置（以下、「RO」という。）濃縮水貯槽タンクエリアにおける配管からの漏えいによる一般排水路から港湾内への流出量は、RO濃縮

水供給ポンプを停止した際、RO濃縮水貯槽5B頂部までの耐圧ホース（口径100A）の立ち上がり部（高さ約10m）の水頭圧差による逆流によってH6エリア側に流れた全量の80リットルとし、放射性物質の漏えい量は全β、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $1.1 \times 10^{10}$ Bqと評価している。

【添付資料-3-9】

### （3）淡水化装置（逆浸透膜式）濃縮水貯槽への移送配管からの流出

平成24年4月5日のRO濃縮水貯槽への移送配管からの漏えいによる一般排水路から港湾内への流出量は、一般排水路に流れ込んだ漏えい水の放射能濃度と排水路合流部溜まり水の全β放射能濃度の比から計算した約750リットルと推定した。

なお、海洋へは希釈されて放水口の直前の溜まり水の放射能濃度となった水が、流入量と同量の約750リットル流出したと考えられることから、漏えい水（原水）換算流出量を求めたところ、海洋への流出量の原水換算値は、約0.15リットルとなった。

放射性物質の漏えい量は全β、Cs-134、Cs-137の合計で、約 $2 \times 10^7$ Bqと評価している。

【添付資料-3-10】

## 3. 4. 2 汚染水の海洋放出に関わる影響の評価

### （1）港湾外への放出量

前述の港湾内への放射性物質を含む汚染水の流出事象3件について、以下に事象ごとの周辺環境への影響評価を記す。

平成23年12月4日の蒸発濃縮装置から流出した漏えい水による海水中放射能濃度の上昇は、周辺海域においては放射能濃度の上昇は見られず、影響範囲は福島第一原子力発電所の放水口などのごく近傍に留まるとともに、上昇した放射能濃度も比較的短期間の内に低下しており、周辺海域への影響は限定的であったものとする。

なお、参考として、周辺海域におけるモニタリングの結果より、一般公衆の被ばく線量限度（ $1\text{mSv}/\text{年}$ ）を下回ることを確認した。

また、平成24年3月26日及び平成24年4月5日のRO濃縮水貯槽タンクエリアにおける配管から流出した漏えい水は、蒸発濃縮装置からの漏えい事象に比べ、漏えいした放射エネルギーが小さいものであることから、周辺海域への影響はそれ以下の限定的なものであったものと推定した。

【添付資料-3-8、9、10】

### （2）海洋モニタリング結果

事故発生以降、定期的実施中の発電所沿岸（北放水口及び南放水口）と沖合15km地点における海水モニタリングの結果においては、原管発官24第65号（平成24年5月9日付け）の報告において、「17.4 放射性物質の海水中への放出量の評価」で平成24年3月まで評価しているが、平成24年4月以降も海水の放射性物質濃度は低下傾向を示しており、現時点では、告示濃度を下回る濃度で推移

している状態である。

【添付資料－ 3 － 1 1】

#### 4. 福島第一原子力発電所における作業者の被ばくについて

福島第一原子力発電所の緊急作業に従事した作業者の被ばく線量については、「内部被ばく線量」、「外部被ばく線量」の2つに分けて引き続き、測定・評価を実施中である。

原管発官24第65号（平成24年5月9日付け）の報告において、「18.2 作業者の被ばくの状況」で平成24年2月まで評価しているが、平成24年3月以降の「実効線量（内部被ばく線量と外部被ばく線量の合計値の累積値）」の分布等を、添付資料－4に示す。

現在の作業者の被ばくの傾向は、外部被ばく線量の月毎の評価結果から、平成23年3月の被ばく線量の平均値13.88mSvに対し、平成24年7月の被ばく線量の平均値は1.09mSvとなっており、大幅に小さくなっている。

【添付資料－ 4】

#### 5. 今後の予定

本報告書の記載内容については、これまでに判明している事実に基づいたものであり、事故の全体像の解明が進み、原因の分析・評価を行う過程で新たに確認された事実、得た知見については、引き続き報告していく。

以上

## 大気への放射性物質の放出量の推定方法について [概要]

### 1 放出量の推定にあたり

大気への放射性物質の放出量を推定するにあたり、事故前であれば排気筒モニタを使用して、評価可能であったが、震災の影響で様々な計器が使用できなかったことや炉心の状況の解析や建屋に付着した放射性物質の量から大気へ放出された放射性物質の放出量を推定することが困難となった。このため、モニタリングカーなどで測定された環境中のデータ（風向・風速・雨量・空間線量率）や土壌の汚染密度から放出量を推定した。

推定方法として、計算プログラムを用いて実測の空間線量率データを再現する方法を用いた。

### 2 大気への放出放射量の推定

#### 2.1 推定方法の概要（図1）

- 当社所有の大気拡散の計算プログラム（名称：DIANA<sup>※1</sup>）は、0.5MeV換算の仮想粒子(1MeV=1.6×10<sup>-13</sup>J)の放出率(Bq/10min)と気象データを入力すると指定した場所と時間の空間線量率と土壌沈着量を評価できる。
- DIANAに気象データを入力し、ある0.5MeV換算の仮想粒子の放出率(Bq/10min)を仮定し、事故後から発電所構内で走行しているモニタリングカーなどで測定した実測空間線量率と比較し、実測の空間線量率データに一致する0.5MeV換算の仮想粒子の放出率を求めた。
- DIANAの評価ステップが10分であるため、上記の作業を3月12日から31日まで繰り返し、3月中の0.5MeV換算の仮想粒子の放出率(Bq/10min)を推定する。
- 0.5MeV換算の仮想粒子に対して、希ガス・よう素・セシウムごとに放出量を振り分け、核種毎の放出量を推定した。
- 推定したCs-137の放出率と気象データをDIANAへインプットし、拡散計算を行い環境中の土壌沈着量を計算した。
- 文部科学省による実測の土壌沈着量と比較し、放出量の妥当性を確認した。

※DIANA(Dose Information Analysis for Nuclear Accident)は、放出された放射性物質から、3次元移流拡散線量を評価する計算コード

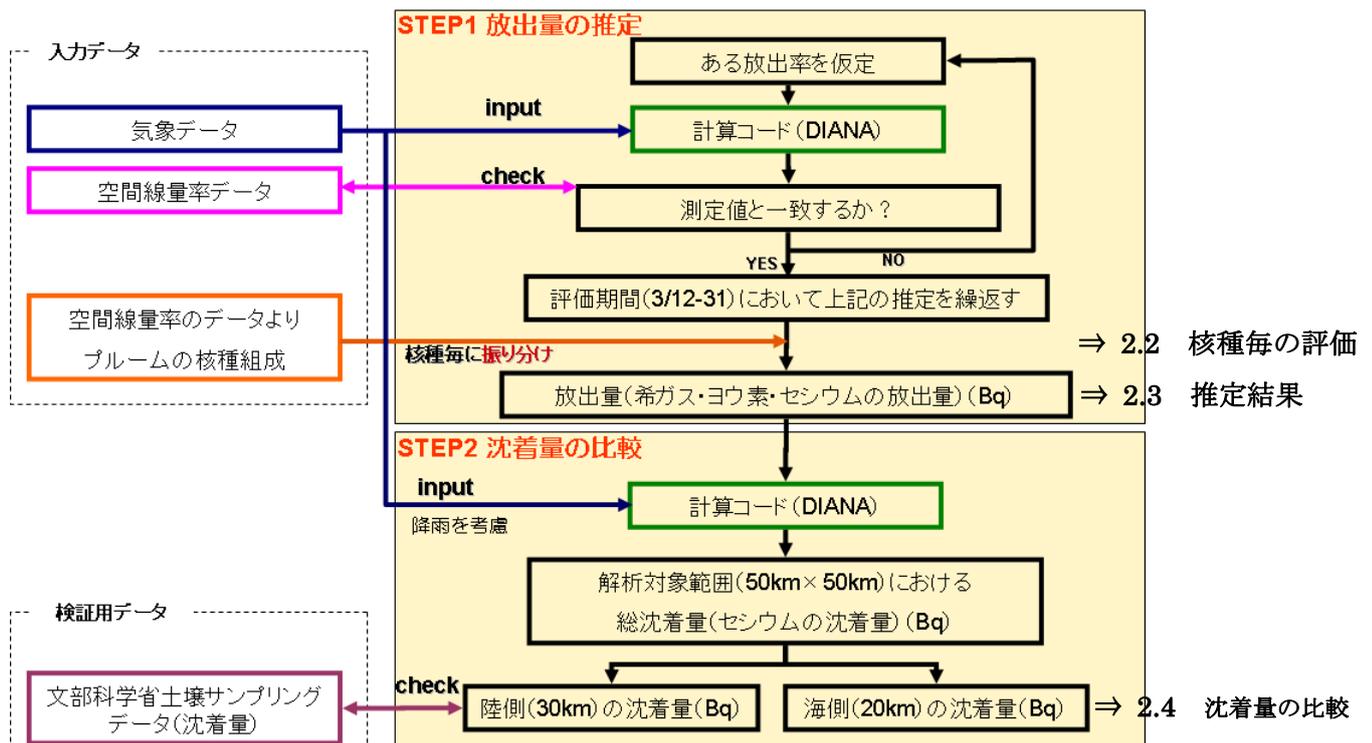


図1 推定方法の概要図

## 2.2 核種毎の評価 (別紙図1.別紙図2)

放射性物質が放出されると、放射性物質はプルームとして風の流れに乗り、空間線量率データを変動させる。プルームが希ガスだけで構成されていれば、空間線量率データは、プルーム通過後、プルーム通過前の値に戻る。

しかしながら、実際のプルームには、希ガスの他、よう素・粒子状核種(セシウムなど)が含まれており、よう素・粒子状核種は地上へ沈着する。この現象によって、測定場所周辺のバックグラウンドの線量率が上昇し、地上で測定している空間線量率も上昇する。また、沈着したよう素・粒子状核種は、その核種の半減期に従って減衰していく。

以上の現象を別紙図1に表現した。

0.5MeV 換算の仮想粒子を核種毎に振り分けをするために、別紙図1のような空間線量率の測定データ(ピーク)を複数個選択して、粒子状核種毎の炉内インベントリからの放出されやすさの比を求めた。

DIANAを使用して、沈着したよう素・粒子状核種による空間線量率の減衰のカーブと一致する各粒子状核種の放出されやすさを示す比を変えた結果、減衰のカーブをおおよそ再現する比は、10:1であった。

次に、空間線量率データとバックグラウンドの線量率が概ね一致する希ガス、よう素、セシウムの放出されやすさを示す比として、100:10:1を使用することとした。上記の比と評価時点の炉

内インベントリから、0.5MeV 換算の仮想粒子を核種毎に振り分けた。

## 2.3 推定結果

推定結果は、表 1 のとおりとなった。Cs-137 に関しては、他の機関とほぼ同等な値となった。I-131 に関しては、他の機関の推定よりも、3 倍程度多い結果となった。当社の推定は、推定期間全体にわたって 1～3 号機の炉内インベントリからの放出されやすさの比について、一定の値を使っているため、I-131 の放出量が多くなっている可能性がある。

表 1 放出量推定結果

	評価 期間	放出量 PBq(10 <sup>15</sup> Bq)				
		希ガス	I-131	Cs-134	Cs-137	INES 評価
当社	3/12-31	約 500	約 500	約 10	約 10	約 900
日本原子力研究開発機構 原子力安全委員会(H23/4/12, 5/12)	3/11-4/5	-	150	-	13	670
日本原子力研究開発機構 原子力安全委員会(H23/8/22)	3/12-4/5	-	130	-	11	570
日本原子力研究開発機構(H24/3/6)	3/11-4/10	-	120	-	9	480
原子力安全・保安院 H23/4/12	-	-	130	-	6.1	370
原子力安全・保安院 H23/6/6	-	-	160	18	15	770
原子力安全・保安院 H24/2/16	-	-	150	-	8.2	480
IRSN (フランス放射線防護原子力安全研究所)	3/12-22	2000	200	30		-
【参考】チェルノブイリ原子力発電所の事故	-	6500	1800	-	85	5200

※4月の放出量は、3月の放出量の1%未満（構内の空気中放射性物質濃度から拡散計算により算出）

※当社の評価は、2桁目を四捨五入しており、放出時点の放射エネルギー。希ガスは、0.5MeV換算値。

※INES(国際原子力事象尺度)評価は、放射エネルギーを元素換算した値。ここでは、Cs-137のみ評価に加えている。(例:約500PBq+約10PBq×40(換算係数)=約900PBq)

## 2.4 沈着量の比較

文部科学省が実施した Cs-137 の土壌汚染密度測定値から、DIANA が評価できる範囲（陸側 30km×南北 50km）における Cs-137 の沈着量を 1PBq と算出した。

DIANA による沈着量推定値は、約 1PBq であった。この結果から、概ね妥当な推定結果であると考えている。

以上

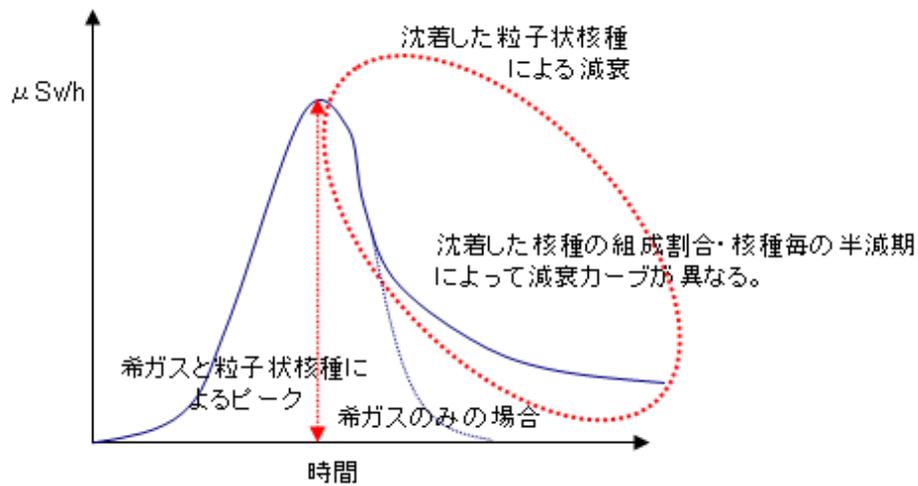


図1 空間線量率の変化

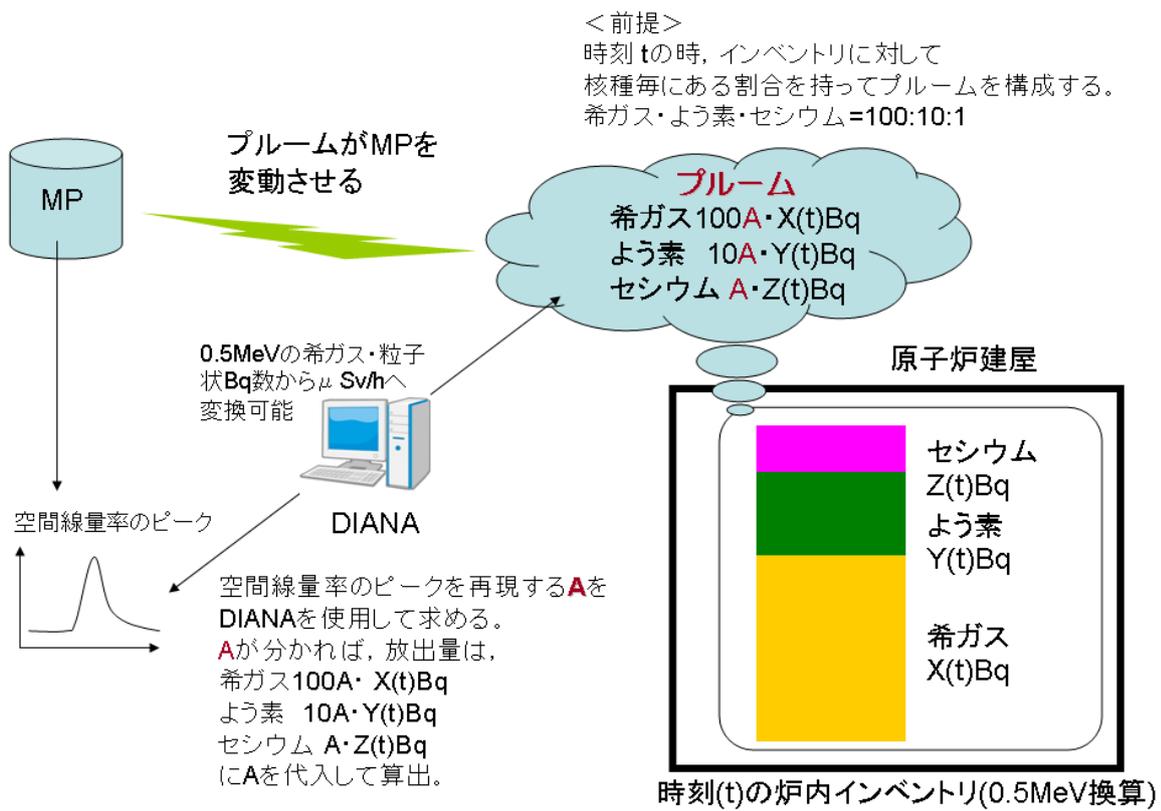
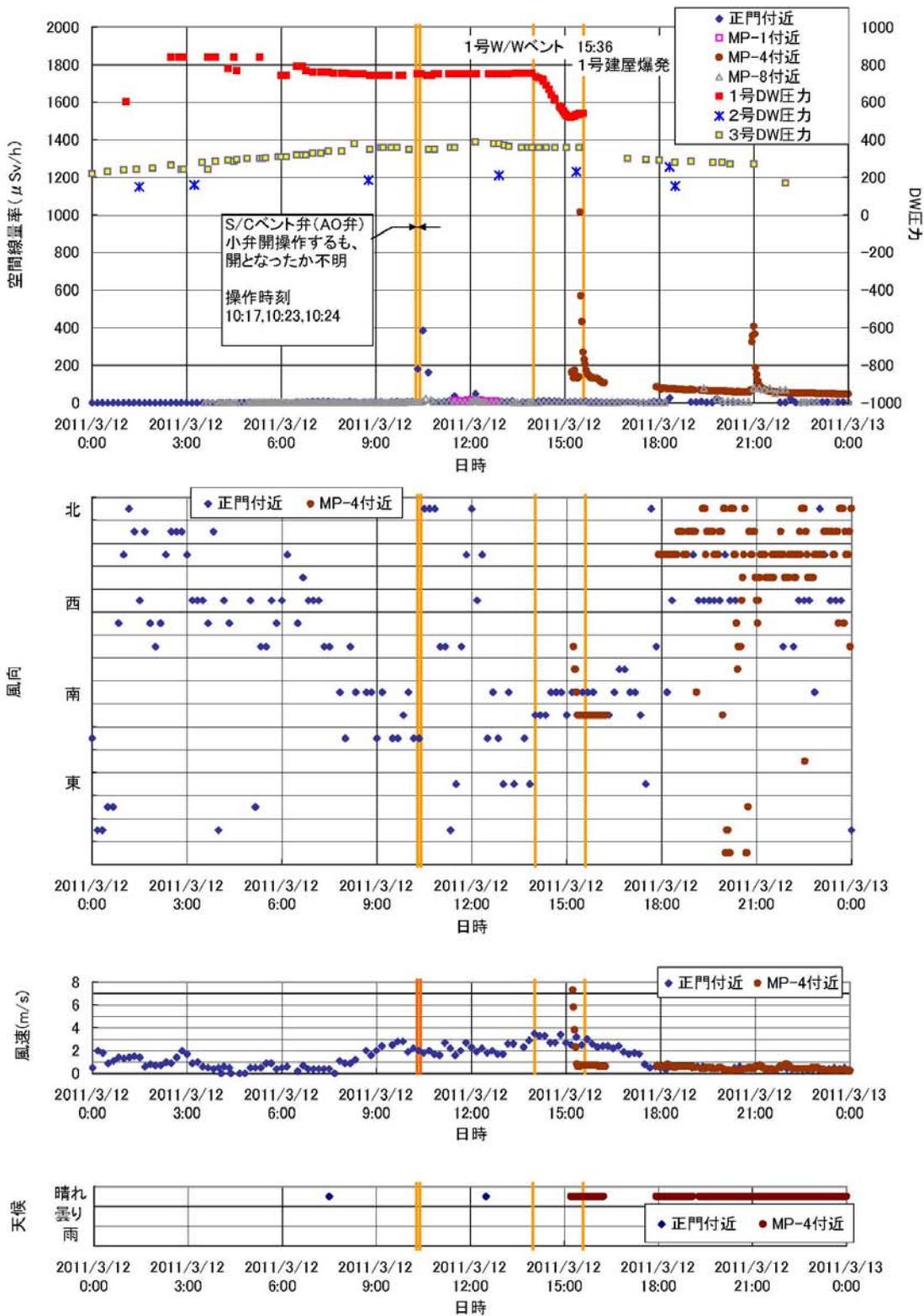
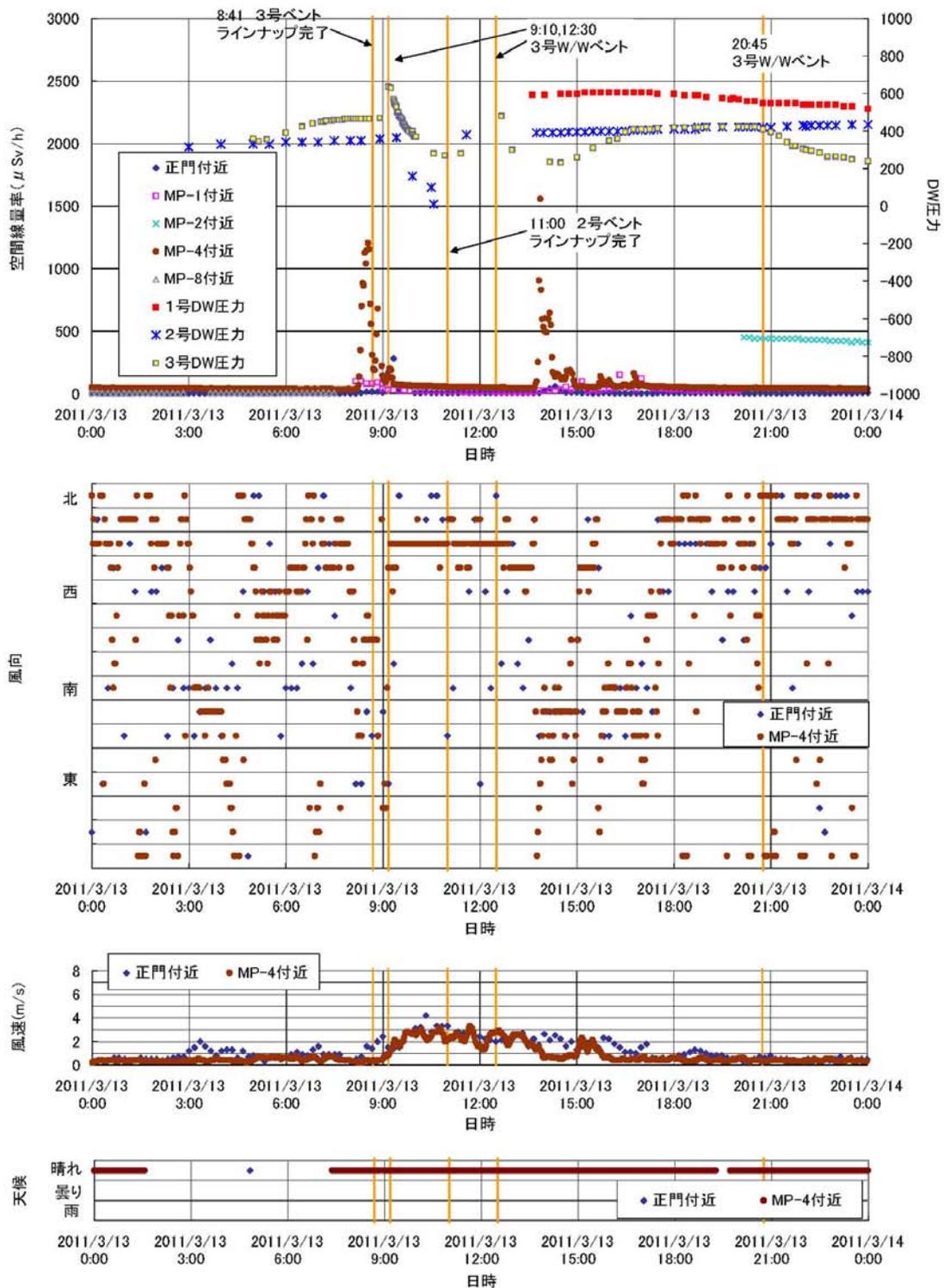


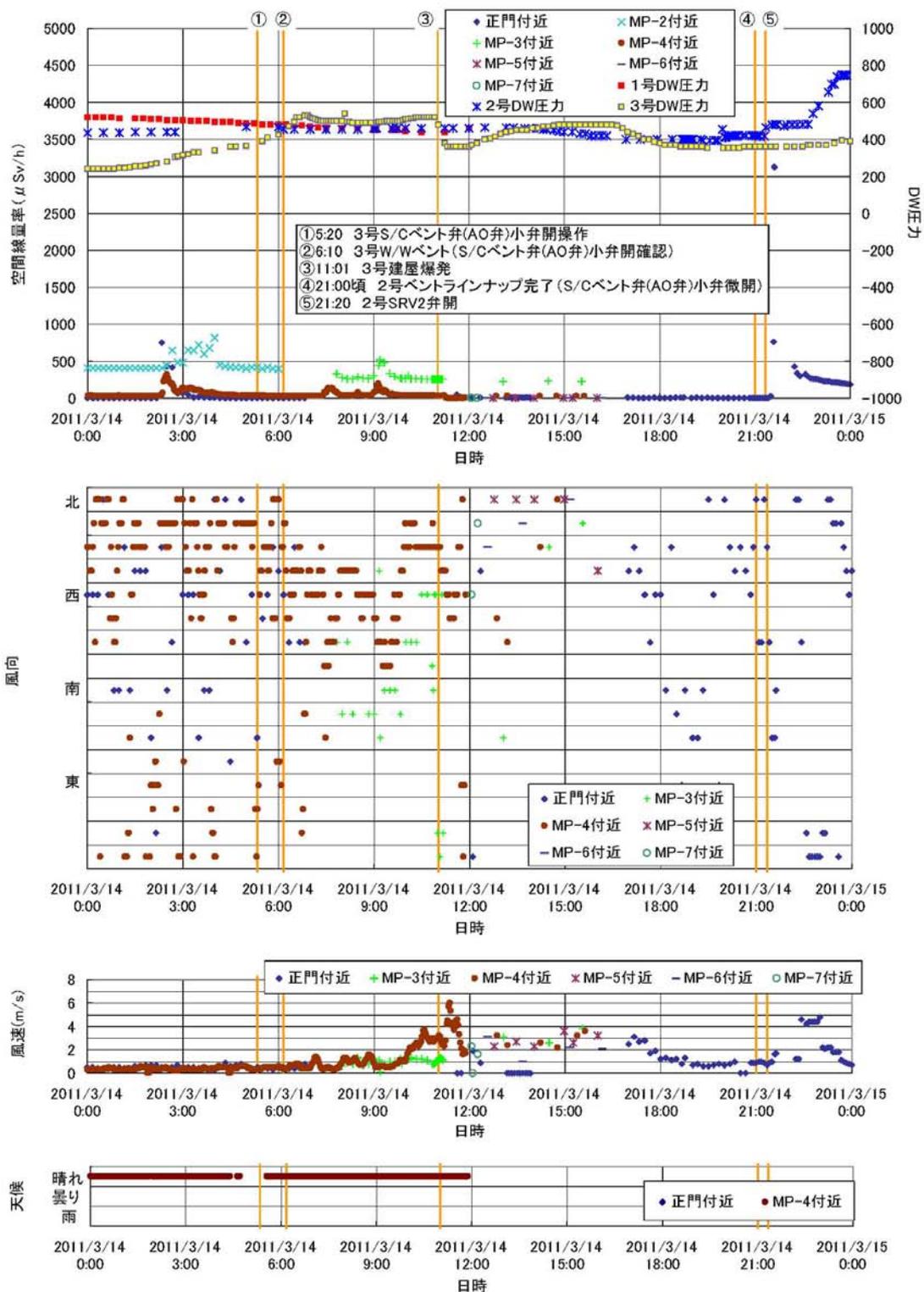
図2 評価イメージ



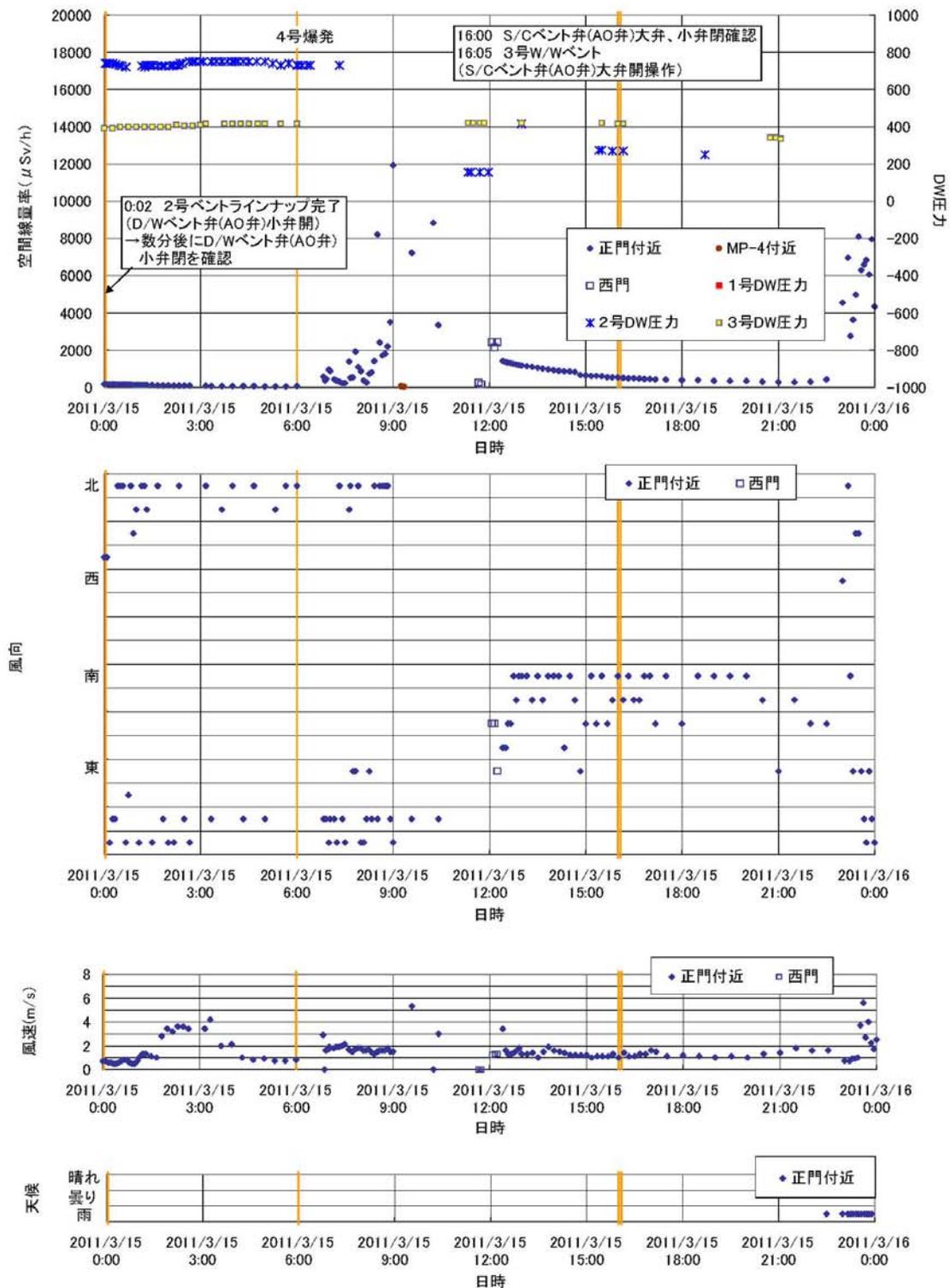
モニタリングデータ及び風向トレンド (3月12日)



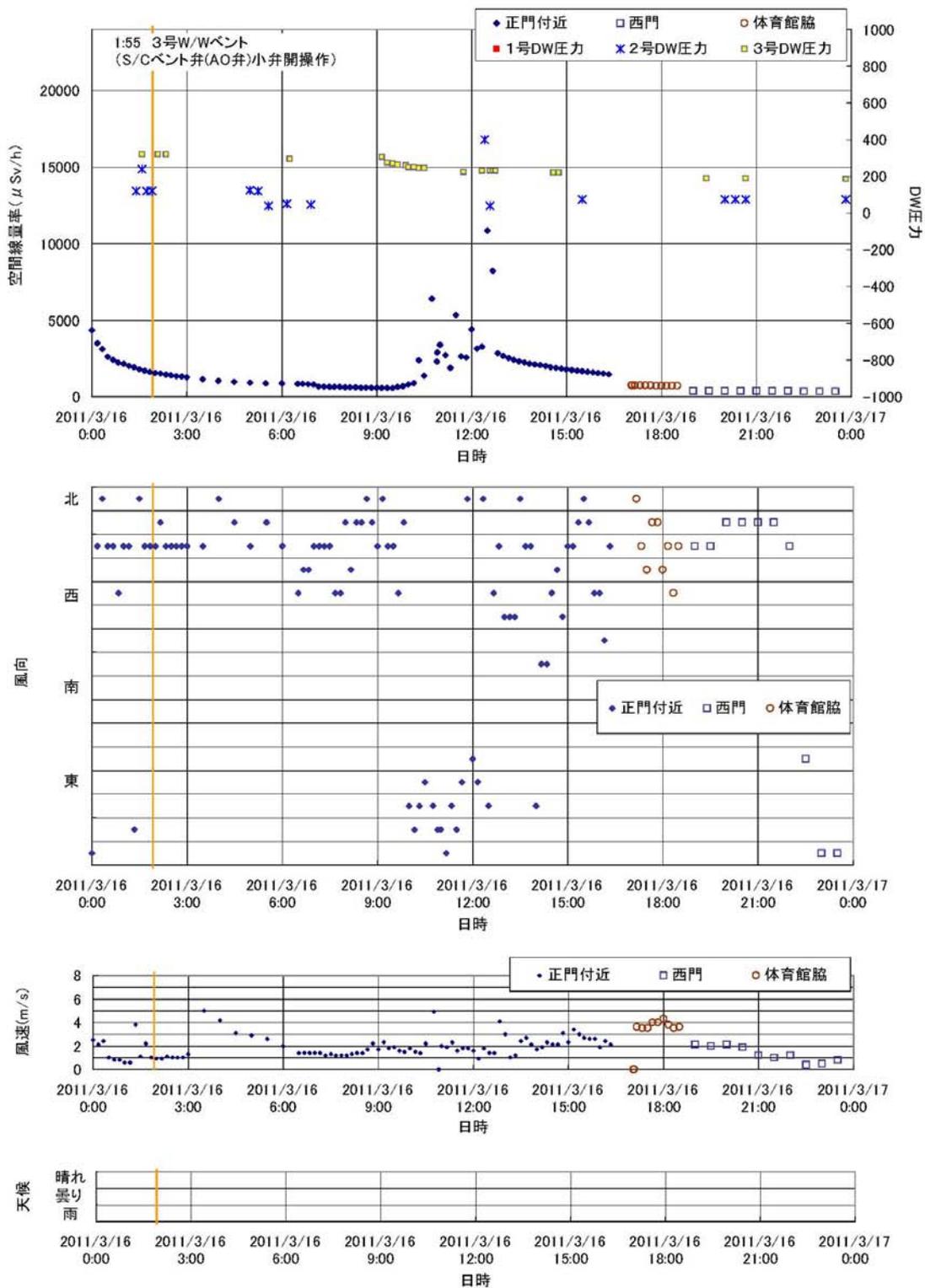
モニタリングデータ及び風向トレンド (3月13日)



モニタリングデータ及び風向トレンド (3月14日)



モニタリングデータ及び風向トレンド (3月15日)



モニタリングデータ及び風向トレンド (3月16日)

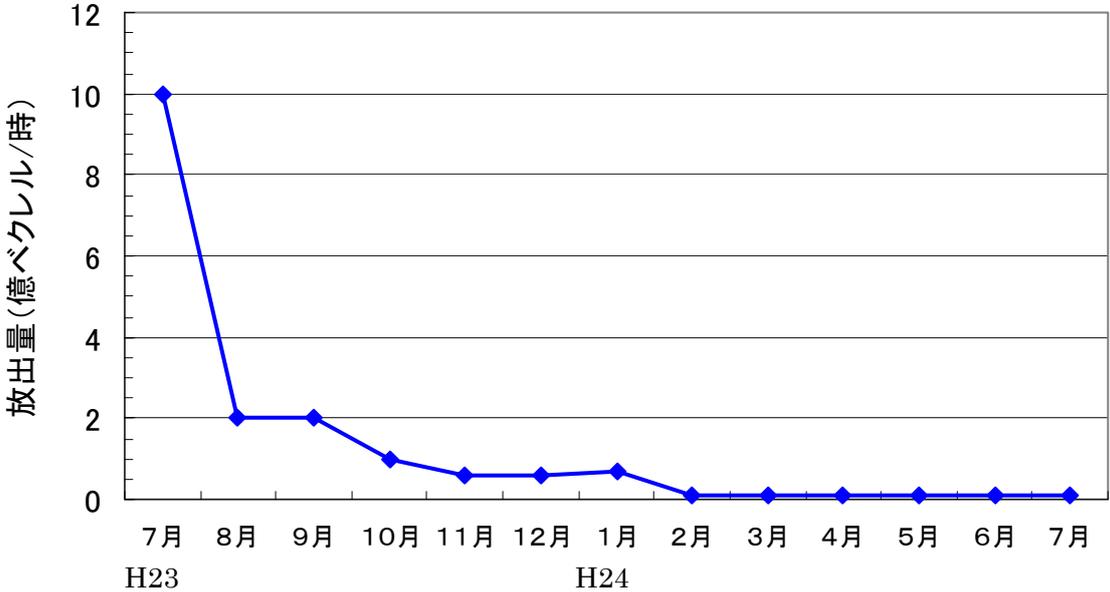
## 放射性物質の大気放出評価

号機	日時	事象	放出量(PBq <sup>※1</sup> )			
			希ガス	I-131	Cs-134	Cs-137
1	3/12 10時過ぎ	不明 <sup>※3</sup>	3	0.5	0.01	0.008
	3/12 14時過ぎ	S/C <sup>※2</sup> ベント	4	0.7	0.01	0.01
	3/12 15:36	建屋爆発	10	3	0.05	0.04
2	3/14 21時過ぎ	不明 <sup>※3</sup>	60	40	0.9	0.6
	3/15 7時～24時	建屋放出	100	100	2	2
3	3/13 9時過ぎ	S/C ベント	1	0.3	0.005	0.003
	3/13 12時過ぎ	S/C ベント	0～0.04	0～0.009	0～0.0002	0～0.0001
	3/13 20時過ぎ	S/C ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3/14 6時過ぎ	S/C ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3/14 11:01	建屋爆発	1	0.7	0.01	0.009
	3/15 16時過ぎ	S/C ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3/16 2時頃	S/C ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3/16 10時過ぎ	建屋放出	100	100	2	2
	3/17 21時過ぎ	S/C ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3/18 5時過ぎ	S/C ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
3/20 11時過ぎ	S/C ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002	

※1 PBq : 10<sup>15</sup>Bq

※2 S/C : 圧力抑制室

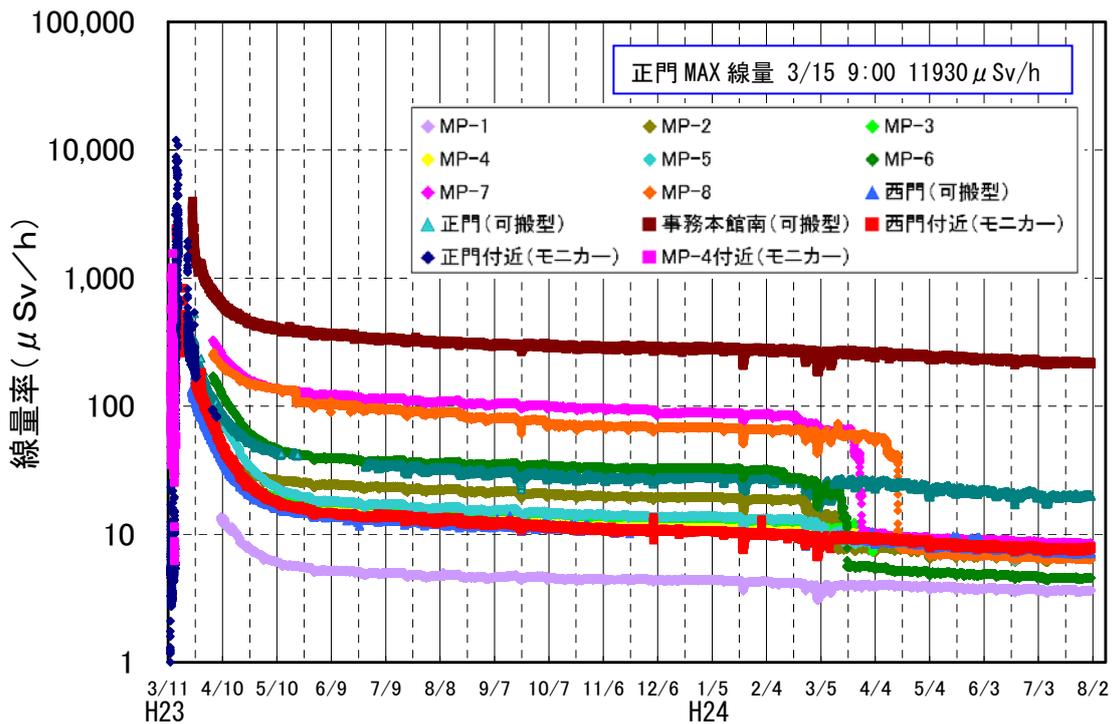
※3 事象として、S/C (圧力抑制室) ベントまたは建屋放出の両方が考えられるが、特定できていない。



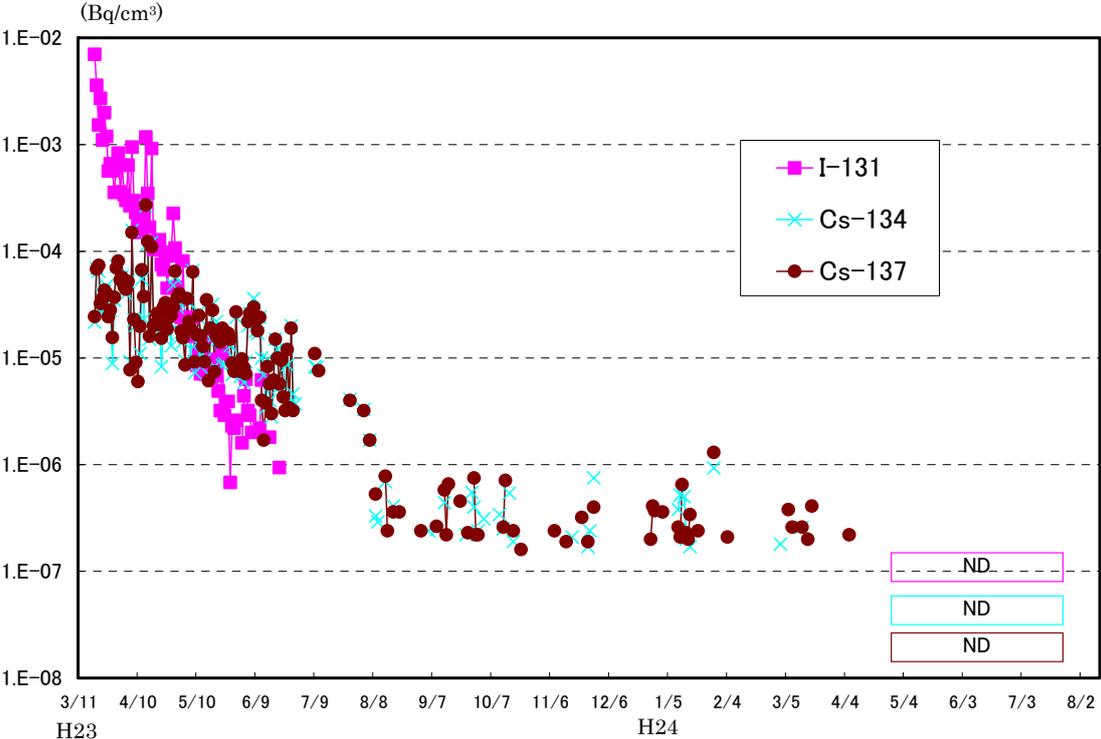
1～3号機 原子炉建屋からの放射性物質（セシウム）の一時間あたりの放出量



福島第一原子力発電所構内モニタリングポスト設置箇所



福島第一モニタリングポスト指示値の推移



発電所西側敷地境界付近での空气中的放射性物質濃度の推移

## 海洋（港湾付近）への放射性物質の放出量の推定結果について [概要]

### 1 総放出量の推定にあたり

海洋（港湾付近）への放射性物質の放出量の推定にあたり、放出経路として港湾付近へのフォールアウト（大気放出量の一部）、発電所施設（集中環境施設，2，3号機ピット）からの直接放出、雨水からの流れ込み等が考えられるが、限られたモニタリングデータからこれらを個別に算出することは不可能であることから、海洋（放水口付近）での放射能濃度の観測値から放出量を推定（逆推定）した。

計算は、電力中央研究所が開発した放射性物質の海洋拡散シミュレーションの計算コードを用いて電力中央研究所にて実施した。

### 2 海洋（港湾付近）への放出放射能量の推定

#### 2.1 計算方法の概要（図1）

- 電力中央研究所が領域海洋モデル（Regional Ocean Modeling system：ROMS※1）をベースに開発した放射性物質の海洋拡散シミュレーションの計算コードを用いて、仮の放出量による移流拡散計算を行い、モニタリングデータ（福島第一原子力発電所の放水口付近での海水中放射能濃度）を再現する放出量を逆推定した。
- ROMS は、短期気象予測システムの結果（風速，波浪，気圧，気温等）を基に拡散計算を実施するモデルであり、広域の海洋再解析データ（HYCOM）を予測の精度を高めるために利用している。
- 手順としては、まずある放出率を仮定して、海域での拡散計算を行い、モニタリングデータを再現する放出率を逆推定した。その結果を、期間全体で積み上げて海洋への放出量を算出した。
- 求めた放出量を元に、拡散計算を行い、福島第二原子力発電所付近（2F北側，岩沢海岸）の海水中放射能濃度について、計算値と実測値の比較を行い、結果の妥当性を確認した。

※ 参照：電力中央研究所 研究報告 V11002 2011

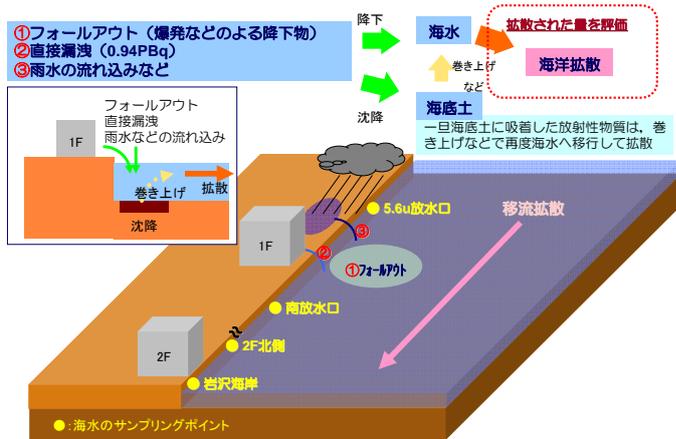


図1 港湾付近における海洋への放射性物質の放出の概念

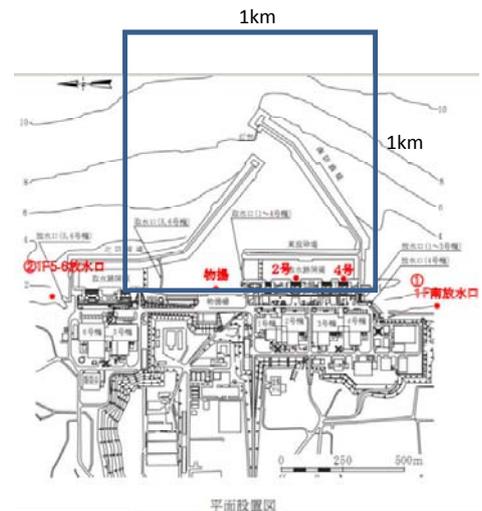


図2 設定した放出源領域

### 2.2 拡散を与える領域（放出源）について（図2）

移流拡散計算をするにあたり、放射性物質を海洋へ拡散させる仮の放出源領域を設定。

水平解像度：1km×1km，鉛直20層（水深500mまで考慮）

⇒仮の放出量による移流拡散計算を行い、モニタリングデータ（海水中放射性物質濃度）を再現する放出量を逆推定

### 3 周辺海域のモニタリング結果の再現性（図3，図4）

計算結果は、福島第一原子力発電所放水口付近及び福島第二原子力発電所付近の濃度変化を再現している。

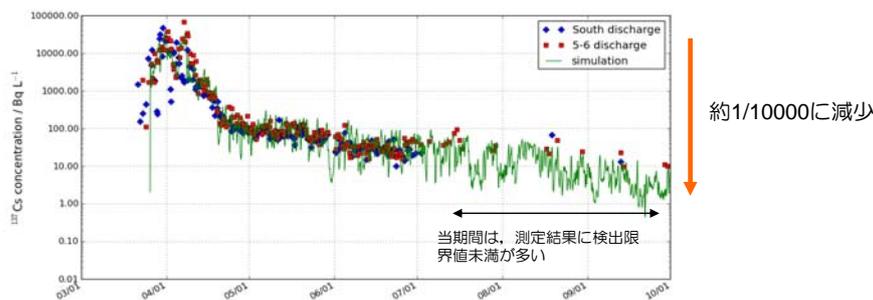


図3 福島第一原子力発電所放水口付近の海水中放射性物質濃度

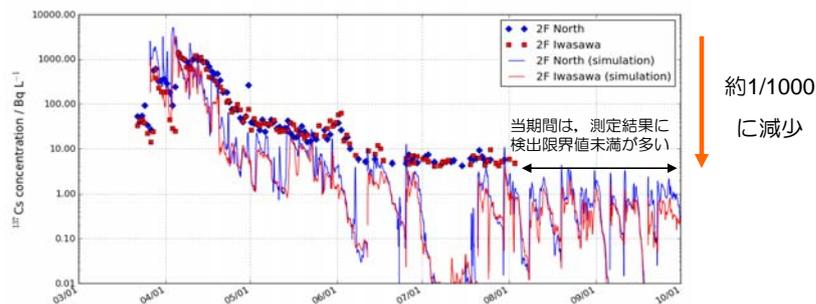


図4 福島第二原子力発電所付近の海水中放射性物質濃度

## 4 福島第一原子力発電所港湾付近から放出される放射性物質量の推定結果

(図5, 表1, 表2)

3.4月は、発電所施設からの直接漏洩に加え、大気からの降下や雨水の流れ込みなどにより放射性物質が海洋へ流入したと考えられる。5月以降、拡散量は大きく減少しているが、0にならないのは、海底土の巻き上げや雨水からの流れ込み等による放射性物質の拡散が生じていると考えられる。

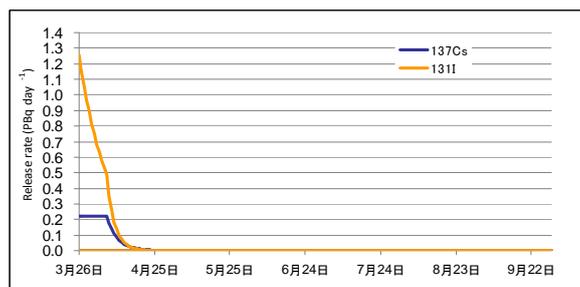


図5 3/26以降の拡散量 (Bq/日) の推移

表1 拡散量 (放出量) の算出結果 (単位: PBq)

核種	総量	3/26-31	4/1-6/30	7/1-9/30	備考
I-131	<b>11</b>	6.1	4.9	5.7E-6	直接漏洩 (2.8) を含む (4/1-6 4/4-10 5/10-11)
Cs-134	<b>3.5</b>	1.3	2.2 (1.26+0.94)	1.9E-2	直接漏洩 (0.94) を含む (4/1-6 4/4-10 5/10-11)
Cs-137	<b>3.6</b>	1.3	2.2 (1.26+0.94)	2.2E-2	直接漏洩 (0.94) を含む (4/1-6 4/4-10 5/10-11)

表2 各機関の推定結果との比較

	評価期間	放出量 単位:PBq		
		I-131	Cs-134	Cs-137
当社 (電中研)	3/26-9/30 (注1)	11	3.5	3.6
日本原子力研究開発機構	3/21-4/30 (注2)	11.4	—	3.6
IRSN (フランス放射線防護原子力安全研究所)	3/21-7月中旬	—	—	27

(注1) サンプルングを開始した3/21から3/25の間の放出量は、 $^{137}\text{Cs}$  で0.1PBq程度と試算しているが、I-131とCs-137の比率から大気放出によるものが主と考える。

(注2) 大気放出分を含む。

## 福島第一原子力発電所における蒸発濃縮装置からの 放射性物質を含む水の漏えいについて

### (1) はじめに

本事象については、平成 24 年 4 月 13 日付けで、「福島第一原子力発電所における蒸発濃縮装置からの放射性物質を含む水の漏えいに係る報告に対する対応について（報告）」で原子力安全・保安院へ報告した内容である。

### (2) 事象の概要

平成 23 年 12 月 4 日 11 時 33 分頃、蒸発濃縮装置 3A～3C ハウスの堰内に水が溜まっていることを確認したことから 11 時 52 分頃、運転中の蒸発濃縮装置 3A を停止し、12 時 14 分頃に目視にて漏えいが停止したことを確認した。

その後の調査において、同ハウスのコンクリート製床の継ぎ目の一部に間隙の広い箇所があり、そこから一部がハウス外に漏えいし、その一部が側溝に漏れ出ていることを確認した。また、堰とコンクリート製床の隙間よりハウス内の漏えい水が滲んでいることを確認した。

15時頃から、同ハウスからの漏えい箇所周りに土のうを設置し、15時10分頃に完了した。また、15時10分頃から側溝内にも土のうを設置し、15時30分頃に完了した。この時点で、土のう設置箇所からの漏えい水の流出の停止を確認した。

漏えい水については、側溝が発電所構内の一般排水路へ繋がっているため、当該排水路の出口である南放水口付近の海水を採取し、核種分析を行った。

その結果、セシウム濃度に関しては、日々公表している当該箇所の最近の分析結果と同程度もしくは若干高い程度の値であることを確認したが、ストロンチウム濃度については毎月公表している当該箇所の最近の分析結果に比べて、千倍以上の高濃度であり、漏えいによる影響が認められた。

### (3) 漏えい量及び環境への影響評価

12月4日11時33分の蒸発濃縮装置ハウス内の滞留水の確認時には、ハウス外の道路の部分に漏えい水が確認されていないことから、ハウス外への漏えいは、11時33分以降に発生したものと判断した。

その後、15時30分には漏えい箇所に外側から土のうを積むことにより、ハウスからの漏えい拡大を停止させているため、ハウスからの漏えい時間は、最大でも11時33分から15時30分の約4時間と評価された。

漏えい水の漏えい率は、14時30分頃、堰のコンクリートひび割れ部から

の流況を目視で確認した結果、約 1 リットル/分と評価した。(参考；約 0.6～0.8 リットル/分；ベルヌーイ式からの評価)

以上より、ハウスから外部への漏えい水量は、240 リットルと評価した。(1 リットル/分×240 分=240 リットル)

また、ハウスからの漏えい水は、コンクリート製床のひびの部分から道路に広がり、ハウスの東側の側溝に向かって流れた状況が確認されたが、道路の濡れ面の残された広がりから、ほぼ底辺 15m、高さ 10mの直角三角形(面積 75m<sup>2</sup>)、深さ 1mm程度とみなされた。

漏えい量としては 75 リットルに相当し、上述する漏えい水の漏えい率は約 1 リットル/分であることから、側溝に流れ込むまでの時間は 75 分程度(11:30～12:45)であると評価される。

側溝(U字溝)への漏えい時間としては、15 時 00 分頃よりひび部に土のうを設置し、15 時 10 分に土のう設置が完了している。

従って、側溝へ漏えいしていた時間は、側溝へ漏えい水が到達(12:45)してから、土のう設置完了(15:10)迄の 145 分程度(12:45～15:10)と評価される。

なお、15 時 10 分にコンクリート製床のひびの部分からの漏えいが土のう外に流出していないことを確認し、15 時 30 分に全ての土のう設置が完了している。この 20 分間(15:10～15:30)は、ひびの部分の漏えいが続いていたものの、一般排水路への流出はなかったと評価される。

以上より、((総漏えい量 240 リットル)－(道路面のたまり水 75 リットル)－(土のう内の溜まり水 20 リットル))から、一般排水路へ流出した水量は 145 リットルと評価される。流出量は、安全側に考え、全量の約 150 リットルで評価した。

(別紙－1 一般排水路への漏えい量評価)

#### (4) 一般排水路に流出した放射性物質の流出量の評価

漏えい水に含まれる放射性物質のうち、線量評価上寄与の大きいセシウムと濃度が高いストロンチウムについて、一般排水路に流出した放射性物質の流出量の評価を行った。結果を表 1 に示す。

表 1 一般排水路に流出した放射性物質の濃度、流出量

	流出した放射性物質の濃度、流出量	
	濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	流出量 (Bq)
セシウム 134	$1.2 \times 10^1$	$1.8 \times 10^6$
セシウム 137	$1.5 \times 10^1$	$2.3 \times 10^6$
ストロンチウム 89	$4.9 \times 10^4$	$7.4 \times 10^9$
ストロンチウム 90	$1.1 \times 10^5$	$1.7 \times 10^{10}$
合計		$2.4 \times 10^{10}$

## (5) 海洋への放射性物質の流出による周辺環境への影響評価

## 1) 環境モニタリング調査の内容及び結果

蒸発濃縮装置からの漏えいに伴い、海域に流出した放射性物質による影響を確認するため、図 2-1 に示す調査点で、モニタリング調査を実施した。漏えい水には、 $\beta$ 核種であるストロンチウムが多く含まれていることから、通常の $\gamma$ 線核種分析に加えて、全 $\beta$ 放射能及びストロンチウムの分析を行った。

(別紙－ 2 海洋モニタリングの結果)

## a. 南放水口付近のモニタリング (表 2-1、図 2-2)

海域への流出経路である一般排水口に近い福島第一南放水口付近で、海域への流出の状況及び流出後の影響を確認するため、漏えい翌日の 12 月 5 日～12 月 31 日にかけて $\gamma$ 線核種分析に加えて全 $\beta$ 放射能測定を実施した。また、12 月 5 日、6 日、10 日、24 日にはストロンチウム濃度の測定も実施した。

調査の結果は、表 2-1 及び図 2-2 に示すとおりであり、セシウム濃度に大きな変動は見られなかったが、全 $\beta$ 放射能濃度は、10、11 月の結果（検出限界値未満、検出限界値約 20Bq/L）と比べて 12 月 5 日に 780Bq/L と大きく上昇しており、漏えいによる影響が認められた。ただし、翌日 6 日には 60Bq/L まで低下し、6 日後の 12 月 10 日には 32Bq/L となり、その後はほぼ横這いであった。

また、ストロンチウム濃度は 12 月 5 日にストロンチウム 89 が 140Bq/L、

ストロンチウム 90 が 400Bq/L と漏えい発生前の 11 月 14 日の濃度 0.086Bq/L 及び 0.17Bq/L のそれぞれ約 1600 倍、約 2400 倍となっており、全β放射能濃度と同様、漏えいの影響が認められた。その後、12 月 10 日には、ストロンチウム 89 が 2.5Bq/L、ストロンチウム 90 が 9.6Bq/L と急速に濃度は低下し、12 月 24 日には、ストロンチウム 89 は検出されず、ストロンチウム 90 が 0.45Bq/L とほぼ漏洩前の水準となっていた。

以上の通り、海域への流出箇所である一般排水口に近い福島第一南放水口付近では、漏えい翌日には海水中放射能濃度の急激な上昇が見られたが、その後は急速に濃度が低下し、20 日後の 12 月 24 日には、ほぼ漏えい前の濃度に戻ったと考えられる。

#### b. 周辺海域におけるモニタリング（表 2-2～3）

福島第一原子力発電所の南放水口付近、福島第一 5、6 号機放水口北側（以下、福島第一北放水口付近）と、福島第一敷地沖合 15km 及び福島第二敷地沖合 15km の 4 点では、毎月 1 回全β放射能及びストロンチウムを含む定例モニタリングを実施している。

流出した漏えい水の海域での拡散状況を確認するため、漏えい 6 日後の 12 月 10 日に定例モニタリングを実施すると共に、発電所に近い 4 地点のモニタリングを追加実施した。追加実施した 4 地点については、12 月 19 日にも経過確認のためのモニタリングを実施し、加えて 2 ヶ月後の 2 月 28 日にもモニタリングを実施した。また、定例モニタリングについては、1 月、2 月にも実施している。

福島第一南放水口付近を除く、漏えい前後における定例モニタリングの結果は、表 2-2 に示すとおりであり、全β放射能濃度に漏えいによる影響は認められなかった。また、12 月 10 日の福島第一敷地沖合 15km、福島第二敷地沖合 15km のストロンチウム濃度も、漏えい前の 10 月のモニタリング結果と同程度であり、漏えいによる影響は認められなかった。

追加実施した 4 地点の結果は、表 2-3 に示すとおりであり、沖合 15km の 2 地点に比べれば、一部にストロンチウム 90 の濃度が高い結果も見られたが、南放水口でみられたような大幅な違いでは無く、10 月、11 月の福島第一北放水口付近の濃度を超えるようなものでは無かった。

その後実施した、平成 24 年 1 月、2 月の定例モニタリングの結果も漏

えい前と同程度の濃度となっており、2月28日に実施した追加4地点のモニタリング結果は12月に比べて低濃度となっていた。

以上の通り、周辺海域におけるモニタリング結果からは、今回の漏えいによる影響は確認できなかった。

c. 漏えい発生直後に採取した海水の追加分析結果について

12月10日に実施したモニタリングでは、福島第一南放水口付近を除けば漏えいによる影響は確認できなかった。これは、流出した汚染水の量が150リットルであり、海域で急速に拡散、希釈された結果、12月10日時点には漏えい前に観測されている海水中放射能濃度とほとんど差が無くなったためと考えられる。

そこで、漏えい直後の状況を把握するため、福島第一南北放水口付近、小高区沖合3km、及び福島第二北放水口付近で12月5日～11日にかけて採取した試料の一部について、全 $\beta$ 放射能濃度測定を行った。小高区沖合3kmは、発電所北側、福島第二北放水口付近は、発電所南側で最も近い調査点である。

結果は、表2-4-1に示すとおりであり、福島第一南放水口付近の他、福島第一北放水口付近においても全 $\beta$ 放射能濃度の上昇が見られたが、小高区沖合3km及び福島第二北放水口付近では全 $\beta$ 放射能濃度の上昇は見られなかった。

この結果を踏まえて、全 $\beta$ 放射能濃度の上昇が見られた12月5日、6日の福島第一北放水口付近及び12月6日の福島第一南放水口付近の試料を選び、ストロンチウム90の分析を行った。結果は、表2-4-2に示すとおりであり、福島第一北放水口付近では、ストロンチウム90が両日とも検出されたが、10月、11月の測定結果に比べて若干高い程度であった。また、漏えい翌日の12月5日に大幅な濃度上昇が見られた福島第一南放水口付近では、12月6日には大きく濃度が低下していた。

以上の通り、漏えい直後には、福島第一南放水口だけでなく、福島第一北放水口でも影響が見られたが、影響範囲は発電所近傍に留まっており、上昇した放射能濃度も急速に低下したと考えられる。

## 2) モニタリング結果のまとめと周辺環境への影響評価 (図 2-3)

12月4日に蒸発濃縮装置からストロンチウムを多く含む汚染水が漏えいし、一部が海域に流出したが、海域への流出量は150リットルであり、流出の継続時間も2.5時間と評価された。そのため、流出箇所に近い南放水口付近の全 $\beta$ 放射能濃度及びストロンチウム濃度は、翌朝に大幅な上昇が見られたものの、その後は急速に拡散、希釈が進み、12月24日にはほぼ漏えい前の水準に戻ったものと考えられる。

また、発電所から北に15km程度離れた小高区沖合3km、南側に12km程度離れた福島第二北放水口付近では、漏えい後に全 $\beta$ 放射能濃度の上昇は見られず、12月10日、12月19日に実施した周辺海域におけるモニタリングにおいても、過去に周辺海域で検出された全 $\beta$ 放射能濃度、ストロンチウム濃度に比べ、大きな違いは見られなかった。

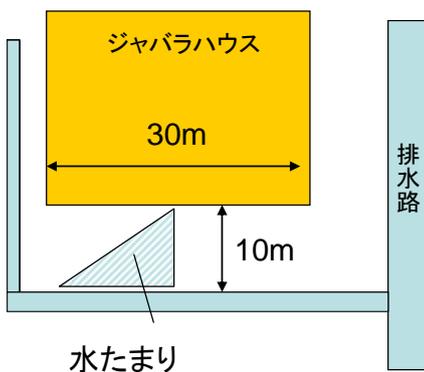
以上のとおり、流出した漏えい水による海水中放射能濃度の上昇は、福島第一原子力発電所のごく近傍にとどまるとともに、比較的短期間の内に低下しており、周辺海域への影響は限定的であったものと考えられる。

なお、参考として、周辺海域におけるモニタリングの結果を踏まえて、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(原子力安全委員会)に基づき、年間の実効線量(内部被ばく)を評価した結果、一般公衆の被ばく線量限度(1mSv/年)を下回ることを確認した。

(別紙－ 3 【参考】海産物を摂取した場合の年間の実効線量)

以上

## 一般排水路への漏えい量評価



### ■流出速度

- ①現場観察: 約1L/min (10秒で約180mL)
- ②計算(ヘルヌーイ式): 約0.8L/min (幅1×高さ40mmスリット)
- ③試験: 約0.125L/min (水深5cm、幅2×20mmスリット)

### ■水たまり量

計算:  $15 \times 10 \times 1/2 \times 1\text{mm} = 75\text{L}$

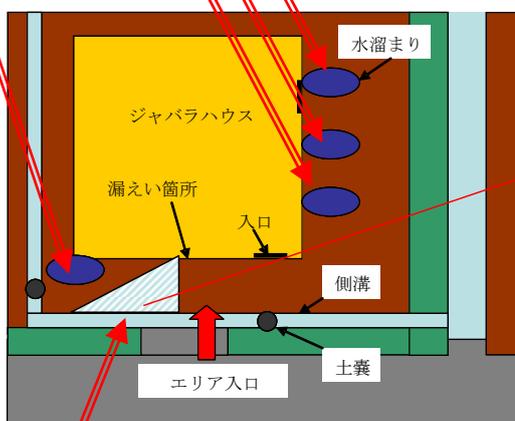
### ■放出量

- ①漏えい確認11:30～土のう設置15:30=約240min
- ②水たまりは系外へ出ず、水たまり形成までの時間=約75min
- ③U字溝への土のう設置=約10min
- ④き裂周り土のう完成=約10min
- ・U字溝流入～土のう設置まで(漏えい時間)= $240 - (75 + 10 + 10) = 145\text{min}$
- ・排水路への総漏えい量は、流出速度を保守的に1L/minとし、  
 $V = 1\text{L/min} \times 145\text{min} = 145\text{L} \rightarrow$ 【約150L】

	漏えい量1L/min 水たまり1mm		備 考
	時刻	経過時間	
き裂からU字溝到達	11:30～12:45	75	②アスファルトに三角形状(15×5m)
U字溝への漏えい継続	12:45～15:00	135	
き裂周り土のう設置	15:00～15:10	10	最終的にほぼ漏えいの広がり停止
U字溝への土のう設置	15:10～15:20	10	③一般排水路への流出防止
き裂周り土のう完成	15:20～15:30	10	④

240 ①

コンクリート製床と堰の接合部分からの漏えいと想定される箇所



コンクリート製床の継ぎ目(ひび割れ)からの漏えいと想定される箇所



海洋モニタリングの結果

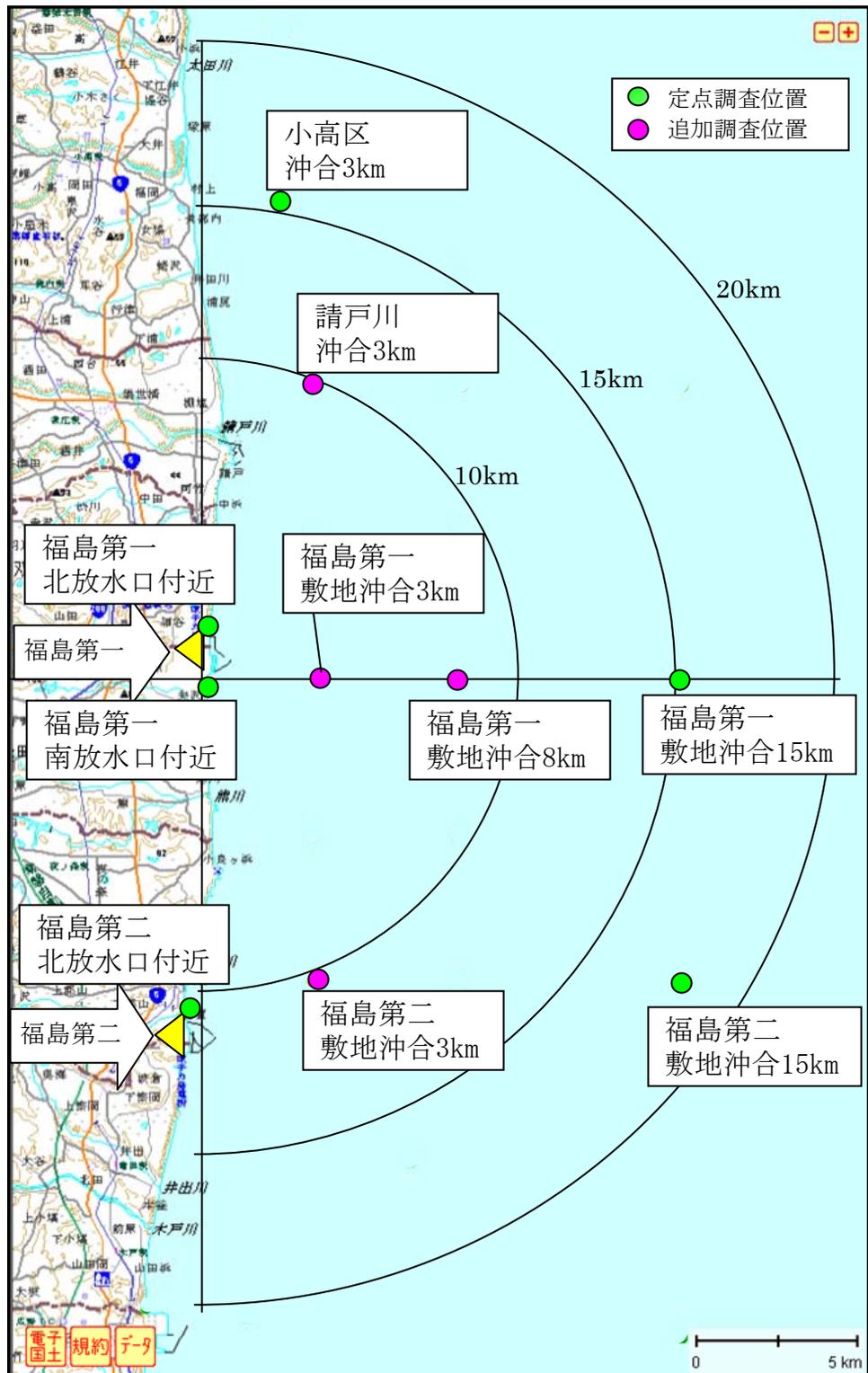


図2-1 海洋モニタリング調査位置図

表 2-1(1) 南放水口付近におけるモニタリング結果 (1)

(単位：Bq/L)

採取場所		福島第一南放水口付近 (1～4号機放水口から南側に約330m地点)			
試料採取日 時刻		平成23年10月10日 9時55分	平成23年11月14日 8時45分	平成23年12月5日 10時35分	平成23年12月6日 8時20分
検出核種 (半減期)	I-131 (約8日)	ND	ND	ND	ND
	Cs-134 (約2年)	ND	1.6	4.8	3.7
	Cs-137 (約30年)	ND	3.2	6.2	4.5
	Sr-89 (約51日)	0.94	0.086	140	ND
	Sr-90 (約29年)	1.5	0.17	400	2.8
	全β	ND	ND	780	60

注：検出限界値を下回る場合は、「ND」と記載。

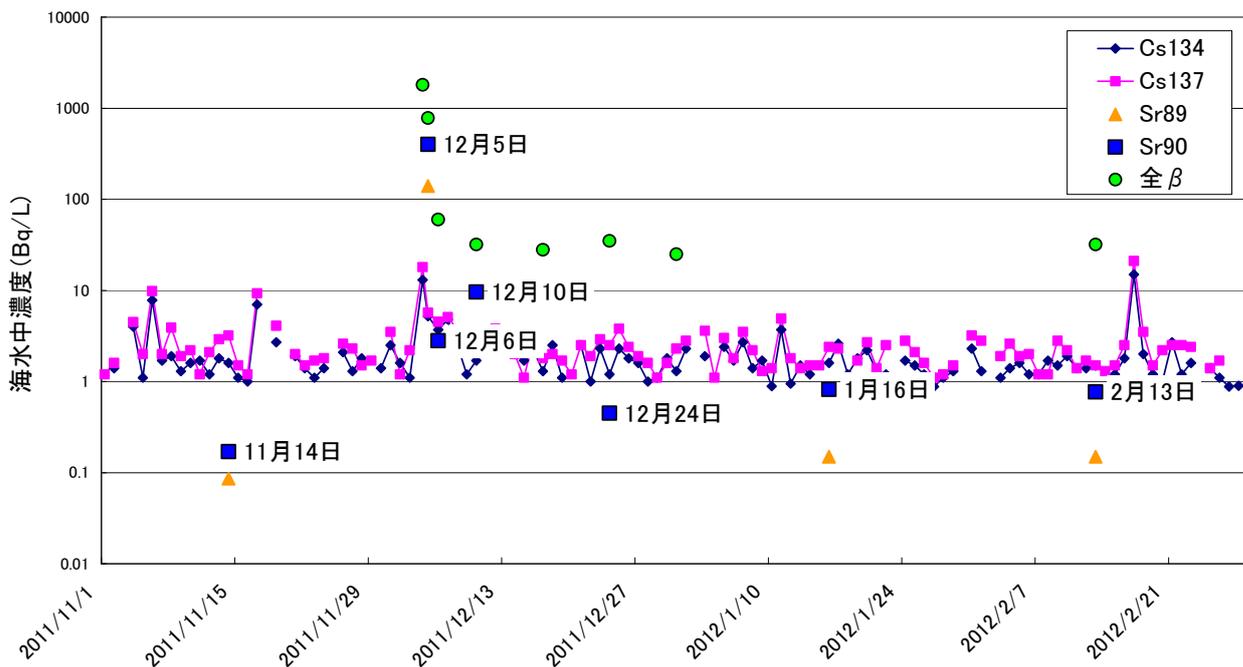
表 2-1(2) 南放水口付近におけるモニタリング結果 (2)

(単位：Bq/L)

採取場所		福島第一南放水口付近 (1～4号機放水口から南側に約330m地点)			
試料採取日 時刻		平成23年12月10日 8時20分	平成23年12月17日 8時20分	平成23年12月24日 8時10分	平成23年12月31日 8時25分
検出核種 (半減期)	I-131 (約8日)	ND	ND	ND	ND
	Cs-134 (約2年)	1.7	1.3	1.2	1.3
	Cs-137 (約30年)	2.3	1.8	2.5	2.3
	Sr-89 (約51日)	2.5	-	ND	-
	Sr-90 (約29年)	9.6	-	0.45	-
	全β	32	28	35	25

注：検出限界値を下回る場合は、「ND」と記載。

図2-2 福島第一南放水口付近における海水中放射性物質濃度の推移



備考 炉規則告示濃度限度(別表第2 第六欄 周辺監視区域外の水中の濃度限度)は次のとおり

Cs134 ; 60Bq/L      Cs137 ; 90Bq/L

Sr89 ; 300Bq/L      Sr90 ; 30Bq/L

※ 炉規則告示濃度は、「Bq/cm<sup>3</sup>」の表記を「Bq/L」に換算した値

表 2-2(1) 漏えい前後における定例モニタリングの結果 (1)

(単位 : Bq/L)

採取場所		福島第一北放水口付近 (5,6号機放水口から北側に約30m地点)				
試料採取日 時刻		平成23年10月10日 10時25分	平成23年11月14日 9時10分	平成23年12月10日 8時45分	平成24年1月16日 8時50分	平成24年2月13日 9時05分
検出核種 (半減期)	I-131 (約8日)	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-134 (約2年)	ND	4.1	3.5	2	ND
	Cs-137 (約30年)	ND	5.9	4.1	1.8	1.1
	Sr-89 (約51日)	1.3	1.3	1.2	0.13	ND
	Sr-90 (約29年)	2.1	2.6	3.9	0.75	0.18
	全β	ND	ND	25	20	ND

注 : 検出限界値を下回る場合は, 「ND」と記載。

表 2-2(2) 漏えい前後における定例モニタリングの結果 (2)

(単位 : Bq/L)

採取場所		福島第一 敷地沖合15km 上層				
試料採取日 時刻		平成23年10月10日 8時30分	平成23年11月15日 9時05分	平成23年12月10日 9時00分	平成24年1月18日 9時20分	平成24年2月13日 8時50分
検出核種 (半減期)	I-131 (約8日)	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-134 (約2年)	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-137 (約30年)	ND	ND	ND	ND	ND
	Sr-89 (約51日)	0.029	ND	ND	ND	ND
	Sr-90 (約29年)	0.03	ND	0.063	0.011	ND
	全β	ND	ND	ND	ND	ND

注 : 検出限界値を下回る場合は, 「ND」と記載。

表 2-2(3) 漏えい前後における定例モニタリングの結果 (3)

(単位 : Bq/L)

採取場所		福島第二 敷地沖合15km 上層				
		平成23年10月10日 8時05分	平成23年11月15日 8時35分	平成23年12月10日 8時10分	平成24年1月18日 8時50分	平成24年2月15日 9時05分
検出核種 (半減期)	I-131 (約8日)	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-134 (約2年)	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-137 (約30年)	ND	ND	ND	ND	ND
	Sr-89 (約51日)	ND	ND	ND	ND	ND
	Sr-90 (約29年)	0.023	ND	0.016	0.023	0.014
	全β	ND	ND	ND	19	ND

注 : 検出限界値を下回る場合は, 「ND」と記載。

表 2-3(1) 周辺 10km 圏内に追加した 4 地点におけるモニタリングの結果 (1)

(単位: Bq/L)

採取場所		請戸沖川沖合3km 上層			福島第一敷地沖合3km 上層		
試料採取日時刻		平成23年12月10日 10時40分	平成23年12月19日 9時40分	平成24年2月28日 9時50分	平成23年12月10日 11時00分	平成23年12月19日 10時25分	平成24年2月28日 9時10分
検出核種 (半減期)	I-131 (約8日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-134 (約2年)	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-137 (約30年)	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Sr-89 (約51日)	ND	ND	ND	0.05	ND	ND
	Sr-90 (約29年)	0.077	0.13	ND	0.13	0.13	ND
	全β	ND	ND	ND	ND	33	ND

注: 検出限界値を下回る場合は, 「ND」と記載。

表 2-3(2) 周辺 10km 圏内に追加した 4 地点におけるモニタリングの結果 (2)

(単位: Bq/L)

採取場所		福島第一敷地沖合8km 上層			福島第二敷地沖合3km 上層		
試料採取日時刻		平成23年12月10日 11時15分	平成23年12月19日 10時05分	平成24年2月28日 9時20分	平成23年12月10日 11時45分	平成23年12月19日 10時45分	平成24年2月28日 8時45分
検出核種 (半減期)	I-131 (約8日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-134 (約2年)	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Cs-137 (約30年)	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Sr-89 (約51日)	ND	ND	ND	ND	0.15	ND
	Sr-90 (約29年)	0.038	0.083	0.013	0.13	0.50	0.013
	全β	ND	45	ND	ND	33	ND

注: 検出限界値を下回る場合は, 「ND」と記載。

表 2-4-1 採取済試料の全β放射能測定の結果とストロンチウム分析試料の選定

採取日	調査地点名	全β放射能 (Bq/L)	ストロンチウム分析試料の選定
11/28	小高区沖合 3km	ND	漏えい前の状況確認であり対象外
12/3	福島第二北放水口	43	漏えい前の状況確認であり対象外
12/5	福島第一北放水口 福島第二北放水口	100 ND	分析実施 検出されなかったため対象外
12/6	福島第一北放水口 福島第一南放水口 福島第二北放水口 小高区沖合 3km	46 60 ND ND	分析実施 分析実施 検出されなかったため対象外 検出されなかったため対象外
12/10	福島第二北放水口	ND	検出されなかったため対象外
12/11	小高区沖合 3km	20	通常レベルであり対象外
12/24	福島第一南放水口	35	分析実施（影響収束の確認） <sup>注</sup>
12/31	福島第一南放水口	25	通常レベルであり対象外

注：12/31の試料で影響収束の確認を予定していたが、全β放射能濃度がより高い12/24の試料を追加分析の対象とした。

注：検出限界値を下回る場合は、「ND」と記載。

表 2-4-2 ストロンチウム濃度の追加分析結果

(単位：Bq/L)

採取場所	試料採取日 時刻	福島第一北放水口付近 (5, 6号機放水口から北側に約30m地点)		福島第一 南放水口付近 (1～4号機放水口から南側に約330m地点)	
		平成23年12月5日 7時15分	平成23年12月6日 8時40分	平成23年12月6日 8時20分	平成23年12月24日 8時10分
検出核種 (半減期)	I-131 (約8日)	ND	ND	ND	ND
	Cs-134 (約2年)	3.3	2.1	3.7	1.2
	Cs-137 (約30年)	4.4	3.0	4.5	2.5
	Sr-89 (約51日)	ND	ND	ND	ND
	Sr-90 (約29年)	4.4	4.9	2.8	0.45
	全β	100	46	60	35

注：検出限界値を下回る場合は、「ND」と記載。

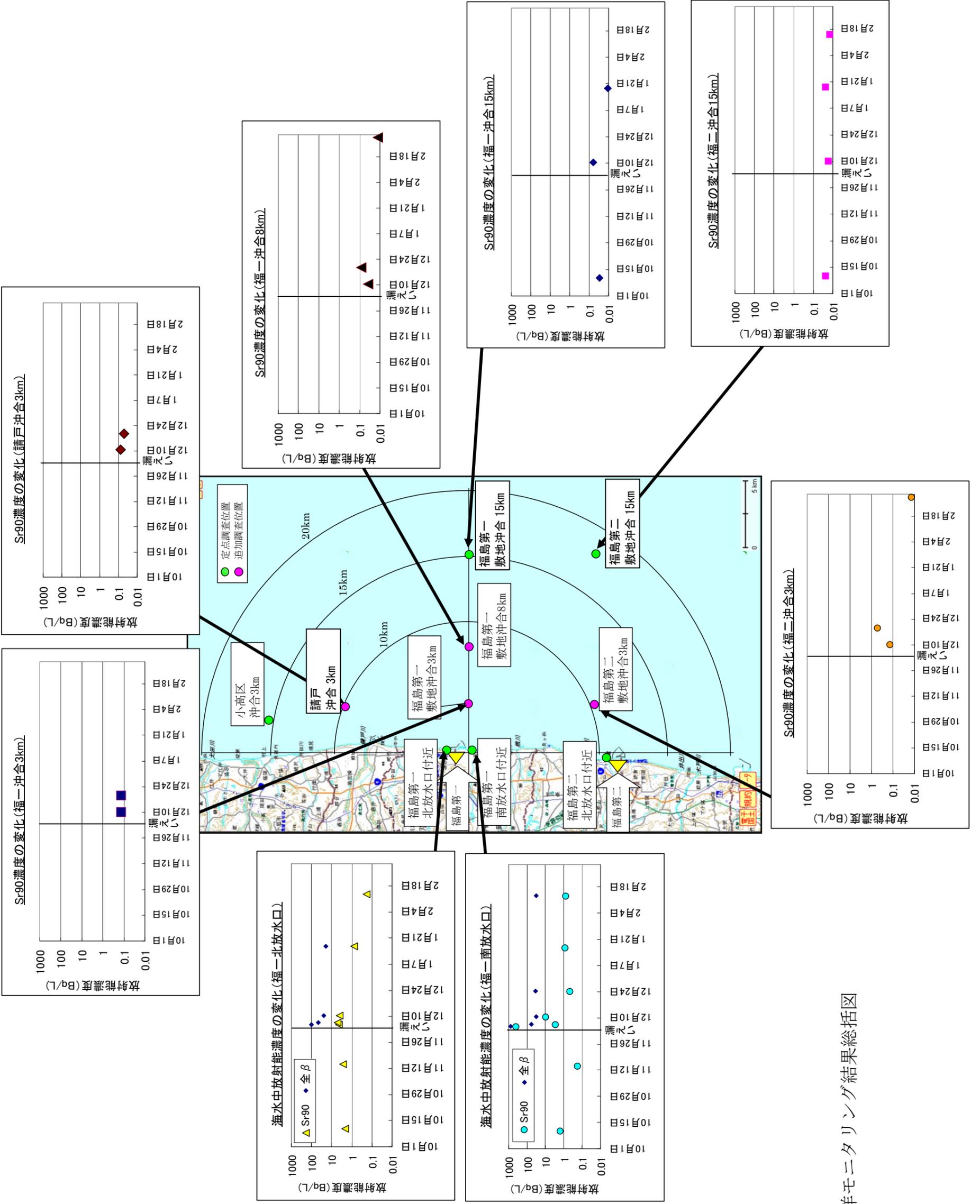


図2-3 海洋モニタリング結果総括図

## 【参考】海産物を摂取した場合の年間の実効線量

12月4日に発生した蒸発濃縮装置からの漏えいに伴い、漏えい水の一部が海域に流出したことから、流出による影響の大きさを評価するためのひとつの方法として、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（原子力安全委員会、平成13年3月、以下、線量評価指針）に示された評価方法に基づき、周辺海域に生息する海産物を摂取した場合の年間の実効線量を計算した。

12月8日に提出した報告書においては、暫定的に拡散を想定し、被ばく評価を実施したが、本報告書においては海域におけるモニタリング結果を基に被ばく評価を実施した。

## 1. 年間の平均放射性物質濃度の想定

流出した汚染水は、高濃度のストロンチウムを含むものの、漏えい量が150リットルであり、漏えい時間も2.5時間であったことから、海域に流出後は急速に拡散、希釈されたものと考えられる。環境モニタリングにおいても、明らかな影響が見られたのは南北放水口付近のみであり、その期間も2週間程度である。

従って、今回の漏えいによる影響は、年間を通じて考えれば極めて小さなものと考えられるが、ここでは保守的に、発電所から10km圏内の4地点で12月10日、19日に実施したモニタリングで得られたストロンチウムの平均濃度（ストロンチウム89が0.06Bq/L、ストロンチウム90が0.14Bq/L）が1年間継続するものとして評価した。また、海域でのモニタリング結果では検出されていないセシウムの濃度については、漏えい水におけるストロンチウム濃度に対するセシウム濃度の比率から海域における濃度を設定した。

## 2. 年間の実効線量の計算

線量評価指針に基づき、実効線量（内部被ばく）を計算した。結果を表3-1に示す。

年間の実効線量は、 $1.1 \times 10^{-3}$ ミリシーベルトと評価され、一般公衆の年間の被ばく限度である1ミリシーベルトに比べて十分低い値となった。

## 計算式

海産物を摂取した場合の年間の実効線量

$$H_w = 365 \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi}$$

$K_{wi}$  核種*i*の実効線量係数、 $A_{wi}$  核種*i*の摂取率

$$A_{wi} = C_{wi} \sum_k (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki}$$

$C_{wi}$  海水中の核種*i*の濃度、 $(CF)_{ik}$  核種*i*の海産物*k*に対する濃縮係数

$W_k$  海産物*k*の摂取量、 $f_{mk}$  海産物*k*の市場希釈係数

$f_{ki}$  海産物*k*の採取から摂取までの核種*i*の減衰比

海産物:魚類、無脊椎動物、海藻類

表3-1 被ばく評価の結果

	暫定評価		モニタリング結果による評価	
	海水中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	被ばく評価結果 (mSv/年)	海水中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	被ばく評価結果 (mSv/年)
セシウム134	7.61E-08	3.8.E-06	1.55E-08	7.7.E-07
セシウム137	1.38E-07	4.7.E-06	1.94E-08	6.6.E-07
ストロンチウム89	3.52E-04	1.7.E-04	5.88E-05	2.8.E-05
ストロンチウム90	4.76E-04	3.5.E-03	1.42E-04	1.0.E-03
合計		3.7.E-03		1.1.E-03

以上

## 福島第一原子力発電所における淡水化装置濃縮水貯槽へ濃縮水を移送する配管からの放射性物質を含む水の漏えいについて

### (1) はじめに

本事象については、平成 24 年 7 月 30 日付けで、「福島第一原子力発電所における淡水化装置濃縮水貯槽へ濃縮水を輸送する配管からの放射性物質を含む水の漏えい及びこれに伴う海洋への流出を踏まえた対応状況について（報告）」で原子力安全・保安院へ報告した内容である。

### (2) 事象の概要

平成 24 年 3 月 26 日 8 時 30 分頃、H 6 エリアと H 4 エリア間にある一般排水路の横断部において、淡水化装置（逆浸透膜（以下、「RO」と記す））で処理後の濃縮塩水（以下、「RO濃縮水」と記す）を RO 濃縮水貯槽に移送するポリ塩化ビニル製の配管ホース（以下、「耐圧ホース」と記す）より、水が漏えいしていることを発見した。

漏えいは、継手金具（タケノコニップル）が耐圧ホースから抜けたことによる当該継手部からの漏えいと判断した。

（別紙－ 1 淡水化装置概略系統図）

（別紙－ 2 漏えい箇所と一般排水路等の位置関係）

（別紙－ 3 3 月 26 日 漏えい箇所の継手部の状態）

漏えい水の一般排水路及び海洋への流出の有無を確認するため、一般排水路内の水及び 1～4 号機南放水口付近の海水をサンプリング分析した。

その結果、どちらも通常より高い放射能濃度が確認されたことから、継手部からの漏えい水は一般排水路を経て海に流出したものと判断した。

### (3) 漏えい量及び環境への影響評価

#### a. 配管からの漏えい量

RO 濃縮水供給ポンプ出口流量トレンドを確認したところ、4 時 56 分に流量が急増していることから、この時点で漏えいが始まったと考えられる。

また、RO 濃縮水の移送先である RO 濃縮水貯槽 5 B の水位もほぼ同時刻である 4 時 55 分頃から上昇していないことが確認できたことから、漏えい開始時間は、RO 濃縮水供給ポンプ出口流量が急増した 4 時 56 分と推定した。

漏えいは 9 時 00 分頃に停止していることを確認していることから、漏えい時間は 4 時 56 分～9 時 00 分の約 4 時間と推定し、漏えい量は、漏えい開

始から停止までの間に、RO濃縮水をRO濃縮水貯槽5Bへ移送していたRO濃縮水供給ポンプ出口流量が全量流出したと仮定し、約120m<sup>3</sup>と推定した。

(別紙－ 4 3月26日 RO濃縮水移送耐圧ホースからの漏えい量計算書)

b. 一般排水路及び海洋への流出量

H6エリア側では、一般排水路の近傍に一般排水路に流入したと思われる約3m×約1mの漏えい跡が確認できたこと、及び一般排水路の水の放射能濃度分析結果から、トレイ内で漏えいした水の一部がH6側に流出し、この水の一部が一般排水路に流入したと判断した。

トレイの上流側であるH6エリア側へ漏えい水が遡上した理由については、RO濃縮水供給ポンプを停止した際に、RO濃縮水貯槽5B頂部までの立ち上がり部と漏えいした耐圧ホース継手部までの水頭圧差(約10m)による逆流が発生し、この逆流水がトレイの勾配に逆らって流れたためと推定した。

一般排水路への流入量は、RO濃縮水貯槽5B頂部までの立ち上がり部(高さ約10m)の耐圧ホース(口径100A)の容量が約0.08m<sup>3</sup>(80リットル)であることから、保守的にこの全量がH6エリア側に流出し、一般排水路に流入したと仮定して、約0.08m<sup>3</sup>(80リットル)と推定した。

(別紙－ 5 3月26日 一般排水路及び海洋への流出量評価)

(別紙－ 6-1 3月26日 一般排水路サンプリング結果)

海洋への流出量については、この時点では一般排水路内に堰等がなかったことから、保守的に一般排水路に流入した漏えい水が全量海洋に流出したものと仮定して、約0.08m<sup>3</sup>(80リットル)と推定した。

(別紙－ 5 3月26日 一般排水路及び海洋への流出量評価)

(4) 海洋への放射性物質の流出量

表－ 1 に漏えい水の全β、Cs-134、Cs-137の放射能濃度に海洋への流出量(0.08m<sup>3</sup>(80リットル))を掛けて、海洋に流出した放射エネルギーを算出した結果を示す。

(表－ 1) 漏えい水中の放射能濃度及び流出した放射エネルギー

核種	放射能濃度	流出した放射エネルギー
全β	1.4×10 <sup>5</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	1.1×10 <sup>10</sup> (Bq)
Cs-134	4.1×10 <sup>0</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	3.3×10 <sup>5</sup> (Bq)
Cs-137	6.3×10 <sup>0</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	5.0×10 <sup>5</sup> (Bq)

## (別紙－ 6 － 2 漏えい水サンプリング結果)

## (5) 原因

## a. 耐圧ホース継手部からの漏えいの原因

耐圧ホース継手部からの漏えいの原因は、耐圧ホースの供用段階において、「運転圧により発生するホース捻転（ねじれ）」が主要因となり、「耐圧ホース移設時の荷重」や「耐圧ホースの劣化」が複合して、継手金具（タケノコニップル）が耐圧ホースから抜け、漏えいに至ったものと推定した。

（別紙－ 7 － 1 耐圧ホース継手部抜け事象の要因分析表）

（別紙－ 7 － 2 トルク確認試験、繰り返し水圧負荷試験）

## b. 一般排水路及び海洋への流出の原因

一般排水路及び海洋への流出は、一般排水路横断部に継手部があったこと、及び一般排水路横断部トレイの脇から漏えい水が一般排水路に流入することを防止するための堰や土嚢が不十分であったことが原因と推定した。

## (6) 再発防止対策

## a. 耐圧ホース継手部からの漏えい防止対策

基本的に、耐圧ホースについては、継手部の信頼性の高いポリエチレン製配管\*に計画的に交換していくこととする。また、漏えいした場合に海洋に流出する恐れのある耐圧ホースについては、交換までの間、抜け防止治具の設置をして継手部の信頼性を高めて使用することとする。

（\*：ポリエチレン製配管は螺旋状の補強リングがないため加圧時に捻転トルクが発生しないこと、またポリエチレン製配管とポリエチレン製配管の継手部は配管を融着して接続するため配管本体と同等の強度となることから、継ぎ手部の信頼性が高い。）

## b. 海洋への流出防止対策

一般排水路横断部付近から一般排水路内へ漏えい水が流入したことから、今回漏えいが発生した一般排水路横断部及び当該一般排水路下流にある別の一般排水路横断部の周囲に土嚢・防水堤を追設した。

（別紙－ 8 海洋への流出防止対策 3月 27, 28 日 一般排水路横断部）

## (7) 信頼性向上対策

今回の漏えい事象によって、放射性物質を含む水を移送するポンプの出口流量トレンド及び水の出入りがある貯槽の水位トレンドを監視することで、配管から漏えいが発生した場合の流量の変動等をとらえ漏えい発生の早期検

知ができるとの知見が得られた。

このため、平成24年4月9日より、移送運用中の移送ポンプ流量トレンドと水の出入がある貯槽の水位トレンドについて水処理制御室内モニタに常時表示し運転員が連続監視することによって、配管からの漏えいがあった場合に早期に漏えいを検知でき、即座に対応できる態勢を構築した。

#### (8) 周辺環境への影響評価

周辺環境への影響を評価するため、1～4号機南放水口付近の海水をサンプリングした。

その結果、3月26日8時20分に採取した1～4号機南放水口付近の海水からはSr-89、Cs-134は検出限界未満であったが、全β、Sr-90及びCs-137の放射能濃度が検出され、放射性物質を含む水が海域に流出したものと考えられる。

全βについては3月29日15時05分以降には、検出限界未満となり、Cs-137については3月27日8時30分以降には検出限界未満となった。

(別紙－6－3 1～4号機南放水口付近サンプリング結果)

RO濃縮水については、これまでの分析結果からβ核種が支配的であるため、全βのトレンドについて着目すると、1～4号機南放水口付近で採取した漏えい水の放射能濃度は、蒸発濃縮装置からの漏えい事象では全βで25日以上検出されているのに対し、本漏えい事象では10日程度で検出限界値未満となっている。

γ核種については、γ核種のうち被ばくの寄与が大きいCs-134とCs-137のトレンドは、蒸発濃縮装置からの漏えい事象では、30日以上検出されているのに対し、本漏えい事象では3日後には検出限界値未満となっている。

これは、海洋に流出した放射エネルギーの合計が蒸発濃縮装置からの漏えい事象では、 $2.4 \times 10^{10}$ Bqに対して、今回の漏えいでは $1.1 \times 10^{10}$ Bqと約1/2であったことが主な理由と考えられる。

(別紙－6－4 1～4号機南放水口付近サンプリング結果  
「過去事象との比較」)

今回の漏えい事象においては環境への影響を評価するため、1～4号機南放水口付近の全βのみ測定を行い、他の沿岸の測点において頻度を上げたモニタリングは実施していない。これは、蒸発濃縮装置からの漏えい事象の際に、詳細に周辺の海域モニタリングを行った結果、影響が限定的であったとの知見があり、また、今回の漏えい事象が蒸発濃縮装置からの漏えい事象に

比べ、漏えいした放射エネルギーが約 1/2 であることから、1～4号機南放水口付近の分析を行うことで全体の環境影響を把握することが可能と考えたためである。

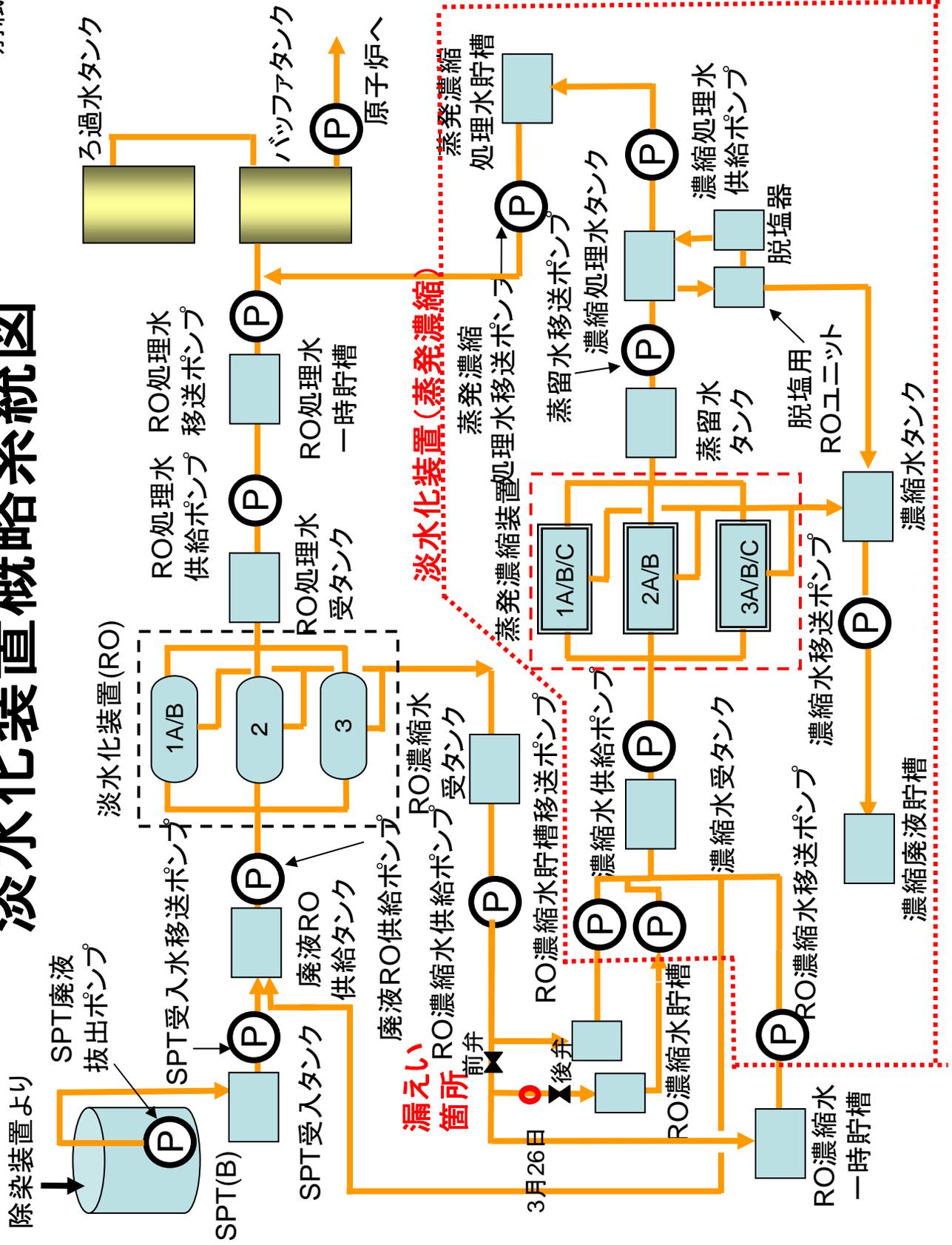
さらに、蒸発濃縮装置からの漏えい事象では、広域の海域モニタリングを行った結果、影響が限定的であったことを踏まえ、今回の漏えい事象では、広域の海域モニタリングも実施する必要はないと考えた。

また、サンプリング頻度については、今回1～4号機南放水口付近にて全 $\gamma$ 、全 $\beta$ 放射能濃度測定を1日に1回実施しており、モニタリングの観点から適切にその拡散状況を把握できると考えており、適切な頻度であると考えられる。

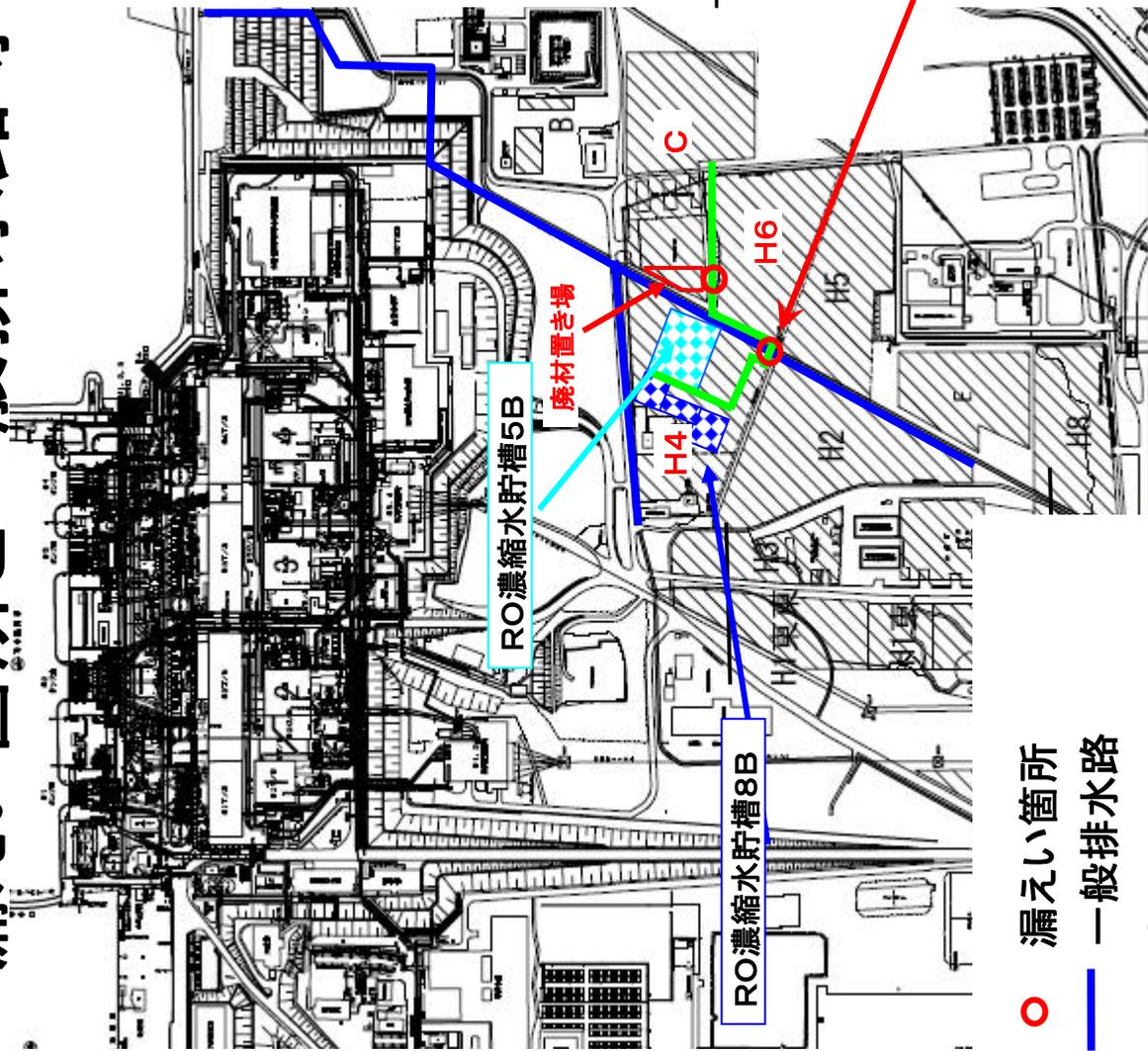
したがって、本漏えい事象は、蒸発濃縮装置からの漏えい事象と比較しても、周辺海域への影響はそれ以下の限定的なものであったものと推定できる。

以 上

# 淡水化装置概略系統図



# 漏えい箇所と一般排水路等の位置関係



- 漏えい箇所
- 一般排水路
- ホースルート

一般排水路横断部  
RO濃縮水移送用耐圧ホース



3月26日  
漏えい箇所

# 3月26日 漏えい箇所 継手部の状態

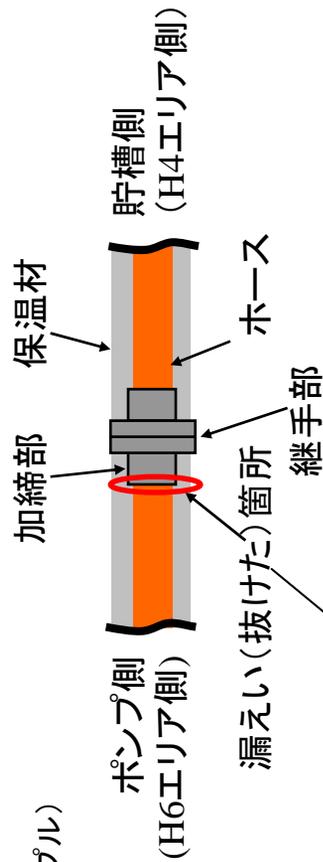
当該ラインは、凍結防止対策のために保温材を施工  
→保温をめぐり内部を確認し、耐圧ホースを持ち上げ  
たところ、継手金具(タケノコニップル)が抜けた。



継手部

漏えい(抜けた)箇所

金具(タケノコニップル)



漏えいの痕跡



一般排水路横断面の概景

トレイ



## 3月26日 RO濃縮水移送耐圧ホースからの漏えい量計算書

### 1. 流出量の評価期間

流出開始：4時56分（流量急増時刻）

流出停止：9時00分頃（漏えい停止確認時刻）

上記の内、RO濃縮水供給ポンプの運転時間等

	運転時間	停止時間
① 4時56分流量急増		
② 5時6分停止	(10分運転)	
③ 6時45分起動		(99分停止)
④ 7時44分停止	(59分運転)	
⑤ 8時45分起動		(61分停止)
⑥ 8時50分停止、弁閉止（5分運転）		
⑦ 9時00分漏えい停止確認		(10分停止)

（別紙-4-1 3月26日 RO濃縮水供給ポンプ流量トレンド）

（別紙-4-2 3月26日 濃縮水貯槽5B水位トレンド）

（別紙-4-3 3月26日 メッセージ（動作記録））

### 2. RO濃縮水供給ポンプ出口流量

#### (1) ポンプ運転中の漏えい量

上記1項の①4時56分～⑥8時50分まで、RO濃縮水供給ポンプ運転中の出口流量は、約75m<sup>3</sup>/hであった。

#### (2) ポンプ停止中の漏えい量

上記1項の②5時06分～⑥8時50分まで、RO濃縮水供給ポンプ停止中の出口流量は、約10m<sup>3</sup>/hであった。（移送元の貯槽からの水頭圧により漏えい箇所が開くから流出したものと推定）

#### (3) 弁閉止後漏えい停止確認までの漏えい量

上記1項の⑥8時50分～⑦9時00分まで、弁閉止後の出口流量は、約0m<sup>3</sup>/hであった。（弁閉止により水頭圧がなくなり流れは止まったものと推定）

（別紙-4-1 3月26日 RO濃縮水供給ポンプ流量トレンド）

### 3. 漏えい量

RO濃縮水の移送先となっているRO濃縮水貯槽5B水位が4時55分頃から上昇していないため、耐圧ホース損傷後はポンプ吐出全量が漏えいしているものと仮定する。

#### (1) RO濃縮水供給ポンプ運転中の漏えい量

上記1項の①～⑥のRO濃縮水供給ポンプ運転中の流出時間は10+59+5分=1時間14分であり、この間のポンプ出口流量が約75m<sup>3</sup>/hであることから、ポンプ運転中の漏えい量は約92.5m<sup>3</sup>と推定した。

(2) RO濃縮水供給ポンプ停止中の漏えい量

上記1項の②～⑥のRO濃縮水供給ポンプ停止中の流出時間は、99+61分=2時間40分であり、この間のポンプ出口流量が約10m<sup>3</sup>/hであることから、ポンプ停止中の漏えい量は約27.6m<sup>3</sup>と推定した。

(3) 弁閉止後漏えい停止確認までの漏えい量

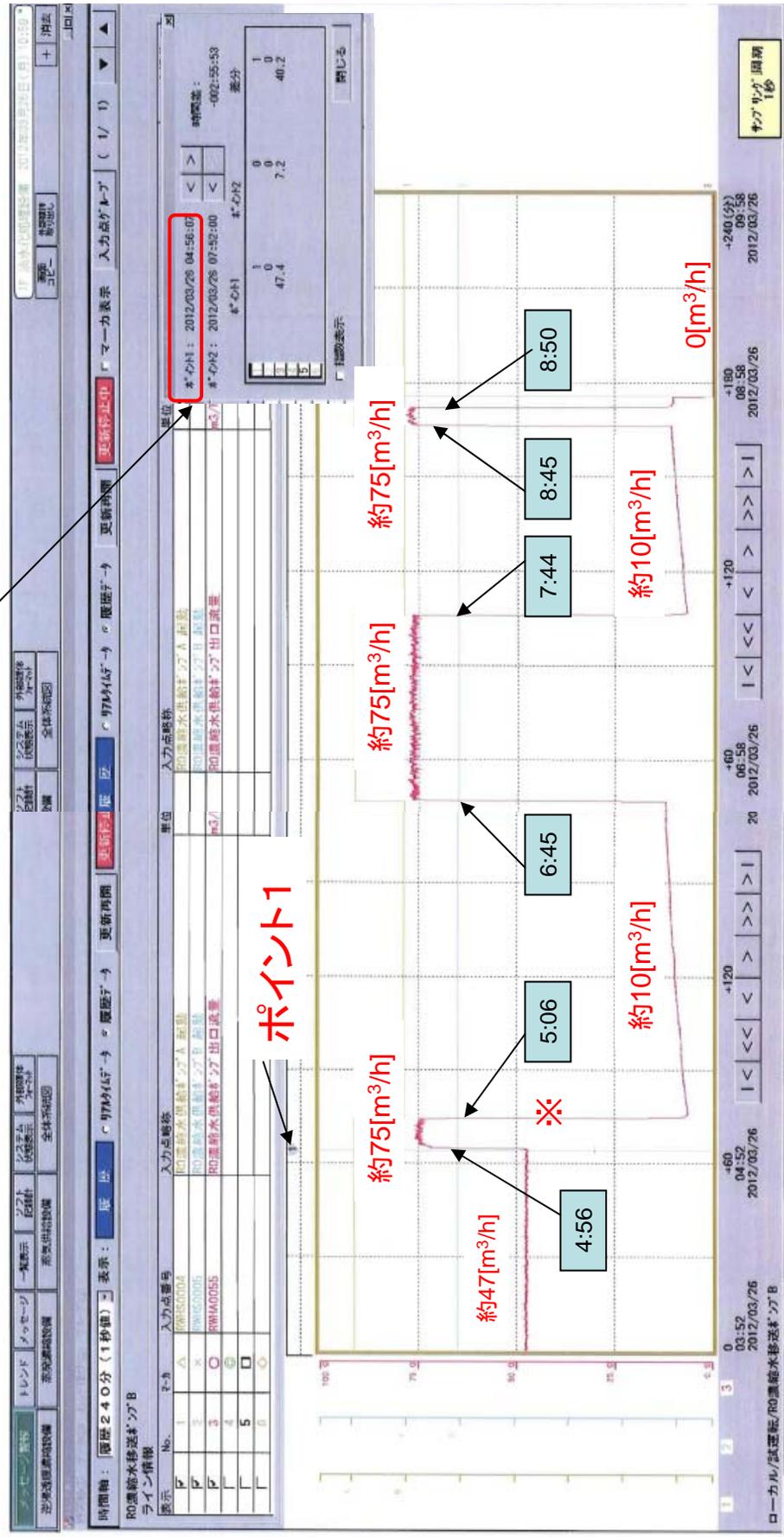
上記1項の⑥～⑦の弁閉止後漏えい停止確認までの時間は、約10分であり、この間のポンプ出口流量が約0m<sup>3</sup>/hであることから、弁閉止後の漏えい量は約0m<sup>3</sup>と推定した。

耐圧ホース内の残水については、漏えい箇所確認時にホース内がほぼ満水状態であったことから、弁閉止後に漏えいしたとしても少量であると考えられ、誤差範囲と考え漏えい量計算上は考慮しないこととした。

以上により、合計の漏えい量は92.5+27.6=約120m<sup>3</sup>と推定した。

# 3月26日 RO濃縮水供給ポンプ流量トレンド

ポイント1: 2012/03/26 04:56:07



# 3月26日 RO濃縮水貯槽5B水位トレンド

メッセージ表示  
逆浸透膜濃縮設備

トレンド  
蒸気濃縮設備

一覧表示  
蒸気供給設備

フロント  
記録計

システム  
状態表示

外部媒体  
ポート

全体系統図

時間軸: [履歴1日 (1分値)] 表示: 履歴 履歴リセット 更新再開 更新中止中 マーカ表示 入力点グループ (1/1) レンジ操作

RO濃縮水貯槽4, 5  
ライン情報

表示	No.	マカ	入力点番号	入力点略称	単位	レンジ下限	レンジ上限	レンジ操作
<input type="checkbox"/>	1	△	RWH40106	RO濃縮水貯槽5B液位	%	25.0	125.0	自動
<input type="checkbox"/>	2	×						×2
<input type="checkbox"/>	3	○						1/2
<input type="checkbox"/>	4	◎						↑
<input type="checkbox"/>	5	□						↓
<input type="checkbox"/>	6	◇						

時間差: -005:50:00 差分

\*ポイント1: 2012/03/26 04:55:00

\*ポイント2: 2012/03/26 10:45:00

86.2

閉じる

0 10:46 16:46 2012/03/25

+6

2012/03/25

+12

2012/03/25

+18

04:46 2012/03/26

+24(時)

10:46 2012/03/26

オートリセット 60秒

ローカル/試運転/II期工事試運転/RO濃縮水貯槽4, 5

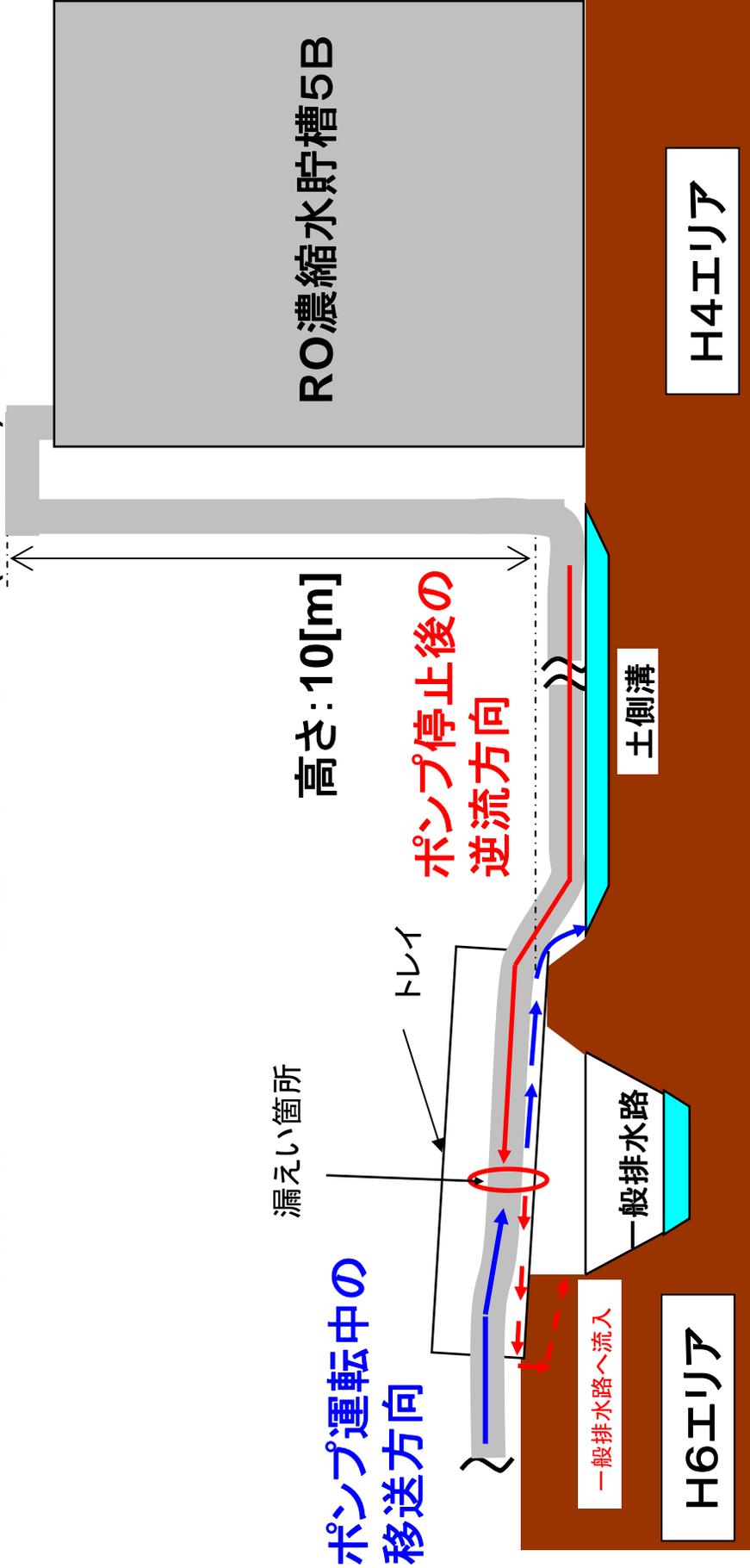
RO濃縮水貯槽5B  
水位トレンドより、  
4時55分頃水位変化が  
見られなくなった。



# 3月26日 一般排水路及び海洋への流出量

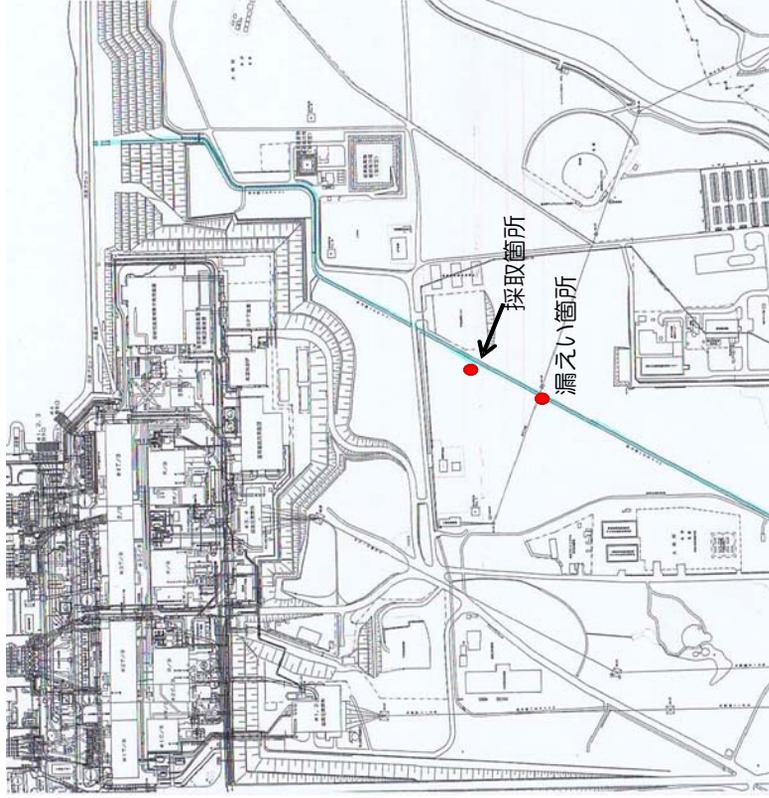
ポンプ運転中は、トレイの傾斜によりH4エリアに流出し、一般排水路には流入しなかったと推定  
 H6エリアには、ポンプ停止後、耐圧ホース内の水が逆流したと推定  
 一般排水路及び海洋には、保守的にH6エリアに流出したものが全て流出したものと仮定

タンク立ち上がり部=約10[m]、ホース口径は100Aであるため  
 逆流水量は、最大約0.08m<sup>3</sup>(80リットル)  
 よって、一般排水路及び海洋への流出量は最大でも約0.08m<sup>3</sup>(80リットル)と推定



# 3月26日 一般排水路サンプリング結果

別紙-6-1



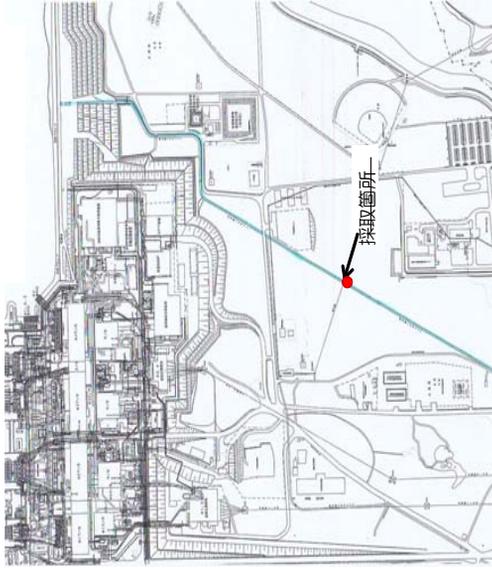
【試料採取場所】濃縮水貯槽タンクエリア 排水路下流側

【試料採取日時】平成24年3月26日 10:20

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	$3.1 \times 10^{-2}$	約2年
Cs-137	検出限界未満	$3.1 \times 10^{-2}$	約30年
全β	$6.8 \times 10^{-1}$	$2.1 \times 10^{-1}$	—

検出された主な核種を記載

# 漏えい水サンプリング結果

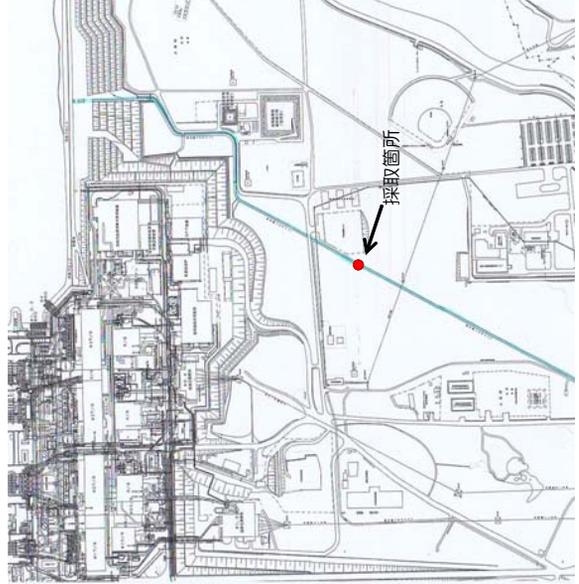


平成24年3月26日採取場所

【試料採取場所】濃縮水貯槽タンクエリア漏えい水

【採取日時】平成24年3月26日 10:00

核種	放射能濃度 (Ba/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Ba/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	4.1 × 10 <sup>0</sup>	6.1 × 10 <sup>-1</sup>	約2年
Cs-137	6.3 × 10 <sup>0</sup>	3.1 × 10 <sup>-1</sup>	約30年
全β	1.4 × 10 <sup>5</sup>	1.9 × 10 <sup>2</sup>	—



平成24年4月5日採取場所

【試料採取場所】Cエリア漏えい水

【採取日時】平成24年4月5日 3:50

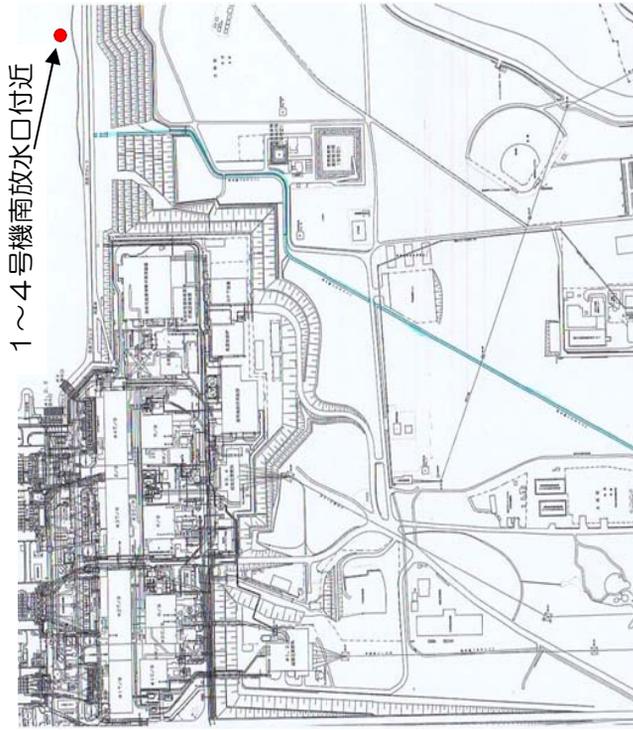
核種	放射能濃度 (Ba/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Ba/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	6.9 × 10 <sup>0</sup>	6.5 × 10 <sup>-1</sup>	約2年
Cs-137	9.8 × 10 <sup>0</sup>	3.5 × 10 <sup>-1</sup>	約30年
全β	1.3 × 10 <sup>5</sup>	2.1 × 10 <sup>2</sup>	—

検出された主な核種を記載

# 1～4号機南放水口付近サンプリング結果

別紙-6-3

【採取日時】平成24年3月26日 8:20



核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	1.2 × 10 <sup>-3</sup>	約2年
Cs-137	2.1 × 10 <sup>-3</sup>	1.1 × 10 <sup>-3</sup>	約30年
全β	1.7 × 10 <sup>1</sup>	2.1 × 10 <sup>-2</sup>	—
Sr-89	検出限界未満	1.9 × 10 <sup>-2</sup>	約50日
Sr-90	8.5 × 10 <sup>-1</sup>	7.9 × 10 <sup>-5</sup>	約29年

【採取日時】平成24年3月27日 8:30

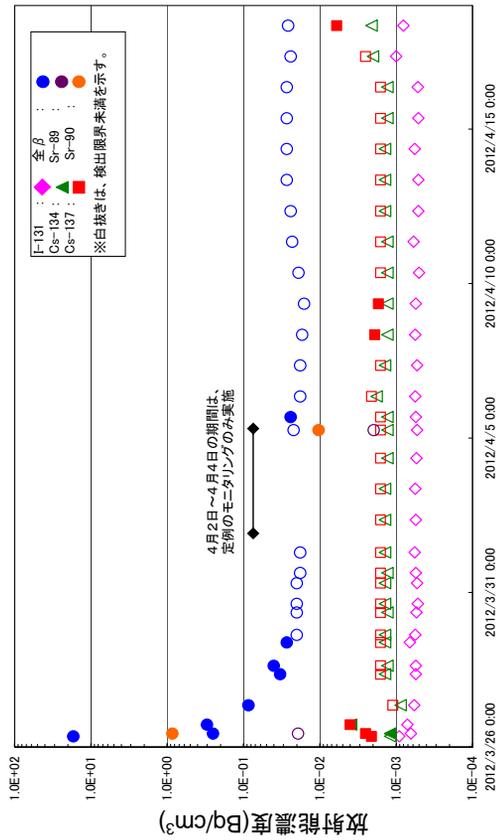
核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	8.7 × 10 <sup>-4</sup>	約2年
Cs-137	検出限界未満	1.1 × 10 <sup>-3</sup>	約30年
全β	8.6 × 10 <sup>-2</sup>	1.7 × 10 <sup>-2</sup>	—

【採取日時】平成24年3月29日 15:05

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	1.4 × 10 <sup>-3</sup>	約2年
Cs-137	検出限界未満	1.6 × 10 <sup>-3</sup>	約30年
全β	検出限界未満	2.0 × 10 <sup>-2</sup>	—

【採取日時】平成24年4月5日 6:15

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	1.3 × 10 <sup>-3</sup>	約2年
Cs-137	検出限界未満	1.6 × 10 <sup>-3</sup>	約30年
全β	検出限界未満	2.2 × 10 <sup>-2</sup>	—
Sr-89	検出限界未満	2.0 × 10 <sup>-3</sup>	約50日
Sr-90	1.0 × 10 <sup>-2</sup>	9.7 × 10 <sup>-5</sup>	約29年



※検出限界値は、測定環境等によって異なるため変動することがある。



# 継手金具抜け事象の要因分析表

別紙-7-1

評価事象	事象概要	評価	判定
耐圧ホース選定不良	耐圧ホース設計圧力値が耐圧ホースの実際の使用圧力に適合していない	耐圧ホースの仕様及び運転条件を確認したところ、耐圧ホースの設計圧力は0.98MPaであり、運転圧力は0.5MPaに適合していることから、耐圧ホースの選定不良はなく、要因として影響がないものと評価した。	×
耐圧ホース製作不良	耐圧ホース製作時の加締不良等によって、設計通りの耐圧性能がない	当該耐圧ホースは、一般汎用品であり、製造元では出荷前に検査は実施していたが、記録を保存していなかったため、漏えいの発生した耐圧ホースを用いて、外観検査を実施したところ、加締部のホース、金具等に耐圧性能に影響のある有意な割れ・損傷は確認されなかった。 また、漏えいした耐圧ホースと工場保管品について加締規定値の寸法測定を実施したところ、メーカーにて管理している加締規定値の範囲内であったことから、製作時の加締め不良は無かったと判断した。 以上のこと及び漏えいのあった耐圧ホースについては、試運転時に漏えいが無かったことから、製作不良はなかったと判断し、要因として影響がないものと評価した。	×
継手金具の腐食	耐圧ホース内面と接している金具部の隙間腐食等による減肉	漏えいが発生した継手金具(タケノコニップル)の外観目視検査をしたところ、隙間腐食のような耐圧性能に影響のある有意な腐食はなかったことから、要因として影響がないものと評価した。	×
耐圧ホース内部圧力の過大	耐圧ホースの出口側の弁を閉めきった状態で移送を行うと、移送ポンプの締め切り圧がかかり、耐圧ホースの内部に過大な圧力がかかる恐れがある	RO濃縮水を移送するRO濃縮水供給ポンプの試験成績表を確認したところ、締め切り圧力でも約0.8MPaと、耐圧ホース設計圧力0.98MPaよりも低かったことから、要因として影響がないものと評価した。	×
運転圧により発生する耐圧ホース捻転(ねじれ)	耐圧ホースに内圧が加わると、耐圧ホース外面の螺旋状の補強リングにより、耐圧ホースに捻転(ねじれ)が発生し、耐圧ホース内面と金具(タケノコニップル)にすべりが生じ、耐圧ホースが回転することにより、耐圧ホースと金具(タケノコニップル)の密着具合が低下し、金具(タケノコニップル)が抜ける	1.トルク確認試験 当該耐圧ホースは、内圧により捻れる特性があるため、耐圧ホースに水圧をかけたときに継手部に発生するトルクを測定する「トルク確認試験」を実施して、水圧と発生するトルクの関係やホース長さ発生トルクなどの関係を調査した。 その結果、水圧を付与すると耐圧ホースが捻れて継手部に捻転トルクが発生し、トルクの値がある値を超えると耐圧ホース継手加締部が回転し始め、回転することによって、継手金具(タケノコニップル)とホースの密着具合が低下し、内圧により発生した引き抜き力と回転力の合成力に耐えられなくなり抜けることが分かった。 2.繰り返し運転圧負荷試験 漏えいがあった耐圧ホースでは、運転圧以上の圧力はかかっていなかったことから、運転圧を繰り返し付与した場合の影響を調査する「繰り返し運転圧負荷試験」を実施したところ、最初運転圧をかけただけでは回転しなかった耐圧ホースも、繰り返し運転圧を相当数付与することにより継手加締部が徐々に回転することが分かった。 3.漏えいのあった耐圧ホースの状況 漏えいが発生した耐圧ホースは、両端が回転に対して拘束されており、50mの耐圧ホースが複数本接続されていたために、接続部には左右の耐圧ホースから反対方向の捻転トルクが発生していたと考えられる。 また、複数耐圧ホースが並走し重なっており、耐圧ホースがたまたまなように拘束された状態であったため、耐圧ホースが転行することによって継手部に伝達されるトルクが抑制されることがなかったものと推定される。 また、耐圧ホース敷設時より漏えいが発生するまでに移送ポンプの起動停止により、約630回以上繰り返し運転圧が負荷されていた。 4.結論 前記の試験結果及び漏えいのあった耐圧ホースの状況から、RO濃縮水移送ポンプの起動と停止による内圧変動が、繰り返し付与されたことにより、各耐圧ホースに発生した捻転トルクが、継手加締部にかかり、継手加締部が回転し、密着具合が低下したことが、継手金具(タケノコニップル)が耐圧ホースから抜けた主要因と評価した。 (添付資料-11-3 トルク確認試験、繰り返し水圧負荷試験) (添付資料-11-4 継手部抜けのメカニズム)	◎
耐圧ホース移送時の荷重	耐圧ホース移送作業実施時に耐圧ホースの継手部に曲げ荷重が付与され、耐圧ホースと金具(タケノコニップル)の密着具合が低下し、金具(タケノコニップル)が抜ける	耐圧ホースの継手部に曲げ荷重を付与した後、トルク確認試験を実施した結果、曲げを付与しない耐圧ホースに比べ、継手金具(タケノコニップル)が耐圧ホースから抜けやすくなる事象が確認された。 漏えいが発生した耐圧ホースは、一般排水路トレイ内への移送作業やCEエア廃材置場において並走する耐圧ホース整理のための移設作業を実施したことがあり、その際に耐圧ホースの継手部に曲げ荷重が付与された可能性を否定できない。 このため、耐圧ホース移送作業実施時に、曲げ荷重が耐圧ホースの継手に掛かり、継手金具(タケノコニップル)が抜けた要因となった可能性があると評価した。 (添付資料-11-3 トルク確認試験、繰り返し水圧負荷試験)	○
耐圧ホースの劣化	耐圧ホース内面ゴム材の経年劣化(硬化等)により、耐圧ホース内面と金具(タケノコニップル)の密着度が低減し、緩みが発生	耐圧ホースの劣化の有無を調査するため、耐圧ホース内面ゴムの硬度試験を行った結果、漏えいが発生した耐圧ホースは新規の耐圧ホースに比べてわずかに硬くなっており劣化の兆候が確認された。 また、耐圧ホースに対して、トルク確認試験にて、水圧と回転量の関係を調べたところ、製造後10ヶ月程度を経過した耐圧ホースは、新品に比して、継手金具(タケノコニップル)が回転しやすく、耐圧ホースから抜けやすくなる事象が確認された。 このため、今回漏えいのある耐圧ホースは、長期の使用に伴う劣化によりゴムの弾性(締付け力)が低下し、ゴムとタケノコニップルとの密着度が低下することにより、金具(タケノコニップル)が耐圧ホースから抜けた要因となった可能性は否定できないと評価した。 (添付資料-11-3 トルク確認試験、繰り返し水圧負荷試験)	△

## 評価



加締量規定値 A+2B-C=D≧2.5 mm		単位:mm	
加締前	加締後	加締量 D	評価 (D≧2.5)
ホース 外径 A	加締リング 肉厚 B	加締量 C	
3/26 漏えいホース 128.63	3	131.72	2.91 OK
4/5 漏えいホース 127.73	3	131.20	2.53 OK
工場保管品 129.43	3	132.06	3.37 OK



施工段階

供用段階

継手金具抜け

◎:影響大 ○:影響有り △:影響小 ×:影響なし

# トルク確認試験、繰り返し運転圧負荷試験、繰り返し運転圧負荷試験

## トルク確認試験の目的

- ① 水圧と発生するトルクとの関係を調査
- ② 耐圧ホース長さと同トルク発生量の関係を調査(50m(No.1),20m(No.2),10m(No.3))
- ③ 耐圧ホース曲げ履歴と抜けやすさの関係を調査(No.4)
- ④ 耐圧ホース劣化と抜けやすさの関係を調査(新品(No.5)と10ヶ月保管品(No.2))

## トルク確認試験の方法 (試験装置: 図1)

0.1MPaピッチを基本として継手が抜けるまで段階的に加圧し、各設定圧を5分間保持してホースに発生するトルクと同端加締リングの回転有無を記録した。

## トルク確認試験の結果

- ① 加圧すると耐圧ホースが伸びて蛇行し捻れて継手部にトルクが発生。昇圧によりトルクは増加、約200Nmで耐圧ホースが回転し抜け始めた。(いずれのホースも0.4MPa未満ではホースは回転しなかった。)また、蛇行をまっすぐに直すとき継手部のトルクは増加した。(図2.)  
10m(No.3)ではトルクの発生傾向が小さかったことから、耐圧ホースが予め捻れた状態で敷設されたことを模擬し反時計方向に予め180°捻ってNo.3'として再度試験したところ、No.3'は、No.3に比して発生トルクが大きくなった。(図2.)
- ② トルクは10m(No.3)より20m(No.2)の方が大だが、50m(No.1)では、20m(No.2)より小。これは、耐圧ホース自体が蛇行し地面と接触したため反力が発生し、継手部に伝達されるトルクが小さくなったものと推定(図2.)
- ③ 10m(満水で3m吊り上げに相当)より低い160Nm程度で回転開始。(図2、図3.)
- ④ 新品(No.5)は、水圧に対する捻転トルク発生量が大きいため、水圧に対する発生トルクが似ている旧品(No.2)(10ヶ月保管品)と、水圧に対する回転量を比較したところ、旧品(No.2)は、新品(No.5)より低い圧力で回転量が急激に大きくなった。(図2、図4.)

繰り返し運転圧負荷試験の目的 漏えいがあった耐圧ホースでは、運転圧以上の圧力はかかかっていないことから、運転圧を繰り返し付与した場合は影響を調査

繰り返し運転圧負荷試験の方法 曲げ履歴のない10ヶ月保管した10mのホース(No.6)に、図5.の通り、運転圧(0.5MPa)を繰り返し付与し、加圧時の発生トルクと回転量を記録

繰り返し運転圧負荷試験の結果 運転圧力を繰り返し付与した時、発生するトルクはほとんど変化しなかった。しかし、最初運転圧をかけただけでは回転しなかった耐圧ホースも、繰り返し運転圧を付与することにより回転した。(図6.)

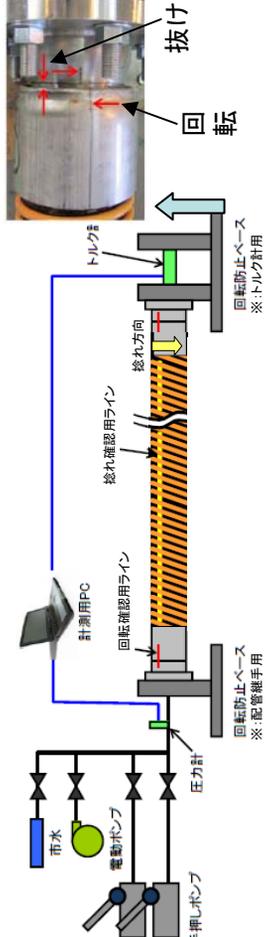


図1. 試験装置

耐圧ホースの一方を回転固定し、もう一方にトルク計を取り付け、電動・手動ポンプで水を送り耐圧ホースを加圧



図3. 曲げ荷重付与状況

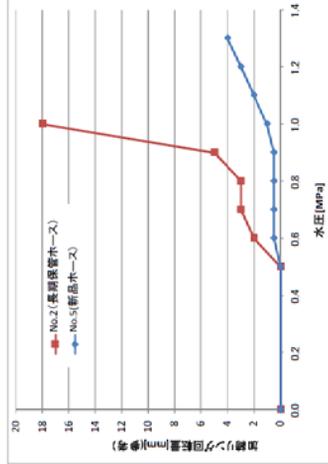


図4. 10ヶ月保管品と新品の回転量

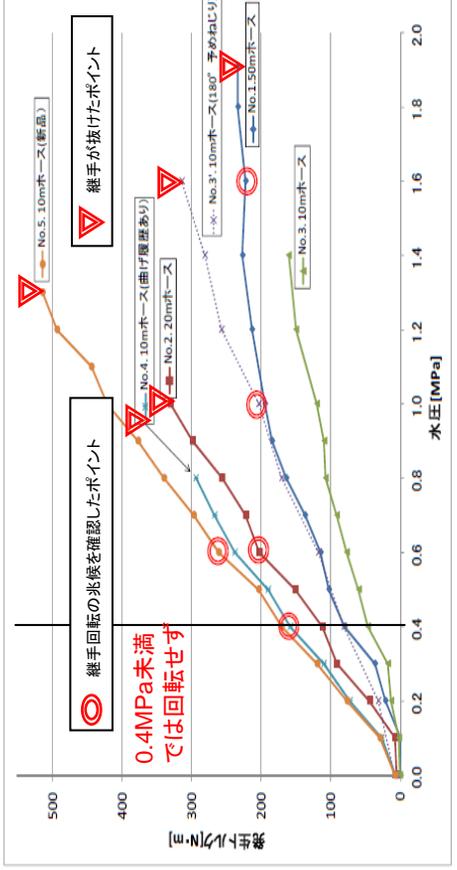


図2. 水圧と発生トルク

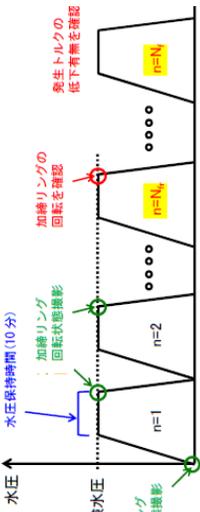


図5. 繰り返し運転圧負荷条件

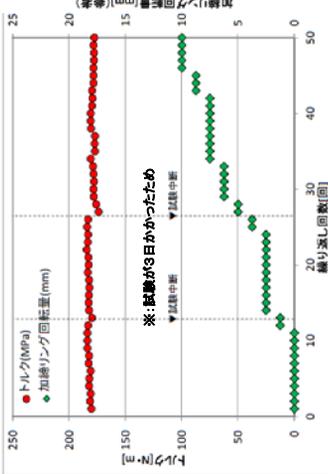
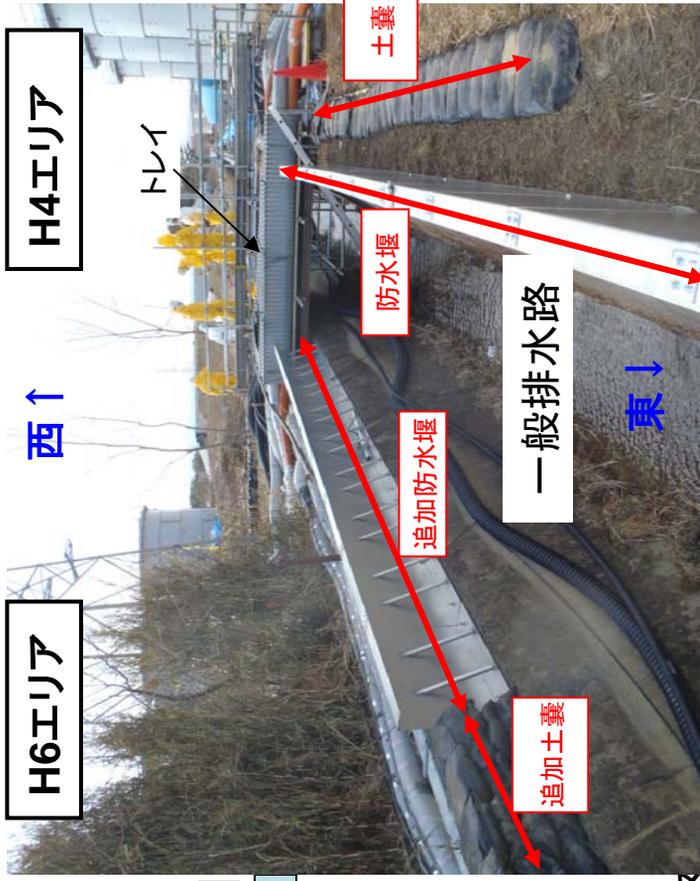
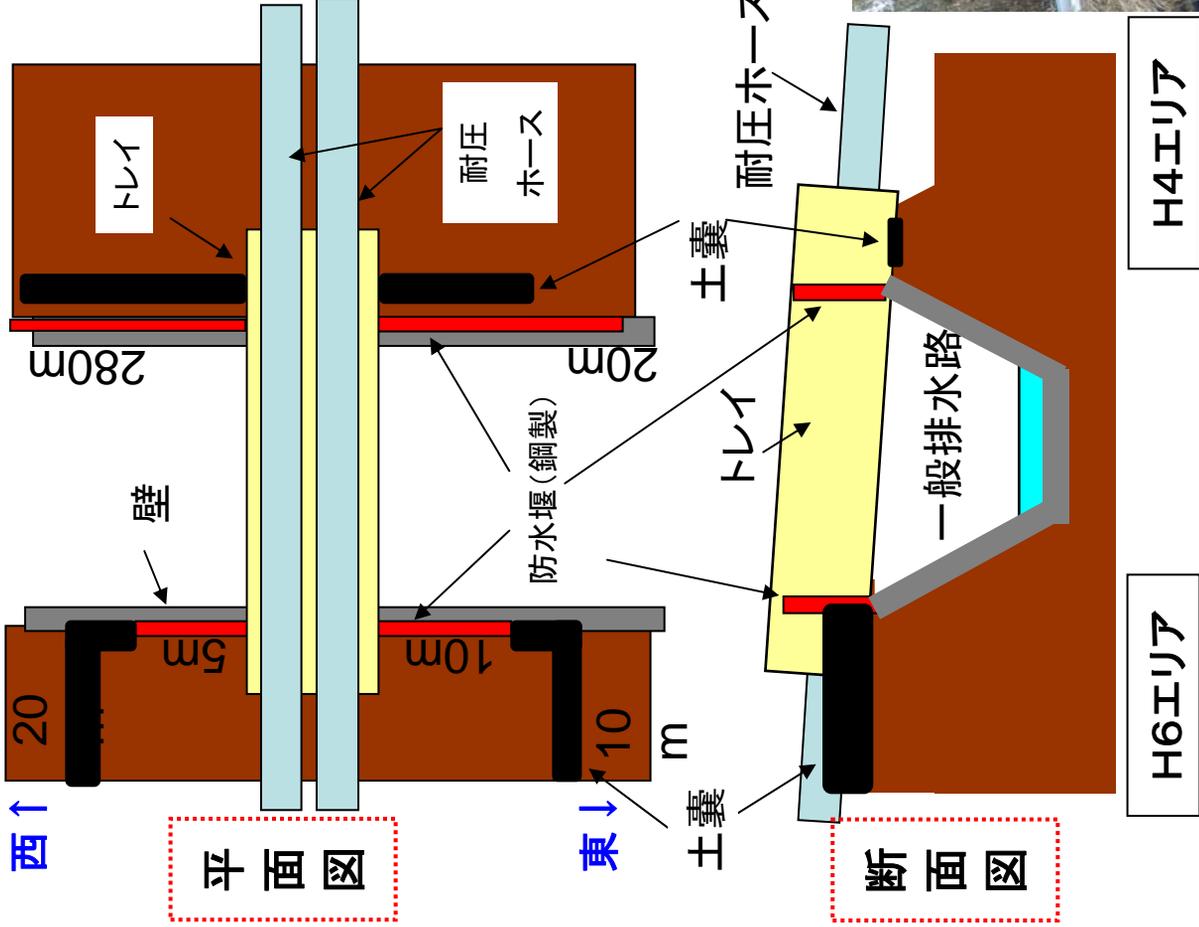


図6. 繰り返し数と発生トルク・回転量

# 海洋への流出防止対策

○3月27日,28日 一般排水路横断面部

トレイの脇から一般排水路に流入しないようにH6側に防水堰（鋼製）及び土嚢を追設



## 福島第一原子力発電所における淡水化装置濃縮水貯槽へ濃縮水を移送する配管からの放射性物質を含む水の漏えいに伴う海洋への流出について

### (1) はじめに

本事象については、平成24年7月30日付けで、「福島第一原子力発電所における淡水化装置濃縮水貯槽へ濃縮水を輸送する配管からの放射性物質を含む水の漏えい及びこれに伴う海洋への流出を踏まえた対応状況について（報告）」で原子力安全・保安院へ報告した内容である。

### (2) 事象の概要

平成24年4月5日0時52分、RO濃縮水供給ポンプを起動した際に、当該ポンプの出口流量が通常流量に比べ増加していることが確認されたため、当該ポンプを停止し、原因調査を行った。

現場確認の結果、淡水化装置の設置エリア（以下、「Cエリア」と記す）内の廃材置き場西側にあるRO濃縮水移送耐圧ホースの継手金具（タケノコニップル）が耐圧ホースから抜けていることが確認されたことから、漏えい箇所は当該継手部であると判断した。

（別紙－1 淡水化装置概略系統図）

（別紙－2 漏えい箇所と一般排水路等の位置関係）

（別紙－3 4月5日 漏えい箇所の継手部の状態）

漏えい水の一般排水路及び海洋への流出の有無を確認するため、一般排水路内の水及び1～4号機南放水口付近の海水をサンプリング分析した結果、1～4号機南放水口付近の海水は検出限界未満であったが、一般排水路内の水が通常より高い放射能濃度が確認されたことから、漏えい水は海に流出したものと推定した。

### (3) 漏えい量及び環境への影響評価

#### a. 配管からの漏えい量

RO濃縮水供給ポンプ出口流量トレンドを確認したところ、4月5日の0時06分に急増していることから、この時点で漏えいが始まったと考えられる。

また、RO濃縮水の移送先であるRO濃縮水貯槽8Bの水位も同時刻から上昇していないことが確認できたことから、漏えい開始時間は、RO濃縮水供給ポンプ出口流量が急増した0時06分と推定した。

漏えいは1時50分頃に停止していることを確認していることから、漏えい時間は0時06分～1時50分の約1時間40分と推定し、漏えい量は、漏えい

開始から停止までの間に、RO濃縮水をRO濃縮水貯槽8Bへ移送していたRO濃縮水供給ポンプ出口流量が全量流出したと仮定し、約12m<sup>3</sup>と推定した。

(別紙-4 4月5日 RO濃縮水移送配管からの漏えい量計算書)

#### b. 一般排水路及び海洋への流出量

漏えい箇所付近にあるCエリア内の廃材置き場の線量分布を調査したところ、廃材コンテナと廃材置き場北側側溝との間には線量がほとんど無かったことから、耐圧ホースから漏えいした約12m<sup>3</sup>の漏えい水は、廃材コンテナの下部を中心とするくぼみの範囲に流入した後、その一部が廃材置き場北側側溝と一般排水路を接続する側溝付近に流入し、その後一般排水路に流入したと推定した。

(別紙-5-1 4月5日 一般排水路及び海洋への流出量  
漏えい箇所付近配置図)

(別紙-5-2 漏えい水の一般排水路への流入経路)

廃材置き場(20m×40m)は、そのエリアの内、外周囲2mは勾配部となっており、その内側は深さが約2cm程度くぼんだ形状となっている。

外周囲2m程度の勾配部を深さ0cmと仮定し計算すると、その容積は約11.5m<sup>3</sup>であり、漏えい水約12m<sup>3</sup>の大部分は、この廃材置き場のくぼみにとどまったと考えられるため、一般排水路への流入量は少ないと推定した。

また、廃材置き場の地面(アスファルト)には、地震によりコンテナ脚が金属の受け座から外れてアスファルト面に接触したため形成したと思われるき裂が多数あり、約1リットルの水をこのき裂周辺に注いでみたところ、短時間で地中に吸収される状況を確認できた。

このことから、廃材置き場に流れ込んだ漏えい水は、時間の経過とともに、アスファルトのき裂から地中に浸透したため、水溜まりを形成しなかったものと考えられる。

(別紙-5-3 廃材置き場へ流入した漏えい水の行方)

一般排水路には上流から淡水が少量流入し、土砂の流出を制限するための土嚢による低い堰(以下単に「堰」と記す)3箇所とB/C排水路合流部に、計4箇所の水溜まりを形成していた。

一般排水路に流れこんだ漏えい水は、4箇所の溜まり水により放射能濃度(主にSr等のβ核種)が希釈されながら玉突き状に押し出され、最終的に海洋へ流出したものと仮定し、漏えい水の放射能濃度とB/C排水路合流部溜まり水の全β放射能濃度の比から、漏えい水の流入量を計算した結果、一般排水路

への漏えい水流入量は約  $0.75\text{m}^3$  (750 リットル) と推定した。

海洋には一般排水路へ流入した漏えい水が 4 箇所の溜まり水により放射能濃度が希釈されながら玉突き状に押し出され、流入量と同量の約  $0.75\text{m}^3$  (750 リットル) 流出したと推定した。

なお、海洋へは希釈されて放水口の直前の溜まり水の放射能濃度となった水が、流入量と同量の約  $0.75\text{m}^3$  (750 リットル) 流出したと考えられることから、漏えい水 (原水) 換算流出量を求めたところ、海洋への流出量の原水換算値は、約  $0.00015\text{m}^3$  (0.15 リットル) となった。

(別紙－ 6 － 1 4 月 5 日 一般排水路サンプリング結果)

(別紙－ 5 － 4 一般排水路及び海洋への流出量の推定)

#### (4) 海洋への放射性物質の流出量

表－ 2 に漏えい水の全  $\beta$ 、Cs-134、Cs-137 の放射能濃度に海洋への流出量 ( $0.00015\text{m}^3$  (0.15 リットル)) を掛けて、海洋に流出した放射エネルギーを算出した結果を示す。

(表－ 2) 漏えい水中の放射能濃度及び流出した放射エネルギー

核 種	放射能濃度	流出した放射エネルギー
全 $\beta$	$1.3 \times 10^5$ (Bq/cm <sup>3</sup> )	$2.0 \times 10^7$ (Bq)
Cs-134	$6.9 \times 10^0$ (Bq/cm <sup>3</sup> )	$1.0 \times 10^3$ (Bq)
Cs-137	$9.8 \times 10^0$ (Bq/cm <sup>3</sup> )	$1.5 \times 10^3$ (Bq)

(別紙－ 6 － 2 漏えい水サンプリング結果)

#### (5) 原因

##### a. 耐圧ホース継手部からの漏えいの原因

耐圧ホース継手部からの漏えいの原因は、耐圧ホースの供用段階において、「運転圧により発生するホース捻転 (ねじれ)」が主要因となり、「耐圧ホース移設時の荷重」や「耐圧ホースの劣化」が複合して、継手金具 (タケノコニップル) が耐圧ホースから抜け、漏えいに至ったものと推定した。

(別紙－ 7 － 1 耐圧ホース継手部抜け事象の要因分析表)

(別紙－ 7 － 2 トルク確認試験、繰り返し水圧負荷試験)

##### b. 一般排水路及び海洋への流出の原因

一般排水路及び海洋への流出は、一般排水路横断部に継手部があったこと、及び一般排水路横断部トレイの脇から漏えい水が一般排水路に流入すること

を防止するための堰や土嚢が不十分であったことが原因と推定した。

#### (6) 再発防止対策

##### a. 耐圧ホース継手部からの漏えい防止対策

基本的に、耐圧ホースについては、継手部の信頼性の高いポリエチレン製配管\*に計画的に交換していくこととする。また、漏えいした場合に海洋に流出する恐れのある耐圧ホースについては、交換までの間、抜け防止治具の設置をして継手部の信頼性を高めて使用することとする。

(\*：ポリエチレン製配管は螺旋状の補強リングがないため加圧時に捻転トルクが発生しないこと、またポリエチレン製配管とポリエチレン製配管の継手部は配管を融着して接続するため配管本体と同等の強度となることから、継ぎ手部の信頼性が高い。)

##### b. 海洋への流出防止対策

廃材置き場付近の側溝から一般排水路内へ漏えい水が流入したため、当該の一般排水路に通じる側溝2箇所土嚢を設置した。

(別紙－8 4月5日 廃材置き場付近側溝)

#### (7) 信頼性向上対策

今回の漏えい事象によって、放射性物質を含む水を移送するポンプの出口流量トレンド及び水の出入りがある貯槽の水位トレンドを監視することで、配管から漏えいが発生した場合の流量の変動等をとらえ漏えい発生の早期検知ができるとの知見が得られた。

このため、平成24年4月9日より、移送運用中の移送ポンプ流量トレンドと水の出入りがある貯槽の水位トレンドについて水処理制御室内モニタに常時表示し運転員が連続監視することによって、配管からの漏えいがあった場合に早期に漏えいを検知でき、即座に対応できる態勢を構築した。

#### (8) 周辺環境への影響評価

周辺環境への影響を評価するため、1～4号機南放水口付近の海水をサンプリングした。

その結果、4月5日6時15分に採取した1～4号機南放水口付近の海水からはSr-89、Cs-134、及びCs-137の放射能濃度は検出限界未満であったが、全β、Sr-90は検出された。

これは、海洋に流出した放射エネルギーが蒸発濃縮装置からの漏えい事象では、 $2.4 \times 10^{10}$ Bqに対して、今回の漏えいでは $2.0 \times 10^7$ Bqと約1/1,000であったこと、並びに、Sr-90は全β核種中で核種の比率が高く、検出限界値が他に比べ

て低いことが主な理由と考えられる。

全 $\beta$ については4月6日8時25分以降には、検出限界未満となった。

(別紙－6－3 1～4号機南放水口付近サンプリング結果)

今回の漏えい事象においては、環境への影響を評価するにあたって1～4号機南放水口付近の全 $\beta$ 放射能測定のみ行い、他の沿岸の測点において頻度を上げたモニタリングは実施していない。これは、蒸発濃縮装置からの漏えい事象の際に、詳細に周辺の海域モニタリングを行った結果、周辺海域への影響が限定的であったとの知見があり、また、今回の漏えい事象が蒸発濃縮装置からの漏えい事象に比べ、海洋に流出した放射エネルギーが約1/1,000であることから、1～4号機南放水口付近の分析を行うことで全体の環境影響を把握することが可能と考えたためである。

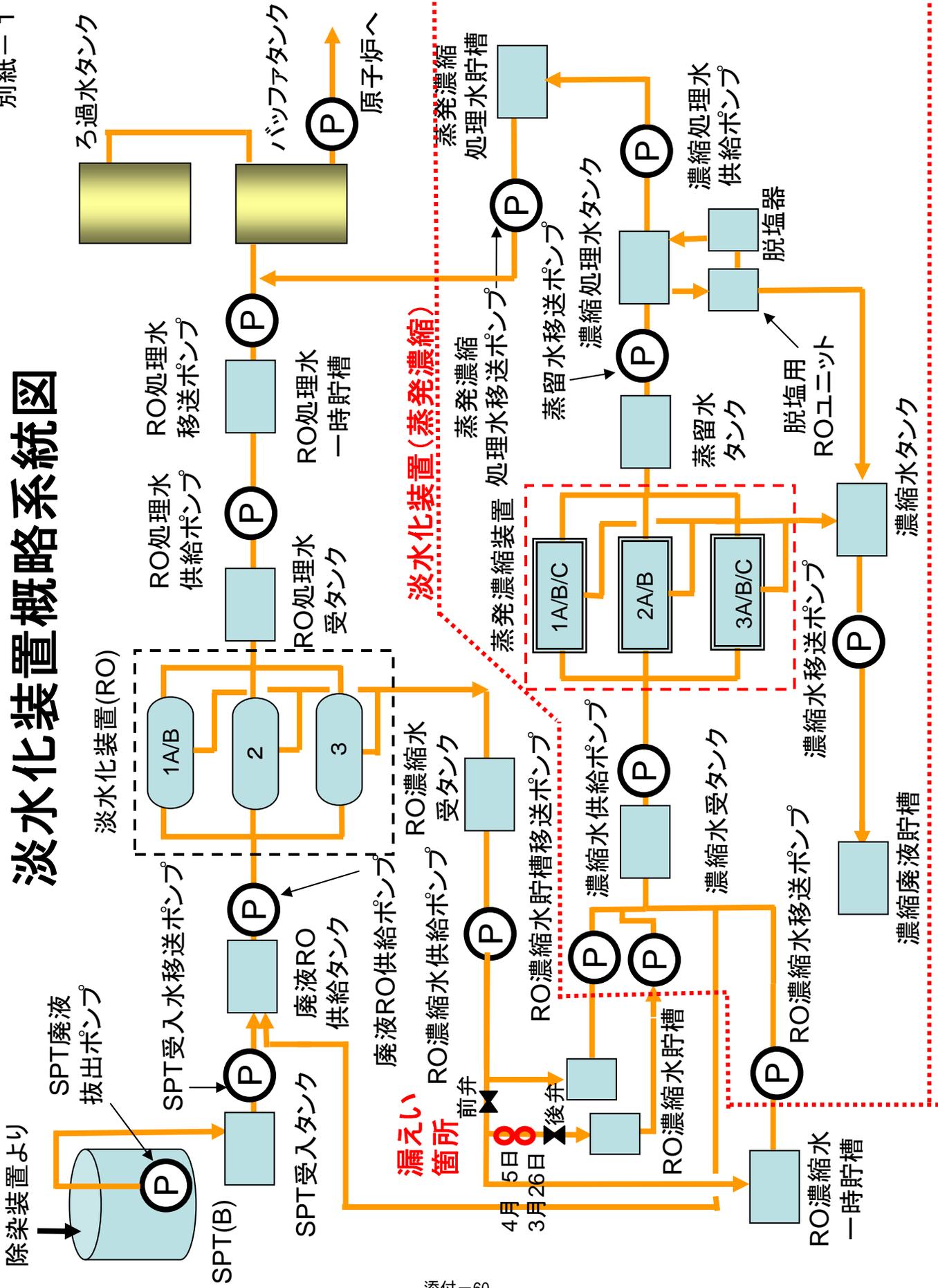
さらに、蒸発濃縮装置からの漏えい事象では、広域の海域モニタリングを行った結果、影響が限定的であったことを踏まえ、今回の漏えい事象では、広域の海域モニタリングも実施する必要はないと考えた。

また、サンプリング頻度については、今回1～4号機南放水口付近にて全 $\gamma$ 、全 $\beta$ の放射能濃度測定を1日に1回実施しており、モニタリングの観点から適切にその拡散状況を把握できていると考えており、適切な頻度であると考えられる。

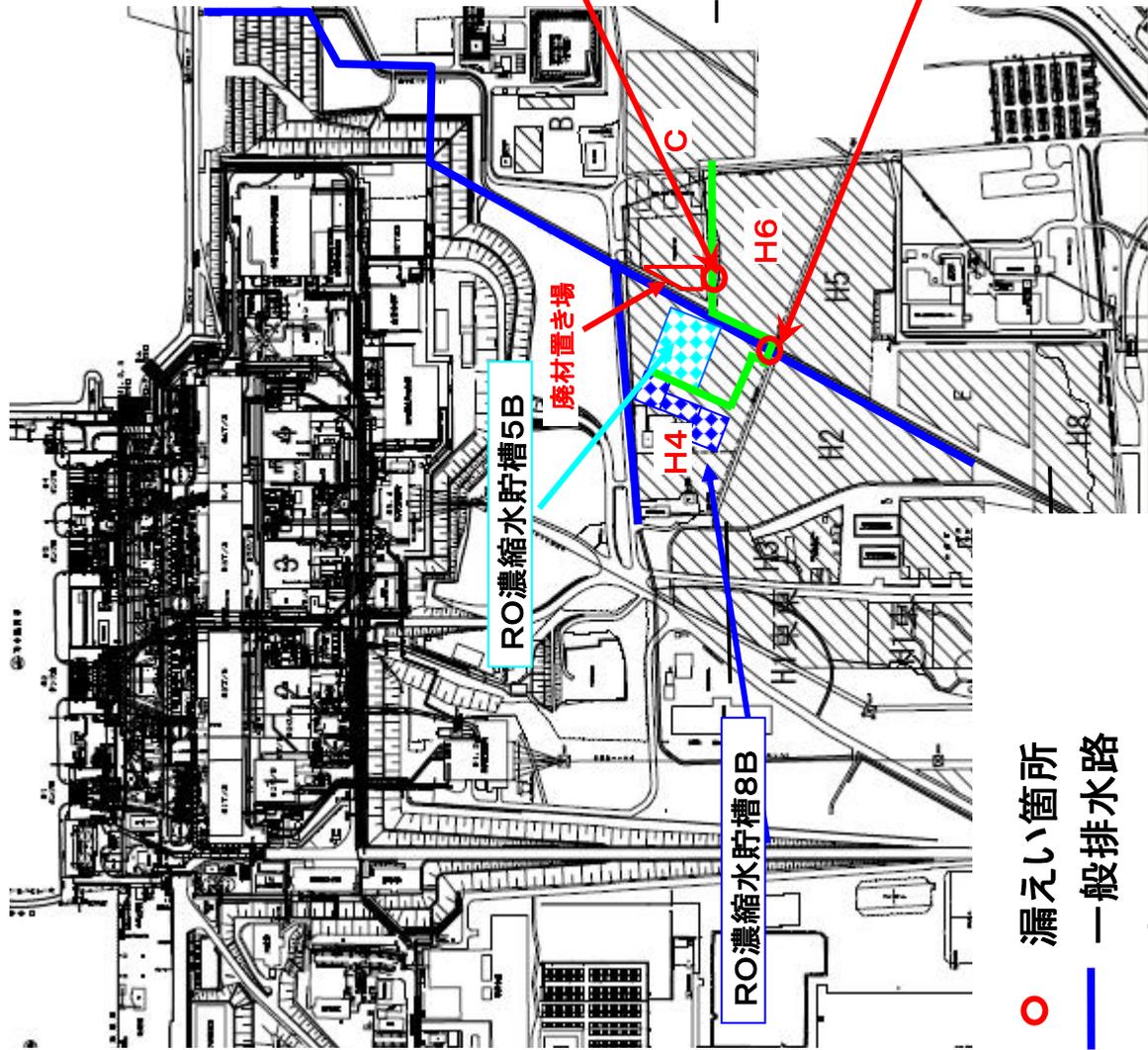
したがって、本漏えい事象は、蒸発濃縮装置からの漏えい事象と比較しても、周辺海域への影響は、それ以下の限定的なものであったものと推定できる。

以上

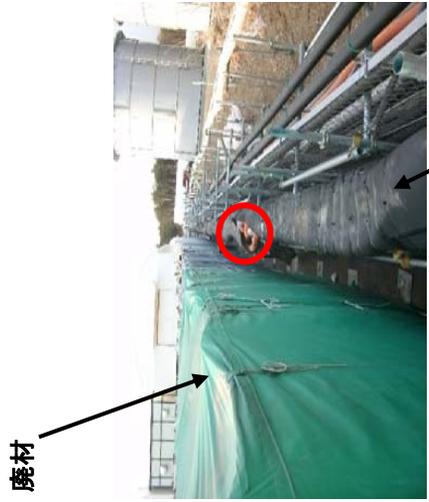
# 淡水化装置概略系統図



# 漏えい箇所と一般排水路等の位置関係



- 漏えい箇所
- 一般排水路
- ホースルート



4月5日  
漏えい箇所



3月26日  
漏えい箇所

# 4月5日 漏えい箇所 継手部の状態

**【漏洩箇所】**  
 当該ラインは、凍結防止対策のために保温材を施工  
 →保温材をめくり内部を確認し、継手金具(タケノコニップル)が  
 抜けているのを確認。

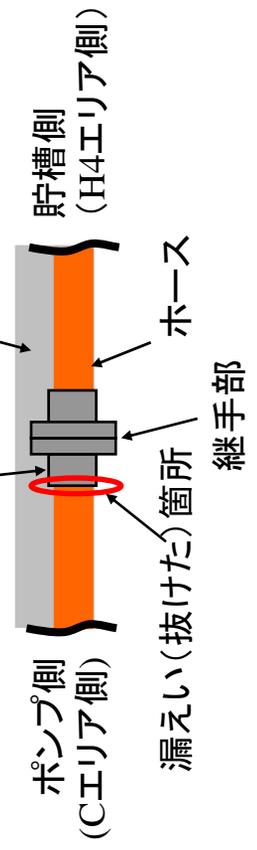
保温材



継手部

金具(タケノコニップル)

加締部 保温材



## 4月5日 RO濃縮水移送耐圧ホースからの漏えい量計算書

## 1. 流出量の評価期間

流出開始：0時06分（流量急増時刻）

流出停止：1時50分（漏えい停止確認時刻）

この内、RO濃縮水供給ポンプの運転時間等

	運転時間	停止時間
① 0時06分流量急増		
② 0時13分停止	(7分運転)	
③ 0時52分起動		(39分停止)
④ 0時53分停止	(1分運転)	
⑤ 0時55分起動		(2分停止)
⑥ 0時55分停止	(0分運転)	
⑦ 1時00分起動		(5分停止)
⑧ 1時00分停止	(0分運転)	
⑨ 1時45分弁閉止		(45分停止)
⑩ 1時50分漏えい停止確認		(5分停止)

(別紙-4-1 4月5日 RO濃縮水供給ポンプ流量トレンド)

(別紙-4-2 4月5日 濃縮水貯槽5B水位トレンド)

(別紙-4-3 4月5日 メッセージ (動作記録))

## 2. RO濃縮水供給ポンプ出口流量

## (1) ポンプ運転中の漏えい量

上記1項の①0時6分以降、⑨1時45分まで、RO濃縮水供給ポンプ運転中の出口流量は約70m<sup>3</sup>/hであった。

## (2) ポンプ停止中の漏えい量

a. 上記1項の②0時13分以降、⑦1時00分まで、RO濃縮水供給ポンプ停止中の出口流量は約0m<sup>3</sup>/hであった。(接続部の開口量が少なかったためポンプ停止に伴い流出も止まったものと推定。)

b. 上記1項の⑧1時00分以降、⑨1時45分まで、RO濃縮水供給ポンプ停止中の出口流量は約4m<sup>3</sup>/hであった。(接続部の開口量が少し大きくなったため移送元の貯槽からの水頭圧により流出したものと推定。)

## (3) 弁閉止後漏えい停止確認までの漏えい量

上記1項の⑨1時45分以降、⑩1時50分まで、弁閉止後の出口流量は約0m<sup>3</sup>/hであった。(弁閉止により水頭圧がなくなり流れは止まったものと推定)

(別紙-4-1 4月5日 RO濃縮水供給ポンプ流量トレンド)

### 3. 漏えい量

RO濃縮水の移送先となっているRO濃縮水貯槽8B水位が0時06分頃から上昇していないため、耐圧ホース損傷後はポンプ吐出全量が漏えいしているものと仮定する。

#### (1) RO濃縮水供給ポンプ運転中の漏えい量

上記1項の①～⑧のRO濃縮水供給ポンプ運転時間は7+1+0+0分=約8分であり、この間のポンプ出口流量が約70m<sup>3</sup>/hであることから、運転中の漏えい量は9.3m<sup>3</sup>と推定した。

#### (2) RO濃縮水供給ポンプ停止中の漏えい量

上記1項の⑧～⑨のRO濃縮水供給ポンプ停止中の流出時間は、約45分であり、この間のポンプ出口流量が約4m<sup>3</sup>/hであることから、停止中の漏えい量は約3.0m<sup>3</sup>と推定した。

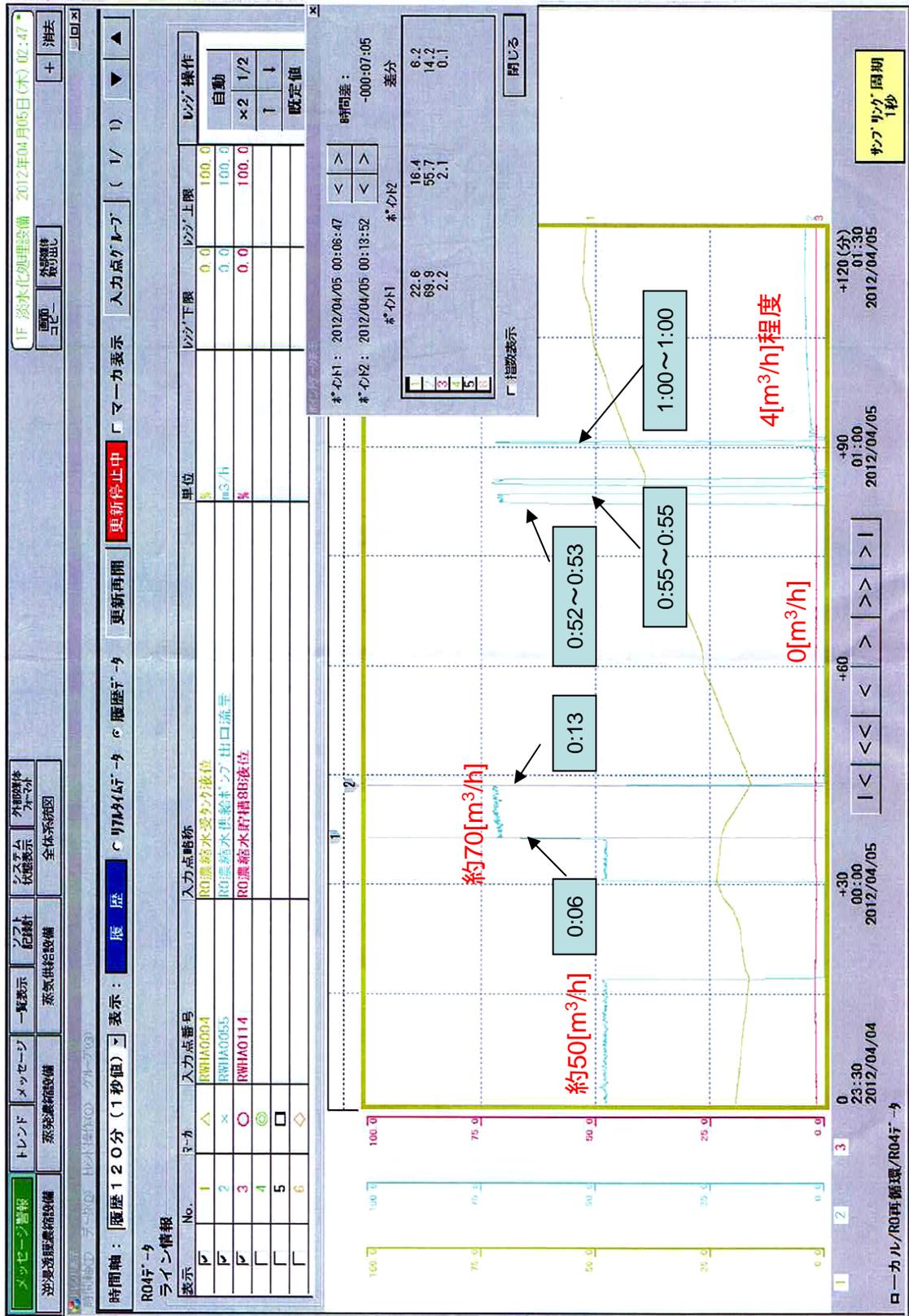
#### (3) 弁閉止後漏えい停止確認までの漏えい量

上記1項の⑨～⑩の弁閉止後漏えい停止確認までの時間は、約5分であり、この間のポンプ出口流量が約0m<sup>3</sup>/hであることから、弁閉止後の漏えい量は約0m<sup>3</sup>と推定した。

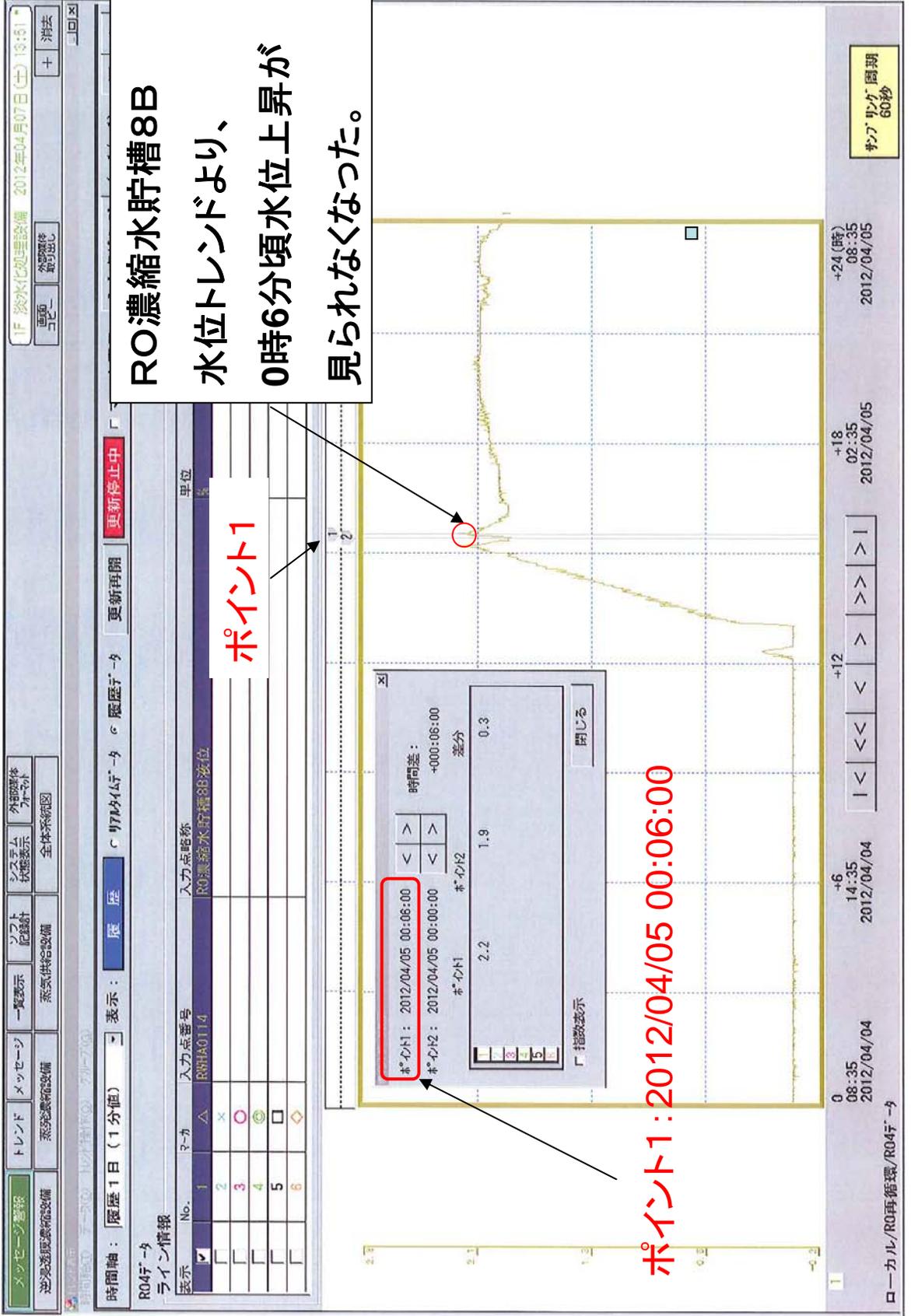
耐圧ホース内の残水は、漏えい箇所確認時にホース内がほぼ満水状態であったことから、弁閉止後に漏えいしたとしても少量であると考えられ、誤差範囲と考え漏えい量計算上は考慮しないこととした。

以上により、合計の漏えい量は9.3+3.0=約12m<sup>3</sup>と推定した。

# 4月5日 RO濃縮水供給ポンプ流量トレンド



# 4月5日 RO濃縮水貯槽8B水位トレンド



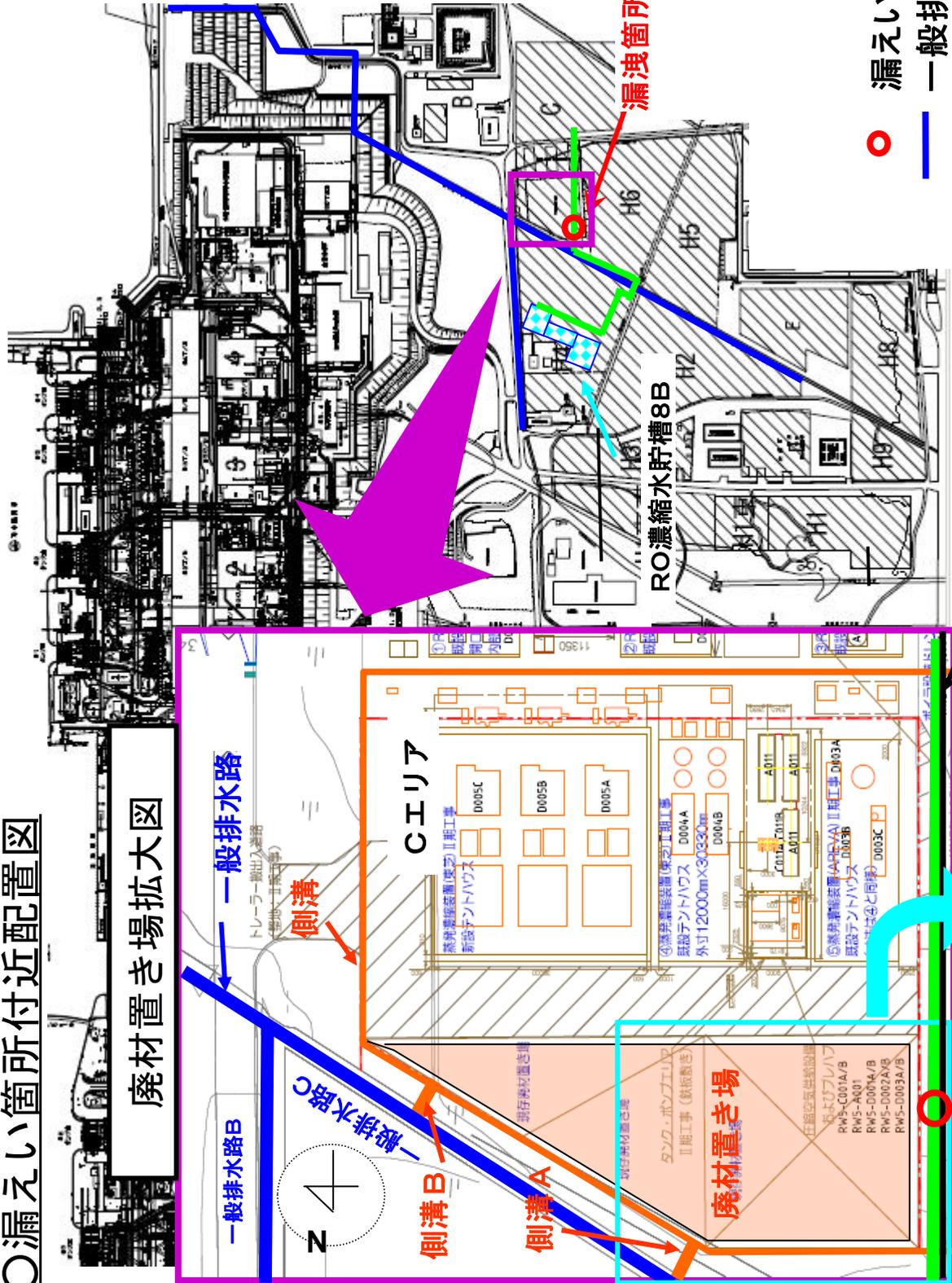
# 4月5日 メッセージ(動作記録)

2012/04/05 01:13:55	RWHS0391	逆浸透膜処理ユニット3運転中			OFF
2012/04/05 01:00:57	RWHS0004	RO濃縮水供給ポンプA 起動			停止
2012/04/05 01:00:57	RWHS0132	RO濃縮水供給ポンプA 選択[A]			OFF
2012/04/05 01:00:56	RW-C003A	RO濃縮水供給ポンプA			切
2012/04/05 01:00:33	RWHS0084	RO濃縮水供給ポンプA 起動			起動
2012/04/05 01:00:32	RW-C003	RO濃縮水供給ポンプA			入
2012/04/05 00:55:54	RWHS0132	RO濃縮水供給ポンプA 選択[A]	1:00運転~1:00停止		ON
2012/04/05 00:55:49	RWHS0132	RO濃縮水供給ポンプA 選択[A]			OFF
2012/04/05 00:55:49	RWHS0004	RO濃縮水供給ポンプA 起動			停止
2012/04/05 00:55:49	RW-C003A	RO濃縮水供給ポンプA			切
2012/04/05 00:55:00	RWHS0004	RO濃縮水供給ポンプA 起動	0:55運転~0:55停止		起動
2012/04/05 00:54:59	RW-C003	RO濃縮水供給ポンプA			入
2012/04/05 00:53:55	RWHS0132	RO濃縮水供給ポンプA 選択[A]			ON
2012/04/05 00:53:48	RWHS0004	RO濃縮水供給ポンプA 起動			停止
2012/04/05 00:53:48	RWHS0132	RO濃縮水供給ポンプA 選択[A]			OFF
2012/04/05 00:53:47	RW-C003A	RO濃縮水供給ポンプA			切
2012/04/05 00:52:27	RWHS0004	RO濃縮水供給ポンプA 起動			起動
2012/04/05 00:52:26	RW-C003	RO濃縮水供給ポンプA	0:52運転~0:53停止		入
2012/04/05 00:51:50	RWHS0004	RO処理水供給ポンプA 起動			起動
2012/04/05 00:51:50	RW-C005A	RO処理水供給ポンプA			入
2012/04/05 00:33:24	RWHS0391	逆浸透膜処理ユニット3運転中			ON
2012/04/05 00:26:54	RWHS0391	逆浸透膜処理ユニット3運転中			OFF
2012/04/05 00:15:26	RWHS0391	逆浸透膜処理ユニット3運転中			ON
2012/04/05 00:13:48	RWHS0004	RO濃縮水供給ポンプA 起動			停止
2012/04/05 00:11:26	RWHS0004	RO処理水供給ポンプA 起動			停止
2012/04/05 00:08:09	RWHS0391	逆浸透膜処理ユニット3運転中			OFF
2012/04/05 00:00:58	RWHS0004	RO濃縮水供給ポンプA 起動	0:13 停止		起動
2012/04/05 00:00:37	RW-C003A	RO濃縮水供給ポンプA			入

RO濃縮水供給ポンプの起動・停止時間

# 4月5日 一般排水路及び海洋への流出量

## ○漏えい箇所付近配置図



- 漏えい箇所
- 一般排水路
- 耐圧ホース

フェンス

次頁線量測定結果図

漏洩箇所

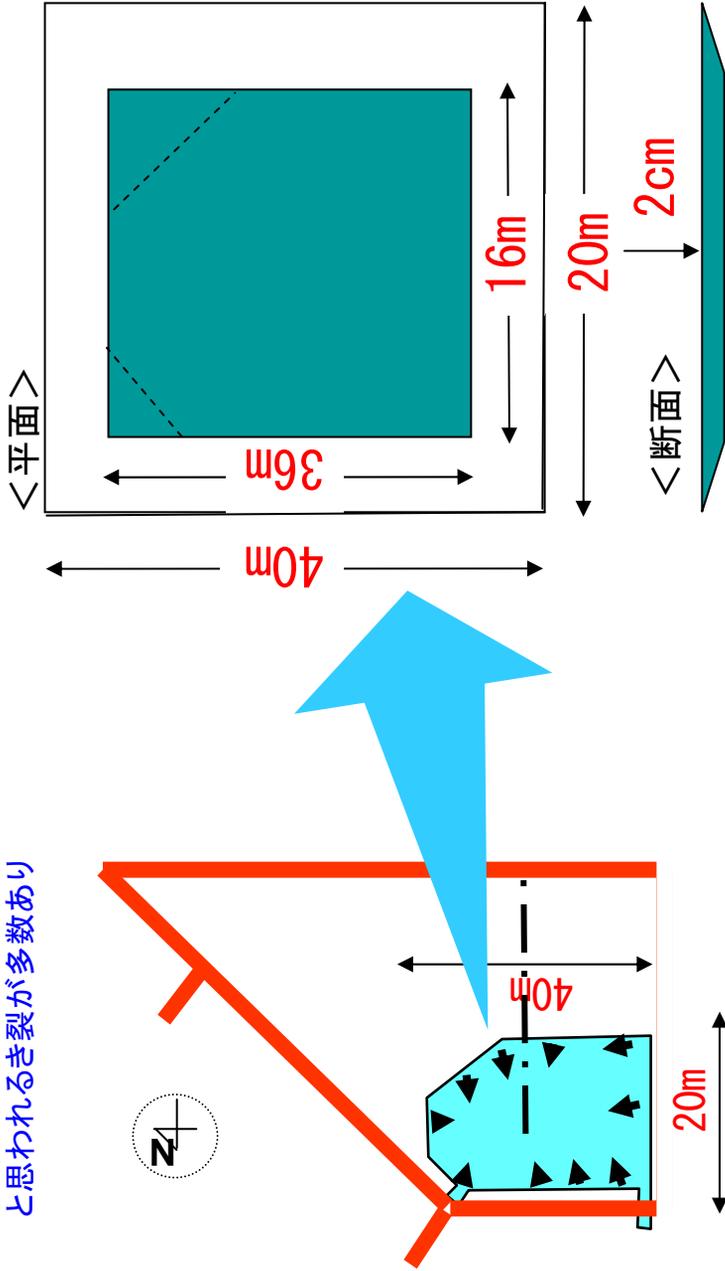


# ○廃材置き場へ流入した漏えい水の行方

- ・廃材置き場の地形は下図の通り深さが約2cmくぼんだ地形となっている。
- ・外周囲2m程度の勾配部を深さ0cmと仮定すると、くぼみの容積は、約11.5m<sup>3</sup>(16m × 36m × 0.02m ≒ 11.5m<sup>3</sup>)となる。従って、一般排水路への流入量は少ないと推定
- ・廃材が置かれている地面(アスファルト)には、き裂が多数あり、流れ込んだ漏えい水はその後、地面のき裂から大部分が地中に浸透したものと推定

●廃材置き場における地形

- ・重量物廃材がおかれているため、中心に向かい下り勾配となっている。
- ・廃材置き場の地面には、地震によりコンテナ脚が金属の受け座から外れて接触したため形成されたと思われるき裂が多数あり



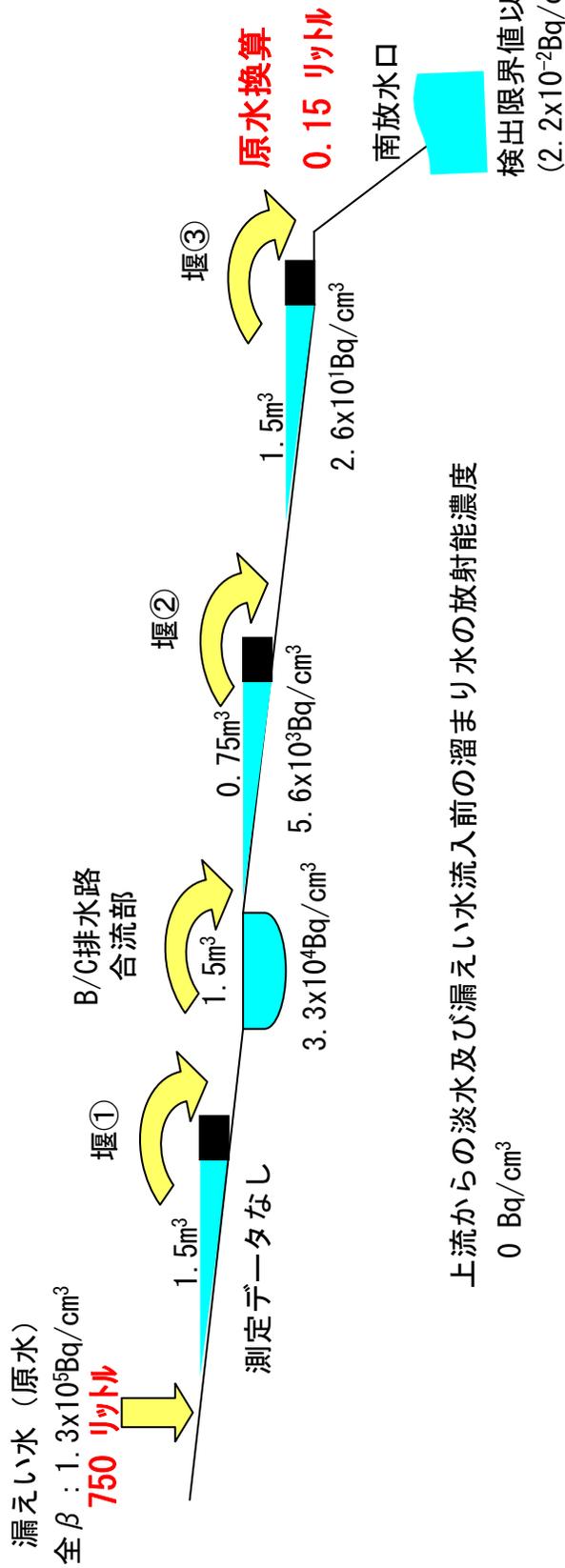
き裂への水の浸透実験



き裂の例

# ○一般排水路及び海洋への流出量の推定

- (1) 一般排水路には上流から淡水が少量流入し堰等により4箇所の水溜まりを形成。流入した漏れい水は、各堰等の溜まり水で希釈され、玉突き状に押し出され、最終的に堰③の放射能濃度となり海洋に流出したと仮定し、漏れい水とB/C排水路合流部の放射能濃度をを用いて流入量を求めたところ、一般排水路への流入量は、**約0.75m<sup>3</sup>(750リットル)**となった。
- 上流からの淡水流入量は堰の溜まり水に比べて非常に少ないことから、溜まり水の放射能濃度により流入した漏れい水の量を求めた。
- 堰①の放射能=(流入量X1.3x10<sup>5</sup>) / 1.5x10<sup>6</sup> Bq...式1となり、  
 B/C排水路合流部の放射能濃度=(流入量X式1 / 1.5x10<sup>6</sup>=3.3x10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup>と置くことが出来る。  
 このことから、流入量<sup>2</sup> X1.3x10<sup>5</sup> / (1.5x10<sup>6</sup>)<sup>2</sup>=3.3x10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup>となり、この式を流入量について解くと、  
 流入量=1.5x10<sup>6</sup> x  $\sqrt{(3.3 \times 10^4) / (1.3 \times 10^5)}$  **≒ 0.75 m<sup>3</sup> = 750 リットル**
- (2) 海洋には 堰③の放射能濃度の水が漏れい水流入量と同量流出したとして原水換算流出量を求めたところ  
 海洋への流出量は、原水換算で、**約0.00015m<sup>3</sup>(0.15リットル)**となった。  
 原水換算流出量=0.75x10<sup>6</sup> x (2.6x10<sup>1</sup>) / (1.3x10<sup>5</sup>) **≒ 0.00015 m<sup>3</sup> = 0.15 リットル**



# 4月5日 一般排水路サンプリング結果

【試料採取場所】B/C排水路合流部  
 【試料採取日時】平成24年4月5日 4:10

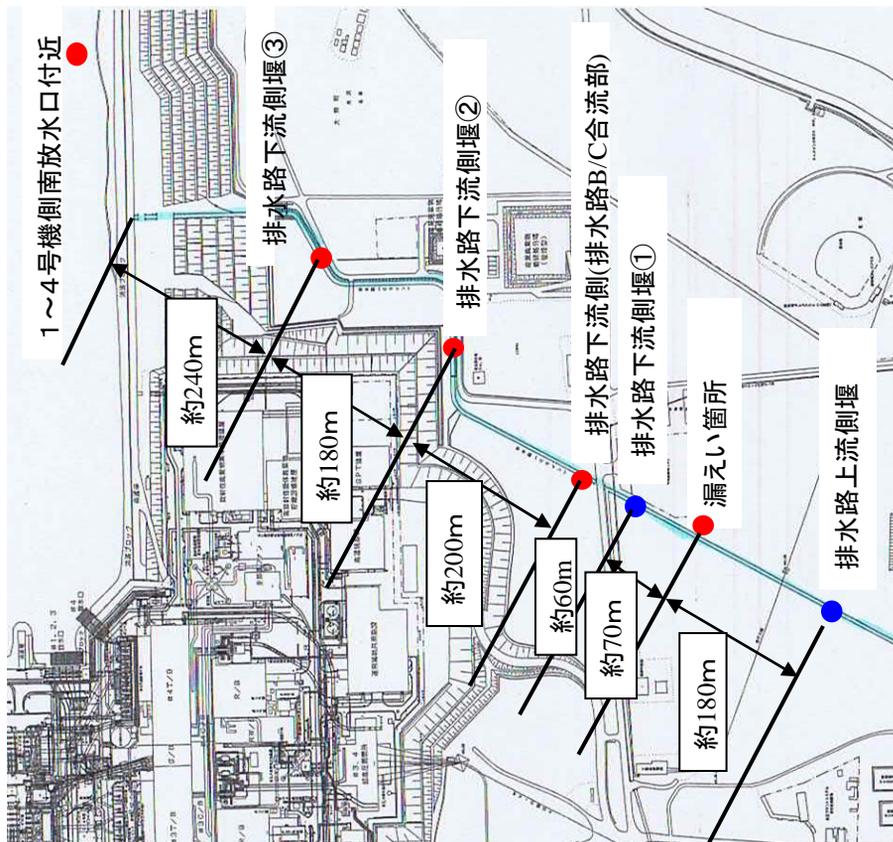
核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	1.3 × 10 <sup>0</sup>	1.5 × 10 <sup>-1</sup>	約2年
Cs-137	1.9 × 10 <sup>0</sup>	8.5 × 10 <sup>-2</sup>	約30年
全β	3.3 × 10 <sup>4</sup>	4.2 × 10 <sup>1</sup>	—

【試料採取場所】排水路下流側堰②  
 【試料採取日時】平成24年4月5日 4:30

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	2.7 × 10 <sup>-1</sup>	7.5 × 10 <sup>-2</sup>	約2年
Cs-137	3.6 × 10 <sup>-1</sup>	4.8 × 10 <sup>-2</sup>	約30年
全β	5.6 × 10 <sup>3</sup>	2.2 × 10 <sup>1</sup>	—

【試料採取場所】排水路下流側堰③  
 【試料採取日時】平成24年4月5日 4:40

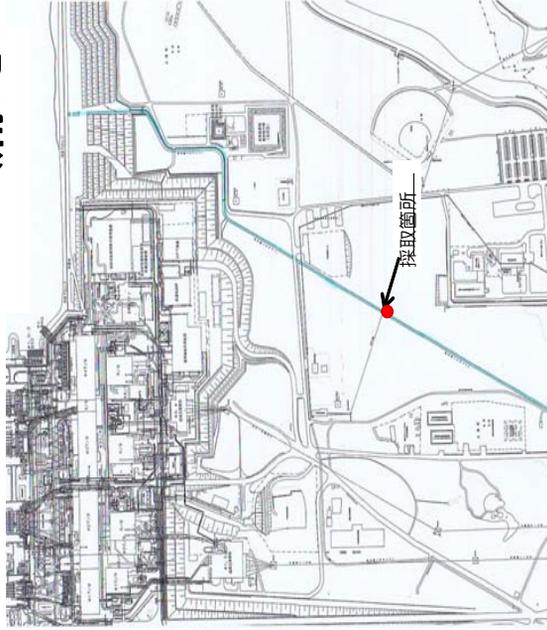
核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	6.0 × 10 <sup>-2</sup>	3.0 × 10 <sup>-2</sup>	約2年
Cs-137	5.6 × 10 <sup>-2</sup>	3.5 × 10 <sup>-2</sup>	約30年
全β	2.6 × 10 <sup>1</sup>	2.2 × 10 <sup>-1</sup>	—



● 4月5日分試料採取箇所  
 ● 堰(4月5日試料採取せず)

検出された主な核種を記載

# 漏えい水サンプリング結果

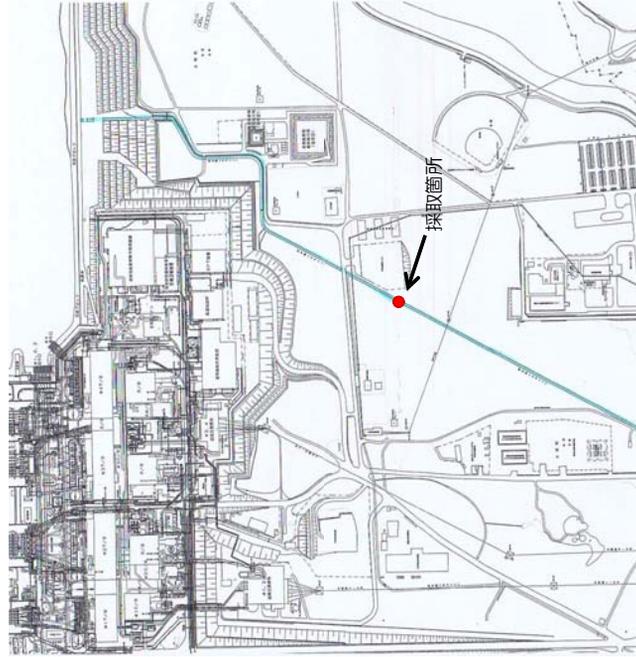


平成24年3月26日採取場所

【試料採取場所】濃縮水貯槽タンクエリア漏えい水

【採取日時】平成24年3月26日 10:00

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	4.1 × 10 <sup>0</sup>	6.1 × 10 <sup>-1</sup>	約2年
Cs-137	6.3 × 10 <sup>0</sup>	3.1 × 10 <sup>-1</sup>	約30年
全β	1.4 × 10 <sup>5</sup>	1.9 × 10 <sup>2</sup>	—



平成24年4月5日採取場所

【試料採取場所】Cエリア漏えい水

【採取日時】平成24年4月5日 3:50

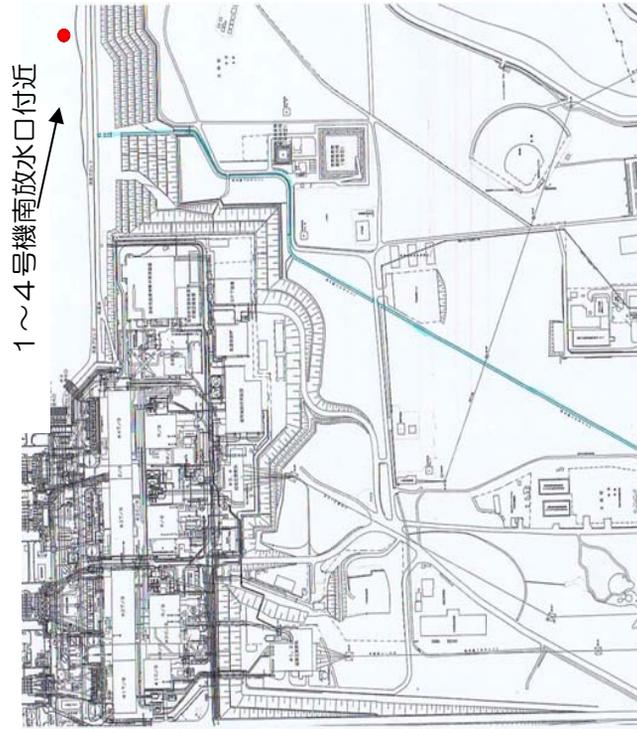
核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	6.9 × 10 <sup>0</sup>	6.5 × 10 <sup>-1</sup>	約2年
Cs-137	9.8 × 10 <sup>0</sup>	3.5 × 10 <sup>-1</sup>	約30年
全β	1.3 × 10 <sup>5</sup>	2.1 × 10 <sup>2</sup>	—

検出された主な核種を記載

# 1～4号機南放水口付近サンプリング結果

別紙-6-3

【採取日時】平成24年3月26日 8:20



核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	1.2 × 10 <sup>-1</sup>	約2年
Cs-137	2.1 × 10 <sup>-3</sup>	1.1 × 10 <sup>-1</sup>	約30年
全β	1.7 × 10 <sup>1</sup>	2.1 × 10 <sup>-2</sup>	—
Sr-89	検出限界未満	1.9 × 10 <sup>-2</sup>	約50日
Sr-90	8.5 × 10 <sup>-1</sup>	7.9 × 10 <sup>-5</sup>	約29年

【採取日時】平成24年3月27日 8:30

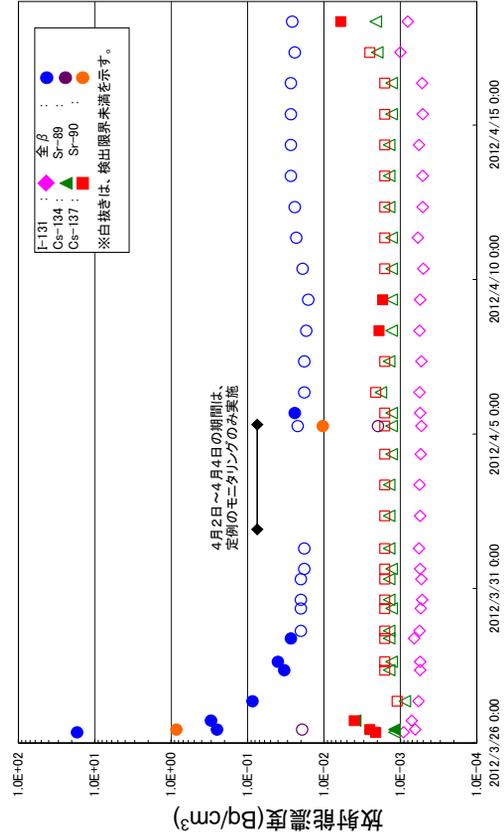
核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	8.7 × 10 <sup>-4</sup>	約2年
Cs-137	検出限界未満	1.1 × 10 <sup>-3</sup>	約30年
全β	8.6 × 10 <sup>-2</sup>	1.7 × 10 <sup>-2</sup>	—

【採取日時】平成24年3月29日 15:05

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	1.4 × 10 <sup>-3</sup>	約2年
Cs-137	検出限界未満	1.6 × 10 <sup>-3</sup>	約30年
全β	検出限界未満	2.0 × 10 <sup>-2</sup>	—

【採取日時】平成24年4月5日 6:15

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	検出限界値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	半減期
Cs-134	検出限界未満	1.3 × 10 <sup>-3</sup>	約2年
Cs-137	検出限界未満	1.6 × 10 <sup>-3</sup>	約30年
全β	検出限界未満	2.2 × 10 <sup>-2</sup>	—
Sr-89	検出限界未満	2.0 × 10 <sup>-3</sup>	約50日
Sr-90	1.0 × 10 <sup>-2</sup>	9.7 × 10 <sup>-5</sup>	約29年

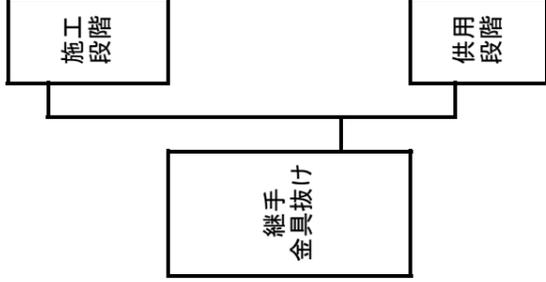


※検出限界値は、測定環境等によって異なるため変動することがある。

検出された主な核種を記載

# 継手金具抜け事象の要因分析表

評価事象	事象概要	評価	判定
耐圧ホース選定不良	耐圧ホース設計圧力値が耐圧ホースの実際の使用圧力に適合していない	耐圧ホースの仕様及び運転条件を確認したところ、耐圧ホースの設計圧力は0.98MPaであり、運転圧力は0.5MPaに適合していることから、耐圧ホースの選定不良ではなく、要因として影響がないものと評価した。	×
耐圧ホース製作不良	耐圧ホース製作時の加締め不良等によって、設計通りの耐圧性能がない	当該耐圧ホースは、一般汎用品であり、製造元では出荷前に検査は実施していたが、記録を保存していなかったため、漏えいの発生した耐圧ホースを用いて、外観検査を実施したところ、加締め部のホース、金具等に耐圧性能に影響のある有意な割れ・損傷は確認されなかった。 また、漏えいした耐圧ホースと工場保管品について加締め部の寸法測定を実施したところ、メーカにて管理している加締め規定値の範囲内であったことから、製作時の加締め不良は無かったと判断した。 以上のこと及び漏えいのあった耐圧ホースについては、試運転時に漏えいが無かったことから、製作不良はなかったと判断し、要因として影響がないものと評価した。	×
継手金具の腐食	耐圧ホース内面と接している金具部の隙間腐食等による減肉	漏えいが発生した継手金具(タケノコニップル)の外観目視検査をしたところ、隙間腐食のような耐圧性能に影響のある有意な腐食はなかったことから、要因として影響がないものと評価した。	×
耐圧ホース内部圧力の過大	耐圧ホースの出口側の弁を閉めきった状態で移送を行うと、移送ポンプの締め切り圧がかかり、耐圧ホースの内部に過大な圧力がかかる恐れがある	RO濃縮水を移送するRO濃縮水供給ポンプの試験成績表を確認したところ、締め切り圧力でも約0.8MPaと、耐圧ホース設計圧力0.98MPaよりも低かったことから、要因として影響がないものと評価した。	×
運転圧により発生する耐圧ホース捻転(ねじれ)	耐圧ホースに内圧が加わると、耐圧ホース外面の螺旋状の補強リングにより、耐圧ホースに捻転(ねじれ)が発生し、耐圧ホース内面と金具(タケノコニップル)にすべりが生じ、耐圧ホースが回転することにより、耐圧ホースと金具(タケノコニップル)の密着具合が低下し、金具(タケノコニップル)が抜ける	1.トルク確認試験 当該耐圧ホースは、内圧により捻れる特性があるため、耐圧ホースに水圧をかけたときに継手部に発生するトルクを測定する「トルク確認試験」を実施して、水圧と発生するトルクの関係やホース長さや発生トルクなどの関係を調査した。 その結果、水圧を付与すると耐圧ホースが捻れ、継手部に捻転トルクが発生し、トルクの値がある値を超えると耐圧ホース継手加締め部が回転し始め、回転することによって、継手金具(タケノコニップル)とホースの密着具合が低下し、内圧により発生した引き抜き力と回転力の合成力に耐えられなくなり抜けることが分かった。 2. 繰り返し運転圧負荷試験 漏えいがあった耐圧ホースでは、運転圧以上の圧力はかかっていなかったことから、運転圧を繰り返し付与した場合の影響を調査する「繰り返し運転圧負荷試験」を実施したところ、最初運転圧をかけただけでは回転しなかった耐圧ホースも、繰り返し運転圧を相当数付与することにより継手加締め部が徐々に回転することが分かった。 3. 漏えいがあった耐圧ホースの状況 漏えいが発生した耐圧ホースは、両端が回転に対して拘束されており、50mmの耐圧ホースが複数本接続されていたために、接続部には左右の耐圧ホースから反対方向の捻転トルクが発生していたと考えられる。 また、複数耐圧ホースが並走し重なっており、耐圧ホースがたがわまいように拘束された状態であったため、耐圧ホースが捻転することによって継手部に伝達されるトルクが抑制されることがなかったものと推定される。 また、耐圧ホース敷設時より漏えいが発生するまでに移送ポンプの起動停止により、約630回以上繰り返し運転圧が負荷されていた。 4. 結論 前記の試験結果及び漏えいがあった耐圧ホースの状況から、RO濃縮水移送ポンプの起動と停止による内圧変動が、繰り返し付与されたことにより、各耐圧ホースに発生した捻転トルクが、継手加締め部にかかり、継手加締め部が回転し、密着具合が低下したことが、継手金具(タケノコニップル)が耐圧ホースから抜けた主要因と評価した。 (添付資料ー11-3 トルク確認試験、繰り返し水圧負荷試験) (添付資料ー11-4 継手部抜けのメカニズム)	◎
耐圧ホース移送時の荷重	耐圧ホース移送作業実施時に耐圧ホースの継手部に曲げ荷重が付与され、耐圧ホースと金具(タケノコニップル)の密着具合が低下し、金具(タケノコニップル)が抜ける	耐圧ホースの継手部に曲げ荷重を付与した結果、曲げを付与した耐圧ホースは、曲げを付与しない耐圧ホースに比べ、継手金具(タケノコニップル)が耐圧ホースから抜けやすくなる事象が確認された。 漏えいが発生した耐圧ホースは、一般排水路トレイ内への移送作業やエリア廃材置場において並走する耐圧ホース整理のための移設作業を実施したことがあり、その際に耐圧ホースの継手部に曲げ荷重が付与された可能性を否定できない。 このため、耐圧ホース移送作業実施時に、曲げ荷重が耐圧ホースの継手に掛かり、継手金具(タケノコニップル)が抜けた要因となった可能性があると評価した。 (添付資料ー11-3 トルク確認試験、繰り返し水圧負荷試験)	○
耐圧ホースの劣化	耐圧ホース内面ゴム材の経年劣化(硬化等)により、耐圧ホース内面と金具(タケノコニップル)の密着度が低減し、緩みが発生	耐圧ホースの劣化の有無を調査するため、耐圧ホース内面ゴムの硬度試験を行った結果、漏えいが発生した耐圧ホースは新規の耐圧ホースに比べてわずかに硬くなっており劣化の兆候が確認された。 また、耐圧ホースに対して、トルク確認試験にて、水圧と回転量の関係を調べたところ、製造後10ヶ月程度を経過した耐圧ホースは、新品に比して、継手金具(タケノコニップル)が回転しやすく、耐圧ホースから抜けやすくなる事象が確認された。 このため、今回漏えいがあった耐圧ホースは、長期の使用に伴う劣化によりゴムの弾性(締付け力)が低下し、ゴムとタケノコニップルとの密着度が低下することに より、金具(タケノコニップル)が耐圧ホースから抜けた要因となった可能性は否定できないと評価した。 (添付資料ー11-3 トルク確認試験、繰り返し水圧負荷試験)	△



◎:影響大 ○:影響有り △:影響小 ×:影響なし

# トルク確認試験、繰り返し運転圧負荷試験

## トルク確認試験の目的

- ①水圧と発生するトルクの関係进行调查
- ②耐圧ホース長さと同軸発生量の関係进行调查(50m(No.1),20m(No.2),10m(No.3))
- ③耐圧ホース曲げ履歴と抜けやすさの関係进行调查(No.4)
- ④耐圧ホース劣化と抜けやすさの関係进行调查(新品(No.5)と10ヶ月保管品(No.2))

## トルク確認試験の方法 (試験装置: 図1)

0.1 MPa ピッチを基本として継手が抜けるまで段階的に加圧し、各設定圧を5 分間保持してホースに発生するトルクと同軸加締リングの回転を無を記録した。

## トルク確認試験の結果

- ①加圧すると耐圧ホースが伸びて蛇行し捻れて継手部にトルクが発生。昇圧によりトルクは増加、約200Nmで耐圧ホースが回転し抜け始めた。(いずれのホースも0.4MPa未満ではホースは回転しなかった。)また、蛇行をまっすぐに直すと継手部のトルクは増加した。(図2.)  
10m(No.3)ではトルクの発生傾向が小さかったことから、耐圧ホースが予め捻れた状態で敷設されたことを模擬し反時計方向に予め180°捻ってNo.3'として再度試験したところ、No.3'は、No.3に比して発生トルクが大きくなった。(図2.)
- ②トルクは10m(No.3)より20m(No.2)の方が大だが、50m(No.1)では、20m(No.2)より小。これは、耐圧ホース自体が蛇行し地面と接触したため反力が発生し、継手部に伝達されるトルクが小さくなったものと推定(図2.)
- ③10m(満水で3m吊り上げに相当)吊り上げて曲げ履歴を付与した耐圧ホース(No.4)は、曲げ履歴がない耐圧ホース(No.3)より低い160Nm程度で回転開始。(図2. 図3.)
- ④新品(No.5)は、水圧に対する捻転トルク発生量が大きいため、水圧に対する発生トルクが似ている旧品(No.2)(10ヶ月保管品)と、水圧に対する回転量を比較したところ、旧品(No.2)は、新品(No.5)より低い圧力で回転量が急激に大きくなった。(図2. 図4.)

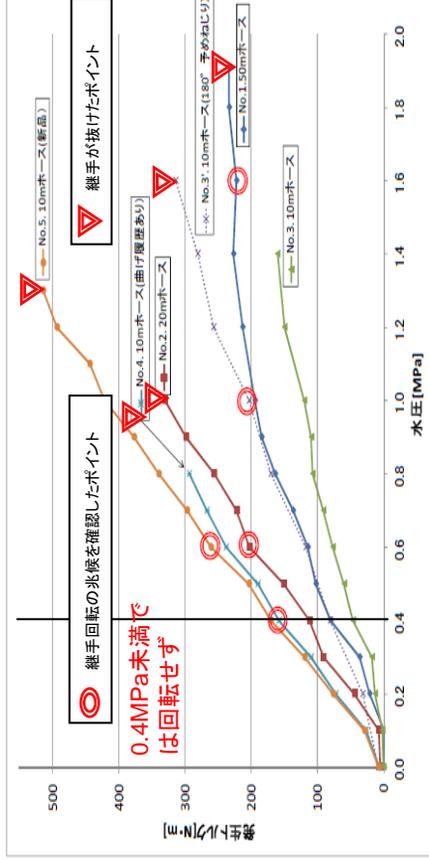


図2. 水圧と発生トルク

繰り返し運転圧負荷試験の目的 漏えいがあった耐圧ホースでは、運転圧以上の圧力はかかかっていなかったことから、運転圧を繰り返し付与した場合は影響を調査

繰り返し運転圧負荷試験の方法 曲げ履歴のない10ヶ月保管した10mのホース(No.6)に、図5. の通り、運転圧(0.5MPa)を繰り返し付与し、加圧時の発生トルクと回転量を記録

繰り返し運転圧負荷試験の結果 運転圧力を繰り返し付与した時、発生するトルクはほとんど変化しなかった。しかし、最初運転圧をかけただけでは回転しなかった耐圧ホースも、繰り返し運転圧を付与することにより回転した。(図6.)

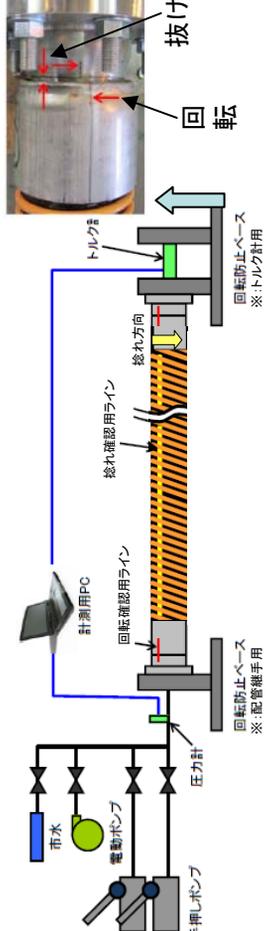


図1. 試験装置  
耐圧ホースの一方を回転固定し、もう一方にトルク計を取り付け、電動・手動ポンプで水を送り耐圧ホースを加圧



図3. 曲げ荷重付与状況

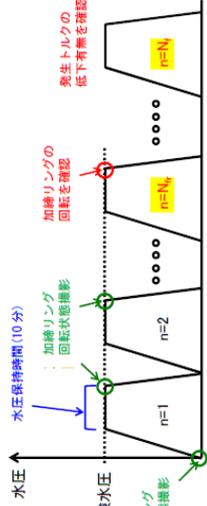


図5. 繰り返し運転圧負荷条件

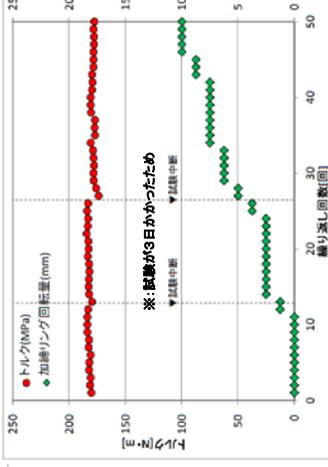
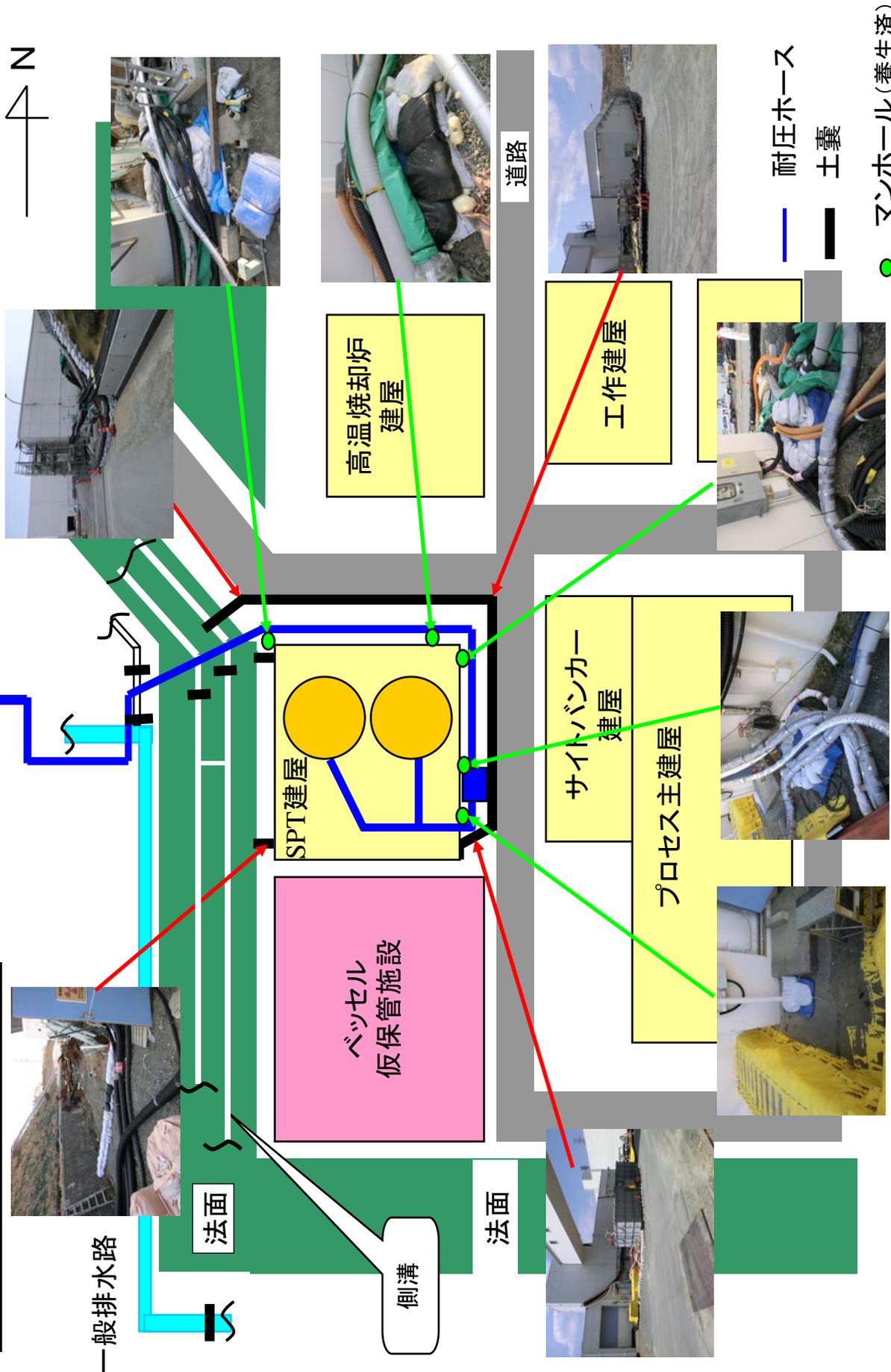


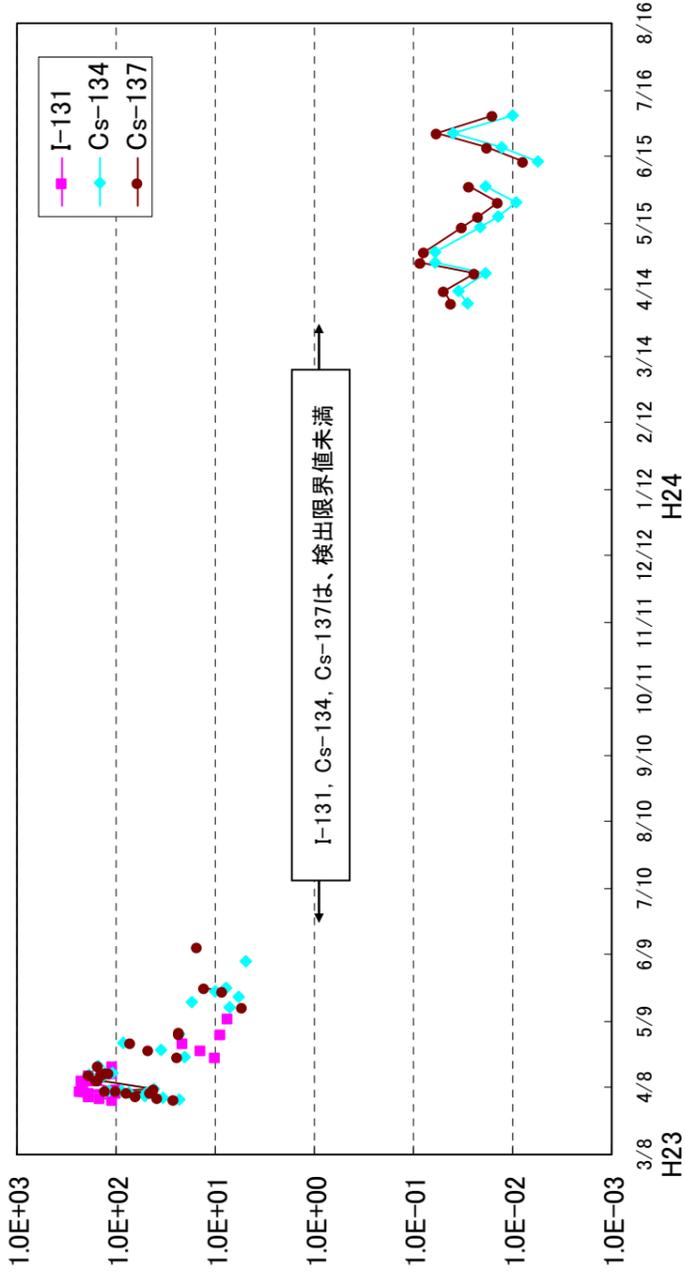
図4. 10ヶ月保管品と新品の回転量

図6. 繰り返し数と発生トルク・回転量

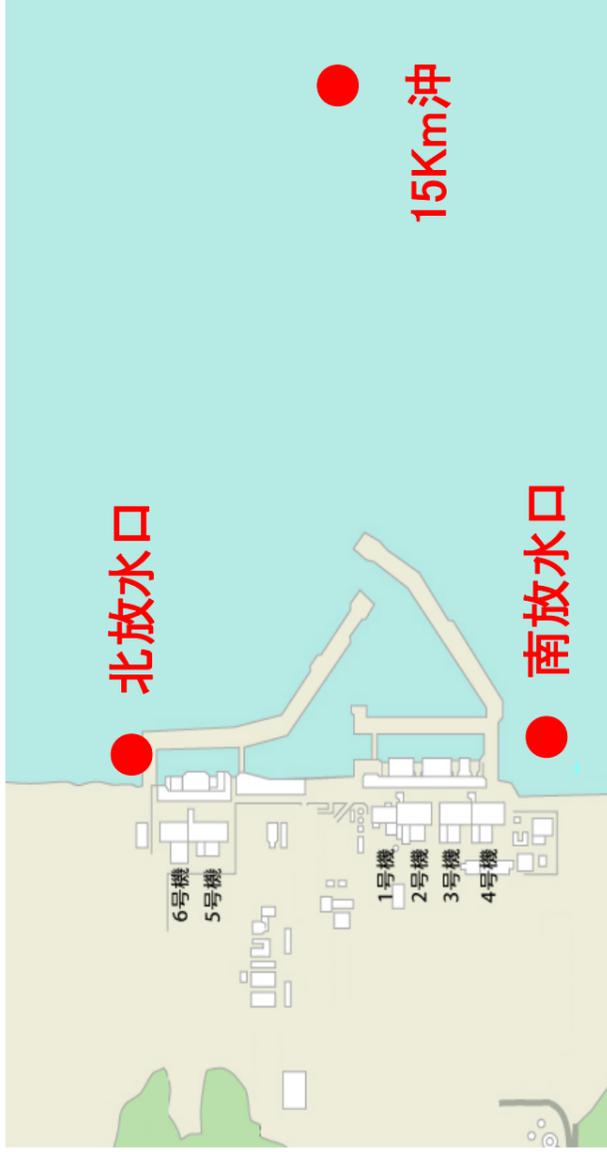
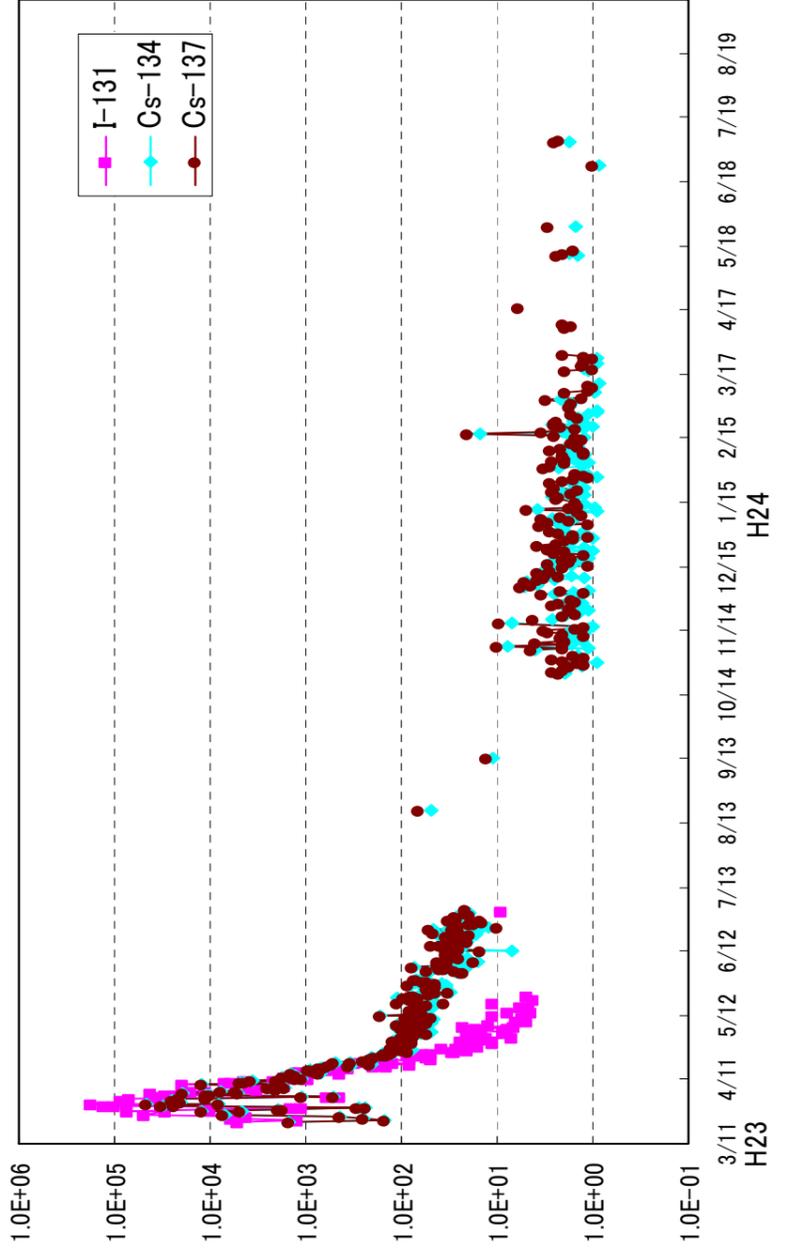
# 04月9日 SPT建屋付近



15Km沖 I,Cs放射能濃度 (Bq/L)

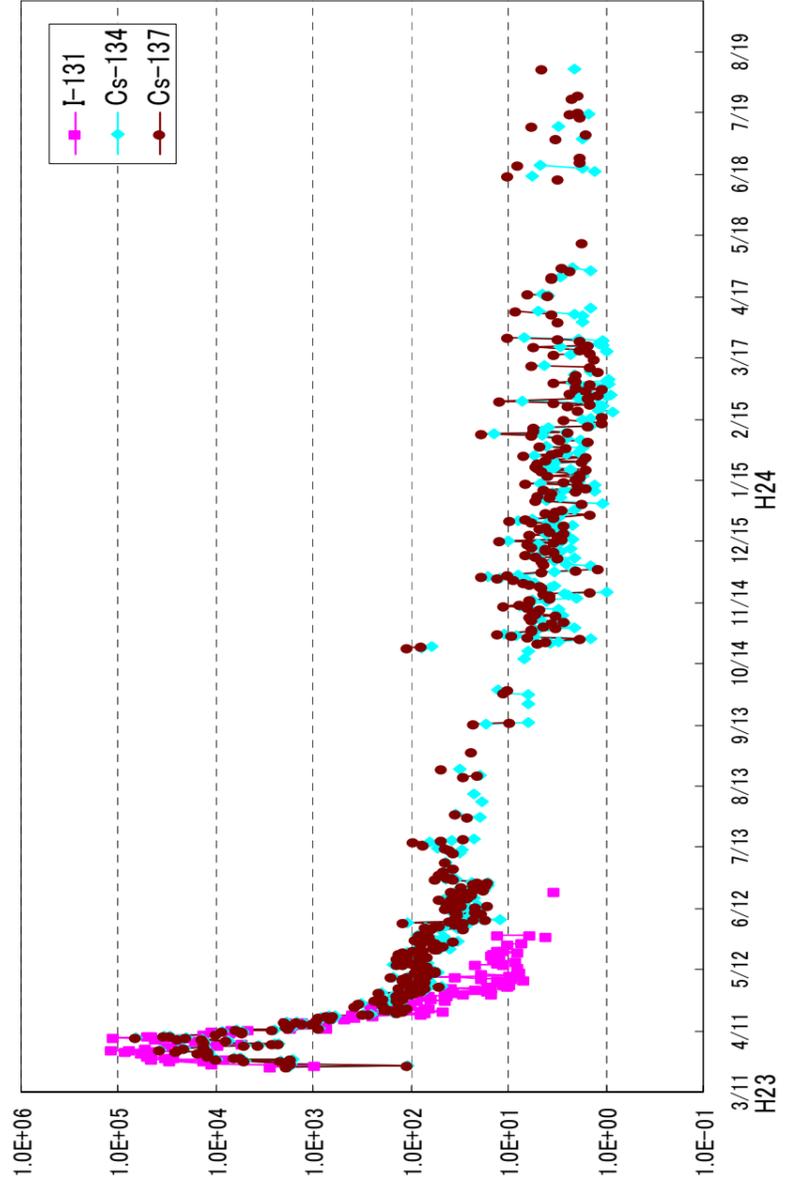


南放水口 I,Cs放射能濃度 (Bq/L)

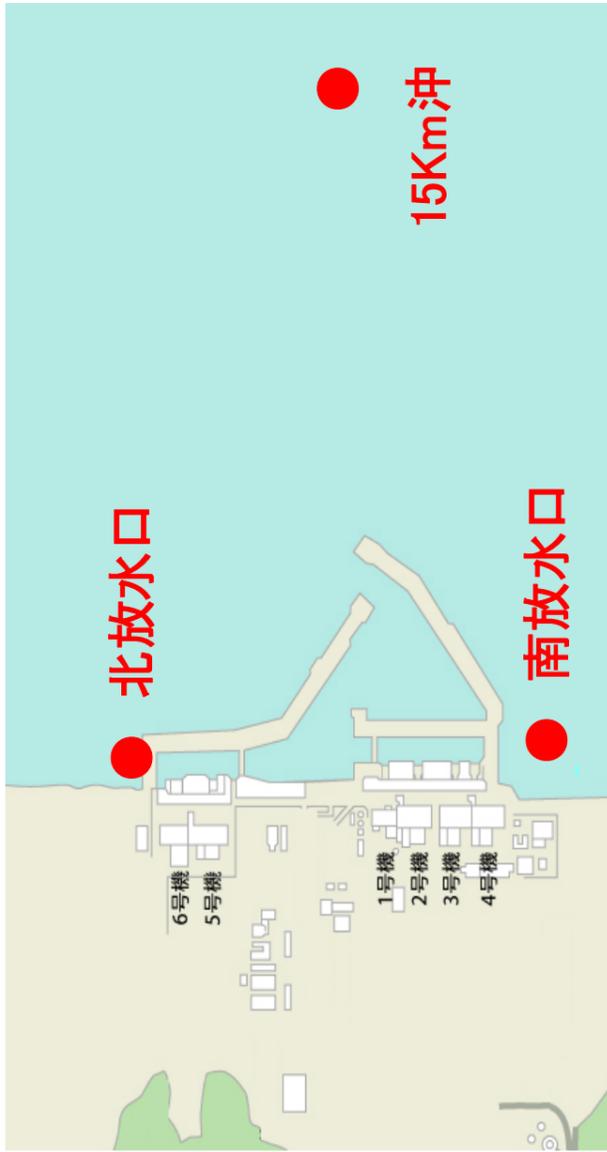


事故発生以降、低下傾向を示しており、現時点では、告示濃度※を下回る濃度で推移  
 ※告示濃度：法令で定める水中の濃度限度 I-131…40 Cs-134…60 Cs-137…90 (Bq/L)

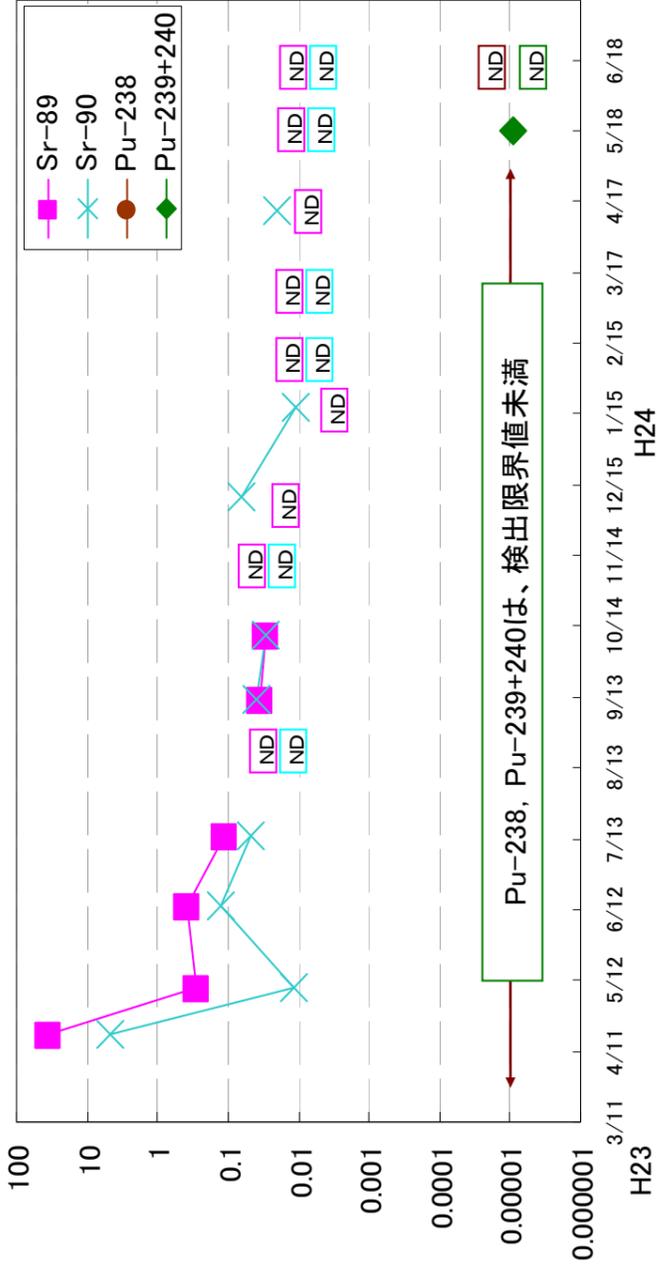
北放水口 I,Cs放射能濃度 (Bq/L)



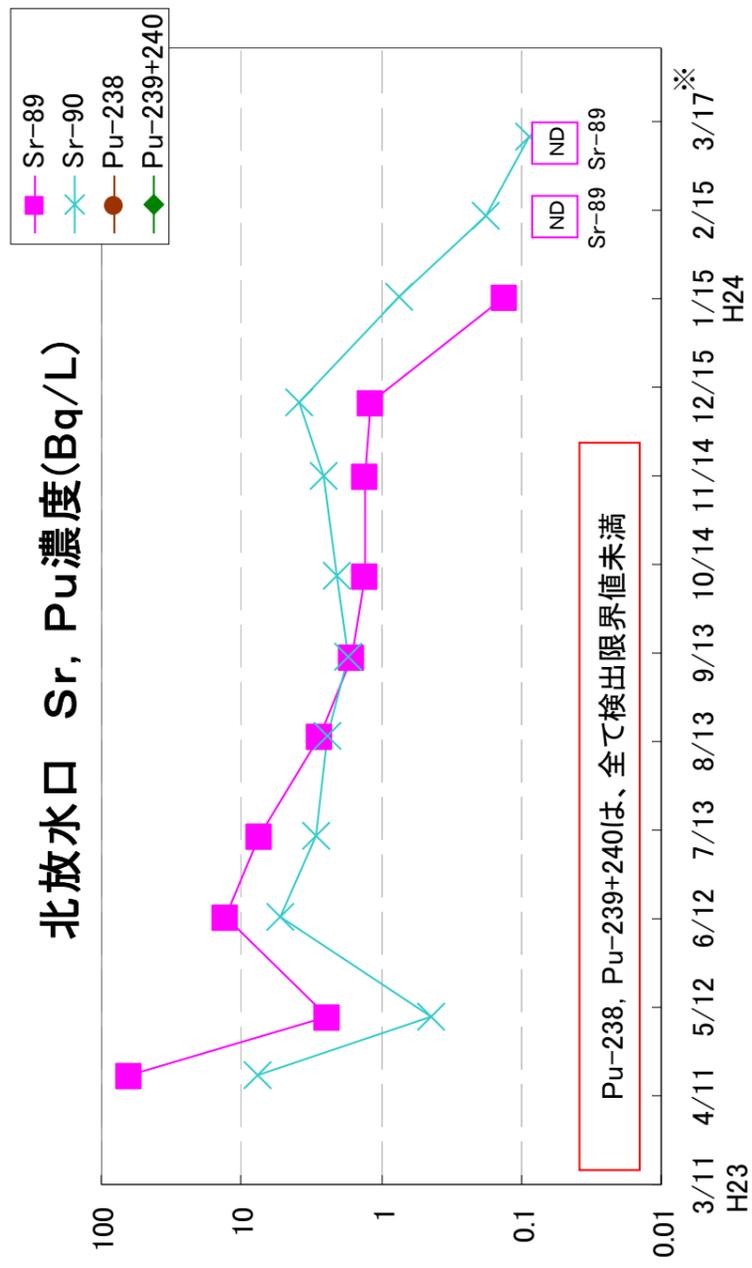
福島第一原子力発電所沿岸・沖合の海水中の放射性物質濃度の推移 (1)



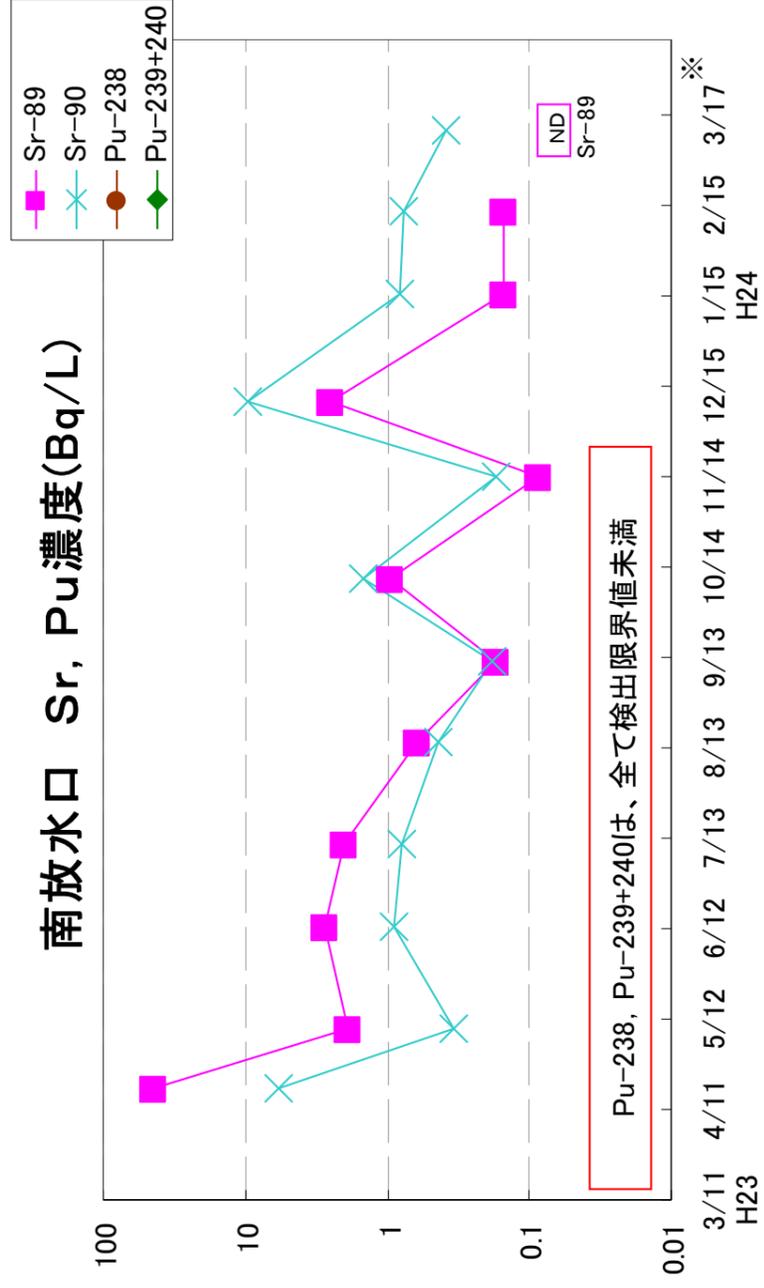
15km沖 Sr, Pu濃度(Bq/L)



事故発生以降、低下傾向を示しており、現時点では、告示濃度※を下回る濃度で推移  
 ※告示濃度：法令で定める水中の濃度限度 Sr-89...300 Sr-90...30 (Bq/L)



南放水口 Sr, Pu濃度(Bq/L)



※ 4月以降もサンプリング、分析は継続して実施

福島第一原子力発電所沿岸・沖合の海水中の放射性物質濃度の推移 (2)

## 被ばく線量の分布等について

### 1. 被ばく線量

緊急作業に従事した作業者の平成23年3月～平成24年7月末までの外部被ばく線量分布（各月別の全入域者数）を表1に示す。

表1 外部被ばく線量分布

区分(mSv)	H23.3月外部線量			H23.4月外部線量			H23.5月外部線量			H23.6月外部線量			H23.7月外部線量		
	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250超え	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
200超え～250以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
150超え～200以下	6	3	9	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
100超え～150以下	20	8	28	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
50超え～100以下	105	57	162	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0
20超え～50以下	291	156	447	62	114	176	14	79	93	0	72	72	3	29	32
10超え～20以下	589	323	912	179	491	670	71	414	485	30	297	327	17	197	214
10以下	657	1547	2204	1390	3471	4861	1364	5116	6480	1304	5551	6855	1311	5916	7227
計	1668	2094	3762	1632	4076	5708	1449	5609	7058	1334	5920	7254	1331	6142	7473
最大	182.33	199.42	199.42	59.60	48.10	59.60	32.70	48.80	48.80	16.29	43.00	43.00	31.13	34.42	34.42
平均	19.57	9.34	13.88	6.58	4.38	5.01	3.12	3.56	3.47	2.07	3.01	2.84	1.67	2.22	2.12

区分(mSv)	H23.8月外部線量			H23.9月外部線量			H23.10月外部線量			H23.11月外部線量			H23.12月外部線量		
	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250超え	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
200超え～250以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
150超え～200以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
100超え～150以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
50超え～100以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
20超え～50以下	1	13	14	0	21	21	3	6	9	0	3	3	3	1	4
10超え～20以下	19	127	146	2	128	130	15	88	103	10	77	87	13	57	70
10以下	1235	5725	6960	1188	5633	6821	1141	5288	6429	1153	5005	6158	1161	4966	6127
計	1255	5865	7120	1190	5782	6972	1159	5382	6541	1163	5085	6248	1177	5024	6201
最大	23.33	36.10	36.10	11.35	35.50	35.50	35.30	25.41	35.30	13.40	20.39	20.39	23.20	21.51	23.20
平均	1.73	1.92	1.89	1.44	1.83	1.76	1.57	1.69	1.67	1.08	1.42	1.36	1.09	1.32	1.27

区分(mSv)	H24.1月外部線量			H24.2月外部線量			H24.3月外部線量			H24.4月外部線量			H24.5月外部線量		
	東電社員	協力企業	計												
250超え	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
200超え～250以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
150超え～200以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
100超え～150以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
50超え～100以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
20超え～50以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	0	0	0
10超え～20以下	11	62	73	6	87	93	2	38	40	3	47	50	1	37	38
10以下	1076	4540	5616	1101	4512	5613	1112	4496	5608	1059	4192	5251	1037	4433	5470
計	1087	4602	5689	1107	4599	5706	1114	4534	5648	1062	4240	5302	1038	4470	5508
最大	17.00	18.98	18.98	16.50	18.81	18.81	11.40	19.06	19.06	13.00	23.53	23.53	10.20	16.85	16.85
平均	1.18	1.28	1.26	0.91	1.41	1.31	0.82	1.24	1.16	0.76	1.14	1.06	0.66	1.29	1.17

区分(mSv)	H24.6月外部線量			H24.7月外部線量		
	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250超え	0	0	0	0	0	0
200超え～250以下	0	0	0	0	0	0
150超え～200以下	0	0	0	0	0	0
100超え～150以下	0	0	0	0	0	0
50超え～100以下	0	0	0	0	0	0
20超え～50以下	0	0	0	0	0	0
10超え～20以下	3	8	11	0	26	26
10以下	1006	4905	5911	877	4854	5731
計	1009	4913	5922	877	4880	5757
最大	12.10	12.11	12.11	6.57	17.28	17.28
平均	0.78	1.10	1.05	0.55	1.19	1.09

※ これらの数値は入域毎のAPD値の積算値を用いているが、積算型線量計による月間線量値へ置き換えること等により変動することがある。

２．内部被ばく線量

緊急作業に従事実績のある作業者のうち、平成２４年７月までにホールボディーカウンター測定を実施した作業者の内部被ばく線量の分布を表２に示す。

表２ 内部被ばく線量分布

H23.3月内部線量			H23.4月内部線量			H23.5月内部線量			H23.6月内部線量			H23.7月内部線量			
区分(mSv)	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250超え	5	0	5	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
200超え～250	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
150超え～200	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
100超え～150	5	0	5	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
50超え～100	36	24	60	0	0	0	0	0	0	2	2	4	0	0	0
20超え～50	184	88	272	0	3	3	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10超え～20	397	272	669	1	19	20	0	2	2	0	1	1	0	0	0
10以下	1049	1861	2910	656	2960	3616	370	2410	2780	617	3554	4171	851	4799	5650
計	1678	2245	3923	657	2982	3639	370	2412	2782	617	3557	4174	851	4799	5650
最大	590.00	98.53	590.00	18.81	37.10	37.10	4.56	19.92	19.92	3.72	89.20	89.20	4.32	1.90	4.32
平均	11.73	5.63	8.24	0.10	0.70	0.59	0.02	0.17	0.15	0.02	0.08	0.07	0.01	0.01	0.01

H23.8月内部線量			H23.9月内部線量			H23.10月内部線量			H23.11月内部線量			H23.12月内部線量			
区分(mSv)	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250超え	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
200超え～250	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
150超え～200	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
100超え～150	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
50超え～100	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
20超え～50	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10超え～20	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10以下	868	5021	5889	929	5080	6009	1085	4968	6053	1089	4852	5941	1074	4556	5630
計	868	5021	5889	929	5080	6009	1085	4968	6053	1089	4852	5941	1074	4556	5630
最大	2.66	1.68	2.66	0.00	1.22	1.22	0.00	0.40	0.40	0.00	0.77	0.77	0.00	0.95	0.95
平均	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

H24.1月内部線量			H24.2月内部線量			H24.3月内部線量			H24.4月内部線量			H24.5月内部線量			
区分(mSv)	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計									
250超え	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
200超え～250	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
150超え～200	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
100超え～150	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
50超え～100	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
20超え～50	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10超え～20	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10以下	836	3507	4343	932	3568	4500	652	2470	3122	670	2346	3016	729	2510	3239
計	836	3507	4343	932	3568	4500	652	2470	3122	670	2346	3016	729	2510	3239
最大	0.00	0.85	0.85	0.00	0.10	0.10	0.00	0.03	0.03	0.00	0.01	0.01	0.00	0.01	0.01
平均	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

H24.6月内部線量			H24.7月内部線量			
区分(mSv)	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250超え	0	0	0	0	0	0
200超え～250	0	0	0	0	0	0
150超え～200	0	0	0	0	0	0
100超え～150	0	0	0	0	0	0
50超え～100	0	0	0	0	0	0
20超え～50	0	0	0	0	0	0
10超え～20	0	0	0	0	0	0
10以下	519	2045	2564	396	1207	1603
計	519	2045	2564	396	1207	1603
最大	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
平均	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

3. 外部被ばく線量と内部被ばく線量の合算値

緊急作業に従事した作業者の平成24年3月末（H23.3.11～H24.3.31）～平成24年7月末（H23.3/11～H24.7/31）までの各月末までの累積線量分布を表3に示す。

表3 外部被ばく線量と内部被ばく線量の累積線量分布

区分(mSv)	H23.3～H24.3月累積線量(内外)			H23.3～H24.4月累積線量(内外)			H23.3～H24.5月累積線量(内外)			H23.3～H24.6月累積線量(内外)			H23.3～H24.7月累積線量(内外)		
	東電社員	協力企業	計												
250超え	6	0	6	6	0	6	6	0	6	6	0	6	6	0	6
200超え～250以下	1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3
150超え～200以下	22	2	24	22	2	24	22	2	24	22	2	24	22	2	24
100超え～150以下	117	17	134	117	17	134	117	17	134	117	17	134	117	17	134
50超え～100以下	441	313	754	452	326	778	463	348	811	476	370	846	480	405	885
20超え～50以下	619	2406	3025	612	2475	3087	612	2585	3197	609	2659	3268	609	2737	3346
10超え～20以下	482	2815	3297	494	2897	3391	485	2922	3411	486	2950	3436	489	3026	3515
10以下	1695	11956	13651	1713	12407	14120	1741	12823	14566	1760	13323	15083	1799	13600	15399
計	3383	17511	20894	3417	18126	21543	3451	18701	22152	3477	19323	22800	3523	19789	23312
最大	678.80	238.42	678.80	678.80	238.42	678.80	678.80	238.42	678.80	678.80	238.42	678.80	678.80	238.42	678.80
平均	24.86	9.54	12.02	24.85	9.49	11.92	24.81	9.50	11.89	24.85	9.48	11.82	24.66	9.55	11.83

※ 外部線量の数値は入域毎のAPD値の積算値を用いているが、積算型線量計による月間線量値へ置き換えること等により変動することがある。

4. 特定高線量作業従事者の外部被ばく線量と内部被ばく線量の合算値

特定高線量作業従事者<sup>※1</sup>の累積線量分布を表4に示す。

表4 特定高線量作業従事者の外部被ばく線量と内部被ばく線量の累積線量分布

区分(mSv)	H24.5月	H24.6月	H24.7月	H23.3～H24.7月
250超え	0	0	0	0
200超え～250以下	0	0	0	0
150超え～200以下	0	0	0	0
100超え～150以下	0	0	0	0
50超え～100以下	0	0	0	259
20超え～50以下	0	0	0	178
10超え～20以下	1	1	0	45
10以下	526	540	553	71
計	527	541	553	553
最大(mSv)	10.20	11.10	6.09	93.65
平均(mSv)	0.99	1.09	0.77	45.94

※1 特定高線量作業従事者

電離放射線障害防止規則第7条の緊急被ばく限度（100mSv）が適用されるとされている作業に従事する者。具体的には、発電所に属する原子炉施設並びに蒸気タービン及びその附属設備又はその周辺の区域であって、その線量が1時間につき0.1mSvを超えるおそれのある場所において、原子炉施設若しくは使用済燃料貯蔵槽を冷却する設備の機能を維持するための作業を行うとき又は原子炉施設の故障、破損等により多量の放射性物質の放出のおそれのある場合に、これを抑制若しくは防止するための機能を維持するための作業に従事する者を指す。

なお、これまでの特定高線量作業従事者については、東電社員のみが対象者である。

## 5. 経過措置適用者の外部被ばく線量と内部被ばく線量の合算値

特例措置廃止後の経過措置適用者<sup>※2</sup>の累積線量分布を表5に示す。

表5 経過措置適用者の外部被ばく線量と内部被ばく線量の累積線量分布

区分(mSv)	H24.2月	H24.3月	H24.4月	H23.3～H24.4月
250超え	0	0	0	0
200超え～250以下	0	0	0	0
150超え～200以下	0	0	0	8
100超え～150以下	0	0	0	33
50超え～100以下	0	0	0	0
20超え～50以下	0	0	0	0
10超え～20以下	0	0	0	0
10以下	42	42	41	0
計	42	42	41	41
最大(mSv)	2.50	3.80	5.40	198.05
平均(mSv)	0.42	0.42	0.61	130.78

## ※2 経過措置適用者

平成23年12月16日の電離放射線障害防止規則の特例に関する省令廃止以後も、平成24年4月30日までの間、同省令に基づく被ばく線量限度250mSvが継続して適用される者。

なお、経過措置適用者については東電社員のみが対象者である。

以 上

別添

福島第一原子力発電所事故における  
放射性物質の大気中への放出量の推定について

東京電力株式会社

## 目次

1	はじめに.....	1
2	放射性物質の放出について.....	1
3	放出量の評価方法について.....	1
3.1	評価フロー.....	1
3.2	DIANA について (図 3 の①).....	2
3.3	評価に用いた気象データについて (図 3 の②).....	3
3.4	評価で用いた空間線量率について (図 3 の③).....	4
3.5	各時刻の放出状況 (図 3 の④).....	5
3.6	各核種への振り分け (図 3 の⑤).....	5
4	評価結果.....	6
4.1	放出量の評価結果.....	6
4.2	放出量の経時変化.....	6
4.1 節	の放出量の経時変化を図 27 に示し、放出率の経時変化を図 28 に示す。.....	6
4.3	放射性物質の沈着量の評価結果.....	6
5	考察.....	7
5.1	放出量について他機関の評価結果との比較.....	7
5.2	実測の沈着量との比較.....	8
5.3	空間線量率データが変動する期間の評価値.....	8
5.4	空間線量率データが変動しない期間の評価値.....	10
5.5	事象ごとの評価.....	11
5.5.1	建屋爆発時における放射性物質の放出量について.....	12
5.5.2	格納容器ベントに伴う放射性物質の放出量について.....	13
5.5.3	原子炉建屋からの放出量について.....	13
5.6	福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域の汚染要因について.....	14
6	まとめ.....	15
7	別紙.....	15
	参考資料.....	16
1	プルームの移動と空間線量率の変化について.....	16
1.1	モニタリング箇所上空にプルームが近づいてくるケース.....	16
1.2	モニタリング箇所上空にプルームが近づいて来ないケース.....	17
2	放射性核種の放出されやすさの比.....	18

## 1 はじめに

平成23年3月11日14時46分に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震およびそれに随伴して発生した津波により、全交流・直流電源及び最終ヒートシンクを喪失した状態が継続した福島第一原子力発電所1～3号機では、燃料が損傷・熔融するとともに、原子炉格納容器にも損傷が生じたことから、放射性物質が環境中へ放出されるという事故に至った。

本資料は、事故調査の一環として、同事故に伴い、発電所から大気中へ放出された主要核種毎の放出量を推定するとともに、放出の時系列、格納容器ベントの効果、北西方向沈着の要因を明らかにすることを目的としている。

なお、推定に用いているシステムの限界や計算条件の不確実性のため、本資料の内容は、今後の事故調査の進展に伴い、見直す可能性がある。

## 2 放射性物質の放出について

事故後、放射性物質が1～3号機から放出され、大気中への放射性物質の放出としては、ベント・建屋爆発に伴う放出のほか、建屋爆発後は建屋からの継続放出があった。

本来であれば既設のモニタリングポスト、スタックモニタで大気中への放射性物質の放出を把握できるが、モニタリングポストについては地震により、スタックモニタについては津波に伴い電源が喪失したため、スタックモニタ等の機能が喪失した。そこで、発電所周辺にモニタリングカーを配置し、空間線量率や気象データ（風向、風速）等を測定し、放射性物質の放出状況の把握に努めた。

図1のように大気へ放出された放射性物質のうち、重力や降雨の影響を受けない希ガスは風によって運ばれるとともに拡散していく。一方、よう素やセシウム等は重力や降雨の影響を受け、風によって拡散しながら地表面及び海面へ降下する。更に、地表面に沈着した後も雨水によって河川に運ばれ、その後海洋へ移行するなど、複雑な挙動をする。

また、図2のように格納容器から放出された放射性物質のうち、大気に移行しないものとして、格納容器外から原子炉へ注水した水に随伴された放射性物質が、格納容器から漏洩し原子炉建屋内を経てタービン建屋に滞留するものがある（本報告書ではこの放射性物質の量は評価対象とはしていない）。

## 3 放出量の評価方法について

モニタリングカーなどで測定した空間線量率等や気象庁の気象観測所で観測された降雨などの気象データをもとに、発電所から大気中へ放出された放射性物質の量を評価した。

### 3.1 評価フロー

放出量評価の流れは以下のとおり。そのフローを図3に示す。また、①～⑤について次章以降に詳細を記載する。

ステップ1：観測データ（空間線量率、気象データ（風向、風速、降雨量、日射量））を当社の放射性物質の大気中の拡散を評価するシステム（DIANA：3.2節参照）へ入力し、大気中への放出量を推定する。

ステップ2：空間線量率の時間変化に基づき、ステップ1で得られた放出量に対して、希ガス、よう素、セシウムの放出割合を評価する。

ステップ3：ステップ2によって得られたセシウム137の放出量と気象データから地表面への沈着量を評価する。

### 3.2 DIANA について (図 3 の①)

DIANA (Dose Information Analysis for Nuclear Accident) は、放射性希ガス・よう素および粒子状物質が大気中に放出された場合を想定して、10 分毎に原子力発電所周辺の 3 次元移流拡散現象を模擬し、任意の地点における空間線量率を評価することが可能なシステムである。具体的な仕様は以下の通りである。

計算方法：測定された気象データ（発電所内の風向、風速）を元に、評価領域内（発電所を含む、東西 50km×南北 50km×高さ 2000 m の範囲、計算メッシュ：1km×1km×100m）の 3 次元の風場を地形の影響を考慮し作成し、粒子による移流拡散を計算

拡散粒子：0.5MeV 換算の粒子を仮定

風場の評価：質量保存則を満足する風場の評価

移流拡散：ラグランジュ型仮想粒子拡散モデル

放出箇所：同時刻の放出を仮定する地点は一箇所

計算ステップ：10 分毎（10 分間は一定の放出率を仮定する）

沈着速度：沈着速度とは、放射性物質の沈着のしやすさを表わすものであり、下表の数値を用いて地表面沈着濃度を評価している。この数値は、以下の論文に記載されている数値であり、大気拡散の計算で一般的な数値である。

- Engelmann, R.J. (1968) The Calculation of Precipitation Scavenging in Meteorology and Atomic Energy - 1968, D.H.Slade, Ed., US AEC, TID-24190
- Crandall, W.K. et. al, An Investigation Of Scavenging Of Radioactivity From Nuclear Debris Clouds: Research In Progress, Lawrence Livermore Laboratory, 1973, UCRL-51328, TID-4500
- Sehmel, G.A., Particle And Gas Dry Deposition: A Review, Atmospheric Environment, 14, pp.983-1011, 1980

(乾性沈着の場合)

大気安定度	よう素 (cm/s)	セシウム (cm/s)
A~F	0.3	0.3

(湿性沈着の場合)

大気安定度	よう素(1/s)/(mm/hr)	セシウム(1/s)/(mm/hr)
A~D	1.0E-03	2.0E-04
E、F	1.0E-04	

降雨の条件：同時刻において、評価範囲領域内で均一な降雨であると仮定

沈着評価範囲：発電所北側は 25km

発電所南側は 25km

発電所東側（海側）は 20km

発電所西側（陸側）は 30km

以上の仕様による制限があるため、評価において不確実性がある。

### 3.3 評価に用いた気象データについて（図 3 の②）

DIANA の入力となる気象データには、風向、風速、大気安定度及び降雨があるが、地震に伴う電源喪失などの影響によって敷地内に設置してある気象観測設備の気象データは得られなかった。

風向、風速については、事故時に福島第一原子力発電所敷地内に配置したモニタリングカー（地上約 2m）にて測定した。

大気安定度については、福島第一原子力発電所から比較的近く、停電による欠測がない気象庁の船引の AMEDAS 観測地点で得られた日射量の値を用いて求めた。

評価に用いた地上 10m の風速については、モニタリングカーにて測定した地上 2m の風速と大気安定度を使用して、「有害大気汚染物質に係る発生源周辺における環境影響予測手法マニュアル（平成 20 年 2 月 経済産業省）」に基づき求めた。

風向に関しては、モニタリングカーで測定された 16 方位を使用した。なお、DIANA では地形影響を考慮しており、拡散時の地形影響による風向変動は評価している。

降雨については、発電所周辺の観測地点の中で基本的には放射性物質の放出があった時点の風下にある観測地点を選択し、文部科学省の実測の沈着量を再現するか確認し、最適な観測地点（表 1・図 4 参照）の降水量を用いた。

表 1 採用した AMEDAS 観測点

時間帯	時間降雨量(mm/h)	使用した AMEDAS 観測点
3 月 15 日 11:10~21:20	0~3	飯舘
3 月 15 日 21:30~24:00	0~3	原町
3 月 16 日	0~3	川前
3 月 21 日 AM	0~3	広野
3 月 21 日 PM	0~3	川前
3 月 22 日~3 月 23 日 AM	0~3	広野 <sup>注 1</sup>
3 月 23 日 PM	0~3	川前
3 月 25 日 0:00~18:00	0~3	津島
3 月 25 日 18:10~21:00	0~3	船引
3 月 25 日 21:10~3 月 26 日	0~3	広野
3 月 30 日~31 日	0~3	浪江 <sup>注 2</sup>

(注 1) : 3/22 24:00 は欠測。前後 10 分間には降雨はないが、レーダーアメダス及び他地点の状況を勘案して 3mm/h と設定

(注 2) : 3/31 8:00 は欠測。同地点 7:50 には降雨なく、8:10 は降雨 (3mm/h)。レーダーアメダス及び他地点の状況を勘案して 3mm/h と設定

### 3.4 評価で用いた空間線量率について（図 3 の③）

通常、放射性物質の放出を監視するため、発電所周辺にはモニタリングポスト（図 5）を設置し、空間線量率を監視している。福島第一原子力発電所事故では、電源喪失に伴い、モニタリングポストの機能が喪失したため、発電所敷地内にモニタリングカーを配置し、事故時の空間線量率等を測定した。その測定結果と事象を記載したモニタリングデータは図 6～図 25 に示すとおり。

福島第一原子力発電所事故における放射性物質の放出は、格納容器ベントや建屋爆発といった事象発生時に加えて、損傷した格納容器から放射性物質が大気中に放出されていたと考えられる。

空間線量率データが有意に変動する場合は、参考資料のように、プルームが直接観測地点の周辺を通過することで空間線量率データは変動する。また、直接観測地点を通過しない場合でもプルームからの直接線の影響で空間線量率データは変動する。以上のことから、空間線量率データが変動している期間においては、空間線量率データの上昇幅をもとに、詳細に拡散計算をすることで、その時点の放出を経時的な放出率として評価することが可能である。

また、空間線量率データが変動しない場合においては、放出事象があったが空間線量率データが変動しない場合と放出自体がない場合がある。空間線量率データが変動しない期間については、放出量はピークを生じる程の大きな放出はないと考えられる。ただし、放出がないと仮定するのではなく、空間線量率データの 1% に相当する放射性物質の放出が継続しているという評価を行った。また、実際の空間線量率の測定データの揺らぎを計算したところ、空間線量率のおおよそ 1% 未満であったことから（表 2 と図 26）、空間線量率データが変動しない期間において、測定値の揺らぎよりも大きな 1% の放出率を仮定して評価することは保守的といえる。

表 2 ピークが観測されていない時間帯の空間線量率の標準偏差

時間帯	場所	空間線量率 ( $\mu$ Sv/h)	標準偏差 (%)
3 月 12 日 22:00～22:30	MP-4 付近	～50	0.07%
3 月 14 日 0:00～2:00	MP-2 付近	～400	0.00%
3 月 15 日 15:30～16:30	正門付近	～500	0.89%
3 月 19 日 18:00～21:00	事務本館北	～3000	0.10%

### 3.5 各時刻の放出状況 (図 3 の④)

爆発・ベントなどの事象で放出の号機が特定されている場合は、当該号機の放出として、評価する。しかし、3月13日以降は、複数の号機で炉心損傷、それに伴う放射性物質の放出が発生しており、同一時刻に複数の箇所(号機)から放射性物質が放出されていると考えられるが、DIANAの仕様上、各放出箇所は1箇所と限定されていることから、炉内の状況や各種操作の状況及びふくいちライブカメラなどのデータから主たる放出号機を推定して、その号機のインベントリを用いて評価を行った。なお、ベントの場合は、排気筒高さから、爆発や建屋からの放出の場合は、建屋の高さからの放出を仮定している。

### 3.6 各核種への振り分け (図 3 の⑤)

上述の通り、放射性物質を0.5MeV換算の仮想粒子を拡散計算の対象として扱うDIANAを用いて、0.5MeV換算の仮想粒子の放出量を評価する。

その後、0.5MeV換算の仮想粒子の放出量を評価対象とする核種の放射エネルギーへ、核種毎のエネルギー換算係数などを使用して振り分け、放出量とした。

3.4節の方法で、時刻 $t$ におけるDIANAで評価した0.5MeV換算の仮想粒子の放出率 $R(t)$ とすると、核種毎の振り分けの考え方は、以下の式の通りである。

$$R(t)=Q'(t) (100X(t)*C1+10Y(t)*C2+Z(t)*C3)$$

$R(t)$  : 空間線量率からDIANAで逆算される0.5MeV換算の仮想粒子放出率 (Bq/s)

$X(t)$  : 時刻 $t$ における、希ガスのインベントリ (Bq)

$Y(t)$  : 時刻 $t$ における、よう素のインベントリ (Bq)

$Z(t)$  : 時刻 $t$ における、セシウムのインベントリ (Bq)

$C1$  : 希ガスのインベントリを0.5MeV換算値に変更する係数

$C2$  : よう素のインベントリを0.5MeV換算値に変更する係数

$C3$  : セシウムのインベントリを0.5MeV換算値に変更する係数

$Q'(t)$  : ある放出量(0.5MeV換算値)を空間線量率から決定される放出率に変換するための係数 (1/s)

$Q'(t)$ 以外の数値は時刻 $t$ ごとに決まるため、 $Q'(t)$ が決まる。以上の式から、時刻 $t$ の核種毎の放出率は、以下の通りとなる。

- 希ガス<sup>注1</sup> :  $Q'(t)*100C1* X(t)$  Bq/s
- よう素 :  $Q'(t)*10C2* Y(t)$  Bq/s
- セシウム :  $Q'(t)*C3* Z(t)$  Bq/s

以上の考え方にもとづいて、放出率を評価している。炉内インベントリについては、ORIGENコードを用い、燃料5バッチ交換を想定し、平均的な組成として評価した。なお、ORIGENコードとは、核データライブラリと呼ばれる原子核の特性(核分裂断面積、核分裂収率、崩壊定数など)を用いて、原子炉内の核分裂生成物の生成および壊変による放射エネルギーを求めるコードである。

空間線量率のピークの形状を再現するような放射性核種の放出されやすさの比を検討した結果、希ガス、よう素、セシウムの比は、100 : 10 : 1であった。(参考資料 2章参照)なお、希ガスについては、全量が放出されたと評価された時刻以降は、放出がないものとして扱っている。セシウムについては、Cs-134とCs-137ともそれぞれ同じ放出されやすさの比を用いた。

注1 評価核種は、以下の通り

Kr-79.80.81.81m.82.83.83m.84.85.85m.86.87.88.89.90.91.92.93.94.95.96.97.98  
 Xe-126.127.128.129.129m.130.131.131m.132.133.133m.134.134m.135.135m.136.  
 137.138.139.140.141.142.143.144.145.146.147

4 評価結果

4.1 放出量の評価結果

前章の方法を用いて評価した、2011年3月中の大気中への放出量（放出時点での放射能量（Bq）の総和）は表3の通り。なお、評価期間は、平成23年3月12日から3月31日までとして、4月以降の評価は、別紙1のとおり3月の総量に対し1%未満であった。

表3 評価結果（単位 PBq=10<sup>15</sup>Bq）

希ガス（0.5MeV換算値）	I-131	Cs-134	Cs-137	INES評価 <sup>注1</sup>
約500	約500	約10	約10	約900

（注1）INES（国際原子力指標尺度）評価は、放射能量をよう素換算した値。ここでは限られた核種でしか評価できていないため、I-131とCs-137を使用して、事故の規模を評価した。Cs-137のみ評価に加えている。

（例：約500PBq+約10PBq×40（換算係数）=約900PBq）

4.2 放出量の経時変化

4.1節の放出量の経時変化を図27に示し、放出率の経時変化を図28に示す。

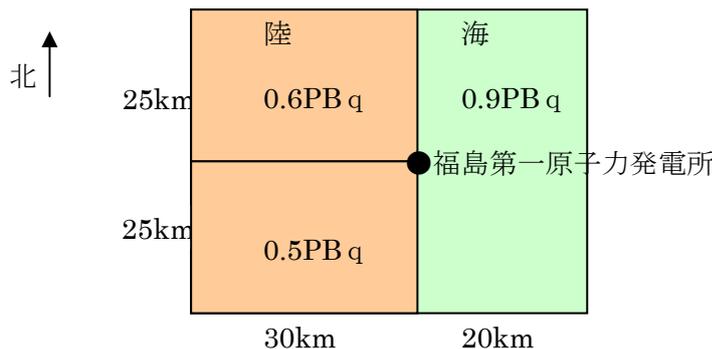
4.3 放射性物質の沈着量の評価結果

DIANAで評価した放出量をもとに、DIANAの評価範囲内におけるCs-137の沈着量を評価したところ、表4（簡単なイメージは表の下）のように福島第一原子力発電所から北側の陸地（西側30km×北側25kmの範囲）には0.6PBq、南側の陸地（西側30km×南側25kmの範囲）には0.5PBqの沈着があったと評価している。なお、東側（海側）20km×南北50kmの範囲は、0.9PBqであった。

表4 福島第一原子力発電所周辺のCs-137の沈着量（4月1日0:00現在）

	DIANAによる沈着量
北側（25km）	0.6PBq
南側（25km）	0.5PBq
総量	1PBq

（沈着量の評価範囲イメージ）



## 5 考察

### 5.1 放出量について他機関の評価結果との比較

他の機関での放出量評価結果を表 5 に示す。この結果から、Cs-137 の放出量については他の機関とほぼ同等となった。また、I-131 については他の機関の評価結果よりも約 3 倍程度多いとの結果になっている。当社の評価は、評価期間全体にわたって 1~3 号機における炉内インベントリからの放出されやすさの比は一定の比率を使っているため（ただし、各時刻の炉内インベントリは減衰を考慮した計算値を用いている。詳細は、参考資料 2 章参照）、I-131 の放出量が多くなっている可能性がある。例えば、日本原子力研究開発機構の大気放出量推定<sup>注1</sup>では、環境中で測定された I-131 と Cs-137 の放出率は放出時期によって変動しているとの結果となっており（同等～約 100 倍）、今後、放出されやすさの比については、継続し検討を行う必要がある。

（注1）：平成 24 年 3 月 6 日 公開ワークショップ

「福島第一原子力発電所事故による環境放出と拡散プロセスの再構築」

（主催：独立行政法人日本原子力研究開発機構）

表 5 他機関の評価結果

機関	公表日	評価期間	放出量 (PBq)				
			希ガス	I-131	Cs-134	Cs-137	INES 評価
日本原子力研究開発機構 原子力安全委員会	2011 年 4 月 12 日 2011 年 5 月 12 日	2011 年 3 月 11 日 - 2011 年 4 月 5 日	—	150	—	13	670
日本原子力研究開発機構 原子力安全委員会	2011 年 8 月 22 日	2011 年 3 月 12 日 - 2011 年 4 月 5 日		130		11	570
日本原子力研究開発機構	2012 年 3 月 6 日	2011 年 3 月 11 日 - 2011 年 4 月 10 日		120		9	480
原子力安全・保安院	2011 年 4 月 12 日	-	—	130	—	6.1	370
原子力安全・保安院	2011 年 6 月 6 日	-	—	160	18	15	770
原子力安全・保安院	2012 年 2 月 16 日	-	—	150	—	8.2	480
フランス放射線防護原子力 安全研究所 (IRSN <sup>注2</sup> )	2011 年 3 月 22 日	2011 年 3 月 12 日 - 2011 年 3 月 22 日	2000	200	30		

（注2）IRSN で評価されたのは、希ガス、よう素、セシウムであり、核種毎の整理は行われていないことから、当社の評価と単純に比較することはできない。

## 5.2 実測の沈着量との比較

放射性物質の沈着量については、文部科学省 放射線量等分布マップの作成等に係る検討会にて調査が行われている。調査は平成 23 年 6 月から 7 月の期間で行われており、平成 23 年 6 月 14 日時点での沈着量に補正した結果（放射エネルギー）が公表されている。（図 29 参考）その調査結果をもとに、福島第一原子力発電所を含む、南北 50km、東西 30km の陸上範囲における Cs-137、Cs-134、I-131 の沈着量を算出した。結果は次の通りである。なお、DIANA では、3 月 31 日現在の沈着量を評価していることと、Cs-137 の半減期は、Cs-134 や I-131 に比べて長いため、Cs-137 の 6 月 14 日現在の沈着量と比較することとした。

表 6 文部科学省の調査結果（沈着量）から計算

Cs-137	(参考) Cs-134	(参考) I-131
(北側) 0.8PBq	(北側) 0.7PBq	(北側) 1E-3 PBq
(南側) 0.3PBq	(南側) 0.3PBq	(南側) 8E-4 PBq
(合計) 1 PBq	(合計) 1 PBq	(合計) 2E-3 PBq

Cs-137 についての DIANA 評価結果と文部科学省の調査結果の比較から次のことがわかる。

- ① 総沈着量は概ね一致していること。
- ② 文部科学省の調査結果によると、Cs-134 と Cs-137 の沈着量はほぼ同程度であることから、発電所から放出された Cs-134 と Cs-137 の量は同程度であったと考えられ、今回の評価結果とも整合していること。
- ③ 文部科学省の調査結果によると南側に比べ北側の沈着量が大きいが、当社推定結果では南北は同等の値となっている。当社の沈着量の評価をする際、構内のモニタリングカーの 16 方位で風向の再現しているため、南北方向に誤差が生じていると考えられる。

文部科学省の航空機モニタリング結果（図 30）と DIANA による沈着評価結果を比較したものを図 31 に示す。これより、北西方向の評価においては汚染の高い方向について若干の方向の違いがあるものの、DIANA 評価でも北西方向に沈着が多いという傾向は再現されている。これは沈着量が多くなる降雨時において、風下方向の気象観測地点の降雨データを採用しており、放出の傾向は概ね再現できているものとする。

## 5.3 空間線量率データが変動する期間の評価値

前述の放出量評価のうち、空間線量率の変動する期間の評価値を表 7 に、その内訳を表 8 に示す。なお、空間線量率の変動する期間の放出量評価値は、平成 23 年 3 月 12 日から 31 日までの総量の大部分を占めている。

表 7 空間線量率の変動する期間における評価値の総和（単位 PBq）

希ガス	I-131	Cs-134	Cs-137
約 500	約 400	約 10	約 8

表 8 空間線量率が変動する期間の評価値

No	日	時刻		推定 放出 号機	放出 高度 (m)	希ガス (PBq)	I-131 (PBq)	Cs-134 (PBq)	Cs-137 (PBq)	号機選定根拠 (DIANA の仕様上の制限のため、主放出号機を推定した)
1	3月12日	04:00	10:10	1	約30	20	3	0.06	0.04	炉心損傷しているのは1号機のみであり、ベント弁操作を行っていないため、建屋放出とした。
2		10:10	10:50	1	約120	3	0.5	0.01	0.008	1号機のS/Cベント弁操作を行っているため、排気筒放出とした。(実際にベントできているかは不明)
3		10:50	14:00	1	約30	0.2	0.03	0.0006	0.0004	No1と同様。
4		14:00	15:10	1	約120	4	0.7	0.01	0.01	No2と同様。
5		15:30	15:40	1	約30	10	3	0.05	0.04	1号機で建屋爆発が発生しているため、建屋放出とした。
6		18:00	24:00	1	約30	3	0.5	0.01	0.008	No1と同様。
7	3月13日	08:00	09:00	1	約30	3	0.7	0.02	0.01	3号機が炉心損傷するより前のタイミングであり(MAAPによる推定)、オペフロが吹き飛んでいる1号機建屋を放出箇所とした。
8		09:00	09:10	3	約120	1	0.3	0.005	0.003	ベントの実績から排気筒放出とした。
9	3月14日	13:30	17:00	3	約30	20	4	0.07	0.05	1号機・2号機は、D/W圧力に大きな変動が見られないこと、3号機ベント弁操作を行っていないことから、建屋放出とした。
10		02:00	04:00	3	約30	10	7	0.1	0.09	他の放出場所を仮定した場合よりも線量率推移の再現性が比較的良好だったため、3号機建屋を放出箇所とした。
11		07:20	09:20	3	約30	2	1	0.02	0.02	No9と同様。
12		11:00	11:10	3	約30	1	0.7	0.01	0.009	3号機で建屋爆発が発生しているため、建屋放出とした。
13	3月15日	21:20	22:20	2	約120	60	40	0.9	0.6	放出箇所については不明であるが、1・2号機排気筒から放出されたものと仮定して評価した。(別紙3.3.2章参照)
14		06:10	07:20	1	約30	5	4	0.1	0.07	2号機・3号機のD/W内の圧力に変化がないため、1号機の建屋放出とした。
15		07:20	10:20	2	約30	80	60	1	0.9	5.5章参照。
16	3月16日	21:30	24:00	2	約30	50	40	0.8	0.6	同上
17		10:00	13:00	3	約30	100	100	2	2	8:30に原子炉建屋からの白煙の大量噴出が確認され、3号機のD/W圧力が低下したため建屋放出とした。
18	3月18日	15:20	17:30	1	約30	20	20	0.7	0.5	2・3号機のD/W圧力に変化がないため、1号機の建屋放出とした。
19	3月19日	07:50	08:00	3	約30	30	30	0.9	0.6	3号機D/W圧力が変化しているため建屋放出とした。
20		08:30	08:40	3	約30	7	6	0.2	0.1	
21		09:30	09:40	3	約30	2	1	0.04	0.03	
22	3月20日	03:40	03:50	2	約30	0	1	0.03	0.02	他の放出場所を仮定した場合よりも線量率推移の再現性が比較的良好だったため、2号機の建屋放出とした。
23		09:30	09:50	2	約30	0	0.2	0.008	0.006	
24		13:50	16:40	2	約30	0	20	0.5	0.4	
25		19:50	20:10	2	約30	0	4	0.1	0.09	
26	3月21日	16:20	16:30	2	約30	0	2	0.07	0.05	18:20に2号機から湯気が上がっていることが確認されているため、2号機の建屋放出とした。
27		17:00	18:00	2	約30	0	5	0.2	0.1	
28	3月22日	15:10	16:30	3	約30	0.2	0.3	0.01	0.007	7:11に3号機から煙が上がっていることが確認されているため、3号機の建屋放出とした。
29	3月23日	13:40	16:00	3	約30	2	6	0.2	0.2	16:20に3号機原子炉建屋から黒煙が上がっていることが確認されているため、3号機の建屋放出とした。
30	3月25日	10:10	10:30	1	約30	8	10	0.6	0.4	1号機D/W圧力が変化しているため、1号機の建屋放出とした。
31		18:30	21:00	1	約30	0.6	0.8	0.05	0.04	
32	3月28日	08:40	08:50	2	約30	0	0.6	0.04	0.03	2号機D/W圧力が変化しているため、2号機の建屋放出とした。
33		09:40	17:00	2	約30	0	20	1	0.9	
34	3月29日	04:20	05:50	1	約30	1	2	0.2	0.1	1号機D/W圧力が変化しているため、1号機の建屋放出とした。
35		06:50	11:50	1	約30	4	6	0.5	0.4	
36		14:50	16:20	1	約30	0.7	1	0.1	0.07	
37		16:50	18:20	1	約30	0.1	0.2	0.02	0.01	
合計						500	400	10	8	

凡例 S/C : サプレッションチェンバー D/W : ドライウェル MAAP : Modular Accident Analysis Program

#### 5.4 空間線量率データが変動しない期間の評価値

空間線量率データが変動しない期間の放出量評価値を表 9 に示す。

表 9 空間線量率データが変動しない期間の放出量

No	日	時刻		放出高度(m)	希ガス(PBq)	I-131(PBq)	Cs-134(PBq)	Cs-137(PBq)
1	3月12日	03:00	04:00	約30	0.000002	0.0000002	0.000000004	0.000000003
2		15:10	15:30	約30	0.00008	0.00002	0.0000004	0.0000003
3		15:40	18:00	約30	0.003	0.0006	0.00001	0.00001
4	3月13日	00:00	08:00	約30	0.001	0.0003	0.000006	0.000004
5		09:10	11:00	約120	0.001	0.0003	0.000005	0.000003
6		11:00	12:30	約30	0.002	0.0004	0.000007	0.000005
7		12:30	13:30	約120	0.04	0.009	0.0002	0.0001
8		17:00	20:40	約30	0.003	0.001	0.00003	0.00002
9		20:40	24:00	約120	0.003	0.001	0.00002	0.00002
10		3月14日	00:00	02:00	約30	0.01	0.007	0.0001
11	04:00		05:20	約30	0.01	0.005	0.00009	0.00006
12	05:20		07:20	約30	0.07	0.04	0.0007	0.0005
13	09:20		11:00	約30	0.004	0.002	0.00004	0.00003
14	11:10		21:20	約30	0.002	0.001	0.00002	0.00002
15	22:20		23:40	約120	0.00003	0.00002	0.0000005	0.0000003
16	23:40		24:00	約30	0.008	0.005	0.0001	0.00008
17	3月15日	00:00	06:10	約30	0.02	0.02	0.0003	0.0002
18		10:20	16:10	約30	7	5	0.1	0.08
19		16:10	20:50	約30	0.5	0.4	0.009	0.006
20		20:50	21:30	約30	1	0.9	0.02	0.01
21	3月16日	00:00	02:20	約30	0.3	0.3	0.006	0.004
22		02:20	06:20	約30	6	4	0.1	0.07
23		06:20	08:30	約30	1	0.8	0.02	0.01
24		08:30	10:00	約30	0.7	0.6	0.01	0.009
25		13:00	24:00	約30	1	1	0.02	0.02
26	3月17日	00:00	21:30	約30	0.03	0.03	0.0007	0.0005
27		21:30	21:40	約30	30	40	1	0.8
28		21:40	24:00	約30	0.004	0.003	0.00009	0.00006
29	3月18日	00:00	05:30	約30	0.09	0.08	0.003	0.002
30		05:30	07:20	約30	0	2	0.07	0.05
31		07:20	15:20	約30	0.1	0.1	0.004	0.003
32		17:30	24:00	約30	0.1	0.1	0.004	0.003
33	3月19日	00:00	07:50	約30	0.06	0.06	0.002	0.001
34		08:00	08:30	約30	0.004	0.004	0.0001	0.00008
35		08:40	09:30	約30	0.007	0.006	0.0002	0.0001
36		09:40	24:00	約30	0.1	0.1	0.004	0.003
37	3月20日	00:00	03:40	約30	0	0.9	0.03	0.02
38		03:50	09:30	約30	0	0.5	0.01	0.01
39		09:50	11:20	約30	0	0.2	0.006	0.004
40		11:20	12:50	約30	0	0.2	0.006	0.004
41		12:50	13:50	約30	0	0.1	0.004	0.003
42		16:40	19:50	約30	0	0.7	0.02	0.02
43		20:10	24:00	約30	0	7	0.2	0.2
44	3月21日	00:00	16:20	約30	0	1	0.04	0.02
45		16:30	17:00	約30	0	0.03	0.001	0.0007
46		18:00	24:00	約30	0	0.2	0.008	0.006
47	3月22日	00:00	15:10	約30	0.3	0.3	0.01	0.007
48		16:30	24:00	約30	0.1	0.1	0.005	0.003
49	3月23日	00:00	13:40	約30	0.3	0.3	0.01	0.008
50		16:00	24:00	約30	0	0.2	0.008	0.005
51	3月24日	00:00	24:00	約30	0	3	0.1	0.1
52	3月25日	00:00	10:10	約30	0.04	0.04	0.003	0.002
53		10:30	18:30	約30	0.03	0.03	0.002	0.002
54		21:00	24:00	約30	0.01	0.01	0.0009	0.0006
55	3月26日	00:00	24:00	約30	0	0.2	0.01	0.008
56	3月27日	00:00	24:00	約30	0	0.2	0.01	0.009
57	3月28日	00:00	08:40	約30	0	0.09	0.006	0.004
58		08:50	09:40	約30	0	0.009	0.0006	0.0004
59		17:00	24:00	約30	0	0.08	0.006	0.004
60	3月29日	00:00	04:20	約30	0.02	0.03	0.002	0.002
61		05:50	06:50	約30	0.004	0.006	0.0005	0.0004
62		11:50	14:50	約30	0.01	0.02	0.002	0.001
63		16:20	16:50	約30	0.002	0.003	0.0003	0.0002
64		18:20	24:00	約30	0.02	0.04	0.003	0.002
65	3月30日	00:00	24:00	約30	0.02	0.04	0.003	0.002
66	3月31日	00:00	24:00	約30	0.02	0.04	0.004	0.003
合計					50	70	2	1

### 5.5 事象ごとの評価

前章までの結果をまとめ、1～3号機で発生した爆発、ベント等の事象毎に評価した放出量の評価結果を表10に示す。

なお、これらイベントによる放出量の総和は、Cs-137に関しては算出した放出量の総和の約1/10程度となっているが、前述のように、放出量の算定においては保守的な前提をおいている事に加え、これら事象以外にも格納容器からの漏洩による継続的な建屋放出があったためと考えられる。

表10 事象ごとの放出量

号機	日時	事象	放出量(PBq)			
			希ガス	I-131	Cs-134	Cs-137
1	3月12日 14時過ぎ	格納容器ベント	4	0.7	0.01	0.01
	3月12日 15:36	建屋爆発	10	3	0.05	0.04
3	3月13日 9時過ぎ <sup>注1</sup>	格納容器ベント	1	0.3	0.005	0.003
	3月13日 12時過ぎ <sup>注1,2</sup>	格納容器ベント	0～0.04	0～0.009	0～0.0002	0～0.0001
	3月13日 20時過ぎ <sup>注1,2</sup>	格納容器ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3月14日 6時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3月15日 16時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3月16日 2時頃 <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3月17日 21時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3月18日 5時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3月20日 11時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0～0.003	0～0.001	0～0.00002	0～0.00002
	3月14日 11:01 <sup>注2</sup>	建屋爆発	1	0.7	0.01	0.009
計			約20	約4	約0.09	約0.06

(注1) 1～3号機は建屋爆発やブローアウトパネル開放によって、格納容器から大気中へ直接、放射性物質が放出されたと考えられる。格納容器からの直接放出とベントによる放出を分離して評価することは困難であるため、建屋爆発・ブローアウトパネル開放が発生した後に実施したベント・建屋爆発については、格納容器から直接放出された放射性物質も含んだ評価となっている。

(注2) 線量率にピークが現れていないため、線量率に変動を与えない程度の放出を仮定して評価した。

(注3) 3号機のベントについては、3月13日に実施された3回のベントの評価結果より、ベント時の放出量が回を追う毎に減少していることがわかる。3月14日以降のベントについては、空間線量率に変動が確認されていないため、放射性物質の放出はさらに少ない可能性もあるが、3月13日20時過ぎのベント時の放出量と同量とした。

### 5.5.1 建屋爆発時における放射性物質の放出量について

1・3・4号機においては、損傷燃料から発生した水素ガスによるものと推定される爆発により原子炉建屋（以下、R/B）が損壊した。各建屋爆発における放射性物質の放出量の評価結果を次にまとめる。

- 1号機

1号機については、3月12日15時36分頃にR/B上部で爆発が発生し、屋根及び5階の外壁が損壊した。爆発時点では、南東の風が吹き、正門付近、モニタリングポスト（以下、MP）-4付近、MP-8付近のモニタリングカーにて空間線量率を測定していた。MP-4付近では爆発よりも少し前の時点で空間線量率にピークが現れている。この原因としては、線量率の測定時刻は、モニタリングカー等の観測者の腕時計等を基に記録されており、数分の誤差がありえる。また、爆発前に建屋から放出された蒸気によって空間線量率に変動を与えている可能性もある。このため、MP-4付近で観測された空間線量率のピークを基に、爆発による放出量を評価した。同建屋爆発における放射性物質の放出量の評価結果を表11に示す。

- 3号機

3号機については、3月14日11時1分頃にR/B上部で爆発が発生し、オペレーションフロアから上部全体とオペレーションフロア1階下の南北の外壁が損壊した。爆発時点では、MP-3付近、MP-4付近のモニタリングカーにて空間線量率を測定していたが、北西の風が吹いており、空間線量率に大きなピークは現れていない。ブルームの流れる方向に対しMPが風上にあっても多量な放射性物質の放出があれば直接線の影響で、MPの線量率にピークが現れる場合もある。しかし、3号機の建屋爆発では、北西の風が吹いており、空間線量率に大きなピークは現れていないので、多量な放射性物質の放出があったとは考えにくい。同建屋爆発における放射性物質の放出量の評価結果を表11に示す。

- 4号機

4号機については、3月15日6時12分頃、R/Bにおいて爆発が発生し、原子炉建屋5階屋根付近が損壊した。爆発時点では、北風が吹いており、爆発後から数十分間は空間線量率が測定されていない。当時の風速は2m/s程度であったことを考慮すると、建屋爆発に伴い放出されたブルームは、空間線量率の測定が再開された数十分後には発電所構外へ移動していると考えられ、4号機の建屋爆発に伴う放出量は評価できなかった。4号機の建屋爆発については、3号機の原子炉で発生した水素が、3号機のベントラインを経由し、4号機の非常用ガス処理系を逆流し、4号機の建屋に流入したものと考えている。平成23年8月25日に4号機の非常用ガス処理系のフィルタの線量測定を実施した際には、フィルタにわずかな量ながらも放射性物質が捕捉されていることが確認されており、4号機の建屋に流入した放射性物質は少なかったと考えられることから、4号機の建屋爆発に伴い放出された放射性物質の量も少なかったものと考えられる。

表 11 建屋爆発時における放射性物質の放出量の評価結果

号機	日時	放出量 (PBq)			
		希ガス	I-131	Cs-134	Cs-137
1	3月12日 15時36分頃	約10	約3	約0.05	約0.04
3	3月14日 11時01分頃	約1	約0.7	約0.01	約0.009
4	3月15日 6時12分頃	-	-	-	-
合計		約10	約3	約0.07	約0.05

4.1節の評価結果と比べると、いずれの号機も建屋爆発に伴う放出は少なかったと考える。

### 5.5.2 格納容器ベントに伴う放射性物質の放出量について

1～3号機はベントにて格納容器の減圧操作を試みている。1・3号機においては、格納容器ベントが成功したと考えられるが、2号機に関しては、格納容器ベントが成功したか分かっていない。

ベントによる放出量の評価結果を、表12に示す。このベント操作では、蒸気や水素とともに放射性物質が大気中へ放出されることとなる。今回の評価では、格納容器ベントに伴う放射性物質の放出量も評価しているが、別紙2に示す通り、格納容器ベントに伴う放出量は全体の1%未満であり、支配的な放出ではなかったものと評価している。これは、格納容器ベントによって放射性物質の放出が低減できたためと考える。(別紙2参照)

表12 格納容器ベントに伴う放出量とその他の事象に伴う放出量の比較

放射性物質 放出形態	希ガス (PBq)	I-131 (PBq)	Cs-134 (PBq)	Cs-137 (PBq)
格納容器ベント <sup>注1</sup>	約5	約1	約0.02	約0.01
建屋爆発	約10	約3	約0.07	約0.05
建屋からの放出	約500	約500	約10	約10
合計	約500	約500	約10	約10

(注1) ベントに伴い蒸気が放出されたかどうかわかっていないことから、1・2号機の1回目のベント弁操作時の放出量は、格納容器ベント時の放出量に含めていない。

### 5.5.3 原子炉建屋からの放出量について

今回の事故では、格納容器ベント、建屋爆発に伴う放出の他に、R/Bから大気中へ放射性物質が放出されたと考えている。R/Bからの放射性物質の放出量の評価結果を表12に示す。R/Bからの放出は、格納容器ベント、建屋爆発に伴う放出よりも放出量が大きくなっているが、これは放射性物質の漏えいがS/Cのプールスクラビングを受けない形で生じたためと推定される。

格納容器からR/Bへの放出経路(漏えい箇所)については特定することが困難であるが、格納容器の設計に関する情報や現場調査の結果から、格納容器トップヘッドフランジのシール部から漏えいした可能性があると考えている。(別紙3参照)

## 5.6 福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域の汚染要因について

福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域については、図 30 に示す文部科学省の土壌サンプリング調査でも明らかなように、放射性物質によって他の地域よりも汚染の程度が大きい。前述のように建屋爆発および格納容器ベントに伴い放出された放射性物質の量は 4.1 節の評価結果に比べて少なく、汚染の要因は他の放出事象によるものであると考えられる。本章では、同地域の汚染要因について検討する。

### ○発電所北側の沈着量の推移について

DIANA による沈着量の評価結果（表 13）によると、3 月 15 日に発電所北側の沈着量が増えており、北西地域の汚染は同日の放出が関与したものと推定している。以下、3 月 15 日を対象に考察を行う。

表 13 Cs-137 の沈着量の推移(発電所北側 25km×西側 30km)

	3 月 15 日 0 : 00	3 月 16 日 0 : 00	4 月 1 日 0 : 00
Cs-137 の沈着量(単位 PBq)	0.004	0.3	0.6

### ○3 月 15 日の空間線量率について

図 9 によると、3 月 15 日には、7 時過ぎからの数時間程度で正門付近は数 100  $\mu$  Sv/h 程度から 10,000  $\mu$  Sv/h 程度まで線量率が急激に上昇し、同日正午過ぎには線量率が 1,000  $\mu$  Sv/h 程度まで低下しているものの、23 時過ぎにはまた 10,000  $\mu$  Sv/h 近くの線量率が測定されており、同日は放射性物質が放出されていたものと推定される。

### ○3 月 15 日の放出量について

上述の空間線量率の変動をもとに、3 月 15 日に発電所から放出された希ガス、よう素、セシウムの評価結果を表 14 に示す。この結果から、同日の放出量は、建屋爆発および格納容器ベントに伴う放出量よりも多かったことがわかる。このような放出は、1 号機及び 3 号機の格納容器ベントの際の挙動と大きく異なり、漏えいが S/C のプールスクラビングを受けない形で生じたためと推定される。

表 14 3 月 15 日の放出量

	希ガス (PBq)	I-131 (PBq)	Cs-134 (PBq)	Cs-137 (PBq)
2 号機建屋放出	100	100	2	2

### ○3 月 15 日における放射性物質の放出箇所について

同日の放射性物質の放出箇所については、2 号機において朝方確認された白い煙が 9:40 頃に増加していることが確認されており、ふくいちライブカメラの映像（図 32）でも確認できること、同時帯には線量が 10,000  $\mu$  Sv/h 程度まで増加していること、同日 7 時から 11 時の間に 2 号機の D/W 圧力が大幅に低下していることから、同日午前の放出箇所としては 2 号機建屋の可能性が高いと考えられる。他号機からの放出の可能性についても考えられるものの、3 号機については 3 月 20 日までは格納容器ベントで圧力が制御できており、放射性物質の放出は制御できていると考えられること、1 号機については 3 月 13 日、14 日には D/W 圧力が安定しており、15 日に放出が増加するとは考えにくいこと、同日未明から 7 時までには風向に大きな変化はなく、空間線量率を上昇させた事象は同日 7 時以降に発生した事象が関連していると考えられることから、1 号機及び 3 号機からの放出が 3 月 15 日の線量率の上昇に寄与した可能性は小さいと考えられる。同日午後の放出箇所も午前を引き続き、2 号機建屋である可能性が高いと考えられる。その理由としては、午前中の 2 号機建屋からの放出が突然停止するとは考えにくいこと、同日 23 時頃に風向が南東から北東に変わった際に、正門付近で同日午前に匹敵するような高い空間線量率が観測され、同日午前からの放出が継続していると考えられることが挙げられる。

○ 2号機建屋から放出されたプルームの軌跡と北西方向の地域の汚染の関係について

図 33、図 34 に風向・風速・大気安定度から推定した、2号機建屋から放出されたプルームの軌跡を示す。同図に示すように、プルームは初め、正門を含む南西の方向へ向かっており、このプルームの移動によって3月15日午前には正門付近の線量率が急激に上昇したものと推定される。その後、12時辺りから風向が南南東に変化し、福島第一原子力発電所からみて北西方向の高汚染地域にプルームが流れていくことがわかる。この風向は同日23時頃まで続いており、福島第一原子力発電所から放出されたプルームが12時過ぎから長時間に亘り北北西の方向へ流れ、同方向の地域の上空を浮遊していたと考えられる。これらのプルームは、23時過ぎに観測された降雨（図 35）の影響で、浮遊していた放射性物質が地表へ沈着し、福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域に高い汚染をもたらしたものと推定している。

## 6 まとめ

大気中への推定放出量について、各機関での評価手法は異なるが、Cs-137については、当社の推定結果は、他機関とほぼ同等な値となった。また、文部科学省が実施したCs-137の土壤汚染密度測定値の結果から評価した沈着量とDIANAによる沈着量評価値は、ほぼ同等な沈着量であった。この結果からも、Cs-137については、概ね妥当な放出量評価結果であったと考えている。しかし、I-131については、当社の結果は他機関の3倍程度となっている。この要因として、放射性核種の放出されやすさの比を一定の比として仮定していることが要因として考えられる。

そのほかにも、評価全般として、主に以下のような不確実性がある。

- 評価期間の各時刻における発電所構内の1箇所の空間線量率データの推移から、DIANAを使用して、その空間線量率データを再現するような放出率を評価している。しかし、同時に2箇所以上の空間線量率データが取れている期間においては、そのすべての空間線量率データを再現した放出率とはなっていない。
- 風向は、モニタリングカーで測定された16方位のデータを使用している。
- DIANAの仕様上、評価期間の各時刻における放出箇所が1箇所と限られている。
- 発電所の降雨のデータがない事から、近傍のAMEDAS観測点のデータを使用している。

以上の不確実性があることから、今後、社外の研究機関等と情報交換を行い、引き続き情報収集に努め、新たな知見が得られた場合には、推定方法及び結果に反映していく。

## 7 別紙

- (1) 4月以降の評価値
- (2) 格納容器ベントによる影響について
- (3) 格納容器からの漏えいに関する考察

以上

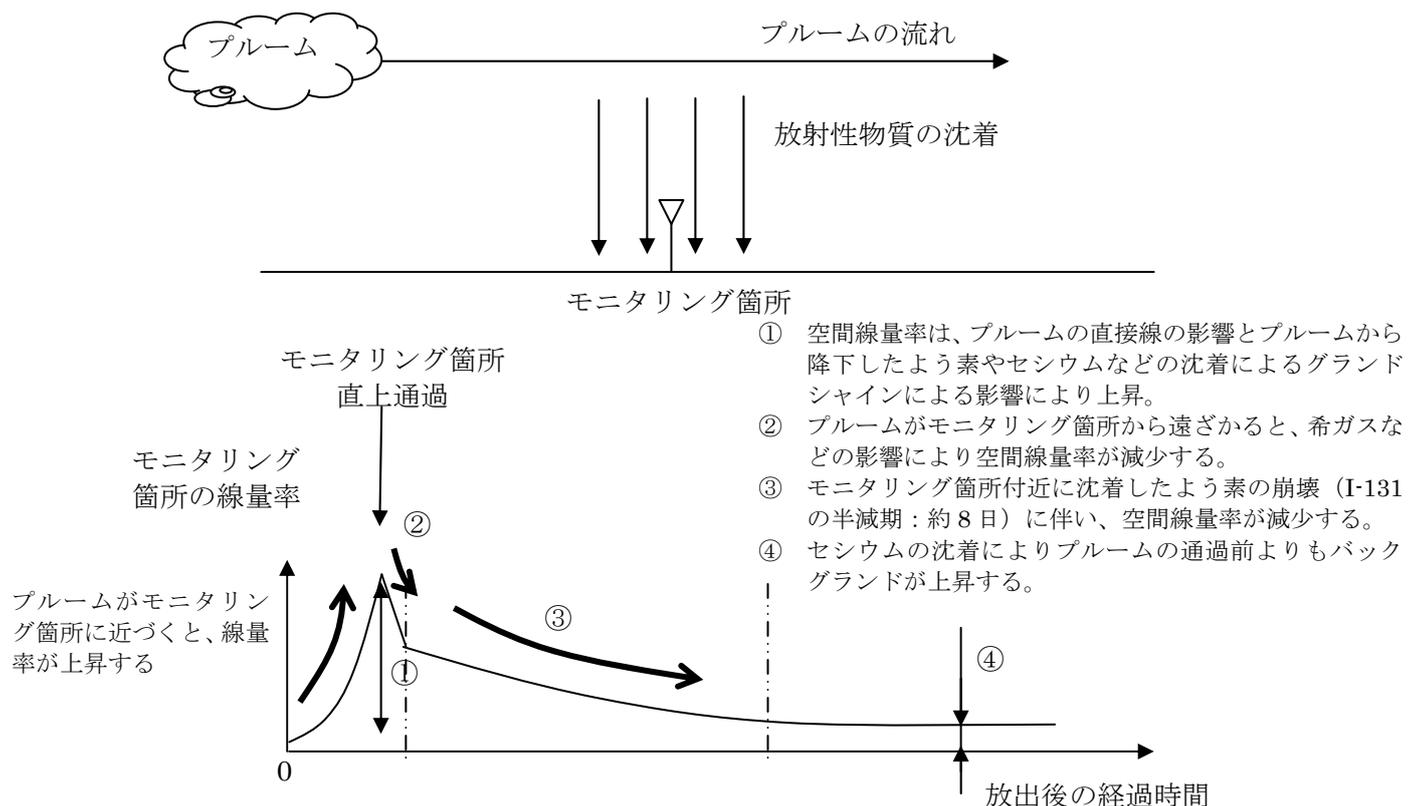
1 プルームの移動と空間線量率の変化について

事故後、モニタリングカーにて測定した空間線量率には複数のピークが現れている。空間線量率にピークが現れるケースには次の2つがある。

1.1 モニタリング箇所上空にプルームが近づいてくるケース

ベント・爆発等によって大気中に放出された放射性物質を含むプルーム（放射性物質を含んだ蒸気）は、発電所周辺の風に乗って拡散しながら移動をする。そのプルームがモニタリング箇所（モニタリングカー）、あるいはその付近の上空を通過した場合、空間線量率にピークが現れる。風速によっても異なるが、空間線量率の上昇率（または下降率）は次の後述の1.2節のケースよりも小さく、比較的ゆるやかに変化するのが特徴である。また、そのプルームは放射性物質を含んでいるため、移動の過程で、モニタリング箇所付近に放射性物質が沈着（降下）した場合は、空間線量率のバックグラウンドの上昇をもたらすことがある。

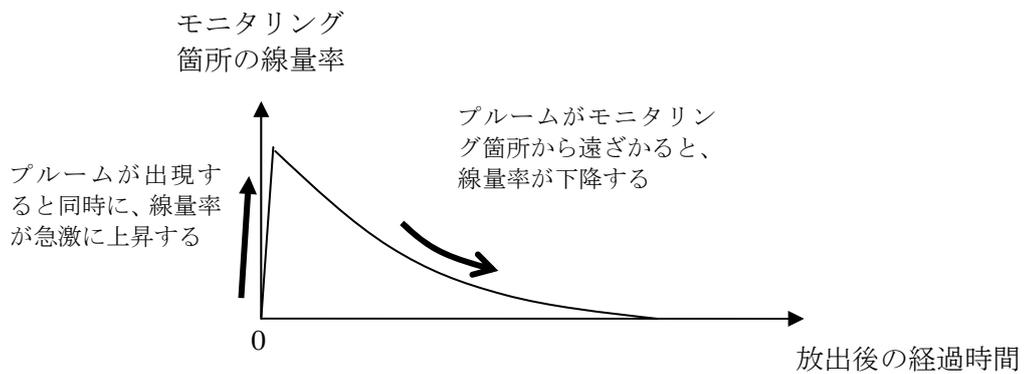
なお、風向の変化によって影響は受けるが、風速1 m/s程度の風が吹いている場合、排気筒から放出されたプルームは、10～20分程度でモニタリング箇所上空を通過し、発電所の敷地外に移動していくこととなる。よって、空間線量率にピークが現れるのは、その10～20分程度前に発生した放出事象と関連している可能性が高いと言える。



プルームの方向・気象条件によって、モニタリング箇所に放射性物質の沈着が起きる場合があり、モニタリング線量率のデータの上昇は、プルームの直接線の影響と放射性物質の沈着量によるグラウンドシャインによる影響によっておきると考えられる。（上図①参考）しかし、空間線量率データの上昇分をすべて直接線の影響として保守的に放出量を評価した。

## 1.2 モニタリング箇所上空にプルームが近づいて来ないケース

放射性物質を含んだプルームは直接線・スカイシャイン線を発するため、プルームがモニタリング箇所（モニタリングカー）、またはその付近の上空を通過しなくても、放射性物質が大量に放出されれば空間線量率にピークが現れることがある。この場合、空間線量率はプルームが放出された時点で急激に上昇する。その後、プルームがモニタリング箇所、その付近の上空を通過する場合は前述の 1.1 節のような空間線量率の変化を示すが、プルームがモニタリング箇所から遠ざかっていく場合は、空間線量率が緩やかに減少していく。また、放射性物質を含んだプルームは、モニタリング箇所付近を通過しないため、放射性物質の沈着はなく、バックグラウンドの上昇をもたらすことはない。



## 2 放射性核種の放出されやすさの比

放射性核種の放出されやすさの比は、号機、放出場所などの要因で変化することが考えられるものの、その数値の経時変化は把握できていない。そこで、今回の評価においては、土壌に沈着した放射性物質の量と減衰から放射性核種の放出されやすさの比を推定し、放出量評価に用いることとした。

具体的には、発電所周辺で測定した空間線量率を用い、そのバックグラウンドの減衰曲線から放射性核種の放出されやすさの比を推定した。バックグラウンドの減衰傾向は沈着した放射性物質（核種）の沈着量によって異なることから、これを利用した。放出されやすさの比の推定には、降雨が観測されていない時間帯、かつ空間線量率のピーク前後で相応の沈着がある時間帯を選定した。

今回の評価では①3月13日9時頃のMP-4付近のピーク、②3月14日21時過ぎのピーク、③3月20日15時頃の事務本館北のピークの3つの時間帯を選定し、よう素とセシウムの放出されやすさの比を推定した。その結果を図36、図37、図38に示す。

この結果より、放出されやすさの比を一意に決定するのは困難であるものの、よう素とセシウムの比をおおよそ10:1程度と仮定すれば、どの時間帯でも概ね減衰曲線が再現できると考えられる。このため、今回の評価では評価期間中を通じ、よう素とセシウムの放出されやすさの比を10:1と仮定し、放出量の評価することとした。

なお、2011年3月21日には発電所敷地内（事務本館北側）にて空气中放射能濃度を測定しているが、このデータを確認すると、よう素とセシウムの空气中放射能濃度の比は40倍程度となっており（表15参照）、同時期のよう素とセシウムの炉内インベントリの比は4倍程度であることを踏まえると、放出されやすさの比として10:1を使用することは概ね妥当であると考えられる。

表 15 事務本館北側の空气中放射能濃度  
(3月21日10時19分～10時39分まで試料採取)

	放射能濃度(Bq/cm <sup>3</sup> )	Cs-134 との比	Cs-137 との比
I-131	1.516E-3	44.8	39.9
Cs-134	3.383E-5	1	—
Cs-137	3.801E-5	—	1

また、上記のよう素とセシウムの放出されやすさの比を踏まえ、希ガスとよう素の比を推定した。その結果を図39に示す。希ガスとよう素の比を変化させることで、各ピークの後のバックグラウンドが上下に変動することになるが、希ガスとよう素の比として100:10程度であれば、空間線量率の推移が概ね再現できるため、今回の評価では、セシウムも含め、希ガス、よう素、セシウムの放出されやすさの比として100:10:1を用いて計算をおこなった。

なお、空間線量率の上昇分を放出された放射性物質の直接線によるものとしてDIANAで放出量进行评估しているため、図39において、沈着を多く及ぼす環境下では、グラウンドシャインの影響が大きくなり、空間線量率を再現しない場合もある。

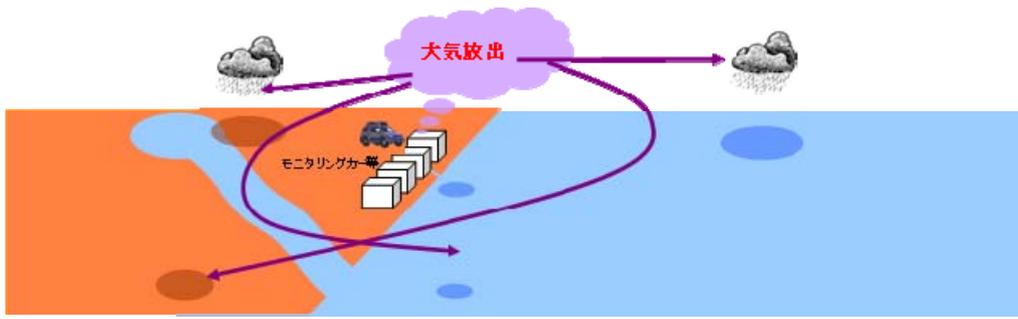


図 1 放出された放射能の移行イメージ

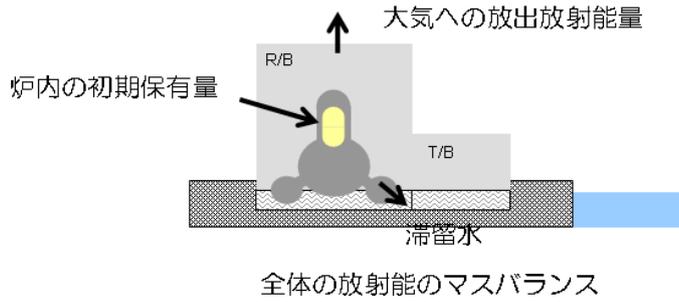


図 2 建屋内の放射能の移行イメージ

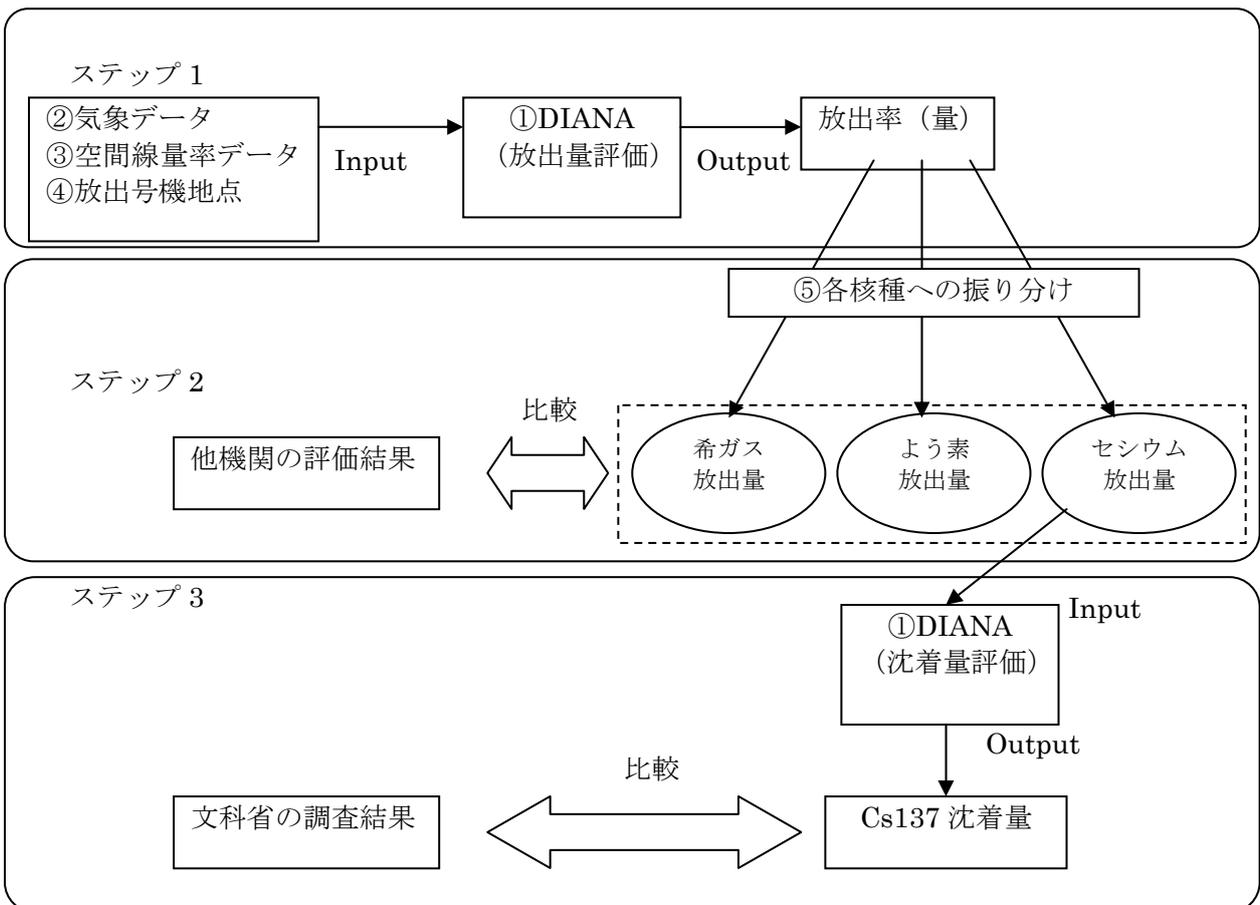


図 3 評価フロー



図 4 気象庁の気象観測地点



図 5 モニタリングポスト配置図

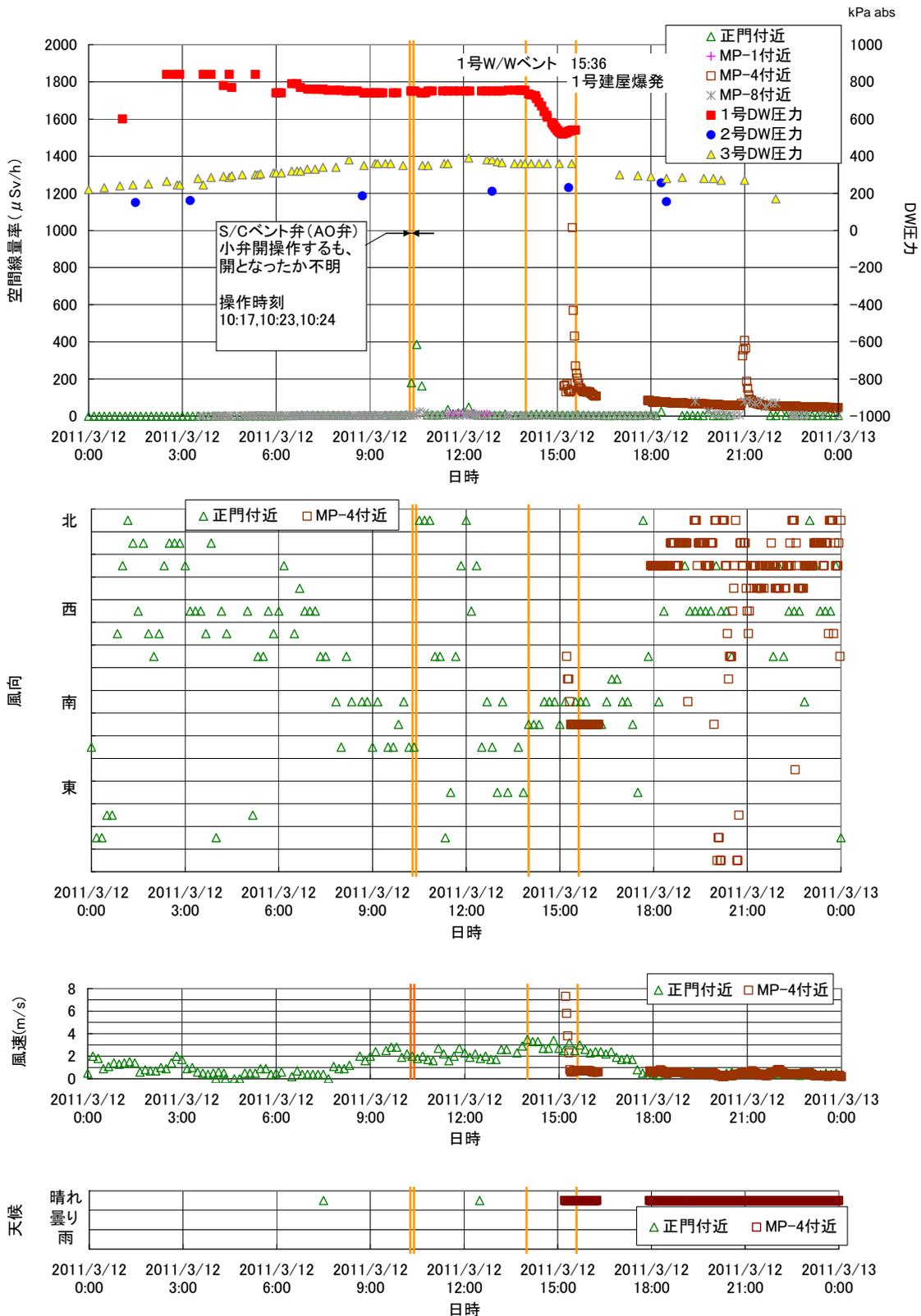


図 6 空間線量率の推移 (3月12日)

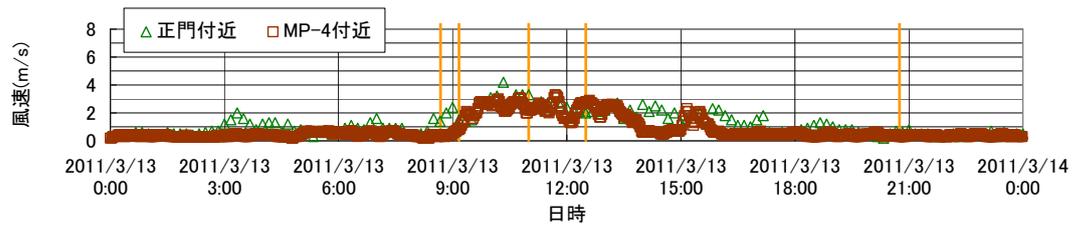
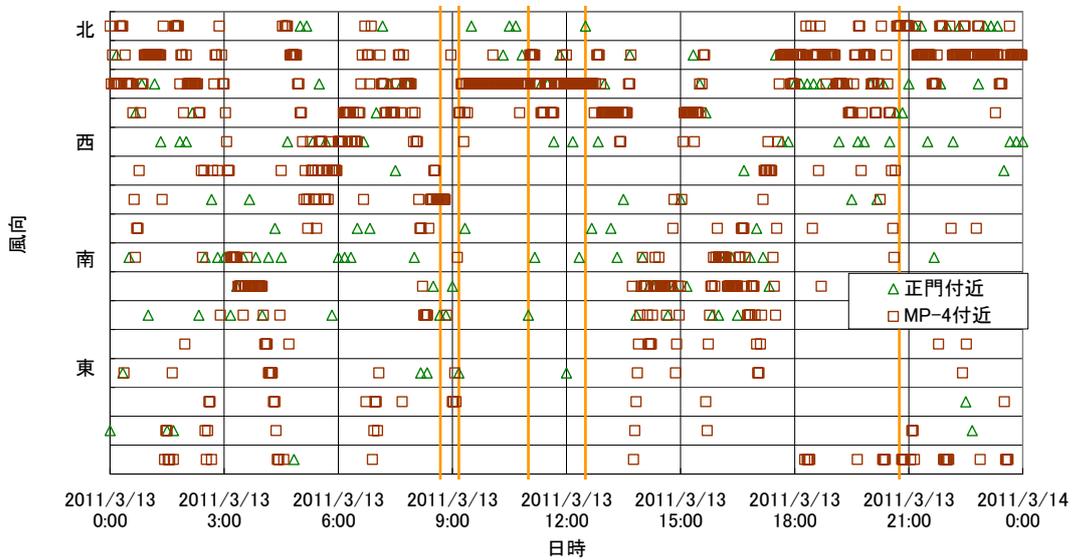
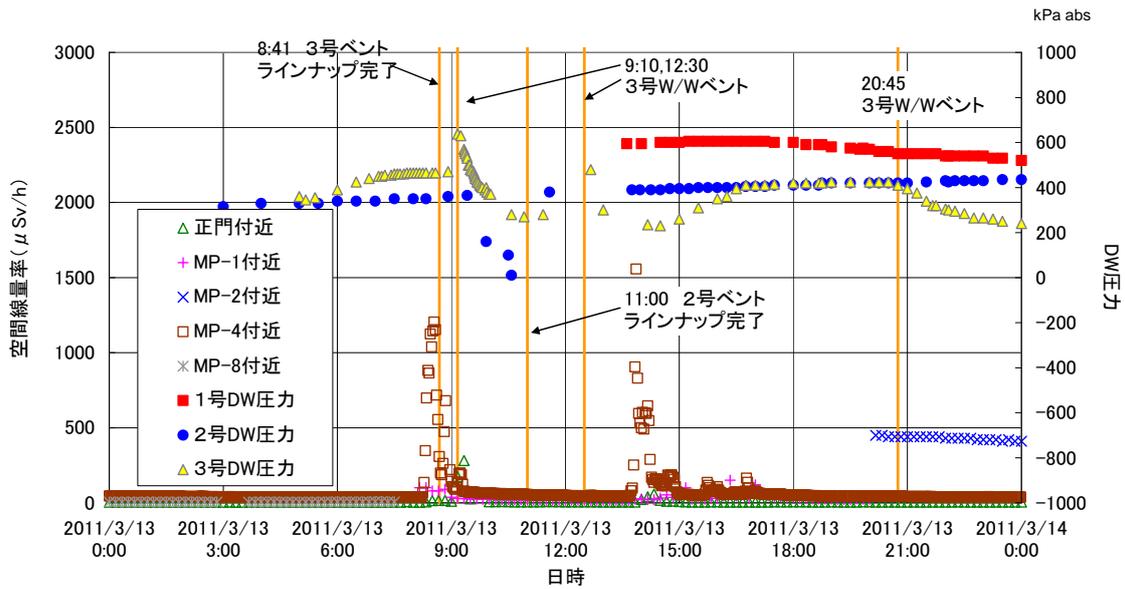


図 7 空間線量率の推移 (3月13日)

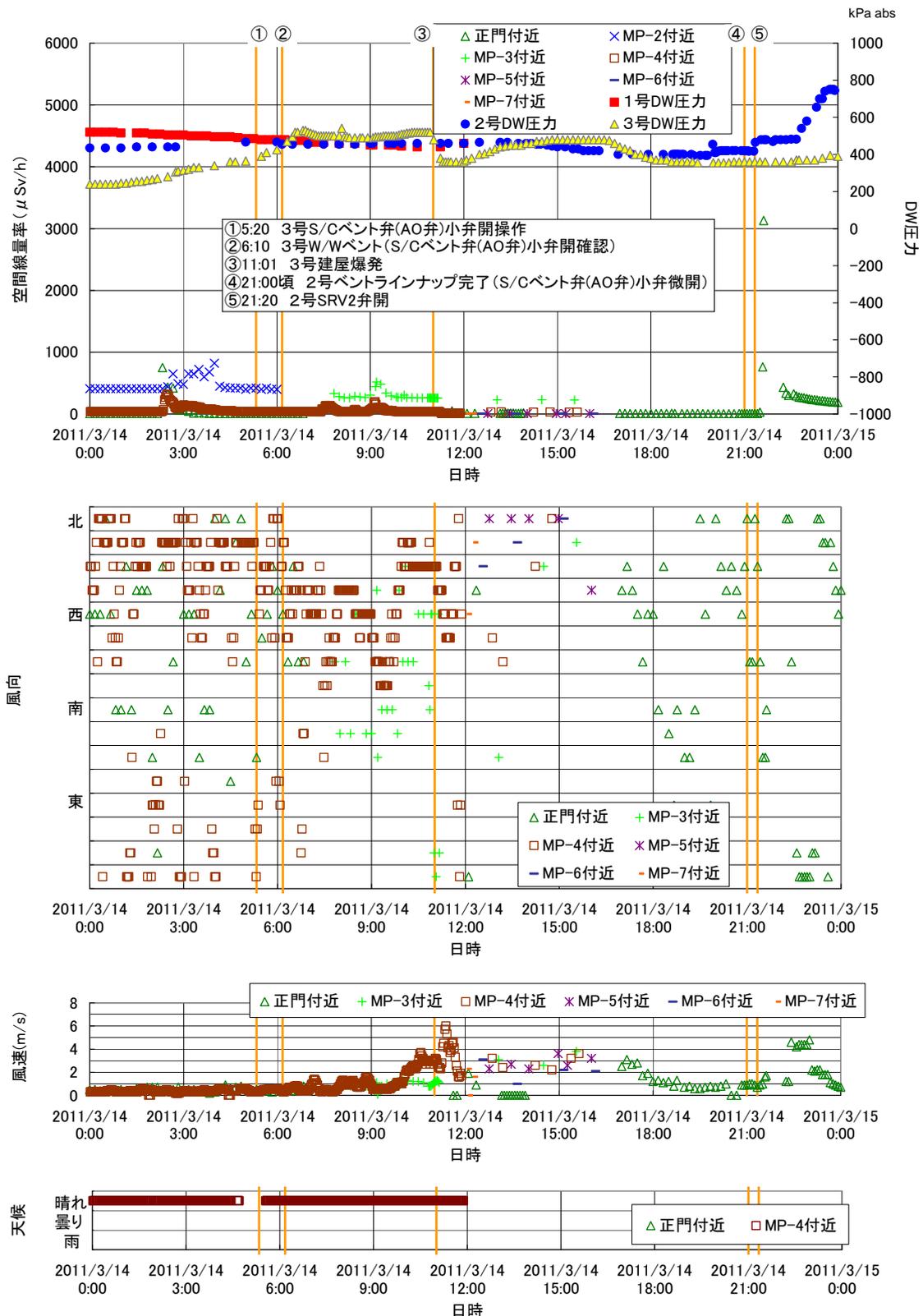


図 8 空間線量率の推移 (3月14日)

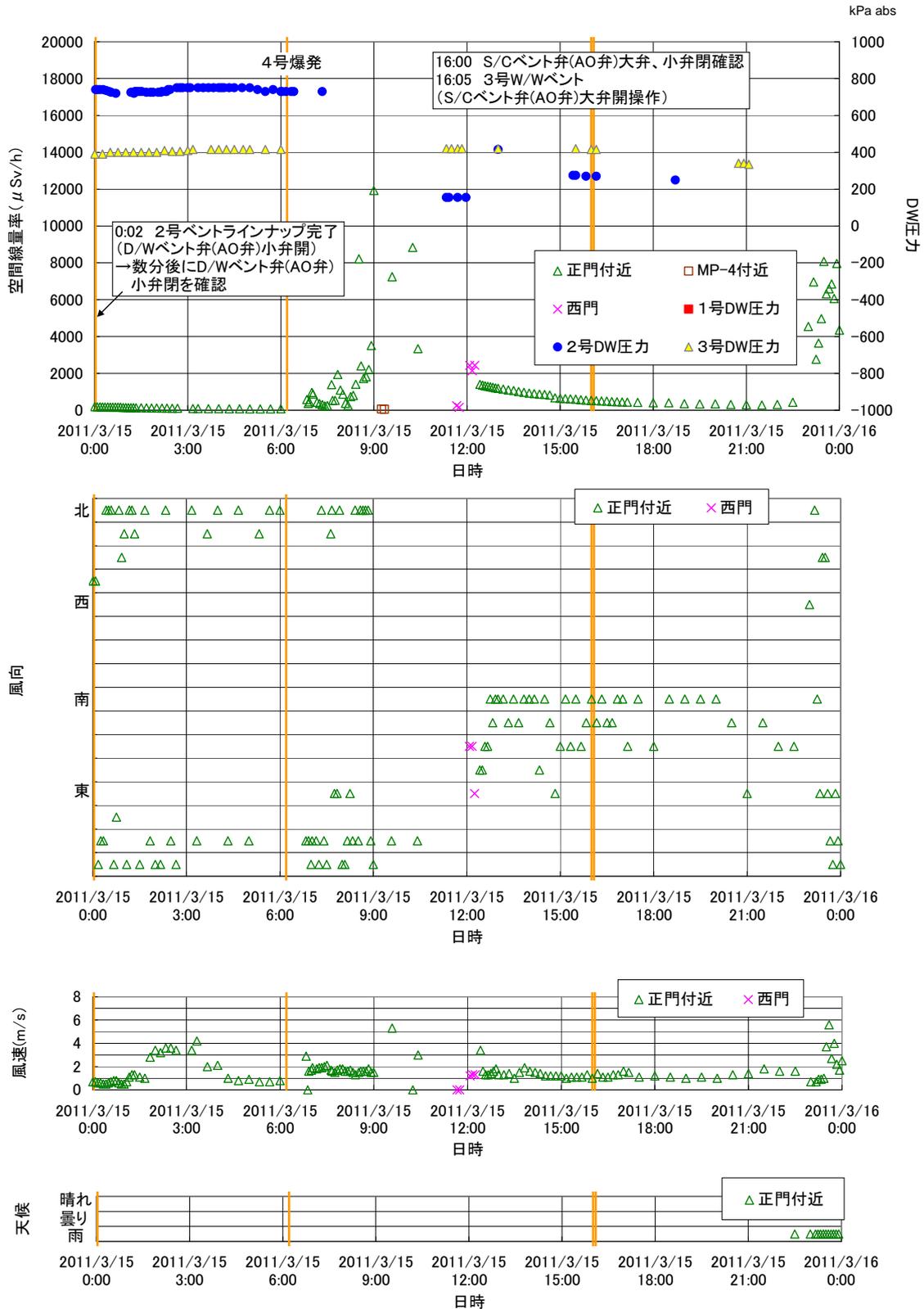


図 9 空間線量率の推移 (3月15日)

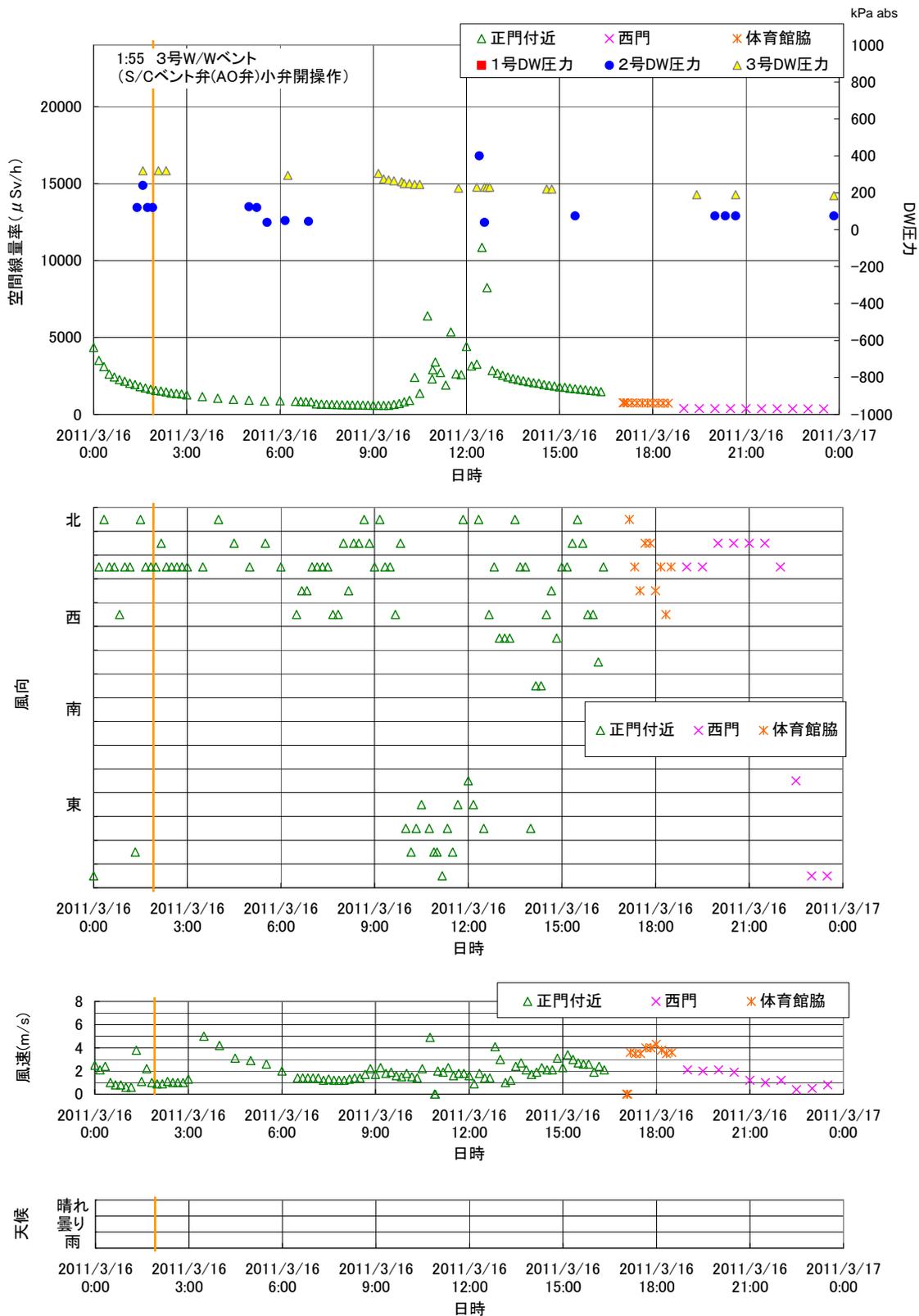


図 10 空間線量率の推移 (3月16日)

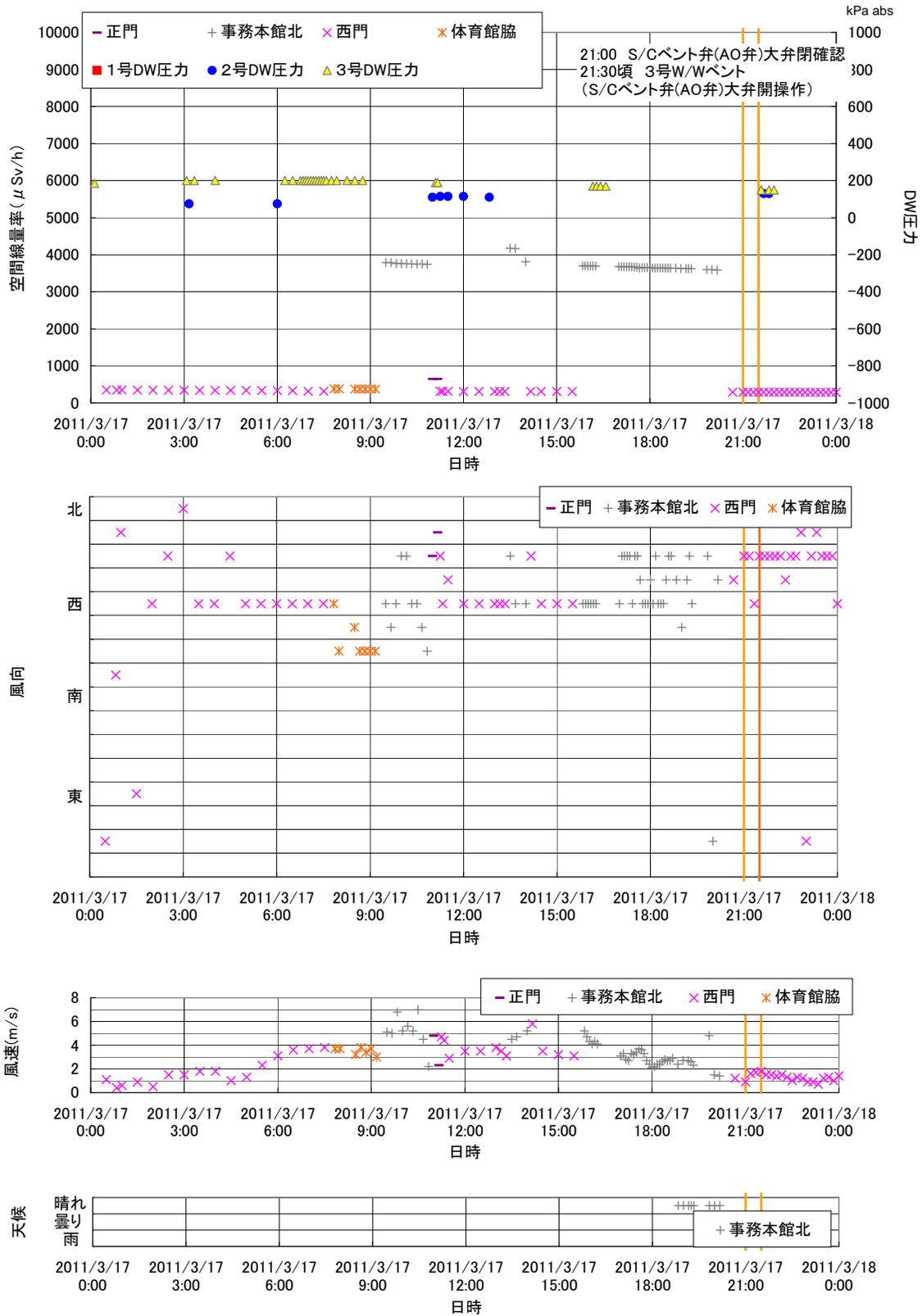


図 11 空間線量率の推移 (3月17日)

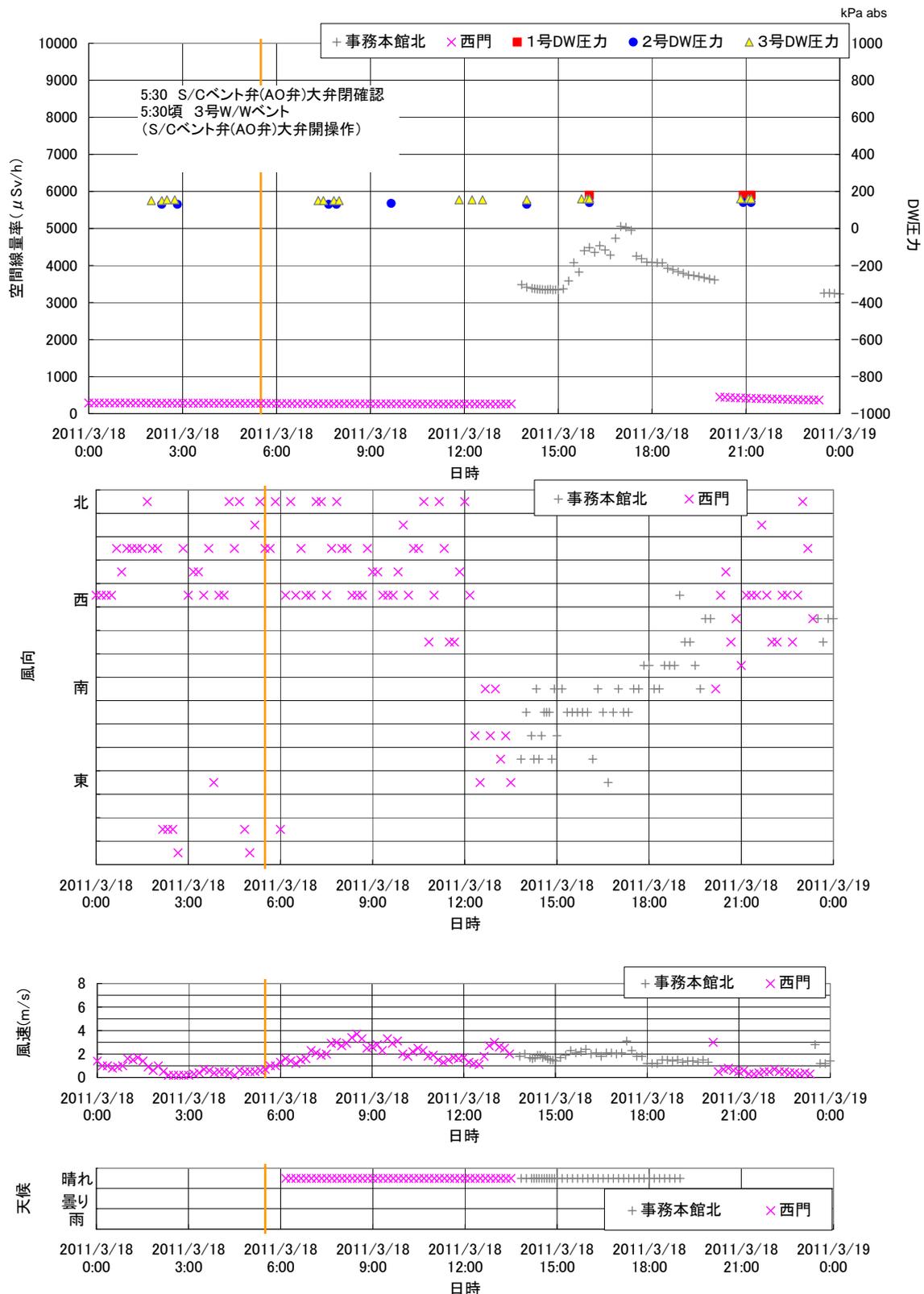


図 12 空間線量率の推移 (3月18日)

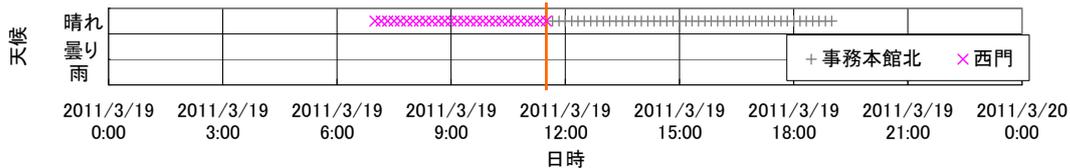
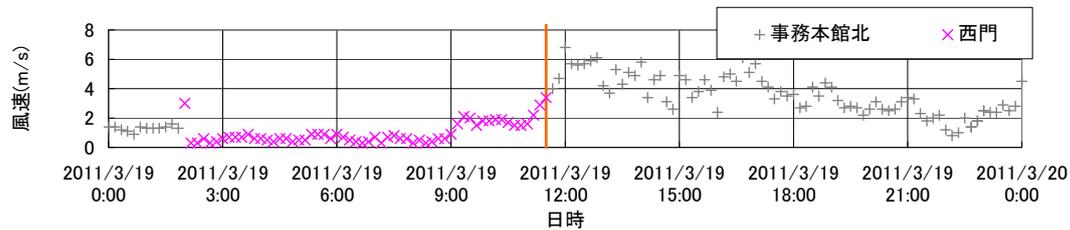
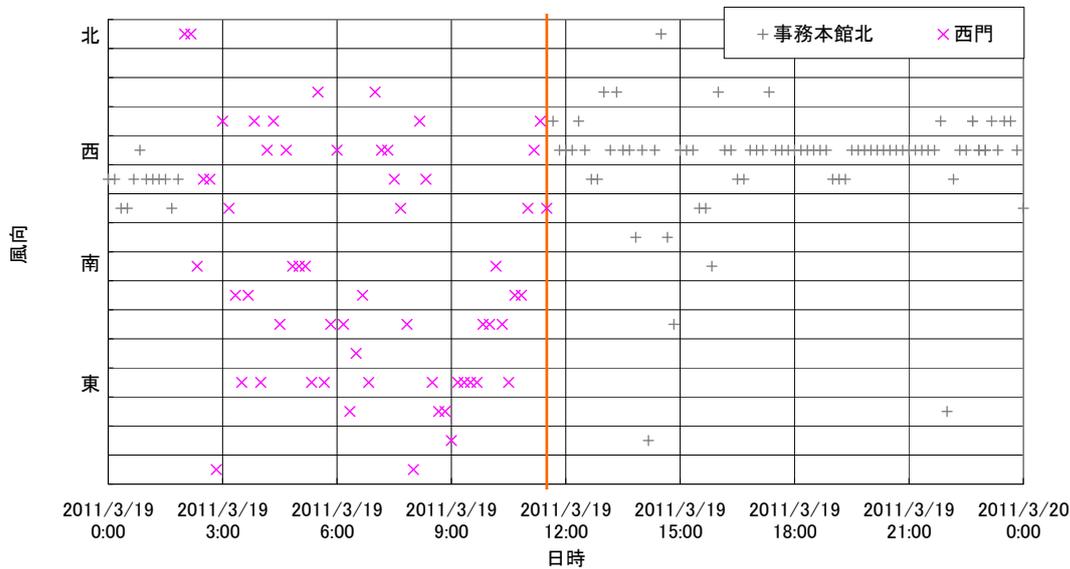
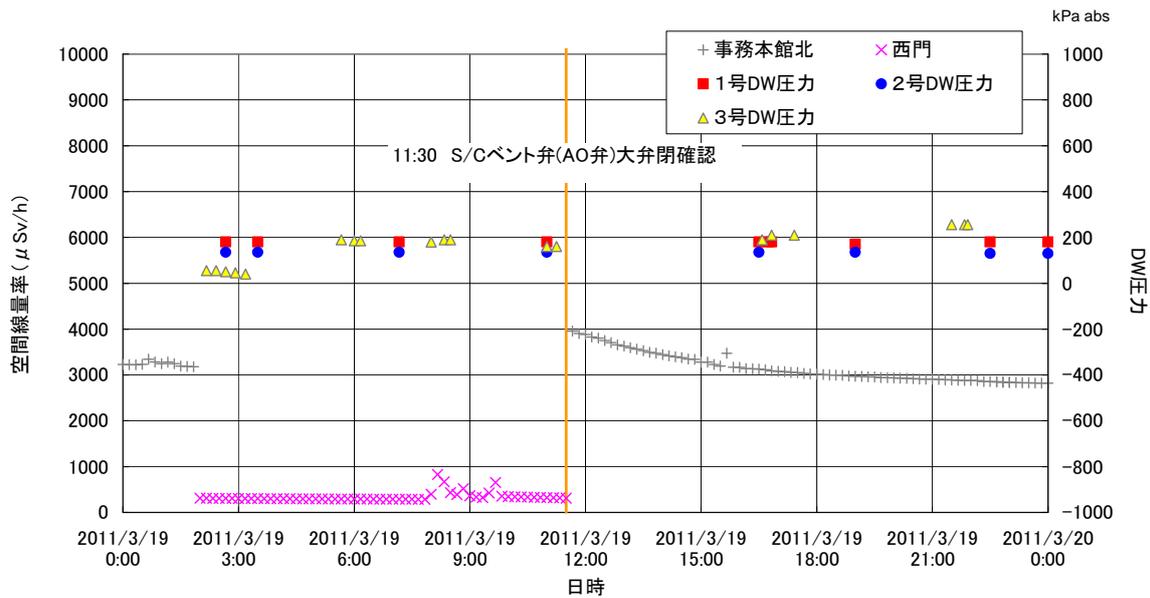


図 13 空間線量率の推移 (3月19日)

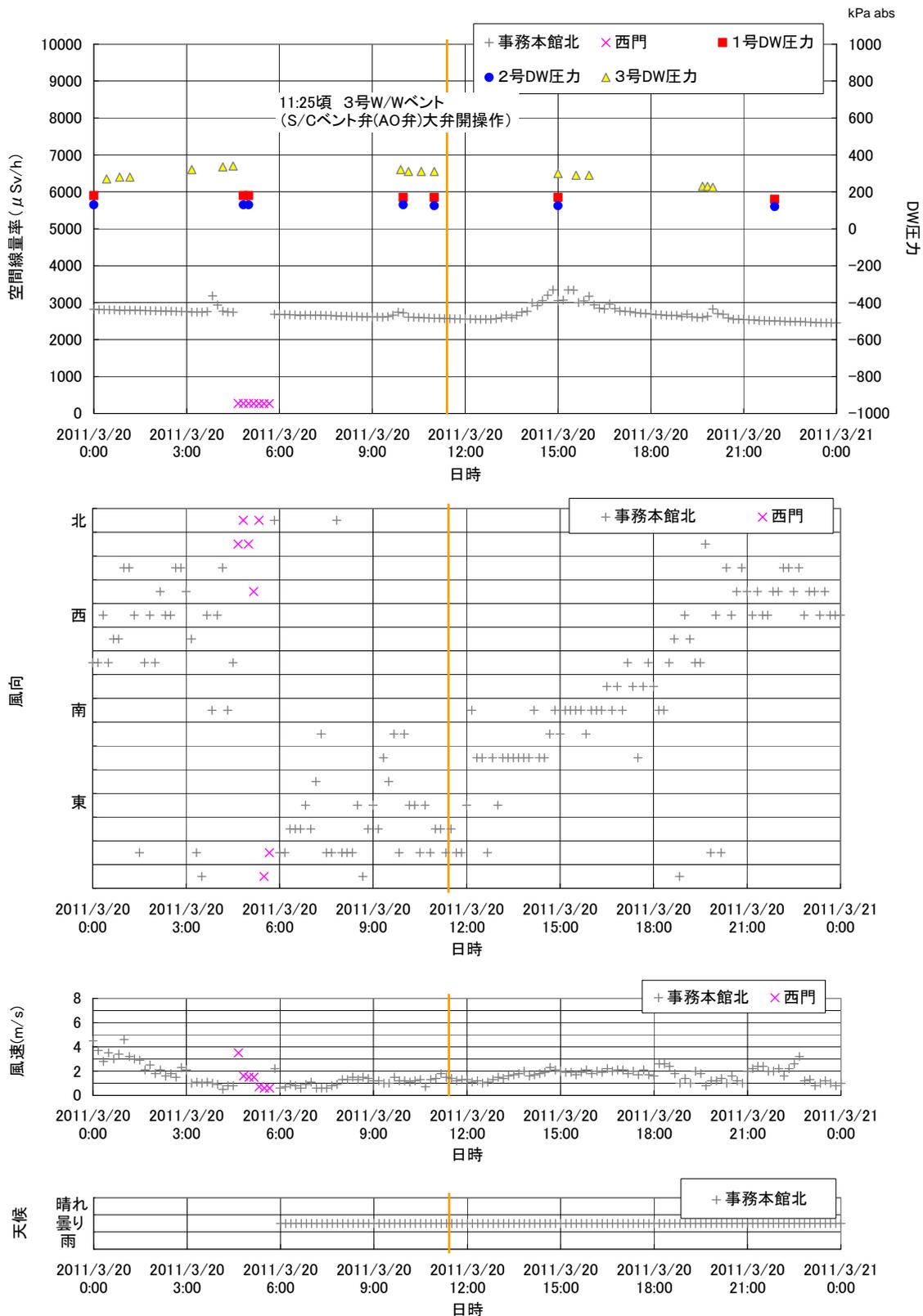


図 14 空間線量率の推移 (3月20日)

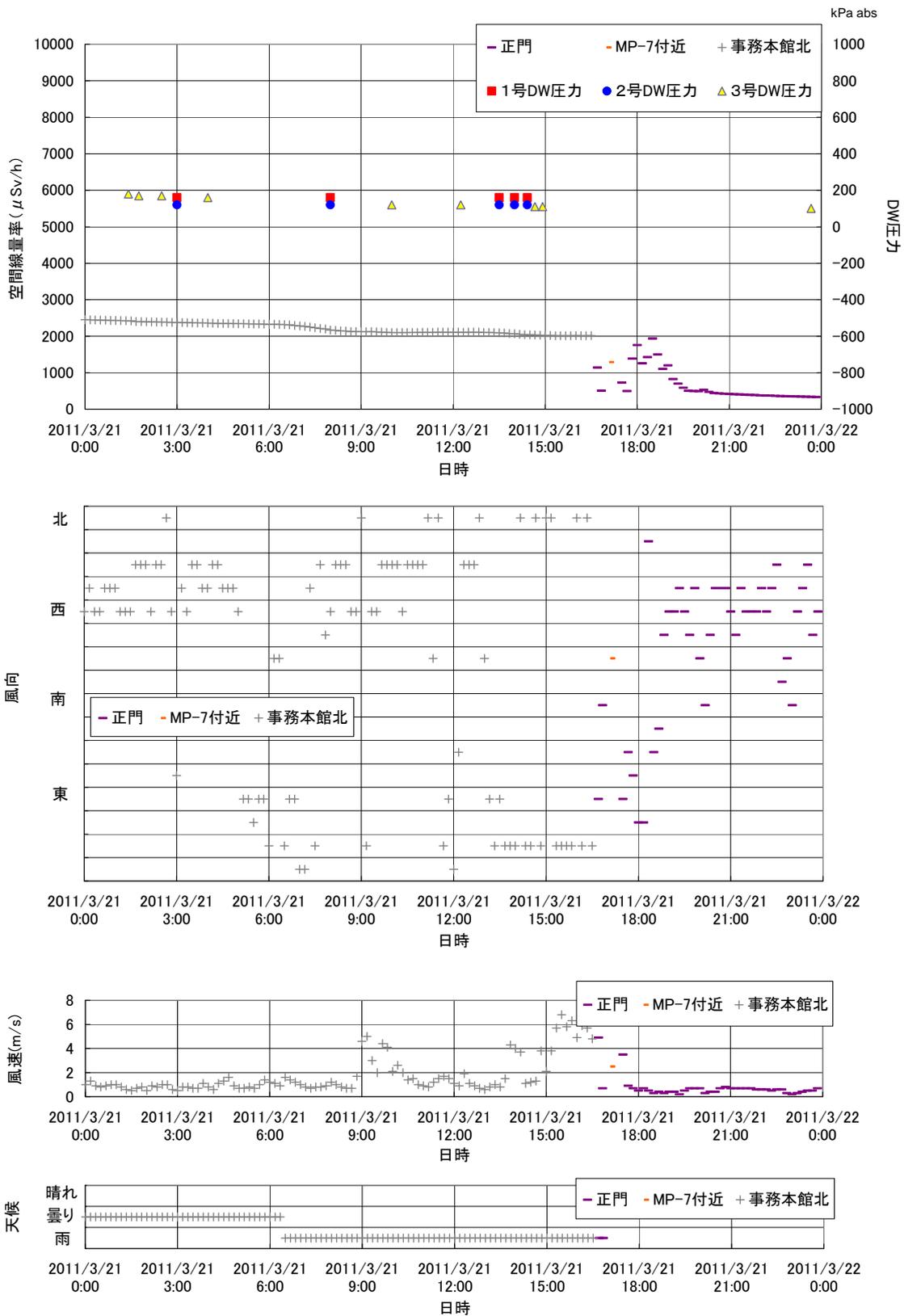


図 15 空間線量率の推移 (3月21日)

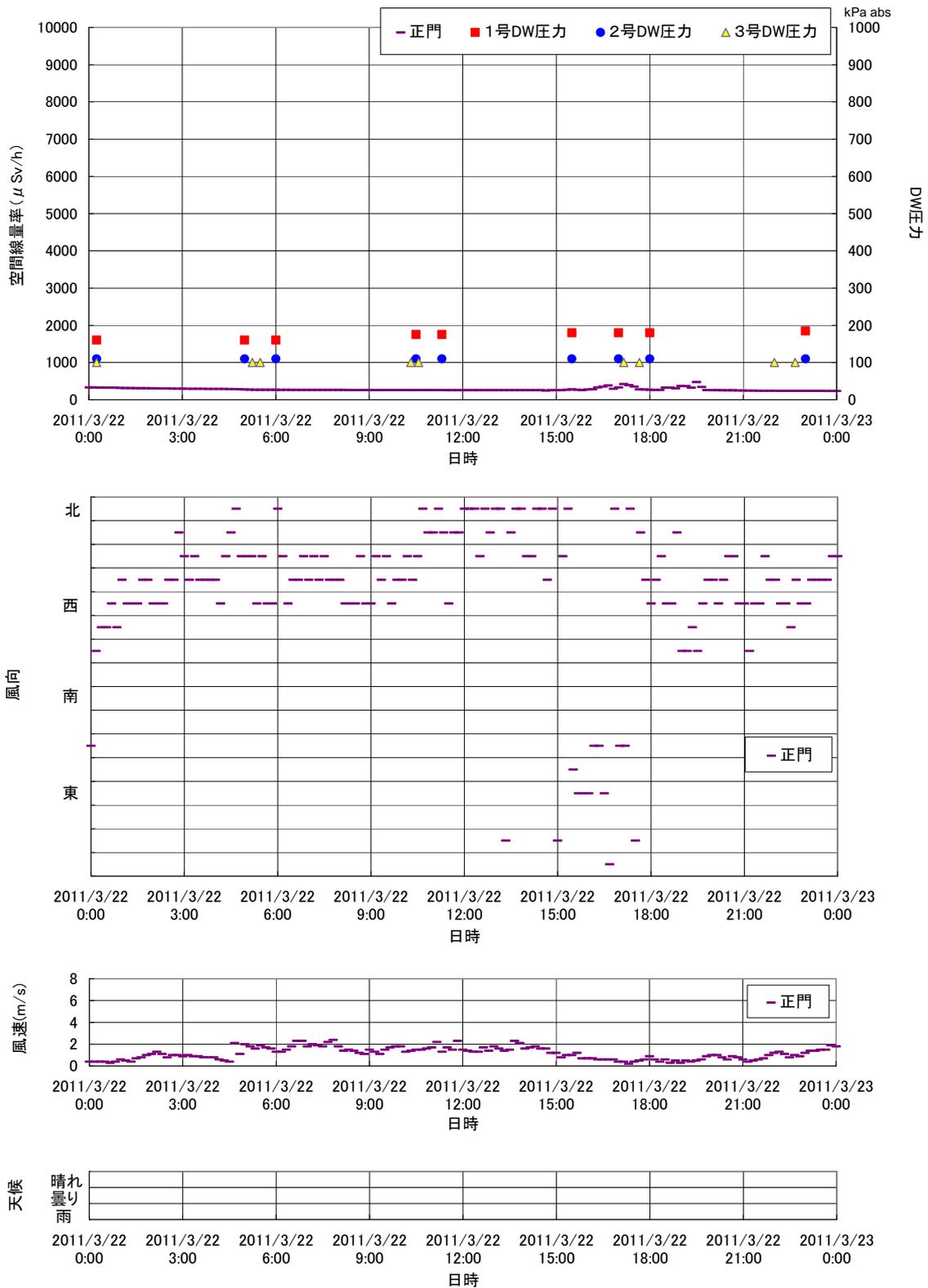


図 16 空間線量率の推移 (3月22日)

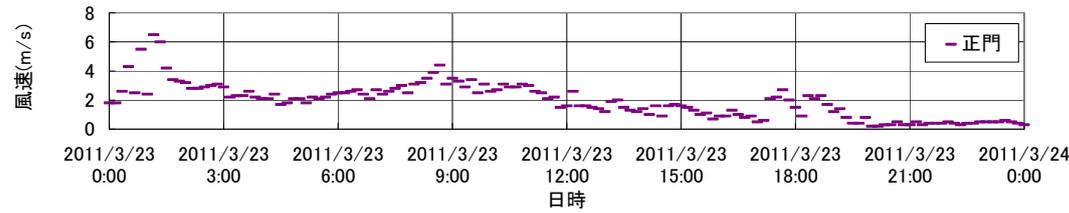
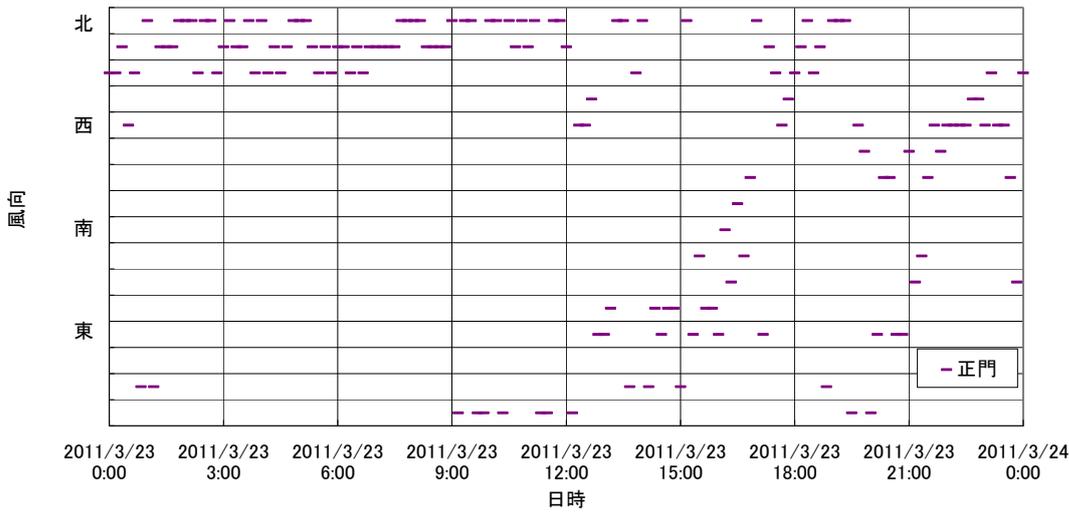
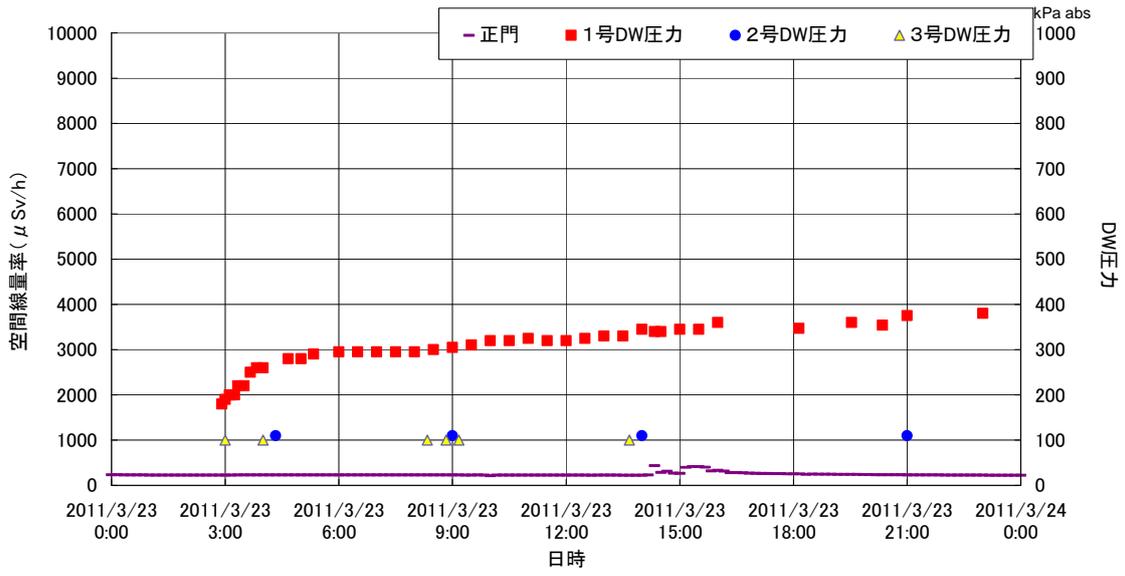


図 17 空間線量率の推移 (3月23日)

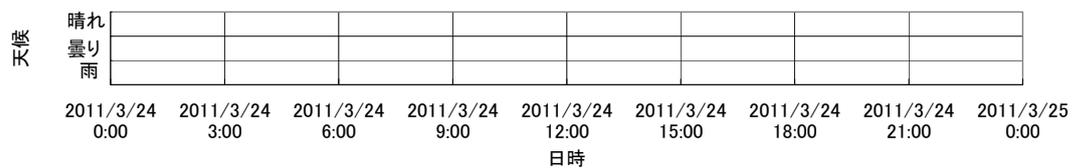
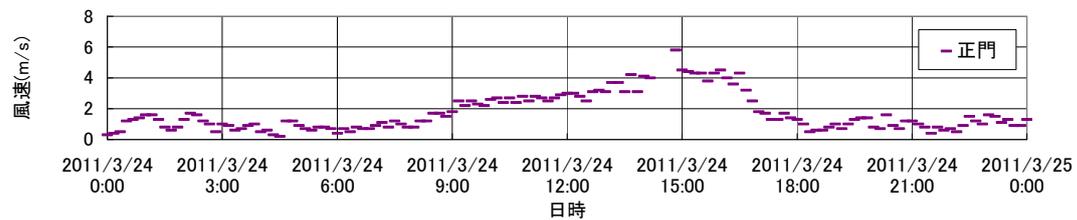
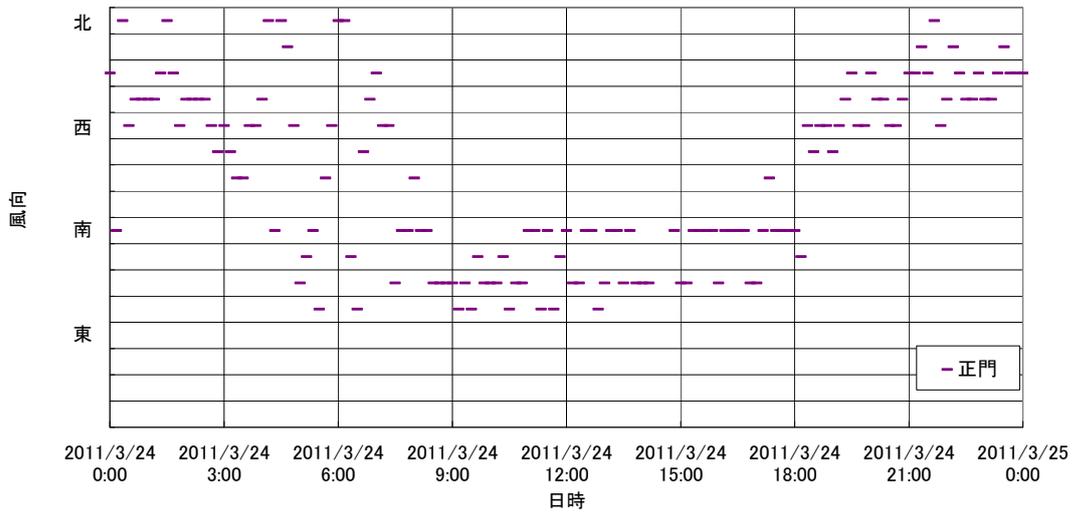
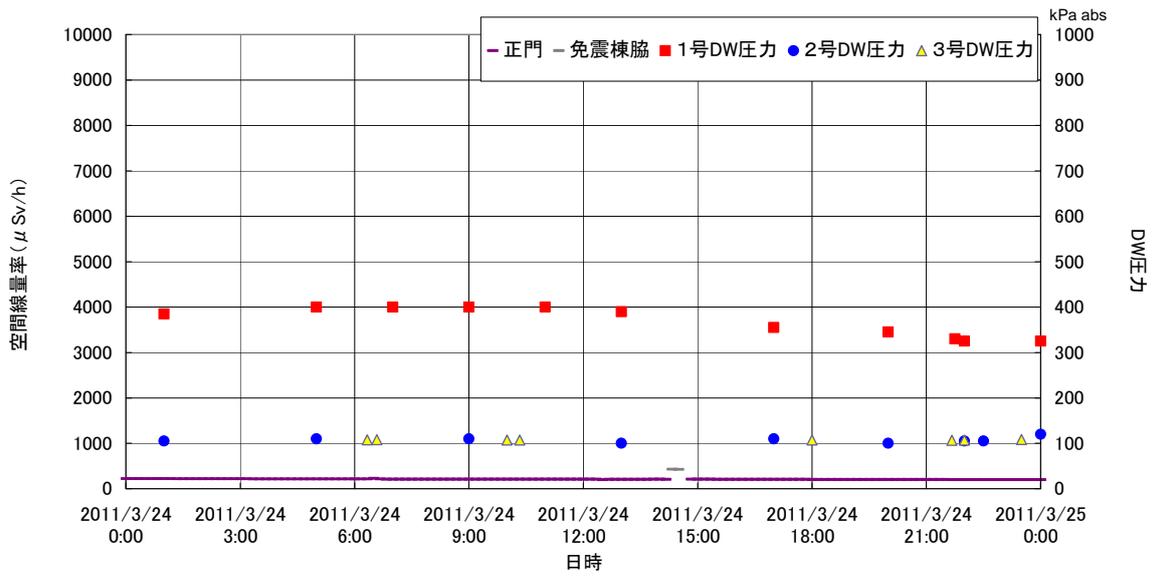


図 18 空間線量率の推移 (3月24日)

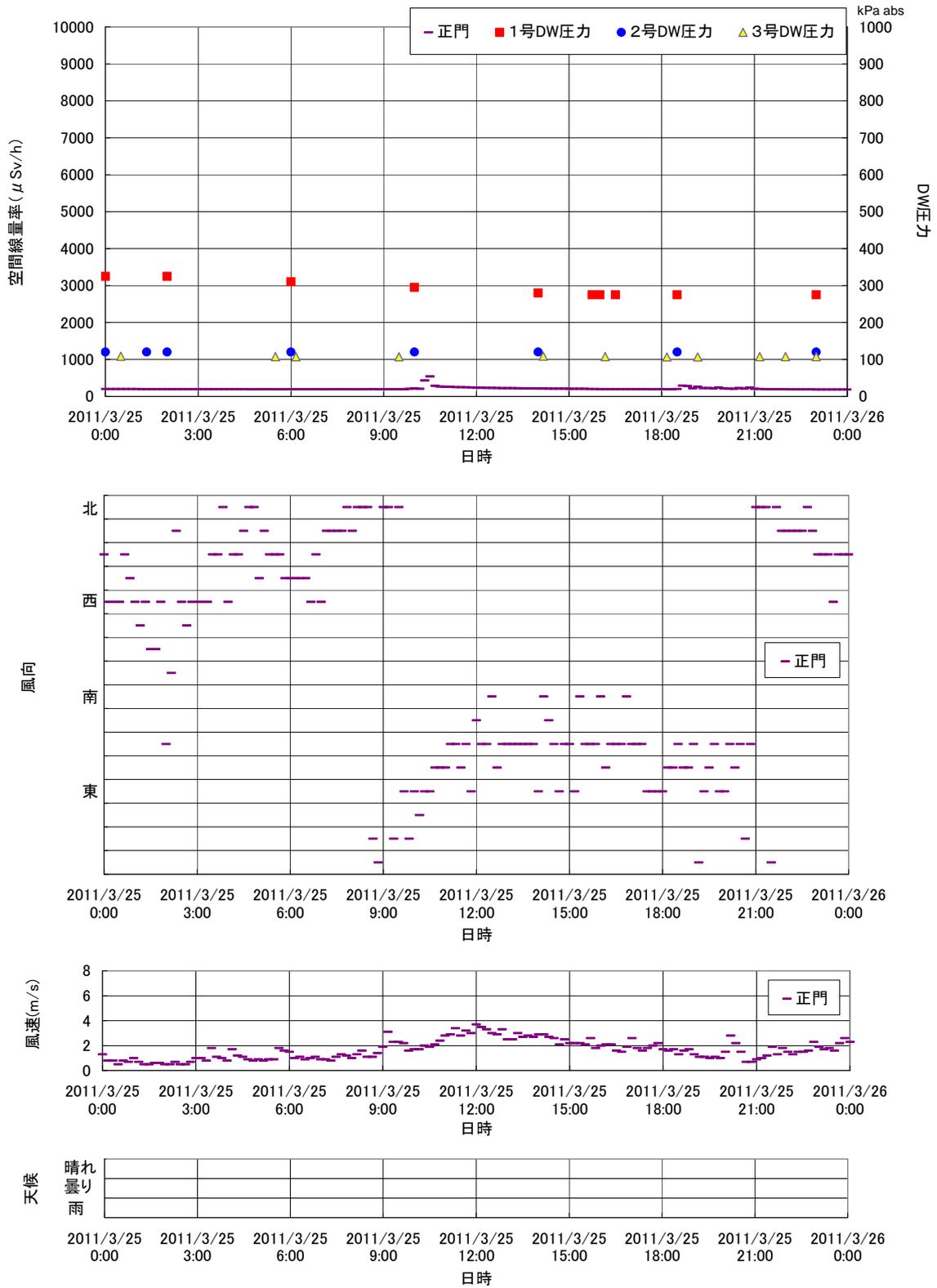


図 19 空間線量率の推移 (3月25日)

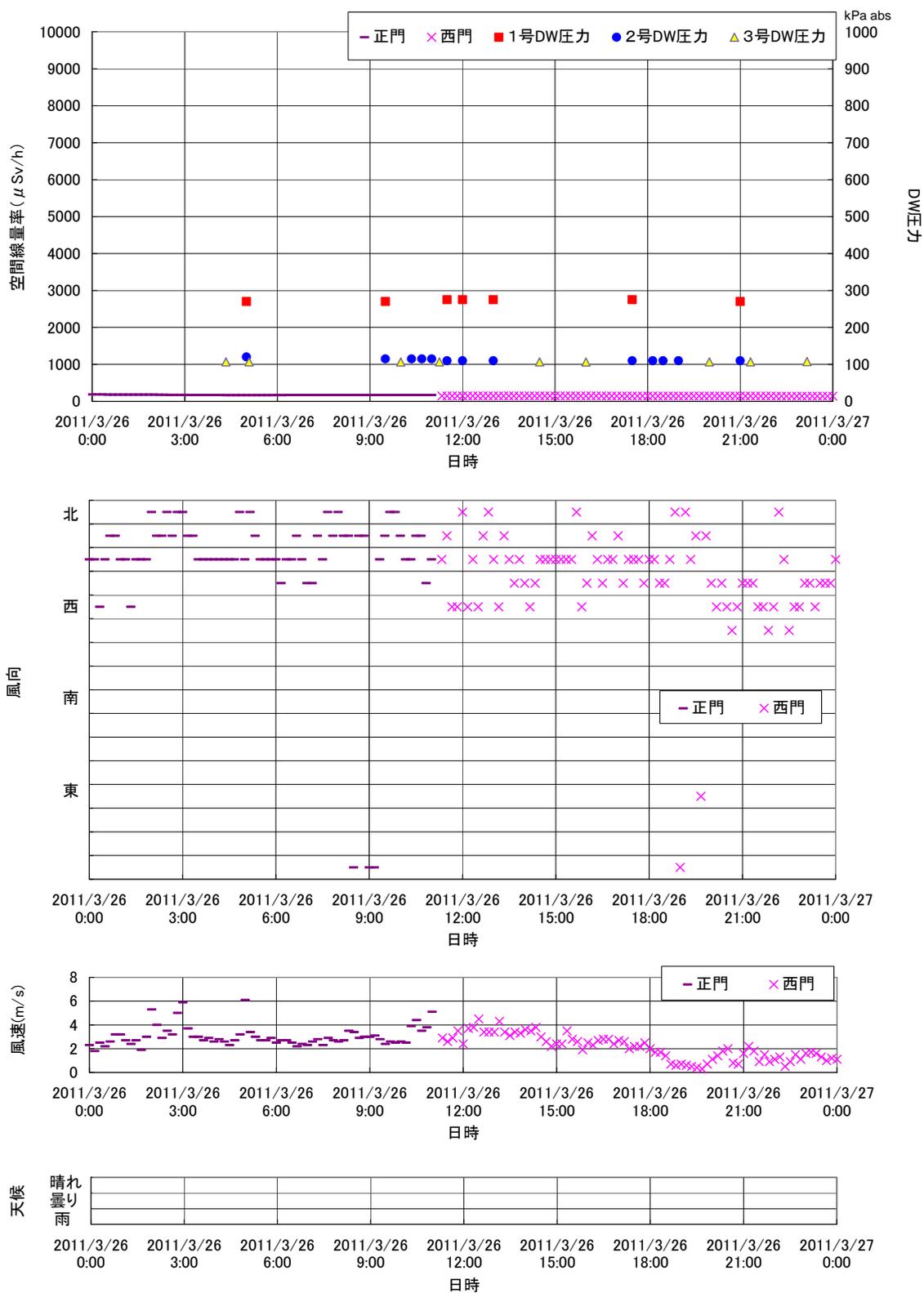


図 20 空間線量率の推移 (3月26日)

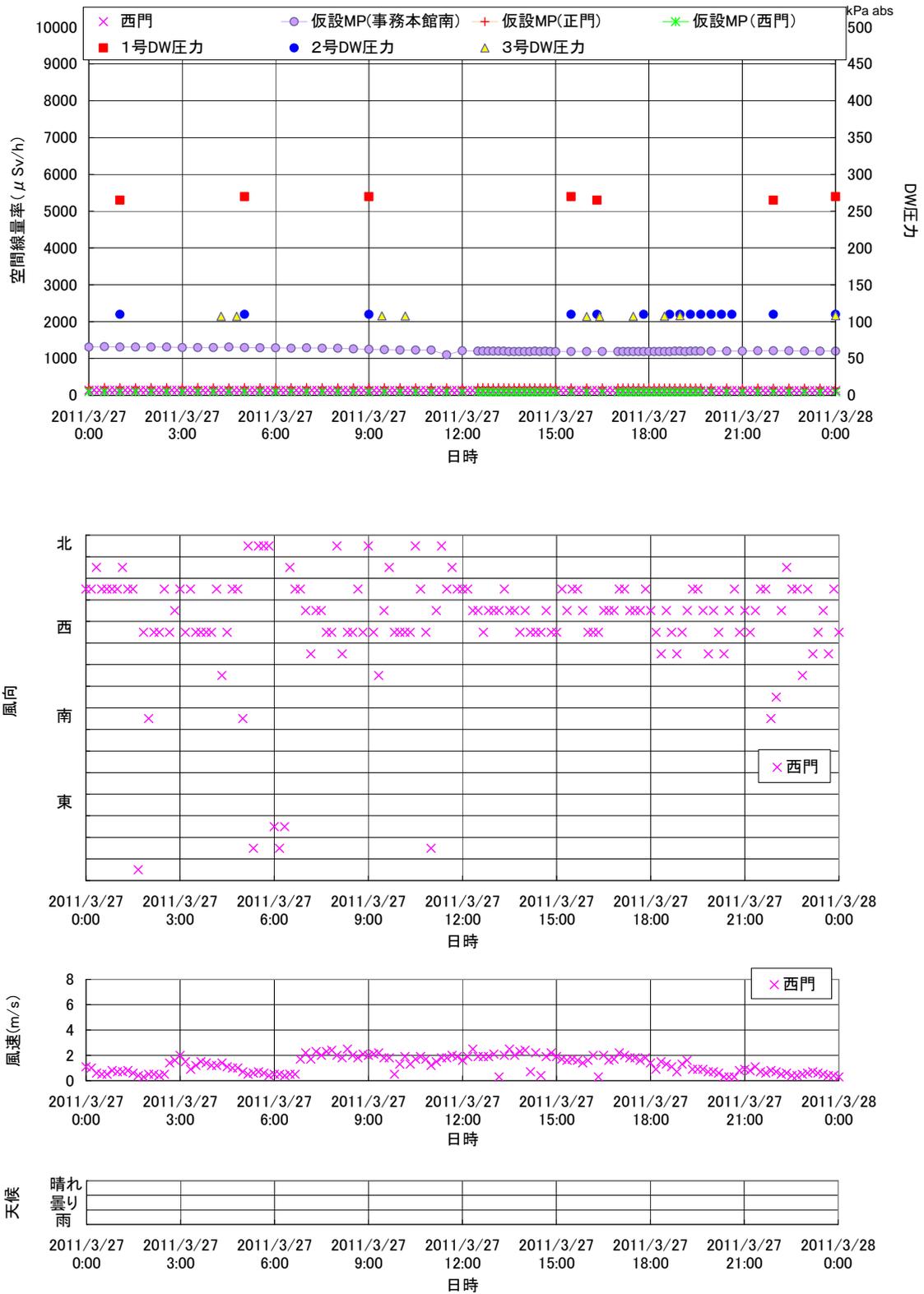


図 21 空間線量率の推移 (3月27日)

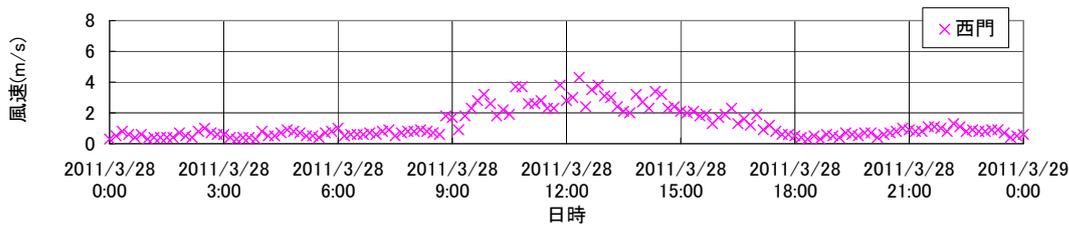
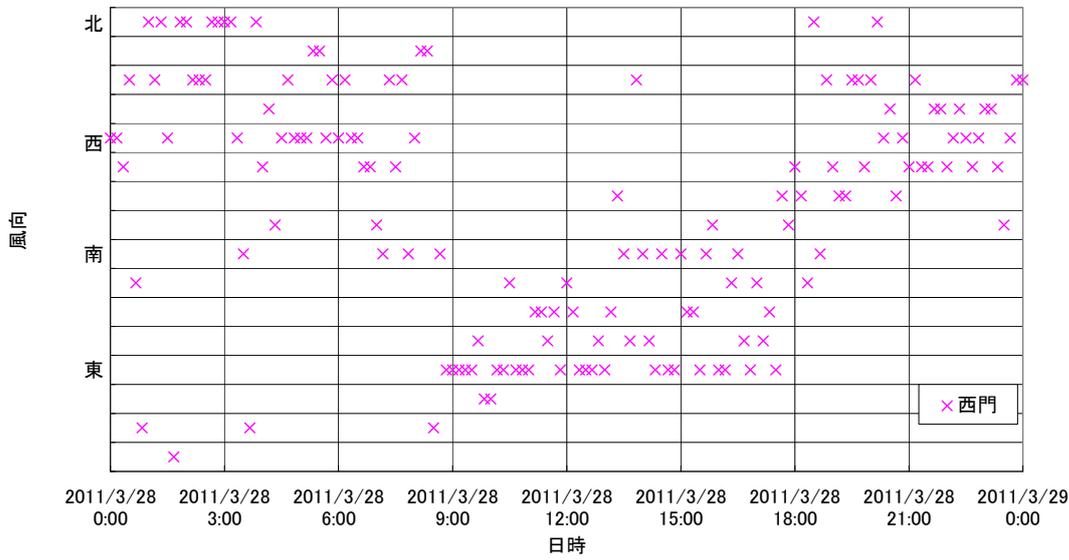
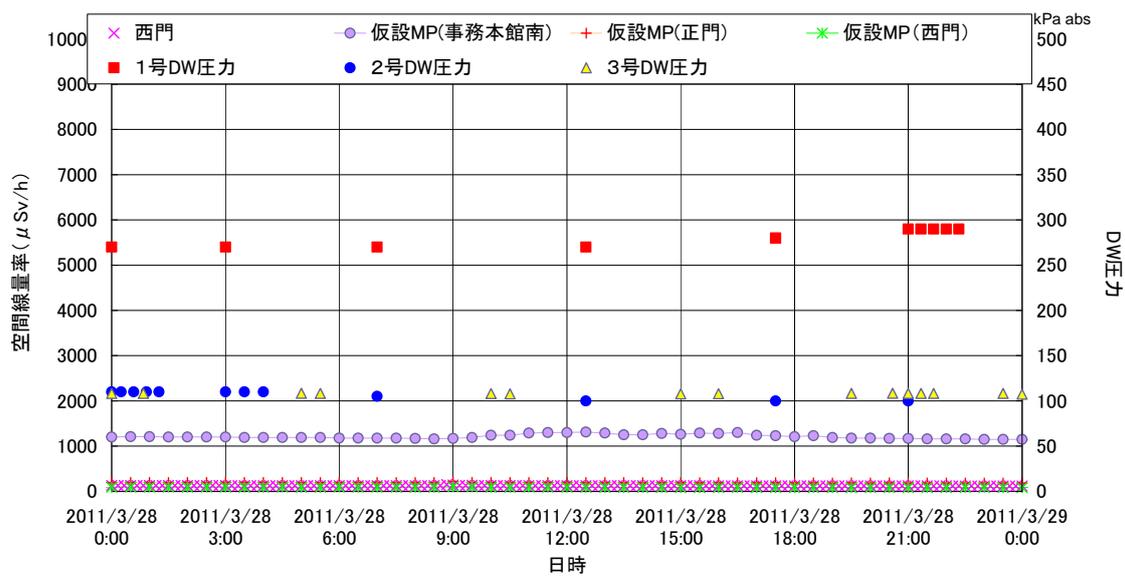


図 22 空間線量率の推移 (3月28日)

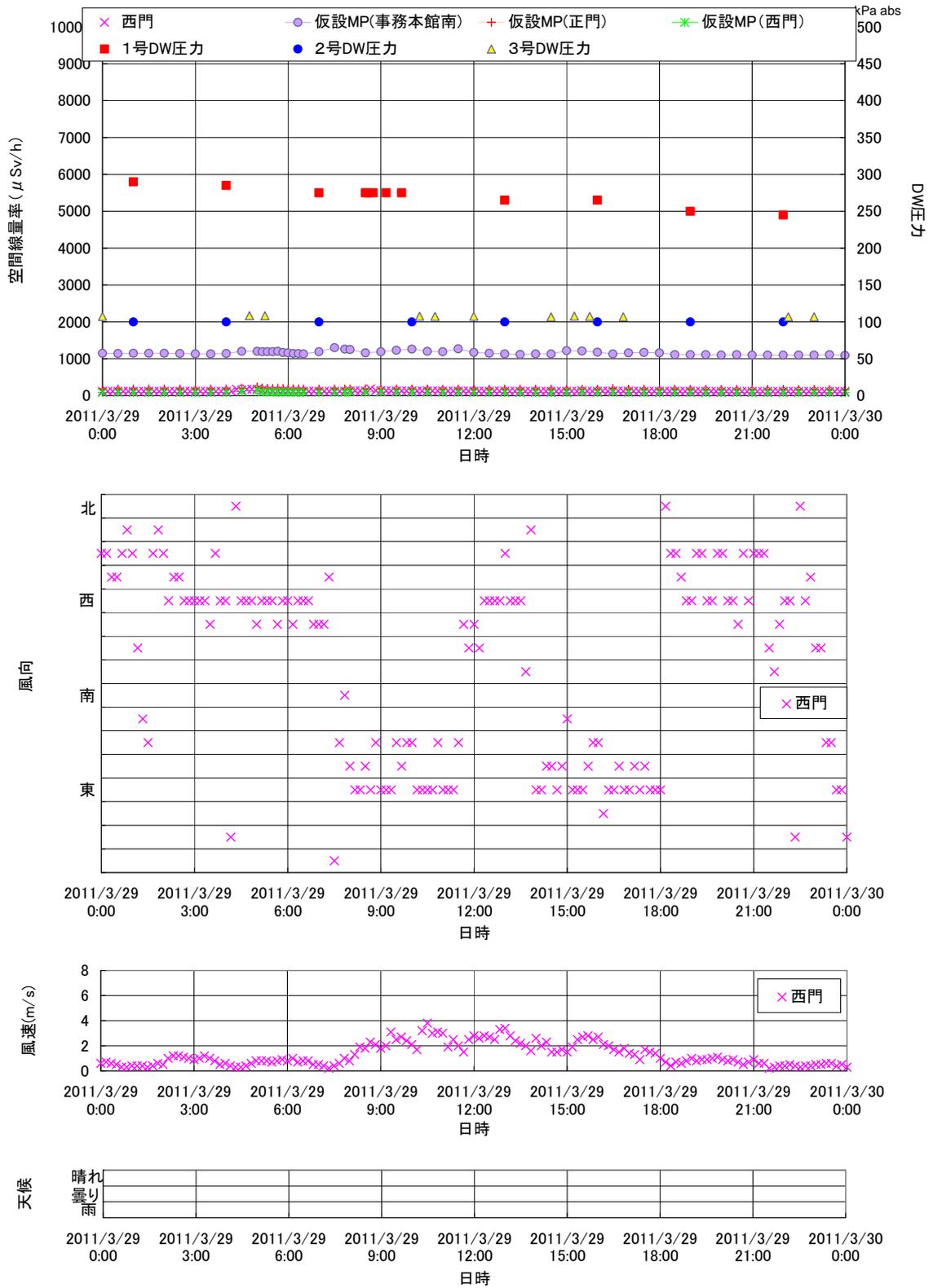


図 23 空間線量率の推移 (3月29日)

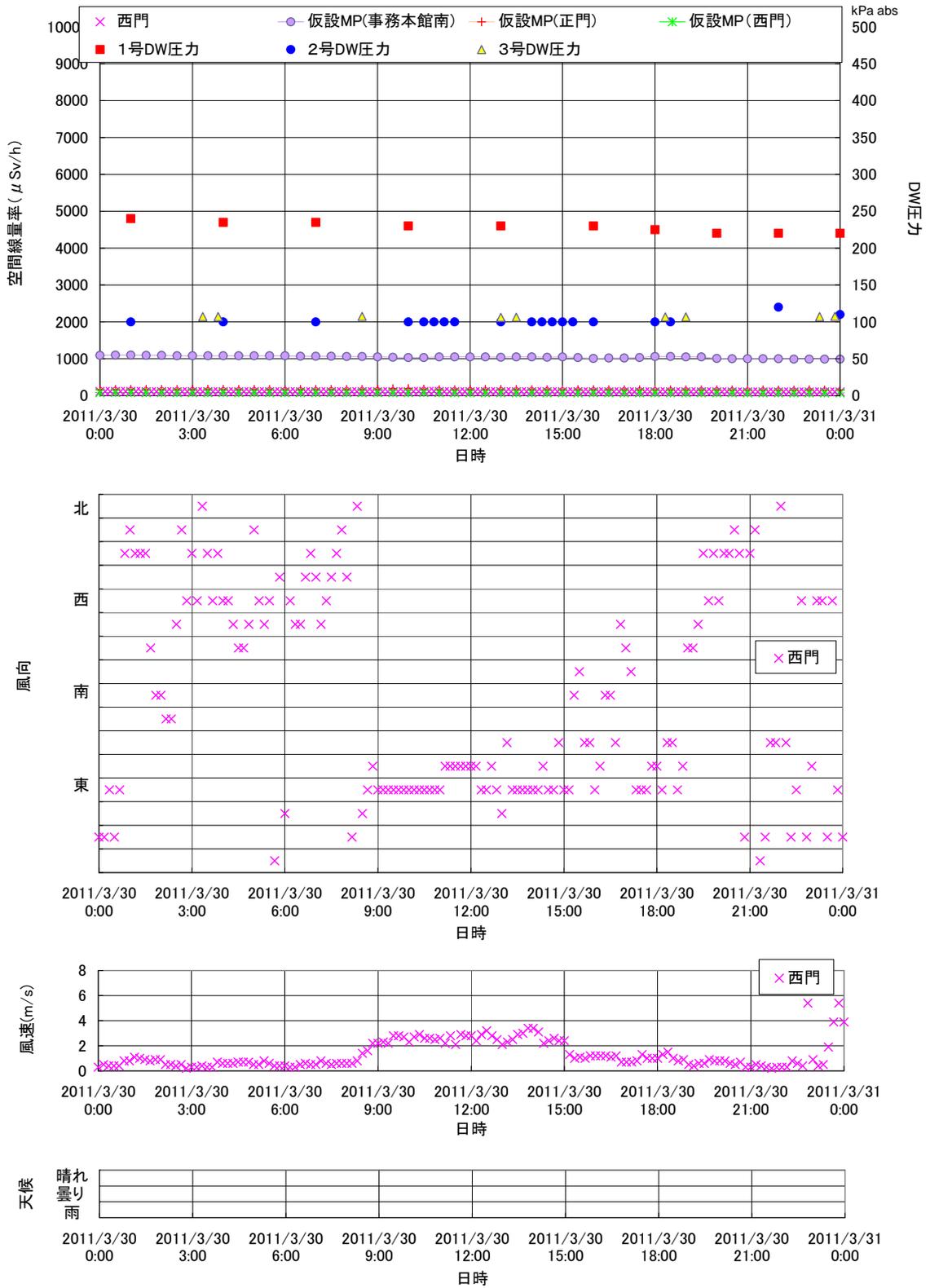


図 24 空間線量率の推移 (3月30日)

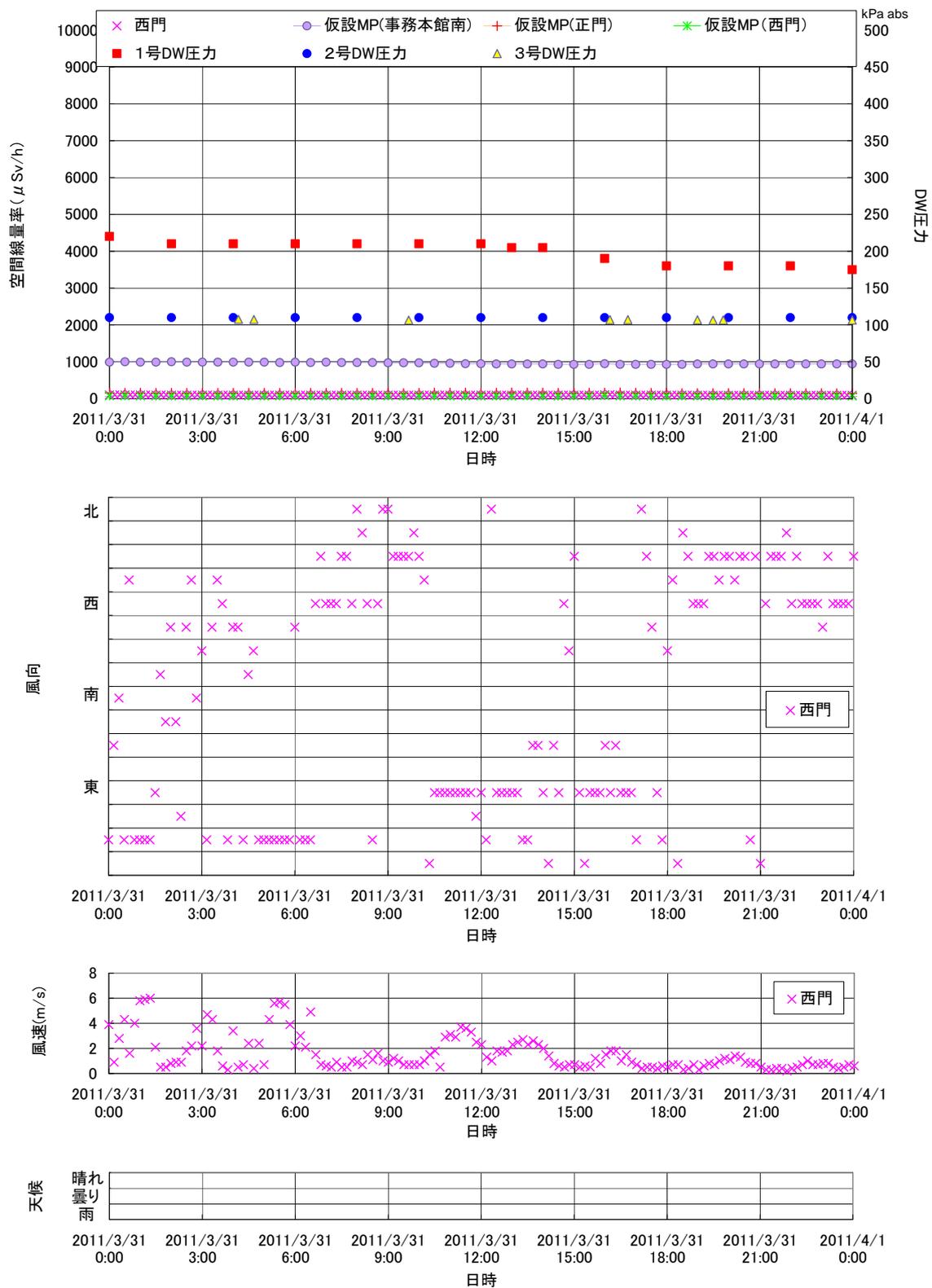
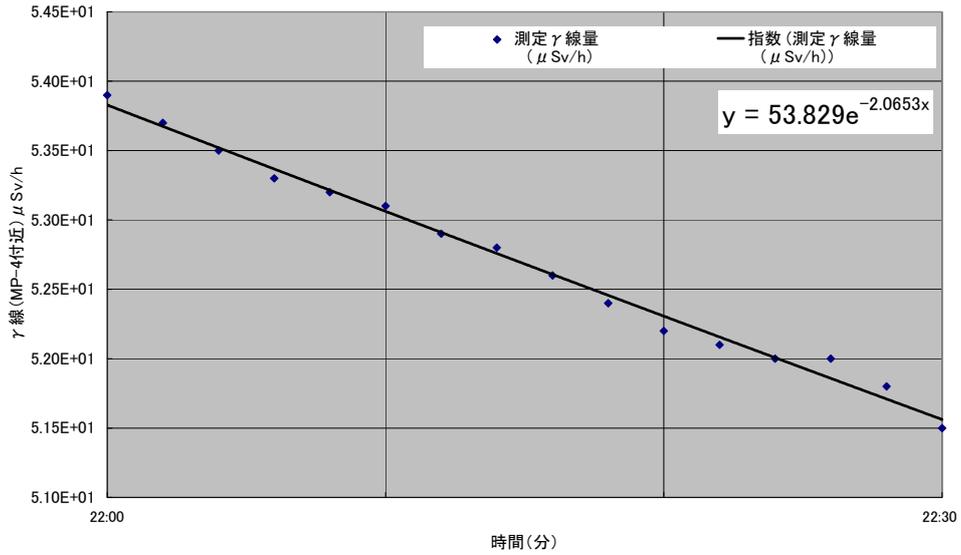
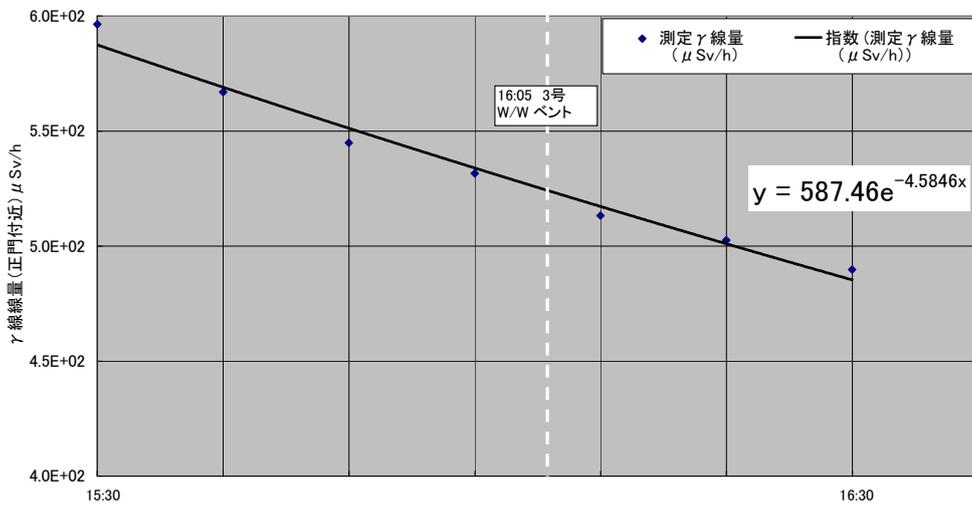


図 25 空間線量率の推移 (3月31日)

2011年3月12日 22:00-22:30 MP4付近のγ線線量(μSv/h)



2011年3月15日 15:30-16:30 正門付近のγ線線量(μSv/h)



2011年3月15日 15:30からの時間(16:30まで)

2011年3月19日 18:00-21:00 事務本館北のγ線線量(μSv/h)

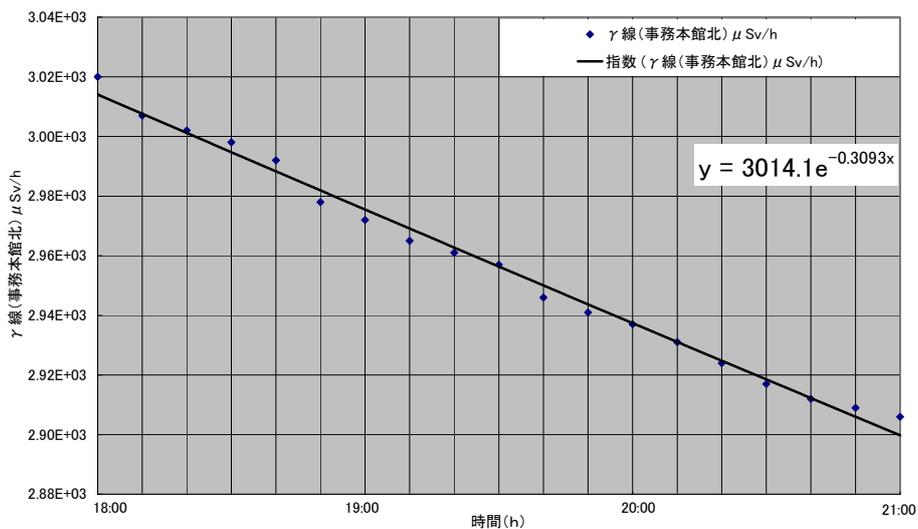


図 26 空間線量率の誤差

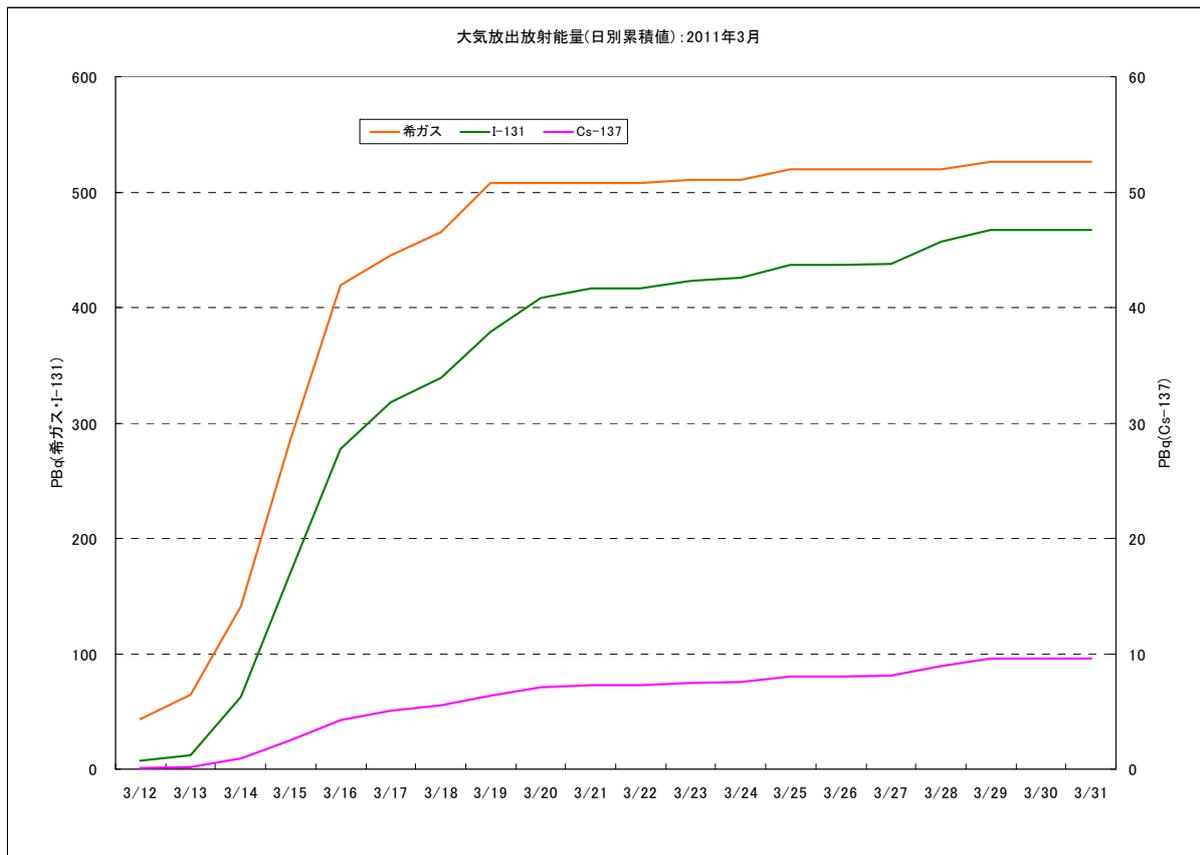
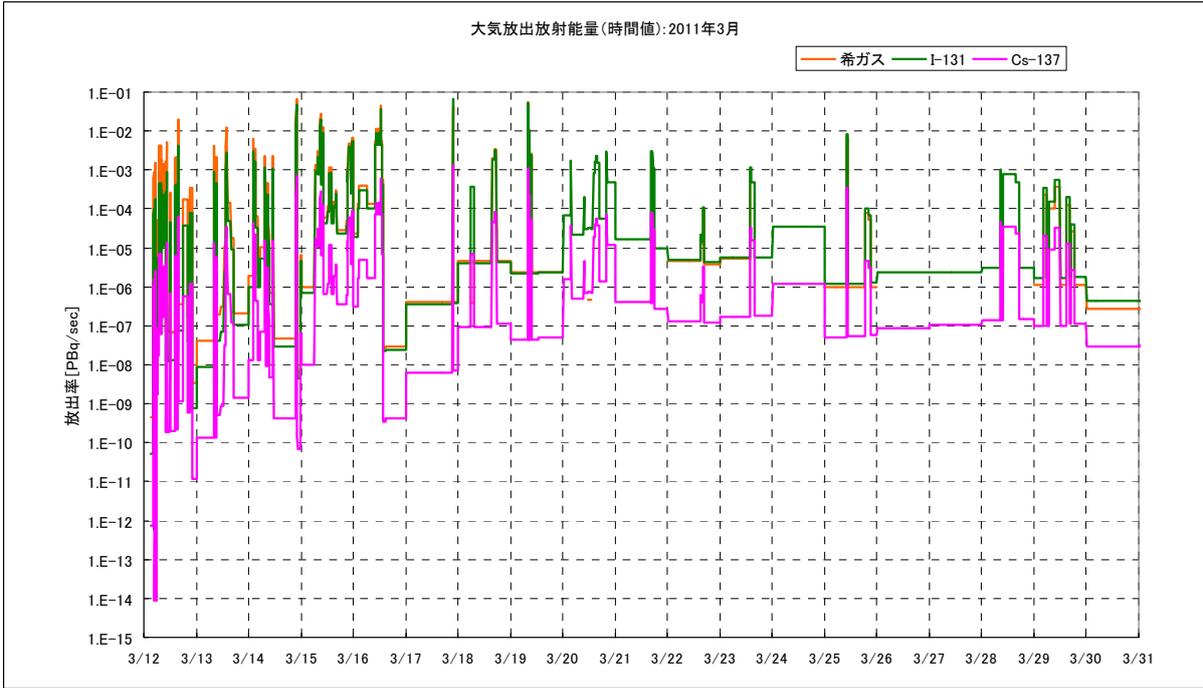
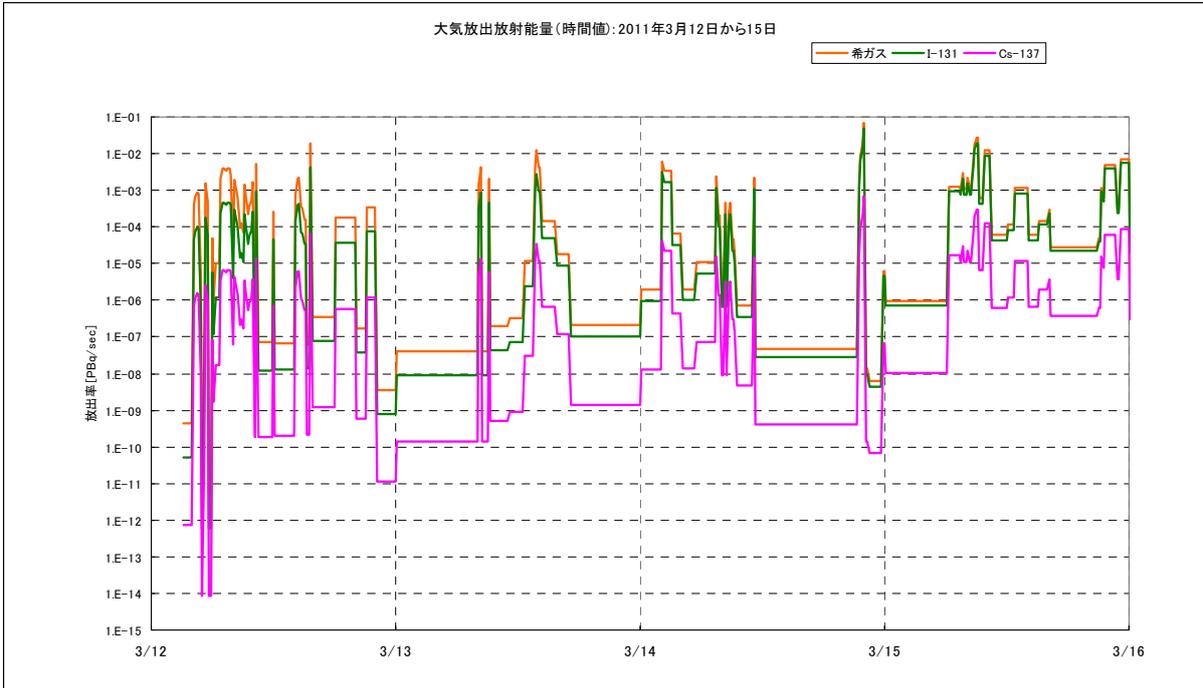


図 27 経時変化 (放出量の累積値)



(a) 経時変化 (放出率 PBq/s)



(b) 経時変化 (放出率 PBq/s) (3/12~3/15)

図 28 放出率の経時変化

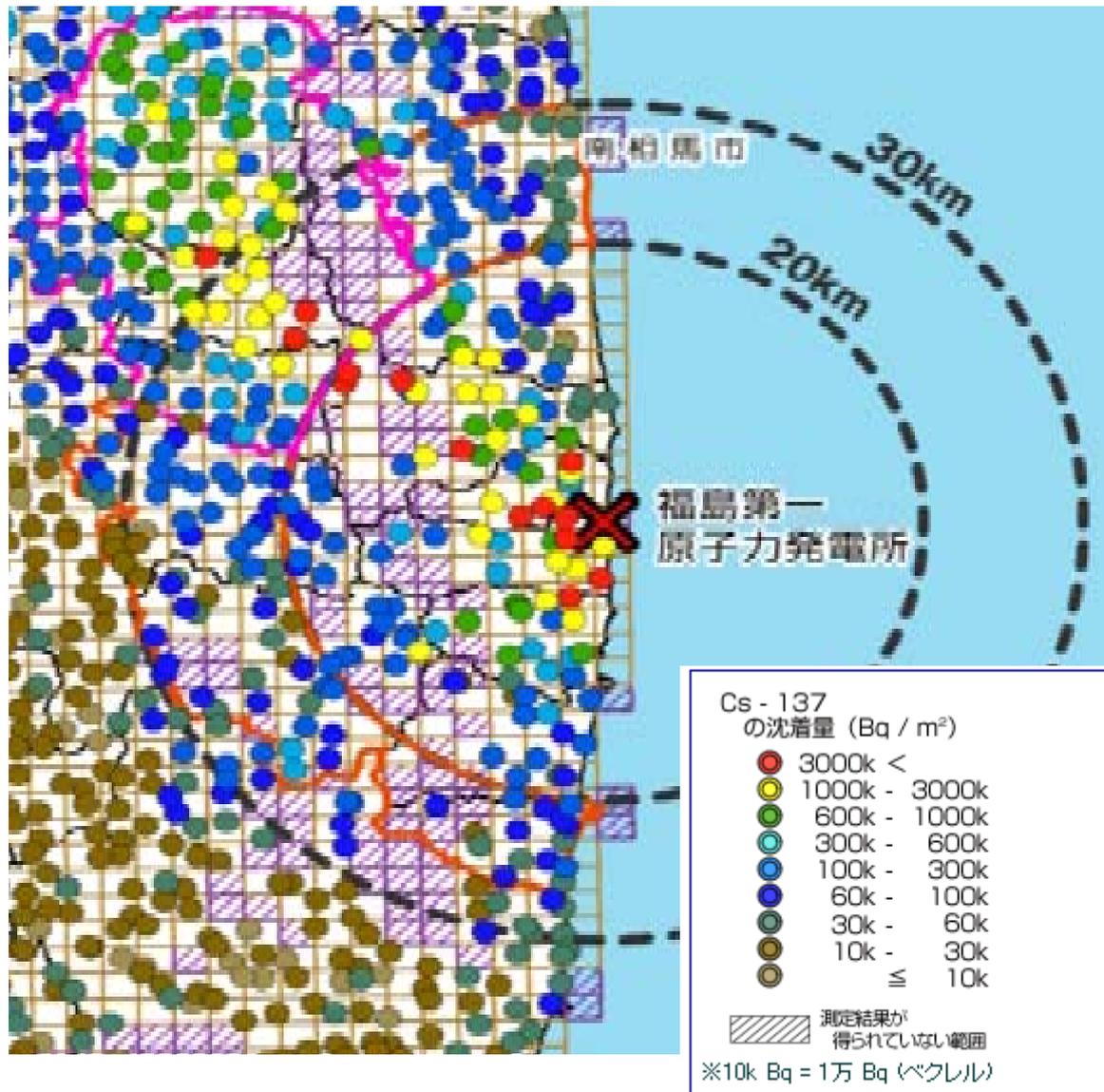


図 29 文部科学省による Cs-137 の沈着状況調査結果

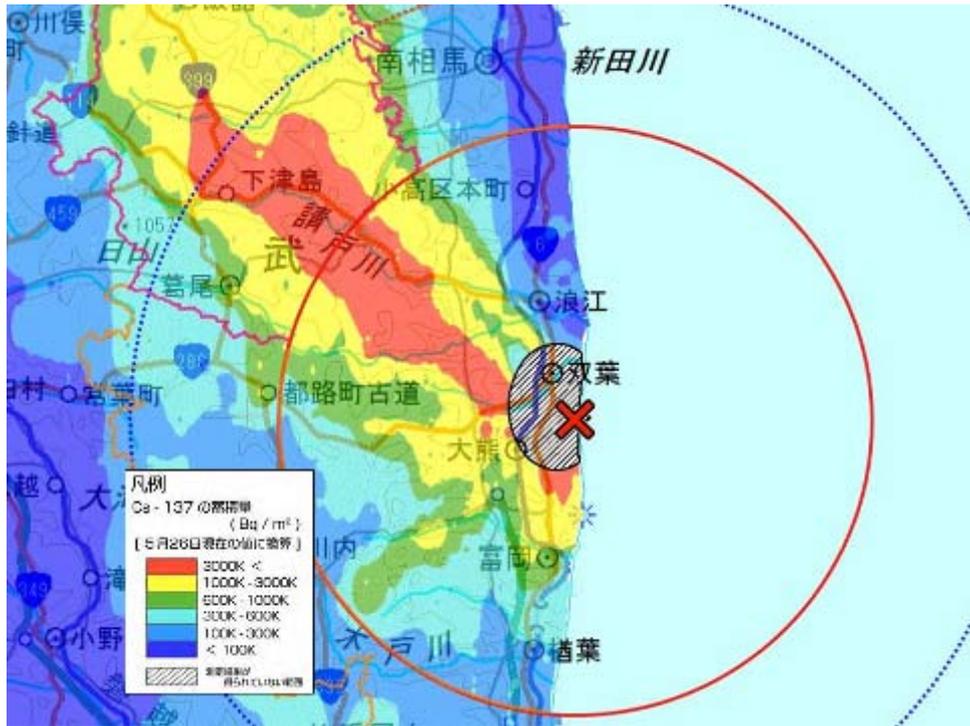


図 30 文部科学省の航空機モニタリング結果 (Cs-137 の沈着状況)  
 (出典：文部科学省 放射線量等分布マップ HP <http://ramap.iaea.go.jp/map/>)

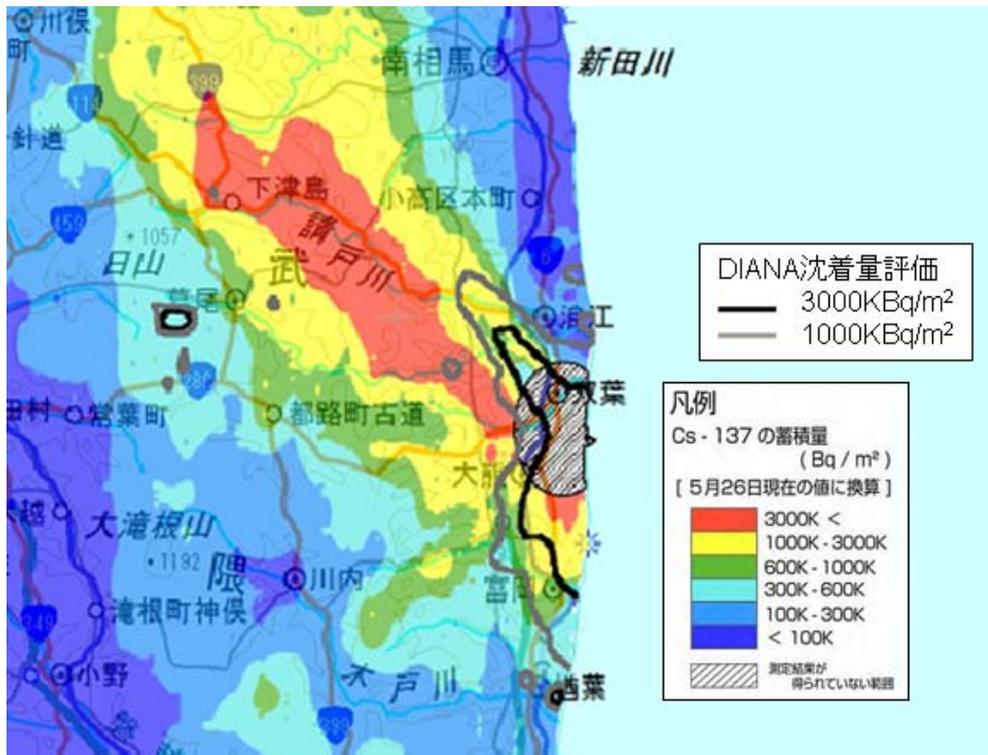


図 31 DIANA 評価結果と文部科学省の調査結果の比較 (Cs-137 の沈着状況)



図 32 ふくいちライブカメラの映像 (3月15日 10:00頃)

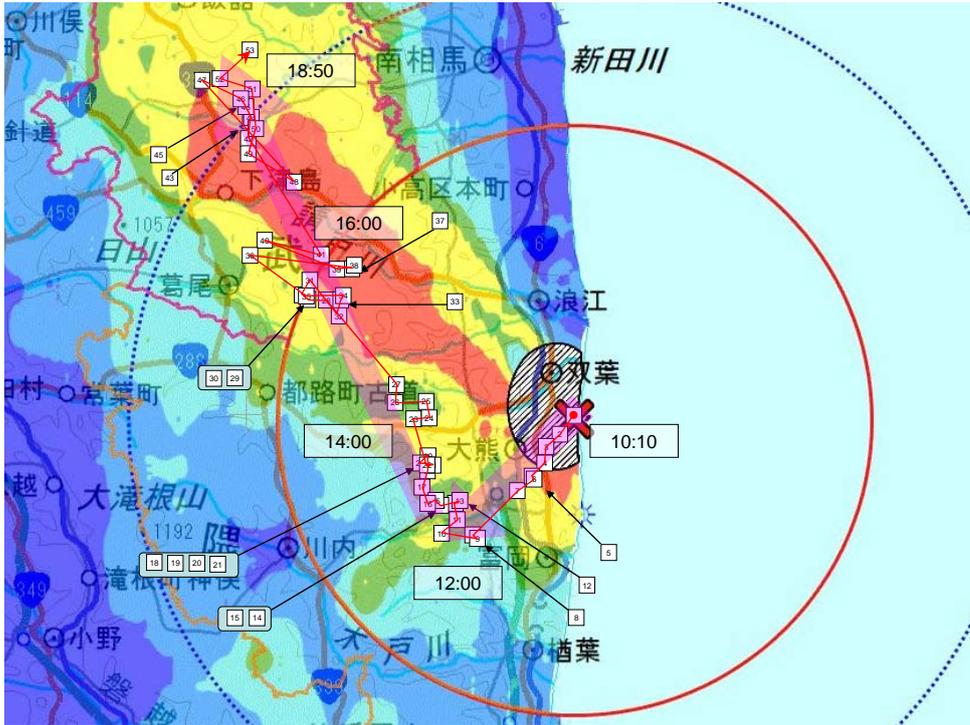


図 33 3月15日 10時過ぎの2号機建屋放出時に放出されたプルームの軌跡

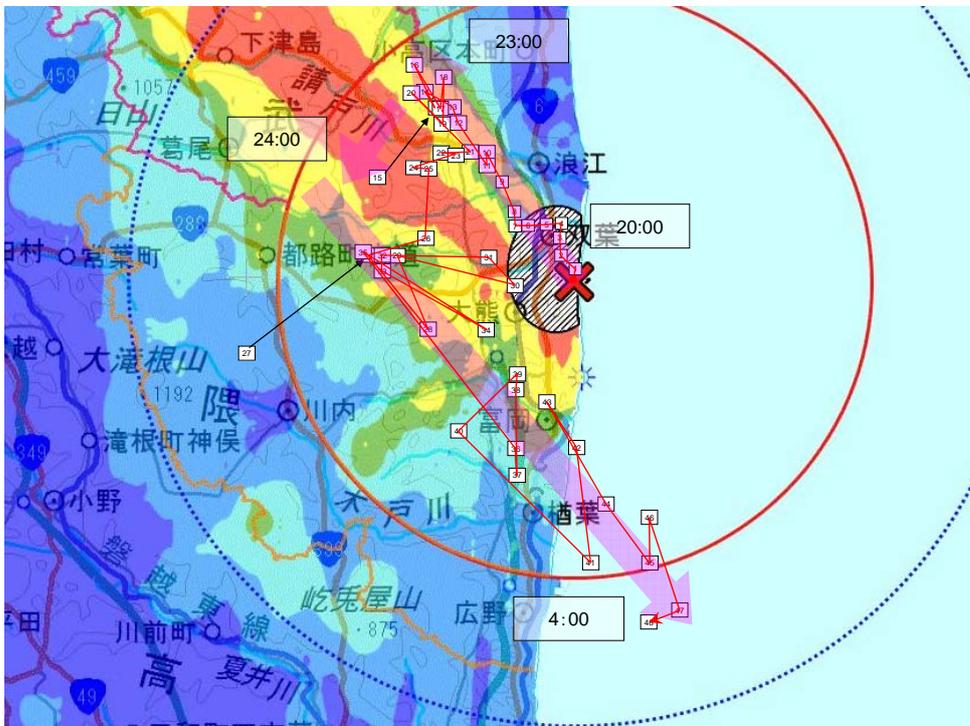


図 34 3月15日 20時過ぎの2号機建屋放出時に放出されたプルームの軌跡

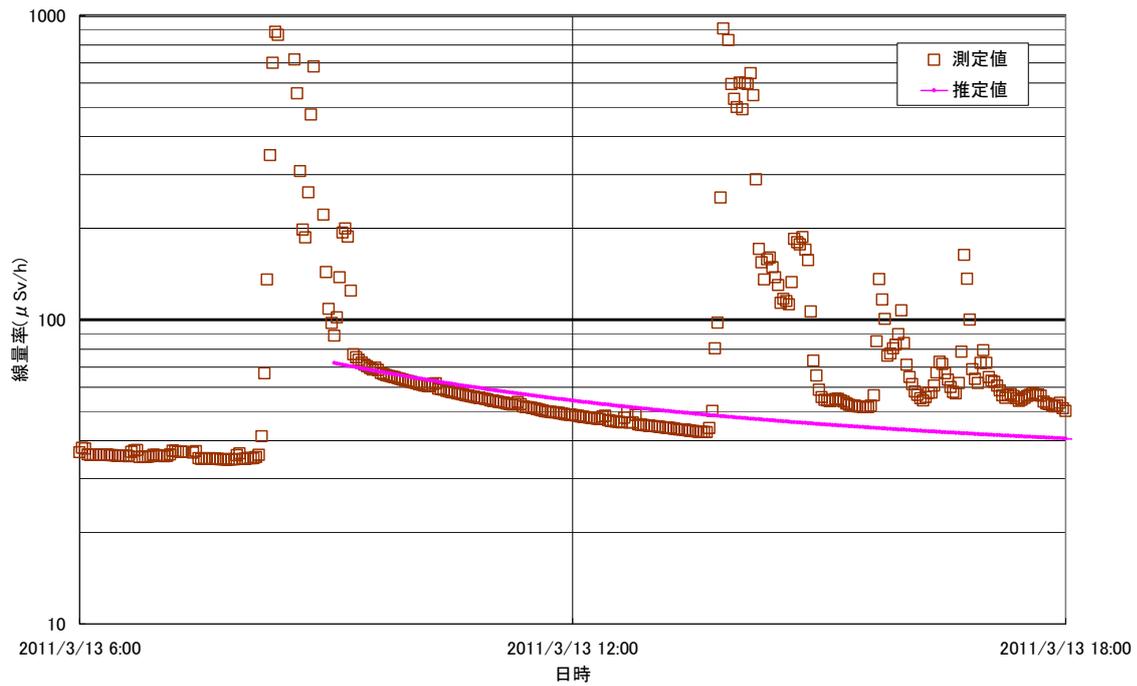


3月15日 23時の福島県内の雨雲の状況  
 (出典：国立情報学研究所 HP <http://agora.ex.nii.ac.jp/earthquake/201103-eastjapan/weather/data/radar-20110311/>)

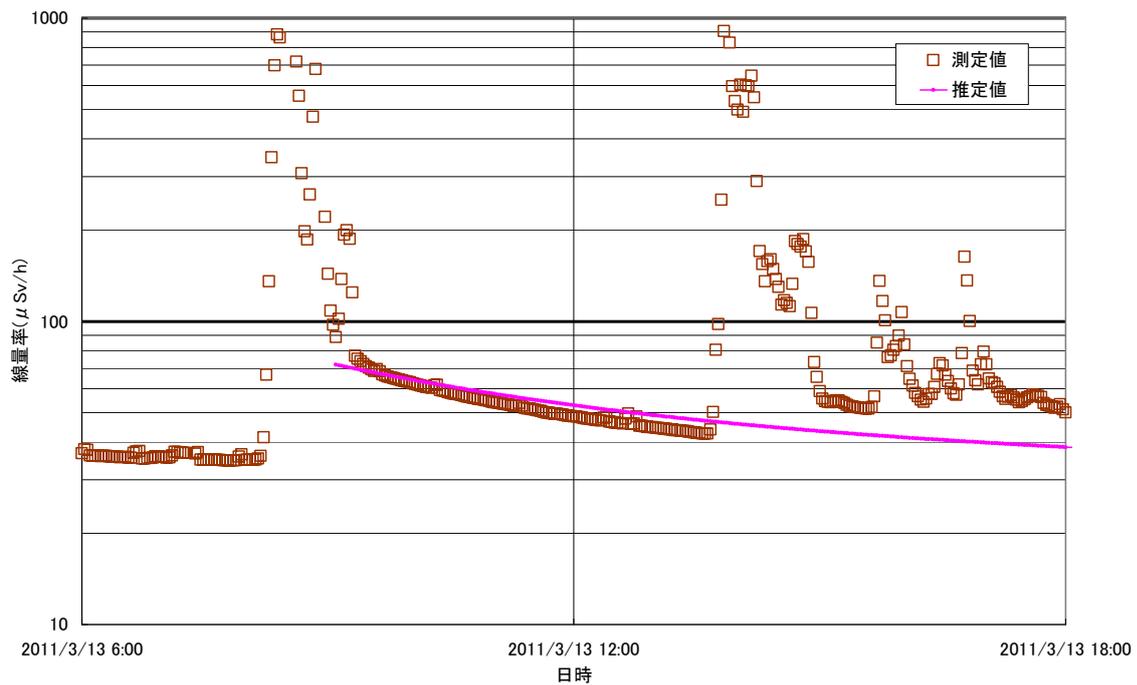


3月15日 23時30分の福島県内の雨雲の状況  
 (出典：国立情報学研究所 HP <http://agora.ex.nii.ac.jp/earthquake/201103-eastjapan/weather/data/radar-20110311/>)

図 35 3月15日 23時ごろの福島県の雨雲の状況

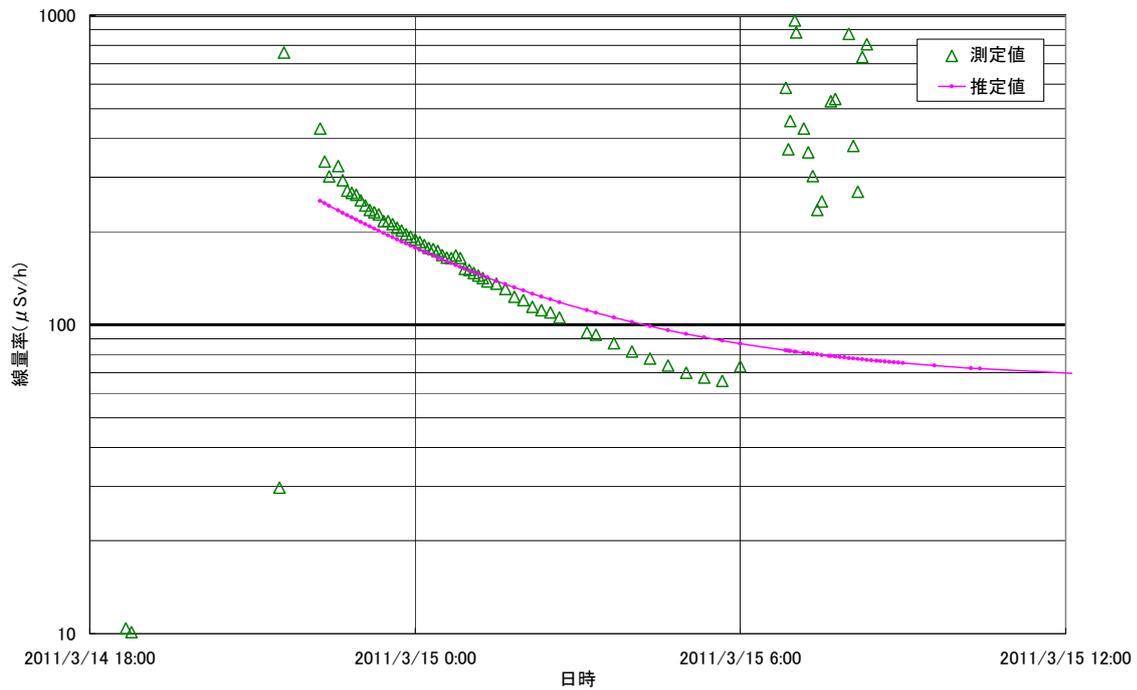


(a) よう素とセシウムの比を 2 : 1 と設定したケース

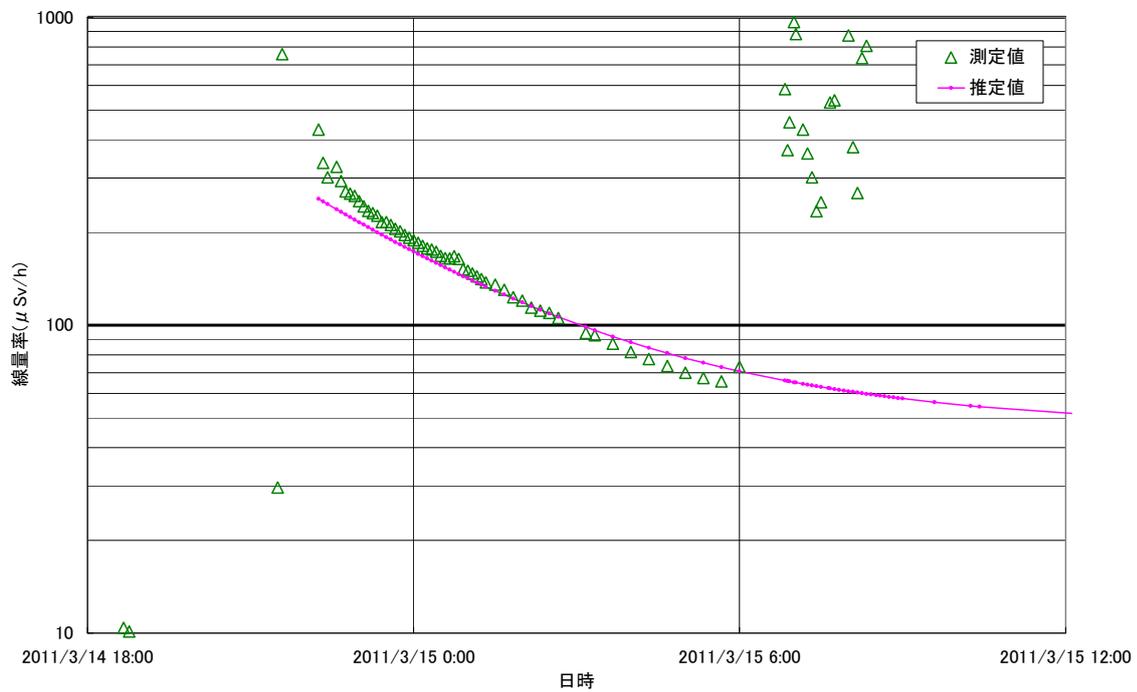


(b) よう素とセシウムの比を 10 : 1 と設定したケース

図 36 放射性核種の放出されやすさの比の推定 (①の時点)

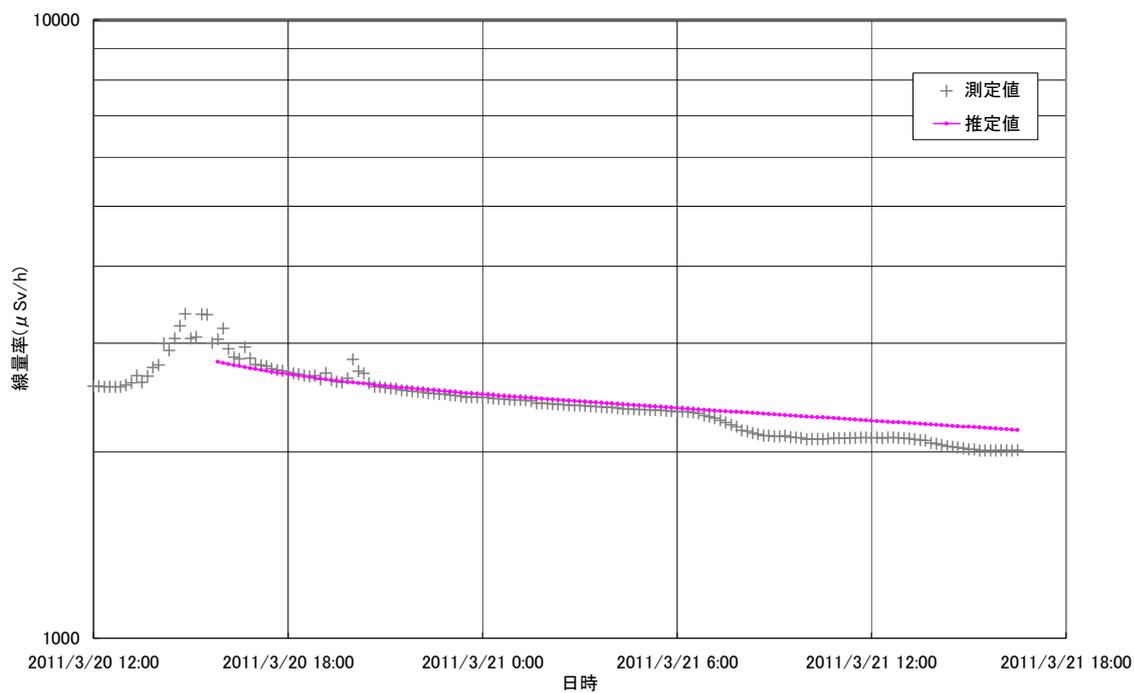


(a) よう素とセシウムとの比を 2 : 1 と設定したケース

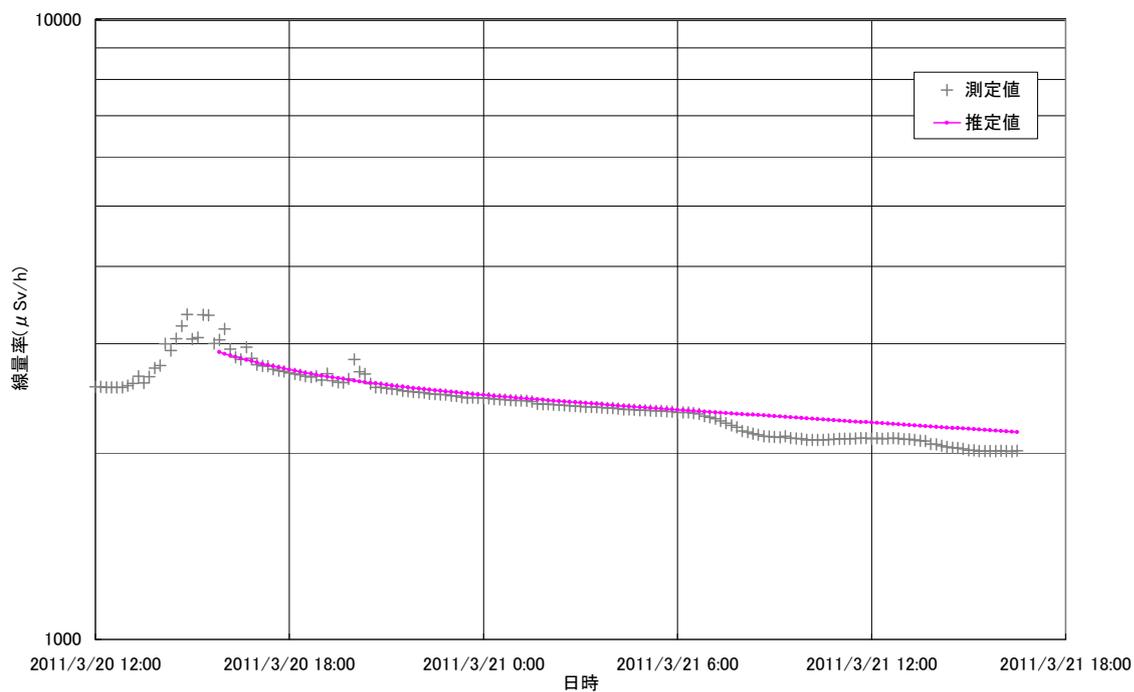


(b) よう素とセシウムとの比を 10 : 1 と設定したケース

図 37 放射性核種の放出されやすさの比の推定 (②の時点)

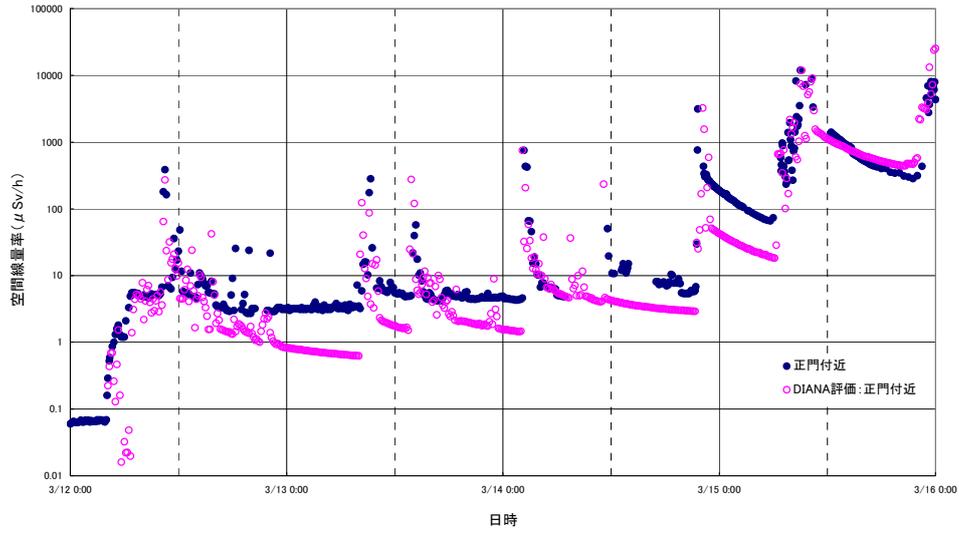


(a) よう素とセシウムの比を 2 : 1 と設定したケース

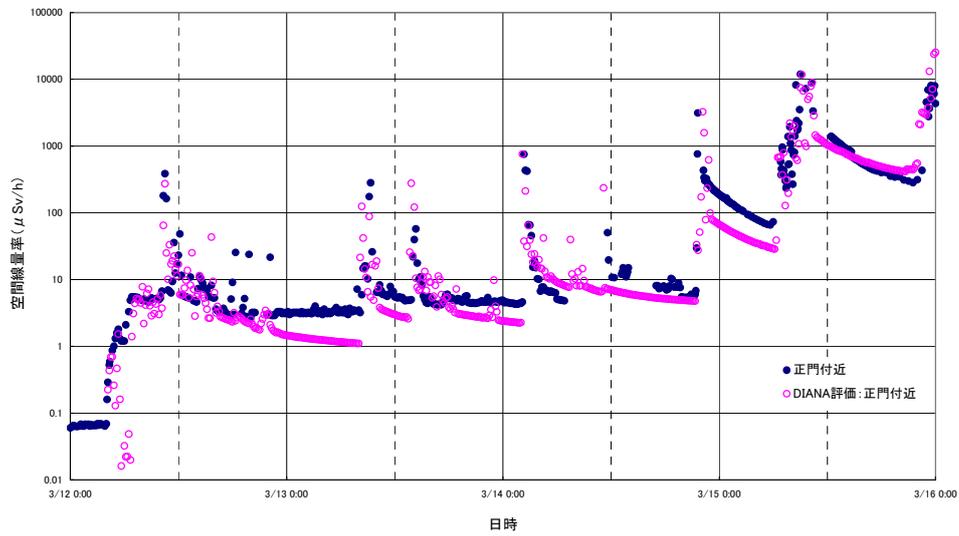


(b) よう素とセシウムの比を 10 : 1 と設定したケース

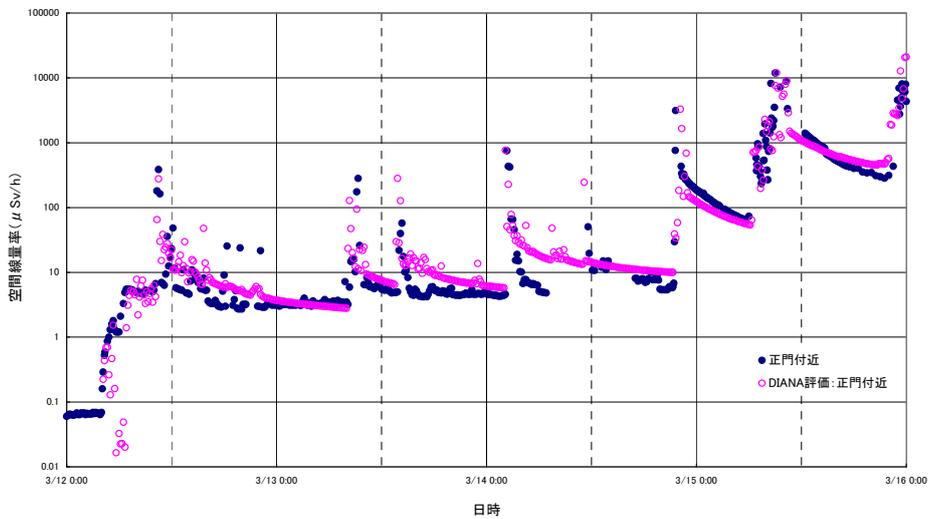
図 38 放射性核種の放出されやすさの比の推定 (③の時点)



(a) 希ガス、よう素、セシウムの比を 100 : 1 : 0.1 としたケース



(b) 希ガス、よう素、セシウムの比を 100 : 2 : 0.2 としたケース



(c) 希ガス、よう素、セシウムの比を 100 : 10 : 1 としたケース

図 39 DIANA 評価と空間線量率実測値の比較

## 4月以降の評価値

4月以降は、以下の内容の通り空气中放射性物質濃度（ダスト濃度）を基に評価した。

表 1 各月の評価結果

	Cs-134+Cs-137 の放出量 (PBq/月)	評価に用いた測定データ (Cs-134+Cs-137 合計値)
3月	約 20	当評価
4月	$4 \times 10^{-3}$	西門付近の空气中放射性物質濃度（ダスト濃度） で今回評価（各月の全日の平均値で評価）
5月	$1 \times 10^{-3}$	
6月	$9 \times 10^{-4}$	
7月	$7 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^9 \text{Bq/h}$ (6/20-6/28) $\Rightarrow 7.44 \times 10^{-4} \text{PBq/月}$
8月	$1 \times 10^{-4}$	$2 \times 10^8 \text{Bq/h}$ (7/26-8/12) $\Rightarrow 1.49 \times 10^{-4} \text{PBq/月}$
9月	$1 \times 10^{-4}$	$2 \times 10^8 \text{Bq/h}$ (8/28-9/17) $\Rightarrow 1.44 \times 10^{-4} \text{PBq/月}$
10月	$7 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^8 \text{Bq/h}$ (10/3-10/13) $\Rightarrow 7.44 \times 10^{-5} \text{PBq/月}$
11月	$4 \times 10^{-5}$	$6 \times 10^7 \text{Bq/h}$ (11/1-11/10) $\Rightarrow 4.32 \times 10^{-5} \text{PBq/月}$
12月	$4 \times 10^{-5}$	$6 \times 10^7 \text{Bq/h}$ (11/26-12/6) $\Rightarrow 4.46 \times 10^{-5} \text{PBq/月}$

(括弧内は測定データの採取日期間を示す。)

## [評価方法]

- 4月～6月：西門付近の空气中放射性物質濃度（ダスト濃度）を基に評価。なお、7月および8月と同様な手法で今回評価（詳細は別添参照）。
- 7月～8月：西門付近の空气中放射性物質濃度（ダスト濃度）を基に以下の条件で評価（詳細は別添参照）。
- 9月以降：原子炉建屋上部等の空气中放射性物質濃度（ダスト濃度）を基に評価。

評価および測定データについては、東京電力㈱ホームページの「東日本大震災後の福島第一・第二原子力発電所の状況」の以下に示す場所に掲載。

- 「プレスリリース」－「その他、報道配付資料」  
(評価方法については、2011年11月26日公表の「福島第一原子力発電所1～3号機原子炉建屋からの現状の放射性物質放出量の評価方法」に掲載)
- 「発電所周辺の放射線量について」－「福島第一原子力発電所周辺の放射性物質の核種分析結果」－「発電所敷地内の大気」

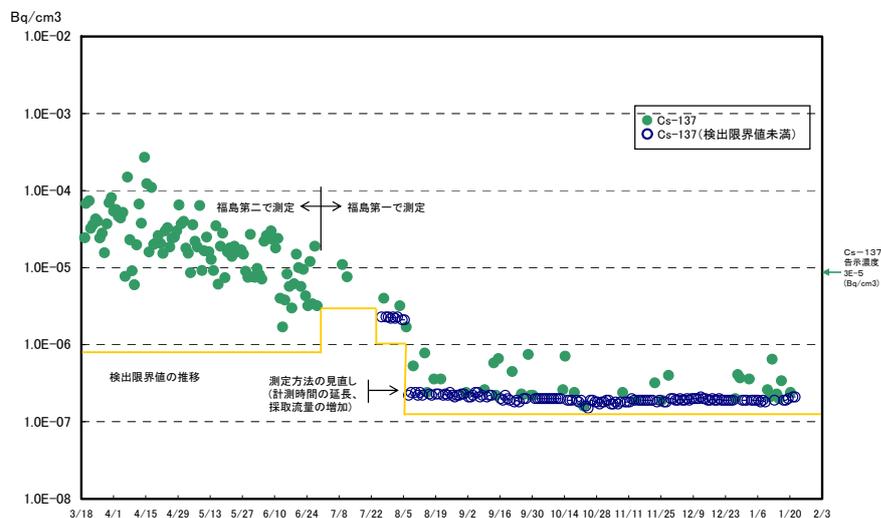


図 1 構内の空气中放射性物質濃度

## 実測された放射性物質濃度による放出量の推定

原子炉建屋から放出されている放射性物質について、発電所敷地内の放射性物質濃度の測定値に相当する放出量を以下の通り推定した。

## 1. 推定方法

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された拡散式に基づき予め作成された濃度の分布グラフ（単位放出率当たりで大気安定度毎に作成）により、評価地点での単位放出量（1 Bq/s）あたりの濃度を読み取り、敷地周辺での測定値を当該読み取り値で除して放出量を算出する。

なお、添付図に示す濃度（Bq/cm<sup>3</sup>）の分布グラフより、下記条件における単位放出量（1 Bq/s）あたりの濃度を読み取る。

<分布グラフの読み取り条件>

気 象： 風速 1.0m/s、大気安定度 D

（拡散のし易さとして中庸の条件（中間状態）で設定）

放出点： 地表面（発電所近傍で安全側となる条件として設定）

評価地点： 風下方向 1km（原子炉建屋より西側 1km の発電所西門付近）

発電所西門付近における空気中の放射性物質濃度の測定値（Cs-134 および Cs-137）が、保守的に全て発電所から放出されているものとして、濃度の測定値（Bq/cm<sup>3</sup>）を上記の単位放出量（1 Bq/s）あたりの濃度で除して1、2、3号機合計の放出量（Bq/s）を算出する。

## 2. 計算例（4月分）

添付の分布グラフより、単位放出量（1 Bq/s）あたりの濃度は約  $7 \times 10^{-5}$  Bq/m<sup>3</sup> と読み取れる（約  $7 \times 10^{-11}$  Bq/cm<sup>3</sup>）。

発電所西門付近における4月の空気中放射性物質濃度の測定値<sup>\*1</sup>（約  $9.5 \times 10^{-5}$  Bq/cm<sup>3</sup>）が保守的に全て発電所から放出されているものとする、1、2、3号機合計の放出量は、西門付近における空気中の放射性物質濃度の測定値と上記の1 Bq/s あたりの濃度を使用して以下の計算から約  $4 \times 10^{-3}$  PBq/月となる。

$$\begin{aligned} 9.5 \times 10^{-5} (\text{Bq/cm}^3) \div 7 \times 10^{-11} ((\text{Bq/cm}^3) / (\text{Bq/s})) &= 1.4 \times 10^6 (\text{Bq/s}) \\ &= 4 \times 10^{-3} (\text{PBq/月}) \end{aligned}$$

注1：測定値については東京電力㈱ホームページの「東日本大震災後の福島第一・第二原子力発電所の状況」の以下に示す場所に掲載している。

- 「発電所周辺の放射線量について」－「福島第一原子力発電所周辺の放射性物質の核種分析結果」－「発電所敷地内の大気」

以 上

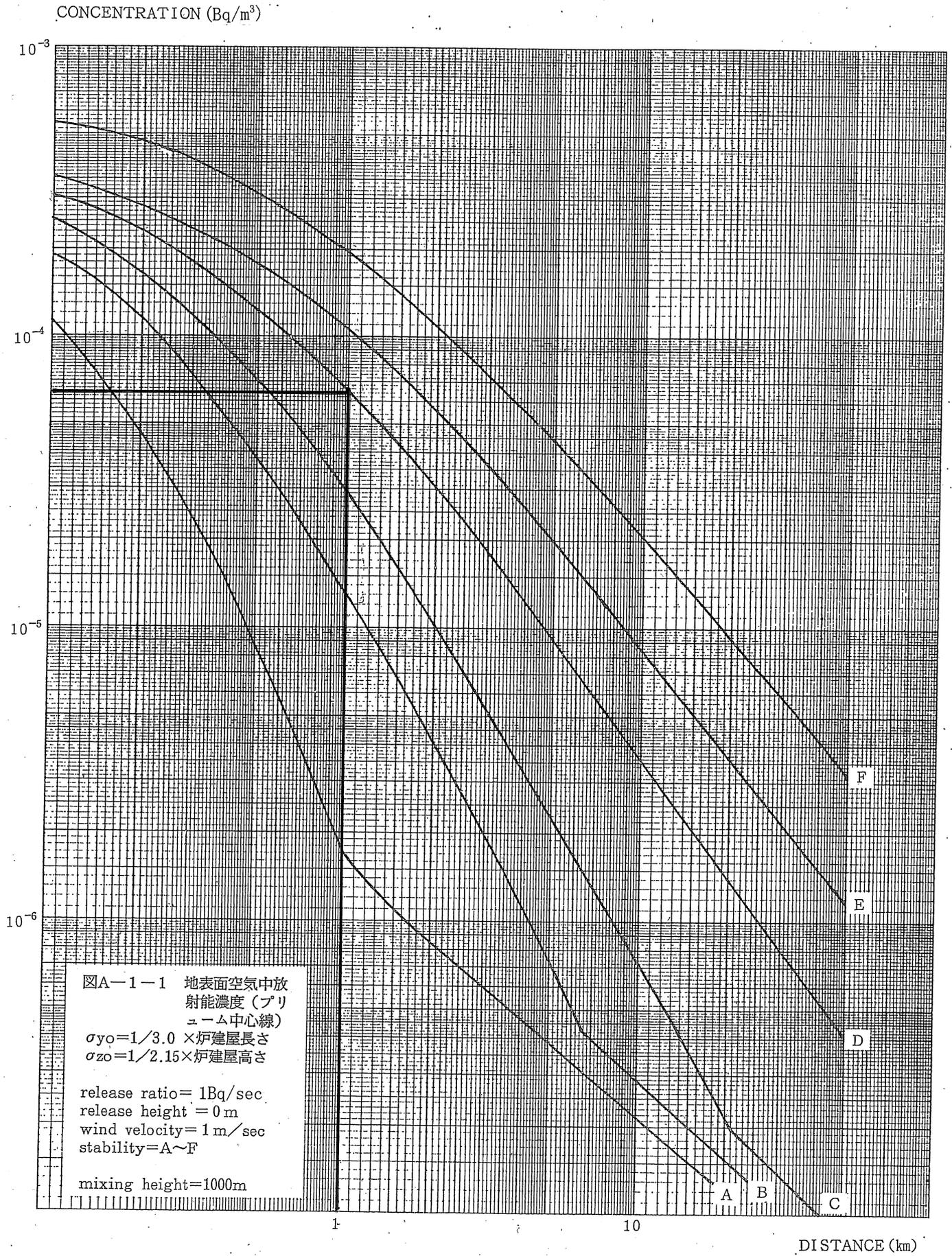


図 地表面空气中放射能濃度分布

## 格納容器ベントによる影響について

## 1 はじめに

福島第一原子力発電所1～3号機では、東北地方太平洋沖地震に伴う大津波によって注水機能と最終ヒートシンクを喪失した。

その結果、格納容器の圧力は原子炉から放出された蒸気により上昇し、さらに温度上昇した燃料被覆管（ジルカロイ）と蒸気が反応して発生した水素によっても加圧された。なお、この過程において燃料損傷も発生し、格納容器中に放射性物質が放出されている。

この格納容器圧力を下降させるため、各号機ともベントによる格納容器減圧操作を試みている。このベント操作では、蒸気や水素とともに放射性物質が大気中へ放出される。そこで、本資料では、ベント操作に伴う放射性物質の放出について考察するとともに、福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域の汚染との関係についても検討した。

## 2 格納容器ベント弁操作について

ベントで蒸気を逃がすラインとしては、サブプレッションチェンバー（以下、S/C）からのラインとドライウェル（以下、D/W）からのラインの2つがある。ベントを行う際には、これらのうちのいずれか（あるいは両方）のラインを構築するため、所要の弁操作を実施することとなる。いずれの号機においても、ベント弁（MO弁）を開放した上で、各々のラインに付いているAO弁（大弁または小弁）を開放する。ベントラインの構成については別図1-1、別図1-2に示す。

また、1～3号機におけるベント実績を別表1に示す。

## 3 各号機におけるベント弁操作と放射性物質の放出量に関する考察

## 3.1 1号機

○3月12日 10時過ぎのベント（S/Cベント弁小弁を操作）

3月11日の津波襲来によって全交流電源喪失（以下、SBO）にいたった1号機は、非常用復水器（IC）が機能喪失し、炉心からの除熱機能を喪失したため早期に炉心損傷し、原子炉圧力容器（以下、RPV）バウンダリの気相部から漏えいが発生したと考えられ、その結果としてD/W圧力が高まった。D/W圧力の上昇に伴い、電源がない状況におけるベント操作の手順検討を行い、S/Cベント弁小弁は手動で開けることが確認できたものの、現場は線量が高く、小弁の開操作はできなかった。そのため、遠隔操作によるS/Cベント弁大弁開操作の準備も進めつつ、3月12日10時17分、10時23分、10時24分には、計装用空気系（以下、IA系）の残圧を期待し、中操からS/Cベント弁小弁の開操作を実施した。同操作によりD/W圧力は低下していないことから、D/W圧力挙動からS/Cベント弁小弁が開いたかどうかは判断できない。同時間帯には正門付近の線量率が一時的に上昇（約400 $\mu$ Sv/h）していることから（本体資料の図6）、

大気中へ蒸気とともに放射性物質が放出されたものと考えられる。プルームの放出経路については、線量率が上昇した時刻とベント弁操作の時刻を踏まえると、S/C ベント弁小弁が開き D/W 圧力の低下が見られない程度の放出があった可能性と、建屋から直接大気中へ放出された可能性の両方が考えられ、放出経路については分かっていない。本評価においては、空間線量率の変動をもとに、排気筒から放射性物質が放出されたものと仮定して評価をおこなった。別表 2 に同時間帯に放出されたプルーム中の希ガス、よう素、セシウムの評価結果を示す。本体資料の 4.1 節の評価結果と比べると、同時間帯に大気中へ放出された量は支配的なものではなかったことがわかる。また、別図 2-1 に風向・風速・大気安定度から予測したプルームの軌跡を示す。図中の四角で囲まれた数字は、プルームの移動によって生じる線量率の最大点を 10 分毎にプロットしたものであり、プルームの軌跡を示すものとなる。この図には、文部科学省でおこなわれた土壌サンプリング結果（本体資料の図 30）も重ねあわせて記載している。同時間帯に放出されたプルームは福島第一原子力発電所からみて北西方向の高汚染地域の付近を通過しているものの、上述のように、プルーム中の放射性物質の量は支配的なものではなかったとの評価結果が得られていることから、土壌汚染への寄与は少ないと考えられる。

#### ○3月12日 14時過ぎのベント（S/C ベント弁大弁を操作）

3月12日14時過ぎには S/C ベント弁大弁の開操作を実施しており、D/W 圧力の低下が確認されていること、ふくいちライブカメラの映像（別図 5-1）で排気筒上に蒸気が確認できることから、同ベントにより蒸気が放出されたものと考えられる。本体資料の図 6 に示すように、同ベントが実施された時刻には正門付近、MP-8 付近に配置したモニタリングカーで線量率を測定しており、正門付近では空間線量率が  $10 \mu\text{Sv/h}$  程度まで上昇しているため、空間線量率の変動をもとに、排気筒から放射性物質が放出されたものとして評価をおこなった。別表 2 に同ベントで放出された希ガス、よう素、セシウムの評価結果を示す。本体資料の 4.1 節の評価結果と比べると、同ベントによって大気中へ放出された量は支配的なものではなかったと考えられる。また、別図 2-2 に風向・風速・大気安定度から予測したプルームの軌跡（本体資料の図 30 にプルームの軌跡を重ね合わせた図）を示す。プルームは福島第一原子力発電所からみて北西方向の高汚染地域の上は通過しておらず、上述のように、同ベントに伴い放出された放射性物質の量は支配的なものではなかったとの評価結果が得られていることから、同ベントの土壌汚染への寄与は少ないと考えられる。

### 3.2 2号機

#### ○3月14日 21時過ぎのベント（S/C ベント弁小弁を操作）

2号機では、1号機の状況を踏まえ、いずれベントが必要となることが予想された

ことから、ベントの準備を進め、3月13日11:00に中央制御室仮設照明用小型発電機を用いて電磁弁を励磁し、S/Cベント弁大弁を開操作した。しかしながら、格納容器圧力がラプチャーディスク作動圧(427kPa [gage])よりも低く、ベントされない状態が続いていた。3月14日11時01分には3号機の建屋爆発の影響で電磁弁励磁用回路が外れ、S/Cベント弁大弁が閉となったことから、S/Cベント弁大弁によるベントの復旧を進めつつ、3月14日21時頃にS/Cベント弁小弁の開操作を実施している。その後もD/W圧力は上昇しており、減圧ができていないとは考えられないものの、同時間帯には正門付近の線量率が上昇(約3,000 $\mu$ Sv/h)していることから(本体資料の図8)、大気中へ蒸気とともに放射性物質が放出されたものと考えられる。プルームの放出経路については、線量率が上昇した時刻とベント弁操作の時刻を踏まえると、S/Cベント弁小弁の開操作によってD/W圧力の低下が見られない程度の放出があった可能性と、建屋から直接大気中へ放出された可能性の両方が考えられ、放出経路については分かっていない。今回の評価では、空間線量率の変動をもとに、排気筒から放射性物質が放出されたものとして評価をおこなった。別表2に同時間帯に放出されたプルーム中の希ガス、よう素、セシウムの評価結果を示す。本体資料の4.1節の評価結果と比べると、大気中へ放出された量は支配的なものではなかったことがわかる。また、別図3に風向・風速・大気安定度から予測したプルームの軌跡(本体資料の図30にプルームの軌跡を重ね合わせた図)を示す。同時間帯に放出されたプルームは福島第一原子力発電所からみて北西方向の高汚染地域の上は通過しておらず、上述のように、プルーム中の放射性物質の量は支配的なものではなかったとの評価結果が得られていることから、同プルームの土壌汚染への寄与は少ないと考えられる。

#### ○3月15日 0時過ぎのベント (D/Wベント弁小弁を操作)

その後もD/W圧力の上昇が続いたため、3月15日0:02にD/Wベント弁小弁の開操作を実施したが、数分後には閉であることが確認されており、D/W圧力の低下も確認されていない。また、同時間帯において正門付近の線量率が変動していないことから、放射性物質は放出されておらず、ベント弁操作による大気中への蒸気放出はなかったものと推定している。

### 3.3 3号機

#### ○3月13日 9時過ぎのベント (S/Cベント弁大弁を操作)

3号機では、1号機の状況を踏まえ、いずれベントが必要となることが予想されたことから、ベントの準備を進め、3月13日の8:41にS/Cベント弁大弁の開操作を実施している。同ベントではD/W圧力の低下が確認されていること(緊対本部では同日9:20頃にベントが実施されたと判断)、ふくいちライブカメラの映像(別図5-2)で排気筒上に蒸気が確認できることから、ベントにより蒸気が放出されたと判断している。

また、本体資料の図7に示すように、同ベントが実施された時刻には正門付近、MP-1付近、MP-4付近に配置したモニタリングカーで線量率を測定しており、正門付近、MP-4付近では線量率が数百 $\mu$ Sv/hまで上昇しているため、空間線量率の変動をもとに、排気筒から放射性物質が放出されたものとして評価をおこなった。別表2に同ベントで放出された希ガス、よう素、セシウムの評価結果を示す。本体資料の4.1節の評価結果と比べると、同ベントによって大気中へ放出された量は支配的なものではなかったことがわかる。また、別図4-1に風向・風速・大気安定度から予測したプルームの軌跡（本体資料の図30にプルームの軌跡を重ね合わせた図）を示す。同時間帯に放出されたプルームは福島第一原子力発電所からみて北西方向の高汚染地域の上は通過しておらず、上述のように、同ベントに伴い放出された放射性物質の量は支配的なものではなかったとの評価結果が得られていることから、同ベントの土壌汚染への寄与は少ないと考えられる。

#### ○3月13日 12時過ぎのベント（S/Cベント弁大弁を操作）

3月13日の12時過ぎにS/Cベント弁大弁の開操作を実施している。同ベントではD/W圧力の低下が確認されていること、ふくいライブカメラの映像（別図5-3）で排気筒上に蒸気が確認できることから、ベントにより蒸気が放出されたと判断している。本体資料の図7に示すように、同ベントが実施された時刻には正門付近、MP-1付近、MP-4付近に配置したモニタリングカーで線量率を測定しているが、ベント弁操作時刻付近では線量率の上昇が確認されていないため、空間線量率に変動を与えない程度の放出を仮定し、排気筒から放射性物質が放出されたものとして評価をおこなった。別表2に同ベントで放出された希ガス、よう素、セシウムの評価結果を示す。本体資料4.1節の評価結果と比べると、同ベントによって大気中へ放出された量は支配的なものではなかったことがわかる。また、別図4-2に風向・風速・大気安定度から予測したプルームの軌跡（本体資料の図30にプルームの軌跡を重ね合わせた図）を示す。同時間帯に放出されたプルームは福島第一原子力発電所からみて北西方向の高汚染地域の上は通過しておらず、上述のように、同ベントに伴い放出された放射性物質の量は支配的なものではなかったとの評価結果が得られていることから、同ベントの土壌汚染への寄与は少ないと考えられる。

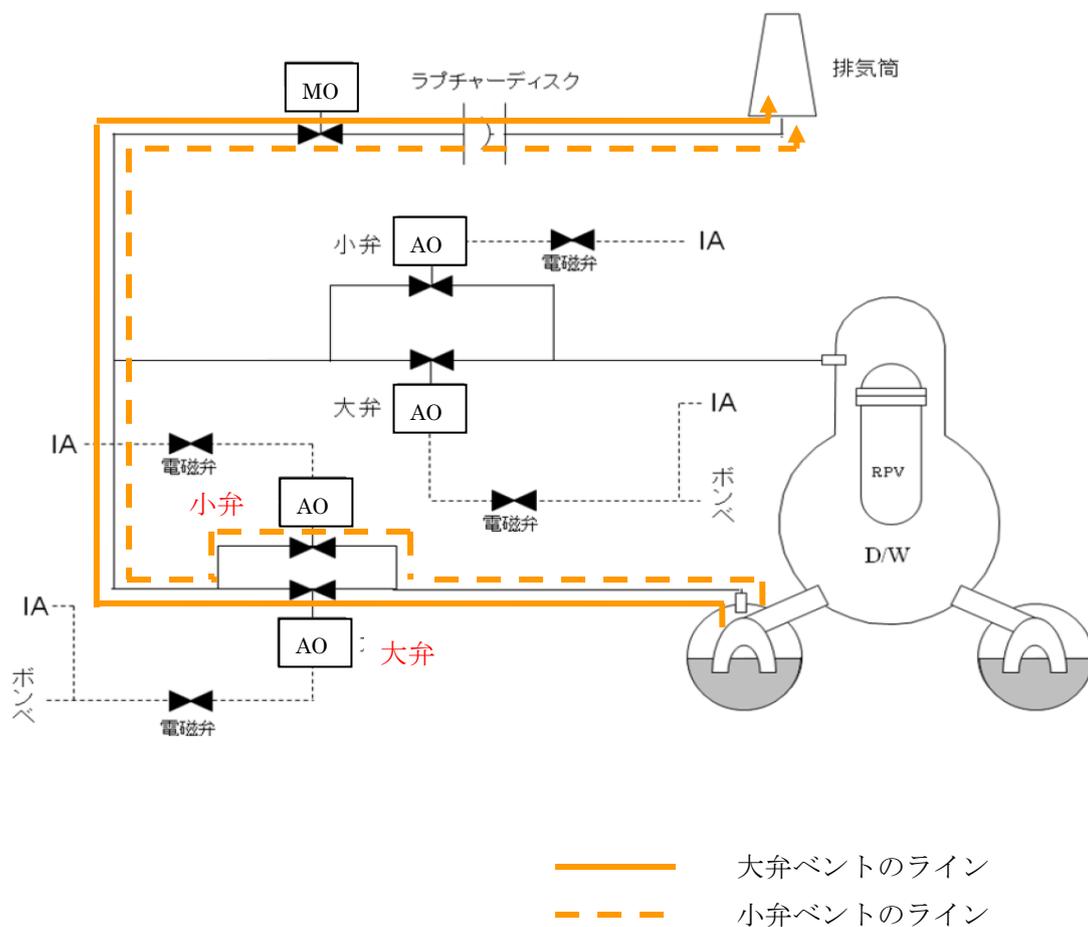
これ以降もS/Cベント弁大弁及び小弁操作を実施している。本体資料の図7～12、14に示すように、ベント弁操作を実施した時刻にはモニタリングカーで空間線量率を測定している（3月18日5時過ぎのベントは除く）が、いずれのベント弁操作においても線量率の上昇は確認されていない。別表2にベントで放出された希ガス、よう素、セシウムの評価結果を示す。3月13日の12時過ぎのベントについては、空間線量率に変動を与えない程度の放出を仮定し、排気筒から放射性物質が放出されたも

のとして評価をおこなったところ、同日 9 時過ぎ、12 時過ぎに実施されたベントよりも放出量が少なく、ベント時の放出量は回を追う毎に減少していることがわかった。3 月 14 日以降に実施したベントについては、空間線量率に変動が確認されておらず、上述のようにベントは回を追う毎に放出される量が減少しているため、3 月 14 日以降に実施したベントに伴い放出される放射性物質の量は保守的に 3 月 13 日 20 時過ぎのベントと同量とし、放出量は評価しなかった。いずれのベントについても、本体資料 4.1 節の評価結果と比べると、大気中へ放出された量は支配的なものではなかったと考えられる。また、別図 4-3～4-9 に風向・風速・大気安定度から予測したプルームの軌跡（本体資料の図 30 にプルームの軌跡を重ね合わせた図）を示す。同図に示すように、いずれのプルームも福島第一原子力発電所からみて北西方向の高汚染地域の上は通過しておらず、同ベントによる土壌汚染への寄与は少ないと考えられる。なお、3 月 20 日 11 時過ぎのベントによって放出されたプルームは福島第一原子力発電所からみて北西方向の高汚染地域の近くを通過しているものの、ベント時に放出された放射性物質の量は支配的なものではなかったとの評価結果が得られていることから、同ベントの土壌汚染への寄与も少ないと考えられる。

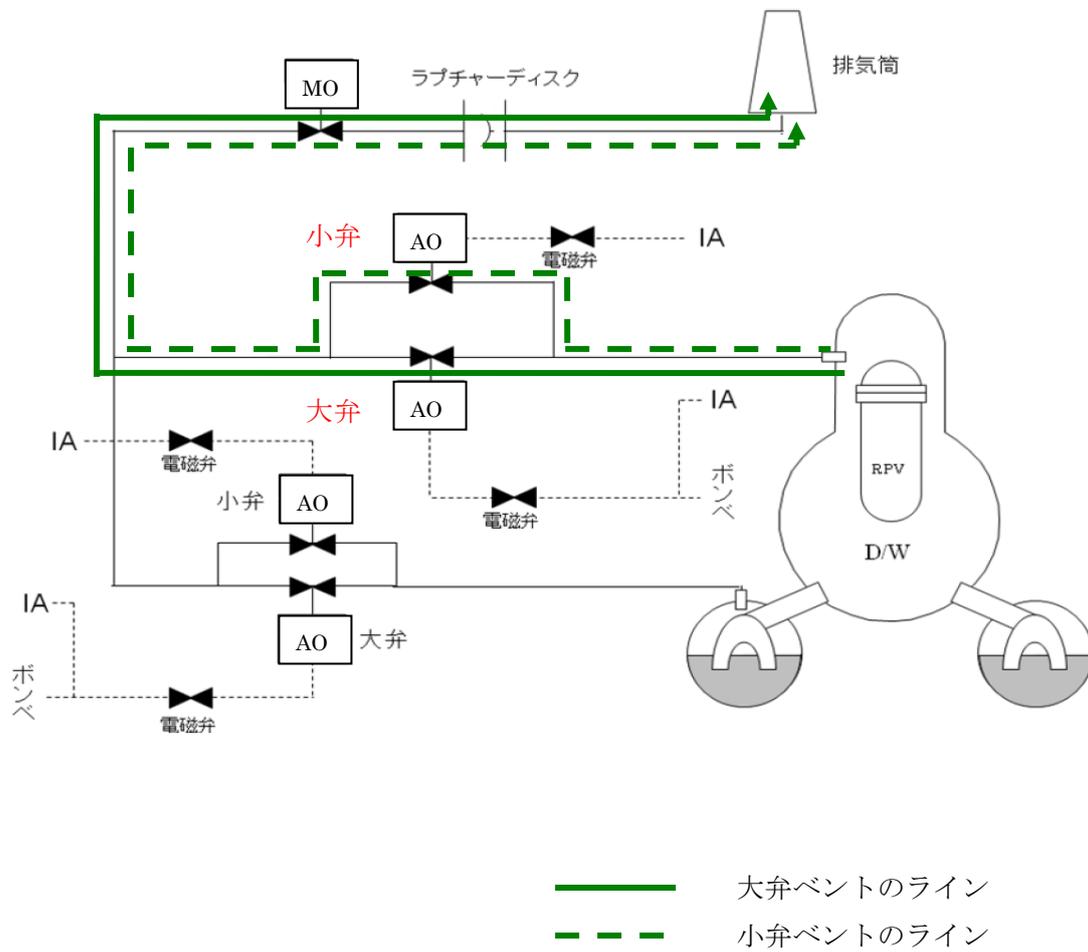
#### 4 ベントによる放射性物質の放出のまとめ

1～3 号機で実施したベントに伴い大気中へ放出された放射性物質の量は、本体資料 4.1 節の評価結果と比べると、支配的なものではなかった。これは、ベント時に放出された放射性物質が、スクラビング効果によって相当程度、低減されていたためと考えられる。また、ベントに伴い放出された放射性物質は福島第一原子力発電所からみて北西方向の地域の土壌汚染への寄与が少ないと考えられる。

以 上



別図 1 - 1 S/C ベントライン



別図 1-2 D/W ベントライン

別表1 ベント実績について

号機	日時	操作したベント弁	同弁閉確認時刻
1号機	3月12日 10時過ぎ	S/C ベント弁小弁	(開確認できず)
	3月12日 14時過ぎ	S/C ベント弁大弁	不明(D/W 圧力が12日 15:00頃から上昇)
2号機	3月14日 21時過ぎ	S/C ベント弁小弁	14日 23:35頃
	3月15日 0時過ぎ	D/W ベント弁小弁	開操作の数分後
3号機	3月13日 9時過ぎ	S/C ベント弁大弁	13日 11:17
	3月13日 12時過ぎ	S/C ベント弁大弁	不明(D/W 圧力が13日 15:00頃から上昇)
	3月13日 20時過ぎ	S/C ベント弁大弁	15日 16:00
	3月14日 6時過ぎ	S/C ベント弁小弁	15日 16:00
	3月15日 16時過ぎ	S/C ベント弁大弁	17日 21:00
	3月16日 2時頃	S/C ベント弁小弁	4月8日 18:30頃
	3月17日 21時過ぎ	S/C ベント弁大弁	18日 5:30
	3月18日 5時過ぎ	S/C ベント弁大弁	19日 11:30
	3月20日 11時過ぎ	S/C ベント弁大弁	4月8日 18:30頃

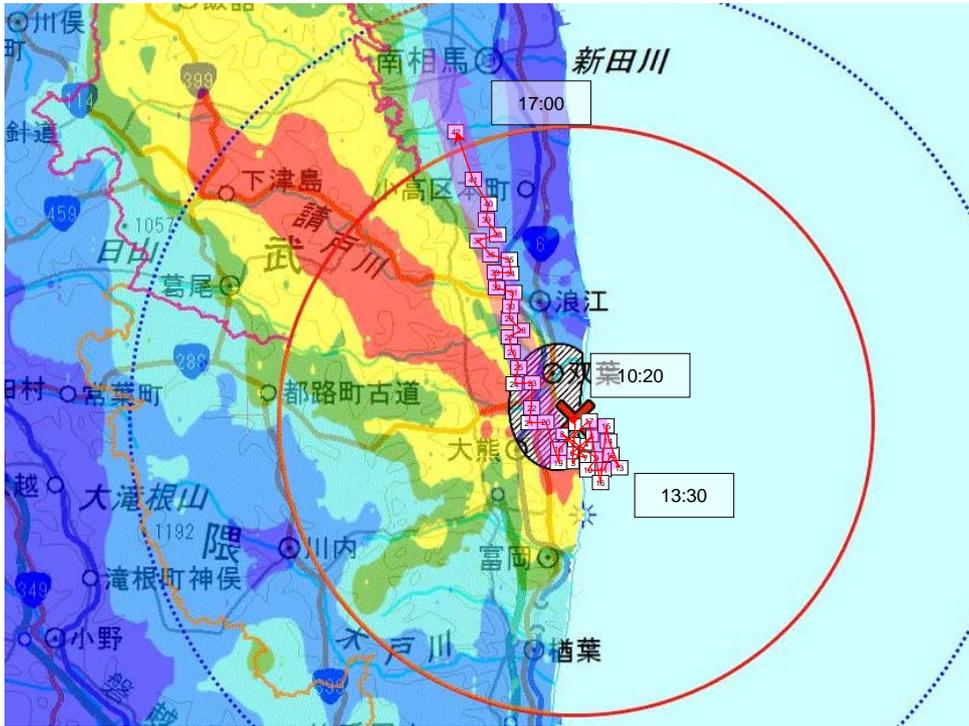
別表2 ベント弁操作時の放出量について

号機	日時	事象	放出量(PBq)			
			希ガス	I-131	Cs-134	Cs-137
1	3月12日 10時過ぎ	放出箇所不明	3	0.5	0.01	0.008
	3月12日 14時過ぎ	格納容器ベント	4	0.7	0.01	0.01
2	3月14日 21時過ぎ <sup>注1</sup>	放出箇所不明	60	40	0.9	0.6
3	3月13日 9時過ぎ <sup>注1</sup>	格納容器ベント	1	0.3	0.005	0.003
	3月13日 12時過ぎ <sup>注1, 2</sup>	格納容器ベント	0~0.04	0~0.009	0~0.0002	0~0.0001
	3月13日 20時過ぎ <sup>注1, 2</sup>	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月14日 6時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月15日 16時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月16日 2時頃 <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月17日 21時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月18日 5時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月20日 11時過ぎ <sup>注3</sup>	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002

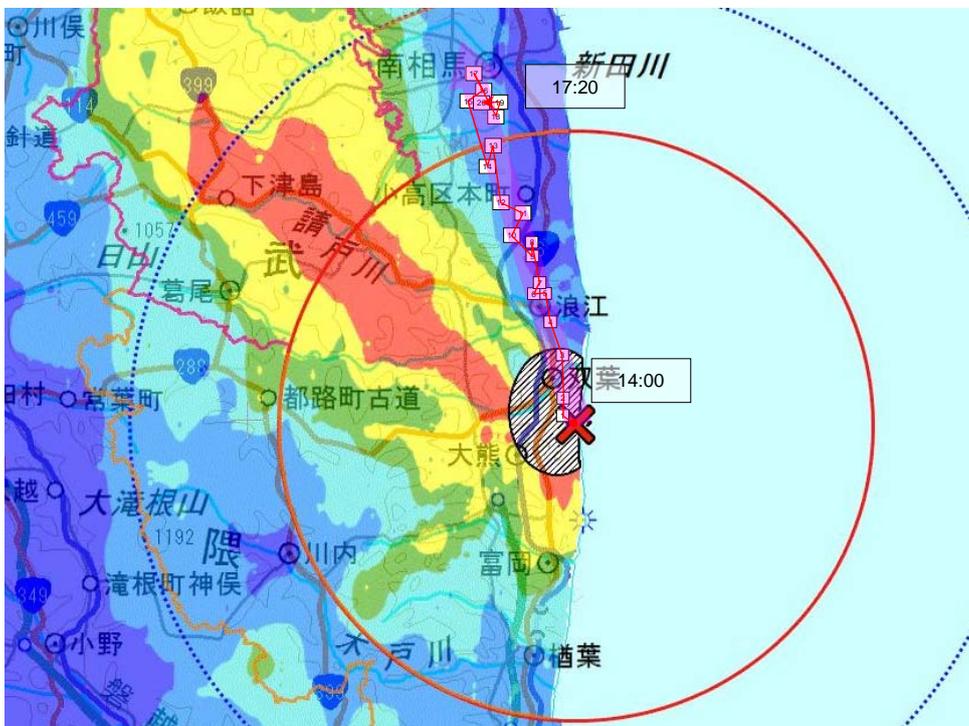
(注1) 1～3号機は建屋爆発やブローアウトパネル開放によって、格納容器から大気中へ直接、放射性物質が放出されたと考えられる。格納容器からの直接放出とベントによる放出を分離して評価することは困難であるため、建屋爆発・ブローアウトパネル開放が発生した後に実施したベント・建屋爆発については、ベント・建屋爆発で放出された放射性物質の他に格納容器から直接放出された放射性物質も含んだ評価となっている。

(注2) 線量率にピークが現れていないため、線量率に変動を与えない程度の放出を仮定して評価した。

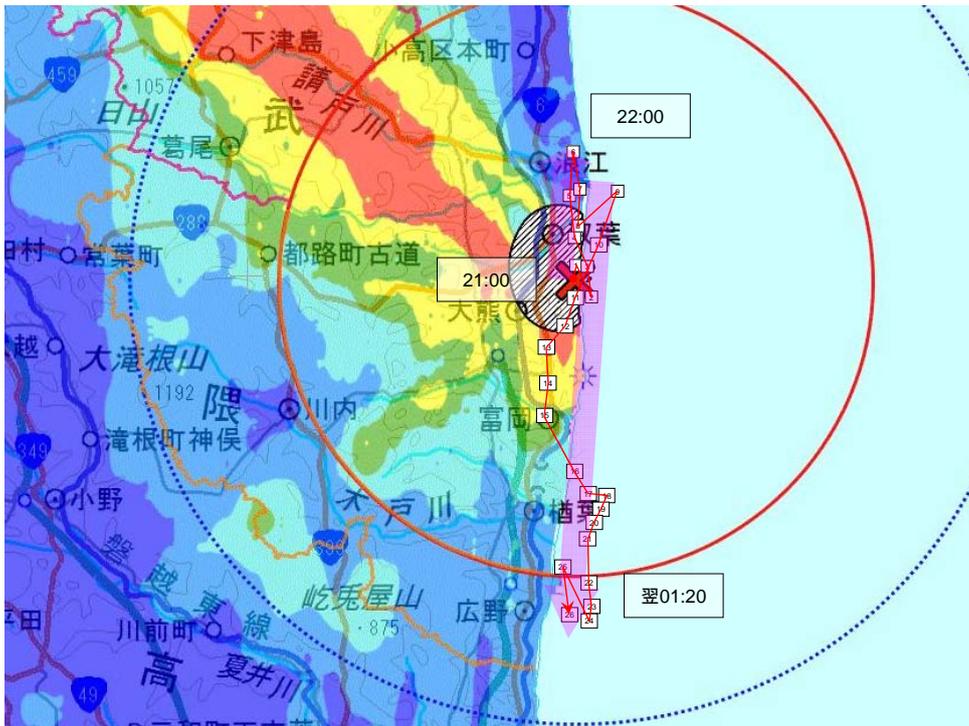
(注3) 3号機のベントについては、3月13日に実施された3回のベントの評価結果より、ベント時の放出量が回を追う毎に減少していることがわかる。3月14日以降のベントについては、空間線量率に変動が確認されていないため、放射性物質の放出はさらに少ない可能性もあるが、3月13日20時過ぎのベント時の放出量と同量とした。これは、それまでの沈着により、バックグランド値が上昇しており、バックグランド値の1%の値を用いる推定方法では過大な放出量となるため。



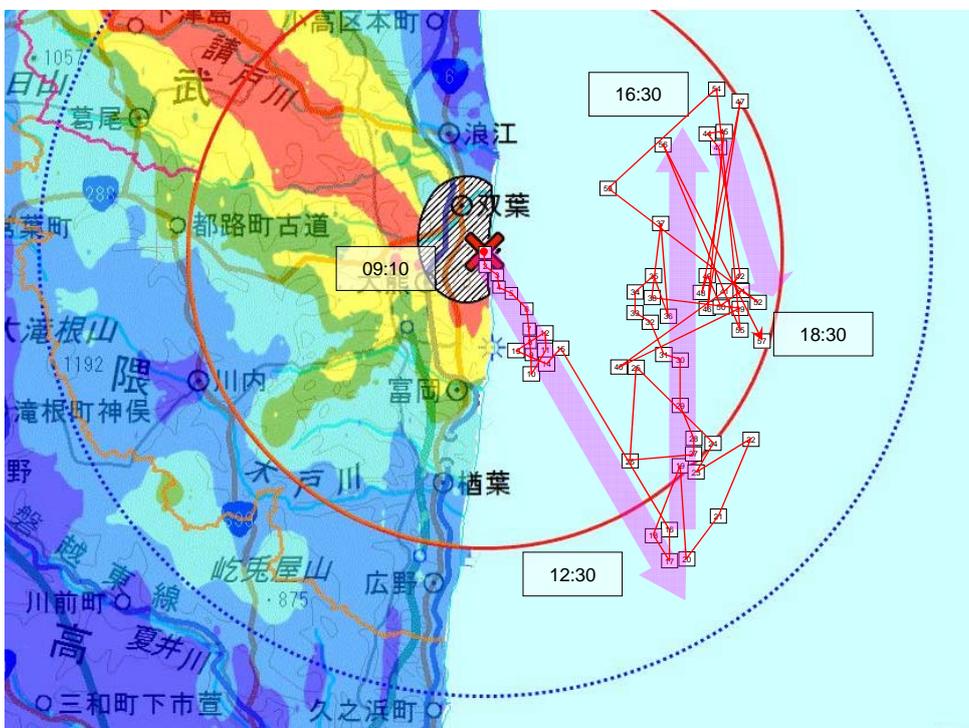
別図 2-1 3月12日 10時過ぎに放出されたプルームの軌跡



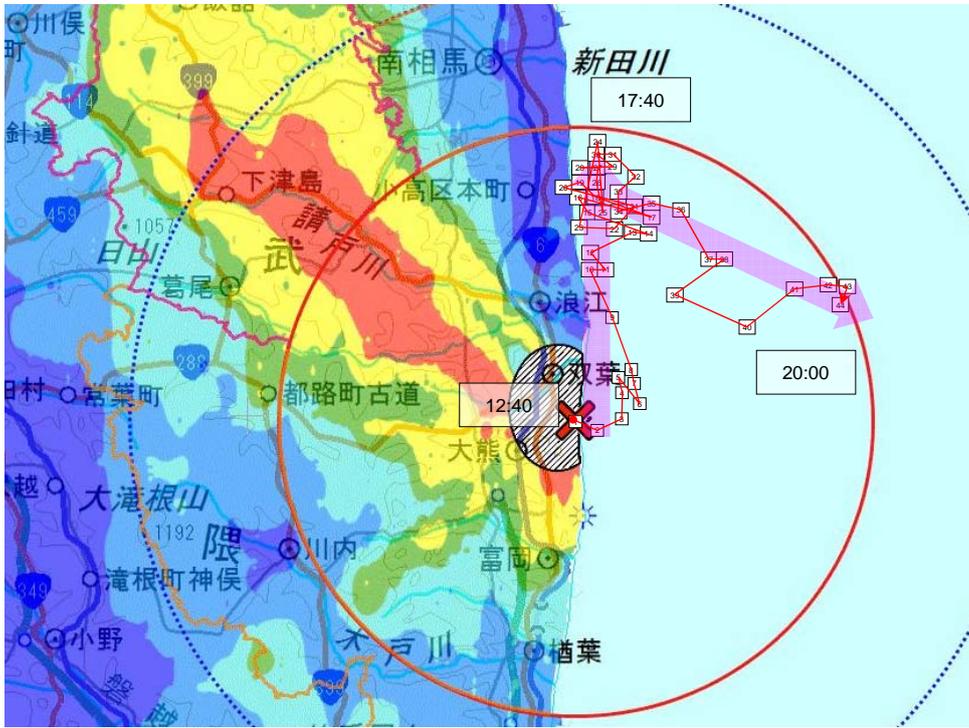
別図 2-2 3月12日 14時過ぎの1号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



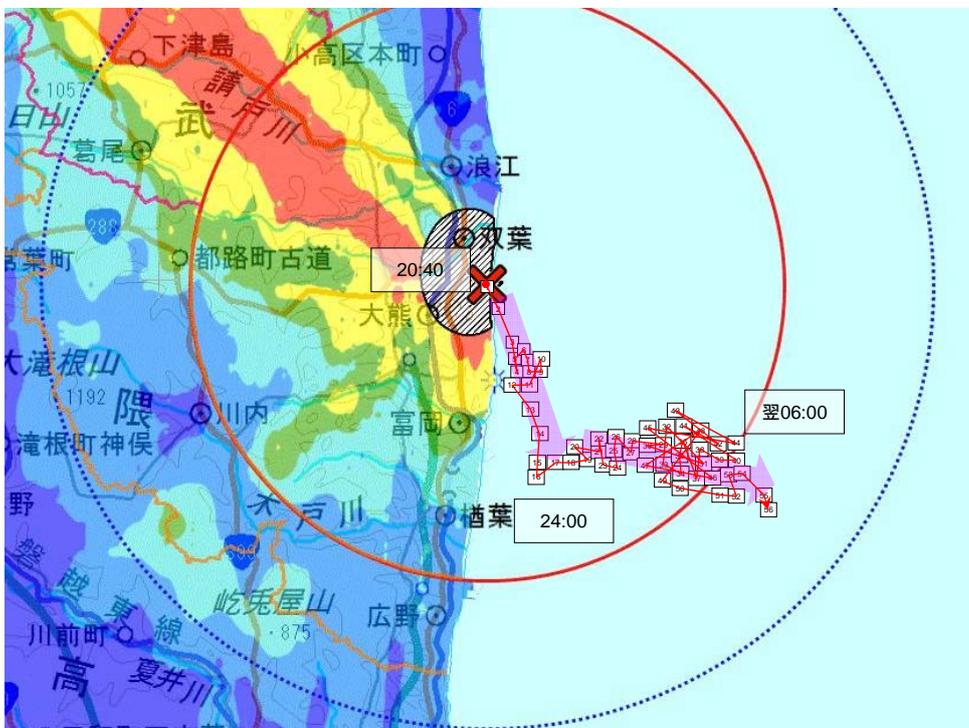
別図3 3月14日 21時過ぎに放出されたプルームの軌跡



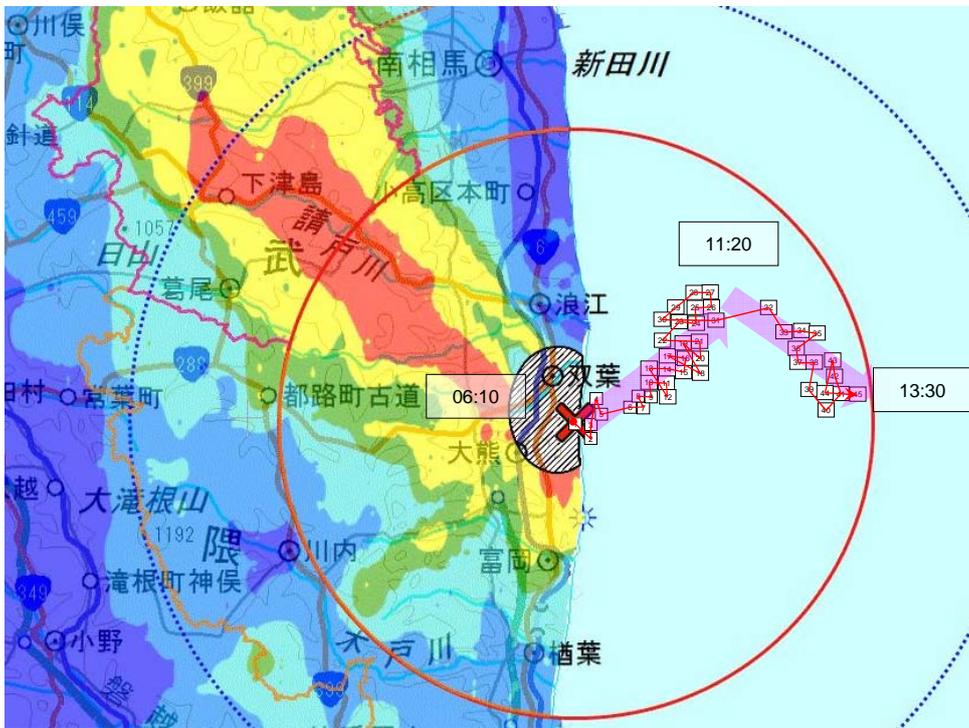
別図4-1 3月13日 9時過ぎの3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



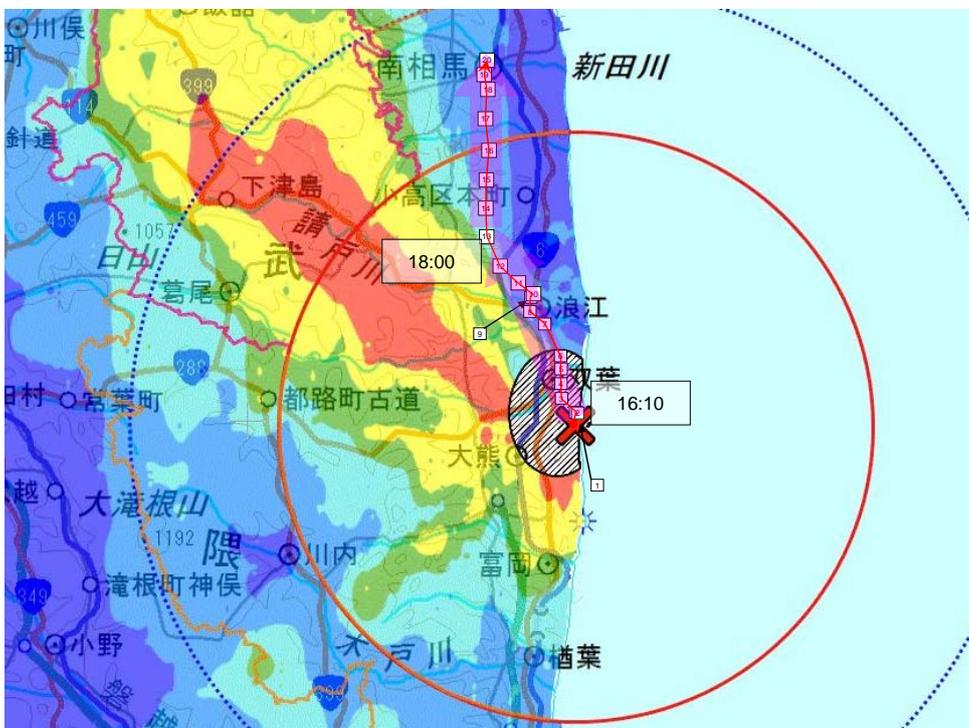
別図4-2 3月13日 12時過ぎの3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



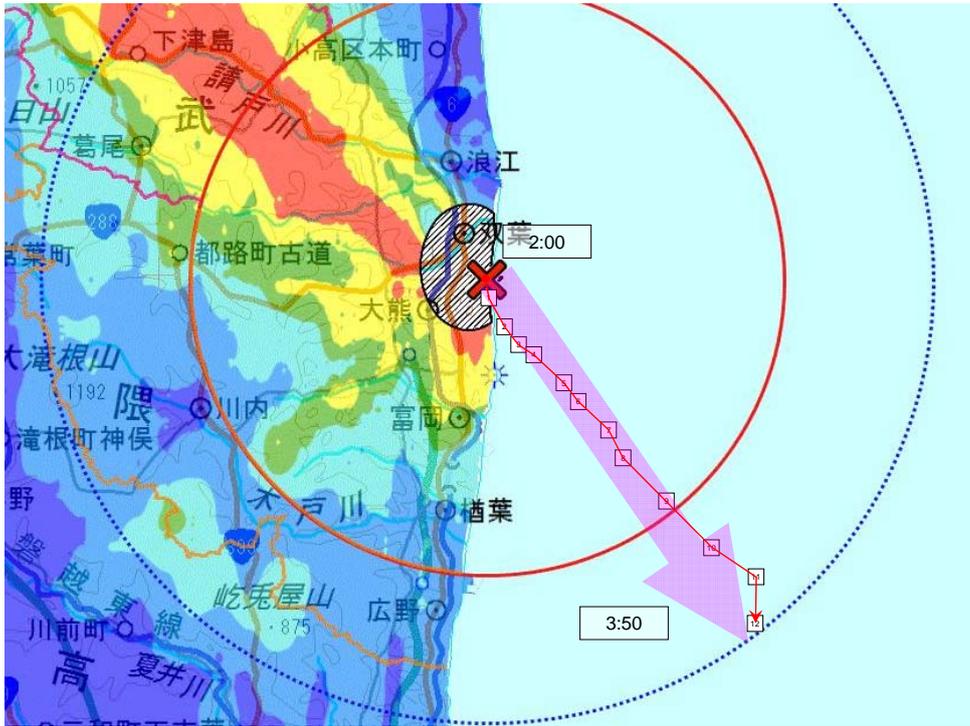
別図4-3 3月13日 20時過ぎの3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



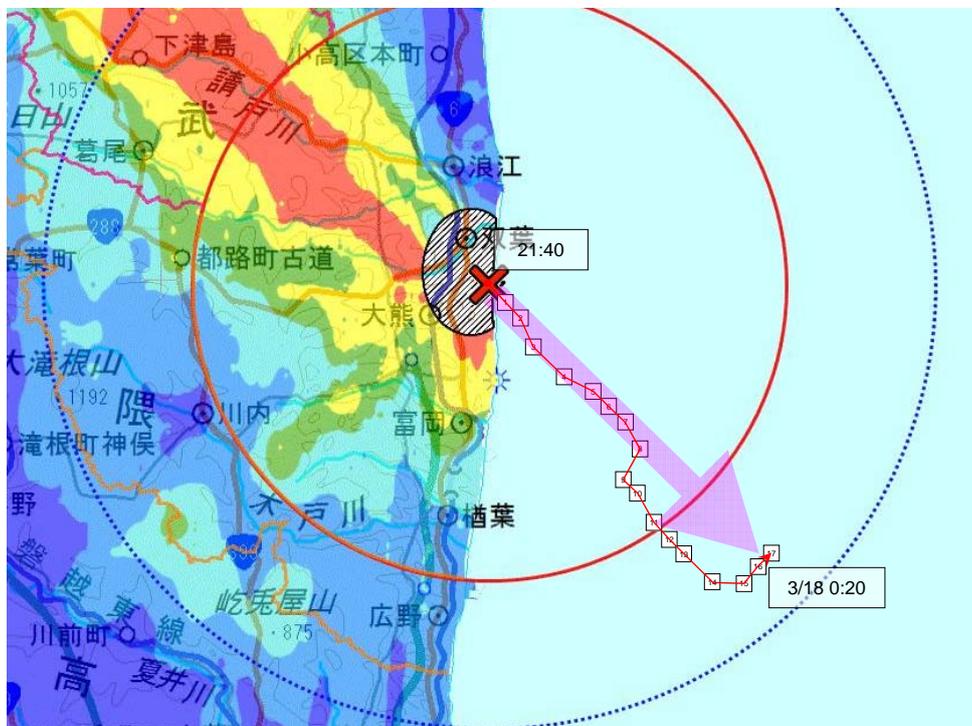
別図4-4 3月14日 6時過ぎの3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



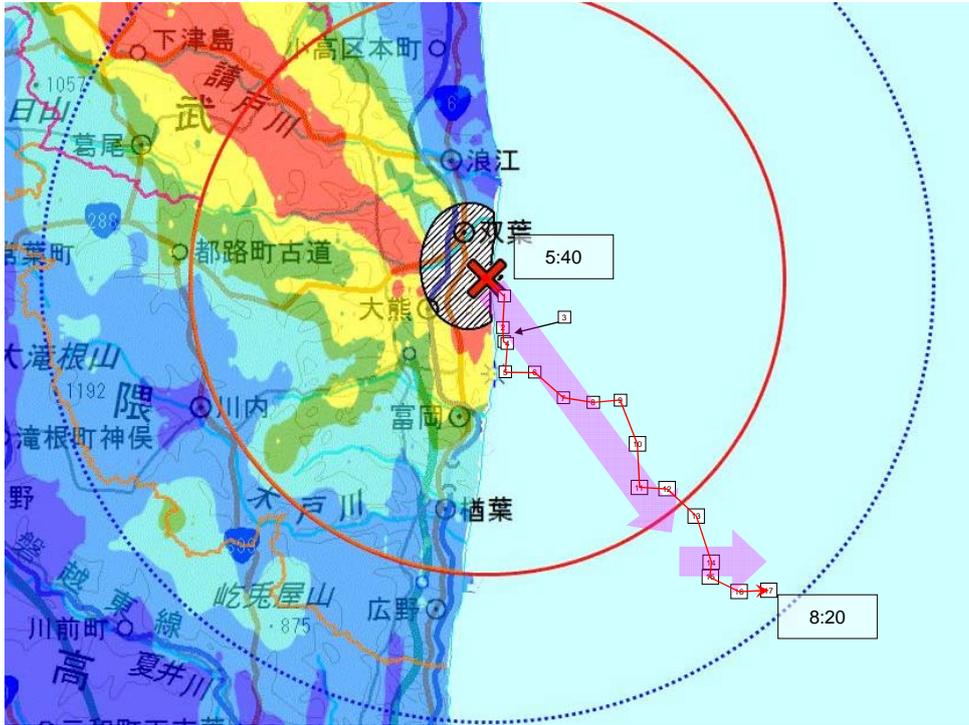
別図4-5 3月15日 16時過ぎの3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



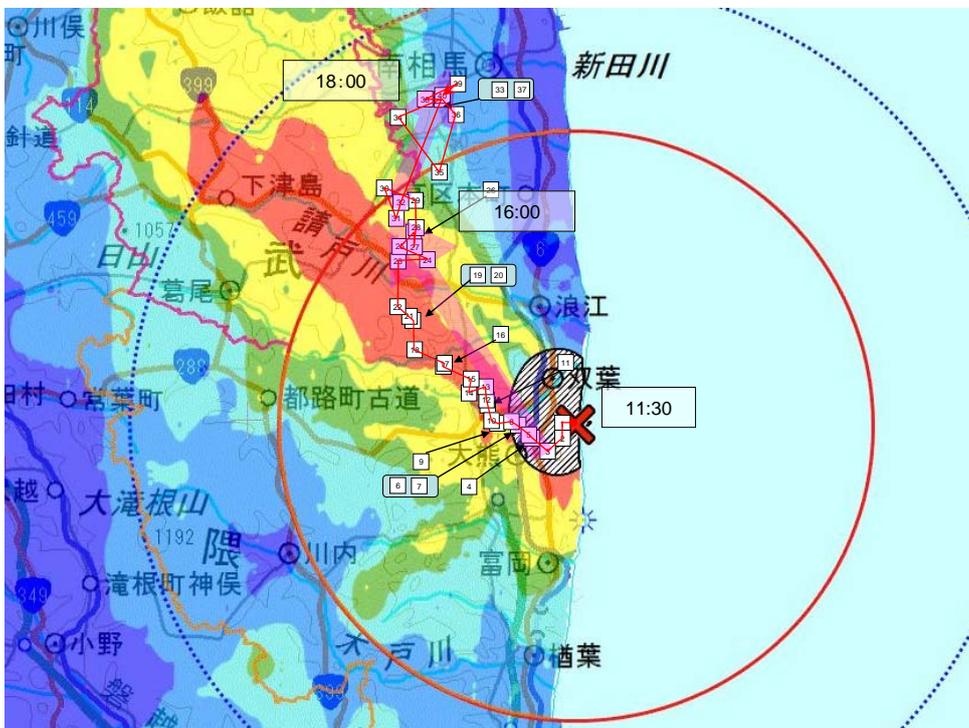
別図4-6 3月16日 2時頃の3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



別図4-7 3月17日 21時過ぎの3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



別図4-8 3月18日 5時過ぎの3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



別図4-9 3月20日 11時過ぎの3号機ベント時に放出されたプルームの軌跡



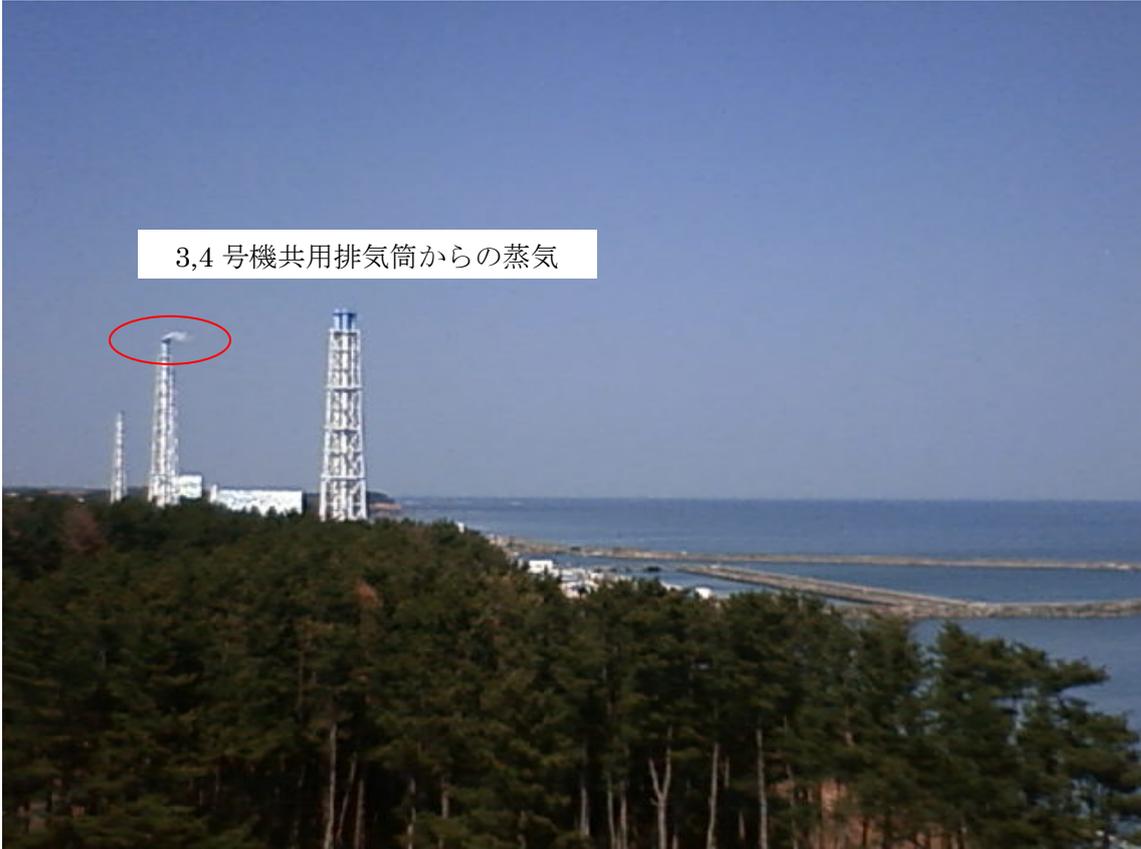
1,2号機共用排気筒からの蒸気

別図5-1 ふくいライブカメラの映像 (3月12日 15:00頃)

3,4号機共用排気筒からの蒸気



別図5-2 ふくいライブカメラの映像(3月13日 10:00頃)



3,4号機共用排気筒からの蒸気

別図5-3 ふくいライブカメラの映像 (3月13日 13:00頃)

## 格納容器からの漏えいに関する考察

## 1 格納容器からの漏えい経路に関する考察

福島第一原子力発電所 1～3 号機では、事故により格納容器が高温・高圧環境に曝され、その後の格納容器の圧力挙動などから、格納容器からの漏えいが発生しているものと判断している。ここでは、格納容器からの漏えい箇所に関する推定を行うことを目的とする。

## 1.1 格納容器漏えい経路に関する主要な情報源

## (1) 格納容器設計の観点から得られる知見

格納容器（以下、PCV）の設計によっては、高温・高圧環境に曝された際の漏えいの程度が異なるため、設計情報は PCV からの漏えい箇所の推定に資するものと考えられる。

## (2) その他、PCV バウンダリ付近などで確認された情報から得られた知見

上記の他、現場調査などから、PCV バウンダリの健全性、原子炉建屋（以下、R/B）内外の汚染状況に関する情報などは PCV からの主たる漏えい箇所の推定に資すると考えられる。

## 1.2 PCV 設計の観点から得られる知見（別図 1）

## (1) フランジ部

## ・外開き式フランジ

トップヘッドフランジ、移動式炉内計装系（以下、TIP）貫通部、制御棒駆動系（以下、CRD）ハッチ、サプレッション・チェンバー（以下、S/C）マンホールなどの外開き式フランジは、PCV 内に過大な圧力が作用することによりフランジが開口し、高温蒸気が有機シール材（シリコンゴム）に直接接触することにより、有機シール材が劣化する可能性がある。PCV に設置されているハッチ類について、「受圧面積/（フランジボルト総断面積×フランジボルト長さ）」の点では、トップヘッドフランジが最も開口し易く、次いで S/C マンホールが開口し易い構造となっている。これらのフランジが、有機シール材の劣化により漏えいを生じている可能性が高い。

## ・内開き式フランジ

機器ハッチなどの内開き式フランジは、PCV 内の圧力によりフランジが閉じる構造となっており、外開き式フランジと比較すると、高温蒸気が直接有機シール材に接触し、劣化を生じるような事象は考えにくい。

## (2) 所員用エアロック

所員用エアロックは内開きの二重扉構造であるが、ラッチ機構で扉を抑えており、フランジ面はメタルタッチしていない。従って、高温蒸気が直接有機シール材に接触し、シール材が劣化している可能性が高い。

## (3) 電気配線貫通部

キャニスタタイプの電気配線貫通部の高温・高圧試験では、400℃、700kPa [gage] の条件で有機シール材が劣化し、大きな漏えいを発生している知見がある。従って、高温・高圧の履歴を受けた場合、漏えいパスとなる可能性がある。

なお、1号機については、耐漏えい性の高いモジュールタイプに全て取り替えを実施済みである。

## (4) ベローズ

ベント管及び一部の配管貫通部にステンレス鋼 (SUS 304) 製のベローズを設置している場合、PCV 内に注入された海水により、ベローズに応力腐食割れまたは孔食が発生し、漏えいパスとなる可能性がある。

## (5) 真空破壊装置

1号機の真空破壊装置については、S/C 外にてベント管と接続されており、高温状態となった場合、弁シート部やカバーガスケットなどから漏えいする可能性がある。

## 1.3 その他、PCV バウンダリ付近などで確認された情報から得られた知見

### 1.3.1 1号機R/B1階における蒸気確認

平成23年6月3日に、1号機R/B1階南東部の不活性ガス系配管床貫通部において蒸気の流出が確認された(別図2)。6月3日のPCV内温度は100℃程度であり、蒸気の流出箇所の下階はトラス室であることから、S/Cまたはドライウェル(D/W)からトラス室へ流入した蒸気が流出していたものと推定される。ただし、蒸気の漏えい箇所がS/CであるかD/Wであるかの特定は困難である。

### 1.3.2 2号機原子炉直上部からの蒸気確認

平成23年9月17日に、2号機R/Bのブローアウトパネル開口部からダストサンプリングを実施した際に動画を撮影したところ、原子炉直上部から蒸気発生が確認された(別図3)。具体的に蒸気がどこから漏えいしているのか現時点では確認出来ていないが、動画映像から蒸気の漏えい箇所としては原子炉の上部に位置するPCVトップヘッドフランジ上部の原子炉ウェル上蓋付近からであると推定される。また、使用済燃料プールの温度が高くない(平成23年9月17日時点で約

34℃) ことから、確認された蒸気は PCV から漏えいしてきたものであると考えられる。PCV トップヘッドフランジ (及び原子炉ウェル上蓋) の構造は 1 号機、3 号機とも 2 号機と同様であり、1・3 号機でも 2 号機と同じ PCV 漏えいパスが存在している可能性が考えられる。

さらに、現在判明している R/B 内の空間線量測定結果によると、R/B5 階で確認された高線量 (約 200 mSv/h) は、4 階以下では確認されていない (別図 4)。2 号機は R/B 構造が維持されており、線量の分布と漏えい経路には相関性があると考えられることを踏まえると、5 階からの漏えいが主たるものであったことを示唆している。

### 1.3.3 3 号機上空からの熱画像確認

平成 23 年 3 月 20 日に、防衛省技術研究本部により 3 号機の R/B 上空から、赤外線サーモグラフィ装置等を用いた熱画像撮影が行われている。その結果、R/B 爆発後の 3 号機オペフロ上では、原子炉直上部に比較的高温な部位が存在することが判明している (別図 5)。当該箇所は、PCV トップヘッドフランジ上部の原子炉ウェル上蓋付近と考えられ、この場所から蒸気流出があった可能性を示唆している。

### 1.3.4 2・3 号機 R/B 中地下階三角コーナー調査結果

平成 24 年 3 月 14 日に、トーラス室の調査のために R/B 中地下階などの現場調査を行っている。その結果、三角コーナーの雰囲気線量は約 15~30 mSv/h であった。この値は、別図 4 や別図 6 で示される R/B1 階と同様か、それより低い数値であり、また、2 号機の R/B5 階で確認された塗装の剥がれもないことが確認できた (別図 7)。これは、三角コーナーエリアへのトーラス室からの蒸気漏えいは限定的であったことによるものと考えられ、下階から漏えいするより早く PCV 上部から蒸気漏えいがあった可能性を示唆している。

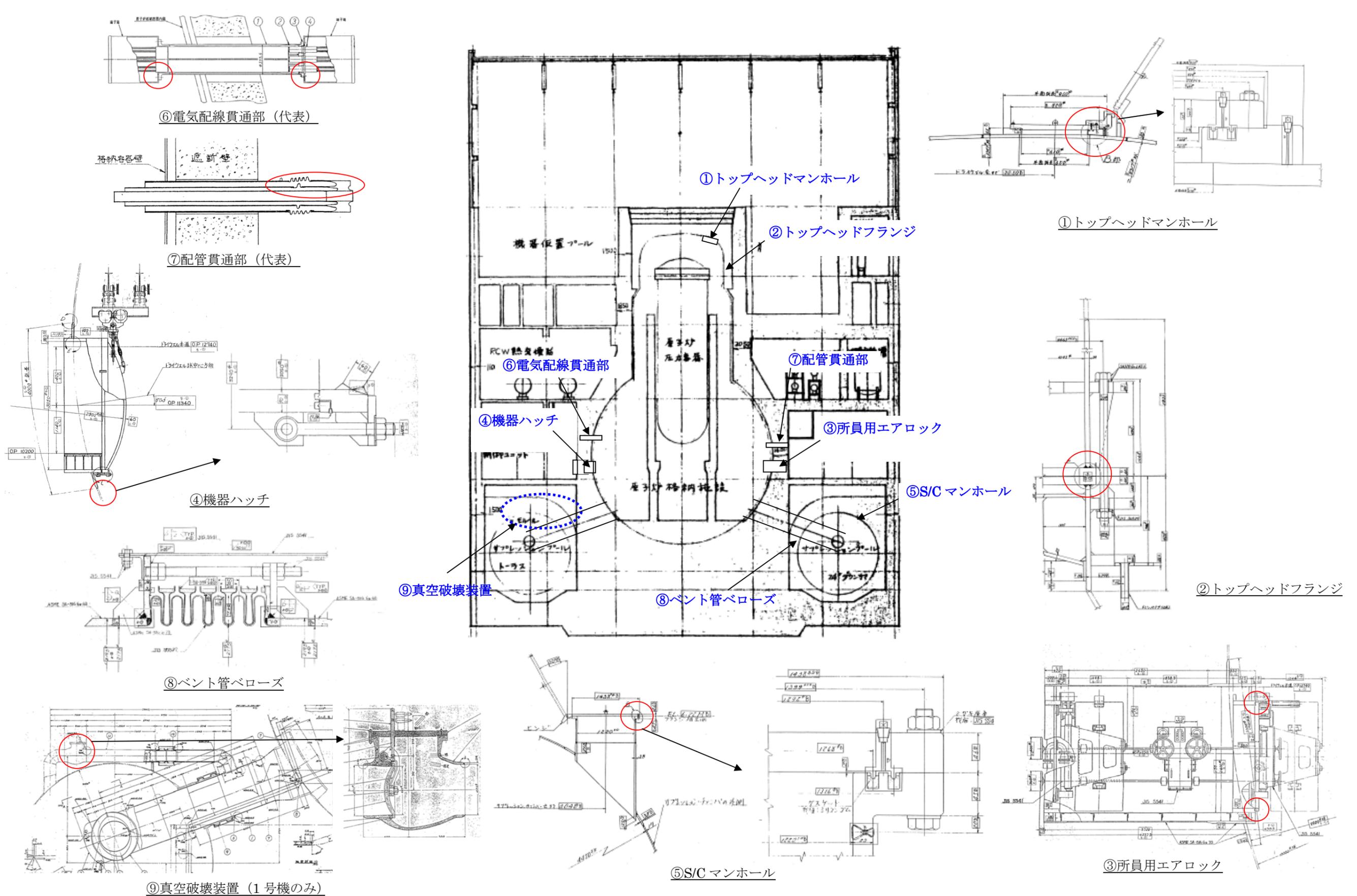
### 1.3.5 2 号機 R/B トーラス室調査結果

平成 24 年 4 月 18 日に、サーベイランナーにて 2 号機トーラス室内の現場調査を行っている。その結果、カメラにて点検した範囲内で、大きな漏えい、変形、損傷は確認されていない。特に、1.2 節 (1) にて PCV 設計の観点から漏えい想定箇所として挙げられていた S/C マンホールについてもカメラにて外観を点検した結果、大きな漏えい、変形、損傷は確認されておらず、爆発が発生した形跡は認められない。現場調査を行った当時、D/W 圧力が上昇傾向にあったことを踏まえると、2 号機格納容器内の気相部気密性も高いと考えられ、S/C マンホールからは液相漏えいのみならず、気相漏えいの可能性も小さいものと推定される。

## 2 まとめ

1～3号機では、PCV上蓋の結合部分（トップヘッドフランジ）、機器や人が出入りするハッチの結合部分等、漏れ止めのためにシリコンゴム等を使用しているシール部分が高温に晒され、機能低下した可能性があると考えられ、現段階では漏えい箇所を特定することは困難である。しかしながら、気相部からの漏えいについては、その大きさ等を考慮すれば、主にトップヘッドフランジのシール部から生じた可能性があると考えている。

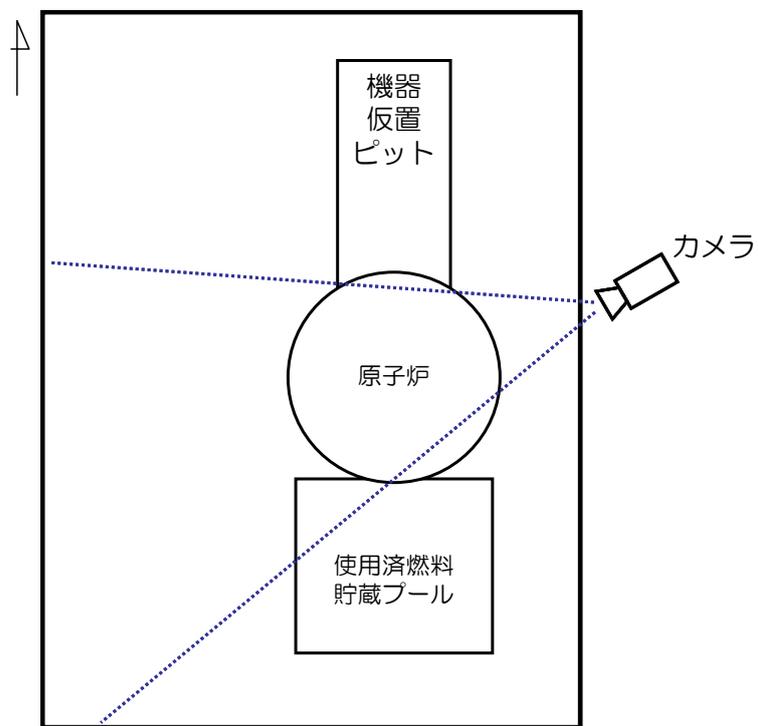
以 上



別図1 PCV設計の観点から得られる知見  
別紙3-5

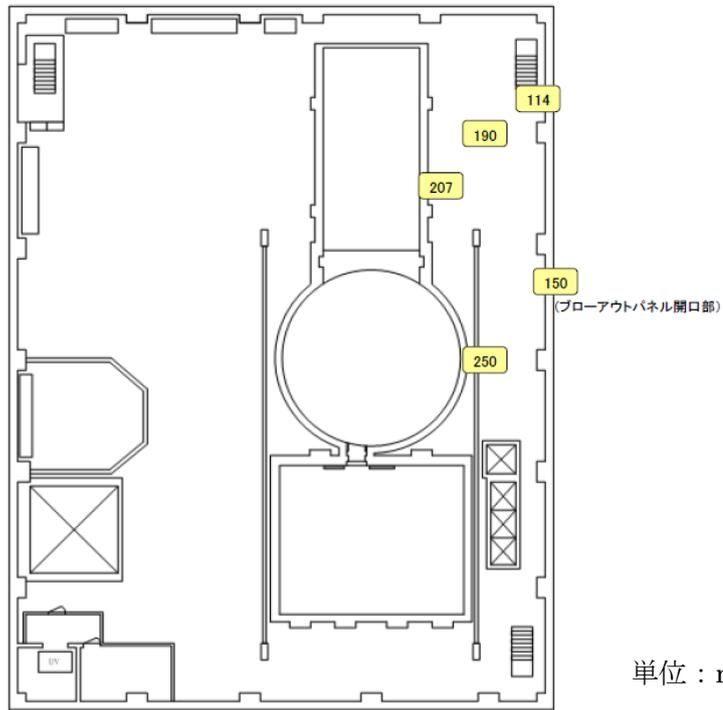


別図 2 1号機 R/B1 階床貫通部からの蒸気放出 (平成 23 年 6 月 3 日撮影)



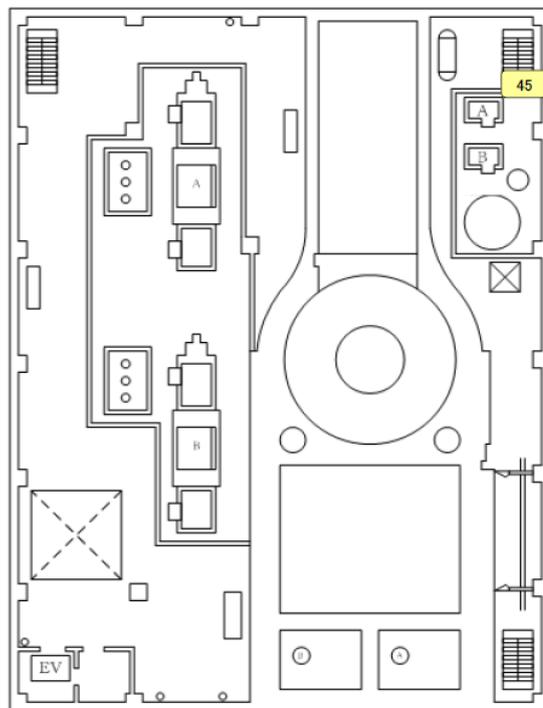
福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋5階配置図

別図3 2号機 R/B5階での蒸気発生確認（平成23年9月17日撮影）



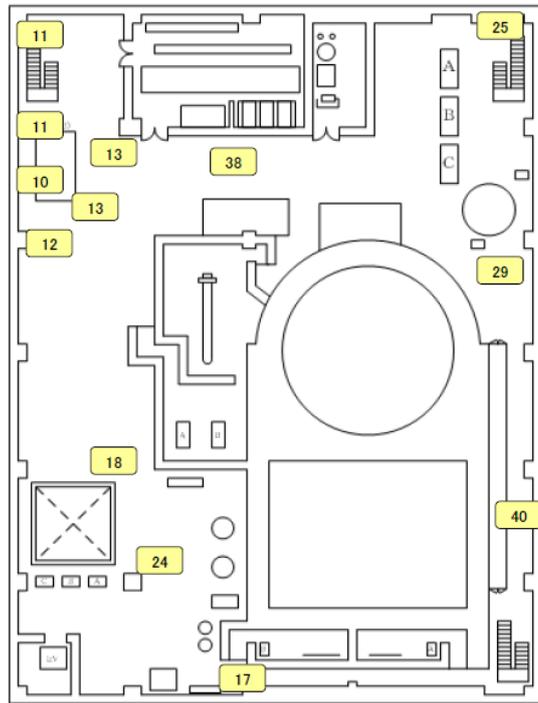
単位：mSv/h

別図 4-1 2号機 R/B 内の空間線量 (5階)



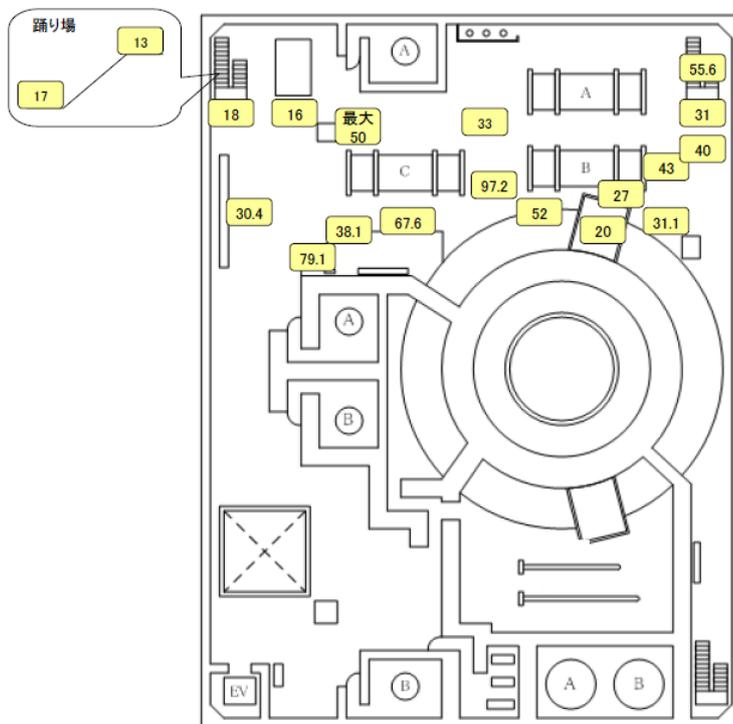
単位：mSv/h

別図 4-2 2号機 R/B 内の空間線量 (4階)



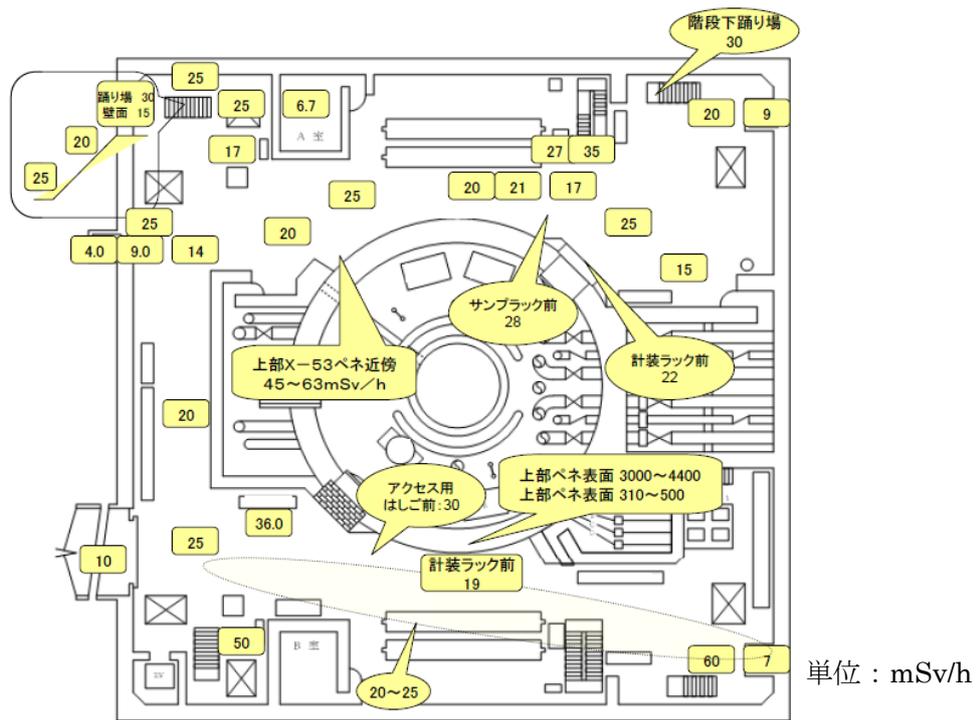
単位：mSv/h

別図 4-3 2号機 R/B 内の空間線量 (3階)

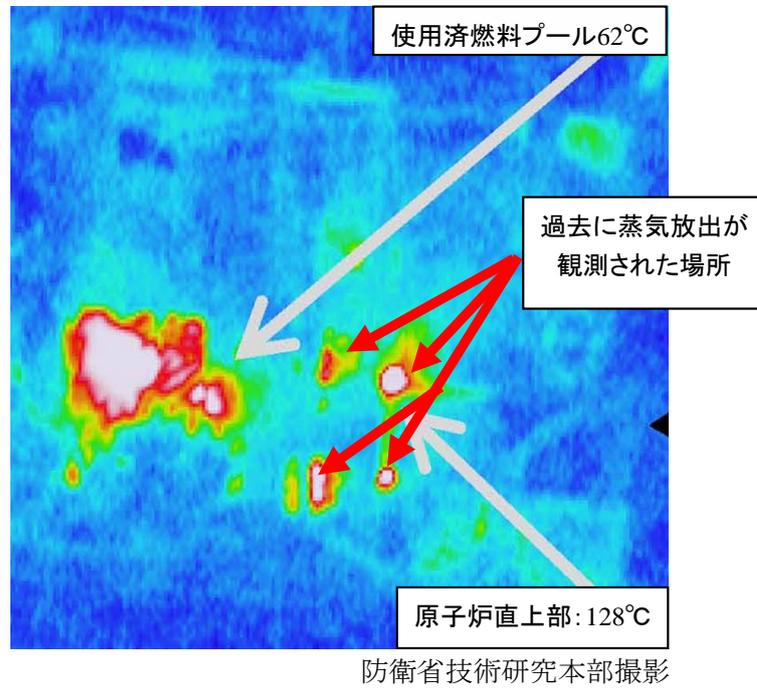


単位：mSv/h

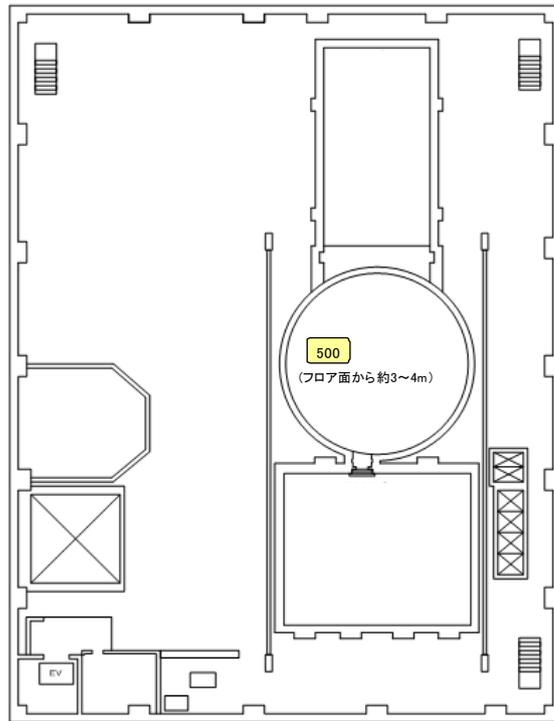
別図 4-4 2号機 R/B 内の空間線量 (2階)



別図 4-5 2号機 R/B 内の空間線量 (1階)

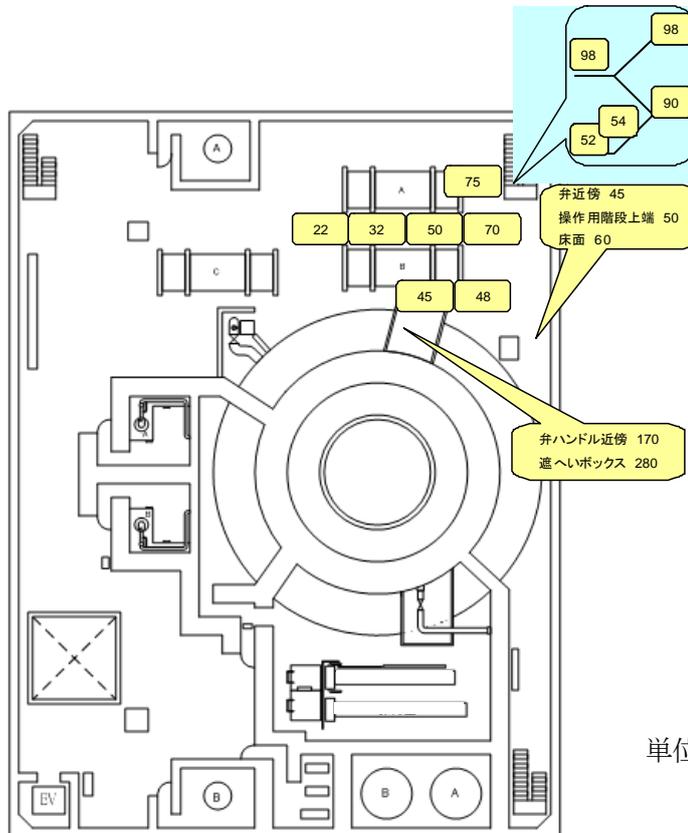


別図 5 3号機 R/B 上空からの熱画像写真 (平成 23 年 3 月 20 日撮影)



単位：mSv/h

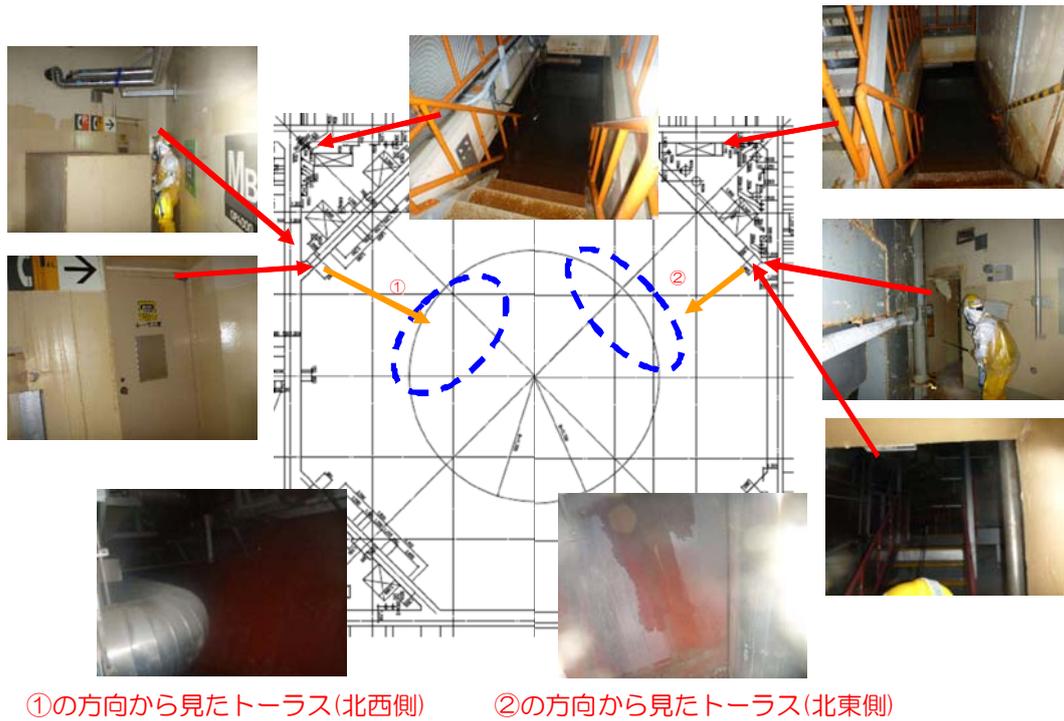
別図 6-1 3号機 R/B 内の空間線量 (5階)



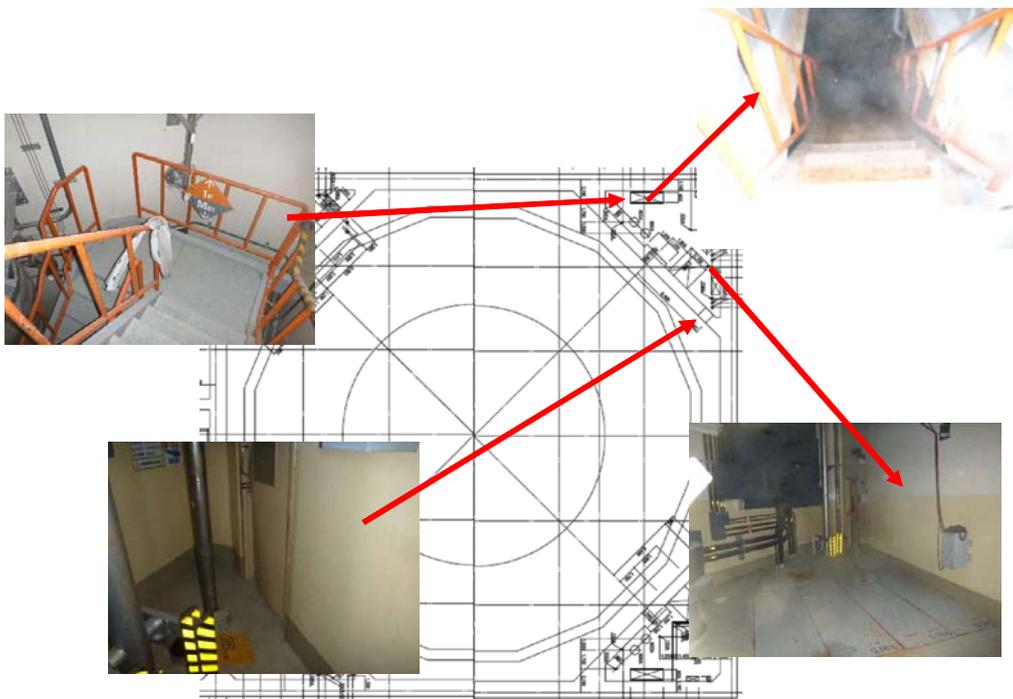
単位：mSv/h

別図 6-2 3号機 R/B 内の空間線量 (2階)





別図 7-1 2号機 R/B 中地下階及びトラス室調査結果 (平成 24 年 3 月 14 日撮影)



別図 7-2 3号機 R/B 中地下階及びトラス室調査結果 (平成 24 年 3 月 14 日撮影)