

◆ 行動パターン 13

3月23日 浪江町つしま活性活性化センター (ID13-1) →安達体育館 (ID13-2) に
10時から移動開始 (移動4時間)

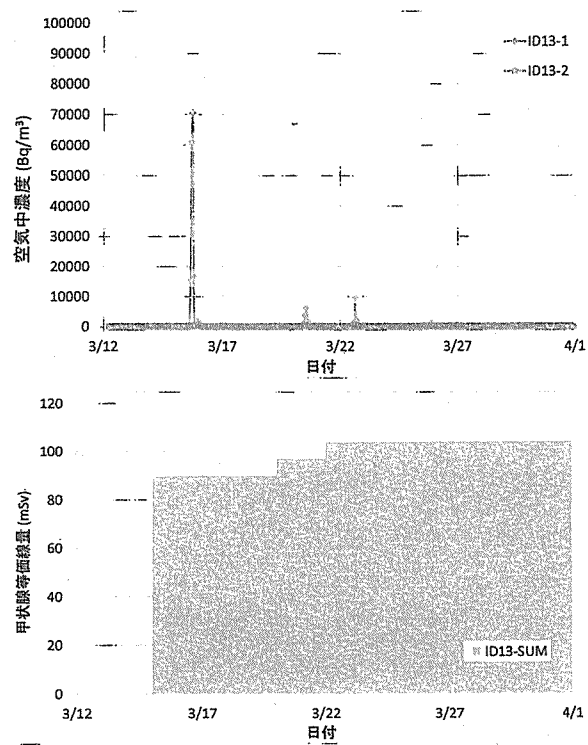


図 48 行動パターン 13 : 各滞在地点での空気中濃度 (上) 及び1歳児甲状腺線量 (下) の時系列

ID13-1において3月15日に高濃度の放射性プルームが通過しているが、移動はその後であるため甲状腺線量が増加している。全18の行動パターンの内、行動パターン13の甲状腺線量が最大となる。

◆ 行動パターン 14

3月21日 葛尾村役場 (ID14-1) →あづま総合体育館 (ID14-2) に10時から移動開始 (移動2時間)

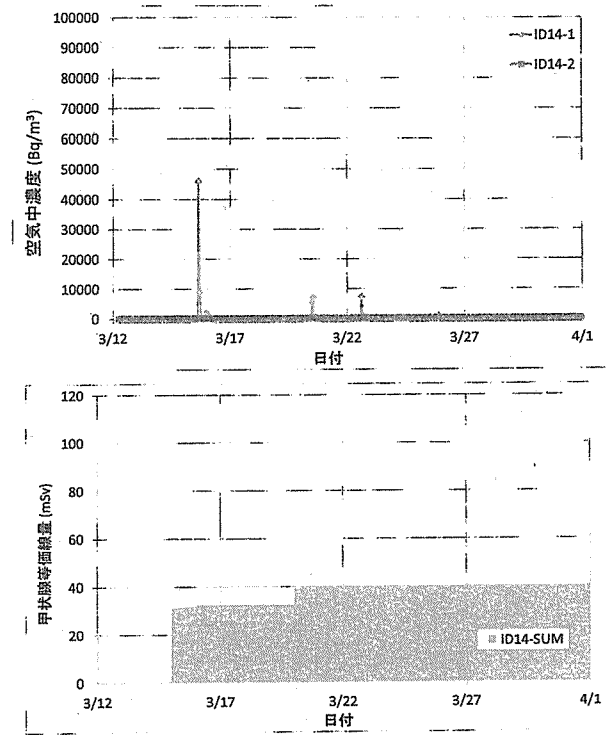


図 49 行動パターン 14 : 各滞在地点での空気中濃度 (上) 及び1歳児甲状腺線量 (下) の時系列

ID14-1において3月15日に比較的高い放射性プルームが通過しており、その後で甲状腺線量が増加している。ID14-2への移動は3月21日であり、以降は甲状腺線量の増加はほとんどない。

◆ 行動パターン 15

5月29日 飯館村役場 (ID15-1) →福島市役所飯野支所 (ID15-2) に10時から移動開始 (移動1時間)

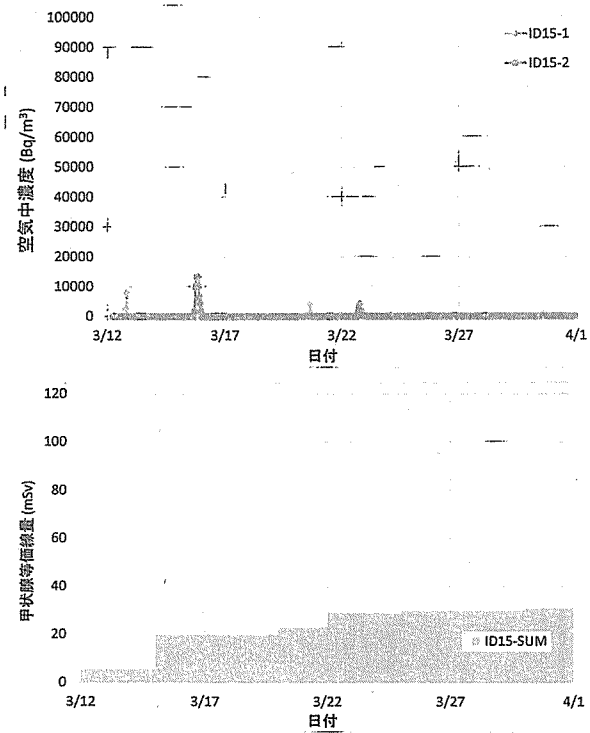


図 50 行動パターン 15 : 各滞在地点での空気中濃度 (上) 及び 1 歳児甲状腺線量 (下) の時系列

ID15-2 への移動は 5 月 29 日であるため、ID15-1 で受けた甲状腺線量になる。

◆ 行動パターン 16

6月21日 飯館村役場 (ID16-1) →福島市役所飯野支所 (ID16-2) に10時から移動開始 (移動1時間)

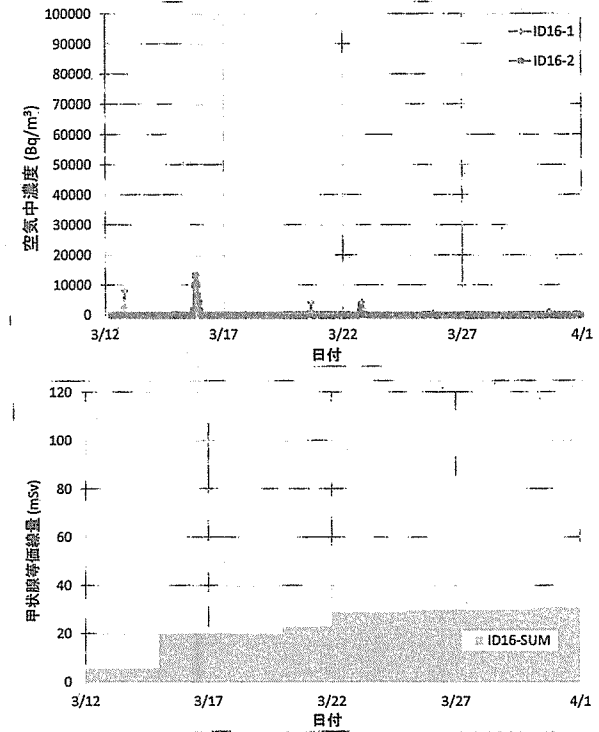


図 51 行動パターン 16 : 各滞在地点での空気中濃度 (上) 及び 1 歳児甲状腺線量 (下) の時系列

行動パターン 15 と類似しており、ID16-2 (ID15-2 と同じ) への移動時期が異なる。ID16-1 (ID15-1 と同じ) から ID16-2 への移動は 6 月 21 日であり、甲状腺線量は行動パターン 15 と同一である。

◆ 行動パターン 17

5月20日 南相馬市某所 (ID17-1) → 南相馬市役所 (ID17-2) に10時から移動開始 (移動0.5時間)

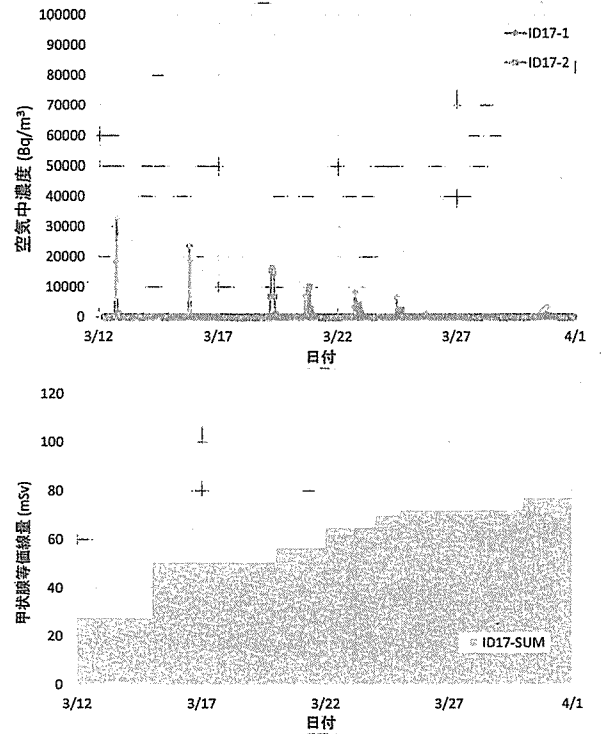


図 52 行動パターン 17: 各滞在地点での空気中濃度 (上) 及び 1 歳児甲状腺線量 (下) の時系列

ID17-1 から ID17-2 への移動は 5 月 20 日であるため、甲状腺線量は ID17-1 で受けたものである。ID17-1 では 3 月 12 日に空気中濃度の上昇がある。

◆ 行動パターン 18

6月1日 川俣町 (計画的避難区域) (ID18-1) → 川俣町役場 (ID18-2) に朝 10 時から移動開始 (移動 0.5 時間)

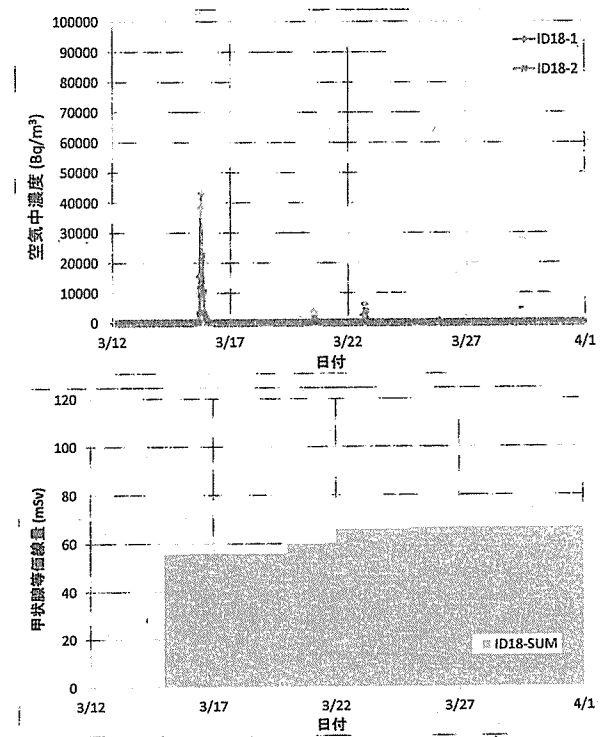


図 53 行動パターン 18: 各滞在地点での空気中濃度 (上) 及び 1 歳児甲状腺線量 (下) の時系列

ID18-1 では、3 月 15 日に放射性プルームの通過に伴う空気中濃度の上昇がある。この際に受けた甲状腺線量がほぼ全量を占める。

5.3 内部被ばく線量評価システムの検証

開発したシステムの精度を検証するため、個人計測により得られた線量等との比較を幾つか試みた。以下にその結果を示す。

(1) WBC 測定から得られた実効線量との比較（飯館村，川俣町）

図 35 に、飯館村及び川俣町の WBC 測定から得られた放射性セシウム (^{134}Cs と ^{137}Cs) の実効線量と大気拡散シミュレーションをベースとした本システムの計算値を比較した。ただし、計算値の方は、被検者の住所等が不明なため、各自治体の役場に最も近い計算グリッド及び周囲の 8 グリッドの全 9 グリッドの空气中濃度の幾何平均値 (GM) 及び幾何標準偏差 (σ_g) を用いて放射性セシウムの実効線量を算出した。

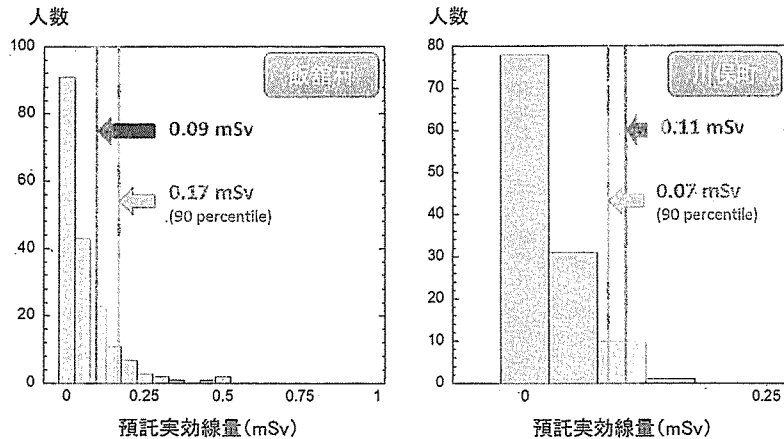


図 54 実効線量比較 (WBC 測定/システム)

(左上：川俣町，右上：いわき市，下：飯館村)

※図中の青線：WBC 測定から得られた実効線量の 90 パーセンタイル値，

赤線：GM (本システム，成人) を用いた線量，桃色帯：GM/ $\sigma_g \sim \text{GM} \cdot \sigma_g$ を用いた線量

上図から、システムから得られる実効線量の計算値は、WBC 測定から得られる実効線量分布の範囲に含まれていることがわかる。ただし、WBC 測定のデータとしては、事故発生から半年以降に取得されたものも含むため、用いられた摂取シナリオ (3 月 12 日の単一摂取) では過大評価となっている可能性がある。放射性ヨウ素を対象とした小児甲状腺被ばくのスクリーニング検査と比較すると、個人計測に基づく線量結果と計算値との一致度は良いように見える。

(2) 滞在期間の違いによる放射性セシウムによる実効線量の変化

福島第一原子力発電所近傍の自治体では、事故発生後の早い段階で住民の多くが遠隔地に避難している。表 23 には、上記自治体において WBC 測定で得られた放射性セシウムによる実効線量 (90 パーセンタイル値と 50 パーセンタイル値) と、滞在期間を変えて求めた実効線量の計算値を示した。大半の住民が 3 月 12 日の終日中に避難をしていることから、これに一致する評価期間の計算値を実測値 (WBC から得られた実効線量) と比較すると、計算値はやや過小の評価しているように見える。一方、3 月 15 日までを評価期間とする計算値を見ると、実測値と比較して過大傾向となり、避難によって線量が低減されたことを示唆している。実測値と計算値の不一致の原因は未だ特定できていないが、拡散シミュレーションの精度の問題や、時間が経過してからの追加の摂取の可能性なども考えられる。

表 23 放射性セシウムの実効線量比較 (WBC 測定/システム)

自治体	WBC から得られた実効線量		滞在期間の違いによる実効線量の計算値 (mSv)				
	90 パーセン タイル値	50 パーセ ンタイル値	3月12日 24:00まで	3月13日 24:00まで	3月14日 24:00まで	3月15日 24:00まで	3月16日 24:00まで
双葉町	0.15	0.01	0.04 ¹⁾ (6.7) ²⁾	0.04 (6.7)	0.04 (6.9)	0.41 (5.5)	0.41 (5.5)
大熊町	0.10	0.02	N.A. ³⁾	N.A.	N.A.	0.80 (9.4)	0.84 (9.0)
富岡町	0.08	0.01	N.A.	N.A.	0.02 (2.6)	0.23 (2.3)	0.23 (2.2)
楢葉町	0.06	0.01	N.A.	N.A.	0.01 (2.5)	0.11 (2.7)	0.11 (2.6)
広野町	0.10	0.05	N.A.	N.A.	N.A.	0.08 (2.5)	0.04 (2.4)
浪江町	0.10	0.02	0.03 (2.8)	0.04 (2.7)	0.04 (2.7)	0.13 (6.4)	0.13 (6.4)
(対馬)	---	---	N.A.	N.A.	N.A.	0.20 (1.3)	0.21 (1.3)
川内村	<0.01	<0.01	N.A.	N.A.	N.A.	0.01 (3.1)	0.01 (2.8)

¹⁾ 9 グリッドデータの幾何平均値，²⁾ (幾何標準偏差)，³⁾ 値が低すぎて計算できず

(3) 行動情報の得られた個人計測データとの比較検証

日本原子力研究開発機構から、事故に伴う緊急時モニタリング等で福島第一原子力発電所近傍に短期間滞在した同機構職員の個人計測データの提供を受けた。この結果と当該者の行動情報から計算した線量等との比較検証を試みる。個人計測データの結果を表 24 に示した。

同表に示す A-D は、福島第一原子力発電所の近傍にある原子力オフサイトセンター (OFC、大熊町) に事故発生直後に派遣され、その周辺でのモニタリング等の作業を行っている。個人差はあるが、A-F の ^{131}I による甲状腺線量は大体 10 mSv 前後であった。一方、福島県に隣接する東海村に主に滞在していた G-I (ただし、G は 3/15 の夜から 3/18 夜まで福島市に派遣) の甲状腺線量は 1~2 mSv 程度であり、A-F に比べると甲状腺線量は低くなっている。A-F のいずれも福島から帰還した後は、職場のある東海村での滞在時間が主であることから、G-I との甲状腺線量との違いは福島での作業によるものと考えられる。

表 24 日本原子力研究開発機構の緊急モニタリング対応等職員の個人計測データ

職員 ID	作業期間	作業場所 ¹⁾	測定日 ²⁾	¹³⁷ Cs の全身 残留量(Bq)	¹³¹ I の甲状腺 残留量 (Bq)	¹³⁷ Cs による 実効線量 (mSv)	¹³¹ I による 甲状腺線量 (mSv)
A	3/12-3/14	OFC	4/1	420	750	7.4E-03	9.4
B	3/12-3/14	OFC	3/29	390	890	6.6E-03	6.4
C	3/13-3/14	OFC	3/30	260	480	4.4E-03	3.7
D	3/13-3/14	OFC	3/28	840	1,900	1.4E-02	10.4
E	3/14-3/18	Kawamata	3/29	N.D.	1,700	N.A.	10.3
F	3/14-3/18	N.A.	3/29	220	1,000	3.6E-03	6.1
G	N.A.		3/25 また 東海村は 3/29	470	280	7.4E-03	1.5
H	N.A.		3/25 また 東海村は 3/29	490	180	7.7E-03	1.0
I	N.A.		3/25 また 東海村は 3/29	410	220	6.4E-03	1.2

Note)

Main place during operation : 作業期間における主な滞在場所 (OFC : 大熊町オフサイトセンター, Tokai : 東海村)

Meas. date : 個人計測実施日 (いずれも 2011 年。A-F は WBC 測定のみ行っており、WBC 測定から甲状腺残留 ¹³¹I 量を定量。G-I は 3/25 の WBC 測定及び 3/29 に NaI スペクトロメータによる甲状腺測定を実施。

Effective dose or thyroid dose : 員 A-F は作業開始日, 作業員 G-I は 3 月 15 日に全量単一摂取を仮定して線量評価を実施。

このことを開発したシステムにより検証することを試みたが、A-D が派遣された OFC での拡散シミュレーションによる空気中濃度は 3 月 15 日まで上昇がないため、計算された甲状腺線量はほぼ東海村で受ける分となった。図 55 に、拡散シミュレーションから得られた OFC 付近の空気中濃度を示す。同図中に示す Point 5 (Center) が OFC の最近傍グリッドの積算大気中濃度であり、他は隣接する 8 グリッド (SW, S, SE, W, E, NW, N, NE 及び Center を含む全 9 グリッドの幾何平均値の空気中濃度) である。3 月 12 日に空気中濃度の有意な上昇があるのは、福島第一原子力発電所から見て、東 (Point 6)、北 (Point 8) 及び北東 (Point 9) の方向となっている。計算グリッドは約 3 km 間隔であるため、当該発電所近傍の線量計算のためには、より高分解能な拡散シミュレーションや正確な位置情報に基づく行動データが必要とされるかもしれない。

次に、東海村に主に滞在していた G-I の甲状腺線量についての検証結果を述べる。図 56 には、拡散シミュレーションから得られた東海村 (役場付近) の 1 日毎の空気中積算濃度を示した。同図から、吸入による ¹³¹I の摂取量が比較的高いと予想される日は、3 月 15 日、20 日、21 日及び 23 日である。大気拡散シミュレーションによる 3 月下旬までの ¹³¹I の積算濃度は 8,500 (Bq/m³ h) と算出 (9 グリッドの幾何平均値で 8,600 (Bq/m³ h)、幾何標準偏差 1.1) されたが、これは日本原子力研究開

発機構・核燃料サイクル工学研究所での空気サンプリングで得られた 18,000 (Bq/m³ h) の約半分であり、大気中濃度を約 2 倍過小評価している。図 55 に示す 1 日毎の積算濃度に呼吸率を乗じ得られる日々の摂取量から、吸入摂取による甲状腺残留放射能の予測値を図 57 に示した。

3 月 29 日に行われた G-I の甲状腺線量測定は 180~280 Bq であったが、システムから得られた同日の甲状腺線量予測値は約 900 Bq であり、3~4 倍過大評価している。すなわち、摂取量としても同程度過大評価していることになり、空気サンプリングに基づく空気中濃度に呼吸率を乗じて算出される摂取量は、さらに倍程度の過大評価をもたらすことになる。一方、¹³⁷Cs については、システムから得られる ¹³⁷Cs 全身残留量の WB 測定日 (3 月 25 日) の予測値は 360 Bq であり、こちらは個人計測の結果に比べてやや下回るものの、両者は比較的近い数値となった。

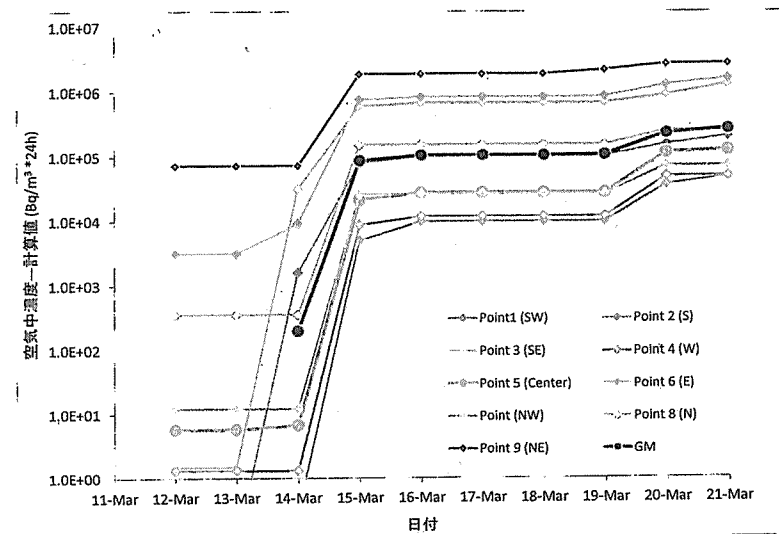


図 55 拡散シミュレーションにより得られた大熊町の積算空気中 ¹³¹I 濃度

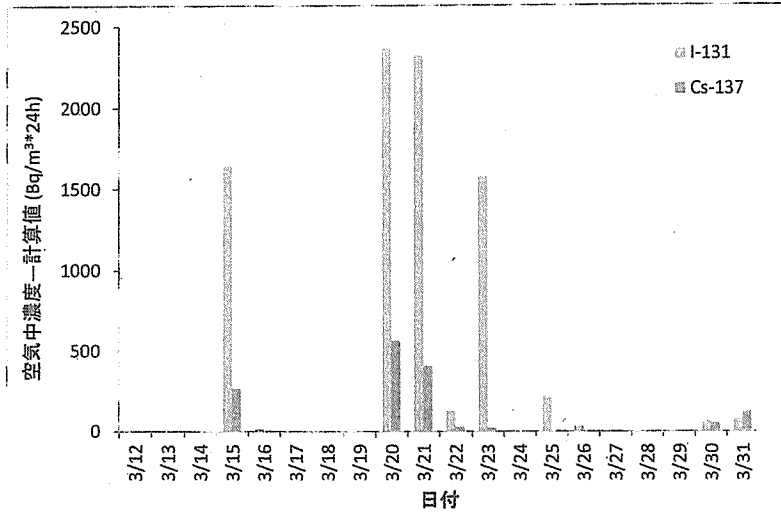


図 56. 拡散シミュレーションにより得られた東海村における日々の¹³¹I 空気中積算濃度

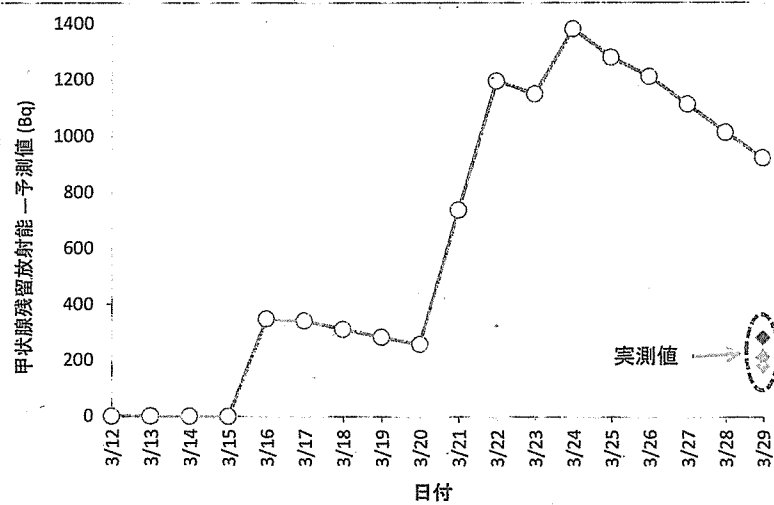


図 57. 大気拡散シミュレーションに基づく東海村滞在者の甲状腺残留放射能の予測値

(4) 防護係数の最適化等の考察

実測された個人計測データとの比較から、大気拡散シミュレーションから再構築された放射性核種の空气中濃度マップを利用した内部被ばく線量評価システムは、現状ではまだ精度に改善を要する点があると言える。¹³¹Iについては、同システムは甲状腺線量を過大評価する傾向があるように思われる。最も可能性のある要因としては、建屋による放射性物質濃度のシェルタリング効果であり、表 25 に示すよう線量低減効果があるとされる¹。しかし、¹³⁷Csについては、こうした効果を考慮する必要が無いようにも思われる。原因究明のために、さらに多くの個人計測データとの比較検証が不可欠であり、また、個人行動パターンの精査も必要と考える。現状のシステムの線量評価の精度としては、大気拡散シミュレーションの精度と同程度（ファクター3程度）と予想される。一方、¹³¹Iによる吸入摂取量及び個人線量を過大評価する傾向にある理由の一因としては、日本人特有のヨウ素の甲状腺への取り込み率にもあるかもしれない。ICRP が基準としている欧米人のヨウ素の血中からの甲状腺への取り込み率は 0.3 としているが、日本人では半分程度であるとされる²。しかし、こうした情報の多くは数十年前の報告であり、最新の知見を調査する必要がある。

表 25 吸入摂取における建屋の線量低減効果¹

Ventilation rate (air change/h)	Duration of plume exposure (h)	Dose reduction factor
0.3 ^{*1}	0.5	0.07
	1	0.14
	2	0.25
	4	0.41
	6	0.54
	1.0 ^{*2}	0.5
1		0.36
2		0.56
4		0.75
6		0.83

*1 建屋の中心に位置する部屋、窓の無い部屋など、屋外からの空気の流入の少ない構造に適用

*2 扉や窓を閉じる以外に特別な対応をしない構造に適用

参考文献等

1. US EPA. Manual of protective action guides and protective actions for nuclear incidents Second printing (1992).
2. 吉沢康雄, 草間朋子. 日本人の甲状腺に関する正常値について, 保健物理, 11, 123-128 (1976).

第6章 飲食物の経口摂取

飲食物の経口摂取による内部被ばく線量については、そもそも摂取量の個人差が大きく、今回の事故のような場合においては、個人の行動調査に基づき個別に評価することが必要である。一方、様々な飲食物中の放射能濃度については、福島県を中心に広範なデータが取得されているが¹⁾、データの取得開始日の多くは事故発生から1週間ほど経過した後であり、また、地域毎及び品目毎に限定すると、線量評価に必要な飲食物中濃度の経時的なプロファイルを導出するにはデータが十分ではない。今年度の調査では個人の行動情報の入手が困難であったため、代替として簡易な摂取シナリオを設定するとともに、日本人の標準的な摂取量を用いて内部被ばく線量の把握を試みたものの、現状では集団の代表値を推計することは難しいと結論した。したがって、本章では、今回検討を行った摂取シナリオと飲食物中放射性核種の濃度プロファイルの導出についてのみの紹介に留める。なお、飲食物の評価対象品目としては、水道水、原乳及び野菜（葉菜類）に限った。この理由としては、事故が発生した冬季において、穀物類については収穫時期が既に終了していたこと、福島県産の肉類及び魚介類については市場への流通がほぼ無かったと考えられるためである。

6.1 経口摂取による内部被ばく線量の計算方法

(1) 飲食物中の濃度プロファイル

飲食物中の放射性核種濃度のモニタリングの多くは、福島第一原子力発電所から多量放出のあったとされる2011年3月15日以降から行われている。一方、冒頭でも述べたが、地域毎及び品目毎に限定するとデータ数が十分でない。そこで、図58に示すように、限られたデータを用いて、飲食物中の放射性核種の濃度プロファイルを定めた。

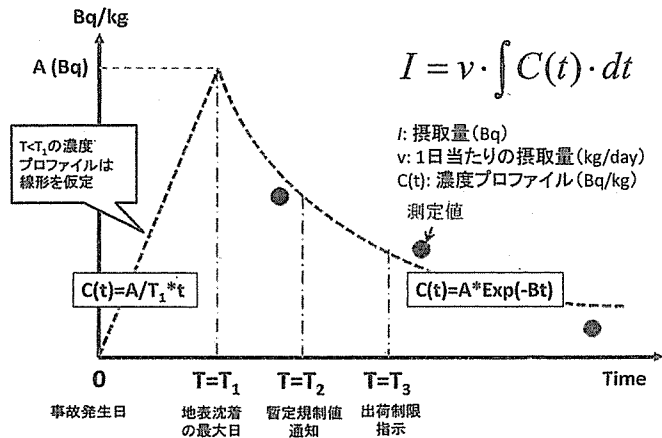


図 58 飲食物中の放射性核種の濃度プロファイル

ここで、放射能濃度が最大となるのは、放射性核種の地表沈着量が最大となった日 ($T=T_1$)、すなわち、福島県内の多くの地域では3月15日前後と考えられる。水道水の場合については、浄水場から家庭の蛇口に水が到達するまでのタイムラグがあると思われる。

(2) 摂取シナリオ

摂取シナリオとしては次の3種類を考えた。

- シナリオ1: 摂取制限が指示または暫定規制値が通知された日まで摂取し、以降は摂取しない（前者は飲料水、後者は原乳と野菜類に適用）。
- シナリオ2: シナリオ1において、摂取制限解除日から再び摂取する（飲料水のみ）。
- シナリオ3: 暫定規制値の通知または出荷制限の指示等に関わらず摂取を継続する。

飲食物中の放射性物質の規制については、食品衛生法上の暫定規制値として、厚生労働省から各都道府県等に対して平成23年3月17日に通知している。飲食物の出荷制限は、飲食物中の放射能濃度が暫定規制値を超えた場合に指示される。福島県内では、3月21日以降に出荷制限が指示されている²⁾。

摂取量については、飲料水と原乳については、放射性ヨウ素に関連した飲食物カテゴリーに対する暫定規制値の導出に用いられた値（表26）、野菜類については、厚生労働省新基準値の試算に用いられた葉菜類の年齢別摂取量（表27）とした。

表 26 放射性ヨウ素に関連した飲食物カテゴリーと摂取量

飲食物カテゴリー	(単位: kg/日または l/日)		
	成人	幼児	乳児
飲料水	1.65	1.0	0.71
牛乳・乳製品	0.2	0.5	0.6

表 27 野菜類の摂取量

(単位: g/日)			
年齢	摂取量	年齢	摂取量
1歳未満	5.7	13-18歳 (男子)	139.9
1-6歳 (男子)	68.9	13-18歳 (女子)	128.3
1-6歳 (女子)	61.8	19歳以上 (男子)	142.9
7-12歳 (男子)	125.1	19歳以上 (女子)	130.2
7-12歳 (男子)	122.1	妊婦	128.3

6.2 水道水

飲料水について、 ^{131}I の経口摂取による甲状腺線量の試算を前提に検討した。濃度プロファイルの導出には厚生労働省から公開されたデータ³を用い、また、以下の条件を追加的に設定した。

- (1) 同日に複数のデータが得られた場合には平均値を採用する。ただし、どちらか一方が検出限界以下 (ND) であれば有意値のみを用いる。
- (2) 空間線量率が最高値を示した日の翌日に、水道水中の濃度も最高値になると仮定した。南相馬市、相馬市では3月13日、それ以外の自治体では3月16日に最高値になるとした。
- (3) 3月12日から水道水濃度が最高値に達するまでの期間の積分濃度は、最高値×当該期間÷2で算出した。
- (4) 最高値に達した日以降、その日のデータが欠測あるいはNDの場合には、当該日の濃度をゼロとした。

なお、福島県及び近隣県での水道水の摂取制限は、表28に示すとおりである。

表 28 福島県及び近隣県での水道水摂取制限⁴

	水道事業者等	乳児		一般	
		開始	解除	開始	解除
福島県	飯館村飯館簡易水道事業(飯館村)	3/21	5/10	3/21	4/1
	伊達市月館簡易水道事業(伊達市)	3/22	3/26		
	川俣町水道事業(川俣町)	3/27	4/1		
	郡山市上水道事業(郡山市)	3/22	3/25		
	南相馬市原町水道事業(南相馬市)	3/22	3/30		
	田村市水道事業(田村市)	3/22	3/23		
	いわき市水道事業(いわき市)	3/26	3/28		
茨城県	東海村上水道事業(東海村)	3/23	3/26		
	水府地区北部簡易水道事業(常陸太田市)	3/23	3/26		
	北茨城市上水道事業(北茨城市)	3/24	3/27		
	日立市水道事業(日立市)	3/24	3/26		
	笠間市上水道事業(笠間市)	3/24	3/27		
	古河市水道事業(古河市)	3/25	3/25		
	茨城県南水道企業団上水道事業(取手市)	3/25	3/26		
千葉県	千葉県水道事業(ちば野苧の里浄水場、栗山浄水場) (柏井浄水場(東側施設))	3/23	3/25		
	北千葉広域水道用水供給事業	3/23	3/26		
	印旛広域水道用水供給事業	3/26	3/27		
東京都	東京都水道事業(23区5市)	3/23	3/24		
栃木県	宇都宮市上水道事業(宇都宮市)	3/25	3/25		
	野木町水道事業(野木町)	3/25	3/26		

※「乳児」は乳児による摂取制限、「一般」は住民による摂取制限を示す。また、「開始」「解除」はそれぞれ当該摂取制限及び広報の開始、解除を示す

6.3 原乳

原乳のモニタリング結果は厚生省のHP⁵から公開されている。データが得られた福島県内37市町村における原乳濃度のプロットを図40に示す。ただし、NDは 10 Bq kg^{-1} と一律に設定した。各市町村における原乳のモニタリング頻度としては概ね3回であった。図38に示す3月19日、3月21日または22日、3月28日または29日の原乳濃度の幾何平均値は、それぞれ 73.0 Bq kg^{-1} 、 44.5 Bq kg^{-1} 、 15.0 Bq kg^{-1} であり、3月15日を起点として指数関数による近似を試みると、実効半減期は4.4日となった。なお、原乳濃度とサンプルが採取された市町村の地表面 ^{131}I 濃度との関係については、その相関関係を見極めることは困難であった。

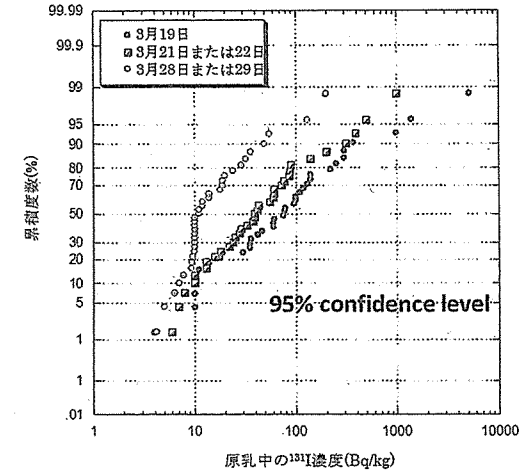


図 59 福島県内で採取された原乳中の ^{131}I 濃度

6.4 野菜(葉菜)

野菜(葉菜)についても同様なアプローチにより線量推計を行うことを試みたものの、データ数が不十分であり、多数ある品目の中で実際に評価の対象とすべき品目の選定が困難であることから、ここでは、比較的データ数の多いホウレンソウの濃度プロファイルを推定することに留めた。

野菜類(葉菜)の検査データは、最も早いもので3月21日(ホウレンソウ、泉崎村)であり、それ以前の濃度は3月21日以降のデータのトレンドから推定することが考えられる。しかしながら、その際、データ数の不足を補うために、葉菜類全体または福島県全域のデータを用いて濃度プロファイルを決めることは、検査対象となった品目が地域で異なることや、放射性核種の地表への沈着量は地域差が大きいためなどの理由により適当ではない。そこで、ここでは、野菜類(葉菜)の中で比較的データ数が充実しているホウレンソウについて、図3に示すような方法でホウレンソウの濃度プロファイルの導出を試みた。

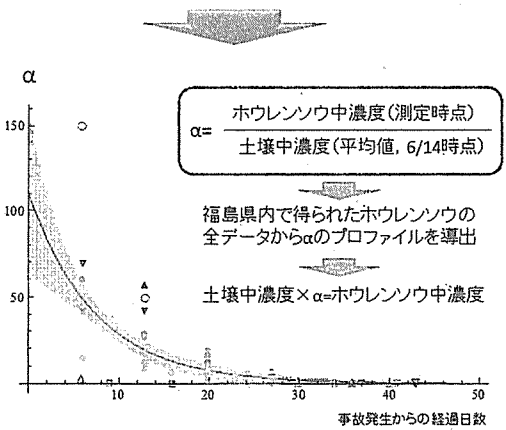
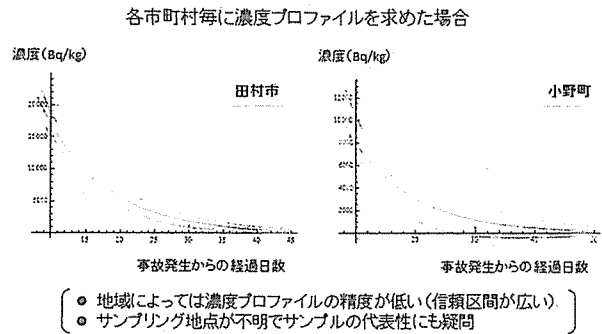


図 60 ホウレンソウ中の濃度プロファイルの導出

(1) 土壌濃度マップを用いたホウレンソウ中の放射能濃度補正

ホウレンソウの1回当たりのサンプリング数はほとんどの市町村で1サンプルであり、確度のある濃度プロファイルを市町村単位で推定するのは困難である。一方、福島県内のホウレンソウの全濃度データを用いて県内の平均的なホウレンソウ中の濃度プロファイルを得たとしても、これを線量推計に用いることは適当ではない。そこで、飲食物よりもデータがより広範に取得されている文部科学省の土壌濃度マップを用いて、土壌中濃度とホウレンソウ中濃度との放射能比を解析し、この比を用いてホウレンソウの濃度プロファイルを推定した。

地域間の放射性核種の沈着量の違いを考慮するため、文部科学省が行った放射性核種の土壌濃度マップから各市町村の土壌中平均放射能濃度を推定し、その推定値を当該地域でサンプルされたホウレンソウ中濃度で除すことにより補正を行った。ただし、土壌濃度マップのための測定は2011年6月以降に行われているため、¹³¹Iのデータについては未検出の地点が多い。そこで、こうした地点

の場合については、有意値が得られた¹³¹Iと¹³⁷Csの比を用いて、各市町村における土壌中¹³¹I放射能濃度の平均値を求めた。その際、福島第一原子力発電所から南方とそれ以外の地域では土壌中のヨウ素セシウム比が顕著に異なるため、南方とそれ以外の地域に分けてヨウ素の土壌中放射能濃度の推定を行うこととした。得られた土壌中濃度の推定値と実測値とを比較した結果を表31に示す。推定した¹³¹I濃度は、西郷村、古殿町、本宮市において実測値と比較して3倍以上過大となっており、逆に平田町及び会津若松市では1/3以上過小となる結果となった。この原因として、本宮市以外では¹³¹Iの実測データの数が1または2地点と限られていることが主たる要因と考えられる。ここでは、¹³¹Iについては土壌中濃度の推定値、¹³⁴Cs及び¹³⁷Csについては実測値の平均値を用いてホウレンソウ中の放射能濃度の規格化した。

表 29 放射性ヨウ素の土壌中濃度(平均値)の推定値及び実測値

市町村	実測値 (Bq kg ⁻¹)	推定値 (Bq kg ⁻¹)	市町村	実測値 (Bq kg ⁻¹)	推定値 (Bq kg ⁻¹)
福島全県	1.5E+03	1.7E+03	西郷村	9.5E+01	4.8E+02
福島市	9.8E+02	8.5E+02	泉崎村	4.8E+02	2.7E+02
二本松市	6.3E+02	7.8E+02	棚倉町	1.7E+02	2.3E+02
伊達市	9.6E+02	8.4E+02	鮫川村	9.1E+01	1.1E+02
本宮市	3.1E+02	9.7E+02	会津若松市	4.9E+02	1.0E+02
桑折町	9.7E+02	8.9E+02	相馬市	2.3E+02	4.1E+02
国見町	4.8E+02	6.6E+02	南相馬市	3.2E+02	9.5E+02
川俣町	9.3E+02	9.2E+02	広野町	1.6E+03	1.9E+03
大玉村	5.1E+02	6.5E+02	楡葉町	5.1E+03	3.1E+03
郡山市	3.8E+02	5.3E+02	富岡町	3.2E+04	2.3E+04
須賀川市	4.8E+02	4.9E+02	川内村	4.1E+02	8.0E+02
田村市	5.0E+02	3.1E+02	大熊町	3.2E+04	6.6E+04
鏡石町	2.4E+02	2.6E+02	双葉町	3.1E+04	1.4E+04
天栄村	2.6E+02	6.6E+02	浪江町	7.1E+03	9.8E+03
平田村	3.5E+02	1.1E+02	葛尾村	1.8E+03	3.8E+03
古殿町	3.3E+01	1.3E+02	新地町	4.4E+02	3.3E+02
三春町	5.2E+02	4.3E+02	飯館村	2.2E+03	3.7E+03
小野町	1.0E+02	1.2E+02	いわき市	7.4E+02	6.9E+02
白河市	2.6E+02	3.6E+02			

(2) 規格化したホウレンソウ中濃度を用いた初期濃度推定

(1)で得られた平均土壌中濃度を用いて3月15日時点でのホウレンソウ中の放射能濃度を算出した。ここで、次式による非線形最小二乗法を適用した。

$$C(t) = b \cdot \exp(-a \cdot t)$$

ここで、 a : 実効半減期、 b : 3月15日時点でのホウレンソウ濃度、 t は3月15日を起点とする経過時間である。表32には、上式中の各係数の最適値、表33には3月15日時点でのホウレンソウ中濃度の推定値を示す。

表 30 非線形二乗法による適合関数中のパラメータの最適値

パラメータ	最適値	標準偏差	信頼区間
I-131	a	5.1	{3.2, 6.9}
	b	109	{61.6, 157.4}
Cs-134	a	8.8	{5.8, 11.9}
	b	0.2	{0.13, 0.27}
Cs-137	a	9.0	{5.9, 12.0}
	b	0.2	{0.14, 0.27}

6.5 まとめ

経口摂取に伴う内部被ばく線量は、東日本大震災後という特殊な状況下における摂取量の個人差や飲食物中の濃度プロファイルの不確かさなどから、現状では推計が困難であると結論した。比較的高濃度の飲食物が確認された地域でも、経口摂取によって著しく内部被ばくを受けた者は、個人計測の結果からも非常に限られるものと推察されるが、極めて高濃度の放射性核種に汚染された飲食物を経口する可能性については全く否定できるものではなく、高いリスクが想定される集団をもれなく抽出するためにも、個人の行動調査等を活用し、経口摂取の実態を早急に調査することが望まれる。

表 31 ホウレンソウ中放射性核種別濃度 (2011年3月15日時点)

(単位: Bq kg⁻¹)

市町村	¹³¹ I	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	市町村	¹³¹ I	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs
福島県	1.8E+05	2.9E+04	3.2E+04	会津若松市	1.1E+04	3.7E+03	4.0E+03
福島市	9.3E+04	3.0E+04	3.3E+04	相馬市	4.5E+04	1.4E+04	1.6E+04
二本松市	8.6E+04	2.7E+04	3.0E+04	南相馬市	1.0E+05	3.3E+04	3.7E+04
伊達市	9.1E+04	3.0E+04	3.2E+04	広野町	2.1E+05	1.5E+04	1.6E+04
本宮市	1.1E+05	3.4E+04	3.8E+04	楡葉町	3.4E+05	2.3E+04	2.6E+04
桑折町	9.7E+04	3.0E+04	3.4E+04	富岡町	2.5E+06	1.7E+05	2.0E+05
国見町	7.2E+04	2.4E+04	2.6E+04	川内村	8.7E+04	2.8E+04	3.1E+04
川俣町	1.0E+05	3.2E+04	3.6E+04	大熊町	7.2E+06	5.0E+05	5.6E+05
大玉村	7.1E+04	2.3E+04	2.5E+04	双葉町	1.5E+06	4.7E+05	5.4E+05
郡山市	5.8E+04	1.9E+04	2.0E+04	浪江町	1.1E+06	3.4E+05	3.8E+05
須賀川市	5.4E+04	1.7E+04	1.9E+04	葛尾村	4.1E+05	1.3E+05	1.5E+05
田村市	3.4E+04	1.1E+04	1.2E+04	新地町	3.7E+04	1.2E+04	1.3E+04
鏡石町	2.8E+04	9.3E+03	9.9E+03	飯館村	4.0E+05	1.3E+05	1.4E+05
天栄村	7.3E+04	2.2E+04	2.6E+04	いわき市	7.6E+04	5.4E+03	5.9E+03
平田村	1.2E+04	3.9E+03	4.1E+03	石川町	9.1E+03	2.9E+03	3.2E+03
古殿町	1.4E+04	4.5E+03	5.0E+03	玉川村	1.0E+04	3.2E+03	3.6E+03
三春町	4.7E+04	1.5E+04	1.7E+04	浅川町	1.4E+04	4.3E+03	5.0E+03
小野町	1.3E+04	4.3E+03	4.7E+03	中島村	1.5E+04	4.7E+03	5.2E+03
白河市	3.9E+04	1.3E+04	1.4E+04	矢吹町	1.6E+04	5.0E+03	5.5E+03
西郷村	5.3E+04	1.6E+04	1.9E+04	矢祭町	3.8E+03	1.2E+03	1.3E+03
泉崎村	3.0E+04	9.6E+03	1.1E+04	塙町	7.8E+03	2.5E+03	2.8E+03
棚倉町	2.6E+04	8.4E+03	9.1E+03	喜多方市	8.6E+03	2.9E+03	3.1E+03
鮫川村	1.2E+04	4.1E+03	4.4E+03	北塩原村	2.7E+04	8.3E+03	9.4E+03
西会津町	3.1E+03	8.6E+02	1.1E+03	金山町	3.9E+03	1.1E+03	1.4E+03
磐梯町	1.2E+04	3.8E+03	4.2E+03	昭和村	1.1E+04	3.5E+03	3.9E+03
猪苗代町	1.8E+04	5.8E+03	6.3E+03	会津美里町	7.2E+03	2.3E+03	2.6E+03
会津坂下町	2.3E+04	7.4E+03	8.3E+03	下郷町	2.2E+03	7.0E+02	7.8E+02
湯川村	2.2E+04	7.1E+03	7.8E+03	楡枝岐村	1.0E+03	2.9E+02	3.6E+02
柳津町	4.6E+03	1.5E+03	1.6E+03	只見町	2.7E+03	8.6E+02	9.7E+02
三島町	8.1E+03	2.4E+03	2.9E+03	南会津町	2.3E+03	7.1E+02	8.0E+02

7.1 まとめ

東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う公衆の初期内部被ばく線量の推計方法として、個人内部被ばく線量計測と大気拡散シミュレーションの二つの方法を検討した。前者には、甲状腺に集積した放射性ヨウ素を直接計測する方法（甲状腺計測）と、全身に均等に分布する放射性セシウムをホールボディカウンタ（WBC）で計測する方法（全身計測）がある。甲状腺計測の実測データとして、原子力安全委員会（当時）の主導で行われた小児甲状腺被ばくのスクリーニング検査があり、今回の調査において、放射性ヨウ素-131の摂取シナリオや用いられた放射線検出器の校正定数の見直しを行い、本検査が実施された川俣町、いわき市、飯館村の被検者1,080人分の甲状腺等価線量分布を導出した。また、全身計測の実測データとして、独立行政法人・日本原子力研究開発機構が福島県の委託で実施したWBC測定結果の内、2011年7月上旬から2012年1月末までに得られた成人被検者約3,000人分の自治体別の放射性セシウムによる実効線量分布を活用した。実効線量から甲状腺線量への変換は、同一環境中に滞在する成人と小児が、それぞれの呼吸率に応じて放射性核種を吸入摂取する条件を想定し、小児甲状腺被ばくのスクリーニング検査とWBC測定（成人）の両方から線量が得られた飯館村及び川俣町のデータを活用して求めた実効的な摂取量比（放射性ヨウ素-131/放射性セシウム-137）を用いて行った。同じ摂取量比を用いて、WBC測定からのデータの解析が行えた9市町村（双葉町、大熊町、富岡町、楡葉町、広野町、浪江町、飯館村、川俣町、川内村）の甲状腺線量を算出した。その他の福島県内の自治体については、主に原子力機構が開発したWSPEEDIから得られた放射性ヨウ素-131の空气中濃度マップを活用し、屋外に居続けた場合の吸入摂取量を計算し、計算精度を勘案して甲状腺線量を推定した。

以上の方法によって得られた福島県住民の甲状腺線量は、福島県全域において50パーセントイル値として10 mSv未満、90パーセントイル値としては比較的線量の高い地域において小児で約30 mSvとなった。ただし、今回の甲状腺線量の推計においては多くの不確かさ要因が残されており、今後詳細に検証がなされるべきである。特に、放射性核種の摂取経路、摂取時期については個人差による不確かさが大きいと考えられ（特に経口摂取）、現時点での推計で考慮していない個人の行動情報を利用して、早急に線量推計の精度向上を図る必要があると考える。

7.2 今後の課題

(1) 個人計測の検証及びデータベース化

今回の原子力発電所事故において、公衆に対して行われた甲状腺計測は極めて少ない。甲状腺計測は線量再構築において最も重要な実測データであるため、測定に係るあらゆる情報、例えば、測定機器、測定日時、測定ジオメトリ、データ解析法、校正用ファントム、バックグラウンドなどの個々に検証し、測定の信頼性を定量的に評価する必要がある。本調査で解析した小児甲状腺被ばくスクリーニング検査に関しては、検出限界値や校正定数などの項目について今後さらに検証が必要と考える。また、複数の機関で行われた甲状腺計測は測定条件がそれぞれ異なるため、シミュレーションによる甲状腺計測のモデル化を図り、同一条件に補正した場合の体内残留量の比較を行うことも重要であろう。以上述べた結果については、データベースを構築することが望ましいと考える。

(2) 人及び環境におけるヨウ素/セシウム比の検証

甲状腺計測の不足を補うために、ホールボディカウンタ（WBC）による全身計測の実測データを活用することは、今回の事故における初期内部被ばく線量の再構築に不可欠であると思われる。ただし、放射性セシウムの体内残留量から、放射性ヨウ素による甲状腺線量の導出にあたり、摂取量としてのヨウ素/セシウム比を決定する必要がある。本調査において、このヨウ素/セシウム比は3程度と評価したが、種々の環境モニタリングから得られている結果とは大きくかけ離れたものであり、その一方で、個人計測において、ヨウ素/セシウム比は大きくばらつく結果も得られている。これらの理由について、今後さらに検証を進める必要がある。なお、本調査で利用したWBCからの情報としては、セシウムの体内残留量から変換された実効線量のみであった。事故発生から半年以上経過して行われた全身計測も多く含まれており、初期の体内摂取以外の寄与があった可能性も考えられる。そのため、WBCの生データ、すなわち、体内残留量、測定日、被検者の年齢、性別、定量誤差等の情報を活用し、比較的早い段階で測定された信頼性の高い実測データを抽出し、ヨウ素/セシウム比の再解析を行う必要がある。

(3) 個人行動情報と個人計測のリンク

小児甲状腺被ばくスクリーニング検査の結果から、あらゆる摂取状況の可能性を考慮しても、測定自体の信頼性が担保されるならば、ほぼ全ての被検者の甲状腺線量は数十 mSv以下に抑えられていると言える。しかし、何故このような結果が得られたかについて、その地域の放射線状況や個人の行動情報などから総合的に解釈される必要がある。スクリーニング検査が行われた3市町村（川俣町、いわき市、飯館村）の内、飯館村では飲食物（特に飲料水）中に比較的高い放射能濃度が検出されているが、経口摂取による甲状腺線量の顕著な上昇は、他の2市町の検査結果との比較からは見出せない。これがもし、当該地域における何らかの自主的な放射線防護措置によることを反映しているのであれば、他の地域においてはどうかであったのかを調査する必要がある。なぜならば、放射性核種からの曝露量と実際に人が受ける被ばく量との差の程度は、まさに放射線防護措置によって決定されるからである。

最後になるが、本調査に対して貴重な助言をして頂いた海外専門家の一人である André Bouville 氏（元 US NIH）から、第二回国際シンポジウムの彼の講演の中で、次の発言があった。

“The affected populations have the right to know the extent to which they were exposed to internal radiation. (被ばくを受けた人は、自身が受けた被ばく量を知る権利がある。)”

本調査では集団の代表的な線量を示したに過ぎず、まだ、個人の被ばく線量を評価し、そしてそれを本人に通知する段階には未だ至っていない。引き続き、国内外の専門家の総力を結集し、初期内部被ばくの線量再構築に取り組んでゆく必要がある。

The 1st NIRS Symposium on
Reconstruction of Early Internal Dose
in the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident

Chiba, Japan 2012

PROCEEDINGS

Editors:

O. KURIHARA

K. AKAHANE

S. FUKUDA

N. MIYAHARA

S. YONAI



National Institute of Radiological Sciences

Results of Whole Body Counting for JAEA Staff Members Engaged in the Emergency Radiological Monitoring for the Fukushima Nuclear Disaster

Chie TAKADA, Osamu KURIHARA¹, Katsuta KANAI, Takahiro NAKAGAWA,
Norio TSUJIMURA, Takumaro MOMOSE

*Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Japan Atomic Energy Agency,
4-33 Muramatsu, Tokai-mura, IBARAKI, 319-1194, Japan*

Abstract

A massive earthquake and tsunami on March 11, 2011, resulted in the release of an enormous amount of radioactive materials into the environment. On the day after the earthquake the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) began emergency radiological monitoring. Measurements with a whole body counter (WBC) for the staff members who had returned from Fukushima began at the end of March because a power blackout for several days and lingering increased ambient radiation levels had rendered the WBCs inoperable. The measured activity level for ¹³¹I due to inhalation for emergency staff varied from below detection limit to 7 kBq, which corresponds to an estimated initial intake range of <1 to 60 kBq when extrapolated back to the date the staff began the monitoring in Fukushima. The measured activity levels for ¹³⁴Cs and ¹³⁷Cs were both in the ranges from below detection limit to 3 kBq. When using the median values for each set of measurements, the ratio of the initial intake of ¹³¹I to ¹³⁷Cs was 11. The maximum committed effective dose of 0.8 mSv was recorded for a member of the 4th monitoring team dispatched from March 15 to 20.

Keywords: internal dose; whole body counter; radioiodine; radiocesium

1. Introduction

The accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, which was caused by a 9.0-magnitude earthquake and the subsequent massive tsunami on March 11, 2011, resulted in a series of substantial releases of radioactive materials into the atmosphere, the most serious of which occurred on March 15 ~ 16. Before the night of March 14, the prevailing winds carried the radioactive plumes over the Pacific Ocean; however in the next two days, the winds veered to the northwest and rainfall washed the radioactive materials from the plumes, creating serious inland contamination.

With the declaration of the nuclear disaster by the Prime Minister on the same date of the quake, the Japan Atomic Energy Agency (JAEA), one of the public institutions designated in the Basic Disaster Prevention Plan, activated a series of responsive actions to the disaster, one of which was the deployment of emergency radiological monitoring teams to Fukushima. The results of the environmental monitoring suggested that there was an increased potential for a large number of people to be exposed to both internal irradiation (due to the inhalation of the radioactive materials in the plumes) and external irradiation (from radioactive materials transported by the plumes and deposited on the ground).

Accordingly, the JAEA conducted internal contamination monitoring for the Tokyo Electric Power Co., Ltd. (TEPCO) workers and the residents of Fukushima in response to requests from TEPCO and the Fukushima government. Monitoring for the residents is on-going. The results of the internal contamination monitoring have already been partly reported elsewhere¹⁾ and will be described in more detail in companion articles^{2,3)} in this issue. In addition, internal contamination

¹ present affiliation: National Institute of Radiological Sciences

measurements were made on 50 of the workers who were involved in the responsive actions to the disaster, including the abovementioned emergency radiological monitoring. The present report describes the results of the whole body counting conducted for the emergency personnel dispatched to Fukushima.

2. Subject workers

Fifty adult male workers out of 241 JAEA staff members who were dispatched to Fukushima during the initial month following the accident are the subjects in this report. All 50 workers were the staff members of the Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories (NCL), one of the JAEA establishments, located in Tokai-mura, ~100 km south of the crippled plant and had been engaged in emergency radiological monitoring in Fukushima. After returning from the monitoring assignment, they were examined with whole body counters (WBCs) through the end of April. All of them had resided in and around Tokai-mura at the time the quake hit.

At the JAEA, right after the earthquake occurred, emergency radiological monitoring teams were assembled while inspections of the quake-hit facilities and utility recovery operations were undertaken by the skeleton crews. Initially, on March 12, two teams, a 1st three-man team and a 2nd eight-man team, were sent out to the Off-site Center (OFC), which is located in Okuma town, ~5 km west of the plant. The rise of airborne activity and the ambient dose rate forced the OFC to be evacuated; therefore, the both teams left OFC at 9:00 p.m. on March 14, returning to Tokai-mura. Since March 16, 2011, the 3rd and later dispatches were directed to the Fukushima prefectural office, the new local command post for the nuclear disaster, which is 60 km west of the plant. From this command post, the dispatched monitoring teams were redeployed throughout a 20 ~ 50 km zone surrounding the plant. The final 15th team stayed in Fukushima during the period from April 7 to 11.

All of the personnel dispatched were equipped with a personal dosimeter in addition to their regular work clothes, but without an anti-contamination suit or a respirator. They also didn't take any tablet of stable iodine because the local nuclear emergency response headquarters issued no instruction about taking stable iodine for residents. After returning to Tokai-mura, whole body counting for each worker was conducted in order to check for any elevation of internal contamination.

Herein, the results of the whole body count analysis of the monitors are discussed in comparison to those obtained for three staff members (one expert and two operators) involved in operating and maintaining the WBCs of the NCL. All of the WBC staff were residents of Tokai-mura and were present during the passage of the main radioactive plume, which began at around 4:00 a.m. on March 15. The WBCs were reactivated using a temporary generator on the morning of March 14, and background count measurements were initiated to check the variation in the ambient radiation levels and its possible effects on the lower limit of detection. In addition, the three staff members also took measurements of themselves in order to judge the overall system performance. The two operators remained in Tokai-mura up to the time of the WBC measurement, while the expert left three days after the evening of March 15 to visit the Fukushima Medical University (FMU). This group also took no stable iodine tablets.

3. Measurements

3.1. Whole body counter

A FASTSCAN WBC manufactured by Canberra, Inc. was used in this study. Figure 1 shows external and internal views of the FASTSCAN system⁴⁾ at the NCL. The FASTSCAN uses two 12.7 ×

7.6 × 40.6 cm³ NaI(Tl) detectors configured in a linear array on a common vertical axis inside a booth-shaped shadow shield, in which a subject stands facing the detectors. The altitudes of each detector unit from the booth floor are 113.0 ~ 153.6 cm for the upper unit and 63.7 ~ 104.3 cm for the lower unit, and cover the range from the thyroid gland to the lower gastrointestinal tract for likely subject sizes with nearly flat counting efficiency. The measurable energy range is 300 keV to 1.8 MeV and the minimum detectable activity (MDA) is ~200 Bq for ¹³⁷Cs, with a counting time of 120 s for at the background levels in the NCL prior to the quake.

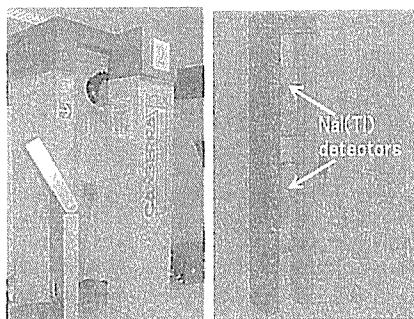


Figure 1. External and internal views of the FASTSCAN being used at the NCL

The PC-based software, ABACOS and GENIE, both provided by Canberra, were used for system operation and for data acquisition and spectrum analysis, respectively. Spectral data from the two detectors are acquired and displayed separately, and are then electronically summed to form the composite spectrum for peak analysis. The peak analysis method used in the GENIE system begins with a systematic erosion of the photo-peaks of an original spectrum in order to estimate the underlying continuum spectrum, and then creates a series of residual peaks by subtracting the estimated continuum spectrum from the original spectrum. The theoretical peaks of the user's library-specified radionuclides are fitted to the residual peaks using an iterative least-squares Gaussian fitting technique, and finally, the areas of the resolved peaks and thus their activities are determined.

Table 1 lists the radionuclides specified in the user's library, where some of the closely adjacent peaks were registered as single peaks with average energies and summed yields, in order to facilitate the peak analysis. A parent-progeny pair of ¹³²Te and ¹³²I was not included in this library because their activity was very low by the time the WBC examination was started at the end of March.

The calibration of counting efficiencies for the FASTSCAN was made using a Canberra Transfer Phantom (CTP), which consisted of the torso and neck sections, both of which are made of acrylic resin. The CTP in an upright position inside the booth can adequately simulate various counting geometries for the reference calibration phantom configurations by placing an appropriate calibration source into one of the several cavities. The appearance of the CTP and the calibration source can be seen in Figure 2. A 12 mL vial containing mixed gamma-emitting radionuclides (⁵⁷Co, ⁶⁰Co, ⁸⁵Sr, ⁸⁸Y, ¹⁰⁹Cd, ¹¹³Sn, ¹³⁷Cs, ¹³⁹Ce, and ²⁰³Hg) of known activities was placed into the middle cavity of the torso section, enabling the calibration of the system for the whole-body geometry, in which the radionuclides are uniformly distributed. The same vial was then placed into the cavity in the neck section, which was used for calibration in the thyroid counting geometry with no collimators. In fact, this source configuration gave accurate results for the thyroid content of iodine³⁾. This was experimentally confirmed in direct measurements of TEPCO workers at authors' institute. However, in the early stage

of direct measurements after the nuclear disaster, the activity of ¹³¹I in the body was determined as the whole-body content using the FASTSCAN, resulting in a large overestimation.

Table 1 Nuclide Library

Nuclide	Energy (keV)	Yield (%)
K-40	1461	10.7
I-131	364*	81.7
	637	7.2
Cs-134	<u>566</u>	<u>23.8</u>
	605	97.6
	<u>796.6*</u>	<u>94.2</u>
	<u>1167.94</u>	<u>1.8</u>
	1365	3.0
Cs-137	662	85.1

The underlined figures are corrected values and the photon energies lines marked with * are given the high priority in the activity calculation.



Figure 2. Canberra Transfer Phantom (CTP) and the calibration source

The calibration with the CTP was confirmed with a BOMAB phantom supplied by the Nuclear Science Research Institute of the JAEA as a part of the measurement quality assurance program. From this calibration, two counting efficiency curves as a function of photon energy were derived for the whole-body and thyroid counting.

3.2. Measurement conditions

The damage to utilities (electricity, water, gas, etc.) and roads, and the subsequent elevated level of the background radiation brought by the contaminated plume, delayed the resumption of the operation of the WBCs at the NCL. Monitoring stations at the site boundary of the NCL indicated a surge of the background gamma radiation around 7:00 a.m. on March 15 and a smaller surge around 5:00 a.m. on March 21, whose maximum momentary air kerma rates were 5 and 3 μGy/h, respectively. The background radiation measured with the FASTSCAN on March 15 formed a pulse height spectrum composed of discrete peaks for ¹³²Te, ¹³¹I, and ¹³³Xe and broader, overlapped peaks around 600 ~ 670 keV and 770 ~ 800 keV for ¹³¹I, ¹³²I, ¹³⁴Cs and ¹³⁷Cs (^{137m}Ba). The latter peaks were overwhelmed by ¹³¹I and ¹³²I, preventing the peaks of ¹³⁴Cs and ¹³⁷Cs from being resolved. Figure 3 shows the measured spectrum around 10:00 a.m. on 15 March. Therefore, the precise quantitative evaluation of the activities of ¹³⁴Cs and ¹³⁷Cs became possible only around the end of March, by which time the peaks for ¹³²I and its parent, ¹³²Te, dissipated.

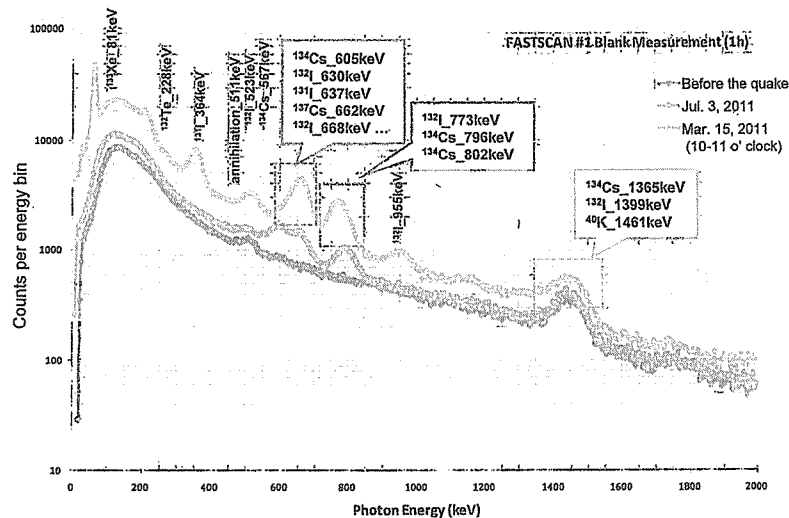


Figure 3. Background spectrum of the FASTSCAN at the NCL

For the 50 workers, whole body counting was conducted within a few days and then several weeks after their return; the earliest were completed on March 28 and the latest on April 28. The workers were counted in their regular work clothes, because they had a time to change into clean clothes and take normal bathing to wash any exposed skin surfaces and hair. However, as a precaution, they were requested to take off their work jackets in order to minimize of the possible effects from residual contamination materials. Reliable FASTSCAN data for the WBC operators was collected after March 28, although test measurements during the period of the high background radiation were conducted after March 15. While 30% of inhaled radioiodine concentrates in the thyroid gland and remains there for weeks, the other 70% is excreted in the urine within a few days; therefore, the contribution of ^{131}I gamma rays from other organs of the body must have been negligible at the time of the thyroid counting.

3.3. Dose estimation model

The exposure history of the emergency personnel was expected to be complex because of the potential for multiple inhalation. A percentage of the workers may have been affected by inhalation at both in Fukushima and Tokai-mura; for example, the members who worked at Fukushima and then returned to Tokai-mura before March 15 might have first inhaled radioactive materials at Fukushima and then inhaled additional radioactive materials at Tokai-mura after March 15. Therefore, it was assumed that a single inhalation took place either on March 15 or the first work day at the scene, i.e., the date that provided the longest elapsed time before measurement. This assumption would yield conservative dose estimation when the amount of intake during inhalation at Fukushima exceeded that at Tokai after March 15. In contrast, the two WBC operators who stayed at Tokai-mura during the month were expected to have inhaled after March 15.

The internal dose was evaluated in terms of the committed effective dose (CED), which was

calculated as a product of the dose coefficient and the estimated intake. The former was taken from ICRP Publ. 78⁵⁾; the latter was derived by dividing the measured body content using the retention function, or the fraction of the intake retained in the body at the time after intake. The retention function was calculated by the MONDAL3 code⁶⁾. A type-F lung solubility class and a default activity median aerodynamic diameter (AMAD) of 5 μm for the particles were assumed.

4. Results and discussion

4.1. Results of whole body counting

The whole body measurements were completed by the end of April for a total of 50 persons, nearly all of which showed some activity other than that due to naturally-occurring ^{40}K . The radionuclides detected in their bodies were ^{131}I , ^{134}Cs and ^{137}Cs . Iodine-131 was detected for 47 persons, or 94% of the total. When no ^{131}I , ^{134}Cs or ^{137}Cs was detected, the MDA value was assigned to the body content value for a most conservative evaluation. The results of the measurements are described below.

Figure 4 shows the pulse height spectra measured for the worker with the highest detected ^{131}I burden. He joined the 2nd team dispatched to Fukushima during the first week following the accident. The figure compares three spectra, those acquired by the upper and lower detectors and the composite of the two detectors. Each spectrum identifies discrete peaks for ^{131}I (364 keV) and ^{134}Cs (796 keV, 802 keV) and a broad peak composed of ^{131}I (637 keV), ^{134}Cs (605 keV) and ^{137}Cs (662 keV), as well as a minor peak for ^{40}K (1461 keV). The relative counts from the two detectors provide an approximate measure of the distribution of the activity in the body. The observed count ratio of 6:4 in the ^{131}I peak region for the upper and lower detector was reasonably close to the ratio of 7:3 obtained for the calibration with the CTP. This result demonstrated that the thyroid counting was achieved with relatively little interference from the other contamination in the extrathyroidal organs or on the work clothes, even though no collimator for the thyroid gland was used.

Figure 5 depicts the whole body ^{134}Cs and ^{137}Cs content for the 50 emergency personnel and the 3 WBC workers. The level of ^{137}Cs at the time of the measurements ranged from below detection level to ~ 3 kBq. The ^{134}Cs activity was nearly the same range. When the maximum measured values were extrapolated back to the date of the initial intake, the initial intakes of 8 kBq for ^{137}Cs and 7 kBq for ^{134}Cs were calculated. In addition, an observed activity ratio of ^{134}Cs : ^{137}Cs of 1:1 was found to be the same as that for the TEPCO workers as well as for all other samples taken in the environment. In addition, no variation in the radioactivity was detected throughout the period of the dispatch. Noticeably, the scatter of the plots around the 1:1 line is small.

A comparison of the initial intakes of ^{131}I and ^{137}Cs , both of which were also extrapolated back to the date of the initial intake, is presented in Figure 6. The initial intakes of ^{131}I were estimated to be in the range from below 1 kBq to around 60 kBq when extrapolated back to the date of the initial intake. The superimposed lines correspond to the ^{131}I / ^{137}Cs ratios of 1, 10 and 100. In contrast to radiocesium, a poor correlation was found. The intake ratio of ^{131}I to ^{137}Cs for 50 emergency personnel ranged from 1 to the 50 with a median of 11, which is the same order as the ratio of 10–20 estimated by the Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA) as a release source term.

The values of the ^{131}I / ^{137}Cs ratio for the two WBC operators who stayed in Tokai-mura were both 1.4, and the average value of the initial intake of ^{131}I for the three WBC operators was estimated to be 2 kBq based on the basis of the FASTSCAN measurement.

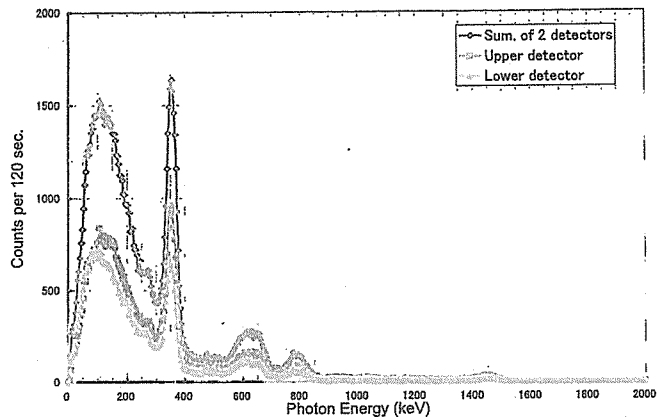


Figure 4. Energy spectra for the gamma rays from the worker found to have the highest levels of activity of the whole body content using the WBC

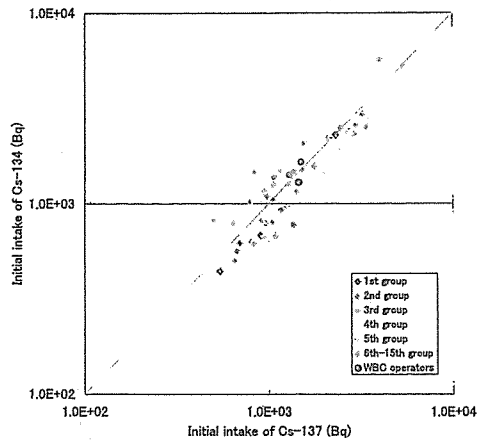


Figure 5. Correlation of the estimated initial intakes of ^{137}Cs and ^{134}Cs

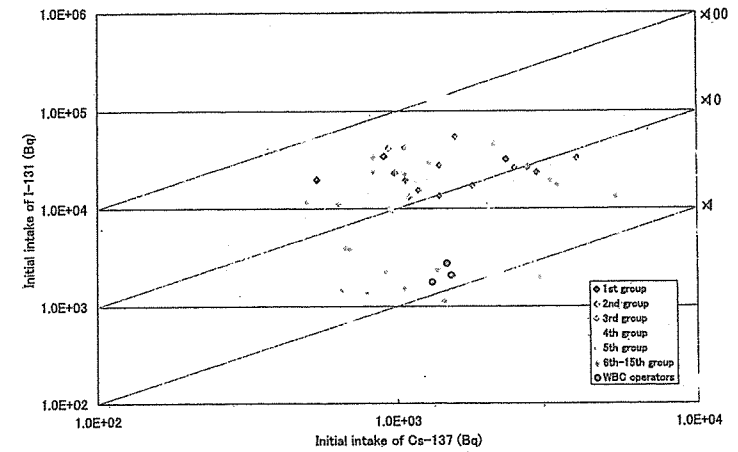


Figure 6. Correlation of the estimated initial intakes of ^{137}Cs and ^{131}I

4.2. Dose estimation results

Table 2 summarizes the ranges and averages of the CEDs due to ^{131}I and $^{134}\text{Cs} + ^{137}\text{Cs}$, calculated from the measurements obtained using the FASTSCAN system. For the emergency personnel dispatched to Fukushima, the CEDs from inhalation were determined to be in the range of 0.03 ~ 0.8 mSv, with a median value of 0.24 mSv. Most of the values of the CEDs for the workers were due to ^{131}I . The CEDs of the three WBC operators, including the expert who had been to the FMU for three days in March were all calculated to be around 0.05 mSv, which is much smaller than that for the dispatched workers. Note that the measurements obtained for these three WBC operators established the expected range for the individual CEDs of the adult residents in Tokai-mura.

Table 2 Estimated CEDs

Group#	Locations and Period of Operation	Number of workers	MAX. CED (mSv)	MED. CED (mSv)
1st	Fukushima, Mar. 12-14	3	0.39	0.39
2nd	Fukushima, Mar. 13-14	10	0.64	0.29
3rd	Fukushima, Mar. 14-18	7	0.54	0.35
4th	Fukushima, Mar. 15-20	5	0.80	0.26
5th	Fukushima, Mar. 18-22	8	0.25	0.17
6th-15th	Fukushima, around 4 days during Mar. 20-Apr. 11	17	0.54	0.05
Sub Total		50	0.80	0.24
WBC operators	Tokai-mura, Mar. 15	3	0.05	0.05

4.3. Some Issues

Because the emergency monitoring in the initial few weeks after the earthquake was conducted with no systematic plan, there are no detailed records of the behavior of the staff members. More meaningful dose estimations could be obtained if the behavior records indicating the specific times and locations of monitoring activities were available.

In addition, in this study, the workers were not examined with a lead-collimated thyroid monitor because all the results for the whole body counting with the FASTSCAN system were relatively modest. In retrospect, however, we should have used both a WBC and a thyroid monitor should have been used to evaluate all subjects in order to obtain more accurate results for radioiodine.

Finally, the delayed start of the WBC examinations prevented the short-life nuclides such as ^{132}I , ^{133}I and ^{132}Te from being detected. The doses resulting from intakes of such nuclides should be estimated using information on the ratio data of radionuclides released relative to ^{131}I .

5. Conclusion

The nuclear disaster at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station in March 2011 resulted in the diffusion of various radioactive materials leading to potential for significant internal doses in large populations.

The whole body counting for 50 staff members engaged in the emergency monitoring activities was conducted approximately 3–8 weeks after the accident occurred. The results indicate that the maximum internal dose was 0.8 mSv of internal dose and the maximum total dose was 0.9 mSv, which confirms for the workers that there was no serious internal contamination. The median of the intake ratio of ^{131}I to ^{137}Cs for the 50 emergency personnel working in Fukushima was 11, and that for the WBC operators who stayed in Tokai-mura was 1.4.

These measurements serve as a further source of information that can be used to reconstruct the early internal doses experienced by the public.

References

- 1) C. Takada, O. Kurihara, N. Tsujimura, K. Kanai, T. Nakagawa, H. Miyauchi, T. Murayama, Y. Maruo, T. Momose and S. Furuta, Evaluation of Internal Exposure of the Workers and the Residents Caused by the Fukushima Nuclear Accident, Full papers of The 13th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA13), Glasgow, UK, May 13-18, 2012. Available at <http://www.irpa13glasgow.com/information/downloads/>, (File P12.22.doc).
- 2) T. Momose, C. Takada, T. Nakagawa, K. Kanai, O. Kurihara, N. Tsujimura, Y. Ohi, T. Murayama, Result of whole body counting for Fukushima residents, The proceedings of NIRS symposium (this issue)
- 3) O. Kurihara, et al., Direct measurements of the employees involved in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident for internal dose estimates : JAEA's experiences, The proceedings of NIRS symposium (this issue)
- 4) Canberra Inc., FASTSCAN High-Throughput Whole Body Counter Model 2250, <http://www.canberra.com/pdf/Products/FASTSCAN-SS-C9810.pdf>
- 5) ICRP. Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers, ICRP Publication 78. Ann. ICRP 27 (3-4), (1998)
- 6) N. Ishigure, M. Matsumoto, T. Nakano and H. Enomoto, Development of Software for Internal Dose Calculation from Bioassay Measurements. Radiat. Prot. Dosim. 109, 235-242 (2004).



Defense Threat Reduction Agency
8725 John J. Kingman Road, MS
6201 Fort Belvoir, VA 22060-6201



DTRA-TR-12-001

TECHNICAL REPORT

Radiation Dose Assessments for Shore-Based Individuals in Operation Tomodachi

DISTRIBUTION A. Approved for public release: distribution is unlimited.

September 2012

Prepared by:
Dose Assessment and Recording Working Group

For:
Assistant Secretary of Defense for Health Affairs

Section 6.

Results and Discussion

6.1 Dose Results

The whole body effective and thyroid doses for children, under maximum exposure conditions at eight DARWG locations where they might have been present, are shown in Table 33 and Table 34. For adults performing humanitarian relief work, Table 35 and Table 36 list whole body effective and thyroid doses under maximum exposure conditions.

Although children have lower inhalation and ingestion rates than adults, their doses are higher than for adults under similar exposure conditions. The largest difference in doses occurs for the group aged greater than one to two years of age. These differences are reasonable because when compared to adults, children are more sensitive to ionizing radiation, their thyroid masses are smaller, and they retain radioactive materials for less time. Children's increased sensitivity is accounted for in the DCs used to calculate their doses. Children's thyroids absorb the same amount of energy as adult thyroids from the radioactive materials in them but since they are smaller the dose is greater. Although their thyroids are smaller and can receive a higher dose from an equal amount of radioactive material, their shorter retention times act to reduce the overall exposure time to radiation. The net result of the three competing factors of sensitivity to radiation, smaller thyroid mass, and reduced retention time is that whole body effective doses and thyroid doses are greater than for adults. For example, for Hyakuri AB (D-6) the children's maximum whole body effective and thyroid doses are 0.16 and 2.7 rem (1.6 and 27 mSv), whereas the highest adult values are 0.075 and 1.0 rem (0.75 and 10 mSv). Thus, the children's maximum whole body effective doses and thyroid doses are factors of 2.1 and 2.7 greater than the corresponding adult doses.

Doses shown in Table 33 through Table 36 are associated with the highest physical activity level and least amount of time indoors. Doses calculated for the remaining physical activity levels and times spent indoors as discussed in Section 3.4.2 are summarized for children in Table 37 and Table 38 and for adults and humanitarian relief individuals in Table 39 and Table 40.

Table 37. Range of whole body effective doses (rem) to children at nine DARWG locations

DARWG Location (No.)	Age Group				
	0 to 1 y	>1 y to 2 y	>2 y to 7 y	>7 y to 12 y	>12 y to 17 y
Misawa AB (D-1)	0.003-0.007	0.003-0.007	0.003-0.006	0.003-0.006	0.003-0.006
Hyakuri AB (D-6)	0.049-0.14	0.054-0.16	0.050-0.10	0.035-0.074	0.036-0.071
Yokota AB (D-8)	0.034-0.088	0.034-0.099	0.035-0.071	0.027-0.055	0.027-0.053
Akasaka Press Center (D-9)	0.029-0.079	0.029-0.090	0.030-0.061	0.022-0.046	0.022-0.044
Atsugi NAF (D-10)	0.026-0.069	0.028-0.082	0.028-0.056	0.021-0.041	0.021-0.039
Yokosuka NB (D-11)	0.023-0.063	0.025-0.077	0.025-0.051	0.018-0.036	0.018-0.033
Camp Fuji (D-12)	0.011-0.028	0.012-0.035	0.012-0.024	0.009-0.017	0.009-0.015
Iwakuni MCAS (D-13)	0.002-0.004	0.002-0.005	0.002-0.003	0.001-0.002	0.001-0.002
Sasebo NB (D-14)	0.002-0.005	0.002-0.007	0.002-0.004	0.002-0.003	0.002-0.003

Note: dose in millisievert (mSv) is 10 times the table entry

Table 38. Range of thyroid doses (rem) to children at nine DARWG locations

DARWG Location (No.)	Age Group				
	0 to 1 y	>1 y to 2 y	>2 y to 7 y	>7 y to 12 y	>12 y to 17 y
Misawa AB (D-1)	0.003-0.014	0.004-0.015	0.004-0.011	0.004-0.009	0.004-0.008
Hyakuri AB (D-6)	0.77-2.3	0.77-2.7	0.76-1.7	0.46-1.0	0.47-0.96
Yokota AB (D-8)	0.41-1.2	0.4-1.4	0.41-0.88	0.24-0.54	0.25-0.51
Akasaka Press Center (D-9)	0.40-1.2	0.4-1.4	0.40-0.86	0.24-0.53	0.24-0.50
Atsugi NAF (D-10)	0.34-0.99	0.37-1.2	0.38-0.77	0.22-0.47	0.23-0.41
Yokosuka NB (D-11)	0.34-0.99	0.37-1.2	0.37-0.77	0.22-0.46	0.23-0.41
Camp Fuji (D-12)	0.15-0.46	0.18-0.60	0.18-0.36	0.11-0.22	0.11-0.189
Iwakuni MCAS (D-13)	0.023-0.067	0.026-0.087	0.026-0.053	0.016-0.033	0.016-0.028
Sasebo NB (D-14)	0.029-0.085	0.034-0.11	0.033-0.067	0.02-0.042	0.021-0.035

Note: dose in millisievert (mSv) is 10 times the table entry

Table 39. Range of whole body effective doses (rem) to adults and humanitarian relief individuals at 13 DARWG locations

DARWG Location (No.)	Age Group	
	Adult	Humanitarian Relief
Misawa AB (D-1)	0.003–0.006	0.006
Sendai Airport (D-2)	0.043–0.10	0.12
City of Ishinomaki (D-3)	0.028–0.068	0.079
City of Yamagata (D-4)	0.017–0.035	0.036
Hyakuri AB (D-6)	0.030–0.067	0.075
City of Oyama (D-7)	0.033–0.076	0.087
Yokota AB (D-8)	0.024–0.051	0.055
Akasaka Press Center (D-9)	0.019–0.042	0.046
Atsugi NAF (D-10)	0.018–0.037	0.039
Yokosuka NB (D-11)	0.015–0.031	0.033
Camp Fuji (D-12)	0.007–0.014	0.015
Iwakuni MCAS (D-13)	0.001–0.002	0.002
Sasebo NB (D-14)	0.001–0.003	0.003

Note: dose in millisievert (mSv) is 10 times the table entry

Table 40. Range of thyroid doses (rem) to adults and humanitarian relief individuals at 13 DARWG locations

DARWG Location (No.)	Age Group	
	Adult	Humanitarian Relief
Misawa AB (D-1)	0.003–0.007	0.007
Sendai Airport (D-2)	0.38–0.98	1.2
City of Ishinomaki (D-3)	0.14–0.4	0.5
City of Yamagata (D-4)	0.19–0.42	0.45
Hyakuri AB (D-6)	0.35–0.86	1.0
City of Oyama (D-7)	0.38–0.97	1.1
Yokota AB (D-8)	0.19–0.45	0.53
Akasaka Press Center (D-9)	0.18–0.44	0.52
Atsugi NAF (D-10)	0.16–0.37	0.41
Yokosuka NB (D-11)	0.16–0.36	0.4
Camp Fuji (D-12)	0.078–0.17	0.18
Iwakuni MCAS (D-13)	0.011–0.025	0.027
Sasebo NB (D-14)	0.015–0.032	0.034

Note: dose in millisievert (mSv) is 10 times the table entry

6.2 Comparisons with Dosimetric Measurements

6.2.1. Personnel Dosimetry

Personnel dosimeters were issued to individuals who were determined to have a potential for exposure to external radiation in performing their duties, such as assistance in humanitarian relief, entrance into the warm or hot zones, or as a routine requirement of their duties (occupations). The latter groups included nuclear trained individuals and medical individuals working with radiation sources. As discussed Appendix D-2, a few less than 3,200 personnel dosimeters had reported doses. The majority of those dose results (59.2 percent) were reported as zero rem, and almost all (99.6 percent) were reported as 0.025 rem (0.25 mSv) or less. These results compare favorably with the range of doses for the external component for adults reported in Table 35. Additional details of the personnel dosimetry process and results are in Appendix D-2.

6.2.2. Internal Monitoring

Almost 8,400 individuals were evaluated using internal monitoring (IM) for radionuclides deposited in their bodies. Individuals were selected for IM based on their potential for intake of radioactive materials during the response efforts. The evaluations were conducted in two phases, which scanned individuals with potential for exposure during Phase 1, and individuals who volunteered for scanning for various reasons, but mostly from concerns for their well-being. The total number evaluated was 8,380 with 8,225 in Phase I and 155 in Phase 2. Approximately 2 percent (183) of those monitored were found to exceed the IM instruments minimum detectable amount, and the highest committed effective dose of 0.025 rem (0.25 mSv) from internally-deposited radioactive materials. Details of the IM methods, procedures for selecting individuals for IM, and results are discussed in Appendix D-3.

6.3 Comparisons with other Radiological Events

The International Nuclear and Radiological Event Scale (INES) provides a standard for comparing nuclear and radiological events (IAEA, 2008). To date only two events have been rated as 7 - Major Accident; the Chernobyl event in 1986 and the FDNPS event in 2011. The Three Mile Island event near Harrisburg, Pennsylvania that occurred in 1979 was rated as 5 - Accident with Wider Consequences. The INES scale (See Figure 58) is intended to be logarithmic; each increasing level represents an event approximately ten times more severe than the previous level.

Although Chernobyl and FDNPS both received an INES rating of seven, they differed in mortality outcomes. The Chernobyl accident caused the deaths of 30 power plant employees and firemen within a few days or weeks, including 28 deaths that were due to radiation exposure, and several thousand projected radiogenic deaths over the lifetime of the exposed population (WHO, 2006). Although some FDNPS workers were killed due to the tsunami, no deaths occurred due to acute radiation exposure, and lifetime radiogenic death projections are projected to be negligible (Harmon, 2012).