

平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費  
(低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査) 事業

(原子力規制委員会原子力規制庁委託調査報告書)

平成 3 1 年 3 月

公益財団法人 放射線影響協会

本報告書は、原子力施設等防災対策等委託費による委託業務として、(公財)放射線影響協会が実施した平成30年度原子力施設等防災対策等委託費(低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査)事業(契約書第1条で定めた委託業務題目)の成果を取り纏めたものです。

## 目 次

I. 概 要 .....	2
1. 本事業への協力の意思確認及び生活習慣等に係る調査業務 .....	2
2. 事業対象者に関する情報の更新等業務.....	2
2. 1 事業対象者の被ばく線量に関する情報の更新.....	2
2. 2 事業対象者の生存率に関する情報の更新.....	2
2. 3 事業対象者の死因情報の継続使用に関する手続き .....	2
3. がん罹患情報の活用方策の検討 .....	2
4. 本事業の理解促進活動.....	3
4. 1 ホームページによる放射線疫学調査関連情報の周知.....	3
4. 2 国内外の論文投稿・学会発表.....	3
5. 委員会活動 .....	3
II. 事業内容 .....	4
1. 本事業への協力の意思確認及び生活習慣等に係る調査業務 .....	4
1. 1 住民票の写し等の交付請求による調査対象者の住所地及び生死確認.....	4
1. 2 インフォームド・コンセント.....	10
2. 事業対象者に関する情報の更新等業務.....	14
2. 1 事業対象者の被ばく線量に関する情報の更新.....	14
2. 2 事業対象者の生存等に関する情報の更新.....	14
2. 3 事業対象者の死因情報の継続使用に関する手続き .....	14
3. がん罹患情報の活用方策の検討 .....	14
3. 1 2016年全国がん登録の概要 .....	15
3. 2 臓器線量の再構築等の活用方策について.....	15
4. 本事業の理解促進活動.....	16
4. 1 ホームページによる放射線疫学調査関連情報の周知.....	16
4. 2 国内外の論文投稿・学会発表 .....	17
5. 委員会活動 .....	18
5. 1 倫理審査・個人情報保護委員会 .....	18
5. 2 調査研究評価委員会.....	19
5. 3 臓器線量構築検討会.....	19
5. 4 放射線疫学調査あり方検討会フォローアップ委員会.....	19

## I. 概 要

平成 30 年度は、平成 27 年度に策定した健康影響評価計画に基づき、調査対象者の生死等情報の把握、事業対象者への意思確認調査（インフォームド・コンセント）及び生活習慣等調査を行うとともに、平成 31 年度頃から利用が可能になるがん罹患情報に対応するため、がん罹患情報の活用方策とともに臓器線量を推定する手法等について検討した。また、意思確認調査への回答状況について分析等を行い、回答率向上について具体的方策を取った。さらに本事業の理解促進活動としては、平成 26 年度までに取得したデータをもとに解析した結果について学会発表、論文投稿等を行うとともに、ホームページ等により本疫学調査について情報発信した。

### 1. 本事業への協力の意思確認及び生活習慣等に係る調査業務

前年度に引き続き、放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査を実施した。調査は事業対象者約 46,500 人に対し、資料を郵送（約 45,100）及び事業所等での本事業の説明会（7 箇所）を実施した際に資料を現地配付（約 1,400：追加発送等含む）の 2 通りの方法により行い、本年度は、平成 31 年 3 月までに、9,423 人から調査対象者となることについての同意を得た。本年度までの調査結果は平成 27 年度に構築した専用のデータベースに格納した。

### 2. 事業対象者に関する情報の更新等業務

#### 2. 1 事業対象者の被ばく線量に関する情報の更新

当協会放射線従事者中央登録センター（以下、中登センターという。）から 2017 年度（平成 29 年度）までの被ばく線量情報等の提供を受け、データベースに反映した。

#### 2. 2 事業対象者の生存率に関する情報の更新

本年度は、30,048 人の調査対象者について生死追跡調査を行い、1,366 市区町村に対し住民票の写し等の交付を請求し、この内 1,365 市区町村から計 30,038 人の調査対象者について住民票の写し等の交付を受ける等して回答を得、データベースに反映した。

#### 2. 3 事業対象者の死因情報の継続使用に関する手続き

統計法（平成 19 年法律第 53 号）第 33 条規定に基づき、調査票情報の継続保有の申請を行い、承認を受けた。

### 3. がん罹患情報の活用方策の検討

本年度は、調査研究評価委員会において、全国がん登録データベースの精度、利用申請方法等について検討を行った。また、臓器線量の再構築等のために臓器線量構築検討会を設置し、臓器線量への変換方策等について検討を行った。

## 4. 本事業の理解促進活動

### 4. 1 ホームページによる放射線疫学調査関連情報の周知

調査結果等について広く周知し、事業対象者の協力を得るためにホームページ、放影協ニュース等による情報発信を行った。

### 4. 2 国内外の論文投稿・学会発表

国内外の機関に積極的に引用される調査として専門家に認知されることを目的に、学会発表 11 回、論文投稿 6 本（1 本は公表済み、2 本は受理され近刊、3 本は投稿中）を行った。

## 5. 委員会活動

本事業においては的確かつ円滑な実行を図る目的として、個人情報の取扱い及び疫学研究に係る倫理的事項に係わる倫理審査・個人情報保護委員会、並びに調査研究計画、調査の実施、がん罹患情報の活用に係わる調査研究評価委員会を設置した。調査研究評価委員会の下に臓器線量構築検討会を設置した。また、「平成 28 年度疫学調査あり方検討会」が策定した報告書を踏まえ、平成 31 年度以降の事業についての評価を審議する疫学調査あり方検討会フォローアップ委員会を設置し、事業継続を判断した。

## II. 事業内容

### 1. 本事業への協力の意思確認及び生活習慣等に係る調査業務

#### 1. 1 住民票の写し等の交付請求による調査対象者の住所地及び生死確認

がん罹患調査、死因解析等のために、調査対象者の住所地及び生死の情報を可能な限り最新の状態に保つ必要がある。調査対象者の住所地及び生死の確認（以下、「生死追跡調査」という。）は、本年度においても、前年度に引き続き、個人情報保護に留意しつつ、全国の市区町村（特別区及び政令市の行政区を含む。以下、同様。）から住民票の写し等を取得することにより行い、その結果の集計及び放射線疫学調査ファイルの更新を行った。

#### (1) 生死追跡調査

法令により、消除された住民票（以下、除票と言う。）の保存期限は5年であると定められていることから、1人の調査対象者について少なくとも4年に1度、住民票の写し等の取得による生死追跡調査を行うこととしている。本年度は、前年度の調査終了までに生存が確認されていた調査対象者158,667人の内、21,831人及び平成27年度から実施している意思確認調査において新たに本疫学調査の対象者となることに同意した8,217人（以下、「新規調査対象者」という。）、計30,048人について生死追跡調査を行った。

以下に、本年度の生死追跡調査の結果を報告する。

#### 1) 住民票の写し等の交付請求及び取得

##### i) 住民票の写し等の交付請求

本年度は、I. 本年度中に当該調査対象者についての直近の生死追跡調査から4年が経過する者（平成26年度の生死追跡調査で住民票の写しを取得した者のうち、平成29年度に交付請求を行わなかった者）及び3年が経過する者（平成27年度に住民票の写しを取得した者）の内の一部の者、II. 前年度（平成29年度）の生死追跡調査において住民票の写し等の交付請求先の市区町村から他の市区町村への転出が判明した者並びにIII. 前年度（平成29年度）の生死追跡調査において「該当者なし」等の理由で住民票の写しを交付されなかった者の内、再調査を行うこととした者、新規調査対象者、並びに前年度（平成29年度）までに実施した意思確認調査において郵送した説明資料が配達されずに協会に返送された者の内、住所の再調査を行うこととした者、計30,048人の調査対象者について、1,366市区町村に対し住民票の写し等の交付を請求した。

なお、本年度、住民票の写し等を請求した者には、前年度までに意思確認調査に回答していなかった者及び同調査において本放射線疫学調査の調査対象者となることに同意しない旨の回答をした者は含まれていない。また、前年度までに住民票の写し等の交付を受けられなかった市区町村に住所を持つ調査対象者については、意思確認調査を実施し、調査対象者となることに同意する回答を得られた者についてのみ、意思確認書の写しを添えて、住民票の写し等の交付請求を行った。

本年度、住民票の写し等を請求した調査対象者の内訳は表1の通りである。

## ii) 住民票の写し等の取得

i) の住民票の写し等の交付請求により取得した住民票の写し等及び取得できなかった住民票の写しは、その内容により以下の通りの区分に分類し、整理している。

- ①住民票の写しの取得（氏名、住所等が変更されていないもの）
- ②住民票の写しの取得（氏名、住所等が変更されているもの）
- ③除票の写しの取得（死亡による消除）
- ④除票の写しの取得（転出（海外への転出を含む。）による消除）
- ⑤住民票なし（「該当者なし」（調査対象者が当該の市区町村の住民になったことがなく、当該調査対象者の住民票が作成されていないことによる。）のため）
- ⑥住民票なし（住民票の消除後5年（保存期限）以上経過のため）
- ⑦除票の写しの取得（不在住等の事由による市区町村長の職権による消除）
- ⑧その他

本年度は、住民票の写し等の交付を請求した1,366市区町村の内、1,365市区町村から、計30,038人の調査対象者について、住民票の写し等の交付等による回答を得た。他の1町については、住民票の写し等の交付を受けられなかった。また、住民票の写し等の交付を受けた市区町村であっても1市からは、意思確認調査を未だ実施していない者に係る住民票の写しの交付を受けられなかった。本年度に住民票の写し等の交付を請求した調査対象者について、取得した住民票の写し等及び取得できなかった住民票の写し等の内訳は表2の通りである。

（巻末参考資料 22頁参照）

**表 1** 平成 30 年度に住民票の写し等の交付を請求した  
調査対象者の内訳

(平成 31 年 3 月現在)

請求の内訳	人数
I. 前回住民票の写し <sup>注-1</sup>	19,906
II. 前回転出除票の写し <sup>注-2</sup>	1,267
III. 前回「該当者なし」等 <sup>注-3</sup>	5
※ 新規調査対象者 <sup>注-4</sup>	8,217
※ 郵便不達者の住所再調査 <sup>注-5</sup>	653
合計	30,048

注-1 直近の生死追跡調査から 4 年が経過する者（平成 26 年度の生死追跡調査において住民票の写しを取得した者のうち平成 29 年度に交付請求を行わなかった者）及び 3 年が経過する者（平成 26 年度に住民票の写しを取得した者）の内の一部の者の調査

注-2 前年度（平成 29 年度）の生死追跡調査において他の市区町村への転出が判明した者の調査

注-3 前年度（平成 29 年度）の生死追跡調査において、「該当者なし」等の回答を得た者の内の一部の者の再調査

注-4 前年度（平成 29 年度）までの意思確認調査において本疫学調査の対象者となることに同意し、新規に調査対象者となった者の調査

注-5 前年度（平成 29 年度）までの意思確認調査において郵送した説明資料が配達されずに協会に返送された者の住所の再調査

**表 2** 平成 30 年度に取得する等した住民票の写し等の内訳

(平成 31 年 3 月現在)

区分（本文参照）	人数
住民票の写し ①②	26,984
除票の写し（転出） ④	2,203
内、国内の他市区町村への転出	2,175
内、海外への転出	28
除票の写し（死亡） ③	621
該当者なし等 ⑤⑥⑦⑧	230
不交付	10
合計	30,048

## 2) 生死追跡調査の状況

本年度までの生死追跡調査で得られた調査結果を既存の調査対象者について集計したところ、全調査対象者 277,128 人（男性 274,559 人、女性 2,569 人）のうち、(1) 生存者は 158,014 人（男性 159,912 人、女性 1,102 人）、(2) 死亡者は 33,248 人（男性 33,157 人、女性 91 人）、(3) 調査の結果追跡できなくなった者は 48,554 人（男性 48,030 人、女性 524 人）（平成 15 年度から平成 21 年度までの間に実施した「説明と同意の確認」調査において、本年度までに同意しない旨の回答をした者及び郵送した説明資料が不達となり最終的な意思の確認がなされなかった者 13,220 人を含む。）であった。なお、(4) 事業所に照会した時点で住所情報が得られず、当初から生死追跡調査の対象とならなかった者は 36,312 人（男性 35,460 人、女性 852 人）である。詳細は表 3 の通りである。（巻末参考資料 22 頁参照）

また、新規調査対象者 8,217 人（男性、女性）の調査結果の集計は、(1) 生存者は 7,922 人（男性 7,809 人、女性 183 人）、(2) 死亡者は 19 人（男性 19 人、女性 0 人）、(3) 追跡できなかった者は 206 人（男性 204 人、女性 2 人）であった。（巻末参考資料 23 頁参照）

## 3) 住民票の写し等取得の年度推移

全国の市区町村から住民票の写し等を取得することによる生死追跡調査を開始して 28 年が経過した。その間に得た各年度の住民票の写し等取得実績の推移を図 1 に示す。

## 4) 生死追跡調査における「脱落」等の発生

### i) 追跡先住所不明

住民票の写し等の取得による生死追跡調査において、市区町村から「該当者なし」等という回答を受けた調査対象者の一部については、前年度までに取得した最新の住民票の写し等を当該市区町村に提示し、再度、住民票の写し等の交付請求を行った。他市区町村への転出が判明した者については、次回の調査までに除票の保存期間である 5 年を超えることのないよう、必要に応じて追加の住民票の写し等の交付請求を行った。

しかしながら、調査対象者が転出元又は転出先の市区町村で転出又は転入の手続きをしないこと等により、調査対象者の追跡先の住所が不明となることがあるため、「脱落」が発生することがある。

本年度は 230 人（本年度調査分の 0.77%）の「脱落」があった。

### ii) 海外転出

海外への転出が判明した調査対象者については、以降の追跡が困難であるため、生死追跡調査を継続しないこととしている。

本年度は 28 人（同 0.09%）の海外転出があった

### iii) 住民票の写し等の不交付

住民票の写しの交付制度等の見直しのために改正された住民基本台帳法が平成 20 年 5 月に施行されたことにより、以降、市区町村の判断によっては、住民票の写し等が交付さ

れない可能性が生じた。住民票の写し等の請求先となった市区町村に対しては、本疫学調査の意義を説明すること等により、市区町村の理解及び協力を得ることに努めているが、やむを得ず住民票の写し等が交付されない場合は、当該の調査対象者に対して意思確認調査を実施し調査対象者となることに同意する旨の回答を得たうえで住民票の写し等についての交付請求を行うこととしている。

前述の通り、本年度は、1町による住民票の写し等の不交付及び1市による一部不交付があり、10人分（同0.03%）の住民票の写し等を取得できなかった。

**表3-1 生死追跡状況**

（平成31年3月現在）

追跡結果	人数（男 女）
(1) 生存	158,014 (156,912 1,102)
(2) 死亡	34,248 ( 34,157 91)
(3) 脱落	48,554 ( 48,030 524)
（脱落の内訳）	
初回追跡時脱落 <sup>注-1</sup>	24,620 ( 24,334 286)
住所不明等 <sup>注-2</sup>	10,050 ( 10,003 47)
不同意 <sup>注-3</sup>	12,484 ( 12,296 188)
郵便不達 <sup>注-4</sup>	736 ( 736 0)
不交付 <sup>注-5</sup>	664 ( 661 23)
(4) 住所情報無し <sup>注-6</sup>	36,312 ( 35,460 852)
合計	277,128 (274,559 2,569)

注-1 原子力事業者から入手した住所情報に基づいて初めて行う住民票の写し等の請求において、該当者なし、除票の保存期間経過、職権消除等の理由で、住民票の写し等を取得できずに脱落した調査対象者の数

注-2 一旦、住民票の写し等を取得した後の再調査において、該当者なし、除票の保存期間経過、職権消除、海外転出等の理由により脱落した調査対象者の数

注-3 第2次交絡因子調査又は「説明と同意の確認」調査において、調査対象者となることに同意しない旨の回答をした者の数

注-4 「説明と同意の確認」調査において、郵送した説明資料が不達となり最終的な意思の確認がなされなかった者の数

注-5 市区町村の協力を得られなかったことにより、住民票の写し等を取得できなかった調査対象者の数

注-6 原子力事業者から住所情報を入手できなかったため、当初から住民票の写し等の取得による生死追跡調査の対象とならなかった者の数

**表3-2 生死追跡状況（新規調査対象者）**

追跡結果	人数（男 女）
(1) 生存	7,992 ( 7,809 183 )
(2) 死亡	19 ( 19 0 )
(3) 脱落	206 ( 204 2 )
合計	8,217 ( 8,032 185 )

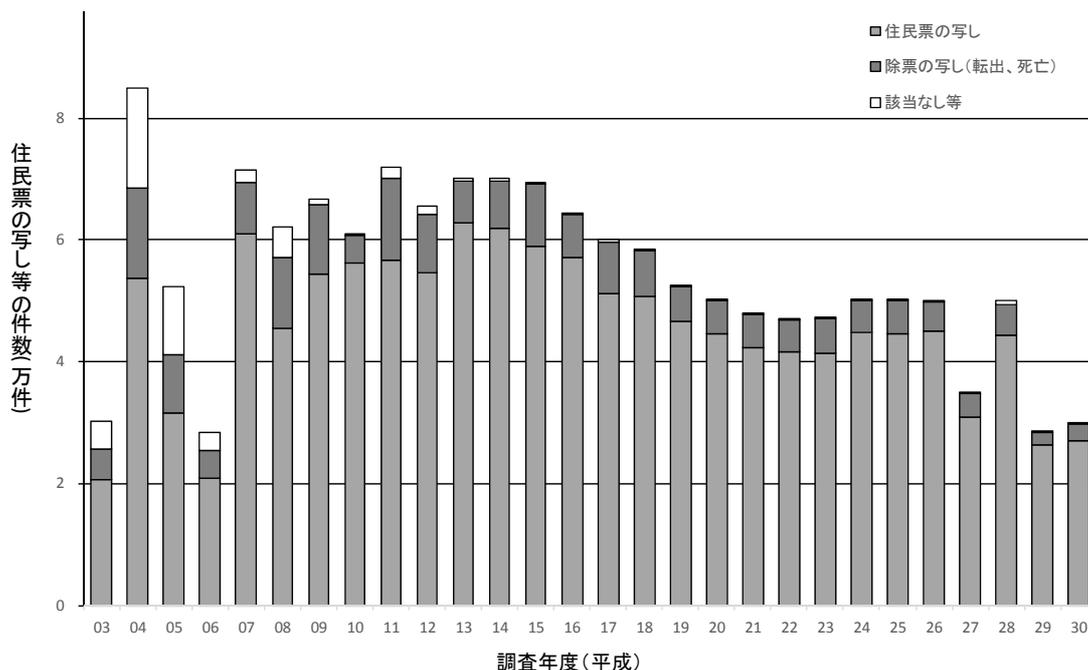


図1 住民票の写し等の取得実績

## (2) 放射線疫学調査ファイルの管理等

本疫学調査の実施に当たっては、平成11年3月までに放射線業務従事者として登録した者のうち調査対象者となった277,128人についての情報を収めたデータベースを、インターネット及び協会の計算機ネットワークから独立した計算機上に構築している。また、このデータベースの管理のために開発した「放射線疫学調査に係る情報処理システム」(以下、「情報処理システム」という。)により、年度毎に行う生死追跡調査の対象者の抽出、市区町村長に提出するための住民票の写し等の請求書類の作成、交付を受けた住民票の写し等の記載事項等の計算機への入力並びにデータベースに登録された情報の更新及び修正を行った。さらに、意思確認調査により本疫学調査の対象者となることに同意する旨の回答を得た者については、新規調査対象者として登録等を行う。

また、平成27年度年度より実施している生活習慣等アンケートのデータに線量データを付与し、解析用のデータを作成するプログラムを開発した。さらに新たに導入した解析用PCを電子計算機室内のLANに接続するためのネットワークの設定、放射線疫学調査解析システム及び関連ソフトウェアのインストールと設定等を行った。

## (3) 意思確認調査及び生活習慣等調査の調査結果の管理のためのデータベースの構築

本疫学調査の調査対象者となることについての諾否、アンケート調査の回答内容等、両調査において本年度に得られた調査結果を、これらを保管し、管理するために平成27年度に構築したデータベースに格納した。

## 1. 2 インフォームド・コンセント

本放射線疫学調査において、平成 27 年度からの新たな取り組みとしてがん罹患調査及び生活習慣等調査を実施することとしている。そこで、あらかじめ放射線疫学調査の事業対象者からインフォームド・コンセントを受けることにより今後の放射線疫学調査の円滑な実施に資することを目的として、対象者となることについての意思確認調査（以下、「意思確認調査」という。）を前年度から引き続いて実施した。

意思確認調査は、平成 27 年度に策定した「放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査実施要領」（以下、「意思確認調査実施要領」という。巻末参考資料 26 頁参照。）に基づき、平成 27 年度から順次行うこととしている。

以下に、意思確認調査の本年度における進捗、結果等を述べる。

### (1) 意思確認調査の実施（説明資料の配付）

意思確認調査実施要領に基づき、①郵送及び②原子力発電施設等の事業所での現地配付の 2 通りの方法により、事業対象者に対して説明資料（巻末参考資料 31～43 頁参照）を配付することとしている。

これらの配付方法の対象は、それぞれ、

- ① 郵送調査 … 平成 26 年度までに既に本放射線疫学調査の調査対象者であって、生死追跡調査において生存していること及び住所が確認された者（約 16.5 万人（平成 26 年度末現在））
- ② 現地調査 … 現地説明会（上述）を開催した事業所において現に放射線業務に従事している者等（約 7 万人）

である。このため、①及び②の両方の方法により、2 部以上の説明資料の配付を受ける者がいる可能性があることに留意しなければならない。

本年度は、①郵送調査については、前年度までに意思確認調査を実施していない者から、

- (ア) 累積線量が 0.00 mSv を超えていること
- (イ) 本年度の生死追跡調査において生存及び住所が確認できた者であること
- (ウ) これまでの意思確認調査において郵送した説明資料が不達となった者で、生死追跡調査において新たな住所が確認できた者であること

のいずれかの条件を満たす者を調査対象者として抽出し、計 28,025 人に対して説明資料を郵送することによって実施した（平成 30 年 7 月～平成 30 年 12 月）。この内、宛先不明等の理由により郵便が不達となり意思確認調査を実施できなかった者 2,150 人については、必要に応じて、次年度以降、住民票の写し等を取得し、その時点において確認できる最新の住所に説明資料を郵送することとした。

郵送により意思確認調査を実施した事業対象者で一定期間回答がなかった者の内、協会からの再案内を希望しなかった者等を除く約 18,000 人に対しては、回答を依頼するための依頼状（巻末参考資料 45～48 頁を参照。）を郵送した（平成 30 年 10 月及び平成 31 年 2 月）。

また、平成 28 年 11 月及び 12 月に郵送調査を実施した調査対象者の内、平成 30 年 8

月までに回答がなかった者 12,666 人について、また、平成 29 年 7 月に郵送調査を実施した調査対象者の内、平成 30 年 9 月までに回答がなかった者 7,528 人について、再度、意思確認調査を実施するため、改めて説明資料を郵送した（平成 30 年 9 月、10 月）。再調査の対象となった者の内、931 人については宛先不明等の理由により郵便が不達となり意思確認調査を実施できなかった。

③ 現地調査については、現地説明会を開催した事業所の協力を得て、配付する説明資料の送付先、必要部数等の調査が平成 30 年 10 月までに終了した事業所において現に放射線業務に従事している者等に向けて、1,375 部の説明資料を配付することによって実施した（平成 30 年 6 月～平成 30 年 10 月）。

本年度における意思確認調査の実施実績は表 4 の通りである。

また、現地説明会の開催状況と資料の配布状況について表 5 に示す。

**表 4** 平成 30 年度 意思確認調査 実施実績（説明資料の配付部数）

（平成 31 年 1 月現在）

調査方法	配付数
① 郵送 <sup>注-1</sup>	25,875
郵送（再調査） <sup>注-2</sup>	19,263
② 事業所での現地配付 <sup>注-3、注-4</sup>	1,375
合計	46,513

注-1 実際に事業対象者に届けられたと考えられる数（発送件数から、宛先不明等の理由により郵便不達となった件数を差し引いた数）を示す。実際に郵送した 25,875 部の内、2,150 部が郵便不達となった。

注-2 平成 28 年度及び 29 年度に実施した意思確認調査（一部）において未回答であった者に対する再調査。実際に郵送した 19,263 部の内、931 部が郵便不達となった。

注-3 事業所での現地配付では、予備を見込んで説明資料を配付することがある。

注-4 現地説明会に参加した事業対象者が、当該説明会において配付された説明資料に同封した意思確認書等の用紙により回答する場合を含む。

**表 5** 現地説明会の開催と資料配布数

説明会開催場所等		開催日 (発送日)	資料配布数
北海道電力	泊発電所（再説明会）	6月20日	—
新金属協会		6月21日	—
原子燃料工業	東海事業所	9月26日	180
	熊取事業所	10月1日	330
三菱原子燃料	東海事業所	9月26日	350
JCO	東海事業所	9月26日	200
GNF-J		9月25日	250
核物質管理センター	本部	8月28日	—
	東海保障措置センター	10月9日	20
	六ヶ所保障措置センター	10月29日	45

## (2) 意思確認調査の結果

本年度は、46,513人の事業対象者に実施した意思確認調査に対して、のべ12,030人からの回答があった（平成31年2月5日現在）。

これらの内、本放射線疫学調査の調査対象者となることに同意するとの回答をした者は9,423人、同意しないとの回答をした者は2,174人であった。説明資料の配付数に対する同意の取得率は約20.3%であった。

平成27年度からの通算では、調査対象者となることに同意するとの回答をした者は77,914人、同意しないとの回答をした者は15,117人となった。

同意するとの回答をした者の内、放射線疫学調査ファイルの既存の調査対象者と照合できなかった者は、本放射線疫学調査の新規の調査対象者となり、今後、放射線従事者中央登録センターに照会し、放射線業務従事者として登録されていることが確認できた場合に、生死追跡調査等を行い各種の情報の取得を行うこととなる。

また、意思確認書への記入内容等に不備がある等の理由により調査対象者となることについての諾否を判断できなかった者及び郵送調査及び現地調査の両方の調査において重複して回答した者が計433人（平成27年度からの通算では4,578人）あった。

本年度までにおける意思確認調査の結果を表6に示す。

表6 意思確認調査 回答状況

調査年度	調査方法	回答				未回答	計
		同意	不同意	その他	回答計		
平成27年度	郵送調査	10,687	2,208	1,931	14,826	15,274	30,100
	既存対象者	(10,684)	(2,206)				
	新規対象者候補	(3)	(2)				
	現地調査	2,253	706	71	3,030	2,586	5,616
	既存対象者	(862)	(200)				
	新規対象者候補	(1,391)	(506)				
計		12,940	2,914	2,002	17,856	17,860	35,716
	既存対象者	(11,546)	(2,406)				
	新規対象者候補	(1,394)	(508)				
平成28年度	郵送調査	14,233	2,291	809	17,333	27,000	44,333
	既存対象者	(14,227)	(2,290)				
	新規対象者候補	(6)	(1)				
	再調査(郵送)	1,763	561	255	2,579	11,541	14,120
	既存対象者	(1,760)	(557)				
	新規対象者候補	(3)	(4)				
	現地調査	17,480	3,582	495	21,557	22,345	43,902
	既存対象者	(6,517)	(1,051)				
	新規対象者候補	(10,963)	(2,531)				
	計		33,476	6,434	1,559	41,469	60,886
	既存対象者	(22,504)	(3,898)				
	新規対象者候補	(10,972)	(2,536)				
平成29年度	郵送調査	16,817	2,769	443	20,029	31,512	51,541
	既存対象者	(16,808)	(2,764)				
	新規対象者候補	(9)	(5)				
	再調査(郵送)	1,177	423	88	1,688	10,826	12,514
	既存対象者	(1,174)	(420)				
	新規対象者候補	(3)	(3)				
	現地調査	4,081	403	53	4,537	4,912	9,449
	既存対象者	(1,736)	(163)				
	新規対象者候補	(2,345)	(240)				
	計		22,075	3,595	584	26,254	47,250
	既存対象者	(19,718)	(3,347)				
	新規対象者候補	(2,357)	(248)				
平成30年度	郵送調査	7,208	1,499	277	8,984	16,891	25,875
	既存対象者	(7,204)	(1,497)				
	新規対象者候補	(4)	(2)				
	再調査(郵送)	1,570	600	140	2,310	16,953	19,263
	既存対象者	(1,569)	(598)				
	新規対象者候補	(1)	(2)				
	現地調査	645	75	16	736	642	1,378
	既存対象者	(331)	(27)				
	新規対象者候補	(314)	(48)				
	計		9,423	2,174	433	12,030	34,486
	既存対象者	(9,104)	(2,122)				
	新規対象者候補	(319)	(52)				
合計	郵送調査	48,945	8,767	3,460	61,172	90,677	151,849
	既存対象者	(48,923)	(8,757)				
	新規対象者候補	(22)	(10)				
	再調査(郵送)	4,510	1,584	483	6,577	39,320	45,897
	既存対象者	(4,503)	(1,575)				
	新規対象者候補	(7)	(9)				
	郵送調査計	53,455	10,351	3,943	67,749	84,100	151,849
	(延べ数)					(126,800)	(197,746)
	既存対象者	(53,426)	(10,332)				
	新規対象者候補	(29)	(19)				
	現地調査	24,459	4,766	635	29,860	30,485	60,345
	既存対象者	(9,446)	(1,441)				
	新規対象者候補	(15,013)	(3,325)				
	計		77,914	15,117	4,578	97,609	114,585
(延べ数)					(157,285)	(258,091)	
既存対象者	(62,872)	(11,773)					
新規対象者候補	(15,042)	(3,344)					

## 2. 事業対象者に関する情報の更新等業務

### 2. 1 事業対象者の被ばく線量に関する情報の更新

被ばく線量情報については、中登センターから、第V期までの疫学調査対象者となっていた平成10年度までの従事実績を有する者、及び新規の調査対象者候補として中登センターに照会し新たに中央登録番号が確認できた者の年度別個人線量及び事業所情報について、最新の登録情報であった2017年度（平成29年度）までの情報の提供を受けてデータベースの更新を行った。

### 2. 2 事業対象者の生存等に関する情報の更新

本年度の生死追跡調査において入手した住民票の写し等の情報に基づき、30,038人の調査対象者について、データベースを更新した。そのうち、転居による住所の変更又は氏名の変更があった者は2,235人、転出による住所変更があった者は2,203人、死亡した者は621人、該当無し等により追跡できなかった者は230人であった。なお、住民票の写し等の交付を受けられなかった2市区町（一部不交付を含む。）に係る10人の調査対象者については、データベースの更新を保留した。

また、このデータベース及び情報処理システムについては、定期的に保守点検を行うことにより、その正常維持を図るとともに、データのバックアップを定期的に又は適宜行い、データを適正に保管している。

### 2. 3 事業対象者の死因情報の継続使用に関する手続き

統計法（平成19年法律第53号）第33条規定に基づき、平成30年4月2日に調査票情報の継続保有の申請を厚生労働省に対して行い、平成30年4月6日に承認を受けた。これらの死因情報を用いて解析を行い、学会発表、論文作成を行った。

## 3. がん罹患情報の活用方策の検討

本疫学調査では、これまで主に、被ばく線量とがん死亡との関係を解析することで、低線量放射線の健康影響を評価してきたが、医療技術の進展等に伴いがんの致死率（致命率）が低下している現状を考慮し、健康指標として死亡だけでなく、がん罹患も調査することにより、より精度の高い健康影響の評価を行う必要性が高まっている。一方、がん罹患情報に関しては、一部の都道府県で地域がん登録制度があったものの、本疫学調査の対象者は全国に所在しているので、全員を対象としたがん罹患情報の把握は困難であったが、平成28年1月全国がん登録制度が発足した。これらの状況を鑑み、平成27年度からの調査においては、放射線被ばくによる健康影響、特にがんの発生に及ぼす影響を評価する際、その評価指標としてがん罹患を新たに加えることとしている。

平成27年度においては、全国がん登録制度に基づくがん罹患情報を活用するため、法的根拠、申請手続、全国がん登録データベース届出項目、利用可能時期、疫学調査解析での利用法等について調査研究評価委員会において審議した。特に、調査対象者のがん罹患情報の収集方法に関しては、収集項目等並びにがん罹患情報の保管及び管理のためのシステム開

発の要件定義として、全国がん登録データベースから提供を受ける項目を確認した。

平成 28 年度には全国がん登録データベース整備の進捗状況、利用手順マニュアル等の整備状況、本疫学調査での利用可能時期等について調査研究評価委員会において審議した。また、がん罹患リスクの評価に用いる臓器線量構築について検討を行った。

平成 29 年度においては、調査研究評価委員会において、全国がん登録データベースの利用申請方法等について検討を行った。また、臓器線量構築検討会を設置し臓器線量への変換方策等について検討した。

本年度においては、調査研究評価委員会において、公開された 2016 年全国がん登録の概要について検討を行った。また、臓器線量構築検討会において、記録線量から臓器線量への換算係数を構築した。

### 3. 1 2016 年全国がん登録の概要

本年度 1 月には平成 28(2016)年分の診療データについて、がん罹患情報の速報値が公表された。調査研究評価委員会において、登録の精度と状況について審議した。DCO (Death Certificate Only) の指標が 3.2%と低い水準を示したことは、高精度のがん登録制度であり、かつ全国すべての都道府県を網羅する等、世界的にも規模が大きいの意見が出された。「がん登録等の推進に関する法律 (平成 25 年法律第 111 号)」ができる前は都道府県間で精度のバラツキはあったが、都道府県別の MI(Mortality/Incidence)比が 0.3-0.4 ということは、地域間のバラツキも小さいと判断できるとの意見があった。

利用申請の受付も始まったところ、匿名化されたデータの利用は審議会でも概ね認める方向だが、匿名化されていないデータの利用に関しては慎重で、平成 31 年度 2 月の時点で未だ審査が 1 件もないとの情報が提供された。

### 3. 2 臓器線量の再構築等の活用方策について

新しい疫学調査では、評価指標として従来の死亡に加え、平成 28 年に始まった全国がん登録制度のがん罹患情報を利用することとしている。線量については、従来、記録線量である個人線量当量をそのままリスク推定に用いていたが、放射線リスク評価の国際比較可能性を高めるために、新調査では臓器線量を用いることとして、平成 29 年度及び 30 年度に臓器線量構築検討会を設置した。本年度は、線量計レスポンスの試験の実施、日本人成人男性モデルの臓器線量換算係数の推計、日本の原子力発電所における光子エネルギー、ジオメトリ分布に関する先行研究の調査を経て、2 年間の検討の結果、記録線量から臓器線量への換算係数の構築方法をまとめ、検討会報告書を取りまとめた。

#### 4. 本事業の理解促進活動

本事業の理解促進を図り、本事業が国内外の機関に積極的に引用される調査として専門家に認知されることを目的に、以下の学会発表、論文投稿等を行った。

##### 4. 1 ホームページによる放射線疫学調査関連情報の周知

平成 30 年度は以下の更新を行った。

更新日	更新内容
7/10	第 91 回日本産業衛生学会の発表要旨を掲載
7/10	3rd European Radiological Protection Research Week 及び 5th Asian & Oceanic IRPA Regional Congress on Radiation Protection 発表要旨を掲載
7/10	3rd European Radiological Protection Research Week 及び 5th Asian & Oceanic IRPA Regional Congress on Radiation Protection 発表要旨を英文ページに掲載
7/10	日本保健物理学会第 51 回研究発表会の発表要旨を掲載
11/20	日本放射線影響学会第 61 回大会の発表要旨を掲載
11/20	Japanese Journal of Health Physics への論文掲載の告知を掲載
11/20	Japanese Journal of Health Physics への論文掲載の告知を英文ページに掲載
2/18	第 29 回日本疫学会学術総会の発表要旨を掲載

なお、当協会が年 4 刊発行（約 1,000 部／刊）している放影協ニュースに「本事業への協力の意思確認及び生活習慣等に係る調査業務」の一環として「放射線疫学調査へのご協力をお願い」や学会発表内容について掲載し、原子力事業者や RI 等事業者、除染等事業者を初めとする関係機関に配布するとともに、ホームページに掲載して広く周知を行った。

#### 4. 2 国内外の論文投稿・学会発表

国内外の機関に積極的に引用される調査として専門家に認知されることを目的に、喫煙・食事等の生活習慣調査に基づいた交絡の解析（発表①、④、⑩、⑪及び論文④、⑤）、第Ⅰ期から第Ⅵ期調査までの概要紹介（発表②）、国際機関により提案された記録線量の新実用量への推計に関する検討（発表③）、本疫学調査に伴うデータ補正に関する検討（発表⑤、⑦、⑨）、固形がん死亡率に引き続き第Ⅴ期調査結果に基づく白血病死亡リスクの解析（発表⑥及び論文①）、低線量率に焦点をあてた米国放射線業務従事者疫学調査の公開データの再解析（共同研究。発表⑧及び論文②、⑥）及び放射線疫学調査の専門機関として学会からの要請による海外の重要論文の解説を行うなど（論文③）、計 11 回の学会発表と 6 本の論文投稿を行った。（論文①は掲載済み。②、③については受理された。）

このうち、第Ⅴ期調査までに明らかになった種々の交絡を調整した解析については、現在実施中の第Ⅵ期調査において全調査対象者に対する生活習慣調査を行っており、今後も重点的に調査・発表を行う。また、記録線量から臓器線量換算係数の推計方法の検討や、それに基づく臓器線量を用いた第Ⅴ期調査リスク推計の再解析への換算を今後進めていき、これら推計方法と換算結果の発表を行う。さらにデータ補正に関する検討については、国際学会等において放射線職業被ばく分野の疫学専門家と議論を通じて取り纏めていく。

##### (1) 学会発表

(巻末参考資料 50～61 頁参照)

- ① 放射線業務従事者における累積線量と食事の傾向に関する職種別の検討. 第 29 回日本疫学会学術総会（東京）2019.2.1
- ② Radiation Epidemiology Study of Nuclear Workers in Japan: past and present of J-EPISODE. 第 29 回日本疫学会学術総会（東京）2019.1.31
- ③ 原子力発電所等放射線業務従事者における ICRP/ICRU 実用量レポートに準拠した実効線量の新実用量換算係数の試算. 日本放射線影響学会第 61 回大会（長崎）2018.11.7
- ④ 累積線量が 50mSv 以上の放射線業務従事者における食事の傾向. 日本放射線影響学会第 61 回大会（長崎）2018.11.7
- ⑤ Simulation of survival bias in epidemiological survey by reanalyzing J-EPISODE and Hanford worker（第Ⅴ期疫学調査結果）3rd European Radiological Protection Research Week、Institute for medical research and occupational health（ロビニ、クロアチア）2018.10.1
- ⑥ 放射線業務従事者における白血病死亡リスクの検討（第Ⅴ期疫学調査結果）. 日本保健物理学会第 51 回大会（札幌）2018.6.29
- ⑦ 放射線業務従事者の中性子外部被ばく可能性を考慮したがん死亡リスク（第Ⅴ期疫学調査結果）. 日本保健物理学会第 51 回大会（札幌）2018.6.29
- ⑧ 原子力作業者のがん死亡率の線量率効果：ハンフォードデータの再解析. 日本保健物理学会第 51 回大会（札幌）2018.6.29
- ⑨ Time Dependent Modifying Factors for Cancer Mortality Association with Low

- Dose and Low Dose-rate Exposure to Ionizing Radiation in J-EPISODE (第V期疫学調査結果). 5th Asian & Oceanic IRPA Regional Congress on Radiation Protection (メルボルン、オーストラリア) 2018.5.23
- ⑩ Radiation Risk Comparison with Lifestyle and Socio Economic Factors (第V期疫学調査結果). 5th Asian & Oceanic IRPA Regional Congress on Radiation Protection (メルボルン、オーストラリア) 2018.5.23
- ⑪ 原子力施設の職業集団における非がん死亡リスク要因の検討. 第91回日本産業衛生学会、熊本市民会館(熊本) 2018.5.19

(2) 論文

(巻末参考資料 62~69 頁参照)

- ① Occupational Radiation Exposure and Leukemia Mortality among Nuclear Workers in Japan: J-EPISODE, 1991–2010. Japanese Journal of Health. Physics. 53(3), 146–153 doi: 10.5453/jhps.53.146 (掲載済み)
- ② Effect of radiation dose rate on cancer mortality among nuclear workers: Reanalysis of Hanford data. Health. Physics. (受理)
- ③ 英国の放射線業務従事者 (NRRW) を対象とした最新の疫学調査の概要. Jpn. J. Health. Physics. 54 (1), (受理)
- ④ Direct Comparison between Radiation Risk and Smoking Risk on Cancer Mortality among Nuclear Workers in Japan (投稿中: Radiation and Environmental Biophysics)
- ⑤ Eating habit trends differ by cumulative radiation dose groups among Japanese male radiation workers: cross-sectional study (投稿中: Public Health Nutrition)
- ⑥ Effect of radiation dose rate on circulatory disease mortality among nuclear workers: Reanalysis of Hanford data (投稿中: Health Physics)

## 5. 委員会活動

### 5. 1 倫理審査・個人情報保護委員会

国内外の研究機関との共同研究を想定した条件整備とインフォームド・コンセントで回答された同意書における記載不備に対する対応方法について審議を行った。国内外の研究機関との共同研究については、これまでの調査説明資料や健康影響評価計画書に記載されていないことから、これらの改訂と Opt-in による同意確認が必要となり、改訂にあたっては本委員会の承認が必要となる。Opt-in による同意確認についても実施が困難な場合は本委員会の承認によりホームページ上での Opt-out による公表に切り替えられることが示された。また、現地説明会を開催した事業所の協力を得て配布した説明資料による同意書の記載不備の対象者については再度事業者を通じて配布をすることになるが、配布にあたっては該当者と利害関係の無い人を通じて行うように努めることが助言された。実施にあたっては、国内外の研究機関との共同研究と同様の手続きを行うことが示された。

また、意思確認調査の状況を報告するとともに、住民票交付の際の留意事項（DV 被害者）への対処方法を議論し、状況を整理して引き続き議論を行うこととした。

#### 5. 2 調査研究評価委員会

本年度の論文・学会発表の状況、意思確認調査の進捗状況、がん登録制度の利活用方策、臓器線量構築検討会での検討内容、意思確認調査の進捗状況、平成 30 年度疫学調査あり方検討会フォローアップ委員会の審議内容について報告した。その結果、2016 年から始まったがん登録制度について、本年度初めて公表されたデータの精度は世界的に見ても高いレベルにあり十分活用すべきとの指導を受けた。意思確認調査の状況については更に一層の協力者確保に向けた取り組みを行うことと勧告された。あり方検討会における平成 30 年度のメルクマールについては放射線疫学調査あり方検討会フォローアップ委員会の議論を踏まえ達成したと判断された。解析にあたっては同意者全員を用いた解析とマッチング手法を用いた部分集団による解析を行うことが推奨され、その方法については引き続き検討を行うことと指導を受けた。

#### 5. 3 臓器線量構築検討会

中登センターに登録されている記録線量を、疫学調査のリスク解析に用いる臓器線量へ変換する方法について検討する目的で、放射線管理、線量評価、線量計測及び放射線疫学等の専門家からなる本検討会を設置し、本年度 2 回開催した。本年度は昨年度までの議論を踏まえ、本年度実施した線量計のレスポンス試験の結果と、過去に行われた事業所等でのスペクトルの研究結果などを通じて記録線量から臓器線量に換算する係数を設定し、報告書として取り纏めた。検討会では報告書の内容を海外に向けて公表するとともに、本報告書は過去からの経緯を纏めたものになっており、解説論文や学会での発表を通じて国内の専門家に広く周知するよう指導を受けた。

この成果を以って本検討会の役割は終了することとなった。

#### 5. 4 放射線疫学調査あり方検討会フォローアップ委員会

現在の意思確認調査進捗状況について、同意者数と線量分布、同意者の特性について報告した。調査の科学的妥当性や設定されたメルクマールの観点から設定された平成 30 年度のメルクマールは部分集団設定にあたって「① 推定される放射線リスクが、揃える特性に影響されないこと」、「② 低線量群の抽出方法によって放射線リスクに影響されないこと」、「③ 高線量コア群の特性の分布に揃えた低線量群が抽出できること」であったが、①と②は部分集団が設定された後においても確定できない場合も十分あることから平成 30 年度の対象から除外して③だけを対象とし、低線量群の人数が揃っていることからメルクマールは達成できたと判断され、本事業を継続することが適当であると勧告を受けた。

また将来行われる解析についてプロトコルとして考えられるものについては、あらかじめリストアップしておくことを課題とした。

平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費  
(低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査) 事業

(原子力規制委員会原子力規制庁委託調査報告書)

(巻末参考資料)

(原子力規制委員会原子力規制庁委託調査報告書)  
平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費  
(低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査) 事業

(巻末参考資料)

目 次

1. 調査活動	21
1. 1 平成 30 年度 住民票の写し等の交付請求及び交付の状況 (都道府県別)	21
1. 2 生死追跡状況の詳細	22
2. インフォームド・コンセント (意思確認調査)	24
2. 1 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査 実施要領	24
2. 2 意思確認調査未回答者に送付した依頼状	45
3. 国内外への情報発信	49
3. 1 学会発表	49
3. 2 論文発表	61

# 1. 調査活動

## 1. 1 平成30年度 住民票の写し等の交付請求及び交付の状況（都道府県別）

都道府県名	請求		回答				取得率(%) (b.+c.+d.)/a.	
	市区町村数	a. 件数	b. 住民票写し	c. 除票写し (転出)	d. 除票写し (死亡)	e. 該当者なし		f. 不交付
北海道	73	988	866	102	18	2	0	99.8
青森	33	2,278	1,934	326	10	8	0	99.6
岩手	26	115	101	12	1	1	0	99.1
宮城	36	1,333	1,125	168	21	19	0	98.6
秋田	17	86	78	3	2	3	0	96.5
山形	19	63	57	4	2	0	0	100.0
福島	44	3,608	3,281	199	56	72	0	98.0
茨城	44	3,652	3,394	147	96	15	0	99.6
栃木	22	146	125	13	5	3	0	97.9
群馬	18	127	108	10	9	0	0	100.0
埼玉	64	736	682	38	14	2	0	99.7
千葉	51	1,028	921	72	29	6	0	99.4
東京	52	1,724	1,514	156	44	7	3	99.4
神奈川	53	2,250	2,040	133	70	7	0	99.7
新潟	35	902	832	36	21	13	0	98.6
富山	12	191	176	11	1	3	0	98.4
石川	17	583	517	53	6	7	0	98.8
福井	17	1,720	1,574	96	32	18	0	99.0
山梨	15	33	29	2	1	1	0	97.0
長野	34	85	72	10	3	0	0	100.0
岐阜	23	83	75	7	0	1	0	98.8
静岡	40	769	704	44	13	1	7	99.0
愛知	63	504	449	42	10	3	0	99.4
三重	22	152	137	9	6	0	0	100.0
滋賀	18	89	82	4	3	0	0	100.0
京都	27	336	301	25	9	1	0	99.7
大阪	70	803	733	45	23	2	0	99.8
兵庫	43	1,138	1,049	64	25	0	0	100.0
奈良	18	84	77	6	1	0	0	100.0
和歌山	13	43	40	3	0	0	0	100.0
鳥取	14	140	128	12	0	0	0	100.0
島根	13	673	603	58	5	7	0	99.0
岡山	23	246	219	16	10	1	0	99.6
広島	25	417	370	37	6	4	0	99.0
山口	18	227	196	16	11	4	0	98.2
徳島	14	41	38	1	2	0	0	100.0
香川	15	154	135	15	2	2	0	98.7
愛媛	17	675	592	73	6	4	0	99.4
高知	12	40	36	2	0	2	0	95.0
福岡	65	787	702	60	20	5	0	99.4
佐賀	15	318	295	18	5	0	0	100.0
長崎	15	189	168	13	7	1	0	99.5
熊本	28	71	63	5	3	0	0	100.0
大分	14	85	71	11	1	2	0	97.6
宮崎	13	54	45	5	3	1	0	98.1
鹿児島	23	183	164	13	6	0	0	100.0
沖縄	22	99	86	8	3	2	0	98.0
合計	1,365	30,048	26,984	2,203	621	230	10	99.2

(本文 5 頁参照)

## 1. 2 生死追跡調査状況の詳細

### (1) 生死追跡調査状況の詳細

群 <sup>注-1</sup>	登録時期 <sup>注-2</sup>	生死追跡調査の 開始時期	人数 (男 女)	生死追跡状況の内訳		
				追跡結果	人数 (男 女)	
A-1	昭和 63 年度以前	平成 3 年度以降	114,900 (114,898 2)	生存	80,465	( 80,463 2)
				死亡	24,081	( 24,801 0)
				脱落	10,354	( 10,354 0)
				住所情報無し	0	( 0 0)
A-2	昭和 63 年度以前	平成 7 年度以降	62,609 ( 62,608 1)	生存	6,830	( 6,829 1)
				死亡	2,579	( 2,579 0)
				脱落	24,200	( 24,200 0)
				住所情報無し	29,000	( 29,000 0)
B	昭和 63 年度以前	平成 8 年度以降	4,074 ( 4,074 0)	生存	2,214	( 2,214 0)
				死亡	336	( 336 0)
				脱落	919	( 919 0)
				住所情報無し	605	( 605 0)
E	昭和 63 年度以前	平成 8 年度以降	4,296 ( 2,779 1,517)	生存	1,582	( 1,199 383)
				死亡	337	( 268 69)
				脱落	795	( 460 335)
				住所情報無し	1,582	( 852 730)
C	平成 1~6 年度	平成 8 年度以降	57,861 ( 57,345 516)	生存	40,765	( 40,427 338)
				死亡	5,149	( 5,137 12)
				脱落	7,709	( 7,627 82)
				住所情報無し	4,238	( 4,154 84)
D	平成 7~10 年度 (燃料加工事業者の みの従事者及び女 子)	平成 11 年度以降	33,388 ( 32,855 533)	生存	26,158	( 25,780 378)
				死亡	1,766	( 1,756 10)
				脱落	4,577	( 4,470 107)
				住所情報無し	887	( 849 38)
合計			277,128 (274,559 2,569)	生存	158,014	(156,912 1,102)
				死亡	34,248	( 34,157 91)
				脱落	48,554	( 48,030 524)
				(脱落の内訳)		
				初回追跡時脱落 <sup>注-3</sup>	24,620	( 24,334 286)
				住所不明等 <sup>注-4</sup>	10,050	( 10,003 47)
				不同意 <sup>注-5</sup>	12,484	( 12,296 188)
				郵便不達 <sup>注-6</sup>	736	( 736 0)
				不交付 <sup>注-7</sup>	664	( 661 3)
				住所情報無し <sup>注-8</sup>	36,312	( 35,460 852)

注-1 第Ⅰ期放射線疫学調査解析対象: A-1  
 第Ⅱ期放射線疫学調査解析対象: A-1、A-2、B、E及びC  
 第Ⅲ期、第Ⅳ期及び第Ⅴ期放射線疫学調査解析対象: A-1、A-2、B、E、C及びD

注-2 放射線業務従事者として登録された時期

注-3 原子力事業者から入手した住所情報に基づいて初めて行う住民票の写し等の請求において、該当者なし、除票の保存期間経過、職権削除等の理由で、住民票の写し等を取付できず脱落した調査対象者の数

注-4 一旦、住民票の写し等を取付した後の再調査において、該当者なし、除票の保存期間経過、職権削除、海外転出等の理由により脱落した調査対象者の数

注-5 第2次交絡因子調査又は「説明と同意の確認」調査において、調査対象者となることに同意しない旨の回答をした者の数

注-6 「説明と同意の確認」調査において、郵送した説明資料が不達となり最終的な意思の確認がなされなかった者の数

注-7 市区町村の協力を得られなかったこと等により、住民票の写し等を取付できなかった調査対象者の数

注-8 原子力事業者から住所情報を入手できなかったため、当初から住民票の写し等の取得による生死追跡調査の対象とならなかった者の数

(本文 7 頁参照)

(2) 意思確認調査により新たに疫学調査対象者となった者（新規対象者）

群	登録時期	生死追跡調査 開始時期	人数 (男、女)	生死追跡状況の内訳		
				追跡結果	人数 (男、女)	
F	平成 11 年度以降	平成 30 年度以降	8,217 (8,032, 185)	生存	7,992	(7,809, 183)
				死亡	19	(19, 0)
				脱落	206	(204, 2)

## 2. インフォームド・コンセント（意思確認調査）

### 2. 1 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査 実施要領

（本文 10 頁参照）

意思確認調査の実施のために策定した「放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査 実施要領」の全文を次の通り掲載する。この実施要領は放射線疫学調査の研究計画の一部として策定されたものである。

- ・ 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査 実施要領（本文）  
.....26 頁
- ・ 別紙 1 ① 放射線疫学調査の対象者となることについてのお願い  
.....31 頁
- ・ 別紙 2 ② 放射線疫学調査についてのご説明と調査へのご協力のごお願い（あらまし）  
.....32 頁
- ・ 別紙 3 ③ 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書  
.....36 頁
- ・ 別紙 4 [詳細説明資料] 放射線疫学調査についてのご説明  
.....37 頁
- ・ 別紙 5 「放射線疫学調査の対象者となることについての同意」の撤回の申出書  
.....45 頁

## 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査 実施要領（本文）

### 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査 実施要領

#### 1. 背景及び目的

放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認調査（以下、意思確認調査と言う。）は、「低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査」（以下、放射線疫学調査と言う。）における平成 27 年度からの新たな取り組みとしてがん罹患調査及び生活習慣等調査を実施するに当たり、あらかじめ放射線疫学調査の研究对象者からインフォームド・コンセントを受けることにより、今後の放射線疫学調査の円滑な実施に資することを目的とする。

#### 2. 実施対象者

放射線疫学調査の研究对象者全員を意思確認調査の実施対象とする。

#### 3. 実施内容

実施対象者に放射線疫学調査、意思確認調査等について説明する資料等を配付し、実施対象者が放射線疫学調査の対象者となることについて同意するか否かについての意思の確認を行う。また、これと併せて生活習慣等調査を実施し、放射線疫学調査の対象者となることに同意した実施対象者から生活習慣等の情報を取得する。

#### 4. 実施方法

##### （1）配付資料

実施対象者に配付する資料等（以下、説明資料等と言う。）は次の通りとする。

- ☐ 放射線疫学調査の対象者となることについてのお願い（別紙 1）
- ☐ 放射線疫学調査についてのご説明と調査へのご協力をお願い（あらまし）（別紙 2）
- ☐ 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書（以下、意思確認書と言う。）（別紙 3）
- ☐ 生活習慣等調査回答用紙
  - ・ [詳細説明資料] 放射線疫学調査についてのご説明（別紙 4）
  - ・ パンフレット「放射線疫学調査－低線量放射線による健康への影響を明らかにする－」
  - ・ 返信用封筒

資料☐については、放射線疫学調査の研究計画等の中で生活習慣等調査について定められた内容に従って作成されたものを用いる。パンフレットは、放射線疫学調査の広報のために作成されたものを用いる。

データ管理のため、郵送するための宛名及び宛先を表示する資料☐並びに実施対象者から回収する資料☐及び☐については、管理番号を付番する。また、実施対象者が協会に郵送すべき資料の区別を容易にするため、資料☐及び☐については、白色以外の用紙を用い

る。

#### (2) 資料の配付方法

説明資料等は、次の1)及び2)の通り、実施対象者に対し郵送し、又は、事業所等において直接配付する。

なお、実施対象者によっては、1)及び2)の双方の対象となることがあるため、重複して資料を配付することがあることに留意する。

##### 1) 郵送による配付

平成26年度までに既に放射線疫学調査の調査対象者であった実施対象者約16.5万人については、把握している住所宛に説明資料等を郵送する。

郵送を試みた結果、宛先不明等の理由により実施対象者に説明資料等を届けられなかった場合は、その翌年度以降、住民票の写し等によって実施対象者の最新の住所を確認することができれば、説明資料等を再度郵送することとする。

##### 2) 事業所での直接配付

意思確認調査を実施する事について協力を得られた原子力発電施設等の事業所において、現に当該事業所において放射線業務に従事している実施対象者に対して、説明資料等を直接配付する。

#### (3) 意思確認書及び生活習慣等調査回答用紙の回収方法

放射線疫学調査の調査対象者となることについての意思及び署名等のその他必要事項は、実施対象者が意思確認書に自記するものとする。さらに調査対象者となることに同意した実施対象者は、併せて、生活習慣等のアンケートへの回答を生活習慣等調査回答用紙に記入する。

意思確認書及び生活習慣等調査回答用紙（調査対象者となることに同意しない実施対象者にあつては意思確認書のみ）は、返信用封筒を用いて協会まで郵送する。郵送のための費用は協会が負担する。なお、郵送以外の手段による意思確認書等の送付方法は実施対象者に案内しないが、実施対象者がファクシミリ等によって意思確認書等を送付した場合であっても、有効な回答として扱うものとする。

回答までの期限は設けないこととするが、意思確認調査のための資料を事業対象者本人が受け取った後、実施対象者が説明資料等を受け取った日から3週間程度以内の回答を求める。

説明資料の郵送から一定期間回答が得られない実施対象者に対しては、説明資料を1度のみ再送することとする。

#### (4) 対象者からの問合せ等の受付

放射線疫学調査、意思確認調査等について、実施対象者から問合せ、質問等があった場

合は、その内容を問合せ記録票に記録する。

電話等により調査対象者となることに同意しない旨又は同意の撤回の意思の表明があった場合は、当該実施対象者に対して、改めて不同意の意思を記した意思確認書又は「放射線疫学調査の対象者となることについての同意」の撤回の申出書（別紙5）の書面による回答を求める。ただし、電話等による不同意等の意思の表明があった時点で、速やかに、当該実施対象者を調査対象から除外する等の措置を講じるものとする。調査対象から除外する等の措置に際しては、当該調査対象者の氏名、住所及び生年月日を確認することにより本人確認を行う。

実施対象者からの問合せ等は、電話（フリーダイヤル）、ファクシミリ（フリーダイヤル）又は電子メールにより受けることとし、そのための電話番号、メールアドレス等は専用のものを用意する。

#### （5） データ管理

実施対象者から回収した意思確認書及び生活習慣等調査回答用紙は、実施対象者が記入した内容を計算機に入力し、データベース化して保存する。意思確認書については、スキャナーを用いて画像化したデータを計算機に入力し保存する（調査対象者となることに同意しない実施対象者については、必ずしも、意思確認書の画像化をしなくとも良いものとする。）。

その他、実施対象者の同意の可否に応じて、次の措置を行う。

##### 1) 調査対象者となることに同意する実施対象者について

- ・ 既存の調査対象者でない実施対象者については、疫学 ID 番号を新たに付番する。
- ・ 画像化した意思確認書のデータは、調査対象者の疫学 ID 番号と紐付けることによりデータベース化して管理する。
- ・ 放射線疫学調査ファイル中の当該調査対象者のデータ（レコード）に「同意フラグ」を付加する。
- ・ 調査対象者として以降の情報（住民票の写し等の取得による生死確認、がん罹患、線量情報）の取得を行う。

##### 2) 調査対象者となることに同意しない実施対象者について（放射線疫学調査ファイル中に当該調査対象者のデータ（レコード）が存在する場合）

- ・ 当該レコードに「不同意フラグ」を付加し、以降の調査対象から除外されるよう措置する。
- ・ 氏名及び住所のデータを匿名化する。ただし、住所コード（全国地方公共団体コードによる）は、削除しない。また、当該対象者に関する情報のうち、解析等を行うために必要なもの（氏名及び住所以外のもの）は削除しない。

調査対象者となることについての同意を撤回する実施対象者についても、同様の措置

を行うものとする。

## 5. 実施スケジュール

### (1) 郵送による配付

平成 27 年度から平成 29 年度までの間に、約 16.5 万人を対象に次の通り実施するものとする。

- ・平成 27 年度 約 3 万人
- ・平成 28 年度 約 8 万人
- ・平成 29 年度 約 5.5 万人

年度毎に数回に分けて実施し、1 回当たりの郵送の対象者は 1 万人から 1.5 万人程度とする。

回答を得られない実施対象者に対する再送は、適宜行う。

### (2) 事業所での直接配付

事業所から意思確認調査について協力を得られた時点から、順次実施する。

## 6. 実施体制

- ・放射線疫学調査センター長（統括責任者）
- ・調査課（対象者抽出、説明資料等作成、発送、受信、入力、集計）
- ・統計課（生活習慣等調査票の作成等、集計）
- ・個人情報保護課（事業所との折衝、説明会の実施、問合せ対応）
- ・広報課（パンフレット作成、広報対応）
- ・研究参与（生活習慣等調査票の内容の検討、説明資料等検討）

## 7. 実施結果のとりまとめ

実施結果は、年度毎に集計し報告する。集計する項目は以下のとおりとする。

- ① 実施対象者数（同意数、不同意数）
- ② 問合せの内容及び件数
- ③ その他

## 8. 個人情報等の保護、管理

意思確認調査の実施に伴い取り扱われる個人情報等については、「個人情報の保護に関する法律」、「行政機関の保有する個人情報の保護に関する法律」、「人を対象とする医学研究に関する倫理指針」等、各種法令及び指針並びに協会が定めた放射線疫学調査に係る諸規程等を遵守することにより、適正に管理する。

(1) 個人情報等の取扱い者及び取扱い場所

個人情報等の取扱いは、放射線疫学調査個人情報保護規則の定めに基づき、統括管理者が指名した保管責任者及び秘密資料取扱者が行うものとし、取扱い場所は原則電子計算機室とする。

なお、個人情報等の取扱いに係る作業の一部を外注して実施する場合は、外注業者との請負契約書に秘密保持に関する事項等を規定するものとする。

(2) 個人情報等の保管期間

意思確認調査において取得した情報・資料の保管期間は次表の通りとする。

情報・資料	保管期限
意思確認書及び生活習慣等調査回答用紙の内容を計算機に入力したデータ	無期限
意思確認書及びそれを画像化したデータ (調査対象者となることに同意した実施対象者に係るもの)	無期限
意思確認書及びそれを画像化したデータ (調査対象者となることに同意しなかった実施対象者に係るもの)	意思確認調査の後に廃棄
生活習慣等調査回答用紙	意思確認調査の後に廃棄

(3) 個人情報の開示

調査対象者から個人情報の開示について問合せがあった場合は、本人に限り国に開示請求ができることを説明し、次の国の担当部署部局を案内する。

担当部局： 原子力規制庁 長官官房  
放射線対策・保障措置課 放射線規制室  
所在地： 東京都港区六本木1丁目9-9  
電話： 03-5114-2155 (代表)

以上

1

公益財団法人 放射線影響協会 理事長

原子力発電施設等で放射線業務に従事されたことのある皆様へ  
放射線疫学調査へのご協力をお願い

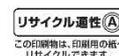
公益財団法人放射線影響協会では、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託により、低線量放射線の健康影響を調べるため、原子力発電施設等で放射線業務に従事されたことのある方々を対象とした放射線疫学調査を実施しています。

本疫学調査の開始以来、長年にわたり調査対象者の皆様のデータを蓄積し、平成 26 年度には、それまでの調査結果を第 V 期報告として取りまとめ、公表することができました（同封のパンフレットをご覧ください。）。これはひとえに、以前にもアンケート調査にご回答いただいた方々をはじめ、調査対象者の皆様、放射線業務従事者の皆様のご協力の賜物と深く感謝いたしております。

さて、この度、当協会では、本疫学調査において新たな取り組みを開始するに当たり、その内容について放射線業務に従事されたことのある皆様にご説明し、改めて本疫学調査の対象者となることについてのご確認をお願いすることといたしました。

つきましては、お手数をおかけして誠に恐れ入りますが、同封の説明書等をご覧の上、本疫学調査の対象者となることについてのご意思等をご回答くださいますようお願いいたします。また、調査対象者となることに同意していただける場合には、併せて生活習慣等調査にもご回答くださいますようお願いいたします。

本疫学調査は、低線量放射線の健康に与える影響を調べるための大切な調査です。より信頼性の高い結果を得るためには、多くの方々の協力が必要です。本疫学調査の趣旨をご理解の上、ご協力いただきますようよろしくお願い申し上げます。



## 2

### 放射線疫学調査についてのご説明と調査へのご協力のお願い（あらまし）

本紙は公益財団法人放射線影響協会が国の委託を受けて行う放射線疫学調査についての説明と、皆様への調査に対するご協力のお願いのあらましを述べたものです。

本疫学調査の詳細については、同封のパンフレット「放射線疫学調査－低線量放射線による健康への影響を明らかにする－」および詳細説明資料「放射線疫学調査についてのご説明」をご覧ください。また、協会のホームページ（<http://www.rea.or.jp/>）も併せてご覧ください。

今回お届けする資料は次の通りです。各資料をご確認ください。

- ㊦ 放射線疫学調査へのご協力のお願い
- ㊧ 放射線疫学調査についてのご説明と調査へのご協力のお願い（あらまし）（本紙）
- ㊨ 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書（薄黄色）
- ㊩ 生活習慣等調査回答用紙（ピンク色）
  - ・ [詳細説明資料] 放射線疫学調査についてのご説明
  - ・ パンフレット「放射線疫学調査－低線量放射線による健康への影響を明らかにする－」
  - ・ 返信用封筒

※ 資料㊨および資料㊩（調査対象者となることに同意されない場合は資料㊨のみ）に必要事項をご記入の上、返信用封筒にて当協会までご返送ください。



公益財団法人 放射線影響協会  
放射線疫学調査センター

電話： 0120-574-571（フリーダイヤル）

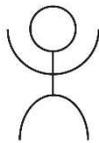
fax： 0120-854-858（フリーダイヤル）

電子メール： [chosa@rea.or.jp](mailto:chosa@rea.or.jp)

※ faxまたは電子メールでのお問合せの際、返信が必要な場合は、ご連絡先を明記してください。

## 国の委託により放射線疫学調査を実施しています

公益財団法人放射線影響協会は、国（原子力規制委員会原子力規制庁）から委託を受けて、原子力発電施設等で放射線業務に従事されたことのある方々を対象とした放射線疫学調査を実施しています。



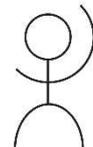
## 低線量域放射線の健康影響を明らかにします

本疫学調査は、科学的解明がなされていない低線量域の放射線被ばくによる健康影響について科学的知見を得ることを目的としています。

## 調査の成果は皆様に還元されます

本疫学調査で得られる成果は、放射線業務に従事されたことのある方々をはじめ、一般の方々にも、低線量放射線の健康影響に関する知識を広め、皆様の理解を深めるために活用されることが期待されるものです。

また、本疫学調査にご協力いただいた方には、リーフレット等をお届けすることで、本疫学調査の進捗や結果を定期的にお知らせいたします。



## 平成 27 年度から新しい調査を始めます

本疫学調査では、平成 26 年度まで、主に

- 住民票の写し等の取得による調査対象者の方々の生死及び住所の確認
- 人口動態調査死亡票との照合による死因の確認
- 放射線従事者中央登録センターからの被ばく線量情報の受領
- 一部の調査対象者の方々に対する生活習慣等のアンケート調査

等により必要な情報を取得することで調査を実施し、一定の成果を得てきました。

平成 27 年度以降は、これらに加えて、

- 全ての調査対象者の方々に対する生活習慣等のアンケート調査
- 全国がん登録制度を活用したがん罹患調査

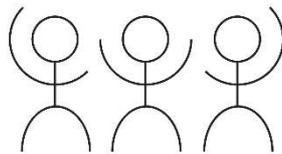
を本疫学調査における新たな取り組みとして開始します。

## 改めて皆様のご協力をお願いいたします

本疫学調査において新たな取り組みを開始するに当たり、改めて皆様に本疫学調査へのご協力をお願いするとともに、本疫学調査の調査対象となることについてのご意思を確認させていただくこととなりました。

本疫学調査の対象者となることに同意していただいた方については、本疫学調査を実施するために、氏名、住所、被ばく線量等の情報を取得させていただきます。なお、本疫学調査の結果として公表されるものから、個人が特定されることは決してありません。

本疫学調査で得られる成果を確かなものとするためには、できるだけ多くの方々のご協力が必要です。皆様には、本疫学調査の趣旨をご理解いただき、本疫学調査へのご協力をお願いいたします。



## 調査対象者となることに同意される場合も、 同意されない場合も、ご回答をお願いいたします

- 本疫学調査の調査対象者となることに同意される場合も、同意されない場合も、次ページの「ご回答の流れ」に沿って、調査対象者となることについてのご意思等をご回答ください。
- 調査対象者となることに同意される場合は、お手数ですが、生活習慣等に関するアンケートにもご回答をお願いいたします。
- たいへん恐れ入りますが、ご回答は、できるだけ本説明資料を受け取った日から 3 週間以内をお願いいたします。それ以降であっても、「同意する/同意しない」のご意思が固まりましたら、その時点でぜひご回答をお寄せください。
- 対象の皆様によっては、本説明資料を重複して 2 回以上受け取られることがありますが、その場合でも、ご回答は一度のみで結構です。

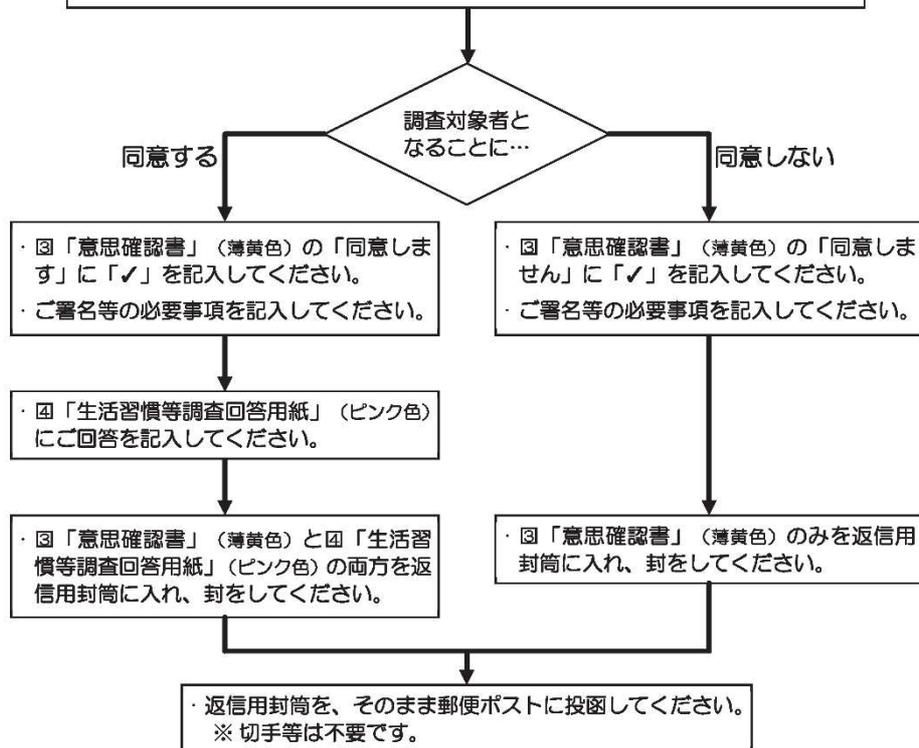
## ご回答の流れ

下の図の流れに沿って、本疫学調査の対象者となることについてのご意思等をご回答ください。

・お届けした各資料をご覧のうえで、調査対象者となるかどうかをご判断ください。

### 放射線疫学調査の調査対象者となると…

- ・氏名、住所、被ばく線量等の情報を、あらかじめ決められた方法により取得し、放射線の健康影響を調べるための解析に使用いたします。詳しくは詳細説明資料「放射線疫学調査についてのご説明」にある「3. 調査で使用する情報」(P.3~4)をご覧ください。
- ・この放射線疫学調査の進捗状況および調査結果についてのお知らせを定期的にお届けします。



別紙3 放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書

3

(黒色のペンまたはボールペンで記入してください。)

放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書

公益財団法人 放射線影響協会 理事長 殿

「低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査（放射線疫学調査）」について、調査の内容を理解し、同調査の対象者となることに

同意します

同意しません

※ 同意される方も、同意されない方も、以下についてご自身でご記入ください。

記入日：平成 年 月 日

(フリガナ)

氏名： \_\_\_\_\_

生年月日：大正・昭和・平成 年 月 日

性別：男性・女性

住所： \_\_\_\_\_

(住民票のある住所を記載してください。)

※ 詳細説明資料「放射線疫学調査についてのご説明」等の内容をご理解いただき、放射線疫学調査の対象者となること（放射線疫学調査の実施のため、協会が保管するあなたの被ばく線量の他、公的機関から取得する住民票の写し並びにがん罹患及び死亡原因に関する情報を協会が使用することを含みます。）についてご自身でご判断したうえで、「同意します」または「同意しません」にチェックをしてください。同意いただけない場合でも、あなたに不利益が生じることはありません。

※ 同意いただける場合は、同「生活習慣等調査等回答用紙」（ピンク色）にもご記入のうえ、この意思確認書と併せて協会まで郵送してください。

※ 同意いただけない場合であっても、氏名、生年月日、性別および住所をご記入のうえ、この意思確認書を協会まで郵送してください。氏名等の情報は、本疫学調査で情報の取得を行う対象から除外する際に必要となります（この意思確認書は、情報の取得を行う対象から除外する措置を講じた後に、廃棄されます。）。

事務処理欄 ※この欄には記入しないでください。

リサイクル適性  
この印刷物は、資源の削減へ  
リサイクルできます。

詳細説明資料

## 放射線疫学調査についてのご説明

この説明書は、原子力発電所等において放射線業務に従事されたことのある方を対象として実施する放射線疫学調査について説明するものです。

内容を十分ご理解されたうえで、☑「放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書」(および☑「生活習慣等調査回答用紙」)にご記入のうえ、返信用封筒にて当協会までご返送ください。

公益財団法人 放射線影響協会 放射線疫学調査センター

## 1. 放射線疫学調査の背景と目的

### (1) 放射線疫学調査の背景と目的

公益財団法人放射線影響協会（以下、「協会」と言います。）では、国からの委託により、原子力発電施設等で放射線業務に従事されたことのある方々を対象とした放射線疫学調査を平成2年度から実施しています。本疫学調査は、科学的解明がなされていない低線量域の放射線被ばくによる健康影響について科学的知見を得ることを目的としています。

### (2) 放射線疫学調査のこれまでの結果（第V期報告）

これまでの調査においては、白血病を含めたほとんどのがんによる死亡率と被ばく線量との間に関連は認められませんでした。一部のがんについては被ばく線量が高くなると死亡率も高くなるという傾向が見られました。しかしながら、全調査対象者のうちの生活習慣調査回答者を対象とした解析では、喫煙等の放射線以外の要因が一部のがん死亡率と被ばく線量との関連に影響を及ぼす可能性が高いことを示唆する結果が得られました。

### (3) 生活習慣等調査の必要性

また、これまでの調査から、低線量放射線の健康影響についてより信頼性の高い調査結果を得るためには、放射線以外の要因を考慮した解析を本疫学調査の全ての対象者の皆様について行う必要があるとの結論に至りました。そのためには、被ばく線量だけでなく、健康に影響を及ぼす可能性のある生活習慣等の情報をできるだけ多くの対象者の方々から提供していただくことが必要となります。

### (4) がん罹患調査の必要性

これまでは主に被ばく線量とがん死亡との関係を解析することで低線量放射線が健康に影響を及ぼしているかどうかの評価をしてきましたが、医療技術の向上等に伴いがんの致死率（致命率）が低下している現状を考慮し、死亡だけではなく、がん罹患したかどうかについても調査することにより、より精度の高い健康影響の評価をすることの必要性が高まってきました。

### (5) 対象者となることについてのお願いとご意思の確認

これまでの調査における課題を克服するために、平成27年度以降、全ての調査対象者の方々を対象とした生活習慣等調査および全国がん登録制度を活用したがん罹患調査を柱とする新たな調査を開始するに当たり、原子力発電施設等で放射線業務に従事されたことのある皆様へ、本疫学調査の対象者となることについてのご意思を改めて確認させていただくことといたしました。

本疫学調査で得られる成果は、放射線業務に従事されたことのある方々をはじめ、一般の方々にも、低線量放射線の健康影響に関する知識を広め、皆様の理解を深めるために活用されることが期待されるものです。皆様には、本疫学調査の趣旨をご理解いただき、本疫学調査へのご協力をお願いいたします。

## 2. 放射線疫学調査の実施について

本疫学調査は、「人を対象とする医学系研究に関する倫理指針」（平成26年文部科学省・厚生労働省告示第3号）に基づき倫理審査委員会として協会に設置された「放射線疫学調査倫理審査・個人情報保護委員会」において、倫理的観点および科学的観点からの公正中立な審査を経て、実施計画の承認を受け、協会の理事長が実施を許可したものです。

本疫学調査の名称、期間および対象ならびに実施体制については次の通りです。

### (1) 放射線疫学調査の名称、期間および対象

調査の名称	低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査
調査の期間	平成27年4月から平成47年3月まで（予定）
調査の対象となる人	放射線従事者中央登録センターに放射線業務従事者として登録されたことがあり、かつ、日本国内に居住されている日本国民である方

### (2) 放射線疫学調査の実施体制

調査を実施する機関	公益財団法人 放射線影響協会 放射線疫学調査センター
調査を実施する機関の長	<理事長名> (公益財団法人 放射線影響協会 理事長)
調査の責任者	<センター長名> (公益財団法人 放射線影響協会 放射線疫学調査センター センター長)

## 3. 放射線疫学調査で使用する情報

本疫学調査の調査対象者となることに同意していただいた方につきましては、次に述べるとおり、本疫学調査のために必要な情報を取得し、使用させていただきます。

なお、本疫学調査では多くの個人情報を扱いますが、調査の結果として公表されるものは、取得した情報を集団として統計的な手法を用いて解析したものであるため、公表の内容から個人が特定されることは決してありません。

(1) 放射線疫学調査のために必要な情報は次のように取得させていただきます

情報の取得元	情報の種類	情報の取得方法
調査対象者ご本人	氏名、性別、生年月日、住所、同意の可否	放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書
	喫煙歴、飲酒歴等の生活習慣等の情報	生活習慣等調査 (5年に1度程度の調査)
公益財団法人 放射線影響協会 放射線従事者中央登録センター	登録番号、氏名、性別、生年月日、登録年月日、各年度の年線量、就業情報	電子記録等の受領
市区町村長	氏名、性別、生年月日、住所、転出等年月日、死亡年月日	住民票(除票)の写しの取得
厚生労働省	死因	人口動態調査死亡票との照合
国立がん研究センター (または地域がん登録)	がんの診断日、がんの種類等	全国がん登録データベース <sup>注)</sup> (または地域がん登録データベース)との照合

注) 当協会は、次の法令の規定により、「厚生労働大臣が全国がん登録データベースを用いて全国がん登録情報又は特定匿名化情報を提供できる者」として指定されています。  
 ・「がん登録等の推進に関する法律」(平成25年法律111号)  
 ・「がん登録等の推進に関する法律施行規則」(平成27年厚生労働省令第137号)

(2) 取得した情報は次のように使わせていただきます

- 住民票(除票を含みます。)の写しにより、調査対象者の方の生死の状況、住所等を確認します。
- 亡くなられたことが分かった調査対象者の方について、その死因を取得するために、生年月日、死亡年月日、住所等の情報と厚生労働省から提供を受ける人口動態調査死亡票とを照合します。
- 調査対象者の方のがん罹患情報を取得するために、氏名、住所等の情報と全国がん登録データベース(または地域がん登録データベース)に登録されている情報とを照合します。
- 以上により取得した情報から、統計的手法により、死亡率(またはがん罹患率)と被ばく線量との間に関連があるかについて解析します。さらに生活習慣等のアンケート調査による結果を考慮した統計解析を行います。解析に当たっては、氏名等の個人識別情報は用いられません。
- 調査対象者の方に対して、8.で述べるお知らせやアンケート調査等のご案内をお送りするために、氏名および住所を使用します。

(3) 取得した情報は、以下の場合を除いて第三者に提供されることはありません

- 上で述べた情報の取得のために必要な情報(氏名、性別、生年月日、住所等)を情報の取得元に示す必要がある場合
- 裁判所や警察等の公的機関から、法律に基づく照会を受けた場合

#### 4. 調査対象者となることについての同意の自由

本疫学調査の対象者となることについて同意するかどうかは、皆様の自由意思に基づくものです。本疫学調査に協力しないことで皆様が不利益を受けることはありません。

なお、同意されない方につきましては、今後は3. で述べた「放射線疫学調査で使用する情報」の取得を行いません。

#### 5. 調査対象者となることについての同意の撤回

一旦、対象者となることに同意された場合でも、途中で同意を撤回したい場合は、いつでも撤回することができます。その場合は、調査への同意撤回のお申し出のための書類をお送りいたしますので、当調査のお問合せ先(本書裏表紙をご参照ください。)にご連絡ください。

#### 6. 個人情報の保護と資料・情報の保管・廃棄

調査対象者の皆様の個人情報は、「行政機関の保有する個人情報の保護に関する法律」、「人を対象とする医学系研究に関する倫理指針」等を遵守し、厳重に保管、管理します。

協会においては、関係職員に守秘義務を課すとともに個人情報を取扱う者を限定するなど、資料および情報の安全管理の規程を定め、これを遵守することによって、個人情報が外部に漏えいしたりすることがないように、厳重な取り扱いをします。

また、これらの資料および情報は、協会の通常の執務スペースとは物理的に区画化され、インターネットや協会内の他のネットワークから独立した安全な環境で保管、管理します。

必要なくなった資料または情報を廃棄または消去する際には、復元不可能な方法を用い、確実に廃棄または消去されたことを協会職員が確認します。

## 7. 放射線疫学調査の実施計画の閲覧および情報公開

協会ホームページ (<http://www.rea.or.jp/>) に本疫学調査の実施計画の概要や進捗状況を掲載する予定です。

## 8. 調査結果の公表について

本疫学調査の調査結果は、報告書として取り纏めて国に報告し、学会や学術雑誌などで発表する他、協会ホームページ上に掲載する予定です。公表結果から個人が特定されることは決してありません。

また、本疫学調査の調査対象者となることに同意いただいた皆様には、リーフレット等を通じて、定期的に調査結果をわかりやすくお知らせする予定です。

## 9. 調査により生じる利益相反について

「倫理審査・個人情報保護委員会」において、本疫学調査に関する利益相反<sup>注)</sup>がないことの確認を受けました。今後においても、同委員会は、本疫学調査において公正かつ適正な判断が損なわれることのないよう、継続的に利益相反についての確認を行います。

注) 利益相反とは

利益相反とは、外部との経済的な利益関係等により「公正」かつ「適正」な判断が損なわれる、またはそのように疑われる可能性のあることを言います。

## 10. 調査のための費用

本疫学調査は国（原子力規制委員会原子力規制庁）からの委託により、公益財団法人放射線影響協会放射線疫学調査センターが実施します。調査のために必要な費用はこの委託費によりまかなわれるため、調査対象者の皆様に費用のご負担をおかけすることはありません。

## 11. 皆様にしていただきたいこと（ご回答の方法について）

皆様にはお手数ではございますが、本疫学調査の調査対象者となることに同意するかどうかのご意思を、以下の要領でご回答ください。

- ① 本説明資料を含むお届けした各資料をご熟読ください。
- ② 本疫学調査の調査対象者となることに同意するかどうかのご意思等を、④「放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書」（薄黄色）にご記入ください。

### ※ 調査対象者となることに同意していただける場合

- ③ ④「生活習慣等調査回答用紙」（ピンク色）にご自身の状況をご記入ください。
- ④ ④「放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書」（薄黄色）と④「生活習慣等調査回答用紙」（ピンク色）の両方を同封の返信用封筒に入れ、封をして、協会まで郵送<sup>注</sup>してください。

### ※ 調査対象者となることに同意していただけない場合

- ③ ④「生活習慣等調査回答用紙」（ピンク色）への記入は必要ありません。
- ④ ④「放射線疫学調査の対象者となることについての意思確認書」（薄黄色）のみを同封の返信用封筒に入れ、封をして、協会まで郵送<sup>注</sup>してください。

注）郵送料は協会が負担いたしますので、切手等は不要です。切手を貼らずにそのまま投函してください。

また、たいへん恐れ入りますが、できるだけ本説明資料を受け取った日から3週間以内にご回答ください。

3週間経過後であっても、本疫学調査の調査対象者となることについて、「同意する／同意しない」のご意思が固まりましたら、その時点でぜひご回答をお寄せください。

ご回答をいただけない場合、後日、再度のご案内をお届けすることがございますが、ご了承ください。

なお、本説明資料は、

- ① 郵送（主に平成10年度以前に従事者登録された方向け）
- ② 原子力発電施設等での配付（主に放射線業務に現在従事されている方向け）

の2通りの方法により皆様にお届けしております。そのため、対象の皆様によっては、本説明資料を重複して2回以上受取られる場合もありますが、その際はなにとぞご容赦くださいますようお願いいたします。

本説明資料を重複して受け取られた場合でも、ご回答は一度のみで結構です。

皆様のご協力をよろしくお待ちしております

### 本疫学調査に関するご相談・お問合せ先

公益財団法人 放射線影響協会  
放射線疫学調査センター

〒101-0044 東京都千代田区鍛冶町1-9-16 丸石第2ビル5階



電話：0120-574-571（フリーダイヤル）

※ お電話によるお問合せ受付時間  
9時30分～17時  
（土日祝日、年末年始を除く。）

fax：0120-854-858（フリーダイヤル）

電子メール：chosa@rea.or.jp

※ faxまたは電子メールでのお問合せの際、返信が必要な場合は、ご連絡先を明記してください。

本疫学調査に関する最新の情報は、放射線影響協会ホームページ（<http://www.rea.or.jp/>）に掲載されています。本説明資料と併せてご覧ください。

別紙5 「放射線疫学調査の対象者となることについての同意」の撤回の申出書

(黒または青色のペンまたはボールペンで記入してください。)

「放射線疫学調査の対象者となることについての同意」の撤回の申出書

公益財団法人 放射線影響協会 理事長 殿

「低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査（放射線疫学調査）」の  
対象者となることについての同意を撤回します。

※ 同意を撤回される方は、以下についてご自身でご記入ください。

記 入 日： 平成                      年                      月                      日

(フリガナ)

氏 名： \_\_\_\_\_

生年月日： 大正 ・ 昭和 ・ 平成                      年                      月                      日

性 別： 男性 ・ 女性

住 所： \_\_\_\_\_

(住民票のある住所を記載してください。)

※ 同意を撤回する方は、氏名、生年月日、性別および住所をご記入のうえ、この申出書を協会まで郵送してください。

※ 氏名等の情報は、本疫学調査で情報の取得を行う対象から除外する際に必要となります（この申出書は、情報の取得を行う対象から除外する措置を講じた後に、廃棄されます。）。

事務処理欄 ※この欄には記入しないでください。

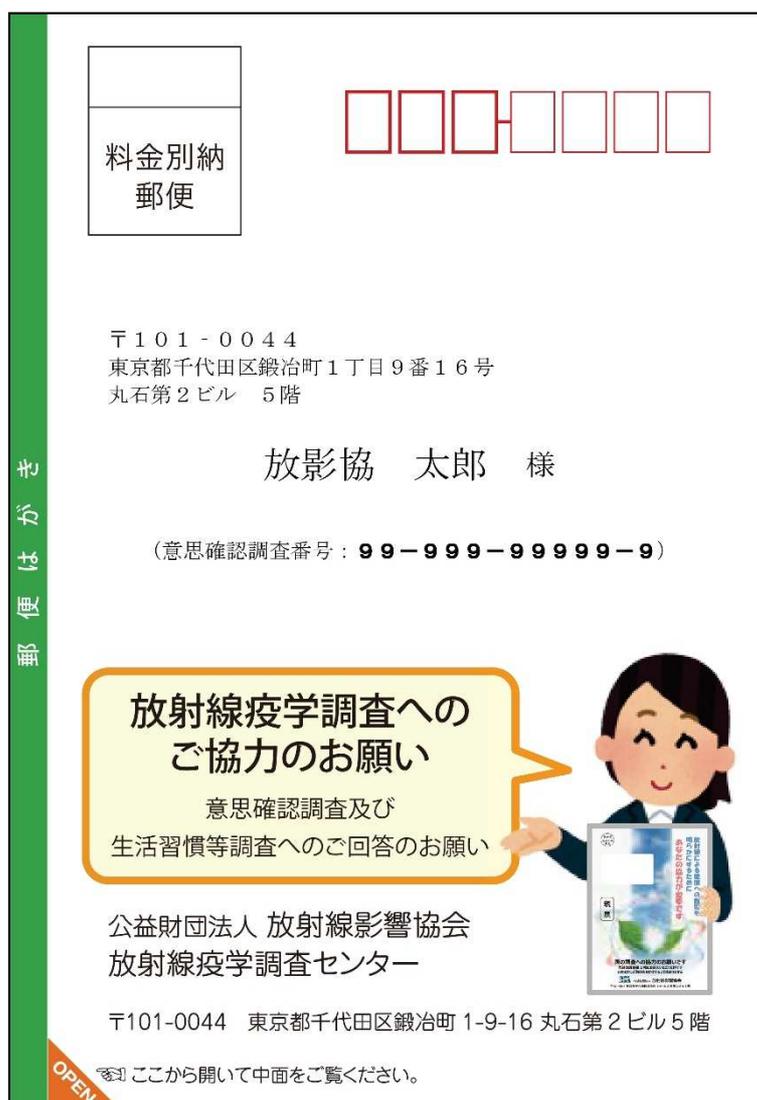
## 2. 2 意思確認調査未回答者に送付した依頼状 (本文 10 頁参照)

本項に掲載する依頼状は、意思確認調査に未回答であった事業対象者に、改めて同調査に対する回答を依頼するために送付したものである (下表参照)。これらの依頼状は、二つ折の圧着ハガキを用いて作成した。

平成 29 年度に発送した依頼状の送付時期及び部数

対象	送付時期	送付部数
意思確認調査を平成 30 年 7 月~8 月に実施した事業対象者のうち、平成 30 年 9 月中旬時点で未回答であった者	平成 30 年 10 月	11,661
意思確認調査を平成 30 年 12 月に実施した事業対象者のうち、平成 31 年 1 月中旬時点で未回答であった者	平成 31 年 2 月	6,422

(外側 表面 (宛名面))



(外側 裏面)

この調査は国(原子力規制委員会 原子力規制庁)の  
委託事業です。  
皆様のご協力をよろしくお願いいたします。



公益財団法人 放射線影響協会  
放射線疫学調査センター

〒101-0044 東京都千代田区鍛冶町 1-9-16 丸石第2ビル5階

**電話：0120 - 574 - 571 (フリーダイヤル)**

※ お電話によるお問合せ受付時間  
9時30分～17時  
(土日祝日、年末年始を除く。)

**fax：0120 - 854 - 858 (フリーダイヤル)**

**電子メール：chosa@rea.or.jp**

※ fax、または電子メールでのお問合せの際、返信が  
必要な場合は、ご連絡先を明記してください。

**ホームページ：http://www.rea.or.jp/**

(内側 (圧着面) 左面)

郵便はがき

**意思確認調査および生活習慣等調査へのご回答のお願い**



放射線影響協会では国(原子力規制委員会 原子力規制庁)の委託事業である放射線疫学調査について、次のご協力をお願いしています。

- 調査対象者となることについての**意思確認書(薄黄色の用紙)**へのご回答
- **生活習慣等に関するアンケート(ピンク色の用紙)**へのご回答(調査対象者となることに同意していただける場合)

なお、この調査は…

- 低線量放射線の健康影響を明らかにするためのものです。皆様からご回答いただいた内容はこの調査に役立たせていただきます。
- 全国の原子力発電施設等で放射線業務に従事したことのある方を対象としています。退職された方や現在、放射線業務に従事していない方にもご協力をお願いしています。

皆様にはお手間を取らせることとなり誠に恐れ入りますが、ご協力をお願いいたします。

本状は、説明資料(右ページの図参照)を送付させていただいた方のうち、1月中旬ごろまでにご回答がなかった方にお送りしています。行き違いで回答書を送付いただいている場合は、失礼の儀ご容赦ください。

平成 31 年 2 月

公益財団法人 放射線影響協会  
放射線疫学調査センター

(内側(圧着面) 右面)

**意思確認調査**  
(薄黄色の用紙)

**アンケート**  
(ピンク色の用紙)

**親展**

放射線による健康への影響を  
明らかにするために  
あなたの協力が重要です

国の調査への協力をお願いします  
詳細の調査書2枚をお返しいただきます  
このほかにご負担をおかけするものではありません

公益財団法人 放射線影響協会  
〒101-8244 東京都千代田区麹町1-18-18 丸の内2ビル5階

- お送りした説明資料(上図)がお手元にない場合は、当協会(下記のお問合せ先)までご連絡ください。
- その他、本件に関してご質問等ありましたら、お気軽にお問合せください。

**お問合せ先：**  
(公財)放射線影響協会 放射線疫学調査センター  
電話：0120-574-571(フリーダイヤル)  
お問合せ時間：月曜日～金曜日(休祝日を除く)9時30分～17時  
電子メール：chosa@rea.or.jp

### 3. 国内外への情報発信

#### 3. 1 学会発表

(1) 第29回日本疫学会学術総会（東京）2019.2.1

## P-147

### 放射線業務従事者における累積線量と食事の傾向に関する職種別の検討

○西出 朱美、工藤 伸一、吉本 恵子、古田 裕繁、三枝 新

公益財団法人 放射線影響協会

【背景・目的】放射線影響協会では国の委託業務として、放射線業務従事者を対象とした疫学調査を実施している。調査の一環として2015年度より実施している自記式生活習慣等アンケート調査の結果では、累積線量が50mSv以上の従事者において野菜不足や食塩の過剰摂取の傾向がみられた。累積線量は職種により異なることから、本研究では放射線業務従事者の累積線量と食事の傾向(以下食事と記述)を職種別に検討した。

【方法】解析に使用した被ばく線量は、放射線影響協会放射線従事者中央登録センターより提供を受けた2015年度までの累積線量である。また職種と食事の情報は、2015年度より実施している前述のアンケート調査のうち2017年2月10日までに得られた有効回答を使用した。職種は、「事務、設計・研究」「運転・機器操作、試験・検査」「放射線管理、工程管理」「保守・補修」「福島第一廃炉」の5カテゴリーであり、食事の項目は、バランスを考慮した食事、野菜、塩分、甘味、油分の摂取である。職種別の累積線量と食事、及び各職種における累積線量と食事について、年齢調整した上で傾向性検定を行った。

【結果】調査協力に同意し、調査票の必要項目に回答した男性33,844人を解析対象とした。回答時の平均年齢は56.5歳 (SD: ±14.1)、平均累積線量は23.4mSv (IQR:0.5-24.9)であった。職種別の食事については全項目で、線量の高い職種ほど高い罹患リスクとの関連が報告されている食事の割合が高くなる傾向がみられた。各職種における累積線量と食事については、「福島第一廃炉」以外の職種で、塩加減の濃い料理において、「よく食べる」の割合が、累積線量が高くなるほど増加する傾向がみられた。さらに「事務、設計・研究」では、バランスを考慮した食事において「とっていない」の割合が、累積線量が高くなるほど増加する傾向がみられた。

【結論】放射線業務従事者において、線量が高い職種ほど罹患リスクをあげる食事の傾向が多くみられる関連が明らかにされた。また各職種において、食塩摂取以外の項目では累積線量と食事の傾向に有意な関連はみられなかった。

(2) 第29回日本疫学会学術総会（東京）2019.1.31

RERF Special Program R-06

## **Radiation Epidemiology Study of Nuclear Workers in Japan: past and present of J-EPISODE**

Shin Saigusa

Institute of Radiation Epidemiology, Radiation Effects Association

It is well known that radiation health risk estimation for radiation protection is based on the epidemiological data from the results of LSS (Life Span Study) of Atomic Bomb Survivors. This health effect data is the result of single- and acute-exposure to relatively high-dose and -dose rate radiation, and therefore, it is still challenging to estimate the health risk of the radiation of the exposure level of nuclear industry workers during normal operation, i.e., over ten mSv order, from the LSS study. To evaluate health risk of nuclear industry workers in Japan, the successive regulatory agencies of Japanese government had been committing an epidemiological study to the Institute of Radiation Epidemiology (IRE) of the Radiation Effects Association (REA), Japan. This study will later be called as J-EPISODE.

The first period of study initiated in the year 1990. Until today, study results have been published every 5 year, and total 5 periods of the mortality follow up survey had been completed. Present sixth period study started in year 2016 and, following the development of the law on the protection of personal information of research in Japan, informed-consent procedure by opt-in was introduced for the first time in this study. Respondents those agreed to cooperate with this survey were requested to answer the questionnaire about their daily lifestyle. Questionnaires are developed based on the results of the previous analysis which discovered particular kinds of the lifestyle factors confound the relationship between radiation dose and cancer mortality in this survey. Furthermore, in addition to the mortality follow up, cancer incidence follow up is also planned to be included in the sixth period of study or later, based on data expected to be provided from the National Cancer Registry of Japan which is now developing and planning to be established within year 2018.

This study was commissioned by the Nuclear Regulation Authority of the Government of Japan.

(3) 日本放射線影響学会第61回大会(長崎)2018.11.7

**03-3 原子力発電所等放射線業務従事者における  
ICRP/ICRU実用量レポートに準拠した実効線  
量の新実用量換算係数の試算**

○古田 裕繁、西出 朱美、工藤 伸一、吉本 恵子、三枝 新  
(放射線影響協会)

背景ICRP/ICRUは、外部被ばく線量に対する実用量に関して共同でレポート(ドラフト)を作成しており、2017年8-11月に意見公募を行った。現在、個人線量の外部被ばくについては、10mm線量当量Hp(10)を実用量とし、記録線量としている。このドラフト版では、これまでの実用量の考え方が大きく変更され、防護量である実効線量に対して、実用量への換算にはICRPの標準ファントムを使用することとしている。**目的** 原子力発電所等の放射線業務従事者について、現行の校正基準の個人線量計を用いた場合、線量計指示値から新実用量への換算係数を試算する。**方法** 光子のエネルギーレベル及び入射方向のジオメトリ等の被ばく条件、並びに、それら被ばく条件の下での個人線量計レスポンスデータについては、先行研究結果等を参考にする。Hp(10)から実効線量Eへの換算係数はICRP Publ. 116の係数を用いる。**結論** 試算結果に基づいて、現行の実用量であるHp(10)と新実用量Hpとの比較を行ったところ、Hp/Hp(10)はおおむね7-8割程度であった。新実用量が記録線量とされた場合、これが疫学研究に利用できるためには、加えて作業場所における光子のエネルギーレベル及び入射方向のジオメトリ等の被ばく条件、並びに、それら被ばく条件の下での個人線量計レスポンスのデータを整備していくことが重要である。

※ 本調査は原子力規制委員会原子力規制庁の委託業務として実施した。

新実用量、放射線業務従事者、被ばく条件

(4) 日本放射線影響学会第61回大会(長崎) 2018.11.7

**【03】口頭発表3「疫学・被曝影響(1)」**

**03-5 累積線量が50mSv以上の放射線業務従事者における食事の傾向**

○西出 朱美、工藤 伸一、吉本 恵子、古田 裕繁、三枝 新  
(放射線影響協会)

【背景、目的】健康に悪影響を与える生活習慣(不適切な食事等)は、社会経済状態(SES)と関連しており、SESが不良である集団は健康リスクを有していることが報告されている。放射線影響協会は国の委託により放射線業務従事者を対象とした疫学調査を実施している。これまでの調査結果では、高線量群にSESの指標である教育年数の短い者が多くみられることが明らかにされており、生活習慣の一つである食事が累積線量と死亡の関連に交絡している可能性が予想された。そこで本研究は、累積線量が50mSv以上の放射線業務従事者における食事の傾向について検討することを目的とした。

【方法】被ばく線量は放射線影響協会放射線従事者中央登録センターより提供を受け、食事の情報は2015年度から実施している自記式アンケート調査票により入手した。ロジスティック回帰(ステップワイズ法)により、年齢(5歳階級)を調整した上で、累積線量が50mSv以上の放射線業務従事者における食事の傾向についてオッズ比を算出した。

【結果、結論】解析対象者は、自記式アンケートに2017年2月10日までに回答した37,238人である。食事に関する質問項目は、バランスを考慮した食事、野菜、塩加減の濃い料理、甘味の強い料理、油っこい料理であり、このうち野菜、塩加減の濃い料理がモデルに選択された。累積線量が50mSv以上の放射線業務従事者において、野菜ではよく食べる群に比べ、ほとんど食べない群のオッズ比は1.28(1.11-1.48)と有意に高く、塩加減の濃い料理ではほとんど食べない群に比べ、普通群のオッズ比は1.32(1.19-1.46)、よく食べる群のオッズ比は1.34(1.18-1.53)と有意に高かった。累積線量が50mSv以上の放射線業務従事者において、野菜不足や食塩の過剰摂取の傾向がみられた。これらの傾向は、がん及び非がんの罹患リスクを上げる因子として知られており、累積線量と死亡の関連に交絡している可能性が考えられたため、放射線リスクの検討に当たってはこれらの調整が必要であることが示唆された。

放射線業務従事者、累積線量、食事

- (5) The 3rd European Radiological Protection Research Week, Institute for medical research and occupational health (クロアチア、ロビニ) 2018.10.1

1-5 OCTOBER 2018 Rovinj-Rovigno, Croatia

## SIMULATION OF SURVIVAL BIAS IN EPIDEMIOLOGICAL SURVEY BY REANALYZING J-EPISODE AND HANFORD WORKERS

Hiroshige Furuta<sup>1</sup>, Akemi Nishide<sup>1</sup>, Shin'ichi Kudo<sup>1</sup>, Keiko Yoshimoto<sup>1</sup>, Shin Saigusa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Institute of Radiation Epidemiology, Radiation Effects Association, Tokyo, Japan

e-mail: furuta@rea.or.jp

**BACKGROUND:** Japanese Epidemiological Study on Low-Dose Radiation Effects (J-EPISODE) has high-quality dose data and data on cause of death, as well as lifestyle data such as smoking for a part of it.

Although the inception of radiation exposures began in 1957, the follow-up period of the cohort was 1991 to 2010, which was one of the weaknesses. The average follow-up period was 14 years, the total observation was 3 million person-years, and the population was decreased by 10% at the end of follow-up, indicating that the statistical power was not sufficient. There was also the possibility of a survival bias due to the cohort setting in 1991.

In addition, the new cohort to be set in 2019, which employed opt-in method for informed consent, might have a selection bias, because the subjects are restricted to survivors and consentees might be in good health.

**OBJECTIVES:** To simulate survival bias by reanalysing J-EPISODE and Hanford workers and assess the possible impact of survival bias.

**MATERIALS & METHODS:** The micro data set of "Hanford Workers Cohort Study Follow-up Through 1994" at the Comprehensive Epidemiological Data Resources (CEDR) was used for comparison with J-EPISODE.

Mortality of all cancers excluding leukaemia was taken as an end point. Poisson regression was applied for the Hanford male workers and J-EPISODE by changing observation period, to clarify the effects of survival bias.

Also windows approach regarding dose rate and age at exposure was applied for both cohorts, in order to clarify the structure of each cohort and possible causes of survival bias.

**RESULTS:** The simulation results of estimated survival bias under several assumptions indicated that the directions of the bias were not constant. The possible causes of the differences were discussed in line with birth cohorts and trends of annual exposure dose.

**Acknowledgements:** The authors wish to thank the US Department of Energy (DOE) for providing publically available datasets at CEDR. This study was funded by Nuclear Regulation Authority, Japan.

209



# Simulation of survival bias in epidemiological survey by reanalyzing J-EPISODE and Hanford worker



Hiroshige Furuta, Akemi Nishide, Shin'ichi Kudo, Keiko Yoshimoto, Shin Saigusa  
Institute of Radiation Epidemiology, Radiation Effects Association, Japan

### Challenges of J-EPISODE

- ✓ Dose records of nuclear workers available since 1957.
- ✓ On the other, follow-up began for survivors from 1991.
- ✓ Possibility of survival bias, because mortality from 1957 to 1990 were not considered for risk estimation (NCRP Commentary No. 27, 2018).
- ✓ Further, a new cohort to be constructed in 2019 will be composed with survivors who consented to the study during 2016-2018.
- ✓ Need to assess direction and magnitude of survival bias.
- ✓ Next data are missing for direct assessment of survival bias. total number of death during 1957-1990 death date and cause of death correspondence with dose records

### Objectives of the present study

- ✓ To clarify direction and magnitude of survival bias.
- ✓ To clarify factors affecting survival bias.

### Profile of J-EPISODE cohort

Follow-up period: 1991-2010  
 Size: 204,103 male nuclear workers  
 Mean age at the end: 55.6 years old  
 Total follow-up: 2.89 million person-years  
 Mean follow-up: 14.2 years/person  
 Mean cumulative dose: 13.8 mSv at the end  
 All death: 20,519  
 Caused by cancer, excluding leukemia: 7,929

### Reanalysis of Hanford workers

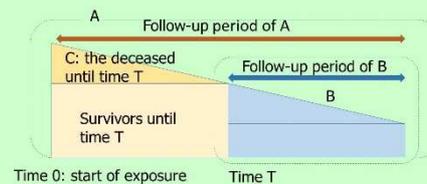
Micro data set of "Hanford Workers Cohort Study Follow-up Through 1994" at the Comprehensive Epidemiological Data Resources (CEDR) Restricted to male (19,684 persons).  
 Dose data 1944 to 1989 (10-year lag assumption)  
 Follow-up period 1944 to 1994  
 Cohort definition: hired during 1944 to 1978  
 Start of follow-up: 180 days after employment

### Materials and Methods

- ✓ Cohort data of Hanford workers provided by DOE, and J-EPISODE
- ✓ Target was all cancer mortality excluding leukaemia
- ✓ Poisson regression was applied.
- ✓ Estimated ERR/Sv for Hanford male workers since time T (T=1975, 1980, 1985 and 1990), assuming that follow-up was carried out for survivors at time T.
- ✓ Estimated ERR/Sv for J-EPISODE since time T (T=2000 and 2005), assuming that follow-up was carried out for survivors at time T.

### Definition of survival bias

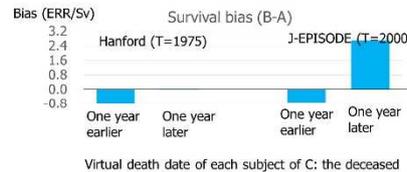
- Survival bias=(ERR/Sv derived from B)-(ERR/Sv derived from A)



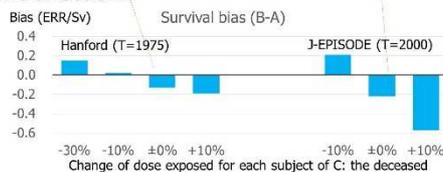
### Result I : Direction of survival bias is not constant.



### Result III : If mortality by age had changed to higher, that is, death date had become earlier, the survivor bias would change to negative direction.



### Result II : If dose distribution of the deceased had changed to lower, the survival bias would change to positive direction.



### Results of windows approach by dose rate and age at exposure

- ✓ Might indicated differences of the trends of dose exposure, and structure of birth cohorts.
- ✓ It may have influenced the appearance of survival bias.

Dose rate / age at exposure	ERR/Sv (90% CI) for all cancers excl. leukaemia	
	Hanford (1944-1994)	J-EPISODE (1991-2010)
<5mSv/y	14.8 (6.0, 23.6)	-3.8 (-8, 0.23)
>=5mSv/y	2.23 (0.89, 3.57)	1.59 (0.73, 2.46)
<45years	15.2 (5.34, 25.0)	0.06 (-1.02, 1.19)
>=45years	2.39 (1.01, 3.77)	2.16 (0.91, 3.14)
Total	0.52 (-0.22, 1.25)	1.20 (0.43, 1.96)

### Conclusions

- ✓ Direction of survival bias is not constant.
- ✓ If dose distribution of the dead changes to lower, the bias changes to the positive direction.
- ✓ If death rate by age had changed to higher, that is, death date had become earlier, the survivor bias would change to negative direction.
- ✓ TO DO: Despite lack of death data during 1957-1990, survival bias will be assessed by simulating death data consistent with dose records.

- This study was funded by the Nuclear Regulation Authority of the Government of Japan.
- We wish to thank the US Department of Energy (DOE) for providing publically available datasets at the Comprehensive Epidemiologic Data Resource.

### 放射線業務従事者における白血病死亡リスクの検討

#### Leukemia Mortality Analysis among Japanese Nuclear Workers

○工藤伸一<sup>1</sup>、古田裕繁<sup>1</sup>、石田淳一<sup>1</sup>、吉本恵子<sup>1</sup>、三枝新<sup>1</sup> (<sup>1</sup>放影協)  
○S. Kudo<sup>1</sup>, H. Furuta<sup>1</sup>, J. Ishida<sup>1</sup>, K. Yoshimoto<sup>1</sup>, S. Saigusa<sup>1</sup> (<sup>1</sup>REA)

【目的】日本の放射線業務従事者を対象としたコホート調査(J-EPISODE)に基づき、低線量域放射線の慢性被ばくによる白血病死亡への健康影響について科学的知見を得ること。

【方法】解析対象者は1999年3月末までに放射線影響協会放射線従事者中央登録センターに登録された日本人男性のうち、生死を追跡できた204,103人である。対象者の生死確認は住民票の写しの交付申請により行った。死亡者の死因は、厚生労働省より提供を受けた人口動態調査死亡票との照合により同定した。被ばく線量は中央登録センターより提供を受けた。

解析対象死因は全ての白血病(以下 All types)、急性リンパ性白血病(以下 ALL)、急性骨髄性白血病(以下 AML)、慢性骨髄性白血病(以下 CML)、成人 T-cell 白血病(以下 ATL)とした。慢性リンパ性白血病については死亡数が2であったため、この死因単独での解析は行わなかった。

累積線量を14群(0, >0, 1-, 2-, 3-, 5-, 7.5-, 10-, 15-, 20-, 25-, 50-, 100-, 200+mSv)に分割し、ポアソン回帰により年齢、出生年、暦年、地域(8区分)を調整して1Sv当たりのERR(以下「ERR/Sv」という)とWaldに基づく90%信頼区間を算出した。また、2年の潜伏期を仮定し、線量の累積をその分遅延させた。観察打切日は2010年12月31日とした。

【結果】観察終了時の平均年齢は55.6歳(±13.0歳、IQR: 45-65)、平均累積線量は約13.8mSv、平均観察期間は14.2年であった。解析結果は以下のとおりであった。

死因	観察死亡数	ERR/Sv、90%CI
All types	209	-0.54 (-4.04, 2.96)
ALL	19	-2.08(-11.92, 7.76)*
AML	119	-0.83 (-5.28, 3.61)
CML	21	9.70 (-10.49, 29.89)
ATL	21	5.20 (-13.05, 23.45)

\* 収束しなかったためLast estimateを示している。

何れの死因においても有意に高いERR/Svは観察されなかった。また、潜伏期を2年以外に0、5、10年と仮定した場合、従事年数を調整した場合、従事年数が1年の者を除外した場合のいずれにおいても有意に高いERR/Svは観察されなかった。J-EPISODEの過去の調査においてもAll typesでは有意に高いERR/Svは観察されていない。

【結論】日本の放射線業務従事者を対象としたコホート調査では、白血病の死亡について、有意に高いERR/Svは観察されなかった。

※ 本調査は原子力規制委員会原子力規制庁の委託業務として実施した。

### 放射線業務従事者の中性子外部被ばく可能性を考慮したがん死亡リスク

Cancer mortality risk estimates considering possible external exposure to neutron for nuclear workers

○古田裕繁<sup>1</sup>、工藤伸一<sup>1</sup>、石田淳一<sup>1</sup>、吉本恵子<sup>1</sup>、三枝新<sup>1</sup> (<sup>1</sup>放射線影響協会)

○H. Furuta<sup>1</sup>, J. Kudo<sup>1</sup>, J. Ishida<sup>1</sup>, K. Yoshimoto<sup>1</sup>, S. Saigusa<sup>1</sup> (<sup>1</sup>REA)

目的：日本の放射線業務従事者コホート (J-EPISODE) のリスク解析において、中性子外部被ばくが及ぼす影響を明らかにする。

背景：J-EPISODE の解析に利用している線量データは、原子力事業者が中央登録センター (RADREC) に定期報告している線量で、 $\gamma$ 線、中性子線などの外部被ばく及び内部被ばくを合算した年次、個人別記録線量 (Sv) である。

内部被ばくは事故等を除いてほとんどないと考えられる。 $\gamma$ 線以外の外部被ばくに関して、原子力発電所では有意な中性子被ばくはない一方、旧動燃東海事業所・現核燃料サイクル工学研究所 (以下「東海事業所」という) における MOX 燃料製造のグローブボックス作業工程で中性子外部被ばくがあることは周知であるが<sup>1</sup>、被ばく者を特定する情報は持ち合わせていないので、中性子外部被ばくを考慮したリスク分析ができないという制約があった。

方法：MOX 作業者の外部被ばく要因は <sup>241</sup>Am から放出される  $\gamma$ 線および <sup>241</sup>Pu の自然核分裂または <sup>17,18</sup>( $\alpha, n$ ) 反応から生じた中性子であり、 $\gamma$ 線と中性子線を同時に外部被ばくする。また、MOX 作業従事者が装着した TLD バッジの記録レベルは  $\gamma$ 線 0.1mSv、中性子線 0.2mSv であった。

そこで RADREC から原子力事業者、年次、個人別記録線量の提供を受け、1972 年以降に MOX 燃料施設のある東海事業所において 0.3mSv 以上年線量が 1 回以上ある者を、「中性子外部被ばく可能性のある者」と定義する。

ポアソン回帰分析を用いて、中性子外部被ばく可能性フラッグを、バックグラウンドの調整変数および ERR の修飾項に追加した線形リスクモデ

ルにより、がん死亡の ERR を推計する。

結果：第 V 期解析 (追跡期間 1991~2010 年) 対象者 204,103 人のうち 5,324 人を「中性子外部被ばく可能性のある者」と特定した (表 1)。

累積線量 ( $\gamma + n$ )	累積期間 1972-2010 年
記録線量あり	20,553 人
0.1 mSv 以上	6,629
年 0.3mSv 以上が 1 回以上	5,324

可能性のある者の平均累積線量は 23mSv で、年 0.3mSv 以上が少なくとも 1 回の条件を満たす第 V 期解析対象者の線量と同じであった。

第 V 期解析者の中性子外部被ばく可能性を考慮した ERR の推計値 (表 2) は、「可能性あり」のバックグラウンド死亡率が高い状況にあるが、考慮しないモデルに比べ「可能性なし」の ERR の低下はわずかであった。

モデル	ERR
中性子外部被ばくを考慮しない	ERR 1.40 /Sv (90%CI 0.43, 2.38)
フラッグを調整変数に追加	ERR 1.33 (0.36, 2.30) $\exp(\alpha)$ : 1.20 (1.02, 1.41)
フラッグを調整変数及び修飾項に追加 <sup>2)</sup>	可能性なし: ERR 1.38 (0.39, 2.37) 可能性あり: ERR -0.81 (-5.1, 3.5) $\exp(\alpha)$ : 1.26 (1.04, 1.52)

結論：中性子外部被ばくに関する公開情報が少ないという制約はあるものの、現状では中性子外部被ばく可能性を考慮してもがん死亡 ERR の低下はわずかであり、これまでの第 V 期解析結果に影響を与えるものではない。

※ 本調査は原子力規制委員会原子力規制庁の委託業務として実施した。

1) 山崎他『MOX 燃料施設における眼の水晶体の線量評価の現状と課題』Jpn. J. Health Phys. (2017)

## 原子力作業者のがん死亡率の線量率効果：ハンフォードデータの再解析

Effect of radiation dose rate on cancer mortality among nuclear workers: Reanalysis of Hanford data

○佐々木 道也<sup>1</sup>、工藤 伸一<sup>2</sup>、古田 裕繁<sup>2</sup> ( <sup>1</sup>電中研、<sup>2</sup>放影協)

○M. Sasaki<sup>1</sup>, S. Kudo<sup>1</sup>, H. Furuta<sup>2</sup> (<sup>1</sup>CRIEPI, <sup>2</sup>REA)

### 1. はじめに

低線量率の放射線リスクを評価するため、米国ハンフォードサイトの個人データを活用し、特定の年線量(区分線量率)以上の線量の累積値と、区分線量率未満の線量の累積値のそれぞれに対するがん死亡リスクを評価した。

### 2. 方法

解析データは米国の CEDR<sup>1)</sup>の Analytic Data File Sets より、三ヶ国研究<sup>2)</sup>で用いられたハンフォードデータを解析に供した。解析対象の集団は、雇用期間が6ヶ月未満の作業者を除外し、さらにオフサイトの線量データを考慮した上で、個人の最初のモニタリング年を決定した。従事開始年と最初のモニタリング年を比較し、遅いほうを追跡開始のエントリー年とした。また、最終生存確認年が追跡開始のエントリー年と同じであった者を除外した。さらに、内部被ばくとオフサイトの線量を考慮した上で、年間250mSv以上被ばくがあった対象者を除外した。

以上のプロセスによって抽出された解析対象集団は、32,988人となった。白血病を除く全がんの死亡数、慢性リンパ性白血病 CLL を除く白血病の死亡数は、ハンフォードデータに含まれている ICD-8 コードを参考にカウントした。

過剰相対リスク ERR/Sv は、線形モデルを適用し、 $\lambda = \lambda_0(1 + \beta d)$ によってポアソン回帰分析によって推定した。年線量による線量率に基づいて解析する場合は、

$$\lambda = \lambda_0(1 + \beta_L d_L + \beta_H d_H) \dots (1)$$

の一次線形式を基本として推定した。ここで  $d_L$  は区分線量より低い年線量のみを積算した累積線量であり、 $d_H$  は区分線量以上の年線量の累積線

量である。

### 3. 結果と考察

本研究によって、白血病を除く全がんの過剰相対リスク、及び尤度から推定した90%信頼区間は  $-0.23/\text{Sv}(-0.9, 0.6)$ であった。対象者数、死亡数等は既報<sup>2)</sup>の解析対象集団と若干の差異が認められたものの、結果として得られた過剰相対リスクは、信頼区間も含めて既報( $-0.22/\text{Sv} (<0, 0.6)$ )と、ほぼ一致し、CLLを除く白血病に対しても同様に近い過剰相対リスクと信頼区間を得た。

以上より、本研究で解析対象集団を抽出したプロセスは妥当と判断し、2mSv/y から40mSv/yまで2mSv/y刻みの区分線量率に対して白血病を除く全がんの過剰相対リスク $\beta_L$ および $\beta_H$ を(1)式を用いて推定した。本計算結果からは、白血病を除く全がんに対し、区分線量を6mSv/yから40mSv/yとした場合において、線量率区分による $\beta_L$ および $\beta_H$ の明確な差異は認められなかった。その一方で、区分線量が6mSvより低い場合には、有意ではないものの差異が大きくなる傾向が確認され、慢性被ばくによる効果の可能性が考えられたため更なる検証が必要であることが分かった。

また、ERRの評価に影響を与える因子の感度解析として、区分線量率が20mSv/yの条件の白血病を除く全がんのERRに対し、二次式等異なるフィッティング式の適用、ラグ期間の変更、モニタリング期間による層別化の影響を評価したが有意な差異は認められなかった。

### 参考文献

- 1) <https://apps.orau.gov/cedr/>
- 2) E. Cardis et al.; Radiat Res 142:117-132 (1995)

(9) The 5th Asian & Oceanic IRPA Regional Congress on Radiation Protection  
 (メルボルン、オーストラリア) 2018.5.23

11 Wednesday 23 May 2018 1:50pm-3:30pm

**11.4 RADIATION RISK MODELS**

**TIME DEPENDENT MODIFYING FACTORS FOR CANCER MORTALITY ASSOCIATION WITH LOW DOSE AND LOW DOSE-RATE EXPOSURE TO IONIZING RADIATION IN J-EPIISODE**

MR. HIROSHIGE FURUTA<sup>1</sup> MR. SHIN'ICHI KUDO<sup>1</sup> MR. JUN'ICHI ISHIDA<sup>1</sup> MRS. KEIKO YOSHIMOTO<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Institute of Radiation Epidemiology, Radiation Effects Association, Chiyoda-ku, Japan

**BIOGRAPHY**

**CAREER:**

- 1974 Graduated from Faculty of Science, Kyoto University
- 1974-2003 Government official of Ministry of Labour, Embassy of Japan in Korea, and Statistics Bureau, etc.

MILTON SPONSOR 

138

11 Wednesday 23 May 2018 1:50pm-3:30pm

- 2003-2008 Head of Research and Development Headquarter, Statistical Information Institute for Consulting and Analysis (Sinfonica), cum.
- Adjunct Lecturer, Graduate School of Economics, Tokyo International University
- 2008-2012 Lecturer/Statistician, Statistical Institute for Asia and the Pacific (INSIAP)
- 2015- Present

**SOCIETY:**

- Member of Japan Statistical Society and Japanese Radiation Research Society

**EXPERTISE:**

- Radiation epidemiology, Economic statistics, Statistical method and International micro data of household surveys

**ABSTRACT**

**Background**

The latest report of Japanes Epidemiological Study of Low-Dose Radiation Effects (J-EPIISODE), which followed up 204,103 male nuclear workers during 1991-2010, indicated that smoking might be a strong confounder in the association with radiation and cancer mortality, and the report therefore had no clear conclusion regarding low-dose radiation risk.

Most workers have engaged in NPPs, which have been in operation since 1966. The annual exposure dose at the 95th percentile was over 10mSv/y in the 1970s, but declined sharply, to less than the natural radiation level. The dose exposed during 1970-85 largely affected the cumulative dose during the follow-up period.

**Objective**

The objective of the present study is to evaluate the impact of several time dependent modifying factors, such as annual exposure dose rate.

**Methods**

The cumulative dose was divided into several windows of the factor studied, and an additive ERR model was applied.

**Results**

Regarding the two windows of annual dose rate (for instance, <5 mSv/year vs. ≥5 mSv/year), the ERR/Sv in relation to the cumulative dose received at <5 mSv was negative, and smaller than that received at ≥5 mSv.

**Conclusion**

A Cumulative dose derived from an extremely low annual dose rate suggests a different dose response than that from a higher dose rate. We propose paying attention not only to cumulative doses, but also to the exposure dose rate and duration of exposure.

**Funding**

This study was funded by the Nuclear Regulation Authority, Japan.



139

(10) The 5th Asian & Oceanic IRPA Regional Congress on Radiation Protection  
 (メルボルン、オーストラリア) 2018.5.23

**11** Wednesday 23 May 2018 1:50pm-3:30pm

**RADIATION RISK COMPARISON WITH LIFESTYLE AND SOCIO ECONOMIC FACTORS**

MR. SHIN'ICHI KUDO<sup>1</sup> MR. JUN'ICHI ISHIDA<sup>1</sup> MS. KEIKO YOSHIMOTO<sup>1</sup> MR. HIROSHIGE FURUTA<sup>1</sup>  
<sup>1</sup> Radiation Effects Association, Tokyo, Japan

**BIOGRAPHY**  
 Current post since 1991 (the beginning of the epidemiological study on the Japanese nuclear workers). Engaged in programming, analysis, evaluation.

**ABSTRACT**  
**Background**  
 Comparisons in the health risks between radiation and other lifestyle-related risk factors, such as smoking, are supplied so far. However, these comparisons reported consist of combinations of health risks observed in different cohort studies. We performed direct comparison between radiation risk and lifestyle and socio economic factors on cancer mortality derived simultaneously in one cohort.

**Methods**  
 A cohort was 41,742 males who responded to lifestyle questionnaire surveys carried out in 2003, and registered in the Radiation Dose Registry as nuclear workers by the end of March 1999, and have Japanese nationality. Total person year was 215,000, and a number of deaths for all cancers excluding leukaemia was 978. We used Poisson regression to quantify radiation relative risk (RR) at 100 mSv against 0 mSv and compared with smoking (pack-year (20 cigarettes/day×duration of smoking years)), alcohol (Cumulative alcohol

140

MAJOR SPONSOR  

Wednesday 23 May 2018 1:50pm-3:30pm **11**

intake (2 glasses of wine/day×duration of drinking)), job category, job status, and years of education.

**Results**  
 For all cancers excluding leukaemia, the RR at 100 mSv radiation was 0.96 (90%CI : 0.85, 1.08), the RR of over 50 pack-years was 2.74 (2.24, 3.35), and the RR of over 2 glasses of wine/day×60 years was 1.30 (1.08, 1.55). Job category, job status, and years of education also showed larger RR than radiation.

**Conclusion**  
 These results provide the evidence that if a radiation risk exists, it is much smaller than lifestyle or socio economic factors.

**Funding**  
 This study was funded by the Nuclear Regulation Authority, Japan.



141

## O23-03

### 原子力施設の職業集団における非がん死亡リスク要因の検討

工藤 伸一、石田 淳一、吉本 恵子、古田 裕繁  
公益財団法人放射線影響協会 放射線疫学調査センター

【背景・目的】放射線影響協会では放射線業務従事者をコホートとした疫学調査を行っている。コホートの一部に対して生活習慣等のアンケート調査を実施し、生活習慣、社会経済状態等のデータを取得した。本報告では、コホートで観察された非新生物疾患（以下「非がん」）死亡とアンケート調査で把握された要因および業務における被ばく線量との関連を考察した。

【方法】1999年3月末日までに放射線業務に従事した日本人のうち、2003年7月1日時点で40歳以上85歳未満の男性を抽出した。さらに2002年3月末までの累積線量が10mSv以上の場合は全員を、10mSv未満の場合は40%を抽出し、生活習慣等に関する自記式アンケート票を郵送により73,542人に配付した。生死の確認は地方自治体への住民票の写しの交付申請により行い、死亡が確認された者については、厚生労働省より提供を受けた人口動態調査死亡票との照合により死因を把握した。ポアソン回帰モデルを用いて年齢、暦年、地域を調整し、累積放射線量、累積喫煙量 (pack-year)、累積飲酒量 (一日当たりグラス2杯のワイン×年数)、職種、職位、教育年数を同時に考慮して死亡率の説明変数とした。放射線リスクは生活習慣等の変数を調整して0mSvに対する100mSvの相対危険 (RR) で表し、生活習慣等の変数は放射線量を調整して基準群に対する群毎のRRを表した。

【結果、考察】アンケート調査回答者のうち、調査適合条件を満たさない者を除外した41,742人 (配布者に対して57%) を解析対象者とした。アンケート回答時の平均年齢は54.9歳 (±9.6歳)、平均累積線量は25.6mSvであった。喫煙は循環器系疾患、呼吸器系疾患、消化器系疾患のいずれの死因においても有意に高いリスクを示したが、用量反応は明確ではなかった。飲酒は循環器系疾患において少量飲酒がリスクを下げ、その後、飲酒量の増加と共にリスクを上げるJカーブを示したが、消化器系疾患、特に肝疾患では明確な用量反応を示した。職種ではホワイトカラーがブルーカラーより低いリスクを示す傾向がみられた。職位では呼吸器系疾患において、管理職が一般職より低いリスクを示した。教育年数では脳血管疾患において顕著な用量反応を示した。放射線はいずれの死因においても有意差がなかった。

【結論】放射線業務に従事する職業集団において、非がん疾患死亡に影響する要因を放射線、生活習慣、社会経済状態別に検討した。考慮した要因の中で喫煙の影響は最も大きく、死因によっては飲酒、職種、職位、教育年数による影響もみられた。職業集団において、職種、職位は非がんリスクとなる可能性が示唆された。放射線リスクは有意ではなく、生活習慣、社会経済状態がもつリスクと比較して、それらより小さいと思われる。

※ 本調査は原子力規制委員会原子力規制庁の委託業務として実施した。

### 3. 2論文発表

(1) Occupational Radiation Exposure and Leukemia Mortality among Nuclear Workers in Japan: J-EPISODE, 1991-2010. *Jpn. J. Health. Phys.* 53(3), 146–153 doi: 10.5453/jhps.53.146

*Jpn. J. Health Phys.*, 53 (3), 146 ~ 153 (2018)

DOI: 10.5453/jhps.53.146

Original Paper

## Occupational Radiation Exposure and Leukemia Mortality among Nuclear Workers in Japan: J-EPISODE, 1991–2010

Shin'ichi KUDO,\*<sup>1, #</sup> Keiko YOSHIMOTO,\*<sup>1</sup> Hiroshige FURUTA,\*<sup>1</sup> Kazumasa INOUE,\*<sup>2</sup>  
Masahiro FUKUSHI\*<sup>2</sup> and Fumiyoshi KASAGI\*<sup>1</sup>

(Received on March 23, 2018)

(Accepted on August 7, 2018)

Whether exposure to radiation at low dose and at low dose rate is related to leukemia mortality and morbidity remains controversial. Cohort studies of nuclear workers chronically exposed to radiation at low dose and at low dose rate in their workplaces provide an opportunity to directly evaluate the risks of leukemia in the lower dose ranges. Previous findings have come mostly from Western countries, with few from Asian countries. The present study aimed to examine radiation's effects on mortality from leukemia, in a cohort of Japanese nuclear workers. The cohort consisted of 204,103 workers, who were followed from 1991 to 2010, with a total of 2.89 million person-years. The mean age and mean cumulative dose at the age at the end of follow-up were 55.6 years and 13.8 mSv. During the study, 209 leukemia deaths were observed. The linear excess relative risk (ERR) for all types of leukemia was negative, but not significant (ERR/Sv = -0.54; 90% confidence interval; -4.04, 2.96). Specific types of leukemia also showed no significant risks. A significant radiation-leukemia association for mortality was not observed in this study of Japanese nuclear workers. The cohort, however, is still young. Further follow-up is needed to obtain more reliable estimates of leukemia risks for Japanese workers exposed to low dose and low-dose rate radiation.

**KEY WORDS:** low dose radiation, radiation risk, leukemia, cohort study, epidemiological study.

### I INTRODUCTION

Leukemia is well known as the earliest manifestation of the late effects of high-dose and high-dose-rate radiation exposure among the survivors of the atomic bombs dropped on Hiroshima and Nagasaki, Japan.<sup>1-3)</sup> However, whether radiation exposure at low dose and at low dose rate is related to leukemia mortality and morbidity remains controversial. Studying cohorts of nuclear workers who have been chronically exposed to radiation at low dose and at low dose rate in their workplaces can provide direct evidence for evaluating the risks of leukemia in the lower dose ranges, rather than evaluating them by extrapolating from dose-response findings in the higher dose range observed in the atomic bomb survivor studies.

Many studies on the risk of leukemia among nuclear workers exposed to low dose rate of radiation have been published in North America and Europe. Some have shown a

positive association between radiation exposure and leukemia mortality,<sup>4-14)</sup> and others have demonstrated no association, partially because of the small number of leukemia cases observed.<sup>15-21)</sup> The recent International Nuclear Workers Study (INWORKS) from France, the UK, and the USA showed a significantly high risk of leukemia excluding chronic lymphocytic leukemia and chronic myeloid leukemia similar to that seen in atomic bomb survivors.<sup>1, 3, 4)</sup>

These findings were primarily based on nuclear workers in Western countries. Few findings on radiation risk have been obtained from Asian countries. Asian nuclear workers may have different mortality and morbidity rates of leukemia than do workers in the West,<sup>22)</sup> due to different characteristics in their lifestyle<sup>23)</sup> or varying susceptibility to radiation exposure.

A Japanese Epidemiological Study Of low-Dose radiation Exposure among nuclear worker cohort (J-EPISODE) has been conducted since 1990 by the Radiation Effects Association (REA), with mortality follow-up. The study results have already been published.<sup>24-29)</sup>

The aims of the present study were to obtain larger statistical power by extension of follow-up period comparing previous study and to provide excess relative risks (ERRs) by subtype of leukemia for mortality among Japanese nuclear workers exposed to low dose and low dose rate of radiation.

\*<sup>1</sup> Institute of Radiation Epidemiology, Radiation Effects Association; 1-9-16 Maruishi Dai-ni Building 5F, Kajicho, Chiyoda-ku, Tokyo 101-0044, Japan.

\*<sup>2</sup> Tokyo Metropolitan University; 7-2-10 Higashi-Ogu, Arakawa-ku, Tokyo 116-8551, Japan.

# Corresponding author; E-mail: s\_kudo@rea.or.jp

## II MATERIALS AND METHODS

The study protocol was based on the Ethical Guidelines for Medical and Health Research Involving Human Subjects established by Japan's Ministry of Health, Labour and Welfare and Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology. It was reviewed and approved by the Research Ethics Committee of the REA. This work was fully funded by Japan's Nuclear Regulation Authority. The funder had no role in the study's design, data analysis, or data interpretation or in the writing of this report. The authors indicated no conflicts of interest.

### 1. Study population and mortality follow-up

Nuclear facilities in Japan include institutes of nuclear energy research and development, nuclear fuel processing plants, and nuclear power plants. Radiation workers at nuclear facilities in Japan are registered at the Radiation Dose Registration Center (RADREC) at the REA. The primary framework of the study population and follow-up methods of the J-EPISODE were described in detail in the previous papers.<sup>24–29</sup> The present study started in 1990 and was based on records of approximately 204,000 workers who were registered in the RADREC as of the end of March 1999 with Japanese nationality. A follow-up with female workers was also undertaken, but they were not included in the analysis because they were too few in number (1,396 workers).

A mortality follow-up was carried out through the subjects' residence registration cards (RRCs) issued from the municipality offices administering their home addresses. Any deaths based on the record of obtaining a residential registry were confirmed. The cause of death was determined by record linkage with vital statistics death records approved for use and provided by the Ministry of Health, Labour, and Welfare. The causes of death could be identified in more than 99% of the deceased by a record linkage with their date of birth, date of death, sex, and municipality.<sup>30</sup> A process to guarantee an opportunity of refuse to be included to the cohort through an opt-out method was performed from 2007 to 2009. The opt-out rate was approximately 7%. For those whose data we obtained but who later refused participation, we stopped all follow-up efforts and they were censored at the last day at which their vital statuses were known.

Data analysis was based on the underlying cause of death coded according to the International Classification of Diseases (ICD) (9<sup>th</sup> revision<sup>31</sup>) was used for those whose year of death was during 1991–1994, and 10<sup>th</sup> revision<sup>32</sup>) was used for those whose year of death was from 1995 forward). Since only two deaths were attributed to chronic lymphatic leukemia (CLL), we did not calculate the risk estimation for CLL. The present study considered the following categories of causes of death: all types of leukemia (ICD9: 204–208, ICD10: C91–C95), acute lymphatic leukemia (ALL) (ICD9: 204.0, 204.2, ICD10: C91.0, C91.2), acute myeloid leukemia (AML) (ICD9: 205.0, 205.2, ICD10: C92.0, C92.2, C92.4, C92.5), chronic myeloid leukemia (CML) (ICD9: 205.1, ICD10: C92.1), and adult T-cell leukemia (ATL) (ICD10: C91.5).

### 2. Dosimetry

For this study, the individual recorded doses, including photon, internal, and neutron doses, were used. The photon doses were the exposure records of equivalent doses at a tissue depth of 10 mm [ $H_p(10)$  (mSv)] for all workers in nuclear facilities who have been transferred to and registered in the dose database at the RADREC. The internal exposure was rare in Japan, but if they had been positively detected, they were added to external doses. Neutron doses were restricted among workers engaged in producing mixed oxide (MOX) fuel. The production of MOX fuel to operate the experimental fast breeder reactor was limited to a short term at one specific section in institutes of nuclear energy research and development. For individuals performing this work, there are no records of estimated neutron exposure, but only records of total amount of exposure due to nuclear work.

The annual radiation exposure for each worker was calculated by adding the total from all facilities where workers worked in a given year. Exposures below the detectable level were set as 0 mSv in the present study.

The use of nuclear energy in Japan commenced in 1957. Therefore, the dosimetry records of all workers back to 1957, before the RADREC launched the registration in 1978, were retrospectively provided to the RADREC by the respective nuclear facilities that had stored the data. The present study covers radiation dose records from 1957 to 2010.

### 3. Statistical analysis

Person-years of observation were calculated from the date of entry (the latest date of April 1 of the first year of engagement at radiation work, the date of 20 years of age, or the date confirmed as alive by the RRC) until the date of exit (the earliest date of the date of death, the date when the RRC was issued in the most recent follow-up, or December 31, 2010). Therefore, the observation period differs by individual, but they exist from 1991 to 2010. The mean follow-up period for individuals was 14.2 years.

Poisson regression models were used to determine the relationship between exposure dose and leukemia mortality, based on stratified data cross-tabulated by calendar period (four categories with cut points at 1995, 2000, and 2005), birth year (12 generally five-year categories), attained age (14 five-year categories for ages 20 through 99, and one category for ages 100 or greater), residence location (eight areas in Japan, from north to south), and cumulative dose (14 categories by mSv levels: 0, > 0, 1–, 2–, 3–, 5–, 7.5–, 10–, 15–, 20–, 25–, 50–, 100–, and 200+).

A minimum latent period of two years for any radiation effects on leukemia was considered in the present analyses. Cumulative exposures at risk were time-dependent, calculated by adding two year-lagged exposures from the first year of engagement in radiation work.

The risk of leukemia due to radiation exposure was evaluated using the excess relative risk (ERR) model:

$$\lambda_0(c, b, a, r)(1 + \beta d) \quad (1)$$

where  $\beta d$  is a linear dose response with cumulative dose

$d_i$  and  $\lambda_0(c, b, a, r)$  represents the background death rate of leukemia stratified by calendar period ( $c$ ), birth year ( $b$ ), attained age ( $a$ ), and residence location ( $r$ ). Since many cases showed no convergence for the likelihood confidence interval (CI), we unified CI to Wald based. We also evaluated ERRs by each dose category by using the model as follows:

$$\lambda_0(c, b, a, r)(1 + \beta d_i) \quad (2)$$

where  $i$  is a dose category (the lowest dose category is set as reference). Stratification by duration of employment was examined for sensitivity analysis as follows:

$$\lambda_0(c, b, a, r, du)(1 + \beta d_i) \quad (3)$$

where  $du$  is a category of duration of employment (8 categories: <2, 2-, 3-, 5-, 7.5-, 10-, 15-, 20+).

Cross-tabulation and model fitting were performed using the Epicure statistical package.<sup>33)</sup>

### III RESULTS

The characteristics of Japanese nuclear workers' cohort are shown in **Table 1**. The mean age was 55.6 years and the mean cumulative dose was 13.8 mSv at the end of follow-up.

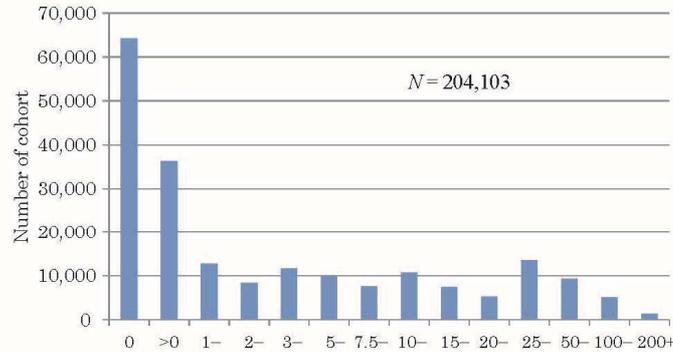
**Figure 1** shows the distribution of the cumulative dose at the end of follow-up. Two thirds of the workers had <5 mSv of cumulative dose. Only 3% of the workers had a cumulative dose of  $\geq 100$  mSv.

**Table 2** describes the distribution of deaths due to leukemia, mean dose and person-years by dose category, birth year, attained age, calendar period, and geographic regions among Japanese nuclear workers. There were more than 100 deceased for all types of leukemia and AML, but for ALL, CML, and ATL, there were around 20 deceased. Two thirds of person-years were accounted for under 5 mSv. The mean dose and person-years varied among geographic regions.

**Table 3** shows the ERRs/Sv and 90% CIs based on Wald

**Table 1** Characteristics of Japanese nuclear workers.

Follow-up period		1991–2010
Number of subjects		204,103
Person-years (million)		2.89
Year of first radiation exposure	Mean	1985.4
	Median (IQR)	1985 (1980–1992)
Age at first radiation exposure	Mean	31.7
	Median (IQR)	29 (22–40)
Age at the end of follow-up	Mean	55.6
	Median (IQR)	56 (45–65)
Duration of employment (years)	Mean	8.1
	Median (IQR)	4 (1–12)
Cumulative dose at the end of follow-up (mSv)	Mean	13.8
	Median (IQR)	1.0 (0–10.7)



**Fig. 1** Cumulative dose at the end of follow-up (mSv).

**Table 2** Distribution of deaths due to leukemia, mean dose and person-years by dose category, birth year, attained age, calendar period, and geographic regions among Japanese nuclear workers.

	Leukemia					Mean dose (mSv)	Person-years (10 <sup>4</sup> years)
	All types	ALL	AML	CML	ATL		
Total	209	19	119	21	21		288.9
Dose category (mSv)							
0	71	8	38	11	5	0.0	89.2
>0	58	5	36	3	6	1.4	100.2
5–	26	2	16	1	2	7.2	25.7
10–	15	2	9	0	3	14.4	26.5
20–	26	2	12	3	4	31.7	27.0
50–	8	0	6	0	1	70.0	12.8
100+	5	0	2	3	0	157.3	7.5
Birth year							
<1930	30	3	15	6	1	10.8	11.8
1930–	71	2	39	6	9	13.0	37.4
1940–	53	7	29	5	6	14.4	68.9
1950–	34	3	20	3	5	15.4	78.0
1960+	21	4	16	1	0	9.0	92.7
Attained age							
20–29	4	0	4	0	0	5.1	16.3
30–39	10	3	7	0	0	9.6	59.7
40–49	28	5	15	2	4	14.1	75.4
50–59	50	6	27	6	3	14.8	72.2
60–69	60	2	33	6	11	13.6	46.0
70+	57	3	33	7	3	11.5	19.2
Calendar period							
<2000	53	10	21	7	6	13.2	92.8
2000–	60	4	37	5	8	11.4	93.3
2005+	96	5	61	9	7	13.2	102.8
Geographic regions							
Hokkaido, Tohoku	40	3	26	6	1	20.8	51.7
Kanto	71	7	43	11	5	8.0	100.6
Hokuriku	16	2	5	2	0	17.0	28.0
Chubu	16	2	10	1	1	11.4	19.4
Kinki	26	3	15	0	3	14.2	38.2
Chugoku	11	0	8	1	2	9.4	17.8
Shikoku	6	0	1	0	3	8.1	8.0
Kyushu	23	2	11	0	6	11.5	25.1

Some categories are combined for clarification purpose.

**Table 3** ERRs/Sv and 90% CIs based on Wald by the type of leukemia among Japanese nuclear workers.

Type of leukemia	Observed deaths	ERR/Sv	90%CI <sup>a</sup>
All types	209	-0.54	(-4.04, 2.96)
Acute lymphatic leukemia	19	-2.08 <sup>b</sup>	(-11.92, 7.76) <sup>b</sup>
Acute myeloid leukemia	119	-0.83	(-5.28, 3.61)
Chronic myeloid leukemia	21	9.70	(-10.49, 29.89)
Adult T-cell leukemia	21	5.20	(-13.05, 23.45)

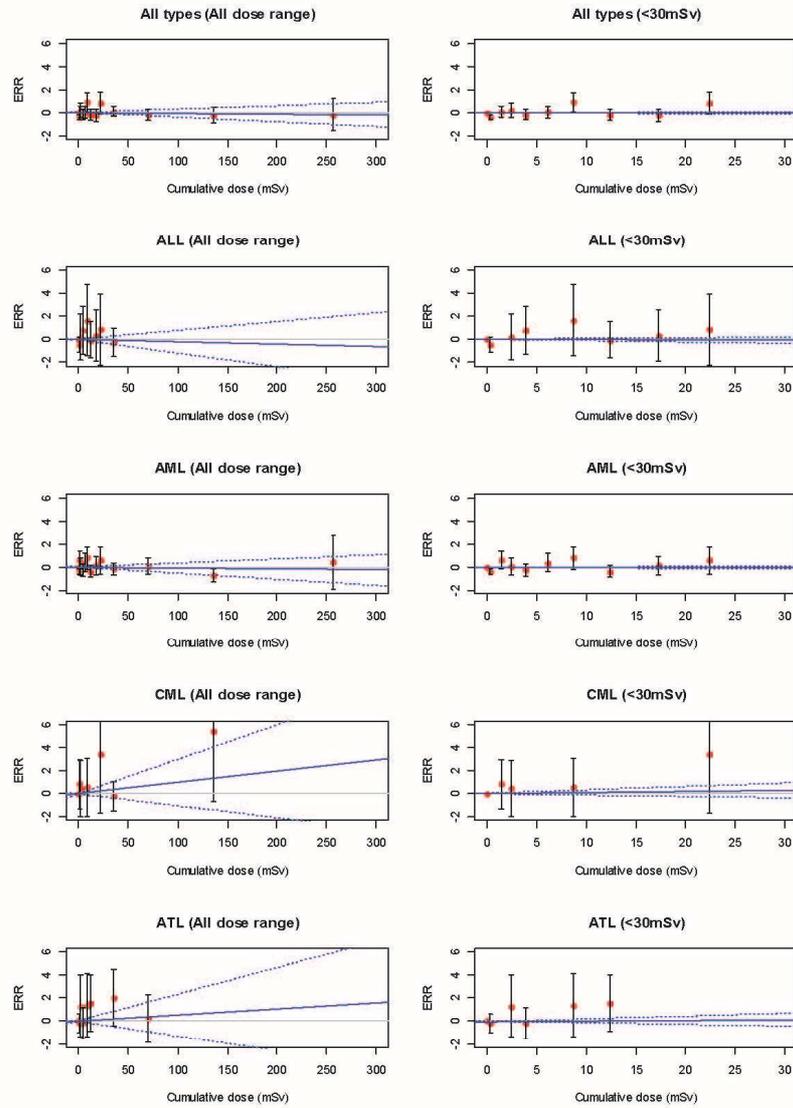
a: Wald-based CI.

b: Last estimate is denoted because the ERR did not converge.

by the type of leukemia. All types of leukemia ALL, AML, CML, and ATL did not show significantly high ERRs/Sv. The ERR/Sv for all types of leukemia was -0.54 (-4.04, 2.96)<sup>1</sup>. Since only two deaths were attributed to CLL, the ERR/Sv for leukemia excluding CLL was completely identical to ERR/Sv for all types of leukemia. The ERR/Sv for ALL did not converge, and the ERR/Sv which described in **Table 3** was the last estimate. Thus, this value includes some uncertainty. **Figure 2** shows the ERRs/Sv and 90% CIs for the dose-response and ERRs with 90% CIs by each dose category. No monotonous increasing trend of ERRs were not seen in all causes of death which were analyzed in present study. Wide CIs were shown in ALL, CML, and ATL due to small number of death.

Sensitivity analyses were performed under zero-year, five-year, and 10-year lag assumptions for all types of leukemia.

<sup>1</sup> Numbers in parenthesis represent the 90% CI.



**Fig. 2** The ERRs/Sv and 90% CIs for the dose-response and ERRs with 90% CIs by each dose category by type of leukemia. The lowest dose category was set as reference. The left panel shows the results based on all dose ranges and the right panel shows the results based on under 30 mSv.

The ERRs/Sv were  $-0.66$  ( $-4.01, 2.69$ ),  $-0.08$  ( $-3.96, 3.80$ ), and  $0.73$  ( $-3.92, 5.37$ ) for zero-year, five-year, and 10-year lag years, respectively. The ERRs were higher for longer lag years. However, these values were not significant. Some radiation epidemiology studies have used stratification by the duration of employment to allow for a possible healthy worker survivor effect (HWSE).<sup>8, 11, 15, 19, 20</sup> When the duration of employment was added as an adjustment variable, it showed little impact on the ERRs/Sv for all types of leukemia, ALL, and AML. The ERRs/Sv were from  $-0.54$  ( $-4.04, 2.96$ ) to  $-0.56$  ( $-4.45, 3.33$ ), from  $-2.08$  ( $-11.92, 7.76$ ) to  $-2.04$  ( $-10.06, 5.99$ ) (both of them were last estimates), and from  $-0.83$  ( $-5.28, 3.61$ ) to  $-1.03$  ( $-5.63, 3.58$ ) for all types of leukemia, ALL, and AML, respectively. However, the ERRs/Sv for CML and ATL were changed largely. The ERRs/Sv were from  $9.70$  ( $-10.49, 29.89$ ) to  $32.61$  ( $-27.95, 93.17$ ) and from  $5.20$  ( $-13.05, 23.45$ ) to  $-2.09$  ( $-11.49, 7.30$ ), respectively. To restrict routine nuclear workers, we excluded workers who had only one-year dose record. Among 150,830 workers, there were 146 leukemia deaths, resulting in an ERR/Sv  $-0.42$  ( $-4.05, 3.20$ ) for all types of leukemia.

We attempted to fit pure quadratic model and linear quadratic model; however, only the pure quadratic model for CML could converge (data not shown) and remaining cases could not converge.

#### IV DISCUSSION

##### 1. All types of leukemia

Many studies have reported significantly high ERRs for all types of leukemia or leukemia excluding CLL,<sup>1-4)</sup> while some studies have reported non-significant ERRs.<sup>15-21)</sup> The ERR/Sv for all types of leukemia of the present study was negative and not significant (ERR/Sv =  $-0.54$  ( $-4.04, 2.96$ )). Our previous studies also described non-significant ERRs.<sup>25-27, 29)</sup> IWASAKI et al. reported that the ERR/Sv for leukemia was  $0.01$  ( $-10.0, 10.0$ ),<sup>25)</sup> AKIBA and MIZUNO have reported that the ERR/Sv for leukemia was  $-1.93$  ( $-6.12, 8.57$ ),<sup>26)</sup> and KUDO et al. found that the ERRs/Sv for leukemia excluding CLL were  $-0.27$  ( $-4.07, 3.52$ )<sup>27)</sup> and  $-1.95$  ( $-5.80, 1.89$ ).<sup>29)</sup> Present study showed narrower CI.

Leukemia is a rare disease. Therefore, almost all studies suffered from an insufficient statistical power. To solve this problem, DANIELS et al. conducted a meta-analysis of leukemia and estimated significantly high integrated ERR at 100 mGy of  $0.19$  (95% CI:  $0.07, 0.32$ ).<sup>34)</sup> However, the adjustment for confounding factors is generally restricted in meta-analyses of observational studies, and the study is not an exceptional case, as the authors stated smoking and concomitant leukemogen exposures were not accounted for.

##### 2. Acute lymphatic leukemia (ALL)

A cause of ALL is unknown. LSS studies<sup>1, 3)</sup> showed significantly high ERR/Sv for ALL, while INWORKS<sup>4)</sup> showed no significance. The ERR/Sv for ALL did not converge in the present study. The last estimate was  $-2.08$  ( $-11.92, 7.76$ ), but it includes some uncertainty.

##### 3. Acute myeloid leukemia (AML)

It is reported that secondary AML was caused by prior exposure to cytotoxic therapy and/or radiotherapy for a malignancy.<sup>35)</sup> Therefore, it is possible that radiation is a leukemogen of AML. LSS<sup>1, 3)</sup> studies showed significantly high ERR/Sv for AML, while INWORKS,<sup>4)</sup> the study among French worker cohort,<sup>12)</sup> Canadian worker cohort,<sup>13)</sup> and the 15-country study<sup>15)</sup> showed no significance. The ERR/Sv for AML of the present study was negative and not significant (ERR/Sv =  $-0.83$  ( $-5.28, 3.61$ )). Benzene is an established myeloid leukemogen.<sup>36, 37)</sup> We administered a lifestyle questionnaire survey from 1997<sup>38)</sup> and 2003 to a sample of worker and obtained information on the occupational history of benzene. However, there were no deceased with an occupational history of benzene, so we could not discuss benzene's effect.

##### 4. Chronic myeloid leukemia (CML)

CML is a stem cell disorder characterized by the occurrence of the Philadelphia chromosome, which is due to reciprocal translocation between q arm 34 region of 9th chromosome and q arm 11 region of 22nd chromosome.<sup>39, 40)</sup> LSS studies<sup>1, 3)</sup> and INWORKS<sup>4)</sup> showed significantly high ERR/Sv for CML, while the study among French worker cohort<sup>12)</sup> and the 15-country study<sup>15)</sup> showed no significance. The ERR/Sv for CML of the present study was positive but not significant with a wide CI due to the small number of deaths (21 observed deaths; ERR/Sv =  $9.70$  ( $-10.49, 29.89$ )).

##### 5. Adult T-cell leukemia (ATL)

ATL is caused by human T-cell leukemia virus type I (HTLV-1) infection and often occurs in HTLV-1-endemic areas, such as the Caribbean islands, Central and South America, Intertropical Africa, Middle East, and southwestern Japan.<sup>41)</sup> Therefore, the analyses of ATL are quite limited. LSS study have reported non-significant ERR/Sv for ATL both mortality (ERR/Sv =  $-0.2$  (Not determined,  $1.78$ ))<sup>1)</sup> and incidence (ERR/Sv =  $0.05$  ( $-0.51, 1.54$ )).<sup>3)</sup> The ERR/Sv for ATL of the present study was positive but not significant with a wide CI due to the small number of deaths (21 observed deaths; ERR/Sv =  $5.20$  ( $-13.05, 23.45$ )).

##### 6. Limitation

The main limitation of the present study was the limited statistical power. The total number of observed deaths by all types of leukemia was 209. This is less than LSS<sup>1)</sup> (310) or INWORKS<sup>4)</sup> (531). In particular, the numbers of deaths caused by CML, ALL, and ATL were very small. One reason was that this cohort was young: the mean age at the end of follow-up was 55.6. The fitting failure of quadratic terms might be caused by the small number of observed deaths. For this reason, we could not discuss dose-response linearity.

Another limitation was that adjusting for confounding factors might be insufficient. In our previous studies, we demonstrated that smoking was a considerable confounding factor to evaluate radiation risk.<sup>27-29)</sup> However, the workers who have smoking information were a sample of the present

cohort, and when we adjusted for smoking among the sample of workers, the ERR/Sv for leukemia excluding CLL did not converge.<sup>29)</sup>

### V CONCLUSION

We estimated the ERRs/Sv for leukemia by subtype and found no statistically significant ERRs/Sv. Sensitivity analyses also showed no risk. However, we realize the present study had insufficient statistical power. Adjusting for leukemogen also might have been inadequate. To solve these problem, a new lifestyle questionnaire survey is now underway and has collected more than 60,000 replies so far.

### REFERENCES

- 1) D. RICHARDSON, H. SUGIYAMA, N. NISHI, R. SAKATA, Y. SHIMIZU, E. J. GRANT, et al.; Ionizing radiation and leukemia mortality among Japanese Atomic Bomb Survivors, 1950–2000, *Radiat. Res.*, **172**, 368–382 (2009).
- 2) K. OZASA, Y. SHIMIZU, A. SUYAMA, F. KASAGI, M. SODA, E. J. GRANT, et al.; Studies of the mortality of atomic bomb survivors, Report 14, 1950–2003: an overview of cancer and noncancer diseases, *Radiat. Res.*, **177**, 229–243 (2012).
- 3) W. L. HSU, D. L. PRESTON, M. SODA, H. SUGIYAMA, S. FUNAMOTO, K. KODAMA, et al.; The incidence of leukemia, lymphoma and multiple myeloma among atomic bomb survivors: 1950–2001, *Radiat. Res.*, **179**, 361–382 (2013).
- 4) K. LEURAUD, D. B. RICHARDSON, E. CARDIS, R. D. DANIELS, M. GILLIES, J. A. O'HAGAN, et al.; Ionising radiation and risk of death from leukaemia and lymphoma in radiation-monitored workers (INWORKS): an international cohort study, *Lancet Haematol.*, **2**, e276–281 (2015).
- 5) N. S. SHILNIKOVA, D. L. PRESTON, E. RON, E. S. GILBERT, E. K. VASSILENKO, S. A. ROMANOV, et al.; Cancer mortality risk among workers at the Mayak Nuclear Complex. *Radiat. Res.*, **159**, 787–798 (2003).
- 6) L. Y. KRESTININA, D. L. PRESTON, E. V. OSTOUMOVA, M. O. DEGTEVA, E. RON, et al.; Protracted radiation exposure and cancer mortality in the Techa River Cohort, *Radiat. Res.*, **164**, 602–611 (2005).
- 7) L. Y. KRESTININA, D. L. PRESTON, F. G. DAVIS, S. EPIFANOVA, E. V. OSTOUMOVA, et al.; Leukemia incidence among people exposed to chronic radiation from the contaminated Techa River, 1953–2005, *Radiat. Environ. Biophys.*, **49**, 195–201 (2010).
- 8) L. B. ZABLOTSKA, J. P. ASHMORE and G. R. HOWE; Analysis of mortality among Canadian nuclear power industry workers after chronic low-dose exposure to ionizing radiation. *Radiat. Res.*, **161**, 633–641 (2004).
- 9) C. R. MUIRHEAD, J. A. O'HAGAN, R. G. E. HAYLOCK, M. A. PHILLOPSON, T. WILLCOCK, G. L. C. BERRIDGE, et al.; Mortality and cancer incidence following occupational radiation exposure: third analysis of the National Registry for Radiation Workers, *Br. J. Cancer*, **100**, 206–212 (2009).
- 10) D. B. RICHARDSON and S. WING; Leukemia mortality among workers at the Savannah River Site, *Am. J. Epidemiol.*, **166**, 1015–1022 (2007).
- 11) M. TELL-LAMBERTON, E. SAMSON, S. CAËR, D. BERGOT, D. BARD, F. BERMANN, et al.; External radiation exposure and mortality in a cohort of French nuclear workers, *Occup. Environ. Med.*, **64**, 694–700 (2007).
- 12) C. METZ-FLAMANT, E. SAMSON, S. CAËR-LORHO, A. ACKER and D. LAURIER; Leukemia risk associated with chronic external exposure to ionizing radiation in a French cohort of nuclear workers, *Radiation. Res.*, **178**, 489–498 (2012).
- 13) M. N. SONT, J. M. ZIELINSKI, J. P. ASHMORE, H. JIANG, D. KREWSKI, M. E. FAIR, et al.; First analysis of cancer incidence and occupational radiation exposure based on the National Dose Registry of Canada, *Am. J. Epidemiol.*, **153**, 309–318 (2001).
- 14) S. L. HWANG, J. S. HWANG, Y. T. YANG, W. A. HSIEH, T. C. CHANG, H. R. GUO, et al.; Estimates of relative risks for cancers in a population after prolonged low-dose-rate radiation exposure: a follow-up assessment from 1983–2005, *Radiat. Res.*, **170**, 143–148 (2008).
- 15) E. CARDIS, M. VRJHEID, M. BLETNER, E. GILBERT, M. HAKAMA, et al.; The 15-country collaborative study of cancer risk among radiation workers in the nuclear industry: estimates of radiation-related cancer risks, *Radiat. Res.*, **167**, 396–416 (2007).
- 16) G. R. HOWE, L. B. ZABLOTSKA, J. J. FIX, J. EGEL and J. BUCHANAN; Analysis of the mortality experience amongst U.S. nuclear power industry workers after chronic low-dose exposure to ionizing radiation, *Radiat. Res.*, **162**, 517–526 (2004).
- 17) E. S. GILBERT, D. L. CRAGLE and L. D. WIGGS; Updated analyses of combined mortality data for workers at the Hanford Site, Oak Ridge National Laboratory, and Rocky Flats Weapons Plant, *Radiat. Res.*, **136**, 408–421 (1993).
- 18) J. H. YIN, M. K. SCHUBAUER-BERIGAN, S. R. SILVER, R. D. DANIELS, G. M. KINNES, et al.; Risk of lung cancer and leukemia from exposure to ionizing radiation and potential confounders among workers at the portsmouth naval shipyard, *Radiat. Res.*, **163**, 603–613 (2005).
- 19) J. D. BOICE Jr, S. S. COHEN, M. T. MUMMA, E. D. ELLIS, K. F. ECKERMAN, R. W. LEGGETT, et al.; Mortality among radiation workers at Rocketdyne (Atomics International), 1948–1999, *Radiat. Res.*, **166**, 98–115 (2006).
- 20) M. K. SCHUBAUER-BERIGAN, R. D. DANIELS, S. J. BERTKE, C. Y. TSENG and D. B. RICHARDSON; Cancer mortality through 2005 among a pooled cohort of U.S. nuclear workers exposed to external ionizing radiation, *Radiat. Res.*, **183**, 620–631 (2015).
- 21) Y. S. AHN, R. M. PARK and D. H. KOH; Cancer admission and mortality in workers exposed to ionizing radiation in Korea, *Occup. Environ. Med.*, **50**, 791–803 (2008).
- 22) International Agency for Research on Cancer; "Cancer Incidence in Five Continents. Vol. X. (2014) IARC Scientific Publications No. 164". Lyon.
- 23) H. UESHIMA; Explanation for the Japanese paradox: prevention of increase in coronary heart disease and reduction in stroke, *J. Atheroscler. Thromb.*, **14**, 278–286 (2007).
- 24) Y. HOSODA, M. KUBA, T. MIYAKE, S. KUDO, H. MATSUDAIRA, M. KANEKO, et al.; First analysis of mortality of nuclear

- industry workers in Japan, 1986–1992, *J. Health. Phys.*, **32**, 173–184 (1997).
- 25) T. IWASAKI, M. MURATA, S. OHSHIMA, T. MIYAKE, S. KUDO, Y. INOUE, et al.; Second analysis of mortality of nuclear industry workers in Japan, 1986–1997, *Radiat. Res.*, **159**, 228–238 (2003).
  - 26) S. AKIBA and S. MIZUNO; The third analysis of cancer mortality among Japanese nuclear workers, 1991–2002: estimation of excess relative risk per radiation dose, *J. Radiol. Prot.*, **32**, 73–83 (2012).
  - 27) S. KUDO, J. ISHIDA, K. YOSHIMOTO, S. MIZUNO, S. OHSHIMA, H. FURUTA and F. KASAGI; Fifth analysis of mortality of nuclear industry workers in Japan, 1991–2010, *Jpn. J. Health. Phys.*, **51**, 12–18 (2016) (in Japanese).
  - 28) S. KUDO, J. ISHIDA, K. YOSHIMOTO, S. OHSHIMA, H. FURUTA and F. KASAGI; The adjustment effects of confounding factors on radiation risk estimates: findings from a Japanese epidemiological study on low-dose radiation effects (J-EPIISODE), *J. Mol. Genet. Med.*, **11**, (2017) doi: 10.4172/1747-0862.1000275.
  - 29) S. KUDO, J. ISHIDA, K. YOSHIMOTO, S. MIZUNO, S. OHSHIMA, H. FURUTA and F. KASAGI; Direct adjustment for confounding by smoking reduces radiation-related cancer risk estimates of mortality among male nuclear workers in Japan, 1999–2010, *J. Radiol. Prot.*, **38**, 357–371 (2018).
  - 30) T. IWASAKI, T. MIYAKE, S. OHSHIMA, S. KUDO and T. YOSHIMURA; A method of identifying underlying causes of death in epidemiological study, *J. Epidemiol.*, **10**, 362–365 (2000).
  - 31) World Health Organization; “International Classification of Diseases: Ninth Revision”, (1978), World Health Organization, Geneva.
  - 32) World Health Organization; “International Statistical Classification of Diseases And Related Health Problems: Tenth Revision”, (2011), World Health Organization, Geneva.
  - 33) Epicure: [computer program]. Version 2.12. Seattle (WA): Hirosoft International Corporation (1993).
  - 34) R. D. DANIELS and M. K. SCHUBAUER-BERIGAN; A meta-analysis of leukaemia risk from protracted exposure to low-dose gamma radiation, *Occup. Environ. Med.*, **68**, 457–464 (2011) doi: 10.1136/oem.2009.054684.
  - 35) E. HULEGARDH, C. NILSSON, V. LAZAREVIC, H. GARELIUS, P. ANTUNOVIC, A. R. DEROLF, et al.; Characterization and prognostic features of secondary acute myeloid leukemia in a population-based setting: a report from the Swedish Acute Leukemia Registry, *Am. J. Hematol.*, **90**, 208–214 (2015).
  - 36) M. S. LINET, S. N. YIN, E. S. GILBERT, G. M. DORES, R. B. HAYES, et al.; A retrospective cohort study of cause-specific mortality and incidence of hematopoietic malignancies in Chinese benzene-exposed workers, *Int. J. Cancer*, **137**, 2184–2197 (2015).
  - 37) B. A. BASSIG, L. ZHANG, R. VERMEULEN, X. TANG, G. LI, W. HU, et al.; Comparison of hematological alterations and markers of B-cell activation in workers exposed to benzene, formaldehyde and trichloroethylene, *Carcinogenesis*, **37**, 692–700 (2016).
  - 38) M. MURATA, T. MIYAKE, Y. INOUE, S. OHSHIMA, S. KUDO, T. YOSHIMURA, et al.; Life-styles of radiation workers at nuclear facilities in Japan: base-line data of a questionnaire survey, *J. Epidemiol.*, **12**, 310–319 (2002).
  - 39) B. KALEEM, S. SHAHAB, N. AHMED and T. S. SHAMSI; Chronic myeloid leukemia—prognostic value of mutations, *Asian. Pac. J. Cancer Prev.*, **16**, 7415–7423 (2015).
  - 40) H. M. KANTARIAN, J. CORTES, P. L. ROSÉE and A. HOCHHAUS; Optimizing therapy for patients with chronic myelogenous leukemia in chronic phase, *Cancer*, **116**, 1419–1430 (2010).
  - 41) M. IWANAGA, T. WATANABE and K. YAMAGUCHI; Adult T-cell leukemia: a review of epidemiological evidence, *Front. Microbiol.*, **3**, 1–13 (2012).



# 臓器線量構築検討会報告書

平成 31(2019)年 3 月

公益財団法人 放射線影響協会



## 臓器線量構築検討会報告書

### 概要

(公財)放射線影響協会は国の委託を受けて 1991 年から放射線業務従事者の低線量放射線に関する疫学的調査(J-EPISODE)を実施し、1 cm 線量当量で評価した線量との関連で健康影響を解析してきた。このたび放射線影響協会に平成 29・30 年度に設置された有識者で構成される臓器線量構築検討会が臓器線量構築に関する報告書を取りまとめた。

臓器線量構築方法は基本的に IARC15 カ国共同研究で採用されたアプローチに準拠した。個人線量計タイプごとに、特定の光子エネルギーおよびジオメトリの組合せの下で、個人線量計指示値と空気カーマの関係（線量計レスポンス）を求め、また、ファントムによるシミュレーションで空気カーマと臓器吸収線量の関係（空気カーマ当たり臓器線量）を明らかにした。次いで、放射線業務従事施設における平均的な被ばく光子エネルギー分布とジオメトリ分布を用いて、これらを加重平均することによって、線量計指示値から臓器線量への換算係数を求めた。

しかしながら、日本で使用されている個人線量計の特性および使用状況、ならびに、日本人の体型等を考慮して、IARC 研究の方法に以下のような修正を加えた。

IARC 研究は古い時代の多くの線量単位を扱う必要から  $H_p(10)$  を共通数量としていたが、欧米の原子力産業に比べ後発である日本は、照射線量概念から始まったので、共通数量は空気カーマを採用し、変換方式のフレームワークを簡明化した。

2000 年代以降日本で使用される主測定器、すなわち、ガラスバッジ(GB)、電子式個人線量計(EPD)および光刺激ルミネセンス(OSL)線量計の線量計レスポンスデータは日本原子力研究開発機構で試験を行って取得した一方、原子力産業開始以降使用されているフィルムバッジ(FB)および熱ルミネセンス線量計(TLD)の線量計レスポンスデータは IARC 研究のデータを参照し、空気カーマ当たりの線量計レスポンスに変換した。

IARC 研究で仮定された光子エネルギー分布とジオメトリ分布は、日本の原子力施設で 1980 年代に実施された先行研究を参照することによって、日本の放射線業務従事者に適用可能であることが確認された。

空気カーマから臓器線量への換算係数は、ICRP Publ. 110 に準拠した日本人成人男性ボクセルファントム(JM-103)について開発を行った。コーカソイドモデルの標準成人男性ファントム(RCP-AM)との差異は小さいことが明らかになった。

以上の結果を総合することによって、放射線業務従事施設、年度、臓器別に線量計指示値から臓器線量への換算係数が作成された。今後、これが臓器線量構築に適用され、がん罹患・死亡のリスク解析に適用されることになる。

本検討会は原子力規制庁の委託事業の中で実施された。

## **Reconstruction of Organ Dose for Japanese Epidemiological Study on Low-Dose Radiation Effects (J-EPISODE)**

### **SUMMARY**

The Expert Committee set up in the Radiation Effects Association during 2017-18 compiled the report on Reconstruction of Organ Dose for Japanese Epidemiological Study on Low-Dose Radiation Effects (J-EPISODE), which has been conducted since 1991 and analyzed health effects in association with radiation exposure evaluated in  $H_p(10)$ .

The reconstruction method of organ dose principally followed the approach adopted in the 15-Country Collaborative Study organized by IARC. Under combinations of a specific photon energy and a specific geometry, dosimeter response coefficients between readings and air kerma for each dosimeter type, as well as conversion coefficients from air kerma to organ dose were estimated, then considering average distribution of energy and geometry of photon exposure in nuclear facilities, conversion coefficients from readings to organ dose were estimated by using weighted mean.

However, the method was modified as follows, considering usage practice of dosimeter types in Japan and their features as well as body size of Japanese.

Despite the framework of IARC study which adopted  $H_p(10)$  as the common quantity due to the necessity for dealing with many types of dose concepts in old days, the report simplified the framework by using air kerma as common quantity, because Japan was a late comer in nuclear industry, started with the concept of exposure dose.

Dosimeter response data of recently used personal dosimeters in Japan; glass badge (GB), electronic personal dosimeter (EPD) and optically stimulated luminescence (OSL) dosimeter were acquired by experimenting at the Japan Atomic Energy Agency laboratories, while those for film badge (FB) and thermoluminescence dosimeter (TLD) referred IARC study data and were converted to dosimeter response over air kerma.

The assumptions of distribution of energy and geometry of photon exposure adopted in IARC study were confirmed to be applicable for Japanese nuclear workers by referring the preceding studies on the distribution of photon energy and geometry at Japanese nuclear facilities conducted in 1980's.

Conversion coefficients from air kerma to organ dose were developed for Japanese adult male voxel phantom based on ICRP Publ. 110, revealing small differences from RCP-AM, the reference adult male phantom modeled on Caucasoid.

Combining the above results, conversion coefficients from dosimeter readings to organ

dose by radiation work engagement facility, year and organ/tissue were compiled, which will be used for reconstructing organ dose and applied for risk analysis on cancer morbidity and mortality.

This work was funded by the Nuclear Regulation Authority of the Japanese government.

# 臓器線量構築検討会報告書

## 目次

概要	i
Summary	ii
はじめに	1
第1章 背景・経緯	
1.1 検討会の経緯	2
1.2 臓器線量を用いた疫学研究の国際的動向	2
1.3 疫学評価指標と用いる臓器吸収線量の関係	3
1.4 IARC 論文の概要	4
1.5 日本の放射線業務従事者の特徴	10
1.6 記録線量から臓器線量への換算係数の構築	11
1.7 光子の線量概念および校正方法の変遷	12
1.8 線量計測定に関するバイアス例	15
第2章 資料・方法	
2.1 換算係数推定方法のモデル	18
2.1.1 変換方法のフレームワーク	18
2.1.2 変換モデル	18
2.2 サイト、時期別線量評価に用いた個人線量計タイプ	20
2.2.1 サイト、時期別個人線量計タイプ	20
2.2.2 放射線業務従事者個人ごとの線量計情報	20
2.3 個人線量計タイプ別空気カーマ当たり線量計レスポンス	21
2.3.1 個人線量計タイプ GB、EPD および OSL 線量計に関して	21
2.3.2 線量計レスポンス試験の概要	22
2.3.2.1 使用した設備・機器	22
2.3.2.2 試験に使用した個人線量計	23
2.3.2.3 線量計校正試験	23
2.3.2.4 ファントム上での線量計レスポンス試験	24
2.3.2.5 線量計レスポンスの定義	26

2.3.3	FB および TLD: IARC 論文掲載データに関して	27
2.3.3.1	FB	27
2.3.3.2	TLD	27
2.3.3.3	H <sub>p</sub> (10)から空気カーマへの換算	30
2.4	場の情報	32
2.4.1	IARC 論文の想定した光子エネルギーおよびジオメトリ分布	32
2.4.2	日本における光子エネルギーおよびジオメトリ分布に関する文献調査	33
2.5	日本人成人男性ファントムの空気カーマ当たり臓器線量	34
2.5.1	RCP-AM 標準成人男性ファントム	34
2.5.2	JM-103 日本人成人男性ファントム	34
2.5.3	JM-103 / RPC-AM 臓器線量比	34
第3章 結果		
3.1	換算係数推定方法のモデル	35
3.1.1	変換方法のフレームワーク	35
3.1.2	変換のモデル式	36
3.1.3	バイアスおよび不確かさ	37
3.2	サイト、時期別線量評価に用いた個人線量計タイプ	40
3.2.1	個人線量計の利用の変遷	40
3.2.2	IARC 論文の個人線量計レスポンスデータとの対応	43
3.2.2.1	日本で使用された FB	43
3.2.2.2	日本で使用された TLD	43
3.2.3	プラントメーカーその他協力企業の個人線量計タイプ	43
3.2.4	まとめ	44
3.3	個人線量計タイプ別空気カーマ当たり線量計レスポンス	45
3.3.1	GB、EPD および OSL 線量計について	45
3.3.1.1	個人線量計補正係数	45
3.3.1.2	線量計レスポンス試験結果	45
3.3.1.3	線量計の測定誤差	50
3.3.2	FB および TLD の線量計レスポンスについて	50
3.3.3	まとめ	54

3.4 場の情報	55
3.4.1 光子エネルギーおよびジオメトリ分布に関する IARC 論文の仮定が 日本にも適用可能なことの検証	55
3.4.2 定期検査中における電共研報告書の概要	55
3.4.2.1 定期検査中のジオメトリ分布	60
3.4.2.2 定期検査中のエネルギー分布	63
3.4.2.3 定期検査中のエネルギー分布に関する東京電力調査結果	68
3.4.3 運転中における電共研報告書の概要	71
3.4.3.1 運転中の BWR プラントのエネルギー分布	71
3.4.3.2 運転中の PWR プラントのエネルギー分布	72
3.4.4 まとめ	74
3.5 日本人成人男性ファントムの空気カーマ当たり臓器線量	75
3.5.1 JM-103 / RCP-AM 臓器線量比	75
3.5.2 JM-103 の空気カーマ当たり臓器線量	75
3.5.3 まとめ	79
3.6 線量計タイプ、臓器別線量計指示値から臓器線量への換算係数	81
3.6.1 空気カーマ当たり線量計レスポンスと空気カーマ当たり臓器線量の比較	81
3.6.2 施設タイプ、線量計タイプ、臓器種類別線量計指示値から 臓器線量への換算係数	82
3.6.3 サイト、年次、臓器別線量計指示値から臓器線量への換算係数	84
第4章 結論・提言	85
付録 放射線業務従事者の中性子外部被ばく可能性を考慮したがん死亡リスク	86
参考文献	92

略称リスト

AP	前方-後方ジオメトリ antero-posterior geometry
BWR	沸騰水型原子炉 Boiling Water Reactor
EPD	電子式個人線量計 Electronic Personal Dosimeter
FB	フィルムバッジ線量計 Film Badge
GB	ガラスバッジ線量計 Glass Badge
H <sub>p</sub> (10)	1cm 線量当量 personal dose equivalent where d=10mm
IARC	国際がん研究機関 International Agency for Research on Cancer
IARC 論文	Thierry-Chef, et al., The 15-country collaborative study of cancer risk among radiation workers in the nuclear industry: Study of errors in dosimetry, Radiation Research, 2007
ICRP	国際放射線防護委員会 International Commission on Radiological Protection
ICRU	国際放射線単位・測定委員会 International Commission on Radiation Units and Measurements
INWORKS	The International Nuclear Workers Study
ISO	等方ジオメトリ Isotropic geometry
JAEA	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 Japan Atomic Energy Agency
J-EPISODE	Japanese Epidemiological Study on Low-Dose Radiation Effects
LB	ルミネスバッジ線量計 Luminess Badge (OSL 線量計の商品名、2017 年 3 月以前のルクセルバッジ線量計 Luxel Badge から変更)
LSS	原爆被爆者寿命調査 (放射線影響研究所実施) Life Span Study
NPP	原子力発電所、nuclear power plant
MA	混合活動施設 (mixed activities facilities)、NPP 以外の施設を指す
OSL dosimeter	光刺激ルミネセンス線量計 Optically Stimulated Luminescence dosimeter、技術名称
PHITS	Particle and heavy ion transport code system、輸送計算コード
PWR	加圧水型原子炉 Pressurized Water Reactor
RADREC	放射線従事者中央登録センター Radiation Dose Registration Center
ROT	回転ジオメトリ rotational geometry
RCP-AM	Reference Computational Phantom-Adult Male、標準成人男性ファントム (コーカソイドモデル)
TLD	熱ルミネセンス線量計 Thermoluminescence Dosimeter
サイト	放射線業務に従事した原子力施設
電共研報告書	電力共通研究報告書、電力 10 社が共同で実施した研究調査報告書
東海事業所	旧動燃東海事業所・現 JAEA 核燃料サイクル工学研究所

## 用語注

不確かさ	uncertainty の訳語として本稿で採用した。
レスポンス	response の訳語として本稿で採用した。
線量－レスポンス関係	dose－response relationship の訳語として本稿で採用した。
線量計測システム	dosimetry system の訳語として本稿で採用した。
ガンマ線、 $\gamma$ 線	基本的にガンマ線を用いたが、 $\gamma$ 線束、X・ $\gamma$ 線等および引用文中では $\gamma$ 線を用いた。
光子とガンマ線	本稿では両者の意味に明確な区分はないが、IARC 論文の関連では主に光子を用い、電共研報告書関連では主にガンマ線を用いた。
臓器吸収線量、臓器線量	空気カーマから臓器吸収線量への換算では「空気カーマ当たり臓器線量」に統一したが、その他文中では正確に臓器吸収線量と書いている箇所もある。
OSL と LB	換算係数を適用する線量計タイプとしては技術名称の OSL 線量計を用いたが、線量計レスポンス試験では具体的な商品名である LB を用いた。

## はじめに

(公財)放射線影響協会放射線疫学調査センターでは、国(原子力規制庁)からの受託事業として原子力発電施設等で放射線業務に従事した経験を有する人を対象に、低線量・低線量率の放射線が人体に与える健康影響についての疫学的調査(J-EPISODE) [1]を実施している。放射線影響協会の放射線疫学調査では、放射線影響協会放射線従事者中央登録センター(RADREC)に登録されている被ばく線量( $S_v$ )を個人線量当量の  $H_p(10) (S_v)$  であるとして解析に使っている。しかしながら、国際的な放射線疫学調査においては、がんによる罹患・死亡率の評価には臓器吸収線量( $G_y$ )が使われるのが主流である。放射線影響協会の放射線疫学調査が、今後、国際的に比較・評価されていくためには、がんによる罹患・死亡率の評価に国際標準となっている臓器吸収線量( $G_y$ )を用いることが不可欠である。

一方、「がん登録等の推進に関する法律」(平成 25(2013)年 12 月)が制定され、がん罹患情報が平成 31(2019)年頃から利用できるようになる。これに伴い、これまで死因情報として取得していたがん情報だけでなく、罹患情報についても疫学的解析に用いることができるようになり、これまで以上の幅広い放射線影響の評価が可能となる。

これらを受け、放射線影響協会では、平成 29(2017)年度および平成 30(2018)年度の受託事業において、疫学調査に用いる臓器線量を推計するにあたり、日本人に適した求め方を検討するため、有識者からなる「臓器線量構築検討会(座長:甲斐 倫明)」を設置した。

委員 ◎甲斐 倫明 大分県立看護科学大学 放射線健康科学領域 教授 [座長]  
佐藤 薫 日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター  
放射線挙動解析研究グループ 研究副主幹  
佐藤 典仁 (株)千代田テクノロ 大洗研究所 副所長  
辻村 憲雄 日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所  
放射線管理部 研究主席

(アイウエオ順、肩書は平成 31(2019)年 3 月現在)

## 第1章 背景・経緯

### 1.1 検討会の経緯

臓器線量構築検討会は、平成 29（2017）年度に 2 回、平成 30（2018）年度に 2 回開催した。各回の主な議題は、次のとおり。

回	年月日	議題
1	2017 年 8 月 22 日	1. J-EPISODE の概要 2. 臓器線量構築の考え方 3. 今後の課題と検討方向 4. 臓器線量構築までのロードマップ
2	2018 年 2 月 16 日	1. 進捗状況 2. サイト別時期別主個人線量計の種類 3. 実験による線量計レスポンスデータの取得案 4. 原子力発電所における被ばく条件の先行研究 5. 日本人ファントムによる $H_p(10)$ から臓器線量への換算係数 6. 臓器線量換算係数構築のモデル及び算式 7. 中性子被ばくの可能性がある者の推計 8. その他
3	2019 年 1 月 25 日	1. 検討課題及びその進捗状況 2. 検討会報告書案について 3. その他
4	2019 年 3 月 5 日	1. 検討会報告書最終版について 2. その他

### 1.2 臓器線量を用いた疫学研究の国際的動向

- J-EPISODE では、これまでがん死亡等のリスク解析に個人線量当量の  $H_p(10)$  (Sv) を使用してきた。しかしながら、国際的な放射線疫学調査においては、がんによる罹患・死亡率の評価には臓器吸収線量(Gy)が使われるのが主流である。
- 臓器線量をリスク推定に用いている主な疫学調査には、国際がん研究機関(IARC)15 カ国共同研究[2-4]をはじめ、そこから選んだ英仏米を対象とする INWORKS 調査[5-8]がある。15 カ国共同研究は、臓器線量換算係数として国際放射線防護委員会(ICRP)

Publ. 74 [9]を基礎にしたものを用いているが、INWORKS 調査は、これを ICRP Publ. 116 [10]に更新している。臓器別リスク推定には各臓器の吸収線量(Gy)を用いる一方、全がん、固形がんには結腸吸収線量、白血病には赤色骨髄線量を用いている。

- ロシアのマヤク(Mayak)核施設の従事者を対象とする疫学調査[11]もリスク解析に臓器線量を用いている。ロシアと米国が共同開発したマヤク従事者線量体系(MWDS-2008)は、ガンマ線による外部被ばくと、プルトニウムの $\alpha$ 線による内部被ばくを推計している。
- 放射線影響研究所が実施している原爆被爆者寿命調査(LSS)[12-15]も、リスク解析に臓器線量を用いている。被爆者一人一人の個人被ばく線量を推定するために、これまで T65D、DS86、DS02 などの推定方式が開発されてきた。基本的には、爆心地からの距離、家屋等の遮蔽情報、被爆時の姿勢と爆心に対する向きなどを考慮して、15臓器別に臓器線量を計算している。原爆初期放射線にはガンマ線、中性子線が含まれるので、中性子線量を10、ガンマ線量を1とする重み付け吸収線量として計算している。固形がんのリスク推定には結腸重み付け吸収線量(weighted colon dose)を用いている。
- J-EPISODE においても、臓器線量をリスク推定に用いることによって、海外の主要疫学調査との比較可能性を高めることができる。

### 1.3 疫学評価指標と用いる臓器吸収線量の関係

- J-EPISODE[1]ではこれまで、白血病、固形がん、特定部位（肺、肝等）のがん死亡と放射線との関連について、個人線量当量  $H_p(10)$  (Sv) を実効線量とみなしてリスク解析に使用してきた。
- 今後は、次のように臓器・部位に応じて、対応する臓器吸収線量をリスク解析に使用する。

評価指標の臓器・部位	使用する臓器吸収線量
白血病罹患・死亡	赤色骨髄の臓器吸収線量 (Gy)
特定部位（肺、肝等）のがん罹患・死亡	各部位の臓器吸収線量 (Gy)
固形がん、全がん（白血病を除く）罹患・死亡	代表性のある結腸(colon)の臓器吸収線量 (Gy)

## 1.4 IARC 論文の概要

記録線量から臓器線量への変換方法については、15 カ国共同研究で用いられた臓器線量について記述した Thierry (2007)の線量誤差研究論文[2] (以下、これを IARC 論文と呼ぶ。)が最も詳細である。本検討会でも基本的にこれに準拠することとするので、その概要を記す。

- IARC 論文は、15 カ国共同研究の一環として、研究参加施設の記録線量の誤差の特定および定量化を行った結果、100-3000 keV 光子線量の主要な誤差源が、作業場の被ばく条件および線量計レスポンスであると特定した。記録線量から  $H_p(10)$ および臓器線量への換算係数を導いた。中性子による線量は適切に再構築することができなかった。また、100 keV 未満および 3 MeV 以上の光子線量割合は小さいと述べている。
- IARC 論文は、導入、資料・方法、結果、考察および結論から構成されており、以下その概要を記す。
- **導入の章**は、記録線量の正確性(accuracy)と精度(precision)は、時期と場所によって異なること、また、線量の正確性と比較可能性は、低線量放射線被ばくの影響に関する疫学調査において本質的なものであるから、①利用可能な線量推計値に関して、施設および時期の間の比較可能性を評価すること、また、②利用可能な線量推計値のバイアス(bias)と不確かさ(uncertainty)を特定し、定量化することを主目的として、線量測定誤差研究が設定されたと述べている。
- **資料・方法の章**は、本研究では、光子および中性子外部被ばくによるすべての等価線量並びに高エネルギー(>100 keV)X 線およびガンマ線等価線量(mSv)の両方の情報が、各研究対象者、各測定年次、線量を被ばくした各施設に関して収集されたと述べている。
- 提供された時系列線量データを批判的に評価し、線量測定誤差の主因を特定するために、全研究参加施設への調査票で、使用された線量計の特性、個人線量測定実務、校正・評価方法、測定周期等の情報を収集した。加えて、閾値未満の線量、欠損線量、壊れた線量計からの線量を記録する基準、支配的な放射線場、中性子被ばくまたは内部汚染の可能性と実際、記録保存実務等の情報も収集した。
- 線量計指示値に基づく記録線量の誤差は数種類ある。ひとつは、線量計の種類に固有な、計測に伴う本質的な標本誤差で、施設測定誤差(laboratory error)と呼ばれる。この種の誤差は、個々人によって異なり、集団内で共有されない(unshared)[16]。入力データの推計値は各対象の入力データの真値の近傍に分布していると仮定される古典的誤差モデルが適用される。独立な古典的誤差は、線量-レスポンス関係に偏りをもたらさないことが知られている。したがって、放射線業務従事者の線量-レスポンス分

析にはほとんど影響を及ぼさない。なぜならこれらの研究で用いられる累積線量は、多数の独立な測定値の合計であり、相対誤差は小さいので、本論文では評価しない。一方、疫学の観点から重要な誤差は、線量測定から個人線量を推計するために用いる線量計測システム(dosimetry system)の誤差に由来するものである。特に、初期の線量計は、すべての被ばく条件(エネルギーおよびジオメトリ)に正確にレスポンスする能力が限られていたので、これら諸条件とその線量計測への影響を正確に考慮することが的確でないとバイアスをもたらす可能性がある。加えて、線量計測システムは疫学の関心的である臓器線量を推計するには設計されていない。本論文の主目的は、記録線量に適用して、臓器線量の不偏推定値である修正済線量(corrected dose)を作成することができるように、各施設および各期間に特有なバイアス因子およびその不確かさを推計することである。線量計測システムは、特定の施設の放射線業務従事者に共通であるから、これらの誤差は従事者間で、また、その線量計測システムが使用された期間、共有される(shared)[16]。集団のバイアス因子が誤差なく推計されると、集団平均線量は修正されるので、この誤差は Berkson 誤差モデルに従う。Berkson 誤差は信頼区間の幅に影響を及ぼすが、モデルが線形であれば、線量-レスポンス関係の推計値に偏りをもたらさない。

- 高エネルギー光子放射線の誤差に関して、記録線量を与えられても、それと関連付けられるエネルギーおよびジオメトリがわからないと、線量測定の不確かさの主因となる。ここでは、前方-後方ジオメトリ(AP)、回転ジオメトリ(ROT)および等方ジオメトリ(ISO)の3つの主要なジオメトリを考慮した。

全米研究評議会(U.S. National Research Council, NRC)が、核兵器実験中のフィルムバッジ線量計(FB)の線量測定に関して用いた方法論に基づいて、各々の要因からの不確かさは、互いに独立な対数正規分布に従うと仮定した。誤差の定量化では、作業場の被ばく条件、線量測定技術および校正実務に焦点を当て、各誤差源からの系統誤差(バイアス  $B$ ) およびこれら系統誤差の不確かさ( $K$ )が定量化された。区間( $B/K$ ,  $B \times K$ )はバイアス因子の95%信頼区間である。全バイアス因子  $B$  は各々のバイアス因子の積として得られる。全体の不確かさ  $K$  も、各々のバイアス因子の対数の標準偏差から求められる。

- 各施設および暦年区分ごとに2種類の因子が導入された。様々な単位で記録された線量を本研究の共通数量である  $H_p(10)$  に変換するため、校正実務に関する因子( $B_c$  および  $K_c$ )が導入された。被ばく条件に関する線量計レスポンスと関連した誤差を定量化するため、まず、記録  $H_p(10)$  を修正された  $H_p(10)$  に変換し、また、臓器線量に換算する観点で、線量測定因子( $B_d$  および  $K_d$ )が導入された。次いで、記録線量を  $H_p(10)$  および臓器線量に変換するための修正因子が、対数正規分布の平均として導かれた。

(注記) 古典的(classical)誤差と Berkson 誤差について

線量測定において、理論的には次の 2 種類のタイプの誤差（古典的誤差と Berkson 誤差）が知られている。

- Classical 測定誤差モデル

$$(\text{観測線量}) = (\text{真の線量}) + (\text{測定誤差})$$

ここで、測定誤差は確率変数で平均 0、真の線量と独立

- Berkson 誤差モデル

$$(\text{真の線量}) = (\text{観測線量}) + (\text{個人差})$$

ここで、個人差は確率変数で平均 0、観測線量と独立

典型的には、古典的誤差は、測定誤差、標本誤差、ノイズ等と呼ばれるものである。一方、Berkson 型は、対象者のグループの線量があるモデルの平均値あるいは予測値として推計されるなど、個体差が考慮されない場合などに生じる。しかし、実務的には個々の誤差は複雑な構造をもち、多くの場合両方の誤差が混在すると言われる。

放射線のリスク解析に用いる回帰分析モデルにおいて、がん死亡等の評価指標の変数は誤差を含むことを仮定している一方、説明変数の線量には誤差を含まないことを仮定している。線量変数に誤差を含んだまま解析を行うとリスク推定値に偏りをもたらす可能性があるため、偏りを補正するためのモデルがリスク解析の分野において種々提案されている。論文等で取り上げられた事例としては、動物実験で X 線照射装置に設定した線量を観測線量とすること、対象者の自宅の過去 30 年間の平均ラドン濃度の推計、放射性降下物研究におけるミルクに含まれる  $^{131}\text{I}$  の体積当たり吸収率の推計、原爆被爆者の個人の所在地と遮蔽を用いた線量推計等々がある。

これに対して、IARC 論文は、線量測定の段階における誤差源を特定し、各誤差の特徴を調べて、その不確かさが古典的か Berkson 型か、また、その不確かさが従事者間で共有されるかを類型化している。

線量計指示値およびその累積に伴う誤差は古典的誤差に区分され、また、従事者間で共有されないため、IARC 論文では検討の対象とはされない。一方、被ばくエネルギー分布およびジオメトリ分布等の被ばく条件、エネルギーおよびジオメトリに対する線量計レスポンス等の線量計測技術、線量単位、校正用線源、後方散乱因子等の校正実務、ならびに、測定頻度、測定基準、閾値未満および欠損線量の処理規則等の管理実務に伴う誤差は Berkson 型に区分され、その不確かさは従事者間で共有されるとしている。

IARC 論文は、Berkson 型の誤差について、バイアスの程度と不確かさを評価し、記録線量から臓器線量構築の段階で、換算係数にこれら Berkson 型の誤差の評価を取り込み、リスク解析の前段階で、出来るだけ偏りを補正しようとするものである。

- 作業場の被ばく条件における、エネルギー別およびジオメトリ別線量計レスポンス推計値、ならびに、エネルギー別およびジオメトリ別光子線量割合から、線量測定因子  $H_p(10)$  から臓器線量への換算係数は ICRP Publ. 51 [17] と Publ. 74 [9] から導かれた。
- 研究対象施設の支配的な被ばく条件の評価を単純化するために、施設を原子力発電所 (nuclear power plant、NPP) と混合活動施設 (mixed activities facilities、以下 MA という。) に区分した。2 グループを代表する施設 (スイスの NPP および仏原子力庁 (CEA) ・仏核燃料公社(COGEMA) のサークレイ(Saclay)原子力研究センター) を選択し、光子エネルギー別平均被ばく線量割合、ならびに、AP、ROT および ISO ジオメトリ別被ばく線量割合の最善の推計を要請した。MA における被ばく条件の評価は困難であり、Saclay は、代表的な 9 設備(installation)での推計値に従事者数ウェイトで平均した。
- 次いで、専門家グループがスイスと Saclay からの報告結果、英国の施設および米国の NPP での計測結果、ならびに、Hanford の専門家の評価を精査した。
- 研究参加施設で過去に使用されたすべての線量計のエネルギー、ジオメトリ別レスポンスを推計するために、技術情報を収集し、精査した。また、これを補完するために、代表的な 10 種類の線量計タイプ、すなわち、初期の 4 つの FB、3 つの多素子 FB および 3 つの熱ルミネセンス線量計(TLD)について、線量計レスポンス試験を行った。線量計は人体形状ファントムに装着し、2 つのエネルギー範囲 (100-300 keV、特に 118 keV および 208 keV、および、300-3000 keV、特に 662 keV)、ならびに、3 つのジオメトリ (AP、ROT および ISO) で照射した。  
(注)線量計レスポンス試験の詳細は Thierry(2002)[18]を参照。
- 線量計レスポンスは、線量計で評価された(assessed)  $H_p(10)_a$  と伝搬された(delivered)  $H_p(10)_d$  との比として定義した。空気カーマと  $H_p(10)_d$  の間の換算係数を設定した。
- 118 keV および 208 keV のレスポンス結果は、100-300 keV 範囲において被ばくする典型的線量の 25%および 75%を占める代表であると仮定して合成した。
- **結果の章は**、高エネルギー光子放射線の誤差原因の特定(identification)および誤差の定量化(quantification)に分けて、まとめている。
- 誤差原因の特定は、高エネルギー光子放射線に関して、作業場の被ばく条件、線量測定技術、校正実務および管理実務について述べている。次いで、その他の放射線源に関して、低エネルギー光子放射線(<100 keV)、超高エネルギー光子放射線(>3000 keV)、中性子被ばく、放射線核種の摂取について述べている。なお、その他の種類の放射線を大量に被ばくした可能性のある従事者は主要な疫学解析からは除外された。
- 高エネルギー光子放射線に関する作業場の被ばく条件について、NPP が施設の 63%を占めているが、MA よりも遅く操業を始めたので、NPP の集団線量は比較的小さい割

合を占めていた。大部分の被ばくは、100-3000 keV 範囲の光子からで、それ以外のエネルギー範囲(<100 keV および>3000 keV)の光子被ばくは 10%未満であった。

- 線量測定技術について、光子線量推定のために使用された線量計は、FB と TLD であったが、時代と共に線量計の設計も変化した。初期のフィルタなし線量計(bare film)は、特に 100 keV 未満の光子エネルギーに対して相当に過大なレスポンスを示した。1960 年代から多様なフィルタをもつ多素子 FB が使用され、より広範囲のエネルギーの光子線量の推計を可能とした。1970 年代から TLD が広く使用されるようになり、最も普及しているのは LiF ベースであった。
- 最近のすべての線量計（多素子 FB および TLD）は照射エネルギーおよびジオメトリに関して信頼できるレスポンスを示している。線量計レスポンスに関するランダム誤差は、1 年間にいくつかの線量計が使用されるならば、同一従事者に関する指示値からは独立であると仮定するのが合理的である。線量-レスポンス分析において大きな影響を及ぼす累積線量は、多くの独立した計測値の合計であり、相対誤差は小さく、系統誤差は有意ではない。
- 校正実務に関し、研究参加施設で使用された線量測定体系は、照射線量(exposure)、空気吸収線量(dose in air)、水吸収線量(dose in water)、組織吸収線量(dose in tissue)または個人線量当量  $H_p(10)$  に関して校正されてきたことに加えて、校正に使用する放射線源および校正の実務的方法を考慮する必要がある。
- 管理実務に関し、線量計の装着位置は、一部腰に付ける例外を除き胸であったが、いずれも  $H_p(10)$  の適切な推計値を与えると判断した。線量計の検出閾値未満線量を記録するルールについて、一部英国の初期に検出閾値が高かった例を除くと、この問題は小さいと判断した。
- 高エネルギー光子放射線からの線量誤差の定量化に関して、考えられる誤差源、その性質および記録線量への影響をまとめた(Table 1) (注：表は省略。Table 4 を除き以下同様)。これらを原因とする誤差は定量化され、臓器線量特有の線量測定バイアス因子が、使用線量計モデルおよび施設のタイプ(NPP および MA)ごとに計算された。
- 旧式線量計で測定・記録された線量を  $H_p(10)$  に換算するための換算係数が Table 2 に示された。多素子 FB および TLD は、線量算出アルゴリズムが、校正用線源に応じた変換因子を基にしているため、線源の違いはバイアスを生じない。
- 単位の変換の際に、体表面の被ばくの 10%程度に寄与する後方散乱放射線を計測値に含めるか否かは基本的なことである。
- 校正実務に関連するバイアスと不確かさの詳細は Table 3 に示された。
- 研究参加施設における支配的な被ばく条件の評価に関して、専門家の推計値が Table 4 (表 2.4.1 に掲載) に示された。ROT ジオメトリでの被ばくは無視できると考えた。
- 被ばくエネルギーおよびジオメトリ別線量計レスポンスの評価結果に関して、追加表 4 に示された。(Thierry(2002)[18]の Table 3 (表 2.3.8 に掲載)と同様。)

- 線量測定バイアスおよび不確かさに関して、エネルギーとジオメトリの組合せ別に、レスポンス推定値と線量の割合、ならびに、不確かさが Table 5 に示された。
- 次いで、臓器線量（赤色骨髄、結腸および肺）に関して、変換因子と不確かさが Table 6 に示された。
- 最後に、施設、年代別に、校正実務および作業場被ばく条件における線量計レスポンスのバイアスが合成され、 $H_p(10)$ および臓器線量に関して Table 7 に示された。これらの因子を用いて、年間記録線量を臓器線量に換算するための換算係数が作成された。
- **考察の章では**、被ばく条件に対する線量計レスポンスについて、15 カ国共同研究は約 100 の施設で実施されたが、個々の施設の被ばく条件を評価することは不可能で、主に少数の特定施設での予備的研究結果、限られた施設における計測結果および被ばく評価に基づいていたと述べている。
- MA において、100-300 keV 範囲の光子線量割合が相対的に高いことは、被ばく線源の多様性を反映している。NPP の低エネルギー光子は、 $^{137}\text{Cs}$  または  $^{60}\text{Co}$  からの入射光子と遮蔽物との相互作用による二次光子放射線(secondary photon radiation)に由来する。
- 支配的な被ばくジオメトリは、仕事のタイプに大きく関連し、推計値の不確かさは大きい。被ばくジオメトリの特徴を明らかにする追加的研究が有益である。
- 研究参加施設で使用された大多数の線量計は多素子 FB または TLD で、すべてのエネルギー範囲(100-3000 keV)で信頼できるレスポンス特性をもっている。
- 高エネルギー光子放射線のバイアスおよび不確かさを考慮して、各従業員の年間記録線量は調整されたこと、これによって線量推定値が国と施設の間で比較可能となったこと、期間と施設に特有な線量測定の不確かさの推計値が提供できること、しかし、解析において線量推計値の不確かさは十分に考慮されなかったことを述べている。
- 低エネルギー光子あるいは中性子から大量の線量を被ばくした可能性のある従業員は、フラッグを立て主要疫学解析から除外した。
- **結論の章では**、線量測定誤差研究でバイアスおよび不確かさを定量化する方法を開発したこと、100-3000 keV 光子放射線線量が疫学研究で使用できる十分な精度と正確性で測定されてきたこと、疫学解析およびリスク評価のため、これらが年間記録線量を調整するのに使用されたと述べている。

## 1.5 日本の放射線業務従事者の特徴

- 日本の原子力産業は欧米に比べて後発である。15カ国共同研究の観察期間は1943-2000年[4]、INWORKSの観察期間は1944-2005年[7]と、第二次大戦中から放射線業務を開始しているが、日本では最初の放射線業務は1957年と十数年遅い。IARC論文では、初期にフィルタなし、あるいはフィルタが1-2個のFBが使用され、低エネルギー域で測定バイアスが大きかったことが大きな論点となっていた。日本では、初期の研究開発段階では一部、IARCの旧式FBに相当する線量計が使用されていたが、少なくとも商用発電が開始された直後の1968年以降は、多素子FBまたはTLDが主流であった。そのため、日本では旧式FBによる測定バイアスの問題は欧米ほどには大きくないと考えられる。
- 放射線業務従事者が従事する施設としては、日本の調査ではNPPが大部分である一方、欧米の調査の研究対象施設には、研究機関、核兵器開発関連施設が相対的に多い。日本では、J-EPISODE対象者約20万人のうちNPPで従事経験のある者が8割強を占めていた[1]。一方、IARC15カ国共同研究では、NPPの施設数割合は63%であったが、MAより遅く操業を始めたので集団線量割合は比較的小さい割合を占めていた[2]。
- 日本のNPPの原子炉は沸騰水型原子炉(BWR)と加圧水型原子炉(PWR)が主体である。したがって、主要被ばく線源は定期検査中は $^{60}\text{Co}$ 、運転中はBWRの場合 $^{60}\text{Co}$ と $^{16}\text{N}$ 、PWRの場合 $^{60}\text{Co}$ である。中性子は運転開始時に運転員がサーベイメータで検出することはあるが、個人線量計による測定値は検出限界未満であった。また、内部被ばくは事故等を除いてなかった。したがって、NPPの被ばく線量は光子外部被ばくのみであると考えられる。
- NPP以外の施設(MA)には、研究開発機関とNPPの燃料棒製造作業のための燃料加工施設がある。欧米に見られる核兵器関連施設はない。研究開発機関で扱う線源、核種は様々であるが、中性子被ばくの可能性があるのは、特定の施設の特定の時期に限られる。これについては、光子外部被ばくの臓器換算係数構築を目的とする本検討会の使命ではないが、付録「放射線業務従事者の中性子外部被ばく可能性を考慮したがん死亡リスク」で詳述する。

表 1.1 日本の放射線業務における被ばく源の概要

外部・内部被ばく、施設等の種類		被ばくの概要	
外部被ばく			
原子力発電所	運転中	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射化した <math>^{60}\text{Co}</math> (BWR, PWR とも)あるいは <math>^{16}\text{N}</math> (BWRのみ)からの高エネルギー光子が主要線源</li> <li>中性子外部被ばくは検出限界未満</li> </ul>	
	定期検査中	放射化した $^{60}\text{Co}$ (BWR, PWR とも)の付着物からの光子が主要線源	
研究開発・燃料加工	MOX 燃料製造工程	グローブボックス作業において中性子外部被ばくの可能性があった	
	その他	線種は様々であるが、中性子外部被ばくの可能性はなかった	
内部被ばく			
			事故等を除いてほとんどなかった

(注)  $^{16}\text{N}$  ガンマ線エネルギー6.1 MeV および 7.1 MeV、半減期 7.1 秒

$^{60}\text{Co}$  ガンマ線エネルギー1.17 MeV および 1.33 MeV、半減期 5.3 年

### 1.6 記録線量から臓器線量への換算係数の構築

- 検討会の当面の目的は、J-EPISODE の第V期解析(1991-2010年) [1]に用いた 1957 - 2010 年度個人別記録線量に適用する臓器線量換算係数を作成することである。

**換算係数  $c(\text{site, year, tissue})$**  (単位: Gy/Sv)

ここで、

s: site 放射線業務に従事した原子力施設 (サイト) コード、約 50

y: year 年度 1957-2010

t: tissue 臓器・組織の種類

- 臓器・組織の種類としては、第V期解析の評価指標との関連で、悪性新生物関連の 11 臓器・組織および非新生物疾患関連の 2 臓器とする。

[悪性新生物関連] 結腸(colon)、赤色骨髄(red bone marrow)、食道(oesophagus)、胃(stomach wall)、肝臓(liver)、胆嚢(gallbladder)、脾臓(spleen)、肺(lung)、前立腺

(prostate)、膀胱(urinary bladder wall)、腎臓(kidney)

[非新生物疾患関連] 脳(brain)、心臓(heart)

- RADREC に登録されている放射線業務に従事した原子力施設 (以下「サイト」と呼ぶ。)、年度、個人別記録線量と、上記換算係数を用いて、つぎにより年度、個人別臓器吸収線量を推計する。

記録線量  $d(\text{site, year, indiv})$  (単位: Sv)

ここで、

indiv: individual 個人

臓器ごとの年度、個人別臓器吸収線量 (単位: Gy)

$\text{organ dose}(\text{year, indiv, tissue}) = \sum_{\text{site}} d(\text{site, year, indiv}) \times c(\text{site, year, tissue})$

- なお、RADREC から提供された 1989 年 3 月以前の rem 単位の線量データは、1 Sv = 100 rem として変換されている。
- サイトの原子力事業者は施設管理者として、雇用契約の如何を問わず、サイトの放射線管理区域で業務に従事した者の年間被ばく線量を RADREC に定期報告する。ある個人が複数のサイトで放射線業務に従事した場合は、複数のサイトから RADREC に線量登録されるので、サイトごとの記録線量を臓器線量に換算した上で、個人単位に合算を行う。

## 1.7 光子の線量概念および校正方法の変遷

- 臓器線量換算係数構築の前提として、光子の線量概念や線量測定技術等について 50 年以上もの長期的変遷を念頭に置く必要がある。
- 日本の場合は、線量計の測定量・単位、実用量、臓器線量との関連について、1989 年と 2001 年を境にして表 1.2 のように期間が 3 区分される。
- 1989 年 3 月までは、個人線量計の測定物理量は照射線量 (単位: レントゲン、R) で、法令上の線量は線量当量 (単位: rem) であった。
- 実効線量当量の概念を導入した ICRP 1977 年勧告(Publ. 26)[20]の考え方を織り込むと共に、国際単位系 SI への切り替えを図るために、1988 年放射線障害防止法が改正され、法令上の線量は 1cm 線量当量とされた。また、これに伴い線量計の校正方法等も

改正された。

- ICRP 1990 年勧告(Publ. 60)[21]は、新たに放射線加重係数を用いた実効線量を定義するとともに、組織加重係数を再検討した。わが国ではこの内容を取り入れた放射線障害防止法が 2001 年 4 月から施行された。これに伴い線量計の校正方法等も改正された。
- 線量単位の換算に関して、1989 年以前の記録線量は、法令上は線量当量(dose equivalent)(単位 rem)であったが、実務上は線量計指示値である照射線量(単位 R)の値を用いることとされた。

(注) 自由空気(free air)中の  $\gamma$  (X)線照射場に小さな軟組織を置いた場合、照射線量 X(R)と線量当量 H (rem)との間には次の関係が成り立つ。電離作用に着目した照射線量と、吸収エネルギーを表す組織吸収線量 D(rad)の間には  $D=0.96X$  の関係がある。一方、人体に対する放射線の影響は、吸収線量が等しくても放射線の種類、エネルギー等によって異なるので、被ばく影響をすべての放射線に対して共通の尺度で評価するための線量当量 H (rem)は、線質係数 Q を用いて  $H=QD$  と定義される。ここで、 $\gamma$  (X)線に関しては  $Q=1$  である。したがって、線量当量と照射線量の関係は  $H=0.96X$  であるので、実用的に  $1R \doteq 1rem$  として、軟組織に対する照射線量の単位 (R) を線量当量の単位(rem)と読み替えて、放射線防護に係る線量当量の算出を行ってきた。

- 1988 年以前は、線量の定義も、個人線量計の校正も自由空気中で行われた。実用量を定義するファントムとして、1989 年以降は ICRU 球ファントムが用いられ、2001 年以降は ICRU スラブファントムが用いられた。  
なお、個人線量計の校正に用いるファントムは、1989 年以降はアクリル平板ファントム、また、2001 年以降は水槽型の水ファントムであった。
- 国際単位系 SI への切り替えに伴い rem は Sv に変更され、 $100rem=1Sv$  となった。
- $^{137}Cs$  を校正用線源とする場合、照射線量 (R) と  $H_p(10)$ の換算係数は、IARC 論文によると、 $1.06 (10^{-2} Sv/R)$ である。

(注) 照射線量から空気カーマへの換算係数は、JIS Z4511 (2005)[22]の付表 3 によると、0.01-1.0 MeV の範囲で  $8.76 mGy/R$  であり、これに空気カーマから  $H_p(10)$ への換算係数  $1.21 Sv/Gy$  を乗じると、照射線量から  $H_p(10)$ への換算係数  $1.06 10^{-2} Sv / R$  が得られる。なお、JIS Z4511 は ICRU Report 47 (1992)[23]に示された補正係数  $1-g$  の値を基に計算している。

表 1.2 日本における光子線量概念等の変遷

期間	1988 年以前	1989 (平成元) 年以降	2001 (平成 13) 年以降
準拠した ICRP 勧告	1959 年勧告(Publ. 6) [19]等	1977 年勧告(Publ. 26) [20]	1990 年勧告(Publ. 60) [21]
法令上の線量	線量当量(rem)	実効線量当量(Sv)	実効線量(Sv)
実用量	—	(個人線量に関する) 1cm 線量当量(Sv)	
物理量	照射線量(R)	Fluence または Air kerma(Gy)	
実用量を定義するファントム	Free air	ICRU 球ファントム (組織等価物質)	ICRU スラブファントム (組織等価物質)
換算係数	—	単位フルエンス当たり 1cm 線量当量 (Publ. 51 表 6) [17]	空気カーマ当たり $H_p(10)$ (Publ. 74 表 A24) [9]
備考: 実務上、個人線量計の校正に用いるファントム	Free air	アクリル平板ファントム	水槽型の水ファントム

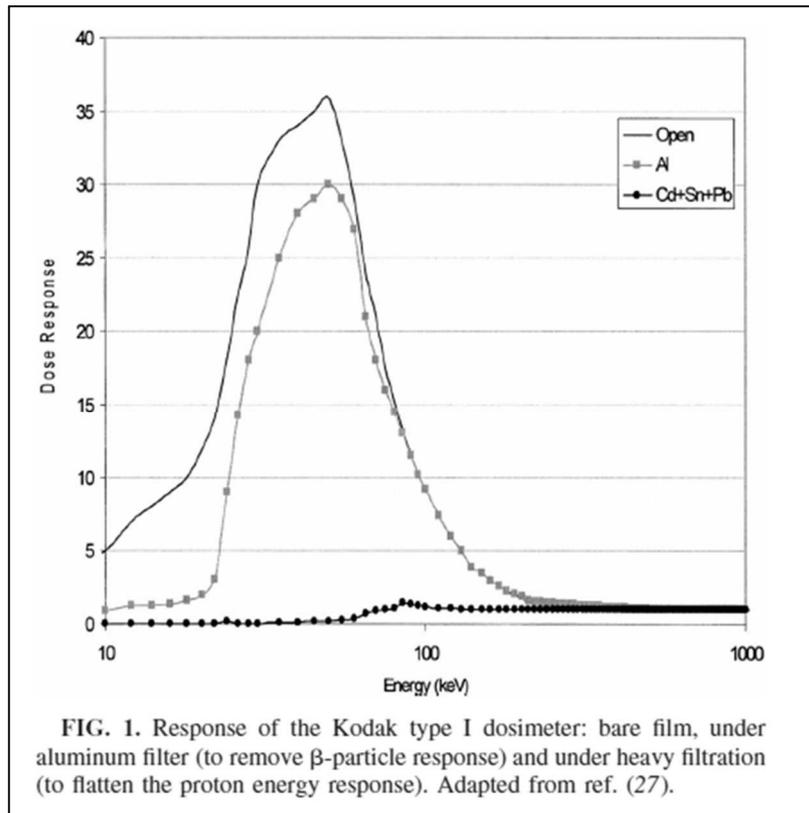
## 1.8 線量計測定に関するバイアス例

### ● 旧式線量計タイプ

1950年代前半まで使用された旧式線量計（フィルタなしあるいはフィルタ一つのFB）は、図1.3のように、100 keV未満の低エネルギー域で、過大なレスポンスを示した。

IARC15カ国共同研究やINWORKS等では、旧式線量計時代の記録線量があること、また、核兵器開発関連施設では $^{241}\text{Am}$ を線源とする59.5 keVガンマ線の外部被ばくがあることから強い関心が持たれた。

旧式線量計の使用期間の短い日本では、これはあまり問題にならないと思われる。

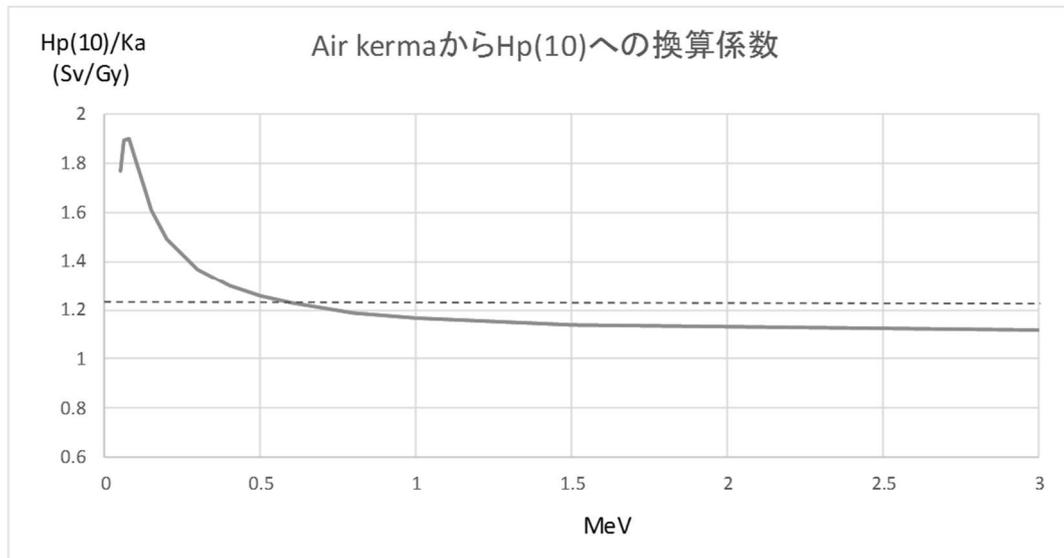


資料出所：IARC論文[2]

図1.3 エネルギー別線量計レスポンス（旧式FB線量計）

### ● 個人線量計のエネルギー特性

日本では一般に校正用線源には $^{137}\text{Cs}$  (662 keV)を用い、AP照射の場合、線量計指示値(Sv)と基準ガンマ線量(Gy)との関係が $H_p(10)/K_a = 1.21 \text{ Sv/Gy}$ となるように校正を行っている（注:ISO4037-3では1.21 Sv/Gy、JIS Z4511 (2005)[22]の附属書1付表1では1.213 Sv/Gyとされている）。例えば、受動型線量計の校正は、水スラブに貼り付けて照射した個人線量計の発光量に対応する線量指示値に一定の係数を乗じて、 $H_p(10)$ に対応する値を表示するようにしている。つまり、エネルギー662 keVの一点において校正を行っている。



資料出所：ICRP Publ. 74 表 A.24 [9]

図 1.4 エネルギー別空気カーマから  $H_p(10)$  への換算係数

一方、空気カーマから  $H_p(10)$  への換算係数は、図 1.4 のように、1.5 MeV 以上ではおおむねフラットであるが、1.5 MeV 未満ではエネルギーが小さくなるほど値が大きくなる。0.08 MeV 付近でピークとなり、再び値が小さくなるというカーブを示している。

個人線量計のエネルギー特性、すなわち、線量計レスポンスのエネルギー別カーブが、空気カーマから  $H_p(10)$  への換算係数のカーブと平行であれば、どのエネルギー点で校正を行ってもバイアスを生じない。しかし、このカーブが少しずれていると、どのエネルギー点で校正するかによって系統的なバイアスが生じる可能性がある。

結果として、あるエネルギー領域で系統的に 10% 前後のずれが生じても、JIS などで許容された規格の範囲内であれば、そのまま運用するのが通常の実務である。

例えば、JIS Z4314 (2002) 「蛍光ガラス線量計測装置」によると、エネルギー特性の許容範囲は  $\pm 30\%$  (25 keV、45 keV、80 keV、120 keV の X 線および  $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$  のガンマ線) と規定されている [24]。

- 個人線量計の方向特性

例えば、ガンマ線の入射角度が、正面主軸から  $60^\circ$  傾いている場合、体表面にある個人線量計の位置に入射するフルエンスが同じであっても、10mm 深度の位置の線量  $H_p(10, 60^\circ)$  は、AP 照射の場合の  $H_p(10, 0^\circ)$  に比べ身体内での減衰が大きい (ICRP Publ. 74 表 A.24 参照)。

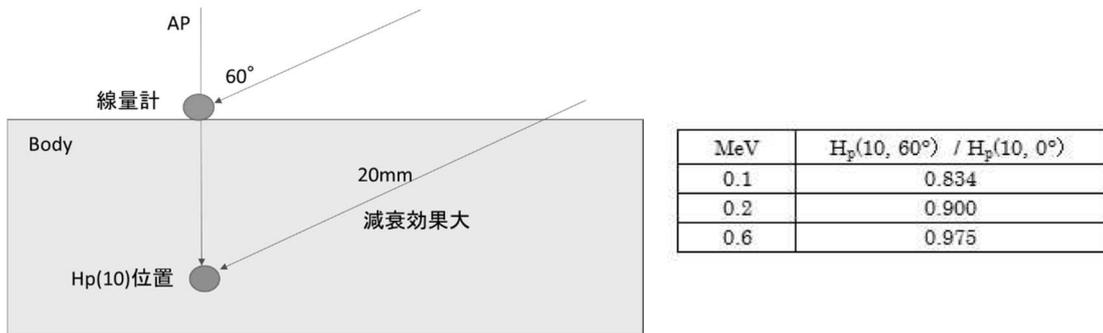


図 1.5 入射角 60°の場合の  $H_p(10)$  の概念図

個人線量計の方向特性については、放射線の入射角度を考慮して JIS で許容範囲が定められている。例えば、JIS Z4314 (2002) 「蛍光ガラス線量計測装置」 [24]によると、方向特性の許容範囲は±20% (80 keV X線および  $^{60}\text{Co}$  ガンマ線に対して) と規定されている。このため、GB の場合では、検出器とフィルタの位置関係の最適化を図ることによって、入射角による減衰を反映させるような工夫がなされている。つまり、個人線量計はどのような方向特性を持つべきかというルールが設けられており、それに基づいて設計されている。しかし、個人線量計ごとに得手・不得手な方向があり、これがバイアスとして出てくる可能性がある。

● 線量計装着方法

校正では、個人線量計は水スラブ表面にあるが、従業者の作業中は一般に上着の胸に個人線量計を装着しているので、皮膚表面から距離がある。したがって、個人線量計が体表面にある場合に比べ、後方散乱効果が小さいと考えられる。

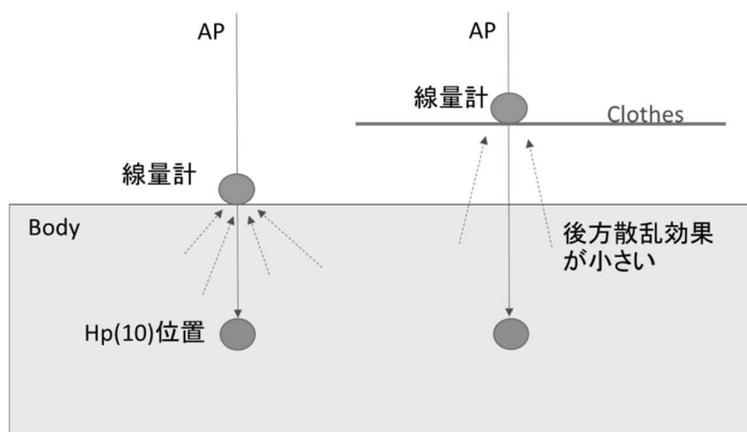


図 1.6 線量計装着方法と後方散乱効果 (概念図)

## 第2章 資料・方法

### 2.1 換算係数推定方法のモデル

#### 2.1.1 変換方法のフレームワーク

IARC 論文[2]は、基本的に図 2.1 のような変換方法のフレームワークを想定していた。各種光子エネルギーおよびジオメトリの組合せの下で、まず、個人線量計指示値を線量計レスポンスの係数を用いて、個人線量当量  $H_p(10)$  に換算した。ついで、この  $H_p(10)$  を臓器吸収線量に変換した。すなわち、IARC 論文のアウトプットは、線量計指示値から臓器線量への換算係数であった。

なお、IARC 論文は様々な古い線量計を取り扱っていたので、変換の過程で、研究の共通数量として  $H_p(10)$  を設定したと考えられる。

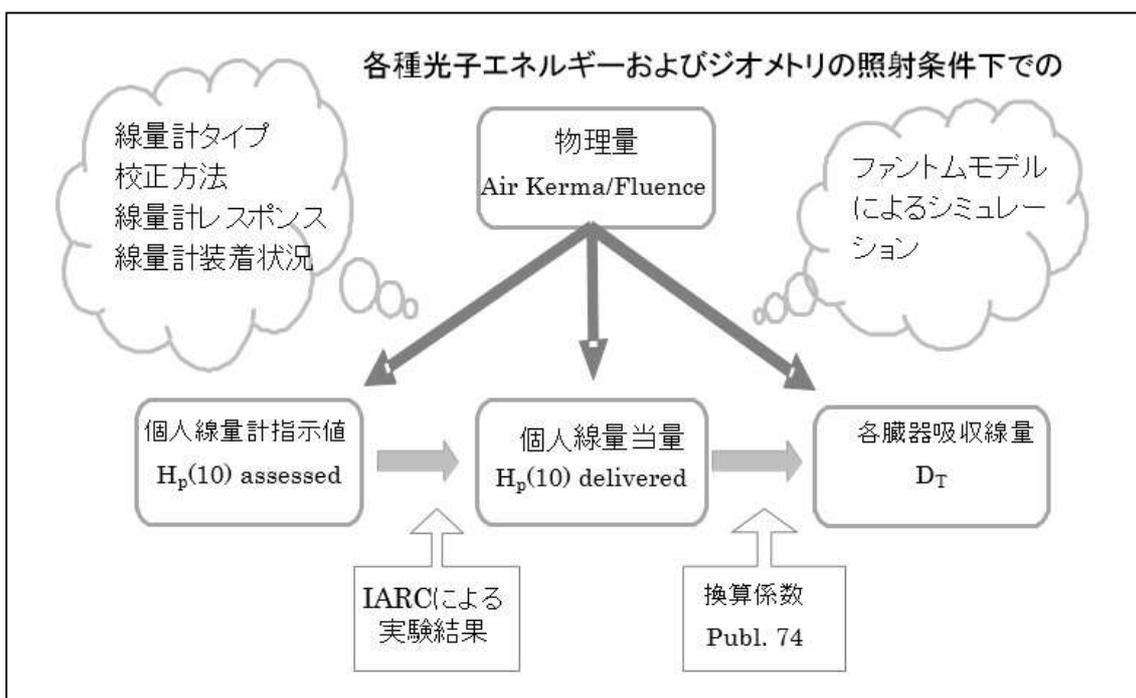


図 2.1 IARC 論文の想定した変換方法のフレームワーク

#### 2.1.2 変換モデル

IARC 論文[2]は、上記のフレームワークの下で、次のような変換モデルを想定していた。ここで、 $T$  は臓器吸収線量（単位 Gy）、 $D$  は個人線量計の指示値（単位は時代により  $R$  または  $Sv$ ）である。また、 $B_i$  がバイアス要素である確率変数として導入された。すなわち、 $B_1$  は  $H_p(10)$  と臓器線量との換算係数 ( $Sv/Gy$ )、 $B_2$  は  $H_p(10)$  に対する個人線量計レスポンス

(Sv/Sv)であった。B<sub>3</sub>は線量単位の換算係数で、線量計指示値が単位 R の場合は換算係数が単位 R/Sv で与えられ、単位 Sv の場合は B<sub>3</sub>=1 (Sv/Sv) と定義された。

なお、IARC 論文では、B<sub>3</sub>の中に、線量単位の違いだけでなく、個人線量計の校正方法（後方散乱放射線を含むか否か）、線量計と身体との距離など、諸々の要因を考慮していた。

- 臓器線量換算係数の変換モデル

$$R = T \times B_1 \times B_2 \times B_3$$

ここで、

R: 個人線量計の指示値 (R または Sv)

T: 真の線量 (臓器吸収線量) (Gy)

B<sub>i</sub>: Bias factors 確率変数

B<sub>1</sub> = (H<sub>p</sub> / air kerma) / (D<sub>T</sub> / air kerma) : H<sub>p</sub> と臓器吸収線量 D<sub>T</sub> の換算係数 (Sv/Gy)

B<sub>2</sub> = H<sub>p\_assessed</sub> / H<sub>p\_delivered</sub> : 線量計レスポンス (Sv/Sv)

B<sub>3</sub>: 線量単位の換算係数 (1988 年以前は R/Sv 、1989 年以降は Sv/Sv)

- 上記変換モデルにおいて、確率変数 B<sub>1</sub>、B<sub>2</sub>、B<sub>3</sub>ならびにその積である全体のバイアス B は、計算の便宜上、対数正規分布に従うと仮定された。

- 参考

1) 確率変数 X が対数正規分布に従うとき、平均等の特性値は次のように表せる。

$$\log(X) \sim N(\mu, \sigma^2)$$

$$E(X) = \exp(\mu + \sigma^2/2) : \text{平均}$$

$$\text{Median}(X) = \exp(\mu) : \text{中位数(中央値)}$$

$$\text{Mode}(X) = \exp(\mu - \sigma^2) : \text{最頻値}$$

$$V(X) = E(X)^2 \times (\exp(\sigma^2) - 1) : \text{分散}$$

2) 互いに独立な確率変数 X および Y が対数正規分布に従うとき、積 XY も対数正規分布に従う。なぜなら、正規分布に従う log(X) および log(Y) の和は正規分布だからである。

$$\log(X) \sim N(\mu_X, \sigma_X^2)$$

$$\log(Y) \sim N(\mu_Y, \sigma_Y^2)$$

$$\log(XY) = \log(X) + \log(Y) \sim N(\mu_X + \mu_Y, \sigma_X^2 + \sigma_Y^2)$$

## 2.2 サイト、時期別線量評価に用いた個人線量計タイプ

臓器線量構築には、放射線業務従事者各個人が使用していた個人線量計に関する情報が必要である。

### 2.2.1 サイト、時期別個人線量計タイプ

我が国の被ばく線量登録管理制度の下では、原子力事業者は当該管理区域での個人別年度被ばく線量を RADREC に登録するので、個人別被ばくサイトの情報を得ることができる。しかし、個人別に使用線量計タイプに関する情報は、データベースにはない。そこで、協力企業の従事者も、被ばくサイトの原子力事業者の社員が着用した線量計を使用したと見做すこととした。

放射線影響協会は、疫学的調査を実施するにあたって、RADREC に登録された、長期にわたる個人線量記録の整合性、加算性を評価するために、当初より放射線計測の専門家等で構成される個人線量記録評価専門委員会を設けていた。そこでは定期的に、原子力事業者の協力を得て個人線量計の種類、性能等の情報を収集した。[25, 26]

また、付随的にプラントメーカーの個人線量計の種類、性能等も調査した。

### 2.2.2 放射線業務従事者個人ごとの線量計情報

サイトおよび一部プラントメーカーに関して、そこで使用された個人線量計の情報を把握している。しかし、RADREC にも、疫学調査データベースにも、個人と雇用されている事業所をリンクする情報が欠けているので、従事者個人ごとに実際に被ばく線量測定に使用した線量計タイプは不明であるという制約がある。

## 2.3 個人線量計タイプ別空気カーマ当たり線量計レスポンス

線量計レスポンスについては、文献データを利用する方法と試験実施により入手する方法がある。また、試験実施をする場合にも、個人線量計および読取装置（受動型の場合）が現在利用可能なものに限られるという制約がある。

IARC 論文[2]では、歴史的に見て代表的な 10 の線量計を選定して線量計レスポンス試験を実施した。そこでは線量計のタイプを、旧式 FB (Old film dosimeters)、多素子 FB (Multi-element film dosimeters) および TLD と、大きく 3 つに区分している。

Thierry (2002)[18]は、10 の線量計の選定理由と線量計の規格について具体的に記している。

日本では、原子力産業の発展が欧米よりも遅かったので、初期の研究開発段階では一部、IARC 論文の旧式 FB に相当する線量計が使用されていたが、少なくとも商用発電が開始された直後の 1968 年以降は、多素子 FB または TLD が主流であった。また、2000 年代以降、日本ではガラスバッジ線量計(GB)あるいは電子式個人線量計(EPD)が主に使われている。

個人線量計の規格・性能についてはメーカーから提供されているが、本検討会が関心をもつエネルギーおよびジオメトリにおけるレスポンスデータは必ずしも十分ではない。そこで本節では、(1) IARC 論文では取り上げていない、比較的新しい線量計 GB、EPD および光刺激ルミネセンス(OSL)線量計（商品名ルミネスバッジ(LB)）と、(2) IARC 論文に掲載の FB および TLD に分けて検討した。

### 2.3.1 個人線量計タイプ GB、EPD および OSL 線量計に関して

最近日本で使用されている個人線量計タイプ GB、EPD および LB に関して、エネルギー、ジオメトリ別線量計レスポンス（空気カーマ当たり指示値）を得るために、IARC 論文に記載の方法と同様に、ファントム回転装置を用いて照射試験を実施した。

## 2.3.2 線量計レスポンス試験の概要

GB、EPD および LB の線量計レスポンス試験は、放射線影響協会が日本原子力研究開発機構(JAEA)に委託して試験調査を実施した[27]。なお、JAEA 側の研究責任者は本検討会委員の辻村憲雄氏であった。

試験の概要は、基本的に IARC 論文[2]および Thierry (2002)[18]と同じであった。

### 2.3.2.1 使用した設備・機器

- ・ JAEA 原子力科学研究所放射線標準施設(FRS)の X 線照射装置  
線源：N250 (平均エネルギー207 keV)および N150 (同 119 keV)
- ・ JAEA 核燃料サイクル工学研究所計測機器校正施設 (ICF)の  $^{137}\text{Cs}$  ガンマ線(662 keV)照射装置
- ・ 水ファントム：ICRU 水スラブ、JIS Z4331:2005 [28] に規定された外形 30×30×15 cm 水槽形ファントム
- ・ 人体形状ファントム：Alderson 社製 RANDO ファントム (成人男性用) に CIRS 社製 ATOM 成人男性ファントムの両腕を装着

ICRP Publ. 74[9]および Publ. 116[10]の臓器線量換算係数のシミュレーション計算に用いたファントムは腕の付いた人体を模している。これとの整合性を図り、線量計レスポンス試験においても、RANDO ファントム (頭部および胴体) に CRIS 社製の両腕を装着した状態で試験を行った。

また、両腕を付けたことの効果を検証するために、両腕を外したファントムを用いてレスポンス試験を行った。

- ・ ファントム回転装置

ファントム回転装置は、水平状態のファントムを体軸を中心に回転させることができる。また、装置はターンテーブル上に据え付けられており、線源からのビーム中心軸と回転軸の角度を変えることができる。

なお、ターンテーブルの回転中心は、RANDO ファントムのスライス 16 番の位置に

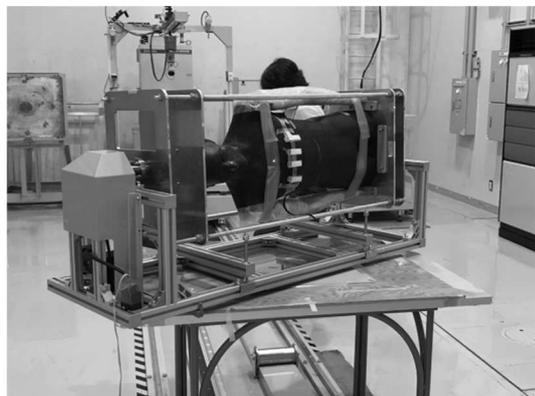


図 2.3.1 ファントム回転装置

ある。すなわち、線源からのビーム中心軸とファントム回転軸とは、常にスライス 16 番の位置で交差する。

### 2.3.2.2 試験に使用した個人線量計 [29-31]

表 2.3.2 試験に使用した個人線量計

個人線量計	備考
EPD	JAEA 核燃料サイクル工学研究所で使用中的もの、平成 30 年校正済富士電機製、型式 NRG10811、測定最小単位 0.01mSv
GB	千代田テクノル製、広範囲用ガラスバッジ、モニタコード FS、ケースタイプ G-V、X・ $\gamma$ 線、 $\beta$ 線測定用、プラスチッククリップ付、測定最小単位 0.01mSv (注) 測定結果報告書の記載は小数点以下 1 桁であるが、今回は参考値の小数点以下 2 桁の結果を利用した。
LB	長瀬ランダウア製、商品名：ルミネスバッジ SG タイプ 体幹部用、X・ $\gamma$ 線、 $\beta$ 線、技術名称：OSL 線量計 体幹用、プラスチッククリップ付 測定最小単位 0.01mSv (注) 測定結果報告書の記載は小数点以下 1 桁であるが、今回は参考値の小数点以下 2 桁の結果を利用した。

試験に用いた線量計は、現在利用可能な線量計からしか選定できないという制約があった。例えば、日本では 2000 年頃から数年かけて FB から GB へ移行した。当初は千代田テクノル製 G-I 型あるいは G-III 型が採用され、2014 年頃に G-V 型に一斉に更新された。旧型の読取装置はもう利用できないので、現行タイプの GB (G-V 型) でしか試験を行えなかった。

### 2.3.2.3 線量計校正試験

線量計指示値の補正係数を得るために、 $^{137}\text{Cs}$  (662 keV) AP 照射による校正試験を行った。水スラブ表面が線源から 3.5m となるように設置し、水スラブ表面に個人線量計を貼り付けた。EPD については、個体ごとの補正係数を得るために、試験に用いる 4 個の EPD を貼り付けて試験を行った。受動型線量計である GB および LB に関しては、ロットごとの素子の品質は均一であると考え、それぞれ 4 標本を貼り付けて得られた指示値の平均を補正係

数とすることとした。

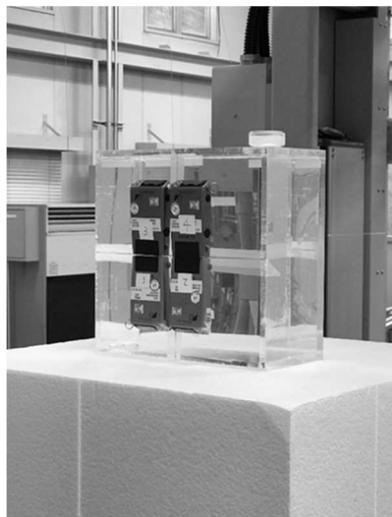


図 2.3.3 水スラブに貼り付けた EPD

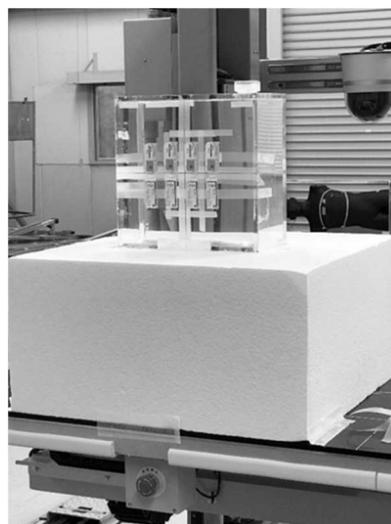


図 2.3.4 水スラブに貼り付けた GB(上段)および LB(下段)

なお、水ファントム表面の空気カーマ線量率は  $10.5\text{mGy/h}$ 、照射時間は  $720\text{sec}$  で、基準照射線量は  $2.10\text{mGy}$  であった。

IARC 論文では、線源からの距離を  $2\text{m}$  に設定しているが、本試験では X 線照射装置および  $^{137}\text{Cs}$   $\gamma$  線照射装置のコリメータのテーパー（広がり度合い）とファントム全体が照射野に入ることを考慮して、線源からの距離を  $3.5\text{m}$  に設定した。ICRP で想定している AP ジオメトリは、面線源からの平行ビームを被ばくするという理想的な場を想定している。一方、実験で用いる照射装置は点線源からの等方放射ビームである。エネルギー（ $118\text{keV}$ 、 $208\text{keV}$  および  $662\text{keV}$ ）および点線源からの距離（ $2\text{m}$ 、 $3\text{m}$ 、 $4\text{m}$  および  $5\text{m}$ ）を変えて ROT で測定したレスポンスを、面平行ビームで計算したレスポンスと比較すると、ズレの程度はエネルギーが低いほど、また線源に近づけるほど大きかった。距離  $3.5\text{m}$  の場合、そのずれは  $662\text{keV}$  で  $1\text{-}2\%$ 、 $118\text{keV}$  で  $2\text{-}3\%$  であり、平行ビームによるレスポンスとの差は小さい。

#### 2.3.2.4 ファントム上での線量計レスポンス試験

ファントム回転装置は、ファントムの中心を頭から上下にとおる回転軸を中心として一定速度（ $45\text{sec/rotation}$ ）で回転する。ファントム回転装置は、ファントム回転軸が線源から  $3.5\text{m}$  位置となるように設置した。AP 照射の場合は、ファントム表面の位置  $3.38\text{m}$  の線

量を基準空気カーマ線量とした。

ROT 照射の場合は、ファントム回転軸の位置 3.5m の線量を基準空気カーマ線量とした。本来は胸に貼り付けた線量計位置を軸として回転させると、線量率を一定とすることができるが、回転装置の安定性の観点からそれは困難であった。体軸を中心に ROT(90°)ジオメトリで回転すると、線源と線量計の距離は 3.5m±0.12m の範囲内で変動する。線量率では、3.5m 位置の線量率よりも逆二乗則で±7%程度変動するが、回転数を整数とするので、距離が短くなるのと長くなるのは均等の機会があるので、平均の空気カーマ線量率として 3.5m 位置の線量率を適用しても問題ない。

照射時間は回転数が整数値となるように調整した。

エネルギー、ジオメトリ別の空気カーマ線量率(mGy/h)、照射時間(sec)、基準空気カーマ線量(mGy)は表 2.3.5 のとおりであった。

表 2.3.5 エネルギー、ジオメトリ別線量計レスポンス試験の照射条件

線質／ビームコード		N150	N250	<sup>137</sup> Cs
平均エネルギー (測定値)		119 keV	207 keV	662 keV
空気カーマ線量率	AP (3.38m)	27.6 mGy/h	7.88 mGy/h	11.3 mGy/h
	ROT (3.5m)	25.7 mGy/h	7.33 mGy/h	10.5 mGy/h
照射時間	AP	315sec	990sec	720sec
	ROT	180sec	445sec	360sec
		(4 回転)	(11 回転)	(8 回転)
基準空気カーマ線量	AP (3.38m)	2.41mGy	2.17mGy	2.26 mGy
	ROT (3.5m)	1.28mGy	0.91mGy	1.05 mGy

GB および LB は、照射試験ごとに、4 個ずつ、ファントムのスライス 16 番の胸の位置に 5 cm 間隔で貼り付けた(図 2.3.6)。GB および LB は受動型であるので、すべての照射試験完了後、線量測定サービス会社で線量評価を行った。

EPD は筐体が大きいため、2 個(No.3, 4)をスライス 16 番の胸の位置に 15 cm 間隔で、別の 2 個(No.1, 2)をその下に、向きを上下逆にして貼り付けた(図 2.3.6)。EPD は積算型であり、照射試験ごとの被ばく線量を評価するため、毎回、指示値を読み取り、差分(増分)を計算した。

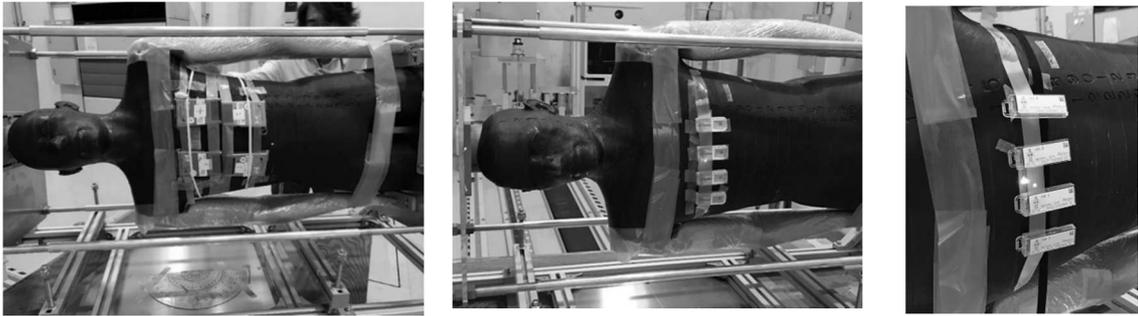


図 2.3.6 RANDO ファントムの胸部に貼り付けた個人線量計（左から EPD、GB、LB）

### 2.3.2.5 線量計レスポンスの定義

- ・線量計レスポンス(Sv/Gy)は次により定義した。

指示値(mSv) × 補正係数 / 基準線量(mGy)

- ・各線量計の指示値に対して求めた線量計レスポンスの平均を、各々の照射条件の下での平均線量計レスポンスとした。

- ・天頂角を  $\theta$  としてファントムを回転させた  $ROT(\theta)$  の場合の線量計レスポンスを  $B_{ROT(\theta)}$  とする。 $\theta$  は  $30^\circ$ 、 $60^\circ$ 、 $90^\circ$ 、 $120^\circ$  および  $150^\circ$  について試験した。

- ・ジオメトリ ISO における線量計レスポンス  $B_{ISO}$  は、(レスポンスの加法性の仮定の下で) 天頂角  $\theta$  を変えた  $B_{ROT(\theta)}$  の加重平均値として、次により定義した。

$$B_{ISO} = 0.146 \times B_{ROT(30^\circ)} + 0.224 \times B_{ROT(60^\circ)} + 0.259 \times B_{ROT(90^\circ)} \\ + 0.224 \times B_{ROT(120^\circ)} + 0.146 \times B_{ROT(150^\circ)}$$

(注) 上式の  $ROT(\theta)$  のウェイトは、レスポンス  $ROT(\theta)$  が代表すると考える天頂角  $\theta$  の次の範囲の球体表面積の割合である。

$ROT(30^\circ)$  :  $0^\circ - 45^\circ$ 、 $ROT(60^\circ)$  :  $45^\circ - 75^\circ$ 、 $ROT(90^\circ)$  :  $75^\circ - 105^\circ$ 、

$ROT(120^\circ)$  :  $105^\circ - 135^\circ$ 、 $ROT(150^\circ)$  :  $135^\circ - 180^\circ$



図 2.3.7  $ROT(\theta)$  の照射試験（概念図）

### 2.3.3 FB および TLD: IARC 論文掲載データに関して

FB および TLD に関する線量計レスポンスについて、臓器線量構築に不可欠な ISO ジオメトリにおける線量計レスポンスデータは、IARC 論文の他には得ることができないので、それを利用することとした。

引用する線量計レスポンスデータについて、IARC 論文[2]の Web annex Table 4 よりも Thierry(2002)[18]の Table 3 の方が有効数字の桁数が多いので、これを用いた (表 2.3.8)。

また、線量計レスポンスの不確かさに関して、Web annex Table 4 は B および K を表示し、表 2.3.8 は Mean および SD / mean (%) を表示しているが、両者は、

$$K = \exp\{1.96 \times \text{Mean} \times (\text{SD} / \text{mean}) / 100\}$$

の関係にある。

X 線の線質・ビームコードについては、N150 および N250 であり、2.3.2 節の JAEA で行った線量計レスポンス試験のビームコードと同じであった。しかし、平均エネルギーの測定値が、118 keV および 208 keV とわずかに異なった (JAEA の設備の場合は、それぞれ 119 keV および 207 keV)。しかし、1 keV の差異による、レスポンスの両者の推計値の差異は無視し得る。

#### 2.3.3.1 FB

表 2.3.8 の線量計タイプのうち①-④は、旧式 FB で、単一のフィルタが使用されていた。フィルタの金属は、各々錫、銀、鉛、ブリキであった。また、⑤-⑦は複数のフィルタが付いた多素子 FB であった。

#### 2.3.3.2 TLD

TLD 線量計に使用されていた主な熱蛍光材料 (又は素子) は LiF,  $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$  または  $\text{CaSO}_4$  であった。IARC 論文では、研究対象施設で使用される TLD の大多数は LiF で、 $\text{CaSO}_4$  または  $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$  と  $\text{CaSO}_4$  の組み合わせを使用しているのは少数であることから、LiF ベースを 2 つ (⑧と⑨) と、 $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$  と  $\text{CaSO}_4$  の組み合わせ 1 つ (⑩、Panasonic 製) を、実験対象として選択した。

表 2.3.8 IARC 論文の線量計レスポンスデータ (Hp(10)当たり)

Table 3. Response of dosimeters irradiated, on phantom, to three radiation quantities (118, 208 and 662 keV) in AP, rotational and isotropic geometries of exposure											
	Geometry	Phantom	118 keV		208 keV		662 keV		118 keV	208	662
			Mean	CV (%)	Mean	CV (%)	Mean	CV (%)	K		
<b>Old film dosimeters</b>											
1	FR-1 (0.4 mm Sn)										
	AP	Slab	3.595	1.5	0.927	10.5	0.725	2.1	1.111	1.210	1.030
	AP	Anthrop.	3.43	1.1	0.815	6.3	0.678	2.3	1.077	1.106	1.031
	ROT	Anthrop.	2.655	2.2	1.068	4.4	0.862	1.2	1.121	1.096	1.020
	ISO	Anthrop.	2.255	2.6	0.939	3.5	0.735	2.3	1.122	1.067	1.034
2	US-2 (1 mm Ag)										
	AP	Slab	2.971	2.1	1.27	1	1.014	0.8	1.130	1.025	1.016
	AP	Anthrop.	3.038	4.2	1.185	1.9	1	1.8	1.284	1.045	1.036
	ROT	Anthrop.	2.173	2	1.382	3	1.206	3.2	1.089	1.085	1.079
	ISO	Anthrop.	1.549	4.4	1.114	1.6	1.036	2.7	1.143	1.036	1.056
3	UK-2 (1 mm Pb)										
	AP	Slab	0.567	7.8	0.901	2.2	1.144	0.8	1.091	1.040	1.018
	AP	Anthrop.	0.492	7.9	0.864	5	1.122	5.7	1.079	1.088	1.134
	ROT	Anthrop.	0.58	6.5	0.702	2	1.384	3.2	1.077	1.028	1.091
	ISO	Anthrop.	0.456	3.2	0.523	1.3	1.259	2.2	1.029	1.013	1.056
4	UK-5 (Tinplate)										
	AP	Slab	2.56	9.6	1.294	5	0.874	2	1.619	1.135	1.035
	AP	Anthrop.	2.397	13.3	1.238	5.3	0.87	1.1	1.868	1.137	1.019
	ROT	Anthrop.	2.086	12.2	1.223	6.9	1.05	2	1.647	1.180	1.042
	ISO	Anthrop.	1.735	12.4	1.116	5.2	1	1.9	1.525	1.120	1.038
<b>Multi-element film dosimeters</b>											
5	UK-9 (AERE)										
	AP	Slab	1.196	4.2	0.936	2.2	0.876	1.3	1.103	1.041	1.023
	AP	Anthrop.	1.015	5.4	0.884	4.3	0.837	2.3	1.113	1.077	1.038
	ROT	Anthrop.	1.339	4	0.91	3.8	1.063	1	1.111	1.070	1.021
	ISO	Anthrop.	1.227	5.3	0.779	2.9	0.993	2.6	1.136	1.045	1.052
6	US-8 (Fe-Ta)										
	AP	Slab	0.991	1.5	0.974	0.8	0.823	1.7	1.030	1.015	1.028

	AP	Anthrop.	0.79	9.5	0.897	6	0.79	1.8	1.158	1.111	1.028
	ROT	Anthrop.	1.237	1.9	1.177	17	1.136	1.8	1.047	1.480	1.041
	ISO	Anthrop.	0.969	3	1.173	8.9	0.969	2.3	1.059	1.227	1.045
7	FR-6 (PS1)										
	AP	Slab	0.937	12.9	0.67	4.3	0.819	0.6	1.267	1.058	1.010
	AP	Anthrop.	0.641	12	0.631	5.2	0.815	1.4	1.163	1.066	1.023
	ROT	Anthrop.	0.843	14.8	0.593	7.9	0.933	3.9	1.277	1.096	1.074
	ISO	Anthrop.	0.836	7.3	0.56	3.7	0.815	2.8	1.127	1.041	1.046
<b>Thermoluminescence dosemeters</b>											
8	UK-10 (TLD)										
	AP	Slab	0.997	5.3	1.006	8.7	0.995	11.2	1.109	1.187	1.244
	AP	Anthrop.	0.944	3.4	0.973	5.5	0.979	7.3	1.065	1.111	1.150
	ROT	Anthrop.	1.151	3	1.148	3.1	1.181	10.7	1.070	1.072	1.281
	ISO	Anthrop.	1.072	1.8	1.071	2.5	1.091	6	1.039	1.054	1.137
9	FR-9 (TLD-PGP-1)										
	AP	Slab	0.909	9.4	0.869	11.7	0.828	13.8	1.182	1.221	1.251
	AP	Anthrop.	0.851	7.2	0.868	14.4	0.776	14.6	1.128	1.278	1.249
	ROT	Anthrop.	1.025	7.2	0.956	10.2	1.007	3.5	1.156	1.211	1.072
	ISO	Anthrop.	0.845	5.3	0.828	5.4	0.823	4.3	1.092	1.092	1.072
10	US-22 (TLD)										
	AP	Slab	0.863	4.4	0.936	3.9	0.925	3.5	1.077	1.074	1.066
	AP	Anthrop.	0.792	3.1	0.933	2.1	0.909	3.9	1.049	1.039	1.072
	ROT	Anthrop.	1.082	3.1	1.177	1.5	1.018	4.1	1.068	1.035	1.085
	ISO	Anthrop.	0.931	0.3	1.033	2.5	0.911	1.6	1.005	1.052	1.029
* Response = $H_p(10)$ assessed / $H_p(10)$ delivered											
* CV = SD / mean											
* SD: Standard deviation											

(注 1) 表の小数点以下の桁数は原論文のままである。

(注 2) K の値は次により計算した。

$$K = \exp(1.96 \times \text{Mean} \times \text{CV} / 100) = \exp(1.96 \times \text{SD})$$

資料出所 : Thierry (2002) [18]

### 2.3.3.3 H<sub>p</sub>(10)から空気カーマへの換算

表 2.3.8 の線量計レスポンスの定義は、H<sub>p</sub>(10) assessed / H<sub>p</sub>(10) delivered (Sv/Sv)であるから、単位を空気カーマ当りに換算する必要がある。

Thierry(2002)[18]によると、空気カーマ当たりの線量計レスポンス値(Readings / air kerma)に対して、表 2.3.9 の「Table 1 3つのエネルギー (118, 208 および 662 keV)および3つのジオメトリ(AP, ROT および ISO)に対する空気カーマから H<sub>p</sub>(10)への換算係数」で除すことによって換算したものが、表 2.3.8 であった。

$$( \text{Readings} / \text{air kerma} ) / ( \text{H}_p(10) / \text{air kerma} ) = ( \text{Readings} / \text{H}_p(10) )$$

表 2.3.9 IARC 論文が用いたエネルギー、ジオメトリ別空気カーマから H<sub>p</sub>(10)への換算係数

Table 1 3つのエネルギー (118, 208 および 662 keV)および3つのジオメトリ(AP, ROT および ISO)に対する空気カーマから H <sub>p</sub> (10)への換算係数			
平均エネルギー	換算係数(Sv/Gy)		
	AP	ROT	ISO
118 keV	1.73	0.94	0.95
208 keV	1.48	0.86	0.88
662 keV	1.21	0.82	0.86

資料出所: Thierry(2002) [18]

したがって逆に、表 2.3.8 の値(Sv/Sv)に、表 2.3.9 の Table 1 の換算係数(Sv/Gy)を乗じることによって、空気カーマ当たりの線量計レスポンス(Readings / air kerma, Sv/Gy)に換算できる。

$$( \text{Readings} / \text{H}_p(10) ) \times ( \text{H}_p(10) / \text{air kerma} ) = ( \text{Readings} / \text{air kerma} )$$

(注) ROT および ISO における空気カーマから H<sub>p</sub>(10)への換算係数

AP の換算係数については、ICRP Publ. 74 [9]の Table A.24 に掲載されているが、ROT および ISO に関しては掲載されていない。そこで、Thierry (2002)は、ICRP Publ. 51 [17]の Table 6 「ICRU 球の主軸上深さ 10mm における単位フルエンス当たりの線量当量」と、ICRP Publ. 74 [9]の Table A.1 「単位フルエンス当たり空気カーマ」を利用して、表 2.3.9 の Table 1 の数値を求めたと記している[18]。つまり、H<sub>p</sub>(10)slab の方向依存を球体系での H'(10)の方向依存で代用していることになる (1.7 節参照)。これは、Thierry(2002)が早い

時期に執筆しているので、とりあえず利用可能なデータを利用して解釈したのだと考えられる。

今日では、シミュレーションによって、表 2.3.9 を推計することができる。JAEA の開発した輸送計算コード PHITS[32]を用いて推計すると、表 2.3.10 のようになる。AP および ROT では、表 2.3.9 とほぼ同じであるが、ISO では表 2.3.9 より 3-4%小さい。これは、表 2.3.9 では、球体系での  $H'(10)$  の方向依存で代用したことから、ROT と ISO では数値にあまり差がないことを反映していると考えられる。

表 2.3.10 PHITS を用いて推計したエネルギー、ジオメトリ別空気カーマから  $H_p(10)$  への換算係数

平均エネルギー	換算係数(Sv/Gy)		
	AP	ROT	ISO
119 keV	1.75	0.94	0.83
207 keV	1.48	0.87	0.78
662 keV	1.23	0.84	0.79

ISO における空気カーマ当たり  $H_p(10)$  への換算係数としては、シミュレーション結果の方が、より信頼性は高い。

さて、ここでの課題、FB および TLD の空気カーマ当たり線量計レスポンスを得る観点で整理をする。

X: 空気カーマ当たり線量計レスポンス(未知)

c: 空気カーマから  $H_p(10)$  への換算係数(既知) (表 2.3.9 の Table 1)

Y:  $H_p(10)$  当たりのレスポンス (既知) (表 2.3.8 の Table 3)

c に関して、「空気カーマから  $H_p(10)$  への換算係数」としては、PHITS の計算結果の方がより信頼性は高いが、Thierry (2002) が、Y について、X を c で除して求めたと書いている以上、X (空気カーマ当たりのレスポンス) を求めるには、Y に c を乗じるのが適切な方法である。つまり、表 2.3.8 の Table 3 に与えられた Y ( $H_p(10)$  当たりのレスポンス) はバイアスを含んでいると見做す。そのバイアスをもたらした原因である表 2.3.9 の Table 1 を乗じることによって、バイアスを除去し、(真の) 空気カーマ当たりのレスポンスが求まる。

## 2.4 場の情報

- 光子のエネルギー、ジオメトリ別線量計レスポンスを放射線業務従事者に適用するためには、被ばくエネルギーおよびジオメトリの分布情報が必要である。
- NPP および MA における光子外部被ばく線量のエネルギーおよびジオメトリ分布については、世界中の原子力施設の専門家の判断を基に IARC 論文[2]が想定した表 2.4.1 の割合を用いることとした。

表 2.4.1 IARC 論文の想定した被ばく光子エネルギーおよびジオメトリ別線量分布の専門家による推計値 (原子力発電所および混合活動施設) (%)

項目	被ばく光子エネルギー範囲(keV)			被ばくジオメトリ		
	0-100	100-300	300-3000	AP	ISO	ROT
原子力発電所 (NPP)						
線量割合の平均	0	10	90	50	50	0
線量割合の範囲	0-1	5-20	80-100	10-80	20-90	0
平均・範囲の不確かさ	±5 (2 SD)			±10 (2 SD)		
混合活動施設 (Mixed activities facilities)						
線量割合の平均	0	20	80	50	50	0
設備(installation)間の変動	0	15-25	75-85	40-55	45-60	0
従業者間の変動	0	15-25	75-85	0-60	40-100	0
平均・範囲の不確かさ	±5 (2 SD)			±10 (2 SD)		

資料出所：Thierry (2007) Table 4 [2]

### 2.4.1 IARC 論文の想定した光子エネルギーおよびジオメトリ分布

IARC 論文[2]は、基本的に、世界中の原子力施設の専門家の判断を基にして、上記の被ばく光子エネルギーおよびジオメトリ別線量分布を決定しているが、いくつか先行研究がある。Thierry 著「サークレイ(Saclay)原子力研究センター (仏) における支配的被ばくエネルギーの評価方法」(2001)[33]もそのひとつである。

Thierry (2001)[33]は要旨で次のように述べていた。「多素子線量計 (注：仏の PS1、6 種類のフィルタ付) の各フィルタの下でのレスポンスを利用して、3つのエネルギー範囲 (<100, 100-300, >300 keV) の光子線量割合を評価する方法を述べたものである。この方法は、実験データおよびシミュレーションで検証され、線量計レスポンスにおいて最も重要な役割を果たす 100 keV 未満の光子線量割合の良好な推計値を提供することができた。

この方法が一つの施設(Saclay)の個人線量計指示値に適用され、専門家による推計結果が裏付けられた。この方法は、国際共同研究の枠を超えて、従事者の監視と防護に対して影響を及ぼすものである」。また、Saclay の分析結果は、英国放射線防護局(National Radiological Protection Board, NRPB)や米国 Hanford で実施された線量のエネルギー分布の推計値と整合的であったと述べていた。これらのデータと知見に基づき、1999年10月専門家会合で上記の割合 (MA、>300 keV : 100-300 keV = 80% : 20%) が決定された。

## 2.4.2 日本における光子エネルギーおよびジオメトリ分布に関する文献調査

日本についても IARC 論文[2]の仮定の妥当性を検証する必要があるため、日本の原子力発電施設等の光子エネルギー分布とジオメトリ分布について文献調査を行った。日本についても、論文をレビューし、場の情報についてもエビデンスに基づくことが望ましく、また、それによって日本の実情を考慮した臓器線量換算係数を推計できると考えた。

1980年代には日本でも、軽水炉のエネルギースペクトル分析などを盛んに行っていたとの関係者の証言を得た。背景には、レントゲンからシーベルトへの移行を検討していた時期なので、放射線防護の分野でも今後抜本的な改革が予想されたので、それを見越して1980年代に、今から見ても積極的に画期的な研究活動が行われたと考えられる。

文献検索を行う中で、公開情報である電力中央研究所報告「ICRP 勧告に基づく実効線量当量の現場測定手法に関する検討」(昭和60(1985)年4月)[34]にたどり着き、この手法を基に、電力会社が共同で1980年代にいくつかの施設で、実際にガンマ線エネルギー分布および入射方向分布について測定を行っていたことがわかったので、放射線影響協会から次の①および②の調査報告書の開示申請を行った。[35, 36]

また、3.4.2.2節で後述するように、①のエネルギー分布は波高分布図のみで、結果を直接比較できなかった。電力各社に定期検査中のエネルギー分布に関する調査資料の有無を照会したところ、東京電力ホールディングス(株)に③[37]があることがわかったので、開示申請を行った。

①「外部被ばく線量評価精度向上に関する調査研究」(昭和56-57(1981-82)年) (定期検査中作業エリアにおけるガンマ線のエネルギー分布と入射方向分布を調査)
②「放射線による被ばく線量評価手法の確立に関する研究」(昭和59-61(1984-86)年) (運転中におけるガンマ線のエネルギー分布を調査)
③「外部被ばく線量評価手法の適用に関する研究」(昭和58-59(1983-84)年) (東京電力福島第一原子力発電所における定期検査中のガンマ線のエネルギー分布を調査)

## 2.5 日本人成人男性ファントムの空気カーマ当たり臓器線量

### 2.5.1 RCP-AM 標準成人男性ファントム

光子外部被ばくのエネルギー、ジオメトリ別空気カーマ当たり臓器線量は ICRP Publ. 116 [10]で与えられている。このシミュレーションの基になったボクセルファントムは ICRP Publ. 110 [38]で定義されており、標準的なコーカソイドの成人男女である。このうち標準成人男性ファントムを RCP-AM (Reference Computational Phantom – Adult Male)という。平均的に日本人の体格はコーカソイドよりも小さく、空気カーマ当たりの臓器線量にも差があると考えられる。

### 2.5.2 JM-103 日本人成人男性ファントム

JAEA は、日本人の成人男女の体格を基にして、ICRP Publ. 110 と同様のボクセルファントム JM-103 (成人男性) と JF-103 (成人女性) を開発した[39, 40]。ファントムモデルの身長・体重は、RCP-AM が 176 cm、73 kg であるのに対して、JM-103 は 170 cm、64 kg と体格が小さい。J-EPISODE のリスク解析の対象は基本的に日本人成人男性であるから、空気カーマ当たり臓器線量の係数は、ICRP Publ. 110 基準の日本人成人男性ファントム JM-103 を用いたシミュレーション結果を用いることとする。

### 2.5.3 JM-103 / RCP-AM 臓器線量比

本報告書作成時点では、JM-103 の空気カーマ当たり臓器線量の数値は公開されていないので、ICRP Publ. 116 の標準成人男性 RCP-AM の空気カーマ当たり臓器線量を、JM-103 に変換するために、参考文献[39-43]を用いて、本検討会委員佐藤薫氏が JM-103 / RCP-AM 臓器線量比を推計した。

## 第3章 結果

### 3.1 換算係数推定方法のモデル

#### 3.1.1 変換方法のフレームワーク

- 本検討会で採用したフレームワークは IARC 論文[2]と基本的に同じであり、アウトプットも同じである。しかし、変換のプロセスにおいて、図 3.1.1 のように実情に合わせて修正を行った。
- 既に述べたように、IARC 論文では、様々な単位で表わされた個人線量計指示値を、研究での共通数量である  $H_p(10)$  に換算し、次いで、 $H_p(10)$  を臓器吸収線量に変換していた[2]。しかし、本検討会では、線量計のタイプ GB、EPD および LB について、線量計レスポンス試験では、空気カーマと個人線量計指示値の関係を求め、また、ファントムによるシミュレーションでも空気カーマと臓器吸収線量の関係を明らかにしているので、図 3.1.1 のように、個人線量計指示値から空気カーマを経由して臓器吸収線量に換算するのが簡明である。したがって、このフレームワークに従って線量計指示値から臓器線量への換算係数の構築を行った。

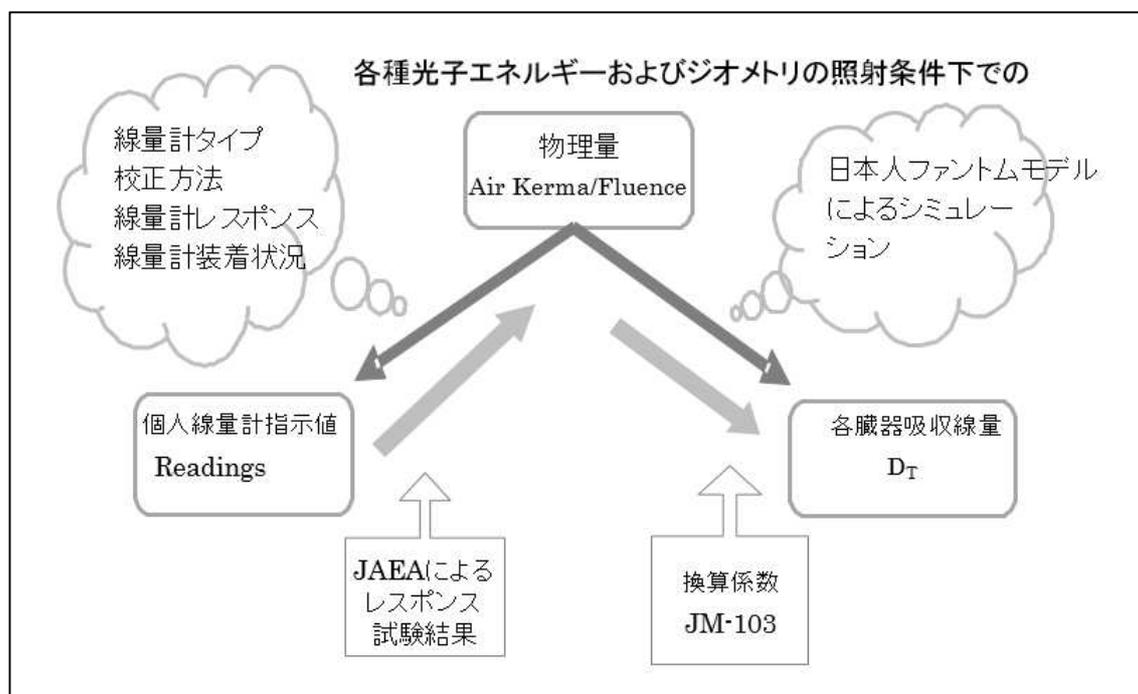


図 3.1.1 本検討会の用いた変換方法のフレームワーク

- IARC 論文の線量計レスポンスデータを利用する FB および TLD に関しては、 $H_p(10)$  当たりの個人線量計指示値を線量計レスポンス( $Sv/Sv$ )と定義していたので、上に合わせて、これを空気カーマ当たりの指示値に変換する必要がある。これについては、「3.3 個人線量計タイプ別空気カーマ当たり線量計レスポンス」で述べる。

### 3.1.2 変換のモデル式

- 個人線量計指示値  $D_R$  から臓器吸収線量  $T$  への換算係数について、次のモデルを設定した。

$$D_R = T \times B_1 \times B_2 \times B_3$$

ここで、

$D_R$ : 個人線量計の指示値(時代に応じて  $R$  または  $Sv$ )

$T$ : 真の線量 (臓器吸収線量) ( $Gy$ )

$B_i$ : Bias factors 確率変数

$B_1 = \text{Air kerma} / D_T$ : 空気カーマと臓器吸収線量  $D_T$  の換算係数 ( $Gy/Gy$ )  
(空気カーマ当たり臓器線量の逆数)

$B_2 = \text{Readings} / \text{air kerma}$ : 空気カーマ当たり線量計レスポンス ( $Sv/Gy$ )

$B_3$ : 線量単位の換算係数 (1988 年以前は  $D_R/Sv$ 、1989 年以降は  $Sv/Sv$ )

- 既に述べたように、バイアス  $B_1$ 、 $B_2$ 、 $B_3$  ならびにその積である全体のバイアス  $B$  は、計算の便宜上、対数正規分布に従うと仮定した。

バイアス  $B_i \sim LN(m_i, s_i^2)$

全体のバイアス  $B (= B_1 \times B_2 \times B_3) \sim LN(m, s^2)$

- 推計値の不確かさに関して、次のバイアスはそれぞれ不確かさをもつ。  
空気カーマ当たり臓器線量の逆数( $B_1$ )、  
空気カーマ当たり線量計レスポンス( $B_2$ )、  
線量単位間の換算係数( $B_3$ )

バイアスの不確かさ  $K_i$  は次により定義した。

$$K_i = \exp(1.96 \times s_i)$$

したがって、 $B_i$  の 95% 信頼区間は  $(B_i / K_i, B_i \times K_i)$  となる。

これらを統合し、全体の不確かさ  $K$  を評価するために、各々のバイアス等は対数正規分布に従うと仮定した。

$$K = \exp(1.96 \times s)$$

$$s^2 = \sum s_i^2$$

- 線量計指示値 ( $R$  または  $Sv$ ) と臓器吸収線量 ( $Gy$ ) との換算係数  $c$  ( $R/Gy$  または  $Sv/Gy$ ) を次で定義した。

$$\begin{aligned} c &= E(B) = \exp(m + s^2/2) & E: \text{mean of log-normal} \\ &= \exp(m) \times \exp(s^2/2) \end{aligned}$$

- 換算係数  $c$  は、時期 (1988 年以前 / 1989 年以降)、施設タイプ (NPP / MA)、線量計タイプ、臓器によって決まる定数である。
- これによって推計される臓器吸収線量は次のような性格をもつ。
- 各個人の記録線量を換算係数  $c$  で除した推計臓器線量  $D_R / c$  の平均値は、(真の) 臓器線量の平均値と一致する、すなわち不偏推定値である。つまり、各年、サイトおよび臓器について次が成立する。

$$E(D_R / c) = E(D_R) / c = E(T) \times E(B) / c = E(T)$$

- 個人ごとの記録線量を換算係数  $c$  で除した推計臓器線量は、各個人の臓器吸収線量と解釈してはいけない。
- 個人ごとの記録線量を換算係数  $c$  で除した推計臓器線量は、被ばくした光子エネルギーおよびジオメトリ分布が、サイトの従事者の平均と同じであると仮定し、また、体型も日本人平均と同じであると仮定した場合の臓器吸収線量の推計値であることに留意する必要がある。

### 3.1.3 バイアスおよび不確かさ

#### B<sub>1</sub>、K<sub>1</sub>

- B<sub>1</sub> の基礎データは、エネルギー、ジオメトリ別空気カーマ当たり臓器線量の逆数である。各臓器についての基礎データは「3.5 日本人成人男性ファントムの空気カーマ当たり臓器線量」の表 3.5.2 で示す。
- 換算係数の不確かさは、①解剖学的特性（身長、臓器質量、臓器配置・形状等）に起因するもの、②シミュレーションコードで用いるモデル等に起因するもの、③モンテカルロ計算の統計誤差等が考えられるが、これを定量的に与えることは難しい。
- 一方、ICRP Publ. 74 パラグラフ 167 「データの変動性の解析」によると、計算された臓器等価線量換算係数の統計的不確かさは、大きい臓器（例えば、肺、肝臓、胃）に対して変動係数 2.5%以下、身体中に広く分布する臓器・組織（皮膚、骨表面、骨髄）に対して 1%以下との記述がある[9]。
- そこで、換算係数≒1として、標準偏差の上限  $s=0.025$  と置き、 $\log K=1.96 \times s = 0.049$ 、 $K=1.050$  を仮定した。
- エネルギー、ジオメトリ別空気カーマ当たり臓器線量から、施設タイプ別空気カーマ当たり臓器線量を求める計算プロセスは「3.5 日本人成人男性ファントムの空気カーマ当たり臓器線量」で示す。

#### B<sub>2</sub>、K<sub>2</sub>

- 線量計レスポンスに関するバイアスおよび不確かさは、IARC 論文および試験結果から得られる空気カーマ当たり個人線量計指示値(Sv/Gy)である。
- 計算プロセスは B<sub>1</sub>、K<sub>1</sub>と同様である。各線量計タイプの B<sub>2</sub>、K<sub>2</sub>の値は、「3.2 サイト、時期別線量評価に用いた個人線量計タイプ」で示す。

#### B<sub>3</sub>、K<sub>3</sub>

1988年以前の線量計指示値(R)と H<sub>p</sub>(10) (Sv)との換算に関する因子と不確かさである。B<sub>3</sub>は、IARC 論文 Table 2における、<sup>137</sup>Cs 線源の場合の H<sub>p</sub>(10) / Exposure の値 1.06 (10<sup>-2</sup> Sv/R)を用いた[2]。

K<sub>3</sub>は、同じく論文記載の  $K=1.103$  ( $S = \log(K) / 1.96 = 0.05$ )を用いた[2]。

B<sub>3</sub>、K<sub>3</sub>の値は、年代に応じて、表 3.1.2 のとおり。

表 3.1.2 年代別線量計指示値と H<sub>p</sub>(10)との換算係数

	1988 年以前	1989 年以降
B <sub>3</sub>	1 / 1.06 (10 <sup>-2</sup> R/Sv)	1
K <sub>3</sub>	1.103 (S=0.05)	1.0 (S=0)

ところが、既に述べたように、実際の記録線量から臓器線量への換算に当たっては、1988 年以前の線量計指示値 (R) はそのまま線量当量(rem)に読み替えられ、国際単位系 SI への変更に伴い、100 rem=1 Sv と単位 Sv に変換されていることを考慮する必要がある。

また、1988 年以前は、個人線量計を自由空气中で校正していたので、これを人体に装着して用いた場合には、人体からの後方散乱等があるので、指示値は照射された線量に上乘せられている。IARC 論文では、「当研究のエネルギー範囲では、後方散乱放射線は体表面での被ばくの 10%程度に寄与する。したがって、後方散乱放射線が記録線量に含まれる場合は、バイアス因子 1.1 が考慮された」との記述がある[2]。

1988 年以前の Sv 単位で表示された記録線量に対して、B<sub>3</sub>は修正する必要がある。例えば、100 mR の線量計指示値に対して、後方散乱効果を除いた照射線量は 100 / 1.1 mR であり、これを H<sub>p</sub>(10)に換算すると、

$$100 / 1.1 \text{ (mR)} \times 1.06 / 100 \text{ (Sv/R)} = 0.96 \text{ (mSv)}$$

となる。一方、100 mR の線量計指示値は、そのまま線量当量で 100 mrem に読み替えられ、単位系の変更で、記録線量には 1 mSv と記されている。すなわち、1989 年以降の H<sub>p</sub>(10) (単位 Sv)に対する 1988 年以前の記録線量 (単位 Sv) のバイアス因子 B<sub>3</sub>としては、1 / 0.96 (Sv/Sv)となる。RADREC に登録されている Sv 単位で表示された記録線量に関して、年代別の換算係数は表 3.1.3 で表される。

表 3.1.3 年代別 Sv 単位の記録線量と H<sub>p</sub>(10)との換算係数

	1988 年以前	1989 年以降
B <sub>3</sub>	1 / 0.96 (Sv/Sv)	1
K <sub>3</sub>	1.103 (S=0.05)	1.0 (S=0)

### 3.2 サイト、時期別線量評価に用いた個人線量計タイプ

サイト、時期別にサイト事業所職員が使用した個人線量計（主測定器）のタイプを次の6区分にまとめた。

表 3.2.1 個人線量計タイプ区分

個人線量計タイプ	備考	線量計 No
FB1	旧式 FB	0
FB2	多素子 FB	1
TLD		2
GB		3
EPD		4
OSL		5

プラントメーカー等協力企業の従事者が使用する個人線量計のタイプは、必ずしも、サイト事業所職員の使用する個人線量計のタイプと一致するとは限らない。しかしながら、個々の従事者が使用した個人線量計に関する情報はないので、サイト事業所職員の使用した個人線量計の特性を適用することとした。

#### 3.2.1 個人線量計の利用の変遷

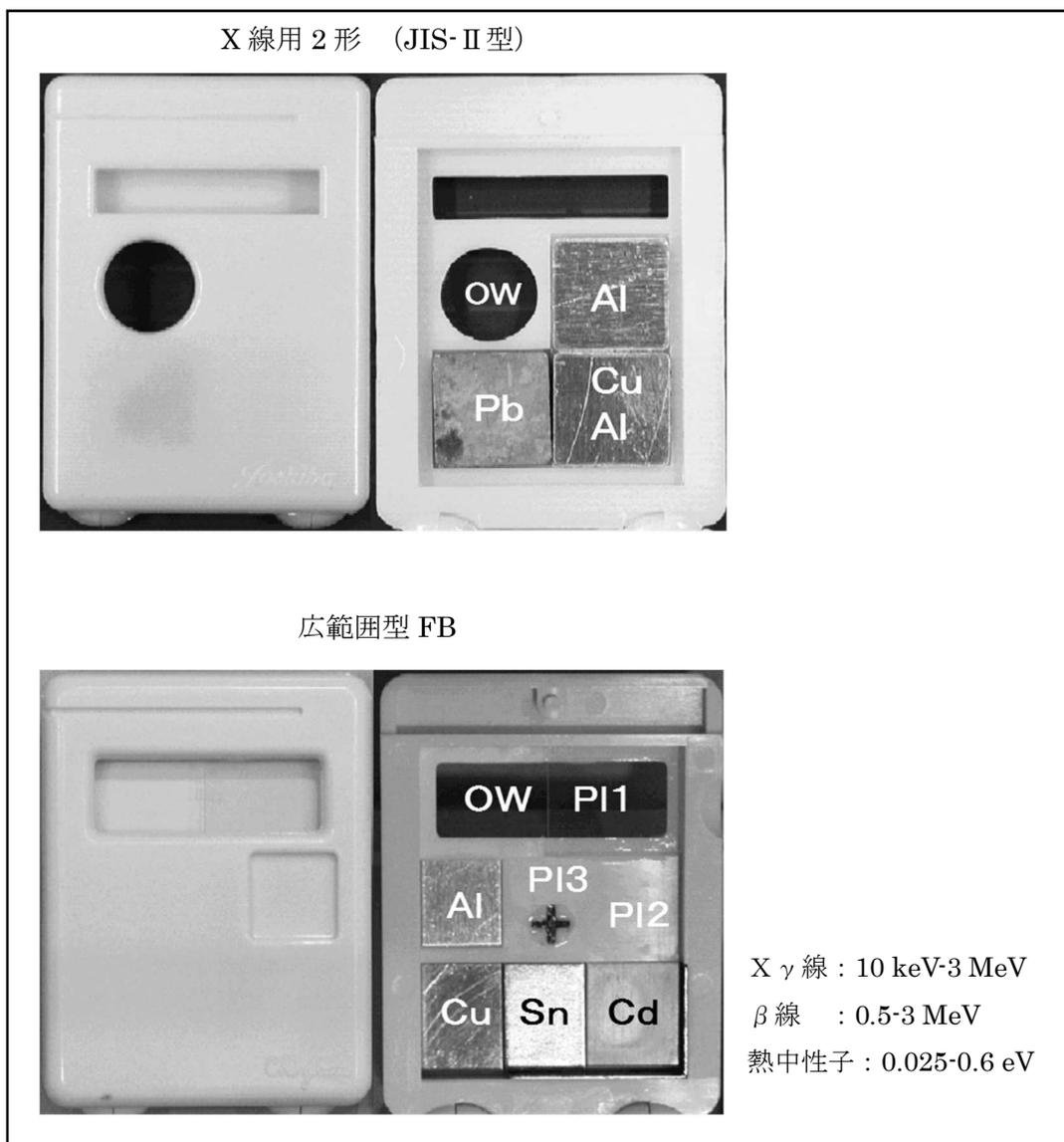
個人線量計は、作業場の放射線エネルギースペクトル、線量率レベル、作業期間等を考慮して選択される。長期間の個人線量計の測定記録とその登録には、積算型線量計が便利であり、当初は、主測定器として FB が用いられてきた。これに加えて、1974 年から TLD も用いられるようになった。

日本最初の研究用原子炉 JRR-1 は 1957 年に臨界となったが、この時の個人線量測定には JIS 規格の FB (JIS II 型  $\gamma$  線用 FB) が使用された。この FB は一部研究開発機関で、主測定器として 1977 年まで使用された。また、一部 NPP においても、1965-73 年の間使用された。

JIS は、フィルタを組み込んだフィルム挿入ケースの規格、線量測定と評価方法を規格化した FB の取扱方法およびフィルムの現像方法の規格化から構成されていた。JIS Z 4302 (1956)  $\gamma$ -II 型フィルムパッケージケースのフィルタは 3 種類であった。

その後 JIS 規格は更新され、各フィルタ下のフィルム感度の線形結合によりエネルギー特性を平坦化し、線量を評価する方法が開発され、1 個の FB で 20 keV から 3 MeV の広範囲にわたり測定が可能になった。広範囲型 FB は、一部研究開発期間では 1978-84 年の間、また一部 NPP では 1969-2001 年の間使用された。

TLD に関しては、日本でも 1972 年頃から高品質のもの（Panasonic UD-200S）が供給されるようになったので、一部の研究開発機関および NPP で使用されるようになった。さらに、1981、82 年頃からこれらの事業所では、改良された TLD が使用されるようになった[44]。1990 年代までの日本の個人線量計の変遷は図 3.2.3 のとおり。



資料出所：千代田テクノル提供

図 3.2.2 昔の FB の写真 (JIS-II 型および広範囲型 FB)

表 4 原子力研究開発機関における主測定器の種類と使用状況

種類	名称(型式)	使用年度(西暦下2桁)
F B	JIS II型 $\gamma$ 線用FB	57—77
	JAERI・I型FB	59—63
	JAERI・II型FB	60—74
	JAERI・III型FB	62—74
	JAERI・IV型FB	64—92
	(NTA or NTB フィルム)* (NTA フィルム) 広範囲型FB**	37—63 64—92 78—84
T	UD-200S	78—92
L	動燃型TLDバッジ(手動)	74—81
D	動燃型TLDバッジ(自動)	82—92

\* NTA フィルム(中性子用)は、 $\gamma$ 線用バッジフィルムと一緒にバッジケースに収納する。  
\*\* 測定サービス機関が提供するFBで、一部の原子炉で一時使用した。

表 5 原子力発電施設における主測定器の種類と使用状況

種類	名称(型式)	使用年度(西暦下2桁)
F B	JIS II型 $\gamma$ 線用FB	65—68 70—73
	中性子用FB*	70—86
	広範囲型FB	60—92
	高エネルギー広範囲型FB	73—92
	中性子高エネルギー広範囲型FB	76—92
JAERI・IV型FB*	70—92	
T	TLD : UD-200S	74—81
L	評価用TLB: UD-808	82—92
D	UD-809	
その他	中高速中性子用PD: ステファン(884) ニュービットバッジ***	76—92 87—92

\* NTA フィルムは、 $\gamma$ 線用バッジフィルムと一緒にバッジケースに収納する。  
\*\* UD-808, UD-809 を一つのケースに収納し、 $\gamma$ ・ $\beta$ 線および中性子線の線量を測定する。  
\*\*\*  $\gamma$ 線用バッジフィルムと一緒に広範囲用バッジケース(改良型)に収納する。

資料出所: (財)放射線影響協会放射線疫学調査センター第I期疫学調査線量評価グループ「放射線疫学調査(第1期)に係る個人線量の信頼性(1) -線量の定義、測定技術基準等の歴史の変遷および放射線作業環境-」RADIOISOTOPES, 46, 1997 [44]

(注) 表4のFBの〔NTA or NTB フィルム〕の使用年度は57-63の誤植と思われる。

図 3.2.3 研究開発機関およびNPPにおける個人線量計の変遷(1957-1992年)

日本では、1990年代まではFBが主に使用されていたが、2000年前後に主測定器の個人線量計に大きな変更があった。NPP10社のうち7社が段階的にGBに切り替え(2001年度)、3社がEPDを導入した(2000、2001年度)。

研究開発機関においても、一部TLDを使用し続けている事業所があるが、多くは2001

年度から GB を使用した。

核燃料加工等の施設では、2001 年度から 3 社が GB を導入し、また 1 社が OSL 線量計(商品名ルクセルバッジ)を導入した (注：ルクセルバッジの商品名は 2017 年 4 月ルミネスバッジに変更された)。

### 3.2.2 IARC 論文の個人線量計レスポンスデータとの対応

#### 3.2.2.1 日本で使用された FB

日本で使用された FB の種類を 2 つに区分する。1 つは、JIS II 型  $\gamma$  線用 FB で、これには IARC 論文[2]の「旧式 FB」(Old film dosimeters)に区分された FR-1、US-2、UK-2 および UK-5 の線量計レスポンスの平均を対応させることとした。

その他の FB には、IARC 論文の「多素子 FB」(Multi-element film dosimeters)に区分された UK-9、US-8 および FR-6 の線量計レスポンスの平均を対応させることとした(表 3.2.4)。

#### 3.2.2.2 日本で使用された TLD

TLD に関しては、TLD 素材やパッケージケースの点で厳密な比較が難しい。日本で使用されてきた TLD バッジは、 $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$  素子に  $1,000 \text{ mg/cm}^2$  相当の樹脂フィルタを被せた Panasonic 製のものであった。IARC 論文では、欧米で支配的な LiF ベースの TLD として UK-10 と FR-9 を選択し、一方、 $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$  と  $\text{CaSO}_4$  の組合せとして US-22 (Panasonic UD-802) を選択した。

US-22 は米国サバンナリバー核施設(Savannah River Site)で使用していた Panasonic 製 TLD で、厳密には日本の TLD と型番やフィルタが少し違うが、基本的な線量計の構造の類似性に着目して、日本の TLD に US-22 の線量計レスポンスデータを対応させることとした(表 3.2.4)。

表 3.2.4 日本で使用された FB および TLD と IARC 論文掲載の線量計レスポンスデータの対応

日本の個人線量計		対応する IARC 論文の線量計レスポンスデータ
FB	JIS II 型 $\gamma$ 線用 FB	FR-1、US-2、UK-2 および UK-5 の平均
	その他	UK-9、US-8 および FR-6 の平均
TLD		US-22

### 3.2.3 プラントメーカーその他協力企業の個人線量計タイプ

放射線影響協会が第 V 期調査に併せて実施した「個人線量計に係る情報収集調査」では、

原子力事業者以外にも、プラントメーカー3社について、2008 - 2012年度の個人線量計等の情報を収集した。これによると、2社はGBを使用し、1社はOSL線量計を使用していた[26]。その他協力企業の使用する個人線量計に関する情報は不明であった。

日本では放射線業務従事者の線量評価は使用者の責務であるが、その保管については、協力企業の従事者の線量データも含めて、サイトの原子力事業者からRADRECに定期報告される。

### 3.2.4 まとめ

本検討会で適用するサイト、時期別線量計タイプは表3.2.5のとおりとする。

表 3.2.5 サイト、時期別個人線量計タイプ

Site	Start	End	Type	Start	End	Type	Site	Start	End	Type	Start	End	Type
<b>NPP 原子力発電所</b>							<b>R&amp;D 研究開発</b>						
19	1988	2000	1	2001	2012	3	1	1956	1958	0	1959	1999	1
20	1983	2000	1	2001	2012	3		2000	2012	3			
21	2005	2012	3				9	1958	1973	0	1974	2012	2
22	1970	2000	1	2001	2012	4	10	1969	1970	0	1971	1982	1
23	1981	2000	1	2001	2012	4		1983	2007	2	2008	2012	3
24	1984	2000	1	2001	2012	4	11	1958	1977	0	1978	2012	2
26	1974	2001	2	2002	2012	4	12	1958	1977	0	1978	2012	2
27	1992	2000	1	2001	2012	3	13	1978	1984	1	1985	2008	2
28	1970	2000	1	2001	2012	3		2009	2012	4			
29	1974	2000	1	2001	2012	3	14	1990	2007	2	2008	2012	3
30	1974	2000	1	2001	2012	3	<b>Fuel 燃料加工</b>						
31	1972	2000	1	2001	2012	3	17	1991	2000	1	2001	2004	3
32	1976	2000	1	2001	2012	3		2005	2012	4			
33	1974	2000	1	2001	2012	3	18	1995	2000	1	2001	2012	3
34	1983	2000	1	2001	2012	3	39	1972	2000	1	2001	2012	3
35	1963	1967	0	1968	1999	1	40	1979	2000	1	2001	2012	3
	2000	2012	4				45	1971	2000	1	2000	2012	5
36	1976	1999	1	2000	2012	4	46	1971	2000	1	2001	2012	3
37	1969	1999	1	2000	2012	4	50	1973	2000	1	2001	2012	3

(注) 1) サイト番号は、疫学調査で用いている番号である。

2) 線量計タイプ : 0 =Old type FB、1 =FB(Multi-element)、2 =TLD、3 =GB、4 =EPD、5 =OSL

### 3.3 個人線量計タイプ別空気カーマ当たり線量計レスポンス

#### 3.3.1 GB、EPD および OSL 線量計について

GB、EPD および OSL 線量計（商品名 LB）の線量計レスポンスについて、JAEA への委託試験結果[27]および線量測定結果を整理した。

##### 3.3.1.1 個人線量計補正係数

$^{137}\text{Cs}$ 、662 keV、AP 照射で得られた表 3.3.1 の補正係数を、各種エネルギーおよびジオメトリでの線量計指示値に乗じて補正した。

なお、水ファントム表面の空気カーマ線量率は 10.5 mGy/h、照射時間は 720 sec で、基準照射線量は 2.10 mGy であった。空気カーマから  $H_p(10)$ への換算係数 1.21 Sv/Gy を用いた。基準  $H_p(10)$ 線量は 2.54 mSv であった。

線量計指示値と基準  $H_p(10)$ 線量の比として補正係数を計算した。

表 3.3.1 個人線量計指示値の補正係数

662 keV AP 水ファントム	EPD				GB 4 個平均	LB 4 個平均
	No.1	No.2	No.3	No.4		
線量計指示値 ①	2.49 mSv	2.45 mSv	2.47 mSv	2.45 mSv	2.52 mSv	2.47 mSv
基準 $H_p(10)$ ②	2.54 mSv					
補正係数 ②/①	1.02	1.04	1.03	1.04	1.01	1.03

この補正係数を、次の照射試験で得られたエネルギー、ジオメトリ別個人線量計指示値に乗じた。

##### 3.3.1.2 線量計レスポンス試験結果

- EPD の指示値増分の No.1, 2 と No.3, 4 を比べると、表 3.3.2 のように天頂角 30°および 150°のエネルギーの低い方の試験結果で、EPD 貼付位置・ファントム表面の傾きの違い等による評価値の乖離が見えた。したがって、試験結果としては、スライス 16 番位置に貼り付けた No.3 および No.4 の値を採用した。

実験で使用した EPD は下部にバッテリーがあるタイプで、下方からのビームに対してはレスポンスが小さくなるという特性も、乖離の要因として考えられる。

表 3.3.2 EPD 指示値増分について、No.1, 2 平均の No. 3, 4 平均に対する比

ジオメトリ	119 keV	207 keV	662 keV
AP	0.97	0.98	1.00
ROT(30°)	0.55	0.59	0.71
ROT(60°)	0.88	0.89	0.91
ROT(90°)	0.98	0.96	0.97
ROT(120°)	1.04	1.03	1.04
ROT(150°)	1.45	1.31	1.19

- GB で ROT(120°)の試験中に、接着テープが緩み、GB がファントム表面から約 1cm 浮き上がった。そこで、GB の予備 3 個を使用して、再度 ROT(120°)の試験を実施した。測定結果では、前者平均(0.92 mSv)と後者平均(0.91 mSv)は僅差であったので、前者の結果を採用した。
- バックグラウンド放射線を確認するためコントロールとして用いた個人線量計の評価値は、GB の場合 X 値 (検出限界未満)、LB の場合 0 mSv であった。したがって、バックグラウンド放射線の影響はなかった。
- 線量計タイプ、エネルギー、ジオメトリ別線量計レスポンス(Sv/Gy)は以下のとおり。

表 3.3.3 GB、EPD および LB に関するエネルギー、ジオメトリ別線量計レスポンス

線量計 タイプ		線量計レスポンス(B) (Sv/Gy)			不確かさ(K)		
		119 keV	207 keV	662 keV	119 keV	207 keV	662 keV
EPD	ジオメトリ						
	AP	1.38	1.35	1.20	1.010	1.008	1.000
	ROT(30°)	0.84	0.99	0.87	1.021	1.008	1.031
	ROT(60°)	0.83	0.97	0.86	1.021	1.027	1.008
	ROT(90°)	0.83	0.97	0.87	1.011	1.015	1.014
	ROT(120°)	0.78	0.92	0.83	1.018	1.029	1.015
	ROT(150°)	0.51	0.69	0.64	1.039	1.041	1.022
	ISO	0.77	0.92	0.82	1.009	1.011	1.008
GB	ジオメトリ						
	AP	1.47	1.30	1.21	1.046	1.035	1.021
	ROT(30°)	0.65	0.84	0.87	1.056	1.059	1.072
	ROT(60°)	0.80	0.89	0.87	1.014	1.037	1.036

	ROT(90°)	0.83	0.92	0.88	1.040	1.017	1.015
	ROT(120°)	0.82	0.90	0.89	1.059	1.021	1.009
	ROT(150°)	0.80	0.79	0.79	1.058	1.023	1.020
	ISO	0.79	0.88	0.86	1.020	1.014	1.014
LB	ジオメトリ	119 keV	207 keV	662 keV	119 keV	207 keV	662 keV
	AP	1.98	1.55	1.19	1.049	1.062	1.079
	ROT(30°)	1.15	1.01	0.90	1.055	1.065	1.097
	ROT(60°)	1.14	1.03	0.88	1.127	1.064	1.066
	ROT(90°)	1.17	1.08	0.96	1.046	1.017	1.060
	ROT(120°)	1.16	1.07	0.87	1.042	1.083	1.034
	ROT(150°)	1.09	0.90	0.80	1.128	1.021	1.094
	ISO	1.14	1.03	0.89	1.037	1.025	1.029

(注1) エネルギーおよびジオメトリ区分における線量計レスポンスの不確かさ  $K$  は、各レスポンス推計値の対数の標準偏差を  $SD$  としたとき、次により求めた。

$$K = \exp(1.96 \times SD)$$

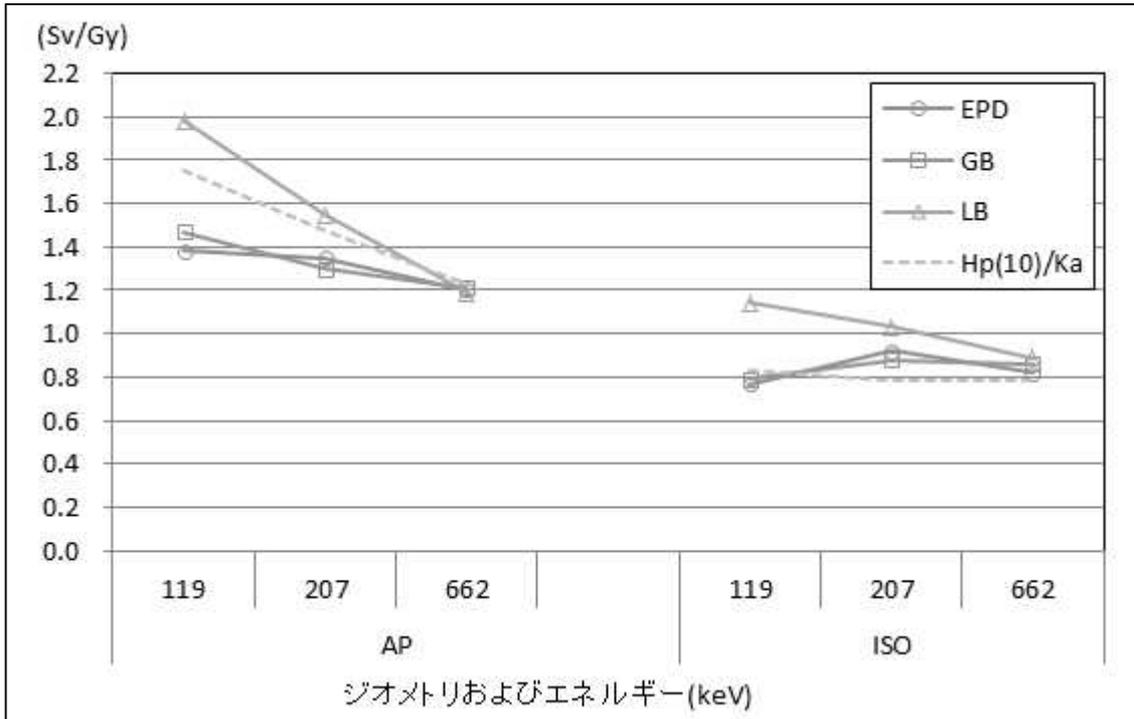
(注2) ジオメトリ ISO の線量計レスポンスの定義は 2.3.2.5 節を参照。

(注3) ジオメトリ ISO の線量計レスポンスの不確かさ  $K_{ISO}$  は、各  $ROT(\theta)$  の線量計レスポンスの不確かさ  $K_{ROT(\theta)}$  と対応するウェイトを用いて次により定義した。

$$K_{ISO} = \exp(1.96 \times \sqrt{0.146^2 \times K_{ROT(30^\circ)}^2 + 0.224^2 \times K_{ROT(60^\circ)}^2 + 0.259^2 \times K_{ROT(90^\circ)}^2 + 0.224^2 \times K_{ROT(120^\circ)}^2 + 0.146^2 \times K_{ROT(150^\circ)}^2})$$

例えば、LB の 119 keV に関して、 $K_{ISO}$  を求めるプログラムを R のスクリプトで表すと次のとおり。

```
> K # LB 119 keV の線量計レスポンスの不確かさ
ROT30 ROT60 ROT90 ROT120 ROT150
1.055 1.127 1.046 1.042 1.128
> w # ウェイト
ROT30 ROT60 ROT90 ROT120 ROT150
0.146 0.224 0.259 0.224 0.146
# ISO の K
> round(exp(1.96*sqrt(sum(w^2*(log(K)/1.96)^2))), 3)
[1] 1.037
```



(注) 空気カーマ当たり  $H_p(10)$  は表 2.3.10 より

図 3.3.4 線量計タイプ、エネルギー、ジオメトリ別線量計レスポンス

- 結果：線量計タイプ (EPD、GL、LB)、エネルギー、ジオメトリ別の線量計レスポンスに関する上記図表から次のことがわかった。
  - AP 照射の場合、662 keV ではいずれの線量計タイプでもレスポンスは約 1.2 Sv/Gy であった。低いエネルギーになると、レスポンス値が大きくなり、線量計タイプ間の差も広がるが、空気カーマ当たり  $H_p(10)$  に対する相対レスポンスは、119 keV で EPD は 0.79、GB は 0.84、LB は 1.13 でいずれも相対レスポンスの許容範囲内であった。
  - ISO のレスポンス値は 662 keV で 0.8-0.9 Sv/Gy 程度であった。エネルギーによるレスポンスの差は AP ほど大きくはなかった。
  - ISO のレスポンス値は、いずれの線量計タイプおよびエネルギーでも AP より小さかった。特にエネルギーが小さいほど、AP との差が大きかった。
  - 662 keV において、LB の ROT(90°) のレスポンスが、斜めからの入射ジオメトリ ROT( $\theta$ ) に比べて大きい。GB や EPD ではそのような傾向はみられない。
  - ROT( $\theta$ ) 照射の場合、いずれの線量計、エネルギーでも、おおむね  $\theta=30^\circ$  -  $120^\circ$  の間は大きなレスポンスの違いはみられないが (GB の 119 keV を除く)、下方からの照射である  $\theta=150^\circ$  では身体の遮蔽効果 (腹および腰) のためにレスポンスが小さくなる。

- 放射線業務従事者が被ばくする平均エネルギー分布およびジオメトリ分布の環境での線量計レスポンスは表 3.3.5 のようになる。ここで、IARC 論文に倣い、低エネルギー 100-300 keV 範囲のレスポンスは、119 keV および 207 keV を代表点と見做し、それぞれの結果の加重平均（各々の割合 25%:75%）を 100-300 keV 範囲の線量計レスポンスとした。また、300-3000 keV 範囲の線量計レスポンスは、662 keV を代表点と見做した。

表 3.3.5 線量計タイプ、施設タイプ別線量計レスポンス

線量計タイプ	レスポンス (B) (Sv/Gy)		不確かさ (K)	
	NPP	MA	NPP	MA
EPD	1.00	1.01	1.004	1.003
GB	1.02	1.02	1.011	1.011
LB	1.06	1.08	1.037	1.033

(注) 施設タイプ別線量計レスポンス B および不確かさ K は、AP および ISO のエネルギー別 B および K の値と、対応するウェイトを用いて推計した。例えば、LB に関して、プログラム R のスクリプトで表すと次のとおり。

```
# Dosimeter response (Sv/Gy) for LB
> B<-matrix(c(1.98, 1.55, 1.19, 1.14, 1.03, 0.89),nrow=3)
> colnames(B)<-c("AP", "ISO")
> rownames(B)<-c("118keV", "208keV", "662keV")
> B
      AP  ISO
118keV 0.792 0.931
208keV 0.933 1.033
662keV 0.909 0.911

# Uncertainty for LB
> K<-matrix(c(1.049, 1.062, 1.079, 1.037, 1.025, 1.029),nrow=3)
> colnames(K)<-c("AP", "ISO")
> rownames(K)<-c("118keV", "208keV", "662keV")
> K
      AP  ISO
118keV 1.049 1.037
208keV 1.062 1.025
662keV 1.079 1.029

# NPP の場合の B および K
> fg<-c(0.5, 0.5)# ジオメトリ分布(NPP)
> fe<-c(0.025, 0.075, 0.9)# エネルギー分布(NPP)
> F<-fe%*t(fg)# エネルギー・ジオメトリ分布
> colnames(F)<-c("AP", "ISO")
> rownames(F)<-c("118keV", "208keV", "662keV")
```

```

> F
      AP      ISO
118keV 0.0125 0.0125
208keV 0.0375 0.0375
662keV 0.4500 0.4500

# NPP のエネルギー・ジオメトリ分布の下での B (Sv/Gy)
> (B.npp<-round(exp(sum(F*log(B))),2))
[1] 1.06
# NPP のエネルギー・ジオメトリ分布の下での K
> (K.npp <-round(exp(1.96*sqrt(sum( fe^2 ** (log(K)/1.96)^2 ** fg^2 ))),3))
[1] 1.037

# MA の場合の B および K
> fg<-c(0.5, 0.5) # ジオメトリ分布 (MA)
> fe<-c(0.05, 0.15, 0.8) # エネルギー分布 (MA)
> F<-fe**t (fg) # エネルギー・ジオメトリ分布
# MA のエネルギー・ジオメトリ分布の下での B (Sv/Gy)
> (B.ma<-round(exp(sum(F*log(B))),2))
[1] 1.08
# MA のエネルギー・ジオメトリ分布の下での K
> (K.ma <-round(exp(1.96*sqrt(sum( fe^2 ** (log(K)/1.96)^2 ** fg^2 ))),3))
[1] 1.033

```

### 3.3.1.3 線量計の測定誤差

EPD、GB、LB ともに、測定最小単位は 0.01 mSv であり、丸めの誤差は 0.005 mSv である。指示値の平均値からの乖離率について標準偏差を求めると、EPD は 1.1%、GB は 2.0%、LB は 3.5%であった。

この誤差には、線量計の測定誤差のほか、線量計貼付位置によるファントム表面の傾きの違い、ファントム回転軸と線量計間の距離の違いなど、試験方法に伴う誤差も含まれると考えられる。

なお、今回の試験では RANDO ファントムに両腕を装着した状態で、線量計レスポンス試験を実施した。腕を装着した効果を検証するために、EPD に関して、同一の照射条件 (662 keV、ROT(90°)) の下で、両腕の有無の結果を比較した結果、両腕有りの場合の線量計レスポンスは 0.83 (Sv/Gy)、両腕無しの場合は 0.84 であった。僅かではあるが、両腕を装着したことによる遮蔽効果が認められた。

### 3.3.2 FB および TLD の線量計レスポンスについて

表 2.3.8 に掲載した Thierry(2002)[18]の Table 3 を、3.3.1 節の線量計レスポンス試験に合わせて、空気カーマ当たりに変換したものを表 3.3.6 に示す。

表 3.3.6 IARC 論文の線量計レスポンスデータ (空気カーマ当たりに変換)

Geometry	Phantom	オリジナルのレスポンスデータ			Table 1 を乗じて空気カーマ当たりに変換			AP Slab の結果により補正		
		118 keV	208	662	118 keV	208	662	118 keV	208	662
		Mean (Sv/Gy)			Mean (Sv/Gy)			Mean (Sv/Gy)		
Old film dosimeters										
FR-1	(0.4 mm Sn)									
AP	Slab	3.595	0.927	0.725	6.219	1.372	0.877			
AP	Anthrop.	3.43	0.815	0.678	5.934	1.206	0.820	8.185	1.664	1.132
ROT	Anthrop.	2.655	1.068	0.862	2.496	0.918	0.707	3.442	1.267	0.975
ISO	Anthrop.	2.255	0.939	0.735	2.142	0.826	0.632	2.955	1.140	0.872
US-2	(1 mm Ag)									
AP	Slab	2.971	1.27	1.014	5.140	1.880	1.227			
AP	Anthrop.	3.038	1.185	1	5.256	1.754	1.210	5.183	1.730	1.193
ROT	Anthrop.	2.173	1.382	1.206	2.043	1.189	0.989	2.014	1.172	0.975
ISO	Anthrop.	1.549	1.114	1.036	1.472	0.980	0.891	1.451	0.967	0.879
UK-2	(1 mm Pb)									
AP	Slab	0.567	0.901	1.144	0.981	1.333	1.384			
AP	Anthrop.	0.492	0.864	1.122	0.851	1.279	1.358	0.744	1.118	1.187
ROT	Anthrop.	0.58	0.702	1.384	0.545	0.604	1.135	0.477	0.528	0.992
ISO	Anthrop.	0.456	0.523	1.259	0.433	0.460	1.083	0.379	0.402	0.946
UK-5	(Tinplate)									
AP	Slab	2.56	1.294	0.874	4.429	1.915	1.058			
AP	Anthrop.	2.397	1.238	0.87	4.147	1.832	1.053	4.745	2.096	1.204
Rot	Anthrop.	2.086	1.223	1.05	1.961	1.052	0.861	2.244	1.203	0.985
ISO	Anthrop.	1.735	1.116	1	1.648	0.982	0.860	1.886	1.124	0.984
Multi-element film dosimeters										
UK-9	(AERE)									
AP	Slab	1.196	0.936	0.876	2.069	1.385	1.060			
AP	Anthrop.	1.015	0.884	0.837	1.756	1.308	1.013	2.005	1.494	1.156
ROT	Anthrop.	1.339	0.91	1.063	1.259	0.783	0.872	1.437	0.893	0.995
ISO	Anthrop.	1.227	0.779	0.993	1.166	0.686	0.854	1.331	0.783	0.975
US-8	(Fe-Ta)									
AP	Slab	0.991	0.974	0.823	1.714	1.442	0.996			
AP	Anthrop.	0.79	0.897	0.79	1.367	1.328	0.956	1.661	1.613	1.161
ROT	Anthrop.	1.237	1.177	1.136	1.163	1.012	0.932	1.413	1.230	1.132
ISO	Anthrop.	0.969	1.173	0.969	0.921	1.032	0.833	1.119	1.254	1.013
FR-6	(PS1)									
AP	Slab	0.937	0.67	0.819	1.621	0.992	0.991			
AP	Anthrop.	0.641	0.631	0.815	1.109	0.934	0.986	1.354	1.140	1.204
ROT	Anthrop.	0.843	0.593	0.933	0.792	0.510	0.765	0.968	0.623	0.934
ISO	Anthrop.	0.836	0.56	0.815	0.794	0.493	0.701	0.970	0.602	0.856
Thermoluminescence dosimeters										
UK-10	(TLD)									
AP	Slab	0.997	1.006	0.995	1.725	1.489	1.204			

AP	Anthrop.	0.944	0.973	0.979	1.633	1.440	1.185	1.641	1.447	1.191
ROT	Anthrop.	1.151	1.148	1.181	1.082	0.987	0.968	1.087	0.992	0.973
ISO	Anthrop.	1.072	1.071	1.091	1.018	0.942	0.938	1.024	0.947	0.943
FR-9	(TLD-PGP-1)									
AP	Slab	0.909	0.869	0.828	1.573	1.286	1.002			
AP	Anthrop.	0.851	0.868	0.776	1.472	1.285	0.939	1.778	1.551	1.134
ROT	Anthrop.	1.025	0.956	1.007	0.964	0.822	0.826	1.164	0.993	0.997
ISO	Anthrop.	0.845	0.828	0.823	0.803	0.729	0.708	0.970	0.880	0.855
US-22	(TLD)									
AP	Slab	0.863	0.936	0.925	1.493	1.385	1.119			
AP	Anthrop.	0.792	0.933	0.909	1.370	1.381	1.100	1.481	1.493	1.189
ROT	Anthrop.	1.082	1.177	1.018	1.017	1.012	0.835	1.100	1.094	0.902
ISO	Anthrop.	0.931	1.033	0.911	0.884	0.909	0.783	0.956	0.983	0.847

(注)左段は、Thierry(2002) [18] Table 3 の線量計レスポンス(Readings / H<sub>p</sub>(10))。小数点以下の桁数は原論文のままである。

中段は、同 Table 1 を乗じて、空気カーマに換算(Readings / air kerma)。

右段は、AP slab 662 keV が 1.21 Sv/Gy となるように補正。

これを基に、放射線業務従事者が被ばくする平均エネルギー分布およびジオメトリ分布の環境での線量計レスポンスは表 3.3.7 のようになった。

表 3.3.7 IARC 論文の 10 の線量計タイプに関して、NPP および MA の環境における線量計レスポンス (Sv/Gy)

線量計タイプ			B <sub>2</sub>		K <sub>2</sub>	
			NPP	MA	NPP	MA
Old film dosimeters	1	FR-1	1.06	1.13	1.021	1.044
	2	US-2	1.07	1.11	1.030	1.053
	3	UK-2	1.01	0.96	1.064	1.085
	4	UK-5	1.15	1.21	1.022	1.069
	平均		1.07	1.10	1.034	1.063
Multi-element film dosimeters	5	UK-9	1.07	1.09	1.029	1.051
	6	US-8	1.11	1.14	1.025	1.059
	7	FR-6	1.00	0.99	1.023	1.043
	平均		1.06	1.07	1.026	1.051
Thermoluminescence dosimeters	8	UK-10	1.07	1.09	1.089	1.129
	9	FR-9	1.00	1.02	1.111	1.158
	10	US-22	1.02	1.04	1.034	1.048
	平均		1.03	1.05	1.078	1.112

(注) 表 2.3.8 および表 3.3.6 から表 3.3.7 の  $B_2$  および  $K_2$  の値を求めるプロセスは、R のスクリプトで以下のように表せる。

```
# 空気カーマ当たり線量計レスポンス (Sv/Gy) のデータフレーム (表 3.3.6 の右段)
> B
      ap118 ap208 ap662 iso118 iso208 iso662
FR-1  8.185 1.664 1.132  2.955  1.140  0.872
US-2  5.183 1.730 1.193  1.451  0.967  0.879
UK-2  0.744 1.118 1.187  0.379  0.402  0.946
UK-5  4.745 2.096 1.204  1.886  1.124  0.984
UK-9  2.005 1.494 1.156  1.331  0.783  0.975
US-8  1.661 1.613 1.161  1.119  1.254  1.013
FR-6  1.354 1.140 1.204  0.970  0.602  0.856
UK-10 1.641 1.447 1.191  1.024  0.947  0.943
FR-9  1.778 1.551 1.134  0.970  0.880  0.855
US-22 1.481 1.493 1.189  0.956  0.983  0.847
> wNPP<-c(.0125, .0375, .45, .0125, .0375, .45)
> wMA<-c(.025, .075, .4, .025, .075, .4)
> NPP<-round(apply(B, 1, function(x) exp(sum(log(x)*wNPP))), 2)
> MA<-round(apply(B, 1, function(x) exp(sum(log(x)*wMA))), 2)
> cbind(NPP, MA)
# NPP および MA におけるバイアス  $B_2$ 
      NPP  MA
FR-1  1.06 1.13
US-2  1.07 1.11
UK-2  1.01 0.96
UK-5  1.15 1.21
UK-9  1.07 1.09
US-8  1.11 1.14
FR-6  1.00 0.99
UK-10 1.07 1.09
FR-9  1.00 1.02
US-22 1.02 1.04

# 空気カーマ当たり線量計レスポンスの不確かさのデータフレーム (表 2.3.8)
> K
      ap118 ap208 ap662 iso118 iso208 iso662
FR-1  1.077 1.106 1.031  1.122  1.067  1.034
US-2  1.284 1.045 1.036  1.143  1.036  1.056
UK-2  1.079 1.088 1.134  1.029  1.013  1.056
UK-5  1.868 1.137 1.019  1.525  1.120  1.038
UK-9  1.113 1.077 1.038  1.136  1.045  1.052
US-8  1.158 1.111 1.028  1.059  1.227  1.045
FR-6  1.163 1.066 1.023  1.127  1.041  1.046
UK-10 1.065 1.111 1.150  1.039  1.054  1.137
FR-9  1.128 1.278 1.249  1.092  1.092  1.072
US-22 1.049 1.039 1.072  1.005  1.052  1.029
> K.npp<-round(apply(K, 1, function(x)
+ exp(1.96*sqrt(sum((log(x)/1.96)^2*wNPP^2))), 3)
> K.ma<-round(apply(K, 1, function(x)
+ exp(sum(log(x)*wMA))), 3)
> cbind(K.npp, K.ma)
# NPP および MA における不確かさ  $K_2$ 
```

	K. npp	K. ma
FR-1	1.021	1.044
US-2	1.030	1.053
UK-2	1.064	1.085
UK-5	1.022	1.069
UK-9	1.029	1.051
US-8	1.025	1.059
FR-6	1.023	1.043
UK-10	1.089	1.129
FR-9	1.111	1.158
US-22	1.034	1.048

### 3.3.3 まとめ

線量計タイプ、施設タイプ別空気カーマ当たり線量計レスポンス(Sv/Gy)および不確かさは表 3.3.8 のとおり。

表 3.3.8 線量計タイプ、施設タイプ別線量計レスポンス (Sv/Gy)

線量計タイプ	線量計レスポンス (B <sub>2</sub> )		不確かさ (K <sub>2</sub> )	
	NPP	MA	NPP	MA
FB1	1.07	1.10	1.057	1.063
FB2	1.06	1.07	1.044	1.051
TLD	1.02	1.04	1.049	1.048
GB	1.02	1.02	1.004	1.003
EPD	1.00	1.01	1.011	1.011
OSL	1.06	1.08	1.037	1.033

(注 1) FB1 は JIS II 型  $\gamma$  線用 FB、FB2 はそれ以外の FB。

(注 2) OSL の値は LB の値。

なお、サイト事業者の主測定器と、協力企業従事者の個人線量計タイプが必ずしも同一ではないという制約がある。例えば、一部プラントメーカー系列では、従事者が LB を着用しているが、この情報は活かされない。つまり、原子力事業者の社員が装着している EPD あるいは GB の線量計レスポンスを適用することによって、バイアスが生じる可能性がある。しかし、線量計タイプ間のレスポンスの差は大きくても 10%以内であり、大きな問題ではない。

### 3.4 場の情報

#### 3.4.1 光子エネルギーおよびジオメトリ分布に関する IARC 論文の仮定が日本にも適用可能なことの検証

1980 年代の日本の NPP におけるガンマ線のエネルギー分布およびジオメトリ分布について、電力 10 社が共同で実施した次の 2 つの電力共通研究調査報告書（電共研報告書という。）が開示された。[35, 36]

また、東京電力ホールディングス（株）から定期検査中のガンマ線エネルギー分布に関する調査報告書③が開示された。[37]

①「外部被ばく線量評価精度向上に関する調査研究」（昭和 56-57(1981-82)年） （定期検査中作業エリアにおけるガンマ線のエネルギー分布と入射方向分布を調査）
②「放射線による被ばく線量評価手法の確立に関する研究」（昭和 59-61(1984-86)年） （運転中におけるガンマ線のエネルギー分布を調査）
③「外部被ばく線量評価手法の適用に関する研究」（昭和 58-59(1983-84)年） （東京電力福島第一原子力発電所における定期検査中のガンマ線エネルギー分布を調査）

この調査結果から、以下の通り、日本の NPP にも IARC の想定したエネルギーおよびジオメトリ分布の仮定が適用可能であることが示された。

#### 3.4.2 定期検査中における電共研報告書の概要

文献① [35]は、昭和 56-57(1981-82)年に NPP の被ばく管理上重要な定期検査中作業エリアにおけるガンマ線のエネルギー分布と入射方向分布について調査を行った。その目的について報告書は、「原子力発電所における各種作業員の外部被ばく管理では、作業員が胸部に装着している個人モニタ（フィルムバッジおよび熱蛍光線量計）の線量値代表性について、実際の作業環境下での放射線場の的確な把握と体内諸器官の線量当量分布の実測とに基づいた評価が必要である」として、「56(1981)年度には関連情報の基礎的調査と PWR プラントでの予備試験を行うと共に、57(1982)年度には PWR と BWR の代表的プラントにおいて主要な定検中作業エリアを対象として、人体等価模型（ファントム）等を用いた外部被ばく線量評価に関する現地試験を実施した」と述べている。

実際の調査対象作業エリアは、PWR では 13 地点、BWR では 22 地点であった。PWR では、原子炉補助建屋内 6 カ所、格納容器内 2 カ所およびループ室内 5 カ所を選定した。

また、BWR では、タービン建屋内 2 カ所、廃棄物処理建屋内 2 カ所、原子炉建屋内 9 カ所および格納容器内 9 カ所を調査対象とした。調査エリアの代表性について報告書は、「主要な定検作業がほとんどすべて今回選定した調査エリア内で行われるか、または類似の作業環境にあることから、十分な代表性を持っているものと評価できる」と述べている。

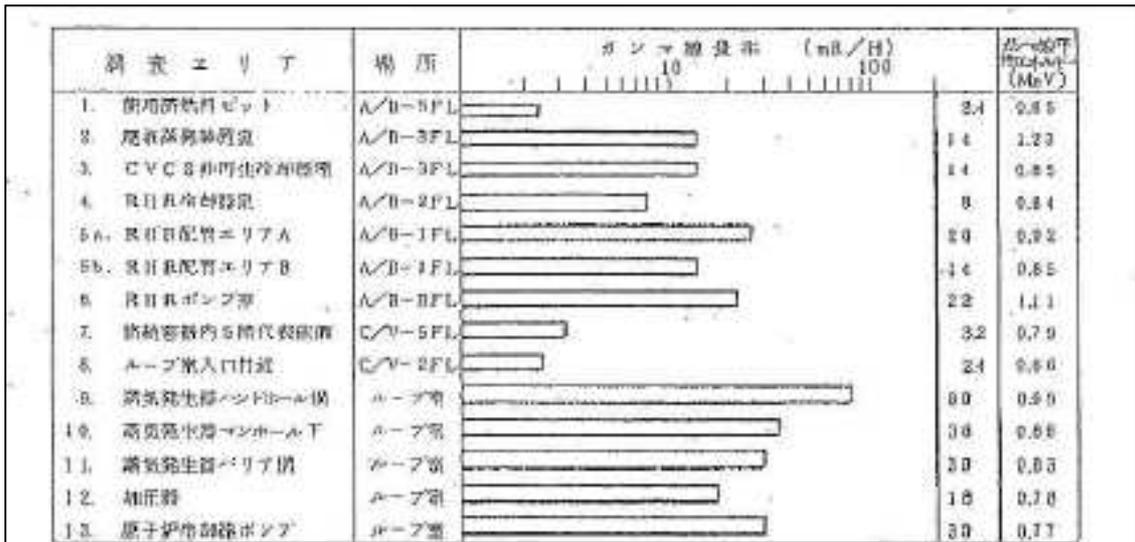
各作業エリアにおける主要線源はガンマ線であり、図 3.4.1 のように、「空間線量率は最低 0.02mR/H (0.2  $\mu$  Sv/h)と最高 90mR/H (0.9mSv/h)の間にあり、ほとんどの作業エリアで数~40mR/H (~0.4 mSv/h)であった。」

また、定期検査中の主な核種は  $^{60}\text{Co}$  (ガンマ線エネルギーは 1.17 MeV および 1.33 MeV) であるが、同図から、「ガンマ線平均エネルギーは散乱成分等の影響を受けて 800-1,000 keV の範囲となる作業エリアが多い」と述べている。

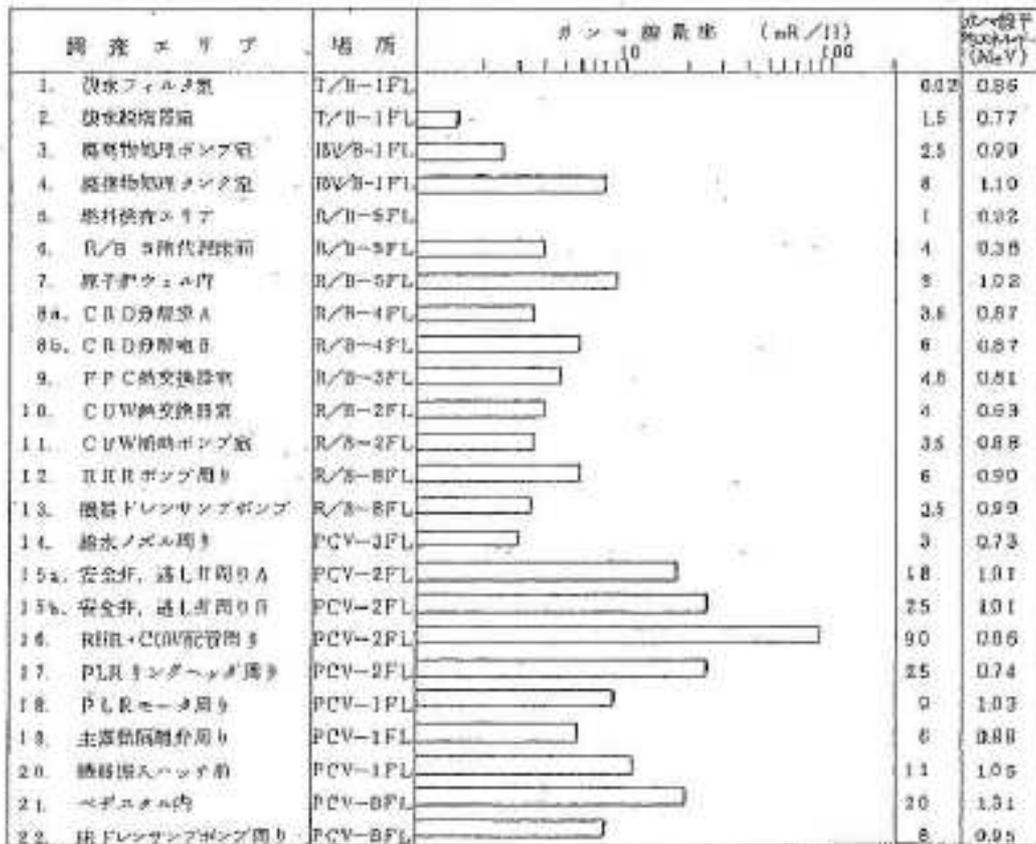
#### 調査方法：

「各作業エリアにおける測定点での放射線場で主要線源であるガンマ線について、そのエネルギー分布と方向分布を調べることは、実環境下での個人モニタ諸特性や人体ファントム照射試験による体内線量当量分布などの評価にとって基本となる情報のため重要な調査項目である。このため、スリット付鉛容器と NaI 検出器を用いて特定方向からのガンマ線波高分布の測定を行った」と述べている。鉛容器のスリットは、その北半球部に 9 個設けられていた。各スリットのスリット蓋の開閉によりスペクトル差の測定を行った。

次いで、ガンマ線波高分布の測定データを基にして、レスポンス行列法を用いてガンマ線のエネルギー分布を計算することにより、ガンマ線の線量率と平均エネルギーを求めた(図 3.4.1)。



(a) PWR



(b) BWR

図A 原子カプラント内各調査エリアにおける放射線分布状況

資料出所：[35]

図 3.4.1 NPP 定期検査中の調査エリア別平均エネルギー

(注)

NPPの定期検査中のガンマ線の主要線源は $^{60}\text{Co}$ （ガンマ線エネルギー1.17 MeVおよび1.33 MeV）であるが、壁面や設備機器等からの散乱で、低エネルギーガンマ線も存在する。これが本来NaI検出器で測定すべきガンマ線エネルギー分布である。ところが、スリット付鉛容器とNaI検出器の構造から、測定器内での散乱があることに留意が必要である。

NaI検出器の測定原理は、電離作用によって生じた荷電粒子の運動エネルギーを検出可能な光に変えることである。つまり、ガンマ線による電離電子がNaI結晶（シンチレータ）の結合に使われる電子を高エネルギー状態（励起状態）にし、励起状態が基底状態に戻る時に、分子がシンチレーションと呼ばれる蛍光を発する。この光を光電子倍增管（フォトマル）で検出し、電流パルス信号に置き換えて、放射線測定器として用いる。

ガンマ線は、そのエネルギーによって、NaI結晶を通過する率が異なり、検出器の感度（検出効率）が異なるという特性がある。また、ガンマ線の主な電離作用（相互作用）には、ガンマ線のほぼすべてのエネルギーを電子に与える光電効果と、連続的に低い運動エネルギーの反跳電子が生じるコンプトン散乱効果がある。光電効果はガンマ線の全エネルギーを軌道電子に与えるため、光電効果で発生した蛍光量はガンマ線エネルギーに比例する、つまり、光の量を測定すれば、光子エネルギーを知ることができる。ところが、コンプトン散乱効果の存在のために、NaI結晶内での発光エネルギー区別パルスをカウントしたガンマ線波高分布では、低いエネルギー部分が実際以上に多く測定されるというバイアスが生じる。

このためNaI結晶の形状、光電管の特性等に応じてガンマ線応答関数を整備する必要がある。例えば、森内「各種形状寸法のNaI(Tl)シンチレーション検出器の $\gamma$ 線応答関数の整備と試験」[45]のFig.2では、各種エネルギーガンマ線の合成パルス波高スペクトルを例示している。

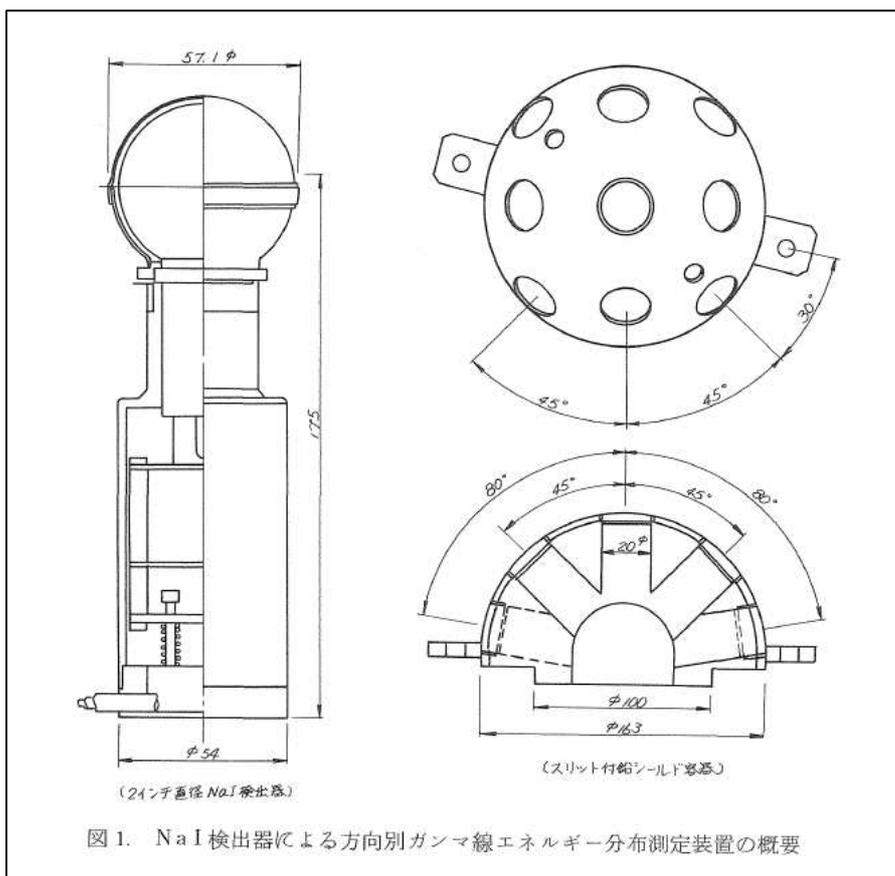
このコンプトン部分のバイアスを除去するために、特定エネルギー区分のガンマ線を照射したときのガンマ線波高分布データを基に作成したレスポンス行列の逆行列を、NaI検出器で得られた波高データ分布に適用することにより、ガンマ線のエネルギー分布を得たと、電共研報告書は述べている。

文献[34]「ICRP勧告に基づく実効線量当量の現場測定手法に関する検討」電力中央研究所（昭和60(1985)年4月）は、文献①、②における放射線の方向分布とエネルギー分布の測定手法に関する技術的検討結果を取りまとめたものである。

同報告書では、空間線量率が広範囲に広がる原子力発電所において、ガンマ線のエネルギーおよび方向分布を測定するため、図3.4.2に示すような直径2インチのNaI検出器を使った測定装置を試作した。この測定装置はバックグラウンドの影響を小さくするため鉛遮蔽材でシールドする構造になっており、特定方向からのガンマ線を分離して計測できるように、スリット開閉自在な鉛ヘッド部を上設した。鉛容器のスリットとしては、その北

半球部に北極点、北緯 45°円周上の 4 等分点、さらに赤道上の 4 等分点の計 9 個の位置に設けていた。

スリット開閉時のガンマ線強度は、波高分布として測定された。この波高分布データから、レスポンス行列法の適用により、ガンマ線のエネルギー分布を計算することができた。



資料出所：[34]

図 3.4.2 電共研報告書の調査で用いた測定装置（スリット付鉛容器と NaI 検出器）

### 3.4.2.1 定期検査中のジオメトリ分布

表 3.4.3 から、定期検査中の実際の作業エリアでは、単一の点線源のように単純な線源分布と形状ではないことが認められた。保修作業員が主として作業する前方向または前上方向が主線源方向になっている場合が多かった。

表 3.4.3 は、スリット付鉛容器測定装置を主線源方向に静置したときの結果である。いわば、作業員が測定場所で主線源方向に向かって静止している場合の被ばくジオメトリを意味する。表の⑥前方向および②前上方向の割合の平均は約 41%(IQR: 10-70%、PWR 平均 46%、BWR 平均 39%)(注)であり、これを AP とみなせば、IARC 論文が AP 割合を平均 50%、レンジ(10-80%)と設定したことを支持している。

(注) PWR の測定点 13、ならびに、BWR の 1 および 5 は、結果の記載がないので除外した。

これに加えて、電共研報告は、定検作業中の実際の作業員の動作状況を調べることを目的として、主要な定検作業の状況のビデオ撮影を行い、回転動作を主体とした動作解析を試みている。その結果、「作業員の動作は、特定方向に向く作業の場合にも各人の個性（右利きや疲れやすさ等）が現れ、回転成分が大きい」ことがわかった（表 3.4.4）。

表 3.4.4 によると、回転動作解析による前方向の方向成分割合は平均 37%(IQR: 23-48%)であった。回転動作の結果、主線源方向が前方向であったとしても、実作業員の被ばくジオメトリにおいて、ROT や ISO の割合を増やす方向に寄与したことがわかった。

前記の北半球部方向成分で、前上、左上、後上、右上等の成分があることを考慮すると、作業員の被ばくジオメトリは ROT よりも ISO とみなすのが適切であった。

表 3.4.3 定期検査中のガンマ線方向分布特性

表 1 各作業エリア測定点におけるガンマ線方向分布特性

IP	測定点	電離箱 (μR/h)	NaI <sup>+</sup> (μR/h)	平均エネルギー (keV)	北半球部方向成分(%)									
					①上	②前上	③右上	④後上	⑤右	⑥前	⑦左	⑧後	⑨中	⑩右
P	1. 使用済燃料ビット	14	A 1.6	653	0	0	0	0	0	17	(47)	36	0	
	2. 廃液蒸発装置	14	A 174	1225	0	15	0	0	0	(52)	15	14	0	
	3. CVC3非再生冷卻器室	14	A 8.6	851	0	0	0	0	24	(82)	3	0	10	
	4. RHR冷卻器室	8	A 2.5	836	(37)	11	11	0	0	2	26	4	0	
	5a. RHR配管エリアA	26	A 5.2	920	10	0	0	2	16	16	6	(44)	5	
	5b. RHR配管エリアB	14	A 1.2	845	19	0	0	25	0	(33)	0	3	0	
	6. RHRポンプ室	22	A 100	1113	10	21	0	0	1	(51)	0	0	0	
	7. 格納容器内5層代表床面	32	A 2.2	793	13	(31)	16	3	0	26	13	0	0	
	8. ルーフ出入口	24	A 2.5	661	15	(31)	9	7	0	30	0	2	7	
	9. 蒸気発生器バンドホール横	80	D 32.7	685	0	2	0	0	0	(98)	0	0	0	
	10. 蒸気発生器バンドホール下	36	B 28.7	677	(70)	4	7	0	3	1	7	0	1	
	11. 蒸気発生器パリア横	30	B 22.1	827	2	1	5	0	14	9	(45)	1	26	
	12. 加圧器	18	D 12.7	786	0	(50)	4	-15	0	9	1	21	0	
13. 原子炉冷却材ポンプ	30	D 4.0	707	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
W	1. 排水フィルタ室	0.62	C 0.5	859	0	0	0	0	0	-	0	0	-	
	2. 排水貯留器室	1.5	C 1.6	771	0	2	(76)	0	0	0	5	13	2	
	3. 廃棄物処理ポンプ室	2.5	A 4.3	993	0	13	11	0	15	(59)	0	0	2	
	4. 廃棄物処理タンク室	80	A 9.7	1097	0	(50)	5	1	4	21	0	0	4	
	5. 燃料検査エリア	1.0	A 1.0	921	0	0	0	0	0	-	0	0	-	
	6. R/B3層代表床面	40	A 2.5	382	4	15	0	0	0	32	22	(37)	0	
	7. 原子炉ウェル内	90	A 8.3	1017	4	1	0	0	23	(43)	11	3	12	
	8. CRD分解室(B方向)	3.6	C 2.5	864	0	0	0	0	0	0	31	4	(65)	
	9. FPC熱交換器室	4.8	A 5.4	807	15	17	3	13	10	(31)	0	5	9	
	10. CUW熱交換器室	4.0	A 0.9	633	0	(33)	5	0	0	22	0	0	1	
	11. CUW補助ポンプ室	3.5	A 2.6	875	(43)	0	0	20	3	0	0	20	14	
	12. RHRポンプ周り	6.0	A 1.7	902	0	(41)	0	0	0	33	0	0	22	
	13. 換気ドラフトポンプ	3.5	A 4.4	889	12	0	10	19	19	0	10	(29)	0	
14. 給水ノズル周り	4.0	A 2.3	734	0	4	16	0	16	12	(44)	0	0		
15. 安全弁・遮し弁周り(A方向)	18.0	A 10.9	1038	2	0	17	4	4	5	(47)	22	0		
16. RHR・CUW配管周り	96.0	C 83.4	860	0	6	2	0	0	(56)	0	7	28		
17. FLRリンドヘッド周り	24.0	C 11.5	736	3	0	5	0	1	11	(51)	0	0		
18. FLRモータ周り	9.0	A 0.9	1032	11	2	25	2	10	0	(36)	14	0		
19. 主蒸気風障弁周り	6.0	A 4.7	879	0	25	4	0	0	(69)	1	0	1		
20. 機器架入ベンチ前	11.0	A 7.3	1053	(42)	5	20	0	14	1	5	0	13		
21. ベンチ室内	23.0	A 16.2	1312	0	(60)	0	23	12	2	3	0	0		
22. 床ドラフトポンプ周り	8.0	A 4.2	950	10	20	0	0	0	(61)	0	0	0		

\*A: 3" 多結晶NaI, B: 2" β球型NaI, C: 1" β球型NaI, D: 1" β円筒型NaI

(鉛容器にスリットあり)

資料出所: [35]

表 3.4.4 定期検査中の実作業員の回転動作解析

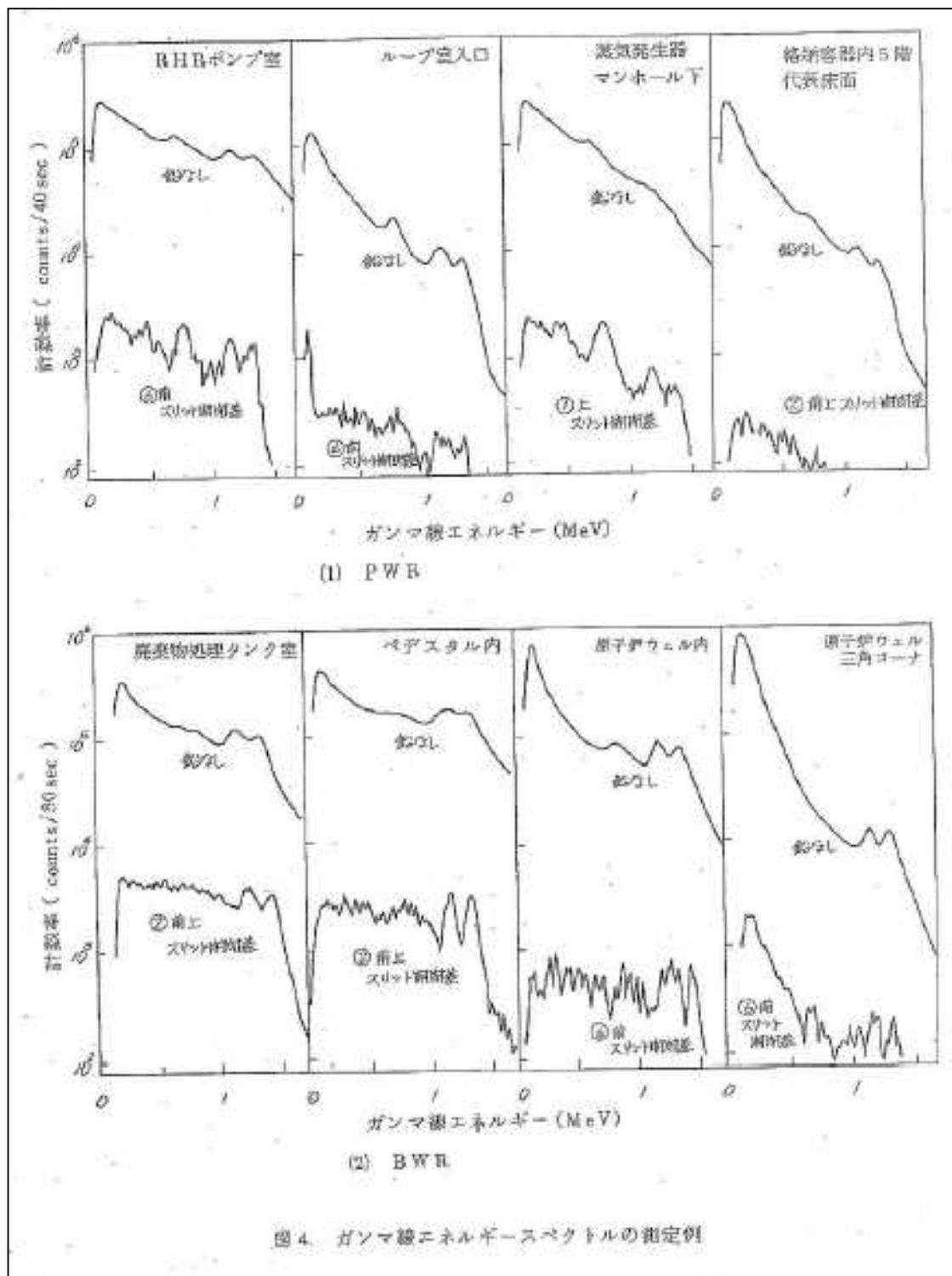
表 6 主要な定検作業における実作業員の回転動作解析

伊	調査エリア	作業内容	ファントム設置方向を前方としたときの方向成分 (度)							
			前方 (0°)	右前方 (45°)	右方 (90°)	右後方 (135°)	後方 (180°)	左後方 (225°)	左方 (270°)	左前方 (315°)
P	使用済燃料ピット	新燃料運搬作業	2.4	1.8	1.8	7	6	3	1.7	3
	PERポンプ室	インベータ取付作業	3.3	2.3	1.4	1	0	1	6	1.7
	燃料容器内5層代表表面	燃料支持ピン交換作業	4.9	5	8	6	5	1.4	7	2
W	SGハンドホール横	蓋しめ作業	1.5	1	3	0	0	0	4.1	3.7
	SGマンホール下	ECT作業	4.0	1.7	1.1	2	2	1	9	1.5
R	取圧器	点検作業	4.5	3	1	0	1	2	1.6	2.8
	原子炉冷却材ポンプ	点検作業	3.4	2.9	2.3	7	3	1	0	1
B	復水フィルタ室	フィルタ取出し、調整作業	5	1.0	7	8	1.3	3.3	1.0	1.1
	復水調整器室	点検作業	2.3	1.0	1.3	1	7	0	1.5	2.7
	燃料検査エリア	燃料交換作業	4.8	1.2	1.0	0	0	0	1.1	1.6
	R/B5層代表表面	原子炉圧力容器ヘッドオン	3.6	1.5	2	2	4	4	1.1	2.1
W	原子炉ウエム内	除染作業	1.5	9	2.0	1.0	1.9	7	9	6
	CRD分解室	分解点検作業	2.2 <sup>*</sup>	1.5	8	7	9	9	9	1.6
R	安全弁・遮し弁周り	組立組立復旧作業	3.0 <sup>**</sup>	5	1	1	3	3	1.2	4.2
	RHRポンプ室	点検作業	6.8	1.0	9	0	1	2	3	4
	PLRポンプ	メカシーユ交換作業	8.4	0	0	0	1	3	2	8
	マスタール内	CRD復旧作業	6.0	8	9	7	0	0	1	1.2

\* 水横方向を前方とした。  
\*\* 炉周リ接線方向を前方とした。

資料出所：[35]

### 3.4.2.2 定期検査中のエネルギー分布



資料出所：[35]

図 3.4.5 定期検査中のエネルギー分布（波高分布）

図 3.4.5 は、定期検査中の PWR(上段)および BWR(下段)の代表的な作業エリア各々4カ所について、ガンマ線エネルギースペクトルの測定例を示す。各グラフの横軸はガンマ線エネルギー(MeV)で、測定は 3 MeV まで行っているが、グラフは 0 から 1.6 MeV まで表示している。縦軸は計数率(PWR: counts/40 sec、BWR: counts/80 sec)の常用対数であった。すなわち、この図はガンマ線波高分布を表す。しかし、線量のエネルギー分布を示す図表は報告書には掲載されていなかった。

そこで、グラフを目視で読み取り、一定の仮定の下に、線量のエネルギー分布を試算した結果、表 3.4.6 のように、0.1-0.3 MeV の線量割合は、8カ所の平均 11% (IQR: 4-13%、PWR 平均 9%、BWR 平均 14%)であり、IARC 論文の想定範囲内であることがわかった。

表 3.4.6 定期検査中のエネルギー分布に関する試算結果

	PWR				BWR			
	RHR ポンプ室	ループ室入口	蒸気発生器マンホール下	格納容器内5階床面	廃棄物処理タンク室	ペデスタル内	原子炉ウエル内	原子炉ウエル三角コーナ
0.1-0.3 MeV の割合(%)	3.2	14.1	6.0	13.2	4.0	2.7	9.5	38.4

(注) 波高分布データの解析法 (試算) について

- NaI 波高分布データ(PhC: pulse height count)からエネルギー別線量割合の推計方法を述べる。PWR の「蒸気発生器マンホール下」を例にして、以下に示す。

1) 図 4 の「鉛なし」の折れ線グラフから、ガンマ線エネルギー区分 (0.1 MeV 幅) ごとに 0.1-1.6 MeV 点の計数率を目視で読み取った。この値を PhC と呼ぶ。

波高分布データ
0.1 0.2 0.3 0.4 0.5 0.6 0.7 0.8 0.9 1.0 1.1 1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 (MeV)
77 251 194 158 123 105 105 74 57 46 42 36 26 18 12 9 (単位 1000 counts/40 sec)

- PhC から、コンプトン散乱部分を取り除いて、エネルギー別入射光子数を推計することを unfolding、また、unfolding したものを補正済みカウントデータと呼ぶ。

2) 最も高いエネルギー区分 1.6 MeV(注)の計数率は、そのエネルギー区分のガンマ線に由来するものと仮定した。

(注)「エネルギー区分 1.6 MeV」は、区間 1.5-1.6 MeV を意味する。(以下同様)

3) 最も高いエネルギー区分 1.6 MeV の計数率に対応するコンプトン散乱部分を、それよりも低いエネルギー区分の計数率から差し引いた。

コンプトン散乱部分の推計には、電力中央研究所報告「ICRP 勧告に基づく実効線量当量の現場測定手法に関する検討」[34]の図 2(4) 3'φ球形 NaI 検出器用レスポンス行列(0-3 MeV 用)を利用した。

E <sub>i</sub>	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
1	.999	.991	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
2	.090	.898	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
3	.151	.738	.738	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
4	.154	.126	.918	.578	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
5	.154	.104	.185	.605	.468	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
6	.072	.091	.883	.098	.094	.197	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
7	.016	.076	.076	.069	.072	.068	.331	.003	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
8	.042	.042	.042	.049	.081	.059	.006	.289	.005	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
9	.053	.053	.053	.057	.061	.072	.059	.010	.255	.005	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
10	.047	.047	.047	.047	.048	.050	.045	.045	.012	.221	.008	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
11	.040	.040	.041	.042	.043	.045	.054	.053	.037	.017	.200	.007	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
12	.036	.036	.036	.037	.039	.040	.041	.051	.053	.031	.013	.185	.008	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
13	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	.028	
14	.025	.025	.025	.027	.029	.030	.030	.035	.038	.045	.031	.024	.029	.134	.019	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
15	.023	.023	.024	.024	.024	.024	.028	.029	.032	.037	.040	.050	.022	.034	.026	.017	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
16	.022	.022	.022	.023	.023	.024	.024	.025	.028	.032	.036	.040	.048	.022	.027	.118	.015	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
17	.020	.020	.020	.020	.020	.021	.021	.025	.026	.028	.030	.043	.047	.024	.023	.111	.014	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
18	.017	.017	.018	.018	.018	.019	.023	.024	.024	.025	.028	.037	.034	.046	.024	.022	.106	.013	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
19	.014	.014	.016	.016	.016	.016	.018	.018	.022	.021	.022	.023	.027	.038	.054	.025	.025	.098	.014	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
20	.012	.012	.012	.013	.013	.014	.016	.016	.019	.023	.022	.023	.024	.026	.037	.036	.041	.024	.026	.090	.014	0	0	0	0	0	0	0	0	
21	.011	.011	.011	.012	.012	.013	.014	.016	.018	.021	.022	.023	.023	.027	.040	.036	.038	.023	.029	.083	.014	0	0	0	0	0	0	0	0	
22	.011	.011	.011	.012	.012	.012	.013	.014	.014	.018	.020	.021	.021	.022	.026	.039	.034	.034	.021	.034	.082	.014	0	0	0	0	0	0	0	
23	.010	.010	.010	.012	.012	.012	.013	.013	.013	.014	.017	.022	.020	.020	.023	.026	.028	.033	.032	.021	.027	.077	.014	0	0	0	0	0	0	
24	.010	.010	.010	.012	.012	.012	.012	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	.013	
25	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	
26	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	
27	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	.010	
28	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.010	.011	.010	.024	.019	.025	.021	.026	.028	.031	.028	.028	.028	.028	.028	.028	
29	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.009	.010	.011	.010	.015	.024	.019	.027	.017	.031	.026	.038	.031	.027	.020	.023	.039	
30	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.008	.011	.011	.011	.016	.025	.019	.019	.019	.023	.028	.042	.032	.030	.028	.022	

(4) 3'φ球形 NaI 検出器用レスポンス行列(0-3 MeV用)

すなわち、レスポンス行列を  $M(i, j)$  ( $i, j=1...30$ )としたとき、エネルギー区分 1.6 MeV より低いエネルギー区分  $j$  ( $j=1...15$ )のコンプトン散乱比率を  $M(16, j) / M(16, 16)$ とみなした。

各入射エネルギー区分(行)ごとに、それより低いエネルギー区分(列)のチャンネルのカウント数に含まれるコンプトン散乱比率を以下のように求めた。

- 0.2 : 0.10 1.00
- 0.3 : 0.21 0.08 1.00
- 0.4 : 0.27 0.22 0.03 1.00
- 0.5 : 0.29 0.23 0.22 0.01 1.00
- 0.6 : 0.23 0.23 0.22 0.25 0.02 1.00
- 0.7 : 0.23 0.23 0.23 0.27 0.22 0.02 1.00
- 0.8 : 0.21 0.21 0.21 0.24 0.28 0.20 0.02 1.00
- 0.9 : 0.21 0.21 0.21 0.22 0.24 0.28 0.20 0.04 1.00
- 1.0 : 0.21 0.21 0.21 0.21 0.21 0.22 0.23 0.29 0.20 0.05 1.00

1.1 :	0.20	0.20	0.20	0.21	0.21	0.22	0.27	0.26	0.18	0.06	1.00								
1.2 :	0.20	0.20	0.20	0.20	0.21	0.22	0.22	0.28	0.29	0.17	0.07	1.00							
1.3 :	0.19	0.19	0.21	0.21	0.21	0.21	0.26	0.26	0.32	0.35	0.18	0.25	1.00						
1.4 :	0.19	0.19	0.19	0.20	0.22	0.22	0.22	0.26	0.29	0.34	0.38	0.18	0.29	1.00					
1.5 :	0.18	0.18	0.19	0.19	0.19	0.21	0.22	0.23	0.25	0.29	0.33	0.40	0.17	0.27	1.00				
1.6 :	0.19	0.19	0.19	0.19	0.19	0.20	0.20	0.19	0.24	0.27	0.31	0.34	0.41	0.19	0.23	1.00			
MeV :	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6			

PHC のエネルギー区分 1.6 MeV の計数率「9」に、上表の 1.6 MeV 行のエネルギー区分 j のコンプトン散乱比率を乗じた値を、PHC のエネルギー区分 j の計数率から差し引いた。

4) 次に高いエネルギー区分 1.5 MeV の計数について、3)と同様のことを行い、逐次、最も低いエネルギー区分まで行った（補正済カウントデータの作成）。このプロセスを図示すると次の三角行列のように示される。このプロセスは、コンプトン散乱部分を順次剥していく手法から **Stripping** 法とも呼ばれる。

すなわち、1.5 MeV の行の値は、1.6 MeV のガンマ線が「9」入射したとき、それによって生じたコンプトン散乱部分を、1.5 MeV 以下のエネルギー区分から差し引いたものである。次に、1.5 MeV の行の 1.5 MeV エネルギー区分の「10」が入射したとき、それによって生じたコンプトン散乱部分を、1.4 MeV 以下のエネルギー区分から差し引く。

これを 0.2 MeV の行まで繰り返した。

MeV :	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6			
1.6 :	77	251	194	158	123	105	105	74	57	46	42	36	26	18	12	9			
1.5 :	75	249	192	156	121	103	103	72	55	44	39	33	22	16	10				
1.4 :	74	248	190	154	119	101	101	70	52	41	36	29	21	14					
1.3 :	71	245	188	152	116	98	98	66	48	36	31	27	17						
1.2 :	68	242	184	148	113	95	94	62	43	30	28	22							
1.1 :	63	237	180	144	108	90	89	56	36	26	26								
1.0 :	58	232	175	138	103	84	82	49	32	25									
0.9 :	53	227	169	133	97	78	74	44	30										
0.8 :	47	221	163	126	90	70	68	43											
0.7 :	37	211	154	116	78	61	67												
0.6 :	22	196	138	98	63	59													
0.5 :	8	182	125	83	62														
0.4 :	0	168	111	82															
0.3 :	0	150	109																
0.2 :	0	142																	

unfld:	0	142	109	82	62	59	67	43	30	25	26	22	17	14	10	9
--------	---	-----	-----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	---

最下行(unfld)は、三角行列の対角成分を取り出したもので、**Unfolding** を行った後の、コンプトン散乱部分を取り除いた補正済みカウントデータである（単位 1000 counts/40 sec）。

- 補正済みカウントデータをγ線束に換算し、次いで空気カーマ率に換算した。
- 5) 補正済みカウントデータを、NaI 検出器のエネルギー別検出感度を考慮して、エネルギー

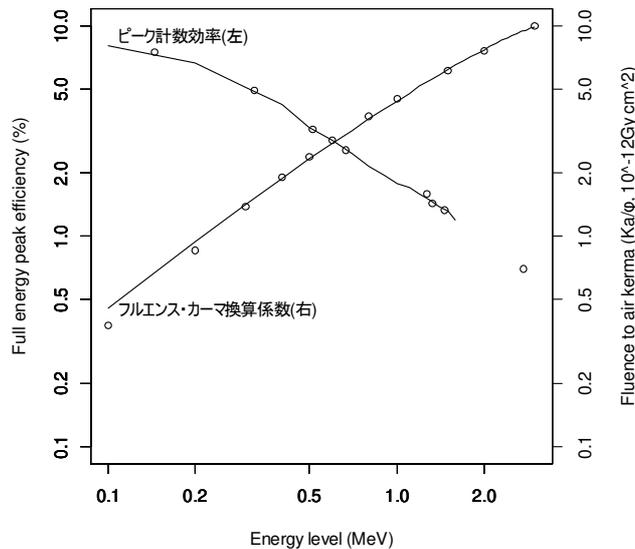
区分別 $\gamma$ 線束(Flux)に換算した(単位  $10^{-3} \gamma/cm^2/sec$ )。検出感度については、文部科学省「NaI(Tl)シンチレーションスペクトロメータ機器分析法」[46]の第7.3図「NaI(Tl)シンチレーション検出器の $\gamma$ 計数効率(%)」のグラフを目視で読み取り、それを適用した。

エネルギー区分別 $\gamma$ 線束(Flux)																
0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	(MeV)
0	54	53	49	47	52	69	50	39	35	38	35	28	25	19	19	(単位 $10^{-3} \gamma/cm^2/sec$ )

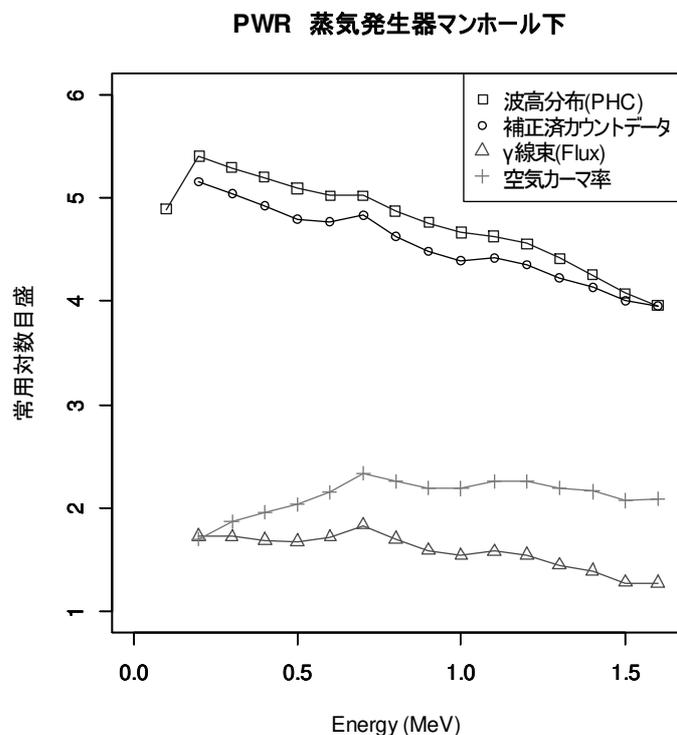
6) エネルギー別 $\gamma$ 線束(Flux)をエネルギー別空気カーマ率に換算した(単位  $10^{-15} Gy/h$ )。フルエンス・カーマ換算係数( $10^{-12} Gy cm^2$ )は、ICRP Publ. 74 [9] のTable A.1を二次式で補完推計し、適用した。このエネルギー別線量率(空気カーマ率)を基に0.3 MeV未満線量割合を求めた。

エネルギー別空気カーマ率																
0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	(MeV)
0	50	74	91	110	144	218	180	156	154	182	181	154	144	118	123	(単位 $10^{-15} Gy/h$ )
エネルギー分布																
0.3 MeV 未満 : 0.3 MeV 以上 = 124 : 1954 = 6% : 94%																

計算で用いたNaI(Tl)検出器の光電ピーク $\gamma$ 計数効率(%)およびフルエンス・カーマ換算係数( $10^{-12} Gy cm^2$ )は次図のとおり。



- 上で説明した Unfolding の各段階を次図のように 1 枚の折れ線グラフで示した。波高分布データは右下がりの傾きが大きく、低いエネルギー部分の割合が大きいが、Unfolding の段階を経るごとに、傾きが緩やかとなり、低いエネルギー部分の割合が小さくなるのがわかる。



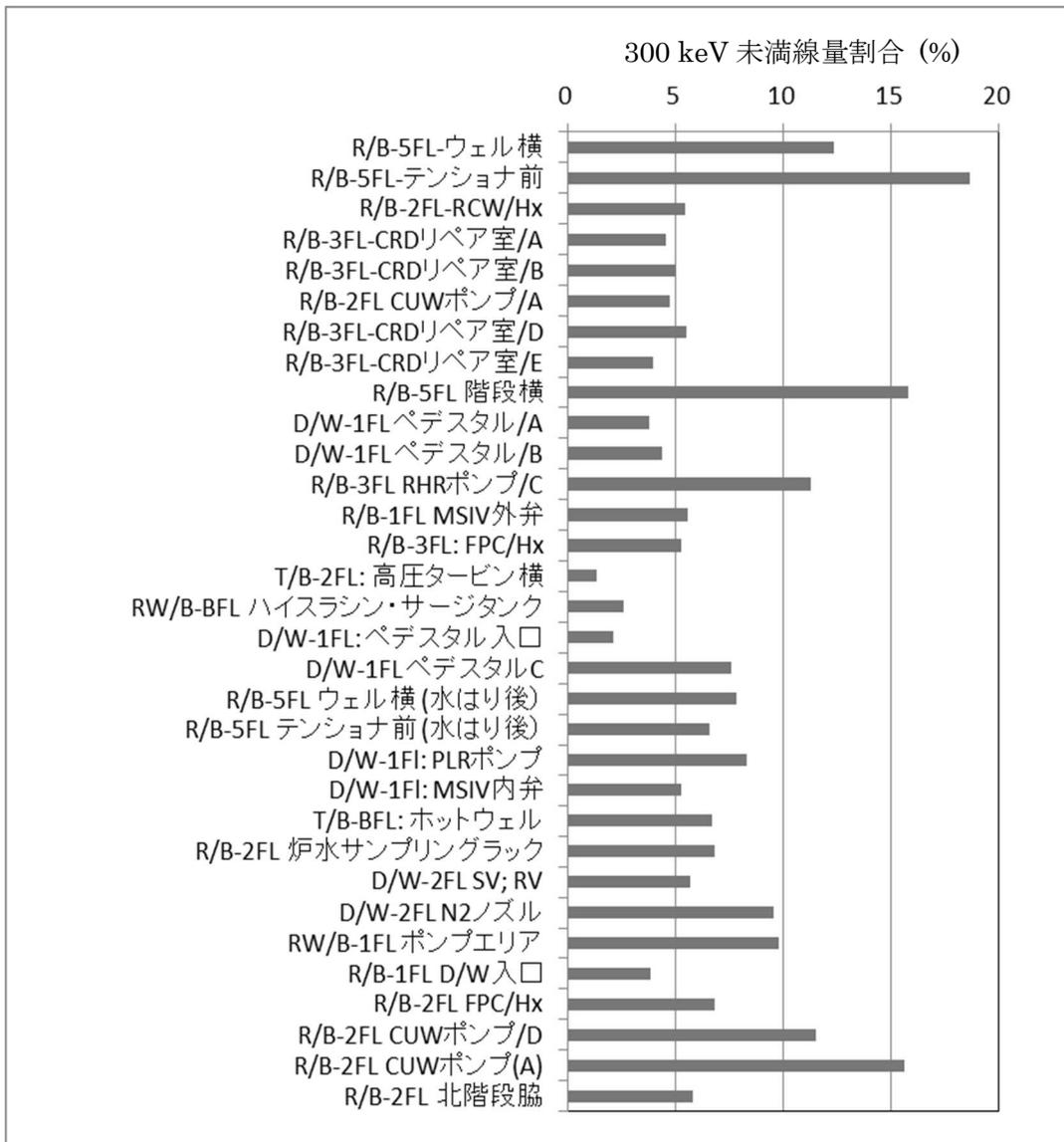
(注) Y 軸は常用対数目盛。波高分布および補正済カウントデータの単位は counts/40 sec。  
 $\gamma$  線束の単位は  $10^{-3}$   $\gamma/cm^2/sec$ 。空気カーマ率の単位は  $10^{-15}$  Gy/h。

### 3.4.2.3 定期検査中のエネルギー分布に関する東京電力調査結果

電共研報告書①は、定期検査中のエネルギー分布を図表から直に読み取ることができなかったため、一定の仮定の下に試算を行った。この試算の妥当性を検証するために、あらかじめ電力各社に定期検査中のエネルギー分布に関する調査資料の有無を照会したところ、東京電力ホールディング（株）に報告書③があることが判明した。

この報告書③[37]は、昭和 58(1983)年 10 月-59(1984)年 3 月に、東京電力（当時）福島第一原子力発電所(BWR)において、各種作業エリアの放射線分布状況等を調査した。調査対象の作業エリアは、3 号機全域および 1 号機原子炉建屋 5 階面であった。

ガンマ線のエネルギー分布の測定方法は、電共研報告書①と同様であった。また、各測定場所の結果については各々、波高分布だけでなく、エネルギー区別ガンマ線強度およびエネルギー別線量寄与率の解析結果が図表で詳細に掲載されていた。エネルギー別累積線量寄与率の結果表の 200-300 keV 区分の数値が、300 keV 未満線量割合を示していた。



(注) 図中の略称は次のとおり。R/B: Reactor Building, D/W: Dry Well, T/B Turbin Building, RW/B: Radioactive Waste Treatment Building, RCW: Reactor Building Closed Cooling Water System, CRD: Control Rod Drive, CUW: Reactor Water Cleanup System, RHR: Residual Heat Removal System, FPC: Fuel Pool Cooling and Cleanup System, PLR: Primary Loop Recirculation System, MSIV: Main System Isolation Valve。

正式名は Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities (<https://fdada.info/develop/home/abbrev/>、最終アクセス: 20190325) による。

資料出所: [37]の東京電力福島第一原子力発電所 3号機各種作業エリアにおけるガンマ線エネルギー別線量寄与率解析結果の図表を基に作成した。

図 3.4.7 定期検査中のエネルギー分布 (300keV 未満線量割合)

図 3.4.7 は、3 号機における測定地点（原子炉压力容器のヘッドオフ作業を除く）の結果をまとめたものである。300 keV 未満線量割合は単純平均で 7.2% (IQR: 4.7-8.7%)、最大でも 20%未満と、IARC 論文の想定範囲内であることを示していた。

一方、压力容器ヘッドオフ時のエネルギー分布は 1 号機で測定した。压力容器ヘッドオフ作業時には、ヘッドの開放に伴うガンマ線のエネルギー分布変化が予想されるため、高感度タイプの 3 インチ円筒型 NaI 検出器を使用し、1 号機原子炉 5 階面ウェル横において、ガンマ線エネルギー分布の連続測定を行った。压力容器ヘッド開放時の段階別に、300keV 未満線量割合をまとめた（表 3.4.8）。

表 3.4.8 压力容器ヘッド開放時のエネルギー分布変化

(東京電力福島第一原子力発電所 1 号機 5 階面ウェル横)

压力容器ヘッド開放時の段階	300 keV 未満線量割合 (%)
PCV ヘッド開放前 5 階床面	(7 カ所平均) 12.5
PCV ヘッド開放前日	7.6
PCV ヘッド開放直前	13.2
PCV ヘッドウェル中央	20.3
PCV ヘッド 5 階床面	21.1
PCV ヘッド開放	27.4
ドライヤ移動後 ウェル満水時	(2 カ所平均) 11.0

資料出所：[37]の東京電力福島第一原子力発電所 1 号機 PCV ヘッド開放時の段階別に測定されたガンマ線エネルギー別線量寄与率解析結果の図表を基に作成した。

PCV (Primary Containment Vessel)ヘッド開放前の原子炉建屋 5 階面における 300 keV 未満線量割合は平均 13%で、3 号機の測定結果と類似していた。PCV ヘッドの開放作業が進むにつれて、平均エネルギー値は徐々に低くなるが、この場合にも 0-300 keV に分布する低エネルギーガンマ線の線量割合は 27%に過ぎなかった。開放に伴い低エネルギーガンマ線割合が増加するのは、炉からのガンマ線が天井で散乱するためとみられる。PCV ヘッドオフ作業終了後のウェル満水時には、300 keV 未満線量割合は、PCV ヘッド開放前の値に戻った。

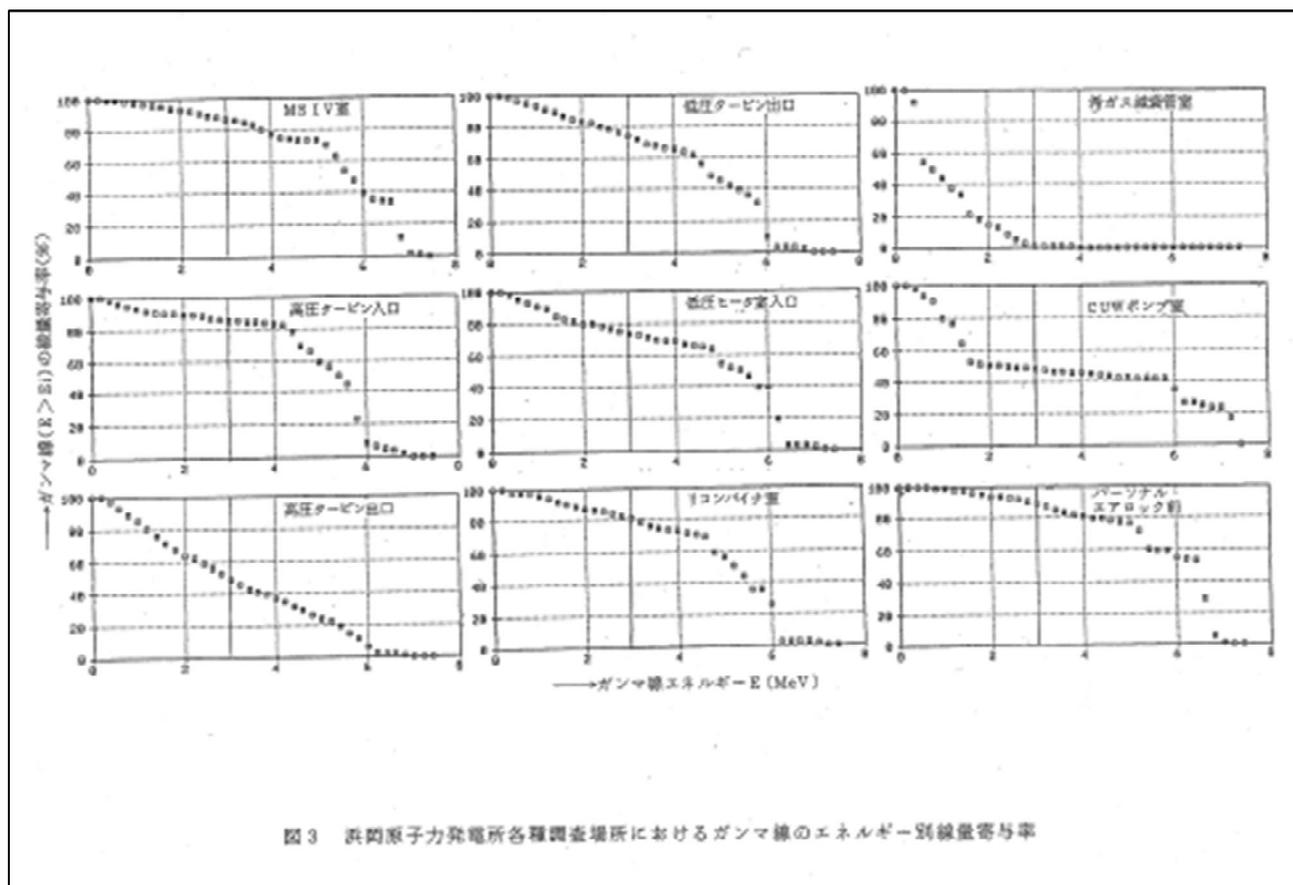
- 定期検査中のガンマ線エネルギー分布について、試算ではなく報告書記載数値から直接的に比較可能な形で、300 keV 未満線量率割合が、IARC 論文の想定範囲内であると評価出来たので、前節における波高分布データからエネルギー別線量割合の試算方法が妥当なものであることが確認できた。

### 3.4.3 運転中における電共研報告書の概要

文献② [36]は、定期検査時とは放射線の分布状況が異なる運転時の NPP における高エネルギーガンマ線の線量率分布およびエネルギー分布状況を把握することを目的として、昭和 59-61(1984-1986)年度に実施した。なお、ガンマ線の方向分布については調査しなかった。測定場所は、BWR から 2 プラントを選び、計 19 カ所でガンマ線エネルギー分布を測定した。また、PWR から 2 プラントを選び、計 9 カ所でガンマ線エネルギー分布を測定した。

#### 3.4.3.1 運転中の BWR プラントのエネルギー分布

運転中の BWR では、 $^{60}\text{Co}$  よりはるかにエネルギーの高いガンマ線が発生する場所があった。核種は  $^{16}\text{N}$  および  $^{15}\text{C}$  で、蒸気の流れに沿って移動しながら高エネルギーガンマ線を放出していることが分かった。



資料出所 : [36]

図 3.4.9 運転中の BWR のエネルギー分布

図 3.4.9 は、中部電力浜岡原子力発電所（BWR）の各種調査場所におけるガンマ線エネルギー別線量寄与率であった。横軸はガンマ線エネルギー（MeV）で、0.2 MeV 間隔で 0 から 8 MeV まで表示されている。縦軸は当該エネルギー以上のガンマ線の累積線量寄与率を表す。したがって、0.1 MeV 点、0.3 MeV 点および 3 MeV 点の寄与率の値をそれぞれ a、b、c としたとき、 $(a-b) : (b-c)$  が 0.1-0.3 MeV : 0.3-3 MeV の線量割合となる。グラフを読み取った結果から推計すると、0.1-0.3 MeV の線量割合は、4%から 11%の範囲にあり（9カ所の単純平均 7%、IQR: 5-8%）、おおむね IARC 論文の想定範囲内であることがわかった。

なお、図 3.4.9 は、運転中には 3 MeV 以上のガンマ線が相当割合存在することを示していた。しかし、運転中に管理区域に入るのは運転員および放射線管理担当者等に限り、入域時間も限られるので、放射線業務従事者の平均被ばく線量としては、3 MeV 以上のガンマ線の寄与は小さいと考えられる。

### 3.4.3.2 運転中の PWR プラントのエネルギー分布

運転中の PWR では、高エネルギーガンマ線が認められるのは、原子炉格納容器内およびその非常用エアロック前だけであった。 $^{16}\text{N}$  よりも更にエネルギーの高い中性子反応  $\text{Fe}(n, \gamma)$  によるガンマ線が混在することがわかった。

図 3.4.10 は、関西電力美浜発電所（PWR）の各種調査場所におけるガンマ線のエネルギー別線量寄与率であった。図 3.4.9 と同様であるが、横軸は 0.2 MeV 間隔で 0 から 9 MeV まで表示してある。

読図により、5カ所の調査場所における 0.1-0.3 MeV の線量割合を推計すると、3%から 18%の範囲にあり（5カ所の単純平均 11%、IQR : 11-13%）、運転中の PWR についてもおおむね IARC 論文の想定範囲内であることがわかった。

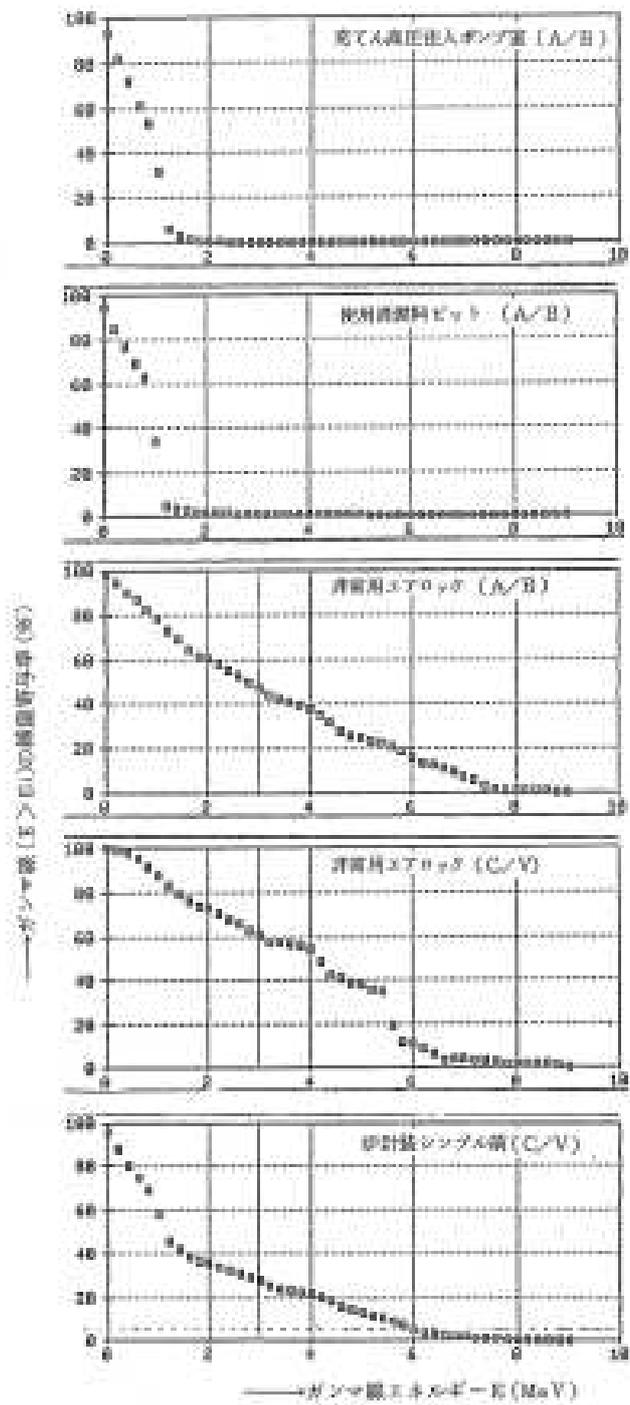


図 3 高浜発電所各種調査場所におけるガンマ線のエネルギー別測定量分布

資料出所：[36]

図 3.4.10 運転中の PWR のエネルギー分布

### 3.4.4 まとめ

表 3.4.11 電共研報告書に基づくガンマ線の入射方向の比率(%)

入射方向分布		運転中 BWR	運転中 PWR	定検中 BWR (22カ所)	定検中 PWR (13カ所)	IARCの 想定範囲
APの割合	Mean	調査なし		39	46	50
	IQR	調査なし		4-72	16-62	—
	Range	調査なし		0-94	5-100	10-80

(注1) スリット付鉛容器測定器を主線源方向に静置したときの結果

(注2) Mean は調査箇所の単純平均、IQR は第1四分位～第3四分位の範囲、Range は最小～最大の範囲

表 3.4.12 電共研報告書に基づくガンマ線のエネルギー分布の比率(%)

エネルギー分布		運転中 BWR (9カ所)	運転中 PWR (5カ所)	定検中 BWR (4カ所)	定検中 PWR (4カ所)	IARCの 想定範囲
0.1-0.3 MeV の割合	Mean	7	11	14	9	10
	IQR	5-8	11-13	4-17	5-13	—
	Range	4-11	3-18	3-38	3-14	5-20

NPPの定検中におけるガンマ線入射方向について、静置した測定器ではAP成分は50%に届かないが、ビデオ撮影による実作業員の動きを加味すると、被ばくジオメトリのAP割合は、IARC論文の想定と矛盾するものではないと考えられる。また、運転中の入射方向の調査は行われていないが、定期検査中と同様と解して差支えない。

NPPのエネルギー分布について、運転中の推計結果および定期検査中の試算結果は、ほとんどの測定箇所で、IARC論文の想定範囲内にある。

したがって、日本のNPPの定期検査中および運転中の調査結果は、光子のエネルギー分布およびジオメトリ分布共に、IARC論文の想定と矛盾するものではない。J-EPISODEの第V期解析に用いた線量データは1957-2010年度であるが、電共研調査等はちょうど中間時点の1980年代の調査データである。日本では1980年代の線量低減対策の結果、線量率は大きく低下したが、BWR、PWRの原子炉の構造、線源の種類、作業員の作業内容は基本的に大きな違いはないので、このエネルギーおよびジオメトリ分布の結果は全期間を代

表すると考えても問題ない。すなわち IARC 論文のエネルギーおよびジオメトリの仮定を、日本に適用することに問題がないことがわかった。

### 3.5 日本人成人男性ファントムの空気カーマ当たり臓器線量

#### 3.5.1 JM103 / RCP-AM 臓器線量比

コーカソイドモデルの RCP-AM 標準成人男性ファントムと JM-103 日本人成人男性ファントムの空気カーマ当たり臓器線量比の推定結果は表 3.5.1 のとおりである。エネルギーについては、内挿法により、0.119、0.207 および 0.662 MeV の結果を推計した。

なお、赤色骨髄線量の計算方法は、骨の応答関数を用いる RCP-AM と質量エネルギー吸収係数を用いる JM-103 では異なるため、JM-103 の方法に合わせて、両方とも質量エネルギー吸収係数を用いて計算した。両者の計算方法は 200 keV 未満になると差が見られるようになるが、今回のエネルギー範囲ではあまり差がでない。

結腸、肺、胃などの主要臓器で臓器線量比が 1 に近いことは、RCP-AM (コーカソイド) と JM-103 (日本人) で実質的な係数の差が小さいことを意味している。

#### 3.5.2 JM-103 の空気カーマ当たり臓器線量

ICRP Publ. 116 [10]で提供されている RCP-AM の空気カーマ当たり臓器線量に、上記の JM103 / RCP-AM 臓器線量比を乗じて、次のエネルギー、ジオメトリおよび臓器について、JM-103 の空気カーマ当たり臓器線量を計算した (表 3.5.2)。

- ・ エネルギー : 0.1, 0.15, 0.2, 0.3, 0.6 および 0.8 MeV、  
さらに内挿により推計した 0.119、0.207 および 0.662 MeV
- ・ ジオメトリ : AP および ISO
- ・ 臓器 : [悪性新生物関連] 結腸、赤色骨髄、食道、胃、肝臓、胆嚢、脾臓、肺、  
前立腺、膀胱、腎臓、  
[非新生物疾患関連] 脳、心臓

表 3.5.1 JM103 / RCP-AM 臓器線量比

AP ジオメトリ									
臓器	光子エネルギー (MeV)						内挿 (MeV)		
	0.1	0.15	0.2	0.3	0.6	0.8	0.119	0.207	0.662
結腸	1.025	1.028	1.031	1.030	1.030	1.025	1.026	1.031	1.028
赤色骨髄	0.890	0.926	0.941	0.965	0.980	0.987	0.904	0.943	0.983
食道	0.949	0.949	0.953	0.967	0.965	0.977	0.949	0.954	0.969
胃	1.082	1.069	1.074	1.078	1.053	1.052	1.077	1.075	1.053
肝臓	1.089	1.091	1.092	1.092	1.076	1.069	1.090	1.092	1.074
胆嚢	1.226	1.255	1.249	1.233	1.216	1.129	1.237	1.248	1.189
脾臓	1.090	1.099	1.118	1.118	1.102	1.085	1.093	1.118	1.096
肺	1.023	1.032	1.035	1.040	1.039	1.038	1.026	1.036	1.039
前立腺	0.869	0.895	0.904	0.898	0.909	0.916	0.879	0.904	0.911
膀胱	0.928	0.943	0.934	0.950	0.968	0.964	0.934	0.935	0.967
腎臓	1.228	1.224	1.229	1.227	1.190	1.169	1.226	1.229	1.184
脳	1.060	1.066	1.063	1.058	1.044	1.038	1.062	1.063	1.042
心臓	0.994	1.003	1.001	1.004	1.003	1.005	0.997	1.001	1.003
ISO ジオメトリ									
結腸	0.994	1.016	1.018	1.015	1.021	1.020	1.002	1.018	1.021
赤色骨髄	0.941	0.981	0.997	1.019	1.032	1.033	0.957	0.999	1.032
食道	1.003	0.983	1.016	0.998	1.010	1.020	0.995	1.015	1.013
胃	1.043	1.057	1.061	1.060	1.064	1.050	1.048	1.061	1.060
肝臓	1.024	1.027	1.032	1.038	1.034	1.033	1.025	1.032	1.034
胆嚢	1.033	1.062	1.069	1.071	1.111	1.071	1.044	1.069	1.098
脾臓	1.027	1.039	1.034	1.042	1.039	1.042	1.032	1.035	1.040
肺	1.067	1.069	1.073	1.075	1.066	1.063	1.068	1.073	1.065
前立腺	0.989	1.000	1.012	1.019	1.010	1.016	0.993	1.012	1.012
膀胱	1.000	1.003	1.040	1.038	1.035	1.054	1.001	1.040	1.041
腎臓	0.985	0.987	0.988	0.996	0.985	0.995	0.985	0.988	0.988
脳	0.979	0.994	0.999	1.002	0.996	0.996	0.985	0.999	0.996
心臓	1.047	1.047	1.049	1.050	1.054	1.052	1.047	1.049	1.053

(注) JM-103 および RCP-AM の赤色骨髄線量は、質量エネルギー吸収係数により評価している。

表 3.5.2 エネルギー、ジオメトリ、臓器別 JM-103 空気カーマ当たり臓器線量 (Gy/Gy)

AP ジオメトリ									
臓器	光子エネルギー (MeV)						内挿 (MeV)		
	0.1	0.15	0.2	0.3	0.6	0.8	0.119	0.207	0.662
結腸	1.435	1.285	1.196	1.113	1.050	1.025	1.378	1.190	1.043
赤色骨髄	1.112	0.982	0.922	0.879	0.858	0.863	1.063	0.919	0.859
食道	1.139	1.054	1.000	0.947	0.914	0.926	1.106	0.997	0.918
胃	1.558	1.357	1.268	1.175	1.075	1.051	1.482	1.261	1.067
肝臓	1.361	1.211	1.136	1.058	0.992	0.979	1.304	1.130	0.988
胆嚢	1.508	1.405	1.286	1.195	1.114	1.030	1.469	1.280	1.088
脾臓	0.866	0.807	0.787	0.764	0.780	0.789	0.844	0.785	0.783
肺	1.289	1.186	1.129	1.081	1.031	1.022	1.250	1.125	1.028
前立腺	1.095	1.030	0.986	0.907	0.873	0.869	1.070	0.980	0.872
膀胱	1.430	1.292	1.186	1.111	1.026	1.003	1.377	1.181	1.019
腎臓	0.953	0.868	0.831	0.805	0.804	0.809	0.921	0.829	0.805
脳	0.779	0.767	0.759	0.758	0.789	0.805	0.774	0.759	0.794
心臓	1.401	1.264	1.171	1.094	1.023	1.005	1.349	1.165	1.017
ISO ジオメトリ									
結腸	0.718	0.684	0.654	0.637	0.660	0.679	0.705	0.653	0.666
赤色骨髄	0.786	0.712	0.676	0.661	0.681	0.698	0.758	0.675	0.686
食道	0.656	0.618	0.628	0.616	0.656	0.680	0.641	0.627	0.664
胃	0.729	0.683	0.657	0.642	0.675	0.684	0.712	0.656	0.678
肝臓	0.722	0.672	0.647	0.638	0.657	0.676	0.703	0.646	0.663
胆嚢	0.666	0.660	0.644	0.626	0.663	0.666	0.664	0.643	0.664
脾臓	0.734	0.691	0.662	0.655	0.665	0.692	0.718	0.662	0.673
肺	0.781	0.742	0.722	0.715	0.737	0.753	0.766	0.722	0.742
前立腺	0.615	0.605	0.580	0.576	0.603	0.622	0.611	0.579	0.609
膀胱	0.663	0.612	0.615	0.603	0.627	0.657	0.643	0.614	0.637
腎臓	0.674	0.627	0.597	0.588	0.605	0.628	0.657	0.597	0.612
脳	0.810	0.787	0.771	0.769	0.780	0.794	0.801	0.771	0.784
心臓	0.728	0.684	0.662	0.654	0.684	0.703	0.711	0.661	0.690

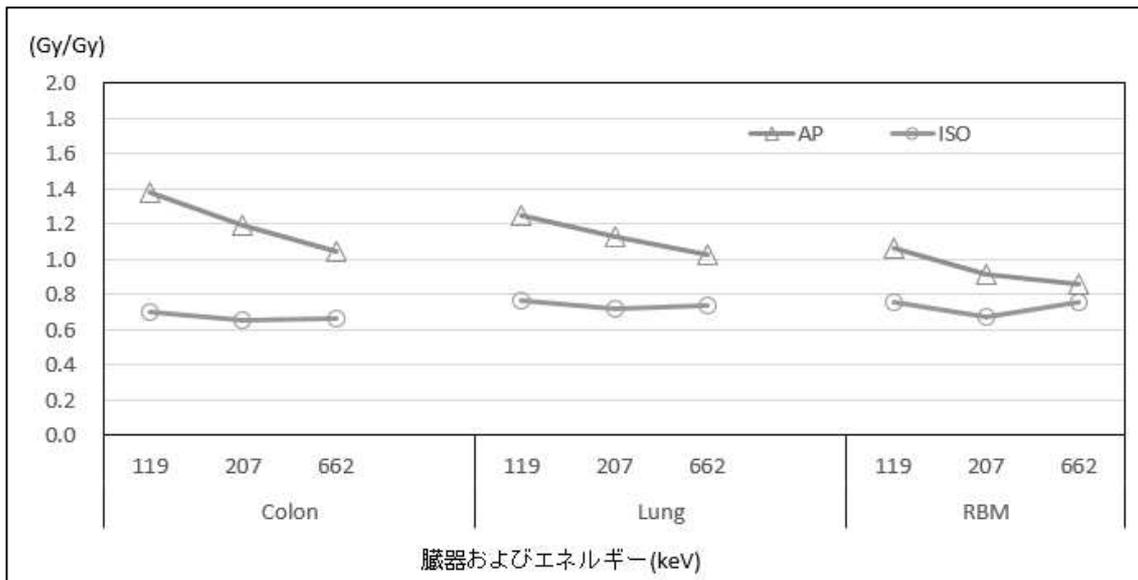


図 3.5.3 エネルギー、ジオメトリ別空気カーマ当たり臓器線量（結腸、肺、赤色骨髄）

例として、結腸、肺、赤色骨髄について、空気カーマ当たり臓器線量を見ると（図 3.5.3）、

- ・いずれの臓器でも AP 照射の場合、エネルギーの低い方が、空気カーマ当たり臓器線量は大きい。一方、ISO の場合は、エネルギーによる差は小さい。
- ・いずれの臓器、エネルギーでも ISO 照射の空気カーマ当たり臓器線量の方が、AP よりも小さい。ただし、AP と ISO の差は、赤色骨髄では小さく、結腸や肺の場合の方が大きい。

### 3.5.3 まとめ

放射線業務従事者の平均的被ばく条件の下での空気カーマ当たり臓器線量は、上記係数を基に、エネルギーおよびジオメトリ分布割合によって加重平均して求めた(注)。結腸、肺、赤色骨髄について、バイアス  $B_1$  の逆数、すなわち空気カーマ当たり臓器線量および不確かさ  $K_1$  の結果を表 3.5.4 に示す。なお、ここでは  $K_1$  の値は臓器に依存しない。

放射線業務従事者の平均的被ばく条件での空気カーマ当たり臓器線量は、NPP の場合、結腸で 0.84 (Gy/Gy)、肺で 0.88、赤色骨髄で 0.77 であった。また、MA の場合は、結腸で 0.85、肺で 0.88、赤色骨髄で 0.78 であった。身体前面表層部に位置する肺、結腸の空気カーマ当たり臓器線量が、赤色骨髄より大きい。

表 3.5.4 施設タイプ別空気カーマ当たり臓器線量 (結腸、肺、赤色骨髄)

施設タイプ	$B_1$ および $K_1$	結腸	肺	赤色骨髄
JM-103				
平均的 NPP 被ばく条件	$1/B_1$	0.84	0.88	0.77
	$K_1$	1.032	1.032	1.032
平均的 MA 被ばく条件	$1/B_1$	0.85	0.88	0.78
	$K_1$	1.029	1.029	1.029
(参考) RCP-AM (ICRP Publ. 116 より計算)				
平均的 NPP 被ばく条件( $1/B_1$ )		0.82	0.86	0.77
平均的 MA 被ばく条件( $1/B_1$ )		0.83	0.87	0.78

コーカソイドモデルの RCP-AM について同様の方法で推計した施設タイプ別空気カーマ当たり臓器線量と比較すると、日本人モデル JM-103 の空気カーマ当たり臓器線量は、結腸、肺で RCP-AM より約 2%程度大きい。日本人の方がコーカソイドより身体寸法が小さく、腹部、胸部の皮下組織の厚みが薄いことが反映していると考えられる。なお、多くの組織に造血機能が分布する赤色骨髄については、JM-103 と RCP-AM で空気カーマ当たり臓器線量に違いはみられない。

なお、近年メッシュファントムの開発が進んでいる。ボクセルファントムでは mm 単位で表現したのに対し、メッシュファントムでは  $\mu\text{m}$  単位で記述でき、例えば骨表面の評価などが可能となるが、本検討会が対象としている臓器などについては、結果に影響するとは考えられない。

(注) 例として、結腸について、エネルギー、ジオメトリ別空気カーマ当たり臓器線量から施設タイプ別空気カーマ当たり臓器線量を求める計算プロセスを、プログラム R のスクリプトを用いて示す。

```
# Colon absorbed dose per unit air-kerma (Gy/Gy) (表 3.5.2)
# B の逆数なので記号 IB (Inverse of B) を利用する
> IB<-matrix(c(1.378, 1.190, 1.043, 0.705, 0.653, 0.666),nrow=3)
> colnames(IB)<-c("AP", "ISO")
> rownames(IB)<-c("119keV", "207keV", "662keV")
> IB
      AP  ISO
119keV 1.378 0.705
207keV 1.190 0.653
662keV 1.043 0.666

# Uncertainty defined as K=1.05 for all
> K<-matrix(rep(1.05,6),nrow=3)
> colnames(K)<-c("AP", "ISO")
> rownames(K)<-c("119keV", "207keV", "662keV")
> K
      AP  ISO
119keV 1.05 1.05
207keV 1.05 1.05
662keV 1.05 1.05

> fg<-c(0.5, 0.5) # ジオメトリ分布 (NPP)
> fe<-c(0.025, 0.075, 0.9) # エネルギー分布 (NPP)
> F<-fe%*%t(fg) # エネルギー・ジオメトリ分布
# NPP のエネルギー・ジオメトリ分布の下での IB (Sv/Sv)
> (IB.npp<-round(exp(sum(F*log(IB))),2))
[1] 0.84
# NPP のエネルギー・ジオメトリ分布の下での K
> (K.npp <-round(exp(1.96*sqrt(sum( fe^2 %*% (log(K)/1.96)^2 %*% fg^2 ))),3))
[1] 1.032

> fg<-c(0.5, 0.5) # ジオメトリ分布 (MA)
> fe<-c(0.05, 0.15, 0.8) # エネルギー分布 (MA)
> F<-fe%*%t(fg) # エネルギー・ジオメトリ分布
# MA のエネルギー・ジオメトリ分布の下での IB (Sv/Sv)
> (IB.ma<-round(exp(sum(F*log(IB))),2))
[1] 0.85
# MA のエネルギー・ジオメトリ分布の下での K
> (K.ma <-round(exp(1.96*sqrt(sum( fe^2 %*% (log(K)/1.96)^2 %*% fg^2 ))),3))
[1] 1.029
```

### 3.6 線量計タイプ、臓器別線量計指示値から臓器線量への換算係数

#### 3.6.1 空気カーマ当たり線量計レスポンスと空気カーマ当たり臓器線量の比較

図 3.6.1 は、NPP および MA の施設タイプについて、線量計タイプ別空気カーマ当たり線量計レスポンス(Sv/Gy)と臓器種類別空気カーマ当たり臓器線量(Gy/Gy)を並べたものである。特定の線量計タイプの空気カーマ当たり線量計レスポンスの値(Sv/Gy)と、特定の臓器の空気カーマ当たり臓器線量の値(Gy/Gy)を比較することで、線量計指示値(Sv)と臓器線量(Gy)の関係を知ることができる。

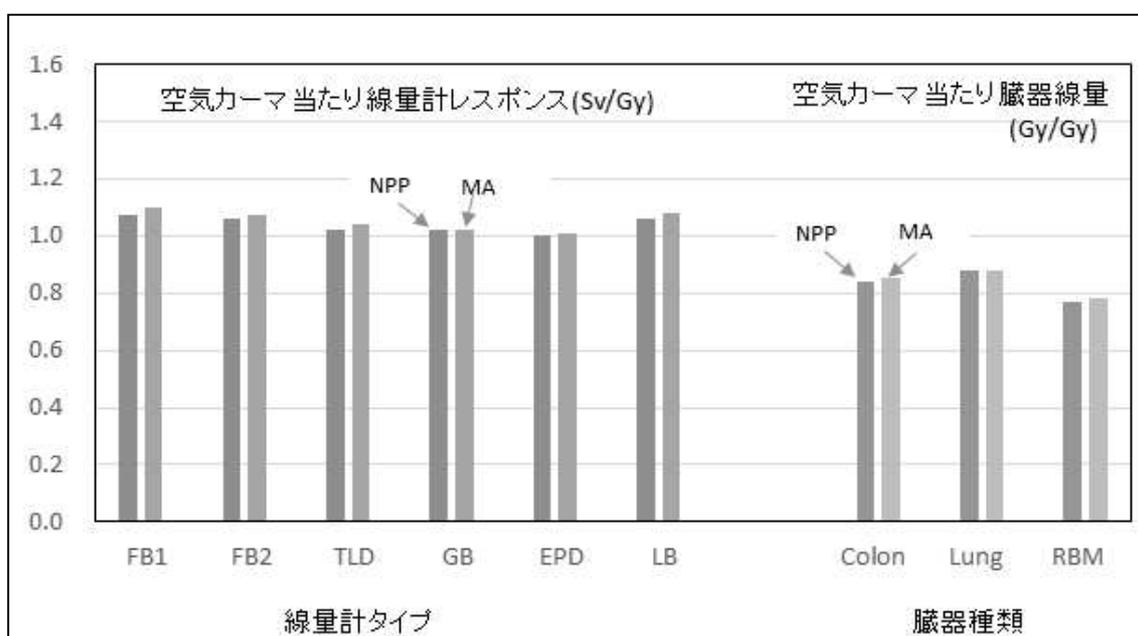


図 3.6.1 空気カーマ当たり線量計レスポンスと空気カーマ当たり臓器線量の比較

・空気カーマ当たり線量計レスポンス(Sv/Gy)の値は、1.0-1.1の間であった。NPPに比べ、MAの方がわずかに大きかった(約2%)。線量計タイプ別には、FB1、LB、FB2で相対的に大きく、一方、EPD、GB、TLDは値が1に近かった。

・空気カーマ当たり臓器線量(Gy/Gy)の値は0.8前後で、空気カーマ当たり線量計レスポンスの値に比べて小さかった。したがって、線量計指示値(Sv)当たりの臓器線量(Gy)はおおむね0.7-0.8程度となった。

### 3.6.2 施設タイプ、線量計タイプ、臓器種類別線量計指示値から臓器線量への換算係数

- 「3.1.2 変換のモデル式」で説明した換算係数の式  $c = \exp(m) \times \exp(s^2/2)$  における第1項  $\exp(m)$  は、施設タイプ、線量計タイプ、臓器種類別に表 3.6.2 のとおり。なお、時期別には、その時期に使用された線量計タイプのみを表示した。すなわち、1989年以降はFB2、TLD、GB、EPD、LBを表示し、1988年以前はFB1、FB2、TLDを表示した。

表 3.6.2 換算係数の式の第1項

第1項 $\exp(m)$ 1989年以降							
	NPP			MA			
	結腸	肺	赤色骨髄		結腸	肺	赤色骨髄
FB2	1.26	1.20	1.38		1.26	1.22	1.37
TLD	1.21	1.16	1.32		1.22	1.18	1.33
GB	1.21	1.16	1.32		1.20	1.16	1.31
EPD	1.19	1.14	1.30		1.19	1.15	1.29
LB	1.26	1.20	1.38		1.27	1.23	1.38

第1項 $\exp(m)$ 1988年以前							
	NPP			MA			
	結腸	肺	赤色骨髄		結腸	肺	赤色骨髄
FB1	1.33	1.27	1.45		1.35	1.30	1.47
FB2	1.31	1.25	1.43		1.31	1.27	1.43
TLD	1.26	1.21	1.38		1.27	1.23	1.39

(注)  $\exp(m)$ の値は次により求めた。

$$\exp(m) = B_1 \times B_2 \quad 1989 \text{ 年以降 } (B_3=1)$$

$$\exp(m) = B_1 \times B_2 \times B_3 \quad 1988 \text{ 年以前}$$

ここで、 $B_1$ は表 3.5.4、 $B_2$ は表 3.3.8、 $B_3$ は表 3.1.3を参照。

- 同様に、換算係数の式における第2項  $\exp(s^2/2)$ は、施設タイプ、線量計タイプ、臓器種類別に表 3.6.3 のとおり。この項は、バイアスの不確かさを換算係数に寄与させる役割をもつ。表 3.6.3によると第2項の値は、1989年以降(1.0001-1.0004)も、1988年以前(すべて1.002)も共に無視できる程の値である。したがって、換算係数  $c$  の値は基本的に第1項の値によって決まる。

表 3.6.3 換算係数の式の第 2 項

第 2 項 $\exp(s^2/2)$ 1989 年以降								
	NPP			MA				
	結腸	肺	赤色骨髄	結腸	肺	赤色骨髄		
FB2	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004
TLD	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004	1.0004
GB	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001
EPD	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001	1.0001
LB	1.0003	1.0003	1.0003	1.0003	1.0002	1.0002	1.0002	1.0002

第 2 項 $\exp(s^2/2)$ 1988 年以前								
	NPP			MA				
	結腸	肺	赤色骨髄	結腸	肺	赤色骨髄		
FB1	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002
FB2	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002
TLD	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002	1.002

(注)  $\exp(s^2/2)$  の値は次により求めた。

$$\exp(s^2/2) = \exp( ((\log K_1) / 1.96)^2 + ((\log K_2) / 1.96)^2 ) / 2 \quad 1989 \text{ 年以降} \quad (K_3=1)$$

$$\exp(s^2/2) = \exp( ((\log K_1) / 1.96)^2 + ((\log K_2) / 1.96)^2 + ((\log K_3) / 1.96)^2 ) / 2 \quad 1988 \text{ 年以前}$$

- 次いで、第 1 項  $\exp(m)$  と第 2 項  $\exp(s^2/2)$  の表の積として、施設タイプ、線量計タイプ、臓器種類別に表 3.6.4 のとおり、換算係数  $c$  が得られた。
- RADREC に登録されている記録線量(Sv)に、換算係数の逆数  $1/c$  を乗じることによって、臓器線量(Gy)が得られる。1988 年以前の記録線量も、既に述べたように、当時の照射線量 (R) の指示値を rem に読み替え、 $100 \text{ rem} = 1 \text{ Sv}$  と変換したものであるから、同様に、換算係数の逆数  $1/c$  を乗じることによって、臓器線量(Gy)が得られる。

表 3.6.4 時期、施設タイプ、線量計タイプ、臓器別換算係数 c

換算係数 c 1989 年以降 (Sv/Gy)								
	NPP			MA				
		結腸	肺	赤色骨髄		結腸	肺	赤色骨髄
FB2		1.26	1.20	1.38		1.26	1.22	1.37
TLD		1.21	1.16	1.33		1.22	1.18	1.33
GB		1.21	1.16	1.32		1.20	1.16	1.31
EPD		1.19	1.14	1.30		1.19	1.15	1.30
LB		1.26	1.20	1.38		1.27	1.23	1.38
換算係数の逆数 1/c 1989 年以降 (Gy/Sv)								
	NPP			MA				
		結腸	肺	赤色骨髄		結腸	肺	赤色骨髄
FB2		0.79	0.83	0.73		0.79	0.82	0.73
TLD		0.82	0.86	0.75		0.82	0.85	0.75
GB		0.82	0.86	0.75		0.83	0.86	0.76
EPD		0.84	0.88	0.77		0.84	0.87	0.77
LB		0.79	0.83	0.73		0.79	0.81	0.72

換算係数 c 1988 年以前 (Sv/Gy)								
	NPP			MA				
		結腸	肺	赤色骨髄		結腸	肺	赤色骨髄
FB1		1.33	1.27	1.45		1.35	1.30	1.47
FB2		1.32	1.26	1.44		1.31	1.27	1.43
TLD		1.27	1.21	1.38		1.28	1.23	1.39
換算係数の逆数 1/c 1988 年以前 (Gy/Sv)								
	NPP			MA				
		結腸	肺	赤色骨髄		結腸	肺	赤色骨髄
FB1		0.75	0.79	0.69		0.74	0.77	0.68
FB2		0.76	0.80	0.70		0.76	0.79	0.70
TLD		0.79	0.83	0.72		0.78	0.81	0.72

### 3.6.3 サイト、年次、臓器別線量計指示値から臓器線量への換算係数

サイト、時期別線量計タイプの表 3.2.4 と組み合わせることによって、1.6 節で述べた本検討会の目標であるサイト、年次、臓器別線量計指示値から臓器線量への換算係数が得られた。

## 第4章 結論・提言

J-EPISODE のリスク解析に臓器線量を用いることによって、解析結果の国際比較可能性を高めることを目的に、日本人に適した臓器線量構築方法を検討してきた。

IARC 論文[2]に述べられた方法に基本的に準拠し、第2章および第3章で述べたように、日本で使用されている個人線量計の特性および使用状況、並びに、日本人成人男性の臓器線量換算係数等の情報を利用し、また、日本のNPPにおける被ばくエネルギーおよびジオメトリを確認することによって、RADRECに登録された記録線量を、疫学調査のリスク解析に用いる臓器線量に換算するために必要な、放射線業務従事施設、年度、臓器別線量計指示値(Sv)から臓器線量(Gy)への換算係数(Gy/Sv)が得られることが明らかとなった。

本臓器線量構築検討会は、次のとおり提言する。

- (1) 本検討会で得られた線量計指示値から臓器線量への換算係数を用いて臓器線量を構築し、今後 J-EPISODE の死亡・罹患解析に適用すること。
- (2) 本換算係数は、IARC 論文に準拠して、多くのパラメータと仮定に基づいて構成されている。したがって、換算係数に影響を及ぼす可能性のある使用線量計の動向、作業環境の変化、線量概念の変更等に注意を払うこと。

以上

付録

## 放射線業務従事者の中性子外部被ばく可能性を考慮したがん死亡リスク

### 目的：

J-EPISODE のリスク解析において、中性子外部被ばくが及ぼす影響を明らかにするために、①線種情報をもたない放射線業務従事者の個人記録線量データベースから、中性子外部被ばく可能性のある者を特定し、②それを用いて、中性子外部被ばく可能性を考慮したがん死亡リスクを推定する。

### 背景：

旧動力炉・核燃料開発事業団東海事業所・現 JAEA 核燃料サイクル工学研究所（以下「東海事業所」という）における MOX (Mixed oxide)燃料製造のグローブボックス作業工程で中性子外部被ばくがあることは周知であった。山崎、他(2017)[47]は、2002-13 年間の不均等被ばく管理者の調査において、MOX 燃料施設の 2008 年度水晶体等価線量の最大値が 18.9 mSv で、その内訳はガンマ線 16.2 mSv、中性子線 2.7 mSv であったと述べ、中性子外部被ばくがあったことを示していた。

J-EPISODE の放射線リスク解析に利用している線量データは、原子力事業者が RADREC に定期報告している線量で、ガンマ線、中性子線などの外部被ばく及び内部被ばくを合算した年次、個人別記録線量 (Sv) である。しかし、中性子外部被ばく者を特定する情報は持ち合わせていないので、中性子外部被ばくを考慮したリスク分析ができないという制約があった。そこで、現時点での公開情報に基づき、中性子外部被ばくの影響について試算を行った。

## I 被ばくサイト別の個人記録線量を利用した中性子被ばく可能性のある者の特定

### 方法：

RADREC から「サイト、年次、個人別記録線量」の提供を受け、MOX 燃料施設のある東海事業所において、MOX 製造期間の 1972 年以降に、以下の外部被ばく線量のある者を中性子外部被ばくの可能性のある者と考えた。MOX 作業者の外部被ばく要因は、 $^{241}\text{Pu}$  の崩壊生成物である  $^{241}\text{Am}$  から放出されるガンマ線(59.5 keV)、および、Pu の自発核分裂または  $^{17,18}\text{O}(\alpha, n)$ 反応から生じた中性子であり、ガンマ線と中性子線を同時に外部被ばくする。MOX 作業従事者が装着した TLD バッジの記録レベルはγ線 0.1 mSv、中性子線 0.2 mSv であったので、東海事業所での年被ばく線量が 0.3 mSv 以上の年が少なくとも 1 回ある者を中性子外部被ばくの可能性のある者と定義した。

第V期解析（追跡期間 1991-2010 年）の対象者 204,103 人のうち、1972 年以降に東海事業所において 0.3 mSv 以上年線量が 1 回以上ある者 5,324 人を「中性子外部被ばくの可能性がある者」と特定し、フラッグをつけた。

表 5.1 東海事業所における被ばく状況（第V期解析対象者 N=204,103）

線量(ガンマ線+中性子線)	1972-2010 年
記録線量あり (0 mSv を含む)	20,553 人
累積線量 0.1 mSv 以上	6,629
0.3 mSv 以上年線量が少なくとも 1 回	<b>5,324</b>

中性子被ばく可能性のある者の線量分布は次表のとおりで、「可能性のある者」(flag=1)の平均累積線量は 23 mSv で、条件をそろえて比較した者約 12 万人の累積線量とほぼ同じであった。なお、flag=1 の者の累積線量 23 mSv は、東海事業所以外で被ばくした線量も含むことに留意する必要がある。

表 5.2 中性子被ばく可能性のある者の線量分布

対象者	線量分布 (mSv)			
V 期解析者のうち、0.3 mSv 以上年線量が 1 回以上ある者 118,820 人の 2010 年累積線量	1Q	Median	Mean	3Q
	2.07	7.70	<b>23.71</b>	24.70
flag=1 の者 (5,324 人) の全サイトでの 2010 年累積線量	1Q	Median	Mean	3Q
	2.10	7.60	<b>22.99</b>	23.86
flag=1 の者 (5,324 人) が東海事業所で被ばくした年 0.3 mSv 以上線量に由来する 2010 年累積線量	1Q	Median	Mean	3Q
	0.80	2.20	6.45	6.60

制約：

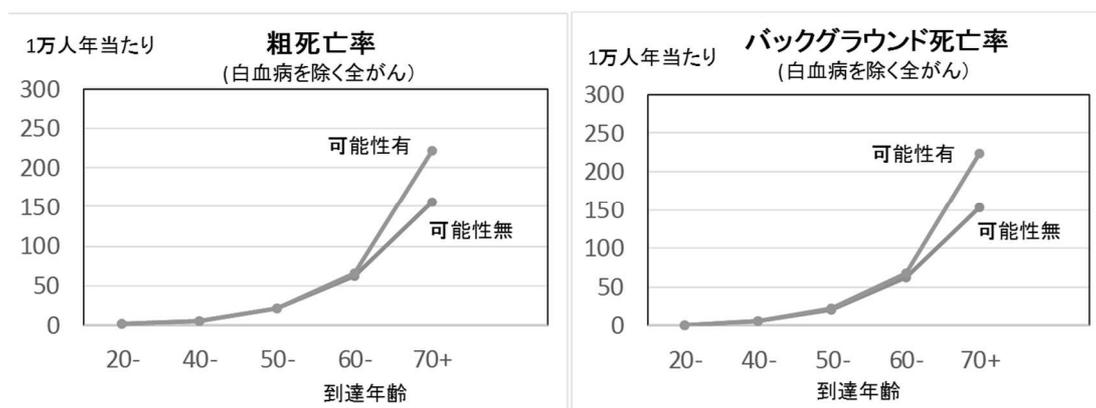
「中性子被ばく可能性のある者の特定」のために利用できる公開情報に限りがあった。今回利用したのは、サイト・年次別個人線量であったために、フラッグを付けた者の中にも、中性子を被ばくしていない者を含む。

中性子を発生する MOX 製造期間、中性子線被ばく線量の分布状況の集計値等、より詳細

な情報が利用できれば、よりの確な中性子被ばく者の推計が可能となると考えられる。

## II 中性子外部被ばく可能性を考慮したリスク推定（白血病を除く全がん死亡）

中性子外部被ばく可能性有の者のバックグラウンド死亡率は、到達年齢 70 歳代以上で、可能性無の者より高い。モデルではバックグラウンドの調整が必要である。



(注) バックグラウンド死亡率は、放射線疫学解析ソフト EPICURE を用いて次により求めた。  
NONSTRATA@  
Loglinear 0 %con flagc\*agecat2@linear 1 flagc\*d@ fit@

図 5.3 中性子外部被ばく可能性有の者の年齢別死亡率

### 方法 1 : 人に着目したモデル

まず、中性子被ばく可能性のある者に着目して分析を行った。中性子外部被ばく可能性フラッグ変数を設定し (flag=0: 可能性なし、flag=1: 可能性あり)、可能性有の者(5,324 人)を抽出して、以下の 3 つの線形リスクモデルを設定し、ポアソン回帰によりパラメータの推計を行った。

中性子外部被ばく可能性を考慮しないモデル (1)

$$\lambda_0(\text{agecat2}, \text{cyear}, \text{apc})(1 + \beta d)$$

agecat2: 到達年齢 (20-39, 40-49, 50-59, 60-69, 70+)、

cyear: 暦年(5 年毎 4 区分)、apc: 地域(8)、

dcat: 累積線量区分(0-5, 5-10, 10-20, 20-50, 50+ mSv)

d: 累積線量、ラグ 10 年

中性子被ばく可能性を調整変数に追加したモデル (2)

$$\lambda_0(\text{agecat2}, \text{cyear}, \text{apc}) \exp(\alpha \times \text{flag}) (1 + \beta d)$$

中性子被ばく可能性を調整変数と修飾項に追加したモデル (3)

$$\lambda_0(\text{agecat2}, \text{cyear}, \text{apc}) \exp(\alpha \times \text{flag}) (1 + \beta d \times \text{flag})$$

### 方法2：線量に着目したモデル

累積線量  $d$  を、次の2つの累積線量  $d_1$  および  $d_2$  に分割する。

$$d = d_1 + d_2$$

$d_1$ :  $\text{flag}=1$  の者が、東海事業所で1972年以降に被ばくした中性子外部被ばくの可能性がある線量

$d_2$ : それ以外の線量 (注:  $\text{flag}=0$  の者は  $d_1=0, d=d_2$ )

次のモデルを設定した。

$$\lambda_0(\text{agecat2}, \text{cyear}, \text{apc}) \exp(\alpha \times \text{flag}) (1 + \beta_1 d_1 + \beta_2 d_2) \quad (4)$$

$d_1$  の区分: 0-5, 5-10, 10-20, 20+ (mSv)

$d_2$  の区分: 0-5, 5-10, 10-20, 20-50, 50+

$d_1, d_2$ : ラグ 10 年

### 結果：

(1)-(4)式の推定結果は以下のとおり。

表 5.4 モデル別推定結果

モデル		パラメータ推定値	$\Delta\text{AIC}$
1	中性子を考慮しない $\lambda_0(\text{age}, \text{cyear}, \text{apc})(1 + \beta d)$	<b>ERR 1.40 /Sv</b> <b>(90%CI 0.43, 2.38)</b>	0
2	中性子被ばく可能性を調整変数に追加 $\lambda_0(\text{age}, \text{cyear}, \text{apc}) \exp(\alpha \times \text{flag}) (1 + \beta d)$	調整変数: $\exp(\alpha)$ : 1.20 (1.02, 1.41) <b>ERR 1.33 (0.36, 2.30)</b>	-2.6
3	中性子被ばく可能性を調整変数と修飾項に追加 $\lambda_0(\text{age}, \text{cyear}, \text{apc}) \exp(\alpha \times \text{flag}) (1 + \beta d \times \text{flag})$	調整変数: $\exp(\alpha)$ : 1.26 (1.04, 1.52) 可能性なし: <b>ERR 1.38 (0.39, 2.37)</b> 可能性あり: <b>ERR -0.81 (-5.12, 3.51)</b>	-1.1

4	累積線量 $d$ を、 $flag=1$ の者が、東海事業所で 1972 年以降に被ばくした線量と、それ以外の線量に分割 $\lambda_0(\text{age, cyear, apc}) \exp(\alpha \times \text{flag}) (1 + \beta_1 d_1 + \beta_2 d_2)$	調整変数 : $\exp(\alpha)$ : 1.14 (0.97, 1.35) $\beta_1$ (中性子被ばく可能性あり) : <b>ERR 14.2 (-9.9, 38.4)</b> $\beta_2$ (その他) : <b>ERR 1.32 (0.50, 2.13)</b>	-1.3
(注) 1.全がん (白血病を除く、ラグ 10 年) $n=7,929$ 2. $\Delta AIC = \Delta Deviance - 2 \times \Delta Degree \text{ of Freedom}$			

表 5.4 のモデル(3)の結果によると、第V期解析者の中性子外部被ばく可能性を考慮した ERR の推計値は、「可能性あり」のバックグラウンド死亡率が高い状況にあるが、考慮しないモデル(1)に比べ「可能性なし」の ERR の低下はわずかであった。

人に着目したモデル(3)の結果によると、可能性有のバックグラウンド死亡率は 26%高い。また、可能性有の者の ERR/Sv は右下がりとなっている(図 5.5)。

結果 3 : 線量区分、中性子外部被ばく可能性有無別相対リスク

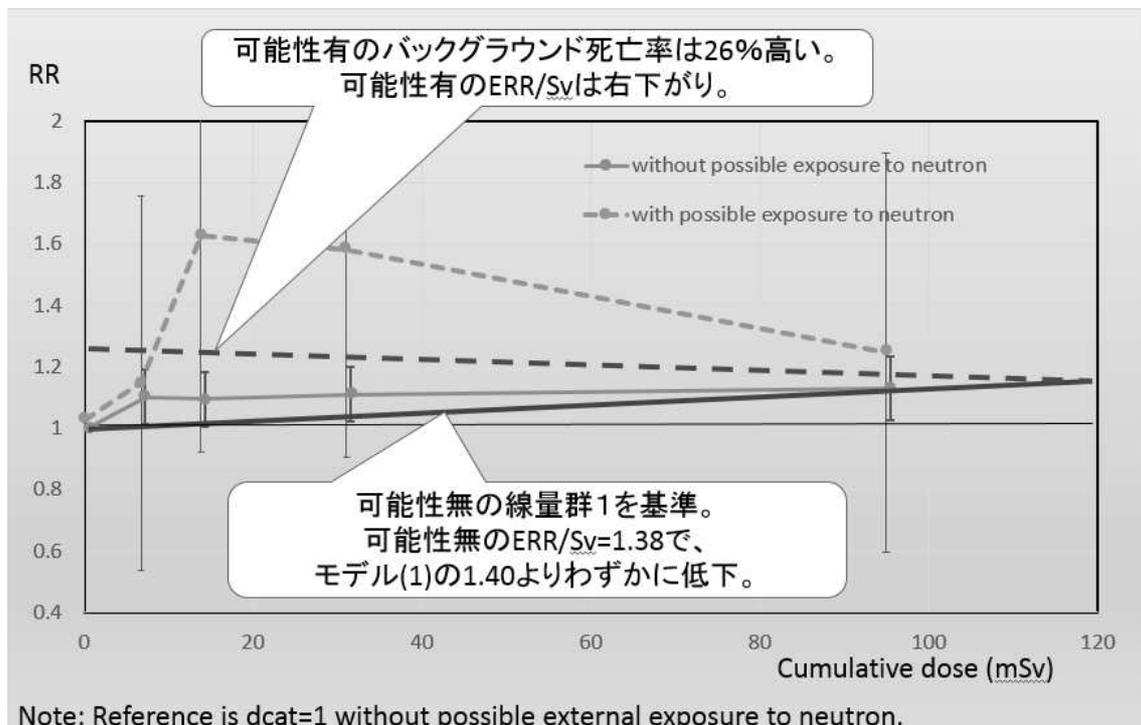


図 5.5 線量区分、中性子外部被ばく可能性有無別相対リスク (結果 3)

線量に着目したモデル4の結果によると、可能性有の線量( $d_1$ )の累積は 6.4 mSv であった。 $d_1$  に関するバックグラウンド死亡率は、それ以外の線量( $d_2$ )に比べ 14%高かった。また、ERR/Sv は有意ではないが 14.2 を示した。

一方、可能性無の線量( $d_2$ )に関して、ERR/Sv は 1.32 であった。これは、中性子被ばくを考慮しない従来モデル1の ERR/Sv 1.40 と比べると、わずかに小さい。

結果4：線量区分、中性子外部被ばく可能性有無別相対リスク

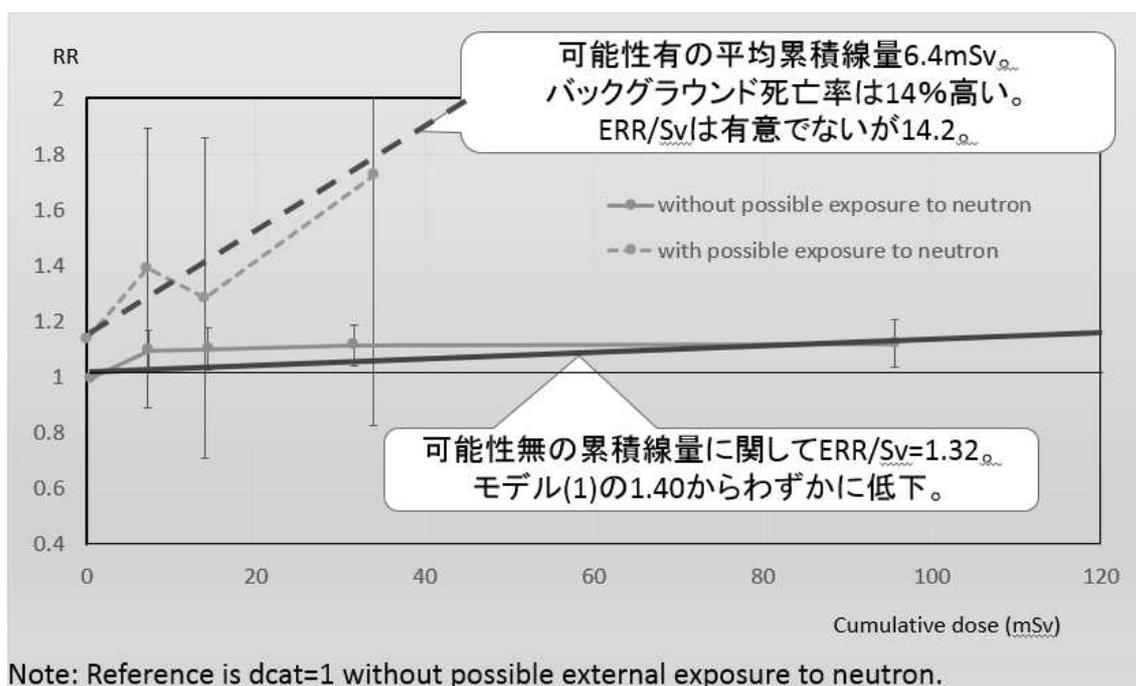


図 5.5 線量区分、中性子外部被ばく可能性有無別相対リスク (結果 4)

**結論：**

- ・放射線業務従事者の被ばく線量に関し、現段階での公開情報を基に、中性子外部被ばく可能性のある者を特定し、中性子被ばくを考慮したリスク分析を試みた。
- ・「可能性有」の者のバックグラウンド死亡率が高いなどの状況はあるものの、中性子外部被ばく可能性を考慮したリスク解析の結果、「可能性無」の者の ERR の低下はわずかであった。
- ・中性子外部被ばく可能性を考慮していなかった、これまでの J-EPISODE の解析結果について、大きな変更を加えるものではないと考える。
- ・今後、線量情報等のデータを充実させ、より精度の高い分析を行う必要がある。

## 参考文献

- 1 放射線影響協会「低線量放射線による人体への影響に関する疫学的調査（第V期調査平成22年度～平成26年度）」平成27年3月
- 2 Thierry-Chef, et al., The 15-country collaborative study of cancer risk among radiation workers in the nuclear industry: Study of errors in dosimetry, *Radiation Research*, 167, pp. 380-395, 2007
- 3 M. Vrijheid, et al., The 15-country collaborative study of cancer risk among radiation workers in the nuclear industry: Design, epidemiological methods and descriptive results, *Radiation Research*, 167, pp. 361-379 (2007)
- 4 E. Cardis, et al., The 15-country collaborative study of cancer risk among radiation workers in the nuclear industry: Estimates of radiation-related cancer risks, *Radiation Research*, 167, pp. 396-416 (2007)
- 5 Thierry-Chef, et al., Dose estimation for a study of nuclear workers in France, the United Kingdom and the United States of America: Methods for the International Nuclear Workers Study (INWORKS), *Radiation Research*, 183, pp. 632-642 (2015)
- 6 G. B Hamra, et. al., Cohort profile: The International Nuclear Workers Study (INWORKS), *International Journal of Epidemiology*, 45, 3, pp. 693-699, 2016
- 7 D. B Richardson, et al., Risk of cancer from occupational exposure to ionizing radiation: retrospective cohort study of workers in France, the United Kingdom, and the United States (INWORKS), *British Medical Journal*, 351:h5 359 (2015)
- 8 K. Leuraud, et al., Ionizing radiation and risk of death from leukaemia and lymphoma in radiation-monitored workers (INWORKS): an international cohort study, *Lancet Haematology*, 2, 7, pp. e276-e281 (2015)
- 9 ICRP Publication 74, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, *Annals of the ICRP*, 26, No. 3-4 (1996)
- 10 ICRP Publication 116, Conversion Coefficients for Radiological Protection

Quantities for External Radiation Exposures, *Annals of the ICRP*, 40, No. 2-5 (2010)

11 E. S. Gilbert, et al., Lung cancer risks from plutonium: An updated analysis of data from the Mayak worker cohort, *Radiation Research*, 179, pp. 332-342 (2013)

12 藤田正一郎、他「放影研における被爆者の DS02 線量計算」広島・長崎原爆放射線量新評価システム DS02 に関する専門研究会報告書, KURRI-EKR-11 (KURRI-KR-114, 2005)

13 D. L. Preston, et al., Solid cancer incidence in atomic bomb survivors: 1958-1998, *Radiation Research*, 168, pp. 1-64 (2007)

14 K. Ozasa, et al., Studies of the mortality of atomic bomb survivors, Report 14, 1950-2003: an overview of cancer and noncancer diseases, *Radiation Research*, 177, 3, pp. 229-243 (2012)

15 E. J. Grant, et al., Solid cancer incidence among the Life Span Study of atomic bomb survivors: 1958-2009, *Radiation Research*, 187, 5, pp. 513-537 (2017)

16 S. Hoffmann, et al., Shared and unshared exposure measurement error in occupational cohort studies and their effects on statistical inference in proportional hazards models, *PLoS One*. 2018; 13(2) e0190792

17 ICRP Publication 51, Data for Use in Protection against External Radiation, *Annals of the ICRP*, 17, No. 2-3 (1987)

18 Thierry-Chef, et.al., Study of a selection of 10 historical types of dosimeter: Variation of the response to  $H_p(10)$  with photon energy and geometry of exposure, *Radiation Protection Dosimetry*, 102, 2, pp. 101-113 (2002)

19 ICRP Publication 6, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 1959

20 ICRP Publication 26, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, *Annals of the ICRP*, 1, No. 3 (1977)

- 21 ICRP Publication 60, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Annals of the ICRP, 21, No. 1-3 (1991)
- 22 日本工業規格 JIS Z4511:2005 「照射線量測定器, 空気カーマ測定器, 空気吸収線量測定器及び線量当量測定器の校正方法」
- 23 ICRU Report 47, Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations, International Commission on Radiation Units and Measurement (1992)
- 24 日本工業規格 JIS Z4314:2002 「蛍光ガラス線量計測装置」
- 25 放射線影響協会 「個人線量記録評価専門委員会報告」 (第 I 期～第IV期)
- 26 放射線影響協会 「第 V 期放射線疫学調査 個人線量記録の整合性に係る評価報告書」  
平成 27(2015)年 3 月
- 27 JAEA 「線量計レスポンス試験 (受託)」 2018
- 28 日本工業規格 Z4331:2005 「個人線量計校正用ファントム」
- 29 D. Maki, et al., Development of the new glass badge, Radiation Protection Dosimetry, 171, 3, pp. 337-345 (2016)
- 30 千代田テクノル 「ガラスバッジ技術仕様書」平成 22 年 9 月 27 日および平成 27 年 2 月 27 日
- 31 長瀬ランダウア ルミネスバッジ  
<https://www.nagase-landauer.co.jp/luminess/index.html> (最終アクセス : 20190201)
- 32 T. Sato, et al., Features of particle and heavy ion transport code system (PHITS) version 3.02, Journal of Nuclear Science and Technology, 55, 6, pp. 684-690 (2018)
- 33 Thierry-Chef, et. al., A method to assess predominant energies of exposure in a nuclear research centre — Saclay (France), Radiation Protection Dosimetry, 94, 3, pp. 215-225 (2001)

- 34 電力中央研究所「ICRP 勧告に基づく実効線量当量の現場測定手法に関する検討」電力中央研究所報告 284060 (昭和 60(1985)年 4 月)
- 35 電力共通研究「外部被ばく線量評価精度向上に関する調査研究(終了報告書)」昭和 58 年 3 月、電力中央研究所
- 36 電力共通研究「放射線による被ばく線量評価手法の確立に関する研究 昭和 60 年度(最終報告書)」昭和 61 年 3 月、(株)シー・アール・エス
- 37 東電環境エンジニアリング「受託研究報告書 外部被ばく線量評価手法の適用に関する研究(昭和 58 年度下期(最終報告書))」[東京電力委託調査]、昭和 59 年 3 月
- 38 ICRP Publication 110, Adult Reference Computational Phantoms, Annals of the ICRP, 39, No. 2 (2009)
- 39 K. Sato, et al., Development of adult Japanese voxel phantoms and their application to evaluation of radiation exposure doses, JAEA-Data/Code 2010-009 (2010)
- 40 K. Sato, et al., Construction of average adult Japanese voxel phantoms for dose assessment, JAEA-Data/Code 2011-013 (2011)
- 41 K. Sato, et al., The contemporary JAEA Japanese voxel phantoms, Radiation Protection Dosimetry, 149, 1, pp. 43-48 (2012)
- 42 K. Manabe, et al., Comparison of internal doses calculated using the specific absorbed fractions of the average adult Japanese male phantom with those of the reference computational phantom-adult male of ICRP publication 110, Physics in Medicine and Biology, 59, 5, pp. 1255-1270 (2014)
- 43 佐藤薫、他「体格の異なる成人日本人ボクセルファントムの構築と外部光子照射に対する臓器線量評価への適用」保健物理, 52, 4, pp. 247-258 (2017)
- 44 (財)放射線影響協会放射線疫学調査センター第 I 期疫学調査線量評価グループ「放射線疫学調査(第 I 期)に係る個人線量の信頼性(1) -線量の定義,測定技術基準等の歴史の変遷および放射線作業環境-」RADIOISOTOPES, 46, pp. 833-843, 1997

- 45 森内茂、他「各種形状寸法の NaI(Tl)シンチレーション検出器の $\gamma$ 線応答関数の整備と試験」保健物理, 42, 1, pp. 71-83 (2007)
- 46 文部科学省「NaI(Tl)シンチレーションスペクトロメータ機器分析法」放射能測定法シリーズ6 昭和49年
- 47 山崎巧、他「MOX燃料施設における眼の水晶体の線量評価の現状と課題」保健物理, 52, 3, pp. 167-170 (2017)

