



NIRS-M-153
ISBN 4-938987-13-9

ウラン加工工場臨界事故患者の
線量推定
最終報告書

**FINAL REPORT
ON
DOSE ESTIMATION
FOR THREE VICTIMS OF JCO ACCIDENT**

藤元憲三編

放射線医学総合研究所

記

本報告書は JCO 臨界事故により大量に被ばくした 3 名の従業員の線量評価のため放射線医学総合研究所内に組織された JCO 事故線量推定ワーキンググループの活動の最終報告書である。JCO 事故線量推定ワーキンググループは事故直後に 3 名の高レベル被ばく従業員の治療に必要な線量推定値を提供すると共に 2000 年 2 月 29 日に中間報告書：NIRS-M-138 (HO00) を出版するなど、これまでその活動内容を種々の形態で報告して来た。その中間報告書は出版した 1,000 部がすべて利用者の下へ届けられ、これまで幅広く利用されてきた。その中間報告書出版をもって JCO 事故線量推定ワーキンググループの活動は終了したのではなく、今回の不幸な事故から、数多くの知見を得るため、その後も活動を続けてきた。その中には後に提供を受けた試料の測定や詳細な体内分布を求めるための計算シミュレーションの遂行、臨界実験装置 (TRACY) を用いた体内線量の深度分布の検討などがある。これら、中間報告後の新たに行われた測定、解析等の内容も加え、ここに線量評価のための最終報告書を作成する。この最終報告書は中間報告書に含まれる内容をすべて網羅した報告書であり、JCO 臨界事故により被ばくした 3 名の従業員の線量評価に関する完結した報告書である。

なお本報告書における知見は、学術目的として公表することを 3 名の高レベル被ばく従業員または家族から承諾を得て発表しているものである。

下に最終報告の作成に際して、測定等に携わった者、JCO 事故線量推定ワーキンググループメンバーの名前を示す。これらの人達以外にも JCO 事故線量推定作業には数多くの方々の協力を得た。それらの方々に対して深く感謝すると共に、事故で亡くなられた被ばく従業員の方々に心から哀悼の意を捧げます。

測定等担当者： (各人の所属は事故当時の平成 11 年度のものを示す。但し、その後の活動に携わった者はその時の所属を示す。)

初期対応

野田 豊 (放射線科学研究部)、
小泉 彰 (内部被ばく・防護研究部)、
門間静雄、倉田泰孝、曾我健吾、芳田典幸、朽木満弘、佐々木昭徳、堀越義紀、宮後法博、
佐藤眞二、森川康弘、小枝伸悟 (技術安全部)

血液成分評価

明石真言、鈴木 元、田野崎栄、平間敏靖、中川憲一、黒岩教和、辻井博彦 (放射線障害医療部)

染色体分析

早田 勇、南久松真子、神田玲子、古川 章 (障害基盤研究部)
(協力：京都大学放射線生物研究センター 佐々木正夫)

ガンマ線スペクトロメトリ

野田 豊 (放射線科学研究部)、
村松康行、田上恵子、坂内忠明、内田滋夫 (第 4 研究グループ)、
米原英典、西村義一、湯川雅枝、床次眞司 (人間環境研究部)、
小泉 彰 (内部被ばく・防護研究部)

安定元素 (P, Na, K, Br, S) の測定

吉田 聡、村松康行 (第 4 研究グループ)、渡辺嘉人 (人間環境研究部)

³²P の測定

湯川雅枝、西村義一、渡辺嘉人、金 熙善、木村真三（人間環境研究部）、
武田洋、宮本霧子、府馬正一（第4研究グループ）

イメージングプレート

木村真三（人間環境研究部）

歯の ESR 測定

白石久二雄、米原英典、松本雅紀（人間環境研究部）
共同研究者：宮澤忠蔵、岩崎みどり（奥羽大学）

線量計算

石樽信人（内部被ばく・防護研究部）

計算シミュレーション

石樽信人（内部被ばく・防護研究部）
河内清光（研究総務官）
共同研究者：山口恭弘、遠藤章（日本原子力研究所）

TRACY を用いた線量測定

平岡 武、福村明史、小俣 要（放射線科学研究部）
河内清光（研究総務官）、松藤成弘（医用重粒子物理工学研究部）
石樽信人（内部被ばく・防護研究部）
共同研究者：大野秋男、曾野浩樹（日本原子力研究所）

ヒューマンカウンタ

石川徹夫（人間環境研究部）、石澤義久（技術安全部）

試料保管

小泉 彰（内部被ばく・防護研究部）、野田 豊（放射線科学研究部）、
藤元憲三、湯川雅枝（人間環境研究部）

患者の人権とプライバシー保護管理

明石真言（放射線障害医療部）

上記線量評価への役務要員の協力者

田仲睦、山崎慎之介、光野冬樹、黒田典子、山本一彦

最終報告書編纂アシスタント

磯田直子（防護体系構築研究グループ）

JCO 事故線量推定ワーキンググループメンバー（各人の所属は平成 11 年度のもの）

委員長 河内清光 （研究総務官）

副委員長 藤元憲三 （人間環境研究部長）

副委員長代理 西村義一 （人間環境研究部 第 2 研究室長）

委員

企画室

松本恒弥、菱山 豊、鎌倉幸雄

技術安全部

門間静雄、佐藤 肇、倉田泰孝、芳田典幸

人材・研究基盤部

上島久正、白川芳幸

放射線科学研究部

平岡 武、富谷武浩、柴田貞夫、野田 豊

障害基盤研究部

早田 勇

内部被ばく・防護研究部

下 道國、小泉 彰、石樽信人

人間環境研究部

西村義一、湯川雅枝、白石久仁雄、黒滝克己、米原英典

放射線障害医療部

辻井博彦、明石真言、鈴木 元

第 4 研究グループ

中村裕二、村松康行、武田 洋、宮本霧子、吉田 聡

国際宇宙放射線医学研究センター

藤高和信、安藤興一、山口 寛

医用重粒子物理工学研究部

曾我文宣

アドバイザー：岩倉哲男、中島敏行、隈元芳一（特別研究員）

概要

平成 11 年 9 月 30 日（木）午前 10 時 35 分頃、東海村の JCO ウラン加工工場で臨界事故が発生し、ウラン精製作業中の 3 名の従業員が大量の放射線に被ばくした。第三次医療機関として被ばくした従業員の受け入れを決定した放射線医学総合研究所（放医研）では事故対策本部とともに線量推定ワーキンググループが設置され、3 名の被ばく者の受け入れ準備が開始された。この事故に関する放医研の全体の活動報告は「東海村ウラン加工工場臨界事故に関する放医研報告書」：NIRS-M-143（HO01）に記載されている。本報告書は線量推定ワーキンググループの活動内容を報告するものである。

本報告書においては、今回の線量評価に主として用いられた内容が理解されやすいように、線量評価に直接関連した部分を、第 1 章の「事故経緯」の後に、第 II 章「線量評価」として記載した。そして、副次的な測定内容は第 III 章「生体試料などの測定・分析」に、また、第 IV 章においては、今回の線量評価に伴う種々の問題点について検討を行った。初期対応や依頼分析を行った内容に関しては、基礎情報や緊急時対応についての考察と共に付録に記載することとした。

今回の線量評価においては主として 3 つの方法による線量推定がなされた。その 3 つの方法とは血液中のリンパ球の減少、染色体異常、 ^{24}Na の比放射能測定である。中間報告書の時点ではそれらの方法により推定した線量は 3 人のそれぞれに対して、1~4.5 GyEq、6~10 GyEq、16~20 GyEq 以上であった。その後のより詳細な検討に基づく線量推定値は血液中のリンパ球による方法で 1~5、6~8、16~23 GyEq、染色体異常による方法で 2.8~3.2、7.7~8.9、21.7~27.3 GyEq、 ^{24}Na の比放射能測定による方法で中性子に対して 0.81、2.9、5.4 Gy、ガンマ線に対して 1.5、4.1、9.9 Gy と評価された。幸いなことに、中間報告の時点の推定値と矛盾しない値で、より正確なものとなっている。上記の線量評価の内、末梢血液中のリンパ球の減少程度、染色体異常による方法では中性子とガンマ線の線量寄与が区別できず、これまでの知見に基づくガンマ線による影響と比較することにより線量が推定された。従って、これらの方法による線量推定では線量単位として Gy や Sv を用いることができず、GyEq という単位を使用した。一方、血中の ^{24}Na の比放射能から線量を評価する方法では中性子による線量しか評価できない。従って、ガンマ線からの線量は事故当時のモニタリング結果やその後の計算シミュレーション等の他の方法による手助けを得て、ガンマ線の線量を推定せざるを得なかった。当初はこの血中の ^{24}Na の比放射能を用いた線量評価法においても 1.7 という生物効果比（RBE）を仮定して中性子とガンマ線による積算線量を GyEq の単位で表現した。しかしながら、その後の検討で、もっとも適切な線量推定結果の表現方法は成分ごとに Gy 単位で表記することであると判断した。ただし、暫定的な全身への影響評価を見積もる目的や他の評価法との比較のために、止むを得ず適切な RBE を仮定して中性子とガンマ線の線量を合算する必要があると判断した。この目的のため 1.7 という RBE を用いて血中の ^{24}Na の比放射能より推定した 3 名の線量は 2.9、9.0、19 GyEq である。

目次

	主執筆者	頁
記		i
概要		iv
I. 事故の経緯	藤元憲三	1
II. 線量評価		2
A. 前駆症状から見た線量推定	明石真言	2
B. 血球・リンパ球減少カーブよりの線量評価	明石真言	4
C. 染色体分析法による線量推定	早田 勇	6
D. ^{24}Na 放射能計測による線量推定		11
a. 血液		11
1. ガンマ線スペクトロメトリ(^{24}Na の測定)	村松康行、米原英典、野田 豊	11
2. 安定元素 (Na) の測定	吉田 聡、村松康行	14
3. 比放射能	村松康行	16
4. 血液中 ^{24}Na の測定結果に基づく線量評価	石樽信人	17
b. ヒューマンカウンタによる線量推定	石川徹夫	25
E. 計算シミュレーション手法による線量再構築	石樽信人	31
F. 臨界実験装置 TRACY を用いた深部線量分布の検討	石樽信人	46
G. 線量評価のまとめ	藤元憲三	48
III. 生体試料などの測定・分析		50
A. 血液	村松康行、野田 豊、吉田 聡	50
B. 毛髪	村松康行、湯川雅枝、宮本霧子、武田 洋	55
C. 毛髪中の ^{32}P の測定結果に基づく速中性子フルエンスの推定	石樽信人	63
D. 尿および嘔吐物	村松康行、西村義一、武田 洋	67
E. 骨	渡辺嘉人、坂内忠明、木村真三	76
F. 骨髄	西村義一、武田 洋	81
G. 歯と爪の ESR 測定	白石久仁雄	82
IV. 問題点の検討		85
A. 比放射能による比較	村松康行	85
B. 輸液の影響		90
a. 全身 Na の増加量による検討	石樽信人	90
b. コンパートメントモデルによる検討	石樽信人	90
c. 生体試料中の比放射能による検討	村松康行	97
C. 線量の不均等分布	石樽信人	98
D. 中性子とガンマ線の線量比	石樽信人	99
E. 生物効果比 (RBE) の問題点	藤元憲三	100
F. 臨床症状と線量評価結果との整合性	藤元憲三	103

G. 線量推定の変遷	-----	藤元憲三	105
V. 結語	-----	河内清光、藤元憲三	106
参考文献	-----		107
付録			
A. 基礎情報	-----	藤元憲三	112
B. 放医研の初期対応	-----	野田 豊、芳田典幸	116
C. 緊急時対応についての考察	-----	藤元憲三	136
D. 試料の化学分析	-----	分析センター、藤元憲三	139

I. 事故の経緯

茨城県東海村のウラン加工工場 JCO において平成 11 年 9 月 30 日午前 10 時 35 分頃臨界事故が発生した。事故は 2 人の従業員が硝酸ウラニルを沈殿槽へ注入中に発生した。作業中の 2 人 (A 氏と B 氏) と隣室にいた 1 人 (C 氏) は異常を察知し、自力でその場を離れ、管理区域入口近くの除染室まで避難した。C 氏は管理区域内の電話を用いて外部への連絡を試みたが通じなかった。その間除染室では A 氏が気を失い、B 氏が介抱に当たった。エリアモニタの警報を聞きつけ、応援が駆けつけ、3 人を管理区域外へ運び出し、10 時 43 分に東海村消防本部に救急車を電話で要請した (GE99a, FU99, FU00a,b,c)。

数分後に到着した救急車に 3 名は乗り込み、いったん国立水戸病院へ搬送され、応急措置を受けたが、症状から判断して第三次医療機関である放射線医学総合研究所 (放医研) へ転送されることとなった。放医研では事故の連絡を受け、急遽、原子力対策本部を設置し 14 時 30 分に第 1 回の打ち合わせが行われ、患者受け入れ準備体制の確認がなされた。3 名の被ばく従業員には水戸病院の医師が同行し、茨城県の防災ヘリコプターを利用し、14 時 16 分に水戸市のヘリポートを離陸し、同 45 分に千葉市土気のヘリポートへ到着した。土気ヘリポートでは放医研の放射線安全課職員が出迎え、さらに救急車で放医研の緊急医療施設へ転送された。放医研の緊急医療施設へ到着したのは同日の 15 時 25 分であった。緊急医療施設へは A 氏 B 氏はストレッチャーで運び込まれ、軽傷の C 氏は自力で入院した。放医研では放射線安全課の職員がヘリコプター、救急車およびその乗員に放射能汚染の無いことを確認した。また直ちに 3 人の汚染状況を調べると共に、医療チームによる治療と併行して物理学的線量測定、生物学的線量測定の専門家による線量評価が開始された。特に今回の 3 人の被ばく従業員は線量計を携帯しておらず、間接的な方法で早急に線量評価を行う必要があった。従って、線量評価を組織的に行うため河内研究総務官を長とする JCO 事故線量推定ワーキンググループが結成され活動が開始された。

被ばく患者の適切な治療を行うためには、外部・内部汚染の有無、被ばく線量、放射線の線種、被ばく形態 (一様被ばく、不均等被ばく、局所被ばく) を早急に把握することが必要である。特に高線量被ばくが予想される被ばく事故に対しては、まず救命処置を行い、次に放射性物質による外部汚染、内部汚染の有無を確認し、もし汚染があれば除染する手はずとなる。

今回放医研に搬送された 3 名の従業員に対しては、事故情報が得られず、さらに個人線量計を装着していなかったため、全く詳細が分からない状況にあったが、特に 2 名の初期症状から判断し、搬入後直ちに治療が開始された。これと並行する形で体表面モニタリング、鼻のスミア、嘔吐物や衣服の放射能の測定を行い、放射性物質による外部汚染及び内部汚染が無いことが確認された。また嘔吐物から ^{24}Na が検出され臨界事故であることが判明した。この結果により、患者の体表面除染及びキレート剤等を用いた内部汚染除去の必要が無いと判断され、中性子を伴う外部被ばく中心の治療に専心することとなった。この初期対応に関する部分は付録の B 節に詳細を記載した。次に要求されたことは被ばく線量、放射線の線種、被ばく形態を求めることであった。このため患者から提供された衣類、所持品、毛髪、血液、尿などを試料として物理学的、生物学的線量評価が行われた。以下の章に於いて線量評価のために実施された測定・検討を記載する。

II. 線量評価

はじめに

この章では線量評価に直結した内容を記載する。生物学的線量評価法を下記の A、B、C 節に、物理学的線量評価法を D、E、F 節に記載する。またこれらの線量評価法による線量推定の纏めを G 節に示す。今回の線量評価に直接貢献し得なかったが、線量の不均等分布に対する示唆や ^{24}Na による線量評価のバックアップとなった内容、さらには今後の線量評価の可能性を追求するための内容を第 III 章に記載した。

II.A. 前駆症状から見た線量推定 (AK01)

急性放射線症(acute radiation syndrome)は、被ばく後に現れる症状の時間的経緯により 4 つの病期に分類されている。被ばく直後から数時間以内に現れる悪心、嘔吐、下痢、体温上昇（前駆症状）が出てくる時期を前駆期と呼ぶ。IAEA Safety Reports Series No.2 (IA98) では、過去の多くのガンマ線被ばく例をもとに、被ばく線量の相異による急性放射線症の前駆症状のあらわれ方を分類している。ここで示す線量はガンマ線として考えた場合の線量であるため(GyEq)という単位を用いることとする。A 氏は被ばく当日に 38.5 °C の高熱を発していたことより少なくとも 6 GyEq 以上の被ばくがあり、10 分以内の嘔吐、一時間以内の下痢などの症状から 8 GyEq 以上の被ばくが推定された。従来の見解では、意識障害は、50 GyEq 以上で現れるとされているが、今回一時的な意識障害がみられている。一方、B 氏は被ばく当日に示した 38.5 °C の高熱症状から判断して 6 GyEq 以上の被ばくが、一時間前後の嘔吐、但し、下痢症状はないことより 4~6 GyEq の被ばくが疑われた。C 氏は、ヘリコプター搬送中に軽度の吐き気を覚えた他は前駆症状らしきものが無いことより、4 GyEq 以下の被ばくと考えられた。

表 II.A.1 急性放射線症の病期

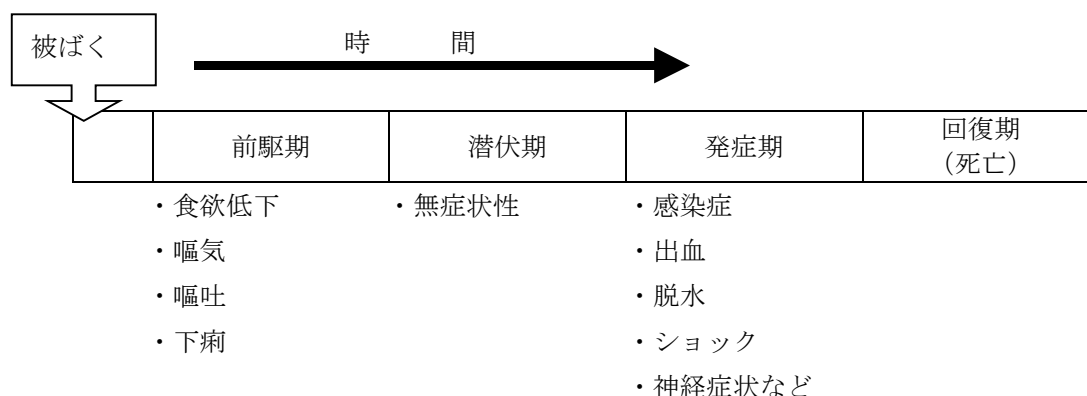


表 II.A.2 急性放射線症の主な兆候

線量	1~2 GyEq	2~4 GyEq	4~6 GyEq	6~8 GyEq	>8 GyEq
潜伏期 (日)	21~35	18~28	8~18	7 以下	なし
主な症状	疲労感 脱力感	発熱、感染 出血、脱毛 疲労感	高熱、感染 出血、脱毛	高熱、下痢 めまい	高熱、下痢 脱毛、 意識障害
死亡率 (%) *	0	0~50	20~70	50~100	100

IAEA Safety Reports Series No.2 (IA98) より引用・改変。

* 数字は、治療を行わない場合のおおよそのものであり、被ばくの状態、治療等でかなり異なる。

表 II.A.3 急性放射線症における前駆症状

線量	1~2 GyEq	2~4 GyEq	4~6 GyEq	6~8 GyEq	> 8 GyEq
嘔吐					
(時期)	2 時間以降	1~2 時間	1 時間以内	30 分以内	10 分以内
(%)	10~50	70~90	100	100	100
下痢			中等度	重度	重度
(時期)	—	—	3~8 時間	1~3 時間	1 時間以内
(%)	—	—	< 10	> 10	100
頭痛	非常に軽い	軽い	中等度	重度	重度
(時期)	—	—	4~24 時間	3~4 時間	1~2 時間
(%)	—	—	50	80	80~90
意識	影響なし	影響なし	影響なし	影響あり	意識喪失のこともあり
(%)	—	—	—	—	100 (50 Gy 以上)
体温	正常	微熱	発熱	高熱	高熱
(時期)	—	1~3 時間	1~2 時間	< 1 時間	< 1 時間
(%)	—	10~80	80~100	100	100

IAEA Safety Reports Series No.2 (IA98) より引用・改変。

線量は主にガンマ線被ばく時の線量として示してある。

II.B. 血球・リンパ球減少カーブよりの線量評価 (AK01)

UNSCEAR 1988 Report, ANNEX G の補遺「チェルノブイリ原子力発電所事故犠牲者における急性放射線効果」(UN88)に、0~10 GyEq のレンジのガンマ線で被ばく後のリンパ球減少や好中球や血小板の減少カーブを用いた線量評価法が記載されている(図 II.B.1 参照)。同一の記載が Baranov (BA95) に再録されている。リンパ球は、もっとも放射線感受性が高い細胞に属し、被ばく線量に従って鋭敏に減少する。

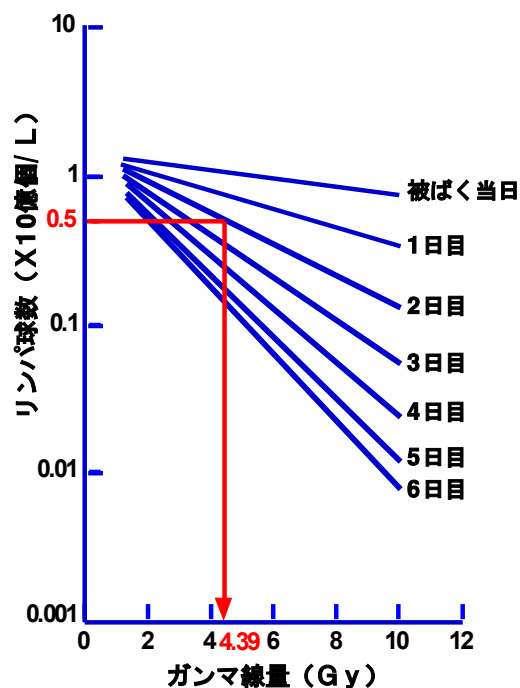


図 II.B.1 リンパ球数よりの被ばく線量推定 (UN88)

一方、リンパ球は治療として用いられた副腎皮質ステロイドや過剰のストレスによっても減少する事が知られている。好中球や血小板の末梢血液中での寿命は短いので、これらの血球の減少カーブは、骨髄の造血幹細胞の減少を反映する。A 氏、B 氏、C 氏の白血球、リンパ球、血小板の時間変化を図 II.B.2、図 II.B.3、図 II.B.4 に示す。

図 II.B.2 に示されているように A 氏の末梢リンパ球数は、被ばく第 1 病日から被ばく第 3 病日まで計測可能であったが、図 II.B.1 のグラフから読みとる事は出来ず、推測式で計算して推定した。その値から推定される線量は、10 GyEq 以上 (16~23 GyEq) である。白血球は、図 II.B.2 に示されているように被ばく後の一過性上昇の後、対数表示で直線的に減少し、被ばく第 7 病日には 0 となった。また、血小板も被ばく後に対数表示で直線的に減少し、被ばく第 7 病日からは血小板輸血が必要となった。白血球や血小板の減少カーブは、造血幹細胞の大部分が細胞死を起こす 10 GyEq 以上の被ばくに合致する。

B 氏のリンパ球数は、第 8 病日まで計測可能であった(図 II.B.3 参照)。第 1~第 3 病日のリンパ球数から 10 GyEq 以上の被ばくが疑われたが、第 4~第 7 病日のリンパ球数からは 6~8 GyEq の被ばくが推定される。血小板は、第 5 病日以降に直線的に減少するカーブを描き、その傾きより 6 GyEq の被ばくが推定される。

C 氏のリンパ球数より推定すると被ばく線量は約 1~5 GyEq となる(図 II.B.4 参照)。一方、C 氏の場合臨界から一定の距離がありほぼ均等被ばくと考えられ、入院中の経過では、頭髮に脱毛が観察されてい

る。また、白血球及び血小板数は3週間で最低値をとり血小板輸血を必要とした。これら臨床経過からは、約3 GyEq と考えられる。

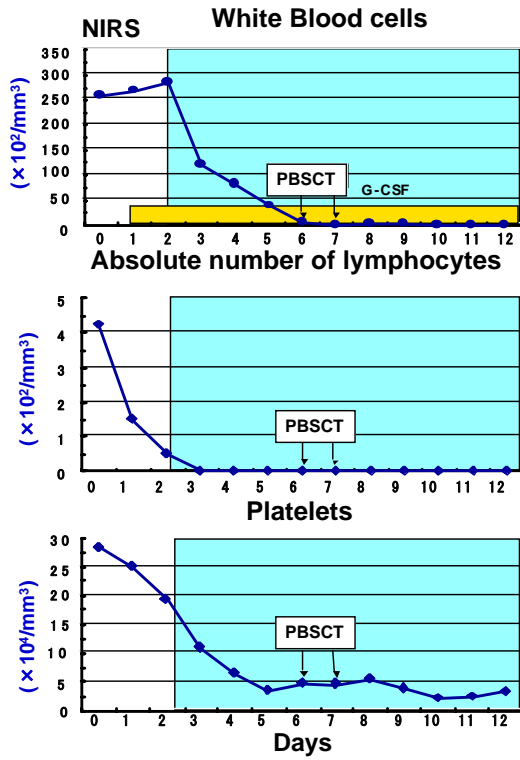


図 II.B.2 A 氏の血液成分変化

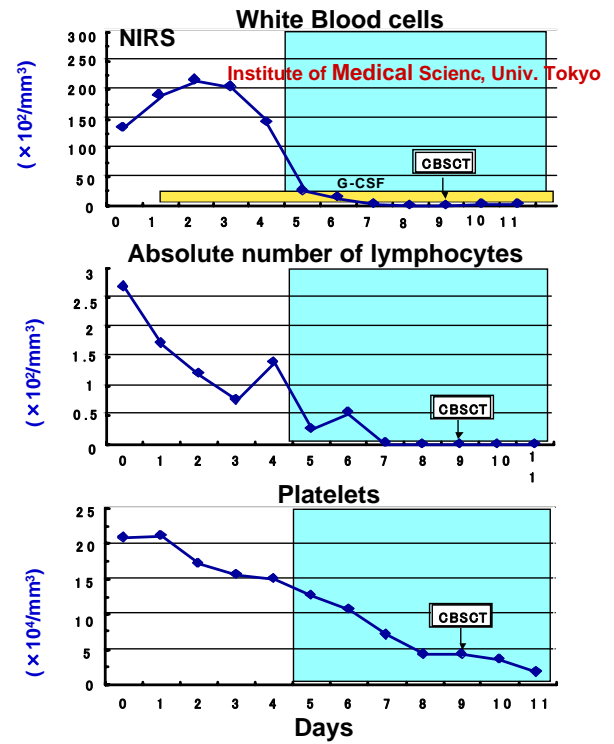


図 II.B.3 B 氏の血液成分変化

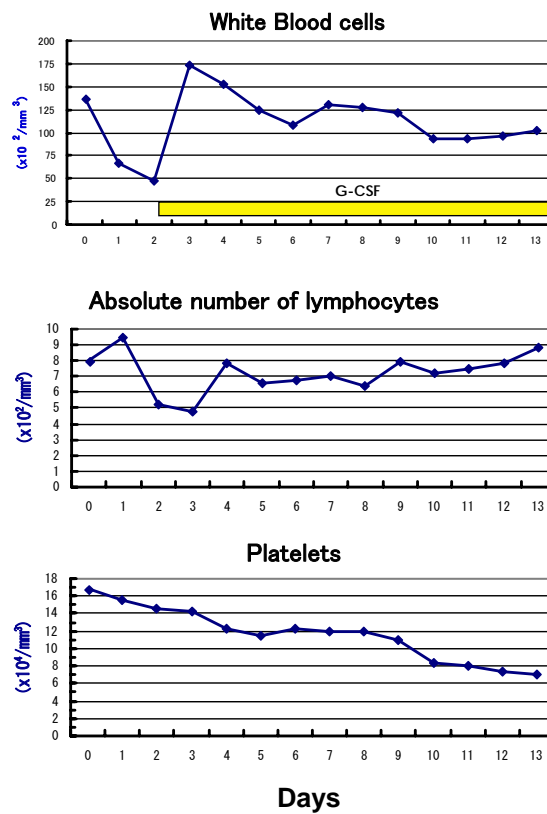


図 II.B.4 C 氏の血液成分変化

II.C. 染色体分析法による線量推定 (HA01a, b)

II.C.a. 標本作成

線量推定のための染色体分析はリンパ球に分裂誘起剤を加えて培養し分裂中のリンパ球で解析する。通常の線量推定は体内のリンパ球が完全に混じり合う時間まで待つ必要があるため、被ばく後 24 時間以上を経てから 4 週間以内に採血を行なう。しかしながら、本例ではリンパ球の急速な減少が報告されたため急遽早めに採血を行なうことになり、染色体分析用の最初の採血は被ばく後 9 時間目に実施した。その後 23 時間目、48 時間目にも採血し、染色体標本を作成した。

事故後 9 時間目ですでに末梢血中のリンパ球数は A 氏が 1.9%、B 氏が 2.1%、C 氏が 15% (正常は 25~48%) であった。A 氏と B 氏のような血液状態では従来の染色体標本作成法では培養およびハーベスト中にリンパ球が失われてしまい標本作成が出来ない。また、標本ができたとしても分裂細胞の頻度が低く、染色体分析ができないか極めて困難になる。今回、放医研において我々が原子力基盤技術クロスオーバー研究で開発した 2 つの方法 (高回収率染色体標本作成法 (HA92) および間期核強制凝縮環状染色体 (PCC-R) による簡易高線量推定法 (KA99)) を使い生物学的線量推定を実施した。前者の方法は自動装置での染色体標本作成用に開発した方法であり、リンパ球を濃縮して小容器で培養処理する方法でリンパ球が濃縮されている上に遠心分離処理などで失われる細胞が少なく分裂細胞回収効率の極めて高い方法である。後者は従来の分析対象としていた分裂中期細胞ではなく染色体が解けた状態にある分裂間期核をオカダ酸で処理して染色体を強制凝縮させて染色体が見えるようにし、異常染色体を検出する方法である。X 線やガンマ線で 10 Gy 以上の高線量を被ばくすると細胞周期が停止するため分裂中期細胞の頻度が激減し染色体が見られなくなるが、オカダ酸で処理した場合には 20 Gy の被ばくによっても染色体凝集誘導率は低下しない。環状染色体のみを指標とするため、2 動原体 (n 動原体は 2 動原体が n - 1 個とする) と環状染色体とフラグメントを計数する従来法と比べて精度は劣るが分析時間は短縮され、特に高線量域で有効な方法である。

今回、線量推定のために用いた方法の概要を以下に記す。

表 II.C.1 標本の作成と分析

1. 末梢血 8 ml よりリンパ球を分離して 2 等分する。
2. 組織培養用遠心管に 6 ml の下記培養液を入れてそれぞれ培養する。
RPMI1640 + 20% 仔牛血清 + 60 $\mu\text{g ml}^{-1}$ カナマイシン + 2% PHA
 - 1) 間期核強制凝縮環状染色体標本用
37°C で 47 時間培養後、オカダ酸 (500 nM) を加えて 1 時間培養を継続する。
 - 2) 2 動原体と環状染色体標本用
コルセミド (0.05 $\mu\text{g ml}^{-1}$) を培養開始時に加えて 37°C で 48 時間培養する。
3. 高回収率ハーベスト法で細胞を処理・固定し、スライド標本を作成する。
4. ギムザ染色して顕微鏡で観察して異常染色体を計数する。
5. 異常と思われる細胞は全て写真撮影して記録する。

II.C.b. 線量推定法と線量計算式

被ばく線量の推定は間期核強制凝縮環状染色体 (PCC-R) の場合、200 kV X 線で末梢血を照射して実験的に得た線量効果曲線と比較して推定値を出した (図 II.C.1)。2 動原体と環状染色体については C 氏の

場合は ^{60}Co ガンマ線に対する線量効果推定式

$Y=(2.31 \pm 0.88) \times 10^{-2}D + (6.33 \pm 0.25) \times 10^{-2}D^2$ (京都大学、佐々木正夫教授より)を基にし、IAEA Technical Report 260 (IA86)の方法に従って線量を推定した。2 動原体の数は被ばく線量が 6 GyEq を超えるとこの線量推定用算定式により得られる値から離れ始める。A 氏と B 氏は 6 GyEq を超えており、この式が利用できないため Norman&Sasaki (NO66) によって報告された 1.9 MeV X 線 (線質係数=1) の照射実験による実測値との比較で推定値を出した (図 II.C.2)。

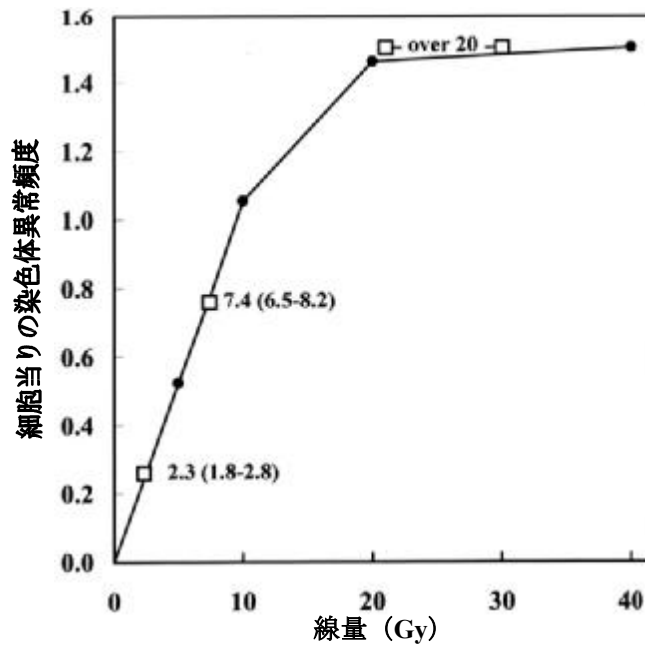


図 II.C.1 間期核強制収縮環状染色体 (PCC-R) の線量効果

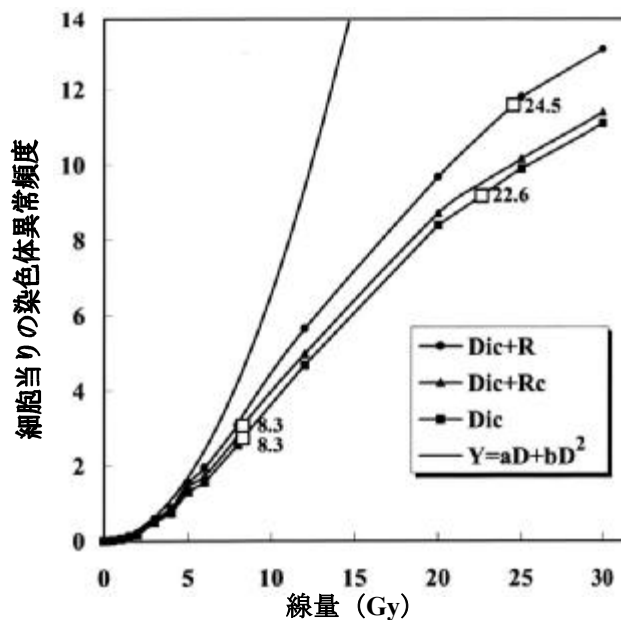


図 II.C.2 分裂中期細胞の 2 動原体と環状染色体の線量効果：計算値と実測値

II.C.c. 結果

c.1. 間期核強制凝縮環状染色体 (PCC-R) の頻度からの推定

高線量被ばく事故では被ばく線量を出来るだけ早く知る必要がある。そのため、まず、およその被ばく線量を推定するために被ばく後 9 時間目に採血して 48 時間培養したサンプルにより我々の研究室で開発した間期核強制凝縮染色体の環状染色体 (PCC-R) の頻度からの推定を行なった。この分析には3名分で約1時間かかり、推定線量は以下の通りであった。

表 II.C.2

被ばく後 9 時間目採血分		
A 氏	75 PCC-R / 50 細胞	20 GyEq* 以上
B 氏	38 PCC-R / 50 細胞	7.8 GyEq*
C 氏	13 PCC-R / 50 細胞	2.6 GyEq*

注：GyEq* 放医研での実験による実測値との比較により得た 200 keV X 線相当線量

c.2. 分裂中期細胞の 2 動原体染色体と環状染色体の頻度からの推定

間期核強制凝縮環状染色体による線量推定は世界でこれが初めてのことであったため、従来のフラグメントを伴う 2 動原体染色体 (Dic) と環状染色体 (Rc) の頻度を調べる推定法で結果の確認を早急に行なう必要があった。しかし、A 氏と B 氏の標本は通常の 100 から 1,000 分の 1 程度しか分裂細胞が見られない上に異常が複雑で短時間での分析は不可能なものであった。そのため、とりあえず C 氏の標本を分析して確認を行なった。C 氏の 50 細胞の分析に約 1 時間を要し、推定線量は 2.4~3.2 GyEq*** であり PCC-R の解析結果と矛盾しなかった。この結果は 10 月 3 日午前 10 時から始まった事故後 3 日目の治療検討会議において PCC-R による推定結果と共に報告された。

その後の分析は精密な線量推定ができる 2 動原体と環状染色体とフラグメントの分析作業に的を絞った。B 氏の標本の分析を始めたが、分裂細胞が少ない上に細胞当りの異常染色体が多く複雑であるため解析に時間がかかった。また、3 名についての 23 時間目、48 時間目の採血分についての標本作成や東海村の低線量被ばく者の対応準備などがあって 10 月 7 日朝の治療検討会議に追加報告できたのは B 氏の 9 時間目採血分についての 13 細胞の分析結果のみであったが、13 細胞の分析結果から推定される線量は 6 GyEq 以上であり間期核強制凝縮環状染色体による線量推定結果は B 氏についても誤りではないことが確認できた。

10 月 13 日までに A 氏の 9 時間目採血分 15 細胞と B 氏の 9 時間目採血分 53 細胞と C 氏の 23 時間目採血分 100 細胞の分析が出来た。A 氏の細胞には激しい染色体異常が認められ、1 細胞中の総動原体数 (46) の確認ができず、また、環状染色体中の動原体を持つもの (Rc) と、持たないもの (Ra) の区別はできない状態であった。そのため、環状染色体については両者 (R) を合計して計数した。また、2 動原体の数は確認できた分のみであるため実際の数より少なく、従って、A 氏の推定線量値は実際より低く見積もられることになる。A 氏についての推定値は下記のように 24.5 GyEq であり、PCC-R による推定と矛盾しないことが事故後 13 日目に確認できた。

表 II.C.3

10月13日時点での推定結果		
被ばく後9時間目採血分		
A氏	158 Dic+R / 15細胞	24.5 GyEq**
B氏	160 Dic+Rc / 53細胞	8.3 GyEq**
C氏	28 Dic+Rc / 50細胞	2.4~3.2 (中央値 2.8) GyEq***
被ばく後23時間目採血分		
C氏	51 Dic+Rc / 100細胞	2.53~2.80 (中央値 2.65) GyEq***
注:	GyEq** Norman&Sasaki (NO66) によって報告された 照射実験の実測値との比較により推定した 1.9 MeV X線相当線量	
	GyEq*** 線量効果式 $Y = (2.31 \pm 0.88) \times 10^{-2}D + (6.33 \pm 0.25) \times 10^{-2}D^2$ を使 い算定した ⁶⁰ Co ガンマ線相当線量	

その後さらに分析を進め、最終的には被ばく後9時間目、23時間目、48時間目の3者の全てのサンプルの分析に成功し、結果は以下の通りであった。

表 II.C.4 3名の被ばく従業員の2動原体と環状染色体の細胞当り頻度

従業員	指標	9時間目	23時間目	48時間目	合計
A	Dic+R	563/50	250/20	90/8	903/78
B	Dic+Rc	224/75	147/50	166/50	537/175
C	Dic+Rc	63/100	64/100	64/100	191/300

9時間目、23時間目、48時間目の結果の合計からA氏、B氏、C氏の被ばく線量は24.5 (21.7~27.3) GyEq**、8.3 (7.7~8.9) GyEq**、3.0 (2.8~3.2) GyEq***と推定された。

表 II.C.5 東海村臨界事故被ばく従業員 3 名の染色体分析作業経過

1999 年 9 月 30 日

- 10:35 東海村で臨界事故発生
- 15:25 被ばく従業員 3 名がヘリコプターと救急車で水戸から放医研に到着
- 16:00 新しく培養液などを作成し培養用試薬類などの準備完了
- 19:30 血液を 9 ml ずつ採血、リンパ球分離培養準備開始 (事故後 9 時間目)
- 20:30 1 回目培養スタート

10 月 1 日

- 9:30 2 回目染色体検査用採血 (事故後 23 時間目)
- 10:30 2 回目培養スタート

10 月 2 日

- 10:30 3 回目染色体検査用採血 (事故後 48 時間目)
- 11:30 3 回目培養スタート
- 19:30 オカダ酸を 1 回目培養の 3 本に添加
- 20:30 1 回目培養細胞のハーベスト開始
- 21:30 1 回目ハーベスト終了、固定細胞を冷凍庫に保存
- 23:30 空気乾燥スライド標本を作成、ギムザ染色、包埋完了

10 月 3 日

- 1:00 顕微鏡下で分析開始
- 2:00 PCC-ring の分析 3 名分終了、線量推定 (採血後 53 時間半、事故後 62 時間半)
- 3:00 Dic+Ring の分析用スライドの作り直し (固定不十分のため)
- 5:30 C 氏分のみ Dic+Ring の分析終了、線量推定 (採血後 57 時間、事故後 66 時間)
- 9:30 オカダ酸を 2 回目培養の 3 本に添加
- 10:25 治療検討会議で推定線量を報告 (PCC-ring で 3 名分、Dic+Ring で C 氏分)
- 10:30 2 回目培養細胞のハーベスト開始
- 11:30 2 回目ハーベスト終了、固定細胞を冷凍庫に保存

10 月 4 日

- 10:30 オカダ酸を 3 回目培養の 3 本に添加
- 11:30 3 回目培養細胞のハーベスト開始
- 12:30 3 回目ハーベスト終了、固定細胞を冷凍庫に保存

10 月 13 日

- 10:30 Dic+Ring の分析で PCC-ring の結果がほぼ正しいと確認でき、3 名の被ばく線量を報告

謝辞

本分析は放医研障害基盤研究部の早田勇、神田玲子、南久松真子が行なったが、2 動原体と環状染色体 (Dic+Rc) の分析に使用した染色体スライド標本を京都大学放射線生物研究センターの佐々木正夫教授に送り、確認をして頂いた結果、佐々木教授の推定線量結果は我々の結果とほぼ同じであったとの返事を頂いた。被ばく線量の推定について貴重な資料とご指導を頂いた佐々木正夫教授に感謝致します。

II.D. ^{24}Na 放射能計測による線量推定

はじめに

今回の事故では中性子が大量に放出され周囲の様々な物質を放射化した。沈殿槽中の残留放射能の定量と共に、現場近くのステンレスの放射化生成物の定量が総核分裂数の推定に用いられた。放射化される物質は人体も例外ではなく、様々な誘導放射性核種が生成された。これらの放射性核種の中で生成量が多く、検出しやすい ^{24}Na が物理学的線量評価法として用いられた。この章では線量評価に直結した血液中の ^{24}Na 測定に関連する内容を記載し、バックアップデータとなったその他の誘導放射性核種については第 III 章に記載する。 ^{24}Na 濃度に基づいて線量評価する方法には、安定元素の ^{23}Na を定量せず、即ち、比放射能を正確に求めず線量換算係数を用いて線量を推定する方法も存在するが、本章では安定元素を測定し、比放射能を求め、計算シミュレーションによる中性子のエネルギースペクトルを利用して線量推定を行う方法について記載する。

II.D.a. 血液

a.1. ガンマ線スペクトロメトリ (^{24}Na の測定) (MU01a)

ここでは 3 人の被ばく従業員の血液中のガンマ核種を測定した方法及び得られた結果について ^{24}Na を中心に述べる。

試料及び測定方法：

血液試料は、9 月 30 日に 3 名の JCO 従業員が放医研に搬入された直後に採血された試料の一部とその翌日の 10 月 1 日に採血したものをガンマ線スペクトロメトリの試料とした。被ばく従業員より採血した試料をシリンジから、測定容器（スチロール製 U8 容器、底部内径 45 mm 円筒状）に移し、凝固防止のため少量のヘパリンを加えた後、3 台のゲルマニウム半導体検出器でガンマ線の測定を行った。血液の採取量は 10 月 1 日については 20 ml であった。9 月 30 日に採取された試料は、放医研に搬入された直後に医学検査のために採血された血液の注射筒に残された部分から、A 氏、B 氏、C 氏の試料についてそれぞれ 6.4 ml、11.9 ml、7.6 ml を採取した。これらの試料は採血してからほぼ 20 時間が経っており凝固していたので、ソルバブル（Packard Bioscience 社製 Solvable）2 ml を加えて溶解した。

測定値の信頼性を確かめ、精度の高い分析結果を出すために、次の 3 つの異なるグループで測定を行った。すなわち、放射線科学研究部（第 3 研究棟 1 階緊急被ばく医療施設計測室）、人間環境研究部（第 1 研究棟地下第 2 微量測定室）、第 4 研究グループ第 2 サブグループ（第 3 研究棟地下環境放射能測定室）の 3 ヶ所の異なるゲルマニウム半導体検出器を用いクロスチェックを実施した。緊急被ばく医療施設計測室、第 2 微量測定室、および環境放射能測定室のそれぞれの検出器の番号を G1, G2, G3 とし、それらの型式と性能を表 II.D.1 に示す。

表 II.D.1 測定に用いたゲルマニウム半導体検出器

検出器番号	設置場所 (測定担当)	検出器製造メーカー, 型式	相対効率 %	1.33 MeV における エネルギー分解能 FWHM (keV)
G1	緊急被ばく医療 施設計測室 (放射線科学研究部)	米国 Ortec 社製 GMX-20190-P	23	1.95
G2	第一研究棟 第2微量測定室 (人間環境研究部)	米国 Canberra 社製 model GC1318	14.8	1.8
G3	第三研究棟 環境放射能測定室 (第4研究グループ)	米国 Ortec 社製 model 137CP2-2	25	1.8

混合標準溶液 (Amersham 社 IsotrakQCY48) を血液試料に用いたのと同じ形の容器 (U8 容器) に 20 ml 入れ標準試料を作成し、3 台の測定器の比較校正を行った。

血液試料の測定に関する、試料番号、採血日時、測定開始時間、測定時間を表 II.D.2 に示す。

表 II.D.2 測定開始時間と測定時間

試料番号	採血日時 (事故発生後 経過時間)	測定 1 測定開始日時 検出器, 測定時間	測定 2 測定開始日時 検出器, 測定時間	測定 3 測定開始日時 検出器, 測定時間	測定 4 測定開始日時 検出器, 測定時間	測定 5 測定開始日時 検出器, 測定時間
A-1	9/30 15:40 (5.1 時間)	10/1 21:49 G2, 3000sec	10/8 18:14 G3, 8000sec			
B-1	9/30 15:40 (5.1 時間)	10/2 20:12 G2, 3000sec				
C-1	9/30 15:40 (5.1 時間)	10/1 20:28 G2, 3000sec				
A-2	10/1 12:27 (25.9 時間)	10/1 13:33 G2, 3000sec	10/1 14:49 G1, 3000sec	10/2 8:48 G1, 6000sec	10/7 18:00 G3, 20000sec	
B-2	10/1 13:38 (27.0 時間)	10/1 14:29 G2, 3000sec	10/1 16:47 G1, 4000sec	10/2 12:20 G1, 2000sec	10/2 16:46 G1, 6000sec	10/6 15:44 G3, 30000sec
C-2	10/1 14:25 (27.8 時間)	10/1 19:22 G2, 3000sec	10/2 10:31 G1, 6000sec	10/7 1:18 G3, 20000sec		

測定結果

緊急被ばく医療施設 (G1 の検出器) で測定した A 氏、B 氏および C 氏の血液試料のガンマ線スペクトルの例は付録 B 節に示してある。 ^{24}Na の定量分析に用いたピークは 1,368.6 keV および 2,754.0 keV であった。放射線科学研究部、人間環境研究部、第4研究グループによる分析結果をそれぞれ表 II.D.3、表 II.D.4、表 II.D.5 にまとめる。表中の ^{24}Na の測定結果については、放射能濃度の値は採取時と事故発生時 (9 月 30 日 10 時 35 分) の値に補正した。物理学的半減期は、14.96 時間を用いた。また、時間経過に伴い排尿等により体内から Na が出ていく量を補正するために必要な生物学的半減期については ICRP Publ.30 (IC80) で用いている 10 日を採用した。

表 II.D.3 放射線科学研究部による測定結果

試料 番号	採血日時	測定開始日時	²⁴ Na 濃度測定値 Bq ml ⁻¹	
			採血時	事故発生時*
A-2	10/1 12:27	10/1 14:49 10/2 8:48 (2回の測定)	47.1 ± 0.6**	168 ± 2**
B-2	10/1 13:38	10/1 16:47 10/2 12:20 10/2 16:46 (3回の測定)	23.8 ± 0.6**	90.0 ± 2.3**
C-2	10/1 14:25	10/2 10:31	5.91 ± 0.29	23.0 ± 1.1

*事故発生時への換算は、生物学的半減期も考慮した。

**2回または3回の測定の平均値

表 II.D.4 人間環境研究部による測定結果

試料 番号	採血日時	測定開始日時	²⁴ Na 濃度測定値 Bq ml ⁻¹	
			採血時	事故発生時*
A-2	10/1 12:27	10/1 13:33	49.2 ± 0.6	176 ± 2
B-2	10/1 13:38	10/1 14:29	24.3 ± 0.32	91.8 ± 1.2
C-2	10/1 14:25	10/1 19:22	5.85 ± 0.14	23.0 ± 0.5
A-1	9/30 15:40	10/1 21:49	130 ± 2	167 ± 3
B-1	9/30 15:40	10/2 20:12	85.6 ± 2.0	110 ± 3
C-1	9/30 15:40	10/1 20:28	20.0 ± 0.6	25.7 ± 0.9

*事故発生時への換算は、生物学的半減期も考慮した。

表 II.D.5 第4研究グループによる測定結果

試料 番号	採血日時	測定開始日時	²⁴ Na 濃度測定値 Bq ml ⁻¹	
			採血時	事故発生時*
A-2	10/1 12:27	10/7 18:00	45.6 ± 4.1	163 ± 15
B-2	10/1 13:38	10/6 15:44	24.5 ± 1.2	92.6 ± 4.6
C-2	10/1 14:25	10/7 1:18	5.7 ± 0.8	23.0 ± 3.1

*事故発生時への換算は、生物学的半減期も考慮した。

事故発生時の²⁴Na 放射能濃度の推定

3 グループにおける血液試料中の²⁴Na の測定結果は、上記の表（表 II.D.3～5）から分かるように、大変良い一致を示した。これらの値から、採血時における²⁴Na 放射能濃度の平均値をとり、結果を以下に示す。

A 氏（採血日時：10 月 1 日 12:27）	47.3	±	1.4	Bq ml ⁻¹
B 氏（採血日時：10 月 1 日 13:38）	24.2	±	0.5	Bq ml ⁻¹
C 氏（採血日時：10 月 1 日 14:25）	5.82	±	0.28	Bq ml ⁻¹

この測定結果から事故発生時（9 月 30 日 10 時 35 分）の²⁴Na 放射能濃度を推定すると次の値となる。（物理学的半減期は、14.96 時間、生物学的半減期については ICRP Publ.30 で用いている 10 日を採用した。）

A 氏	169	±	5	Bq ml ⁻¹
B 氏	91.6	±	1.7	Bq ml ⁻¹
C 氏	22.9	±	1.1	Bq ml ⁻¹

ここでは、10 月 1 日のデータ（3ヶ所の測定器で測った平均値）に主眼をおいており、9 月 30 日に採取した血液については参考値に留めている。9 月 30 日の血液は医療検査の目的で採取した試料であり、注射筒内に一部が残っていたものを翌日使用した。しかし、容量も少なく、凝固しており、測定も 1ヶ所（G 2 の検出器）でしか行っていないため、ここではあくまでも補助的な試料としている。参考までに、9 月 30 日の血液の測定データと 10 月 1 日のデータを比較すると次のことが言える。²⁴Na 濃度（物理学的及び生物学的半減期を補正した値）は、9 月 30 日採取試料の方が、B 氏では 20%程度が高く、C 氏でも 12%程度高かった。しかし、A 氏については 5%程度ではあるが 9 月 30 日の試料の方が低かった。このように、ばらつきはあるものの 3 者の平均としては 10 月 1 日の血液試料の方が 9 月 30 日の試料に比べ²⁴Na の濃度に減少傾向が見られた。

a.2. 安定元素（Na）の測定

中性子放射化によって生じた²⁴Na を用いて線量評価を行うためには、血液中に含まれる安定ナトリウム（²³Na）を定量し比放射能を求める必要がある。そこで、血液の一部を酸で全分解し、誘導結合プラズマ発光分析法（ICP-AES）によって安定ナトリウムの分析を行った。分析した試料は 3 人の患者の 9 月 30 日採血分と 10 月 1 日採血分である。9 月 30 日の試料には採血後ソルバブルを添加してある。そこで、ソルバブルの分析も行い、元素濃度への影響を調べた。

試料及び分析方法

血液 100 μl をマイクロピペットを用いてテフロン製の分解容器に分取した。この際、9 月 30 日採取の血液は凝固しかけていたため重量で約 100 mg を量り取った。68%硝酸 2 ml を加えて密閉した後、マイクロウェーブオーブンをを用いて 1 時間加熱分解した。分解後、クリーンドラフト内のホットプレート上で加熱し、乾固させた。一旦 68%硝酸（1 ml）を加えて溶かしたものを再乾固した。これを 27%硝酸（0.5 ml）を用いて 20 ml ポリエチレン容器に移し、重量を計ることによって 20 ml に定容して測定用の母液とした（硝酸濃度 0.68%、元の血液に対する希釈倍率 200 倍）。分析の際はこれをさらに希釈し、元の血液に対する希釈倍率 2,000 倍もしくは 10,000 倍とした（硝酸濃度 0.68%）。分析中の感度の変化を補正するために、

全ての測定溶液と標準溶液に内部標準としてイットリウム（溶液中濃度 $2\mu\text{g ml}^{-1}$ ）を加えた。測定は、ICP-AES（セイコーSPS-7700）を用いて行った。分析に使用した波長は 588.995 nm 、積分時間 3 s である。検量線作成には、多元素混合標準溶液（SPEX-XSTC-21）を希釈して、 0.1 、 0.3 、 1.0 、 3.0 、 10 、 $30\ \mu\text{g ml}^{-1}$ とした溶液を用いた。ソルバブルは $100\ \mu\text{l}$ 分取し、血液と同様に分解後分析した。また、全ての試料はそれぞれ2回（一部は3回）分解と分析の操作を繰り返し、測定値のばらつきを確認した。ナトリウムは環境中で非常にありふれた元素で、分解・分析の一連の操作中に周囲の雰囲気から混入する恐れがある。このため、操作はクリーンルーム内で行い、分解および希釈の操作にはクリーンドラフトを用いた。また、硝酸は高純度硝酸（TAMAPURE AA-100）を使用した。純水は Milli-Q SP TOC を用いて製造した。試料容器は使用前に硝酸と純水で洗浄した。（ICP-AES による分析法は Yoshida & Muramatsu (YO97) を基本とした。）

分析結果

得られた結果をまとめて表 II.D.6 に示す。10月1日の血液中のナトリウム濃度は A 氏： $2,050\ \mu\text{g ml}^{-1}$ 、B 氏： $2,110\ \mu\text{g ml}^{-1}$ 、C 氏： $1,860\ \mu\text{g ml}^{-1}$ であった。ICRP Publ. 23 (IC75) の標準人 (Table 105、108) によると人体の血液中の全ナトリウム量が 10 g 、全身の血液量が $5,200\text{ ml}$ である。従って、全血中の安定ナトリウムの平均濃度は、

$$10\text{ g} / 5,200\text{ ml} = 1,900\ \mu\text{g ml}^{-1}$$

である。今回の分析結果は、この値にほぼ一致している。9月30日採取の血液はナトリウム濃度が高く、採血後に添加されたソルバブル中のナトリウムを考慮する必要があることが明らかである。

表 II.D.6 血液中の安定元素 (Na) の分析結果

試料	名前	採取日	濃度単位	試料コード	個別濃度	平均値	標準偏差	
血液	A	10月1日	$(\mu\text{g ml}^{-1})$	BL-Oh-01-a BL-Oh-01-b	2080 2020	2050	42	
		9月30日*	$(\mu\text{g g}^{-1})^{**}$	BL-Oh-30-d BL-Oh-30-e	3610 3410	3510	140	
	B	10月1日	$(\mu\text{g ml}^{-1})$	BL-Sh-01-a BL-Sh-01-b	2120 2100	2110	14	
		9月30日*	$(\mu\text{g g}^{-1})^{**}$	BL-Sh-30-c BL-Sh-30-d	2950 3030	2990	57	
	C	10月1日	$(\mu\text{g ml}^{-1})$	BL-YK-01-a BL-YK-01-b	1840 1880	1860	28	
		9月30日*	$(\mu\text{g g}^{-1})^{**}$	BL-YK-30-a BL-YK-30-b BL-YK-30-c	3590 3450 3050	3250	280	
	ソルバブル			$(\mu\text{g ml}^{-1})$	Sol-a Sol-b	9300 9430	9370	92

*9月30日の血液にはソルバブルが添加してあり、Na 濃度に影響が見られる。

**凝固しかけていたため重量でサンプルを量り取る。

a.3. 比放射能

中性子と体内の元素との反応により生成される放射性核種の量は、ターゲットとなる安定元素の量と中性子のフルエンス（線束密度）に比例する。被ばく線量を推定するためには、まず放射化された生体試料中の放射性核種と安定元素を測定する必要がある。そのデータから比放射能（specific activity）を求めることができる。比放射能（ a ）は放射能濃度（ A ）をそのターゲットとなっている安定元素濃度（ m ）で割った値として定義される（ $a = A/m$ ）。3名の被ばく従業員の生体試料の比放射能を出すことにより3人の浴びた中性子の量、つまり中性子フルエンスが求まり、さらには被ばく線量を推定することが可能になる。この目的のためには血液中の ^{24}Na を測定して線算出する方法が量知られている（IA82, IA01, FE93）。血液は採取し易く、また、循環しているため体内の平均的な線量を評価する上で有効である。

前節で求めた3人の血液試料における ^{24}Na の放射能濃度と安定ナトリウム濃度の分析結果から比放射能を計算した（MU01b）。得られた結果を表II.D.7に示す。これら血液試料の値は3人の被ばく線量を推定する上で特に重要で、次節（II.D.a.4）で利用される。

求めた比放射能の値を用い事故時に3人の体内に生成した ^{24}Na の総量を試算した。計算では、ICRP Publ.30（IC80）に記してある体重70 kgの標準人のNaの総量（100 g）から計算した値（1 kg当たりNaが1.43 g）と3人の体重に比放射能値を掛け合わせ ^{24}Na の総量を求めた。体重に関しては放医研における本人からの聞き取り調査の記録からA氏：73kg～74 kg、B氏：65 kg、C氏：68 kgという値が出されている。これらのデータは3人の被ばく時の体重に近いと考えられる。ただし、A氏に関しては73 kgと74 kgの2つの数字が記録されているので、ここではそれらの平均値である73.5 kgを採用し計算に用いた。体内の ^{24}Na の総量を求めた結果は、表II.D.7の最後のカラムに示したが、A、B、C氏それぞれ、8.7、4.0、1.2 MBqであった。

表 II.D.7 3人の血液（10月1日）試料中の ^{24}Na と安定Naの分析結果及び比放射能

従業員	^{24}Na 濃度 (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	^{24}Na 濃度 生物学的半減期を補正 (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	安定Na濃度 (mg ml ⁻¹ or mg g ⁻¹)	比放射能 (Bq ²⁴ Na) (g Na)	体内中の ^{24}Na の総量 (MBq)*
A	157 ± 4.6	169	2.05	8.24E+04	8.7
B	84.7 ± 1.6	91.6	2.11	4.34E+04	4.0
C	21.1 ± 1.0	22.9	1.86	1.23E+04	1.2

注：減衰は事故発生時に補正した。

ナトリウムの生物学的半減期はICRP-30（IC80）の10日を用い、事故時と試料採取時の間の補正を行った。比放射能は ^{24}Na 濃度を安定ナトリウム濃度で割った値として定義する。

*体内中の ^{24}Na の総量（Bq）：A氏（73.5 kg）、B氏（65 kg）、C氏（68 kg）の体重とそれぞれの比放射能値から計算。但し、体重あたりの安定Naの量は、体重1 kgあたり1.43 g（IC80）を用いた。

a.4. 血液中 ^{24}Na の測定結果に基づく線量評価

まえがき

人体にはナトリウム (^{23}Na)、リン (^{31}P)、カリウム (^{39}K , ^{41}K)、カルシウム (^{44}Ca) といった熱中性子により放射化されやすい核種が含まれている。このうち、 ^{23}Na から生成される ^{24}Na は、生成放射能が多く、全身に均等分布し、半減期も 14.96 時間と適度に長く、また検出しやすい高エネルギーガンマ線を放出することから、臨界事故の線量評価に用いられてきた。今回の事故においても、3 名の高線量被ばく従業員について血液中 ^{24}Na の放射能を分析し、その結果に基づき線量評価を実施した。

今回適用した中性子線量推定法は Oak Ridge 国立研究所 (ORNL) の報告書 (FE93) および IAEA のマニュアル (IA82) に示されているものと基本的に同等である。しかし、今回、中性子エネルギースペクトル、単位フルエンス当たりの各組織の吸収線量換算係数等計算に必要な種々パラメータ値として、現在手に入る最新のデータを使用した。計算の手順は、図 II.D.1 の計算フロー図を参照されたい。

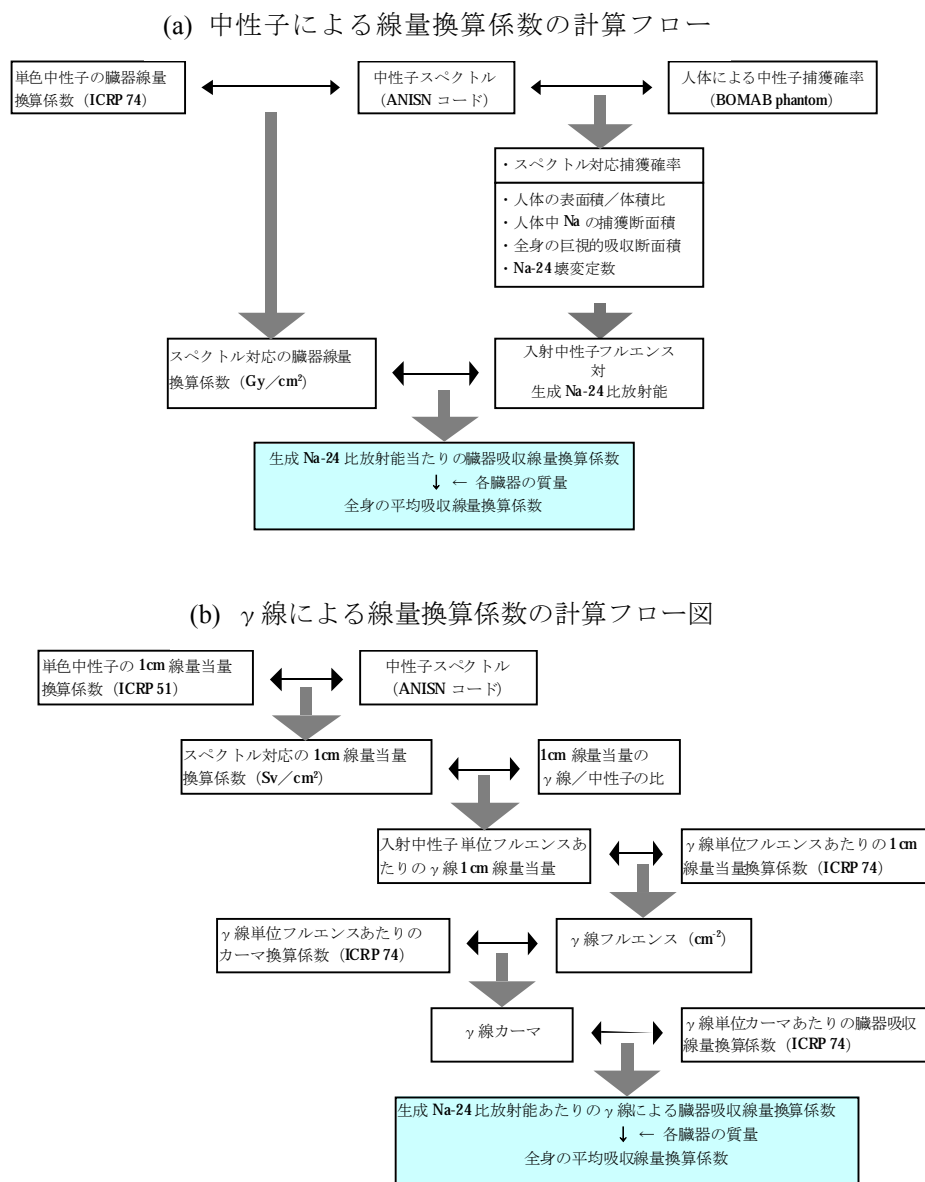


図 II.D.1 線量換算係数の計算フロー図

a.4. 1) 中性子による全身の平均線量の推定

(1) 照射ジオメトリ

ORNL 報告書および IAEA マニュアルの方法は、中性子が、直立した人体に正面より一様に入射した場合を対象としたものである。本稿で述べる線量推定においても、こうした照射ジオメトリを仮定した。

3人の被ばく従業員の作業内容および聞き取り調査から、3名とも中性子入射方向はほぼ前面と推定されるが、ウラン溶液を注入していた B 氏は、おそらく直立していなかった。また、A 氏、B 氏は線源たる沈殿槽のすぐ近くで被ばくしたため一様入射とは見なせない。しかし、本稿で述べる線量推定は、緊急時対応を目的とすることから迅速性が優先されるべきであり、上記の仮定は、第 1 近似として許されるものと判断した。

(2) 中性子のエネルギースペクトル

中性子のエネルギースペクトルとして核燃料サイクル機構より提供された ANISN コードによる球体系の計算結果を使用した。この計算結果によると、エネルギースペクトルは溶液からの距離によって若干変化している。しかし、3人の被ばく位置は正確には特定できないこと、また、同一人でも身体部位により被ばく距離が異なること、さらに、本来スペクトルは方向依存性であるが ANISN による計算は一次元でありこれを表現できないことから、各人に別々のスペクトルを適用することはあまり意味がない。ここでは、A 氏が被ばくしたと推定される臨界溶液中心から 60 cm の点のスペクトルで代表させることとし、3人に共通のスペクトルを適用することとした。計算に使用したエネルギースペクトルを図 II.D.2 に示す。

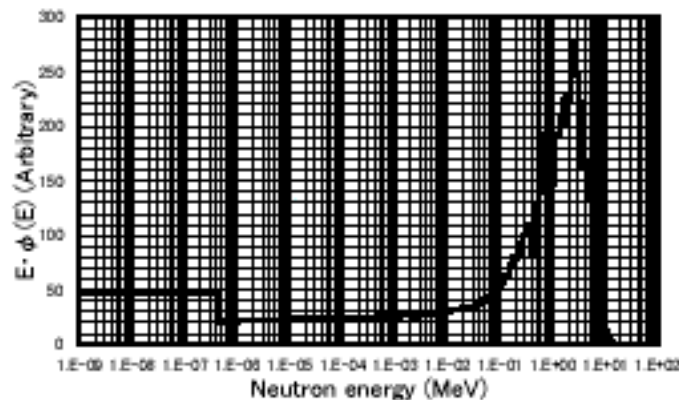


図 II.D.2 計算に使用した中性子エネルギースペクトル

(3) 単色中性子に対する各組織の吸収線量

単色中性子に対する各組織 i の単位フルエンス当たりの吸収線量 $D_i(E)$ (pGy cm^2) として、ICRP Publ. 74 (IC96) の値を使用した。これは、MIRDファントム等を用いた最新のシミュレーション結果をまとめたものであり、現在手に入る換算係数としては最も信頼性が高いと判断した。なお、この換算係数には、入射中性子によって人体内で発生する 2 次ガンマ線の線量も含まれていることに留意する必要がある。主な組織に対する $D_i(E)$ を図II.D.3 に示した。

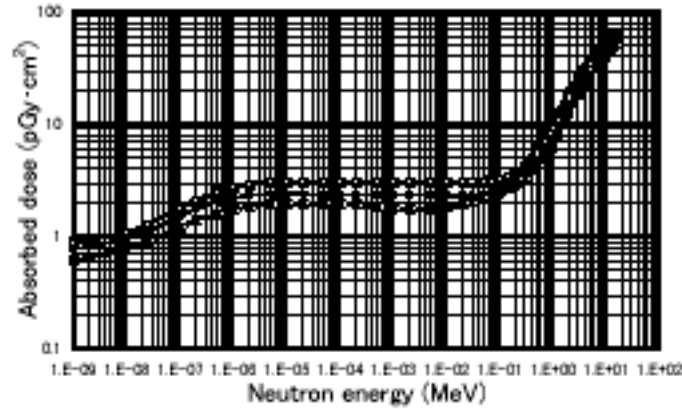


図 II.D.3 中性子単位フルエンス当たりの吸収線量 (IC96)

□:結腸、●:肺、*:骨髄

(4) スペクトルに対応した各組織の吸収線量

前述のエネルギースペクトル $\phi(E)$ に対応する組織 i の単位フルエンス当たりの吸収線量 D_i (pGy·cm²) を次の式により求めた。

$$D_i = \frac{\int D_i(E) \cdot \phi(E) dE}{\int \phi(E) dE} \quad (1)$$

全身に対する吸収線量換算係数は、各組織の吸収線量換算係数を、各組織の質量によって荷重平均することにより求めた。

主な組織、及び全身に対する吸収線量換算係数の計算結果を以下に示す。

骨髄	6.96 (pGy cm ²)
結腸	9.42 (pGy cm ²)
肺	9.97 (pGy cm ²)
全身	9.57 (pGy cm ²)

(5) 血液中 ²⁴Na の測定値を用いた中性子フルエンスの推定

安定ナトリウム単位重量当たりに生成する ²⁴Na の比放射能 a は次式で表される (FE93, IA82)。

$$a = \frac{\lambda}{(V\rho)} \times (S\Phi) \times \left\{ \frac{(\sigma\rho N_{av}/W)}{\Sigma_T} \right\} \times \xi \quad (2)$$

上式において

a : ²³Na の 1g 当たりに生成する ²⁴Na の放射能 (Bq²⁴Na/g²³Na)、比放射能と呼ぶ。

λ : ²⁴Na の壊変定数: 1.28E-5 s⁻¹

V : 身体の体積、BOMAB ファントムの値: 68,280 cm³ (CR81) を使用

- ρ : 身体中の Na の濃度 (g cm^{-3})
 S : 身体の投影面積、BOMAB ファントムの前面垂直照射の値: $5,690 \text{ cm}^2$ (CR81) を使用
 Φ : 入射中性子のフルエンス (cm^{-2})
 σ : ^{23}Na の熱中性子に対する微視的吸収断面積、 0.534b (FE93) を使用。
 N_{av} : アボガドロ定数 ($6.02\text{E}23$)
 W : ナトリウムの原子量 (23)
 Σ_T : 人体組織の熱中性子に対する巨視的全吸収断面積: 0.02339 cm^{-1} (HU59)
 ξ : スペクトル対応の平均中性子捕獲確率。単色中性子に対する捕獲確率 $\xi(E)$ として Cross らによる薄い食塩水を封入した BOMAB ファントムの計算値 (CR81) を使用し、さらに水と人体組織における水素含有率の差を補正 (IA82) して求めた。

以上より、身体に入射した中性子のフルエンスは、比放射能 a ($\text{Bq}^{24}\text{Na}/\text{g}^{23}\text{Na}$) を用い次の式で算出される。

$$\Phi = 6.9 \times 10^6 \times a \quad (\text{cm}^{-2}) \quad (3)$$

(6) ^{24}Na 比放射能に対する中性子線量換算係数

前述の方法により求められた全身に対する単位フルエンス当たりの吸収線量換算係数に前項の(3)式を乗ずることにより、 ^{24}Na 比放射能に対する全身の吸収線量換算係数を求めることができる。

以上より、全身の吸収線量 D_n は、比放射能 a を用い次の式で算出される。

$$D_n = 6.6 \times 10^{-5} \times a \quad (\text{Gy}) \quad (4)$$

このようにして導出された中性子線量換算係数を表 II.D.8 に示すように種々文献値等と比較した。

表 II.D.8 中性子線量換算係数の種々文献値等の比較

文献等	Sarov 事故 (IA01)	ORNL (FE93)	丸山 (MA68)	IPSN (RA99)	本報告書
Gy/(Bq/g)	1.02×10^{-4}	1.45×10^{-4}	2.09×10^{-4}	6.8×10^{-5}	6.6×10^{-5}

Sarov の臨界事故では、血中 ^{24}Na の濃度から全身の平均中性子線量が推定されている(IA01)。そこで使用された換算係数は、 $0.0509 \text{ Gy (Bq ml}^{-1}\text{)}^{-1}$ である。その値にICRP標準人の血中ナトリウム濃度の値 0.002 g ml^{-1} (IC75) を乗じ表中の中性子線量換算係数を算出した。換算係数は本報告書の約 1.5 倍である。このように相違する理由の一つとして、臨界集合体の材質・構造の違いに起因する中性子スペクトルの違いが考えられる。

ORNL の報告書 (FE93) には、種々材質・構造の臨界集合体に対する中性子線量換算係数が記載されて

いる。表中の値は、溶液系臨界体系に対する値であり、半径 10 cm と 30 cm の平均値である。ORNL 報告書の線量は全身の平均値ではなく最大値であることから本報告書よりもかなり大きい値となっている。

丸山による換算係数 (MA68) は本報告書の約 3 倍である。使用したスペクトルや種々パラメータが違ふことによるものである。中でも最大の理由は、丸山論文の線量は全身の平均線量ではなく first collision dose であることによる。

放医研は 1999 年 10 月 28、29 日、被ばく医療及び線量評価に関する 9 名の海外専門家を招聘した。29 日に開催された線量評価に関する検討会の中で、フランス IPSN (放射線防護研究所) の参加者により、彼らが今回の事故に関して推定した中性子線量換算係数として表中の値が口頭で紹介された。この値は本報告書の値とたいへん近い。

(7) ^{24}Na およびナトリウム元素の血中濃度の測定

事故発生翌日 3 人の被ばく従業員から各々 20 cm³ の血液が採取され、その中の ^{24}Na およびナトリウム元素の濃度が測定された。 ^{24}Na の測定には Ge 半導体検出器が用いられ、3 グループによるクロスチェックが実施された。ナトリウム元素濃度の測定には ICP-AES が用いられた。これらの測定結果を用い、 ^{24}Na の比放射能が算出された。測定の詳細は本報告書の第 II 章 D 節 a.1~3 を参照されたい。

事故発生時の ^{24}Na の放射能を求めめるため、物理学的半減期 14.96 時間、生物学的半減期 10 日 (IC80) が用いられた。なお、3 人の被ばく従業員は採血までに輸液を受けたことにより ^{24}Na の排泄が促進された、あるいは血中 ^{24}Na 比放射能が希釈された可能性が考えられる。この影響の評価は第 IV 章 B 節に述べた。

(8) 中性子による全身の平均線量の推定結果

以上述べた方法により推定された中性子による線量を表 II.D.9 にまとめた。

表 II.D.9 中性子線量の推定結果

従業員	比放射能 (発生時)	全身の平均吸収線量
A	$8.24 \times 10^4 \text{ Bq g}^{-1}$	5.4 Gy
B	$4.34 \times 10^4 \text{ Bq g}^{-1}$	2.9 Gy
C	$1.23 \times 10^4 \text{ Bq g}^{-1}$	0.81 Gy

a.4.2) ガンマ線による全身の平均線量の推定

(1) はじめに

沈殿槽周囲のガンマ線による線量を推定するためには、事故を起こした臨界沈殿槽及びその周囲を忠実に模擬した体系による詳細な臨界の解析が必要である。こうした詳細な解析は日本原子力研究所との共同研究として実施したが、その結果は、本章 E 節に記述することとし、この節では、事故直後に入手し得た情報のみに基づくガンマ線線量の推定方法とその結果を紹介する。なお、ガンマ線線量の最終推定値はこの節で紹介する結果ではなく詳細解析から評価された中性子とガンマ線の線量比を用いて求められている。(第 II 章 G 節参照)

(2) 空間線量のモニタリングデータに基づく評価

1999年9月30日20時45分頃、JCO敷地周辺で日本原子力研究所により空間線量モニタリングが実施された。そのデータを用いて、ガンマ線による全身の平均線量を以下のように推定した。

① 1 cm 線量当量の中性子対ガンマ線の比

上記空間線量モニタリングの結果によれば、1 cm 線量当量の中性子：ガンマ線の比はおおよそ9：1である。3名の被ばく従業員の1 cm 線量当量の比としてこの値を用いた。

② 1 cm 線量当量から吸収線量への換算

ICRP Publ. 51には、単色中性子に対する単位フルエンス当たりの1 cm 線量当量換算係数(IC87)が記載されている。これらの値と図 II.D.2 に示した中性子エネルギースペクトルとから、単位中性子フルエンス当たりの1 cm 線量当量換算係数を求めた。これに、²⁴Na から推定された中性子フルエンスを乗ずることにより各従業員の中性子に対する1 cm 線量当量を求め、この値の1/9をガンマ線に対する1 cm 線量当量とした。

ガンマ線に対する1 cm 線量当量から吸収線量への換算は、以下の手順で行った。

- ICRP Publ. 51には単位ガンマ線フルエンス当たりの1 cm 線量当量換算係数(IC87)が記載されている。ガンマ線に対する1 cm 線量当量の値をこの値で除することによりガンマ線のフルエンスを求める。
- こうして得られたガンマ線のフルエンスにICRP Publ. 74 (IC96)の単位ガンマ線フルエンス当たりのカーマ換算係数を乗じガンマ線カーマを求める。
- このガンマ線カーマにPubl. 74の単位ガンマ線カーマ当たりの吸収線量換算係数を乗じ、各組織の吸収線量を求め、さらに各組織の質量によって荷重平均することにより、全身に対する吸収線量を求める。

以上の検討により、ガンマ線線量 D_γ を与える次の式が導出された。

$$D_\gamma = 1.03 \times 10^{-4} \times a \quad \text{Gy} \quad (5)$$

(3) IAEA マニュアルに基づく評価

IAEA Technical Report Series No. 211 (IA82)には、臨界溶液の容積あるいは水素原子核数対²³⁵U原子核数の比からガンマ線カーマ/中性子カーマ比の目安を読み取るグラフが示されている。そのグラフの値を用いて、ガンマ線による全身の平均線量を以下のように推定した。

① ガンマ線カーマ/中性子カーマ比

IAEA マニュアルに掲載されているガンマ線カーマ/中性子カーマ比のグラフを図 II.D.4 に再録した。

臨界溶液の容積はおおよそ40リットルと推定されている(GE99a)。一方、冷却水の容積は、沈殿槽の設計図より20リットルと推定した。この両者の合計60リットルに対応するガンマ線カーマ/中性子カーマ比を図 II.D.4 より読み取ると2.4となる。

水素原子核数対²³⁵U原子核数の比は、硝酸ウラニル溶液のウラン濃度と²³⁵U濃縮度とから計算したところ550となった。原子核数の比550に対応するガンマ線カーマ/中性子カーマ比を図 II.D.4 より読み取ると1.8となる。

ここでは、これら両者の値の信頼度を判断する根拠が無いことから、2.4と1.8の中間値2.1を採用した。

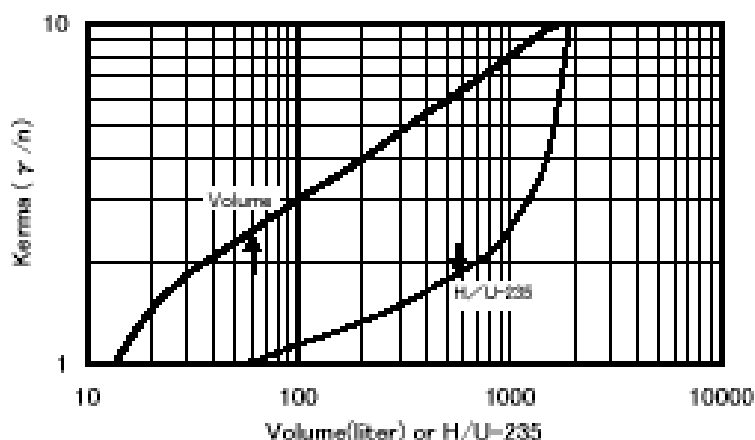


図 II.D.4 ガンマ線カーマ／中性子カーマ比 (IA82)

② カーマ比から吸収線量への換算

ICRU Report 46 (IC92) には、種々エネルギーの単色中性子に対する単位フルエンス当たりの中性子カーマ係数が与えられている。これらの値と図 II.D.2 に示したエネルギースペクトルとから、単位中性子フルエンス当たりの中性子カーマを計算した。この値に 2.1 を乗ずることにより、ガンマ線に対する組織カーマを求めた。

ガンマ線に対する組織カーマから吸収線量への換算は、以下の手順で行った。

- ICRU Report 44 (IC89a) に掲載されている軟組織と空気に対するガンマ線の質量エネルギー吸収係数を用い、空気／組織カーマ比を求め、これをガンマ線に対する組織カーマに乗ずることにより、空気カーマを算出する。
- この空気カーマに ICRP Publ. 74 (IC96) の単位カーマ当たりの吸収線量換算係数を乗じ、各組織の吸収線量を求め、さらに、各組織の質量によって荷重平均することにより、全身に対する吸収線量を求める。

以上の検討により、ガンマ線線量 D_γ を与える次の式が導出された。

$$D_\gamma = 1.59 \times 10^{-4} \times a \quad \text{Gy} \quad (6)$$

(4) ガンマ線線量の推定結果

以上述べた方法によって推定されたガンマ線による線量を中性子線量とともに表 II.D.10 にまとめた。

表 II.D.10 中性子およびガンマ線による全身の平均吸収線量の推定結果

従業員	中性子 (Gy)	ガンマ線 (Gy)	
		モニタリング結果使用	IAEA 211 使用
A	5.4	8.5	13
B	2.9	4.5	6.9
C	0.81	1.3	2.0

a.4.3) 臓器ごとの線量の推定

3人の被ばく従業員のうち C 氏は、前方からの一様照射に比較的近い被ばくを受けたと推定される。C 氏に関し、ここまでに述べてきた方法により臓器・組織ごとの吸収線量を推定した。その結果を表 II.D.11 に示す。

表 II.D.11 臓器・組織ごとの吸収線量 (C 氏)

臓器・組織	中性子 (Gy)	ガンマ線 (Gy)	
		モニタリング結果使用	IAEA 211 使用 (IA82)
生殖腺	1.5	1.5	2.4
骨髄	0.59	1.1	1.8
結腸	0.79	1.3	2.1
肺	0.84	1.3	2.1
胃	1.1	1.4	2.2
膀胱	1.1	1.4	2.2
肝臓	0.94	1.4	2.1
食道	1.1	1.2	1.8
甲状腺	1.3	1.6	2.5
全身皮膚	0.97	1.3	2.1
骨表面	0.62	1.2	1.9
残り組織	0.78	1.3	1.9

この表から、吸収線量の値自体のみならず、中性子とガンマ線の線量寄与の内訳も臓器によりかなり異なっていることが示されている。

a.4.4) まとめ

本稿においては、臨界事故に特有の、血液中 ^{24}Na の比放射能による線量推定法と、その方法を3人の被ばく従業員に適用した結果について述べた。中性子線量は、A 氏 5.4 Gy、B 氏 2.9 Gy、C 氏 0.81 Gy と評価された。ガンマ線線量はモニタリング結果と IAEA Technical Report Series No. 211 (IA82) に基づいて、A 氏 8.5 あるいは 13 Gy、B 氏 4.5 あるいは 6.9 Gy、C 氏 1.3 あるいは 2.0 Gy と評価された。ガンマ線線量の最終的な値は第 II 章 E 節の詳細な検討を受けて、第 II 章 G 節で示す。

今回の事故の被ばくの特徴は、線質の異なる中性子とガンマ線とが混在していたこと、および線量分布が不均一であったことである。このことが今回の患者の臨床経過に影響したと考えられている。しかしながら、本稿で述べた臨界事故に適用される線量推定法から得られる情報は全身の平均線量であること、また、中性子とガンマ線の寄与の内訳に関する直接的な情報を含んでいないという限界がある。

臨床経過を含む患者データの詳細な分析、沈殿槽周囲の放射線場の詳細な解析、実際の作業にできるだけ忠実な姿勢を反映する放射線輸送シミュレーション等により、被ばく線量の詳細をさらに明らかにする必要がある。こうした問題の解決を図るため、日本原子力研究所と共同研究を実施した。その結果は本章第 E 節に記述されている。

II.D.b. ヒューマンカウンタによる線量推定

b.1. ヒューマンカウンタによる全身²⁴Na量の測定

b.1.1) 測定の概要

²³Na の (n, γ) 反応によって人体内に生じた ²⁴Na を放医研のスキャニング型ヒューマンカウンタを用いて定量した。なお測定は、高線量レベルの被ばくをした JCO 従業員 3 名のうち C 氏についてのみ行った。

b.1.2) 測定条件

- (1) 測定日時：1999 年 10 月 2 日 14 時 29 分（被ばく後経過時間：51 時間 54 分）測定開始
- (2) 測定機器の概要：約 20 cm 厚の鉄で囲われた遮蔽室の水平ベッドの上下にそれぞれ NaI 検出器を 1 個ずつ（直径 8 インチ×4 インチ）、合計 2 個配置した構造である。2 個の検出器は水平方向に一定速度で駆動可能である。
- (3) 測定準備：遮蔽室内の汚染を防ぐため、遮蔽室内の床、壁面、ベッド、検出器はビニールシートで覆った。被験者は測定前にシャワーを浴びるのが原則であるが、今回の測定では被験者の容態などを考慮して、病室で着ていたガウンの上にヒューマンカウンタ用の検診着を着てもらって測定を行った。
- (4) 測定ジオメトリ：NaI 検出器の中心軸が被験者の頭頂から足先までスキャンするように、速度 10 cm/分で検出器を駆動させた（図 II.D.5）。
- (5) 被験者の測定時間：987 秒（被験者の身長÷検出器の駆動速度）
- (6) 被験者の体格：ヒューマンカウンタ室に備えてある計測器で、測定の直前に身長、体重の計測を行った。身長は 164.5 cm、体重は 67.8 kg であった。

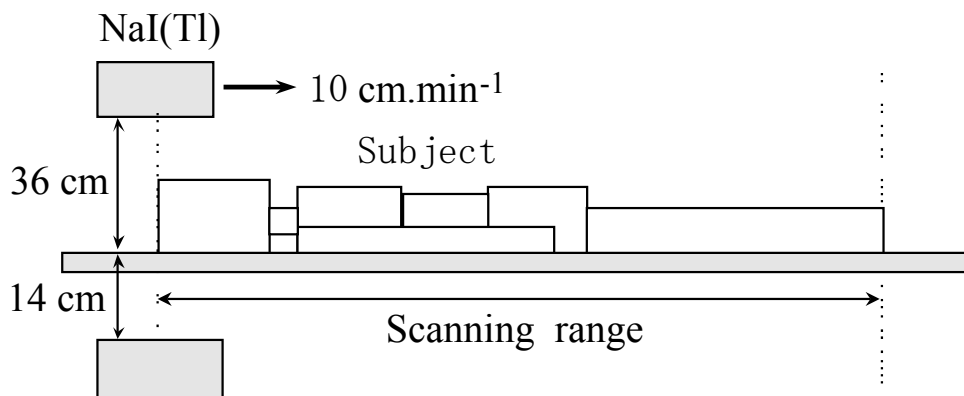


図 II.D.5 ヒューマンカウンタ計測における測定ジオメトリ

b.1.3) 校正定数の評価

所有している校正用ファントムは 2 体（¹³⁷Cs 溶液を封入したもの 1 体と ⁴⁰K 溶液を封入したもの 1 体）のみであった。校正定数は測定するガンマ線のエネルギーによって変化するため、これら 2 体のファントムによる測定値から内挿または外挿によって、²⁴Na の放出する 2 本のガンマ線（1,369 keV、2,754 keV）のうち、どちらかのエネルギーに対して校正定数を推定する必要がある。¹³⁷Cs（662 keV）と ⁴⁰K（1,461 keV）の校正定数から外挿によって 2,754 keV の校正定数を推定するよりも、内挿によって 1,369 keV の校正定数を推定するほうが、推定の精度がより高いと考えられるため、内挿によって 1,369 keV の校正定数を評価

した。

内挿に使用する関数を検討するために、4種類の点線源を用いてエネルギーと単位 photon あたりの校正定数との関連を調べた。検出器を水平方向に駆動させずにベッドの上下に固定した状態で、検出器の中心軸が水平ベッドと交差する点に点線源を置いて、校正定数を測定した。測定結果を図 II.D.6 に示した（図中のエラーバーは点線源の放射能の誤差によるもの）。

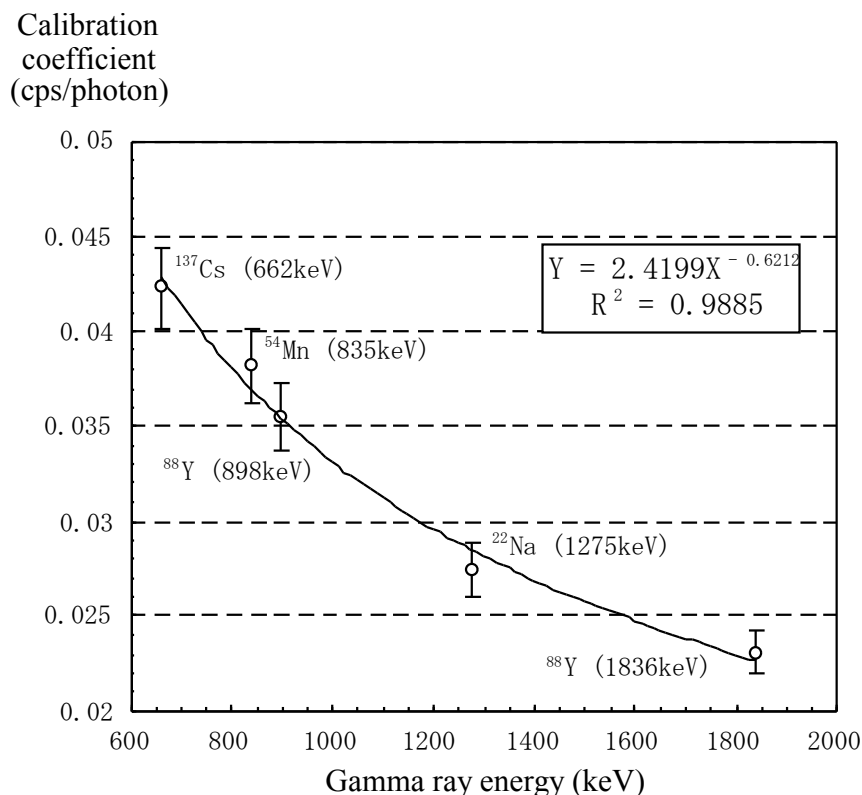


図 II.D.6 校正定数のエネルギー依存性（点線源）

図 II.D.6 からわかるように点線源に関しては、エネルギーと校正定数との間はべき乗関数 ($Y = aX^b$) が良くフィッティングしたので、ファントムに対してもべき乗関数がフィッティングするものと類推した。そこで、¹³⁷Cs ファントム、⁴⁰K ファントムの 2 点の実測値からべき乗関数 ($Y = aX^b$) の未知数 (a, b) を決定し、この関数を用いて 1,369 keV の校正定数を評価した。

ガンマ線放出率を補正した単位 photon あたりの校正定数 E_i は、以下の式によって評価できる。

$$E_i = S_i / (T A_i I_i)$$

E_i : 校正定数 (cps / photon)

i : 着目しているエネルギー (MeV)

($i = 0.662, 1.369, 1.461$)

S_i : 光電ピーク面積

T : 測定時間 (秒)

A_i : ファントムに封入した放射能 (Bq)

I_i : ガンマ線放出率

上記の式において、測定時間 T は ^{137}Cs 、 ^{40}K ファントムともに 1,943 秒、封入した放射能は測定日の当日に換算して、 $A_{0.662} = 1,359 \text{ Bq}$ (^{137}Cs ファントム)、 $A_{1.461} = 18,477 \text{ Bq}$ (^{40}K ファントム) である。ファントムの測定は、被験者の測定と同じ日に行った。ガンマ線放出率はそれぞれ、 $I_{0.662} = 0.851$ (^{137}Cs)、 $I_{1.461} = 0.107$ (^{40}K) である (FI96)。光電ピーク面積 S_i の求め方には複数の方法があるので、ここでは 2 つの方法 (NO80) を比較した。これらの方法は、いずれも光電ピーク部分にガウス関数を適合して光電ピーク面積を求めるものである。

(1) 方法 A

図 II.D.7 に示した S_1 (曲線と実線で囲まれた部分) の面積を、 m に応じた補正係数 C_1 で割って光電ピーク面積 S_i とする方法 ($S_i = S_1 / C_1$)。補正係数 C_1 の値は、 m と半値幅 FWHM の比に応じて与えられている (NO80)。ここでは $m / \text{FWHM} = 1.3 \sim 1.4$ 程度になるように m をとった。

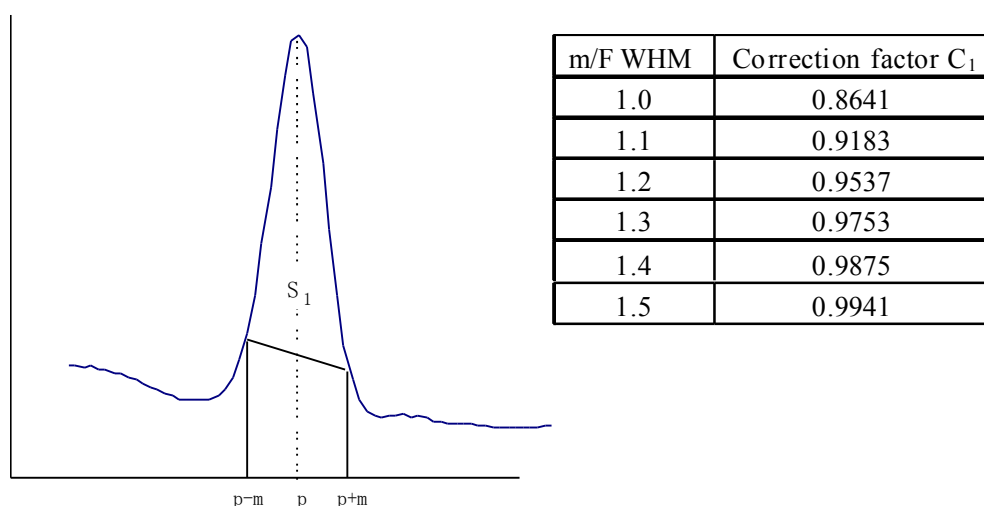


図 II.D.7 光電ピーク解析の方法 (1)

^{137}Cs ファントムについて

FWHM = 5.74 であったので $m = 8$ とすると、 $m / \text{FWHM} = 1.39$

表から補間により $C_1 = 0.9863$

一方 $S_1 = 13,460$ より $S_{0.662} = 13,646$

前ページの式に代入して、 $E_{0.662} = 0.006071$

^{40}K ファントムについて

FWHM = 9.24 であったので $m = 12$ とすると、 $m / \text{FWHM} = 1.30$

$C_1 = 0.9753$

一方 $S_1 = 20,120$ より $S_{1.461} = 20,630$

前ページの式に代入して、 $E_{1.461} = 0.005370$

$E_{0.662}$ と $E_{1.461}$ の値から、エネルギーと校正定数との間のべき乗関数 ($Y = aX^b$) における未知数 (a, b) を決定した。 (a, b) = (0.016614, -0.15499) となる。この関数を用いると 1,369 keV に関する校正定数は、

$E_{1.369} = 0.005405 \text{ cps/photon}$ となる。

(2) 方法 B

図 II.D.8 に示した S_2 (曲線と実線で囲まれた部分) の面積を、 m に応じた補正係数 C_2 で割って光電ピーク面積 S_1 とする方法 ($S_1 = S_2 / C_2$)。補正係数 C_2 の値は、 m と半値幅 FWHM の比に応じて与えられている (NO80)。ここでは $m / \text{FWHM} = 1.3 \sim 1.4$ 程度になるように m をとった。

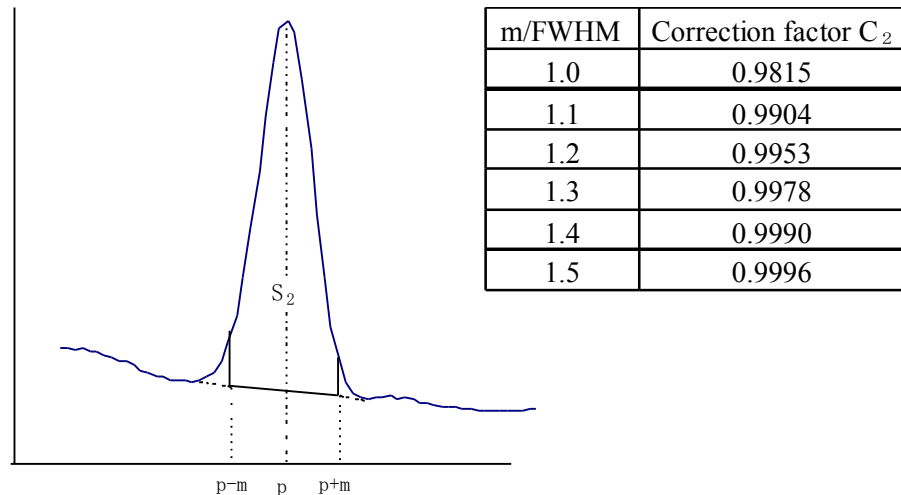


図 II.D.8 光電ピーク解析の方法 (2)

^{137}Cs ファントム

方法(1)と同様の幅を取って、 $m / \text{FWHM} = 1.39$

表から補間により $C_2 = 0.9989$

一方 $S_2 = 13,568$ より $S_{0.662} = 13,583$

前述の式に代入して、 $E_{0.662} = 0.006043$

^{40}K ファントム

方法(1)と同様の幅を取って、 $m / \text{FWHM} = 1.30$

表から $C_2 = 0.9978$

一方 $S_2 = 19,953$ より $S_{1.461} = 19,996$

前述の式に代入して、 $E_{1.461} = 0.005206$

$E_{0.662}$ と $E_{1.461}$ の値から、エネルギーと校正定数との間のべき乗関数 ($Y = aX^b$) における未知数 (a, b) を決定した。 (a, b) = (0.020536, -0.18834) となる。この関数を用いると、1,369 keV に関する校正定数は、

$E_{1.369} = 0.005270 \text{ cps/photon}$ となる。

b.1.4) 被験者の体内 ^{24}Na 量 (測定時) の推定

測定された被験者のガンマ線スペクトルを図 II.D.9 に示す。このスペクトルの 1,369 keV の光電ピーク面積を測定時間 (987 秒) で割ると正味計数率が求められる。それを(3)で求めた校正定数で割ることによ

って体内 ^{24}Na 量を求めた。

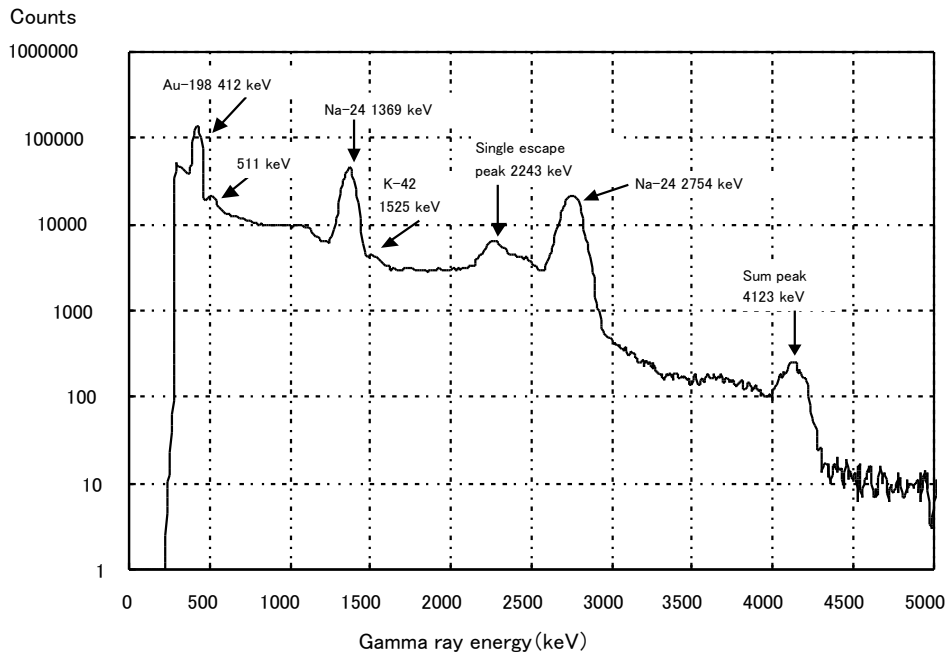


図 II.D.9 C 氏に関するガンマ線スペクトル

ファントムと同様に、被験者のスペクトルから光電ピーク面積を求める際には、2通りの方法を用いた。

(1) 方法 A

1,369 keV のピークに関して、FWHM = 8.76 であったので $m=12$ ととると、

$$m/\text{FWHM} = 1.37$$

表の値より補正係数 $C_1 = 0.9838$

$$\text{一方 } S_1 = 361,488 \text{ より } S_{1,369} = 367,440$$

$$\text{校正定数 : } E_{1,369} = 0.005405 \text{ cps/photon}$$

^{24}Na の 1,369 keV のガンマ線放出率 100%より、

$$\text{体内 } ^{24}\text{Na} \text{ 量 (測定時) : } 68,880 \text{ Bq}$$

(2) 方法 B

$$m/\text{FWHM} = 1.37 \text{ より補正係数 } C_2 = 0.9986$$

$$\text{一方 } S_2 = 362,416 \text{ より } S_{1,369} = 362,920$$

$$\text{校正定数 : } E_{1,369} = 0.005270 \text{ cps/photon}$$

^{24}Na の 1,369 keV のガンマ線放出率 100%より、

$$\text{体内 } ^{24}\text{Na} \text{ 量 (測定時) : } 69,770 \text{ Bq}$$

ここで、上記の光電ピーク面積に関して、 ^{40}K からの寄与とサムピークの影響を考慮する必要がある。

^{24}Na の 1,369 keV の光電ピーク領域の一部は、健常人の体内に存在する ^{40}K の光電ピーク領域と重なる。定期的に行っている数十人の健常人の測定から、 ^{40}K の光電ピーク面積のうち、 ^{24}Na の光電ピーク面積と重なる部分の面積は 2,000~3,000 程度であると推定された。上述の光電ピーク面積 $S_{1,369}$ は、この程度の

過大評価をしていることになるが、これはピーク面積の1%以下である。

一方で、1,369 keV と 2,754 keV のガンマ線が同時に検出器に入射することによって、サムピーク(4,123 keV)が生じた。サムピークの補正をしなければ、1,369 keV の光電ピーク面積を過小評価することになる。サムピークによる過小評価分は約 9,600 と推定された。しかしながら、これは光電ピーク面積 $S_{1,369}$ の 2.6% 程度である。しかも、 ^{40}K の寄与による光電ピーク面積の過大評価が 0.7%程度と推定されている。したがって、 ^{40}K の寄与及びサムピークによる影響は合計で 2%程度であり無視できるものとした。

2通りの光電ピーク面積の計算法によって、結果に大きな差異はなかった(差は1%程度)ので、これら2つの方法による推定値の平均を取って、測定時の体内 ^{24}Na 量は69,300 Bqとした。

b.2. 被ばく時の比放射能の推定

b.2.1) 減衰補正

^{24}Na の物理学的半減期：14.959 h (FI96)、生物学的半減期 10 日 (IC75)

の値を用いて、測定時の ^{24}Na 量を事故時(1999年9月30日 10時35分)の ^{24}Na 量に換算した。事故時の体内 ^{24}Na 量は896,200 Bqと計算された。

なお、生物学的半減期には個人差があることも考えられる。生物学的半減期を仮に7日と仮定した場合には被ばく時の ^{24}Na 量は、955,700 Bqとなり上記の値に比べて7%の増加となる。さらに生物学的半減期を5日だと仮定した場合には被ばく時の ^{24}Na 量は、1,041,400 Bqとなり、16%増加することになる。

b.2.2) 比放射能の算定

人体の体重1 kgあたりに含まれる ^{23}Na の量はICRPの標準人(IC75)によると、1.4 gである。被験者の体重あたりに換算すると、全身 ^{23}Na 量は94.9 g、比放射能(^{23}Na 1 gあたりに生成される ^{24}Na の放射能)は、9,440 Bq g⁻¹となる。

しかしながら、別の文献(SE90)によると、人体の体重1 kgあたりに含まれる ^{23}Na の量は0.92~1.61 gという値がある。これによると、全身 ^{23}Na 量は62.4~109.2 g、比放射能は8,210~14,360 Bq g⁻¹となる。さらに、Kennedyら(KE83)は40歳から70歳の健常な男性18人に関して調査した結果、全身 ^{23}Na 量74.8~99.4 g(平均83.7 g)という値を得ている。この値を用いると比放射能は、9,020~11,980 Bq g⁻¹となる。いずれにしても、全身 ^{23}Na の量には個人差があり、これによって比放射能の値も変わってくる。

b.3. 線量への換算

^{24}Na の比放射能から被ばく線量への換算係数は、事故後初期の線量評価においては、丸山による文献値(MA68)を用いた。これによると中性子による被ばく線量への換算係数は、比放射能(Bq g⁻¹)あたりの線量(mGy)の単位で0.2092である。ICRPの標準人に基づいて計算した比放射能と、この換算係数を用いると中性子による線量は、2.0 Gyとなる。

一方で最新の情報に基づいた換算係数は、中性子に関しては比放射能(Bq/g)あたり0.066 mGy、と評価されている(本報告書第II章D節のa.4. 血液中 ^{24}Na の測定結果に基づく線量評価を参照)。一方、計算シミュレーション手法により、ガンマ線線量は、中性子線量の1.83倍と評価されている(本報告書第II章第E節 計算シミュレーション手法による線量再構築を参照)。すなわち、ICRPの標準人に基づいて計算した比放射能(9,440 Bq g⁻¹)を用いると、中性子とガンマ線からの線量はそれぞれ0.62、1.1 Gyと算定される。中性子に対するRBEを1.7とすると(第II章G節、および第IV章E節参照)、ヒューマンカウンタ計測によるC氏の生物学的ガンマ線相当線量は2.2 GyEqとなる。

II.E. 計算シュミレーション手法による線量再構築 (IS01a, b)

まえがき

今回の事故の被ばくの特徴は、線質が異なり、また、体内での減弱が同じではない中性子とガンマ線との混合被ばくであったこと、および、特にウラン溶液を注入していた2名は、著しく不均等に被ばくしたことである。これらのことが3人の被ばく従業員の臨床症状に関係したのではないかと推察される。しかしながら、前節までに述べた方法では、全身の平均的な線量が推定されるのみであり、また、中性子とガンマ線の寄与の内訳を直接推定することは不可能である。

今回、日本原子力研究所との共同研究として、被ばく時の位置・姿勢を模擬した放射線輸送に関するモンテカルロシミュレーション手法により、皮膚の各部位、および体内深部の各部位における、中性子、ガンマ線それぞれによる吸収線量の推定作業を実施した。

II.E.a. 方法

本方法は、沈殿槽の周囲に、A氏、B氏の位置・姿勢を模擬した数学ファントムを配置し、臨界反応および放射線輸送過程をコンピューターシミュレーションし、皮膚の各部位、および体内深部における吸収線量を推定しようとするものである。

a.1. 計算コードおよびパラメータ値

沈殿槽およびその周囲における放射線輸送計算には、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4B (BR97) を用いた。また、このコードは、皮膚の各区域における中性子フルエンスの計算にも用いた。一方、胴体内部の線量分布の計算には、モンテカルロコード MCNPX (WA99) を用いた。中性子断面積データとして、日本の評価済み核データライブラリ JENDL-3.2 (NA95) に基づく FSXLIB-J3R3 (KO94) を用いた。光子の輸送計算には、断面積ライブラリ MCPLIB02 (HU96) のデータを用いた。皮膚および全身の中性子による平均吸収線量は、上記コード等により計算された中性子フルエンスに、ICRU Report 46 のカーマ係数 (IC92) を乗ずることにより求めた。

a.2. 数学ファントム

数学ファントムとして、日本原子力研究所で開発された四肢可動型人体数学ファントム (YA92) を用いた。これは、MIRD-5 型数学ファントム (SN69) の四肢を体幹部から独立させ、肩、ひじ、股間等に球関節を付加した数学ファントムであり、作業姿勢を模擬できる。人体組織は、軟組織、肺組織、および骨組織の3成分により構成されている。ファントムは、身長約 170 cm、体重約 74 kg であり、A氏、B氏の体格に比較的近い。

a.3. 沈殿槽およびその周囲の計算モデル

沈殿槽の設計図面に基づき、ウラン溶液が投入された容器部及び冷却水ジャケット部をモデル化した。なお、上蓋から上の部分、沈殿槽を固定するアングル類、攪拌機先端部は省略されている。

a.4. 被ばくの想定シナリオ

動特性解析コードによる今回の事故の解析 (GE00) から、核分裂反応は、最初の鋭いパルス出力のあと、10 秒程度の周期で減衰振動を繰り返しながらゆるやかに減少したと推定されている。3 人の被ばく従業員からの聞き取り調査によると、A氏およびB氏は臨界発生時の青い光で異常を察知し、速やかに作業現場を離れたと推定される。このことから、第1パルスに起因する中性子およびガンマ線への被ばくが支配的

であり、A 氏、B 氏はウラン溶液を投入する作業姿勢のままでこれらの放射線に被ばくしたと推定される。

a.4.1) 第 1 パルスの核分裂数

日本原子力研究所・那珂研究所の中性子モニタのデータから、第 1 パルスに相当する最初の 1 秒間の計数値は、臨界継続期間中の全計数値の $(2.6 \pm 0.6) \%$ と評価されている (GE99b)。一方、総核分裂数は、沈殿槽内ウラン溶液の分析結果から、 $(2.49 \pm 0.14) \times 10^{18}$ と評価されている (GE00)。これらの数値より、第 1 パルスの核分裂数は、 $(6.5 \pm 1.9) \times 10^{16}$ と評価された。

一方、動特性解析コードによる解析では、第 1 パルスの核分裂数は 5×10^{16} と評価されており (GE00)、上記評価値よりも小さいが、誤差を考慮すれば両者はほぼ一致していると言える。今回の計算では、測定値に基づく推定値である 6.5×10^{16} を用いた。

a.4.2) 姿勢の推定

ウラン溶液を注入していた B 氏自身、および比較的軽症の C 氏への聞き取り調査を参考にし、JCO に設置された転換試験棟仮焼室のモックアップ施設を用いて被ばく従業員と同等の身長的人物により作業の再現が試みられた。その時の写真を図 II.E.1 に示す。聞き取り調査と矛盾せず、かつ作業が無理なく行える位置と姿勢とを推定し、2 名の沈殿槽からの距離、胴体及び手足の曲げ角度等を計測した。

一方、本報告書の第 III 章 E 節に記述されているように、献体された骨中の ^{32}P および ^{45}Ca の比放射能が測定されている。計算シミュレーションにおいても、骨中の ^{32}P および ^{45}Ca の比放射能を求め、実測値と比較することによって体幹部の角度を推定した。



図 II.E.1 モックアップ施設での再現風景

II.E.b. 結果および考察

b.1. 計算された中性子およびガンマ線スペクトル

図 II.E.2 に、沈殿槽表面から漏洩する中性子のスペクトルを示す。沈殿槽の上面と側面とで、スペクトルの形状に顕著な違いは認められない。

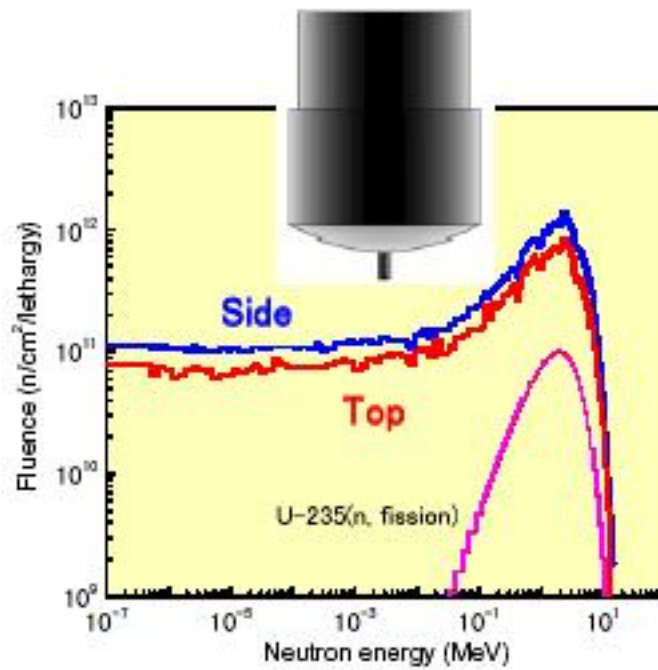


図 II.E.2 漏洩中性子スペクトル

図 II.E.3 に、ガンマ線のスペクトルを示す。0.3 MeV 付近にピークを持つなだらかなスペクトルを示している。中性子捕獲反応により発生する 2.2 MeV の捕獲ガンマ線のピークが認められないことから、核分裂に起因するガンマ線が支配的であると考えられる。ガンマ線の場合も沈殿槽の上面と側面とで、スペクトルの形状に顕著な違いは認められない。

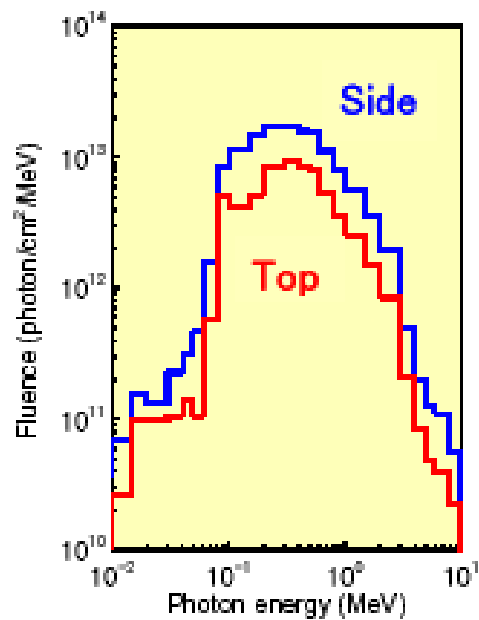


図 II.E.3 漏洩ガンマ線スペクトル

b.2. 推定された被ばく時の位置・姿勢

図 II.E.4 に、推定された被ばく時の位置・姿勢を表すコンピュータグラフィックを示す。A 氏に関する皮膚障害マップ (YA01) によれば、右体側面の障害度の方が左体側面より重篤であり、右側の方が沈殿槽により近かった。即ち、沈殿槽に対し、右肩を前にして斜めに立っていたと推察された。骨中の ^{32}P および ^{45}Ca の比放射能を実測値と計算値とで比較することにより、この A 氏の体幹部の角度を以下のように推定した。骨試料は、全身の 12 ヶ所から採取されているが、沈殿槽に近く、かつ左右のデータのそろっている前上腸骨棘及び第 7 肋骨前胸部を比較の対象とした。計算値、および実測値を表 II.E.1 に示す。なお、測定の詳細は本報告書の第 III 章 E 節に記載されている。

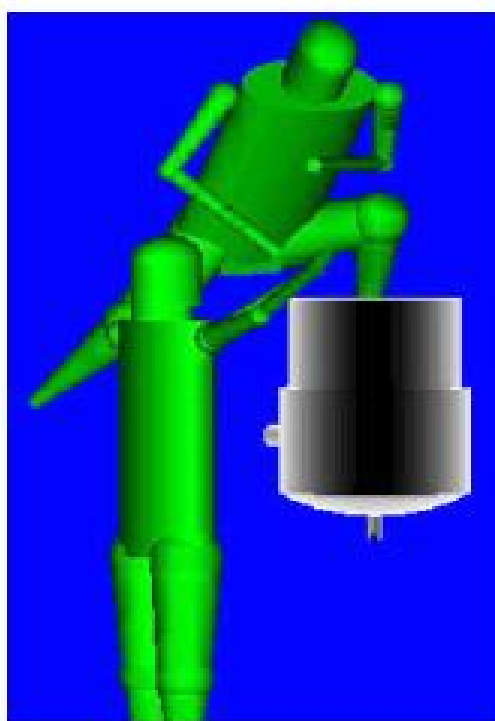


図 II.E.4 被ばく時の予想配置

表 II.E.1.(a) A 氏前上腸骨棘における ^{32}P の比放射能 (Bq mg^{-1})

実測値		計算値					
		$\theta = 20^\circ$		$\theta = 30^\circ$		$\theta = 40^\circ$	
左	右	左	右	左	右	左	右
1.37	2.35	1.4	3.0	1.1	3.4	0.7	3.7
1.72(右/左)		2.1		3.1		5.3	

表 II.E.1.(b) A 氏前上腸骨棘における ^{45}Ca の比放射能 (Bq g^{-1})

実測値		計算値					
		$\theta = 20^\circ$		$\theta = 30^\circ$		$\theta = 40^\circ$	
左	右	左	右	左	右	左	右
9.63	16.31	10.2	22.3	8.1	26.0	5.5	27.6
1.69(右/左)		2.2		3.2		5.1	

表 II.E.1.(c) A 氏第 7 肋骨前胸部における ^{45}Ca の比放射能 (Bq g^{-1})

実測値		計算値					
		$\theta = 20^\circ$		$\theta = 30^\circ$		$\theta = 40^\circ$	
左	右	左	右	左	右	左	右
7.28	18.21	10.6	19.1	8.3	19.2	6.4	20.0
2.50(右/左)		1.8		2.3		3.1	

実測値および計算値について、比放射能の左右比（右/左）を比較すると、前上腸骨棘においては、 ^{32}P 、 ^{45}Ca ともにおよそ $\theta = 15^\circ$ の時両者は一致する。一方、第 7 肋骨前胸部において左右比が一致するのはおよそ $\theta = 35^\circ$ の時である。これらの結果から、A 氏体幹部の沈殿槽に対する角度 θ は、 15° から 35° の範囲内にあると推定された。ここでは、 15° と 35° との中間の値 25° を採用し、全体の計算を実施した。

b.3. 沈殿槽周辺の空間の線量分布

3 人の被ばく従業員の線量計算に先立ち、沈殿槽周囲の中性子束、ガンマ線束、および各々のエネルギースペクトルを計算シミュレーション手法により求めた。このようにして得られた放射線場での微小体積要素の組織吸収線量を、中性子に対するカーマ係数、およびガンマ線に対する質量エネルギー吸収係数 (IC92) を用いて計算し、沈殿槽周囲における空間の線量分布を推定した。計算結果を図 II.E.5 に示す。縦軸は、核分裂数 1×10^{17} 当たりの吸収線量で表した。明らかとなった主な点は以下の通りである。

- 1) 図 II.E.5 より、高さ 115 cm（体幹部表面中央付近）で見ると、Gy 単位で表せば、計算した範囲内に於いて沈殿槽からのどの距離に於いてもガンマ線による吸収線量の方が中性子より若干（18%～35%）高い。
- 2) 同じく図 II.E.5 より、沈殿槽近傍では、位置による線量の変化は著しく大きい。たとえば、沈殿槽表面から 10 cm の距離と 20 cm の距離とでは、線量に約 2 倍の開きがある。高さ方向に関しても、距離 10 cm で見た場合、高さ 115 cm の線量は、165 cm（顔面付近）の約 2.5 倍を示している。

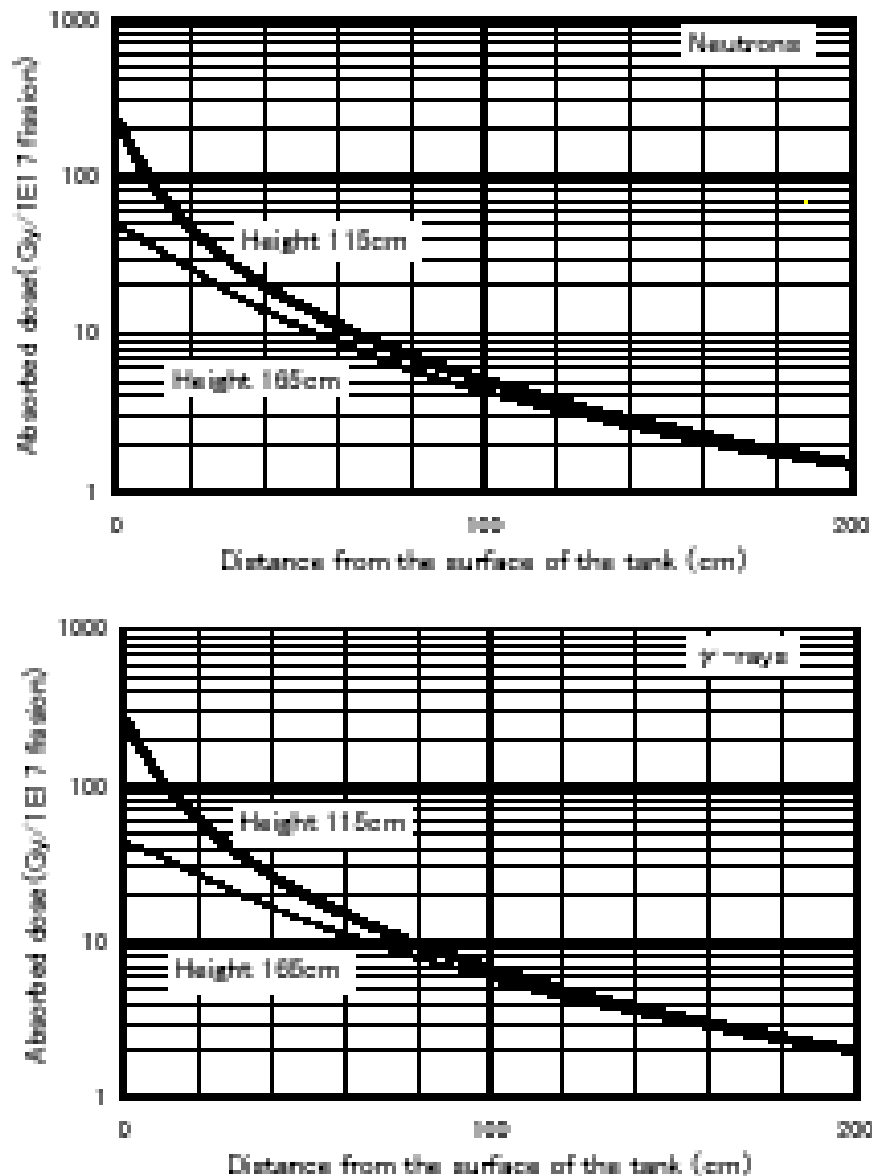


図 II.E.5 沈殿槽周辺線量分布

b.4. 全身平均吸収線量

表 II.E.2 に、計算シミュレーションによる全身平均吸収線量および ^{24}Na 比放射能の計算結果を示す。骨格のカーマ係数は部位によって異なる (IC92)。今回の計算では、骨格の主構成要素として皮質骨と赤色骨髄とを選び、それぞれのカーマ係数を使用して骨格の吸収線量を計算し、それらの中間の値を骨格の平均吸収線量の値とした。

同表には、第 II 章 D 節に記述した血中 ^{24}Na の測定結果に基づく線量評価法 (以降、血中 ^{24}Na 法と記す) の結果も併せて示した。計算シミュレーションでは、ファントムに入射した中性子に起因する線量が、荷電粒子成分とファントム内で発生した 2 次ガンマ線成分とに分けて評価される。一方、第 II 章 D 節に記述した線量評価では、中性子の線量換算係数として、ICRP Publ. 74 (IC96) の値が用いられている。この中

中性子換算係数には、人体に入射した中性子による 2 次ガンマ線の吸収線量が含まれるため、人体内発生ガンマ線による吸収線量は中性子による線量に含められている。この人体内発生ガンマ線による吸収線量を中性子線量に含めた場合、計算シミュレーションの結果は、ガンマ線線量が、A 氏では中性子線量の 1.83 倍、B 氏では 1.43 倍となることを示している。

表 II.E.2 全身平均吸収線量および ^{24}Na 比放射能

従業員	方法	入射中性子起因の荷電粒子成分	入射中性子起因の 2 次ガンマ線成分	沈殿槽発生ガンマ線	^{24}Na 比放射能 (10^4 Bq g^{-1})
A 氏	シミュレーション	6.76	1.43	15.01	11.57
	血中 ^{24}Na 法	5.4		8.5, 13	8.24
B 氏	シミュレーション	3.99	0.89	6.97	6.80
	血中 ^{24}Na 法	2.9		4.5, 6.9	4.34

^{24}Na の測定結果に基づく評価結果と計算シミュレーションの結果との比を求め表 II. E.3 に示した。中性子吸収線量、ガンマ線線量、 ^{24}Na 比放射能いずれも計算シミュレーションの結果の方が大きい。

表 II.E.3 評価値の比 (シミュレーション)/(血中 ^{24}Na 法)

従業員	入射中性子起因の荷電粒子成分および 2 次ガンマ線成分	沈殿槽発生ガンマ線	^{24}Na 比放射能
A 氏	1.5	1.2~1.8	1.40
B 氏	1.7	1.0~1.5	1.57

計算シミュレーションの結果は、吸収線量、 ^{24}Na 比放射能ともに第 1 パルスの核分裂数に比例する。この推定値には誤差が約 30%含まれている。また、計算シミュレーションの結果は、沈殿槽とファントムとの距離に敏感に影響される。たとえば、A 氏の場合、沈殿槽中心からファントム中心軸までの距離を 55cm として計算したが、これよりも 10 cm 遠い 65 cm では、吸収線量は中性子、ガンマ線ともに 20%程度減少する。一方、 ^{24}Na の比放射能測定結果においては、第 II 章 D 節に述べたように、治療の初期段階で施された輸液が ^{24}Na の排泄を促進、あるいは、比放射能を希釈した可能性が考えられる。表 II.E.2 の比放射能測定結果は、生物学的半減期 10 日を仮定して求められているが、もしも、生物学的半減期が 5 日に早まっていたならば (IC80)、この値は、8%高くする必要がある。あるいは、第 IV 章 B 節で述べられるように、コンパートメントモデルを用いたシミュレーションの結果は、輸液による排泄促進と比放射能の希釈の効果により、事故発生時の比放射能が 20%前後減少していた可能性を示唆している。これら計算シミュレーション、 ^{24}Na 比放射能測定それぞれが含む不確かさを考慮すれば、両者の結果は近づくものと考えられる。

b.5. 単位比放射能あたりの吸収線量換算係数

^{24}Na の単位比放射能あたりの吸収線量換算係数は、迅速な線量評価を実施するために必須の係数である。表 II.E.4 に、計算シミュレーションおよび第 II 章 D 節で導出された換算係数を示す。

表 II.E.4 単位比放射能あたりの吸収線量換算係数

従業員	方法	中性子 ¹⁾	ガンマ線 ²⁾	
A 氏	シミュレーション	7.08×10^{-5} (6.6×10^{-5}) ³⁾	1.30×10^{-4} (1.2×10^{-4}) ³⁾	
	血中 ²⁴ Na 法	6.6×10^{-5}	1.03×10^{-4} モニタリングより	1.59×10^{-4} IAEA 211 より
B 氏	シミュレーション	7.18×10^{-5} (6.9×10^{-5}) ³⁾	1.03×10^{-4} (9.8×10^{-5}) ³⁾	
	血中 ²⁴ Na 法	6.6×10^{-5}	1.03×10^{-4} モニタリングより	1.59×10^{-4} IAEA 211 より

- 1) 人体に入射した中性子に起因する荷電粒子成分および2次ガンマ線成分両者の合計線量
- 2) 沈殿槽で発生したガンマ線に起因する線量
- 3) 括弧内の数値は、コンクリート製床面による散乱の影響を考慮した場合

中性子線量の換算係数は、第 II 章 D 節で導出された値と詳細な計算シミュレーションの結果とで、ほとんど同じ値を示した。ガンマ線線量に関しては、A 氏に対しては、モニタリングデータを利用した場合と IAEA マニュアルを利用した場合の間の値を、B 氏に対しては、モニタリングデータを利用した場合に近い値となった。以上より、今回の詳細な検討は、第 II 章 D 節で述べた血液中 ²⁴Na の測定結果に基づく線量評価手法の妥当性を支持している。

b.6. 皮膚の吸収線量分布

図 II.E.6 に A 氏に相当するファントム（以下、ファントム A と記す）の皮膚線量分布を示す。軸方向は 5 cm 間隔、周方向については胴体と頭部が 16 分割、四肢は 8 分割されている。表示された線量は、²⁴Na 比放射能の実測値に規格化した値、すなわち、計算で得られた線量に ²⁴Na 比放射能の（実測値／計算値）比を乗じた値である。なお、この図において、人体に入射した中性子による 2 次ガンマ線の線量はガンマ線の線量に加算されており、中性子線量は荷電粒子成分のみを表している。

A 氏は、被ばく時、胴体の右側を沈殿槽に近づけ、25° の角度で立っていたと仮定し計算した。このことにより、右腹部の吸収線量が最大を示し、その値は、中性子 27 Gy、ガンマ線 35 Gy であった。これらは、全身の平均線量と比べ、中性子は 5 倍強、ガンマ線は 3 倍弱である。胸腹部皮膚の線量はこの部分から離れるに従って減少し、著しく不均等に被ばくした状況が表されている。こうした線量分布は、胸腹部における皮膚障害の重篤度分布と矛盾していない。また、このように胸腹部の線量が特に高いことが、染色体分析の結果の解釈にどのように影響するのか、今回の計算結果は、こうした問題に対する今後の議論の材料を提供している。

ファントム A の胴体周方向の皮膚の吸収線量分布および中性子線量の寄与率を図 II.E.7 に示す。背面における中性子線量は組織による吸収のため著しく減弱している。背面の最小値は 0.6Gy、すなわち最大線量の 2% である。ガンマ線線量は中性子線量ほど顕著に減弱せず、最小値は 7 Gy、すなわち最大線量の 20% である。こうした中性子とガンマ線の減弱の違いにより中性子線量の寄与率は胸腹部表面の 44% から背面では 10% 以下にまで減少している。背面での線量が胸腹部に比べ低いと言う計算結果は、A 氏の背中

膚障害が比較的軽症であったという臨床所見と一致している。

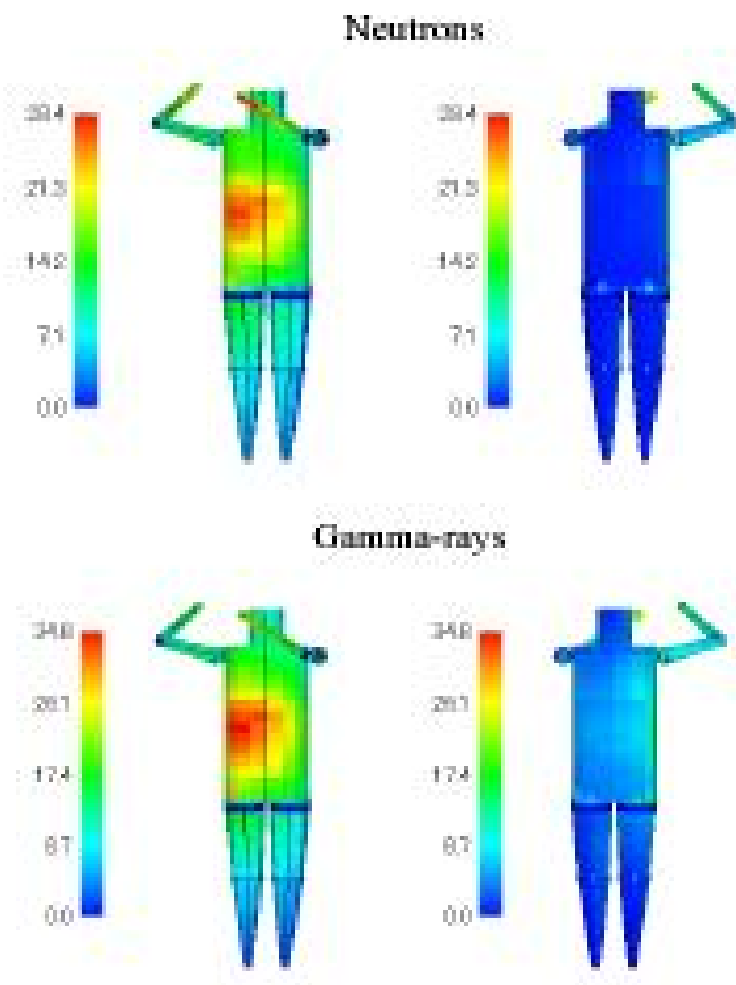


図 II.E.6 A 氏の皮膚線量分布図

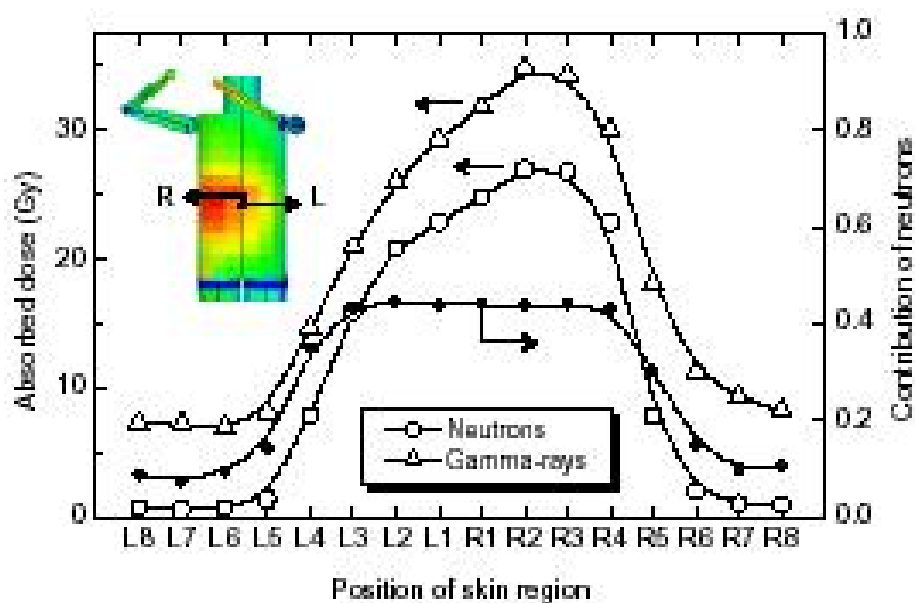


図 II.E.7 A 氏の胴体周方向の皮膚吸収線量分布と中性子線量寄与率

図 II.E.6 が示すように、ファントム A の左手の線量は右手と同程度である。ウラン溶液の投入は慎重を期すべき危険な作業であることから、両手で漏斗を支持していたと仮定することは自然である。第 III 章 D 節に記述されているように、A 氏第 2 指中節骨の ^{32}P および ^{45}Ca の比放射能は、左右でほぼ同程度であった。今回の計算結果はこうした骨試料の放射化学的分析結果と一致している。一方、左上腕の障害は右上腕よりも軽症であったとの指摘があり、計算結果は、臨床所見と一致していない。モックアップ施設を用いた作業の再現実験からは、漏斗を支持していたと思われる右手の位置の推定は可能である。しかし、左手については種々の仮定の成り立つ余地があり任意性が高い。よって、どのように仮定したとしても、得られた計算結果の信頼性は他の身体部位よりも低いと考えられる。

B 氏に相当するファントム（以下、ファントム B と記す）の皮膚線量分布を図 II.E.8 に示す。ファントム B の皮膚の吸収線量は、胴体部中心軸上の胸部腹部の境界付近で最大を示し、その値は、中性子 8.4Gy、ガンマ線 8.3 Gy であった。大腿部の最大線量は、胴体部とほぼ同じ値であった。このように A 氏に比べ全体的に皮膚線量は低く、胸腹部に関しては比較的均等に被ばくしたという B 氏の被ばくの様子が明らかとなった。この被ばくの特徴は A 氏よりも皮膚の障害がやや軽症であったと言う臨床所見と一致している。図 II.E.9 に、ファントム B の胴体周方向の皮膚の吸収線量分布および中性子線量の寄与率を示した。ファントム A と同じく背面での中性線量の著しい減弱が示されている。

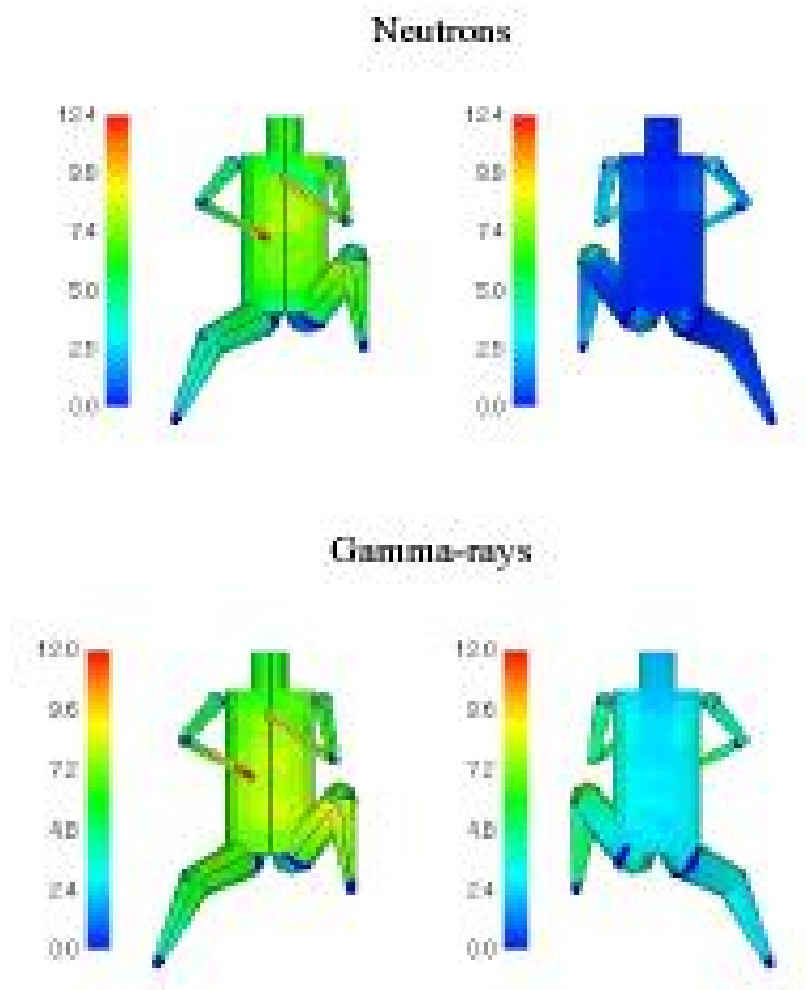


図 II.E.8 B 氏の皮膚線量分布図

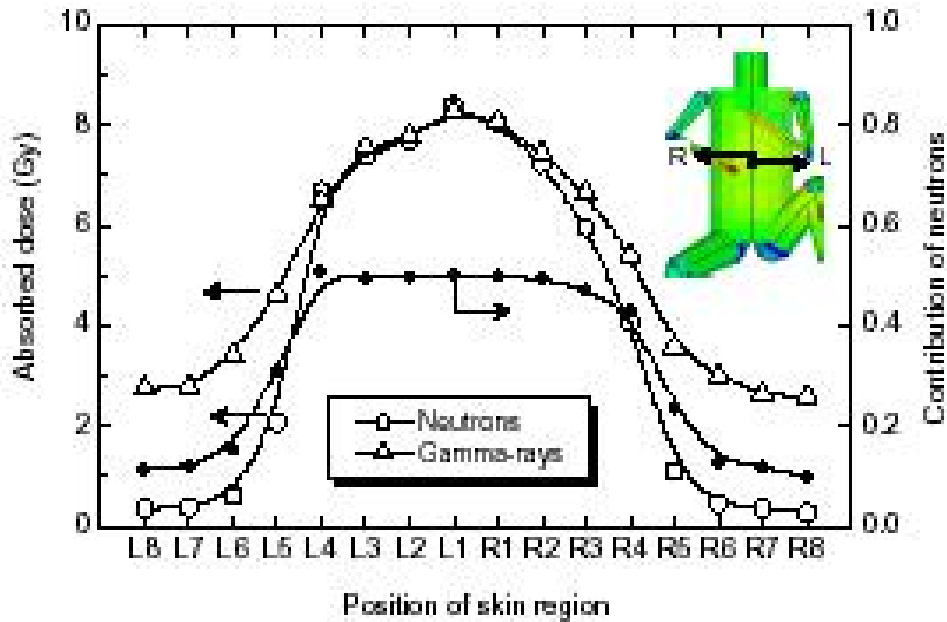


図 ILE.9 B 氏の胴体周方向の皮膚吸収線量分布と中性子線量寄与率

b.7. 胴体の深部線量分布

図 ILE.10 に、ファントム A の体内深部線量計算結果を示す。これらの図は胴体横断面の線量分布を表しており、各断面図の下側が胸腹部、上側が背面である。図に記された高さは、股を原点とする値である。臨床所見と対比する上で重要と思われる小腸の中央付近を含む高さ 20 cm～22 cm の横断面および、肺の中央付近を含む高さ 48 cm～50 cm の横断面を示した。表示された線量は、皮膚線量分布の図と同様、²⁴Na 比放射能の実測値に規格化した値である。右斜め前方からの被ばくを反映し、深部線量も右側が高い。中性子線量は、主に人体内の水素原子核との弾性散乱によるエネルギー損失を受け、体内深部で急激に減弱している。肺の密度が低いことを反映し、中性子は肺に相当する部分で奥まで浸透している。中性子に比べガンマ線線量は深部でも比較的高く保たれ、深部ほどガンマ線の線量寄与が支配的になることが示されている。

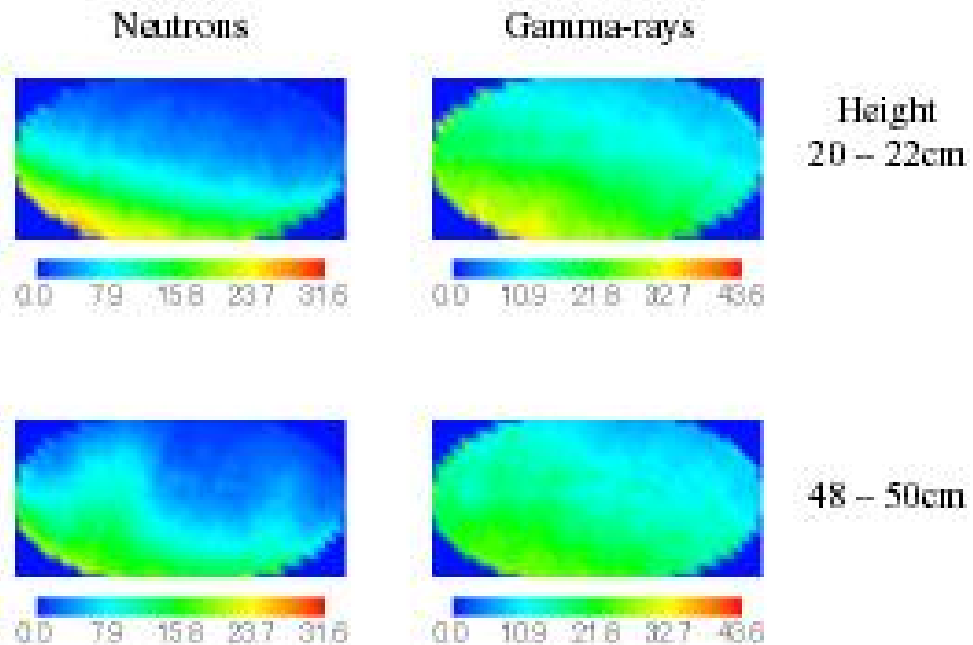


図 ILE.10 A 氏の体内深部線量

図 II.E.11 は、ファントム A の胴体縦断面の線量分布を表している。各断面図の下側が股、上側が首の方向である。各図に示した深さは、正面から背面へ向かっての深さである。深さ 4 cm～5 cm の縦断面は胃腸管の腹部側、8 cm～9 cm は中央部、12 cm～13 cm は背面をそれぞれ意図して示した。右斜め前方からの被ばくを反映し、深部線量も右側に偏っている。

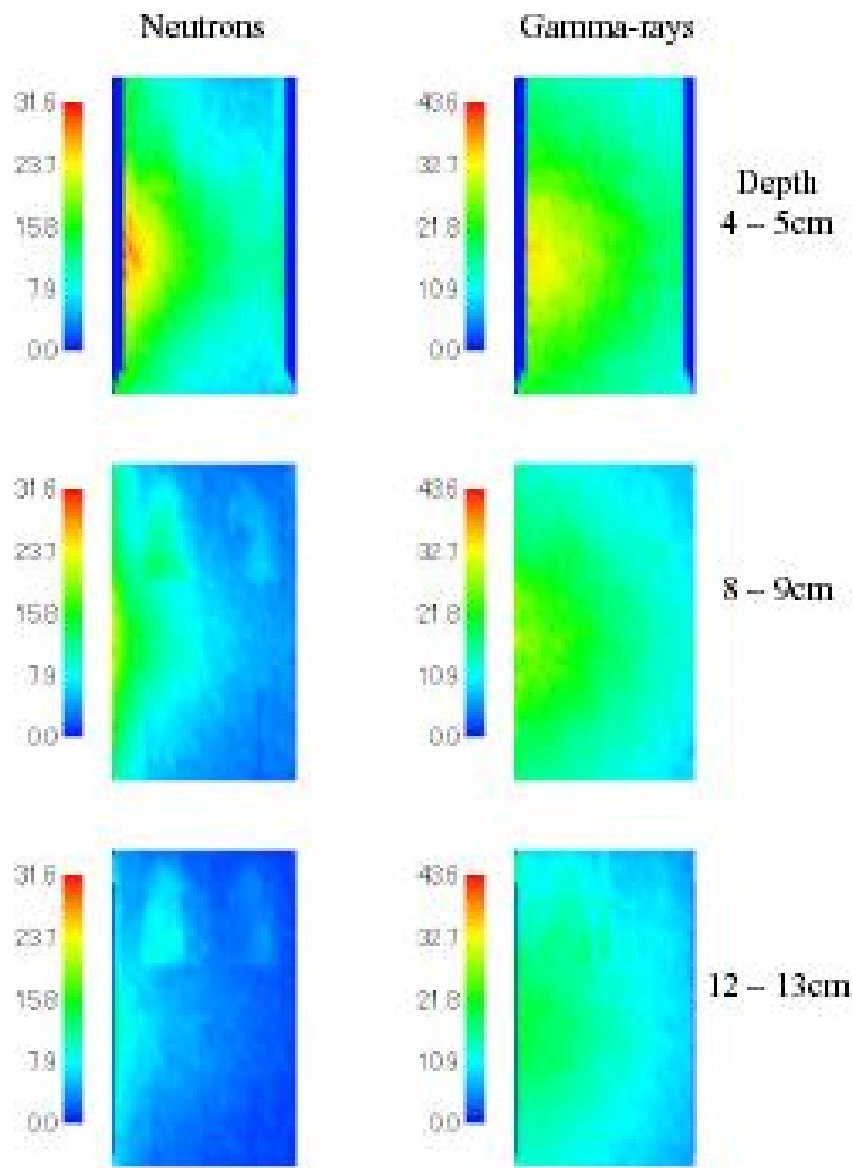


図 II.E.11 A 氏の胴体縦断面線量分布

図 II.E.12 に、真正面から背中へ向かっての胴体内深部線量の変化をグラフで表した。小腸の中央付近を含む高さ 20 cm～22 cm における分布である。中性子線量はほぼ指数関数的に減弱し、その見かけの減弱係数は 0.17 cm^{-1} と算出された。一方、ガンマ線の減弱は中性子ほど顕著ではなく、このことにより、各深部点での総線量に占める中性子の寄与は、深さ 3 cm で 40%弱、6 cm では 30%、10 cm で 25%、背面では 10%以下となりほとんどガンマ線だけの線量となっている。腸管が主に分布していると思われる深さ 4 cm から 12 cm の線量は、中性子 14 Gy～4 Gy、ガンマ線 23 Gy～14 Gy となり、単純に加えても、総線量

は 37 Gy~18 Gy となる。従来の高線量被ばくの人体影響に関する知見に従えば、このような高レベルの被ばくでは、かなり早期に重篤な胃腸管傷害の発現することが想定される。しかしながら実際にはかなり遅れて発現が見られた。

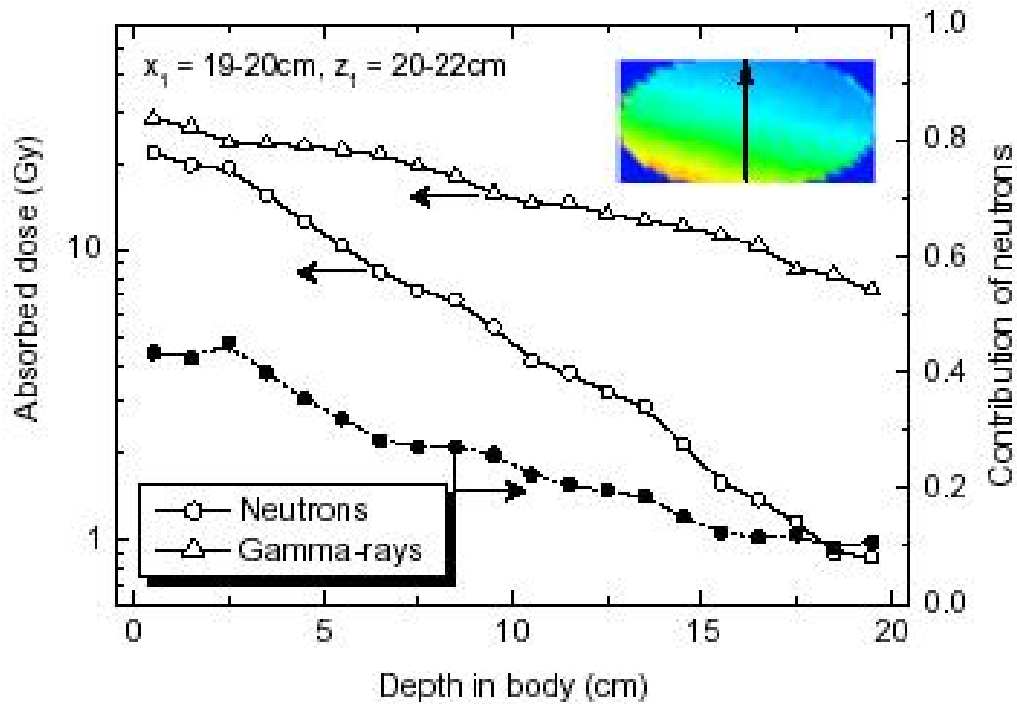


図 II.E.12 A 氏の胴体内深部線量変化

一方、グラフでは示さないが、右肺を横切る高さ 48 cm~50 cm における胴体内深部線量の変化を見ると、肺が主に分布していると思われる深さ 3 cm から 17 cm の線量は、中性子 16 Gy~4 Gy、ガンマ線 23 Gy~14 Gy となり、単純に加えても、総線量は 39 Gy~18 Gy を示している。

ファントム B に関し、図 II.E.13 に胴体横断面、図 II.E.14 に胴体縦断面の線量分布を示し、図 II.E.15 には真正面から背中へ向かっての胴体内深部線量の変化をグラフで表した。

深さ 4 cm から 12 cm の線量は、中性子 5 Gy~1 Gy、ガンマ線 7 Gy~5 Gy となり、単純に加えれば総線量は 12 Gy~6 Gy となる。一方、グラフでは示さないが、左肺を横切る高さ 48 cm~50 cm における胴体内深部線量の変化を見ると、肺が主に分布していると思われる深さ 3 cm から 17 cm の線量は、中性子 7 Gy~2 Gy、ガンマ線 8 Gy~4 Gy となり、単純に加えれば総線量は 15 Gy~6 Gy となる。

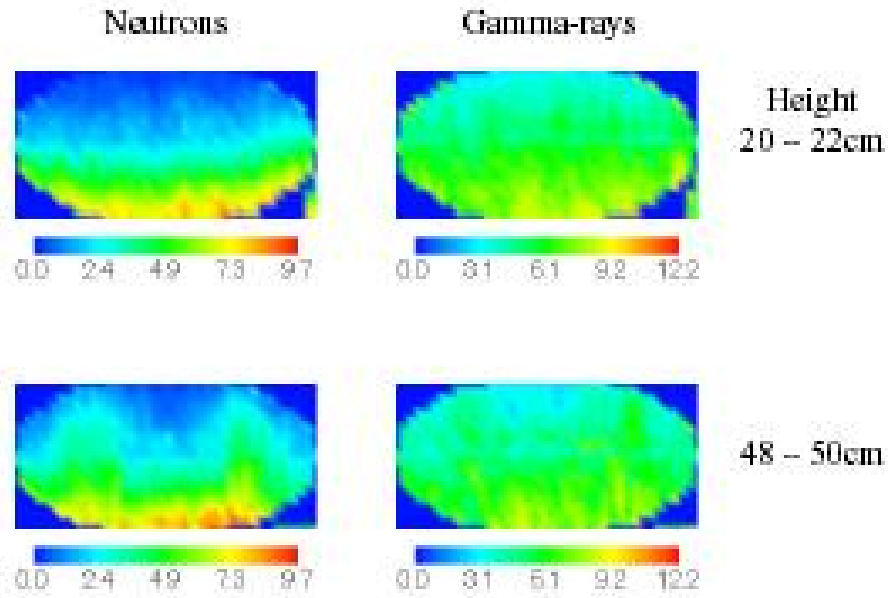


図 II.E.13 B氏の体内深部線量

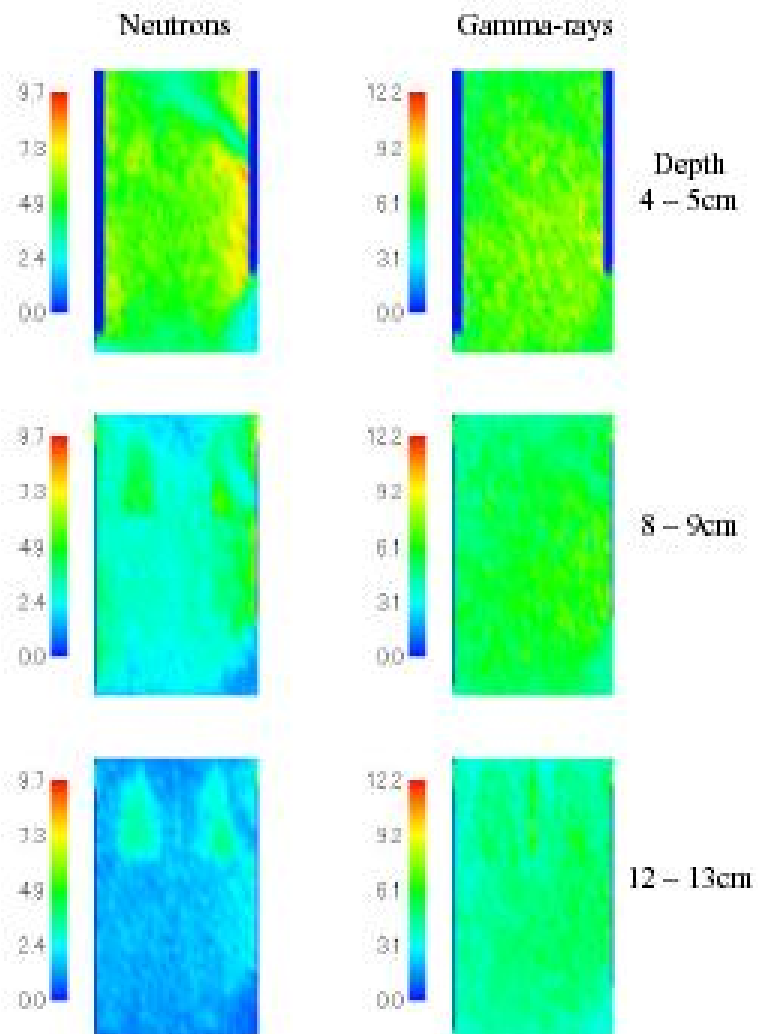


図 II.E.14 B氏の胴体縦断面線量分布

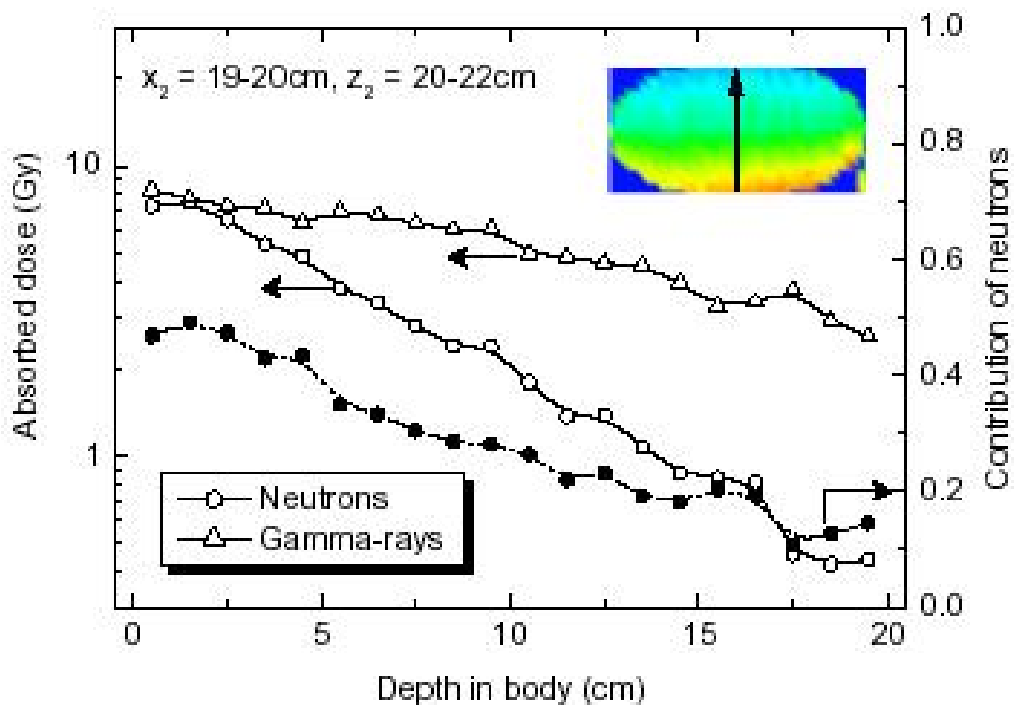


図 II.E.15 B 氏の胴体内深部線量変化

II.E.c. 結言

高レベルの被ばくがもたらす影響の科学的解明、ならびにその治療法の進歩にとって、皮膚の各部位、および体内深部の各部位における、中性子、ガンマ線それぞれによる吸収線量の推定は不可欠である。今回、日本原子力研究所との共同研究として、被ばく時の位置・姿勢を模擬した放射線輸送に関するモンテカルロシミュレーションを実施し、吸収線量の中性子／ガンマ線比、皮膚表面の吸収線量分布、胴体内深部線量分布を詳細に解析した。ここで得られた結果に基づき、第IV章において線量評価上の諸問題について考察が行われる。

また、ここで試みた被ばく者の位置・姿勢をモデル化した計算シミュレーション手法は、これまでに例のないものであり、本手法を発展させることにより、被ばく事故における詳細線量評価の新しい方法論が開発されるものと期待される。

本節の内容は、放医研と日本原子力研究所との共同研究「JCO 臨界事故における患者の被ばく線量の詳細解析」において得られた成果に基づいている (EN01)。

II.F. 臨界実験装置 TRACY を用いた深部線量分布の検討 はじめに

日本原子力研究所の核燃料サイクル安全工学研究施設には、事故を起こした沈殿槽と同じく硝酸ウラニルを燃料とする過渡臨界実験装置 TRACY (Transient Experiment Critical Facility) が設置されている。この TRACY の炉室に、水を充填したファントムを設置し、定出力運転下で、ファントム内部の線量分布を空洞電離箱により測定した。この実験により、中性子、ガンマ線それぞれによる線量のファントム内部における減衰を定量的に評価することができた。

II.F.a. 実験方法

実験装置の概略を図 II.F.1 に示す。

TRACY 炉心は、外径 50 cm の円筒状で、中心には安全棒挿入用の直径 7.6 cm の円筒状空洞が設けられている。この炉心タンクの中に、濃縮度 9.98% の硝酸ウラニル溶液が約 110 リットル充填され運転される。なお、冷却水のジャケットは設けられていない。一方、JCO の沈殿槽に注入された硝酸ウラニル溶液は、濃縮度が 18.8% であり、溶液量約 40 リットルで臨界に達した。

使用したファントムは、幅 30 cm、奥行き 20 cm、高さ 50 cm の楕円体容器であり、壁厚 5 mm のアクリル樹脂で作られている。この中に水道水を満たし、炉心タンクの表面から 46.1 cm の距離に設置した。

線量測定は、中性子感度が大幅に異なる 2 種類の空洞電離箱をペアにしてファントム内に挿入し、3次元駆動装置により、ファントム内を走査した。TRACY の出力変動を補正するため、モニタ用電離箱をファントム前面に設置し、測定期間中の出力変動を監視した。電離箱の中性子、ガンマ線それぞれに対する感度は、計算シミュレーションから得られたそれぞれのエネルギースペクトルで荷重平均して求めた。

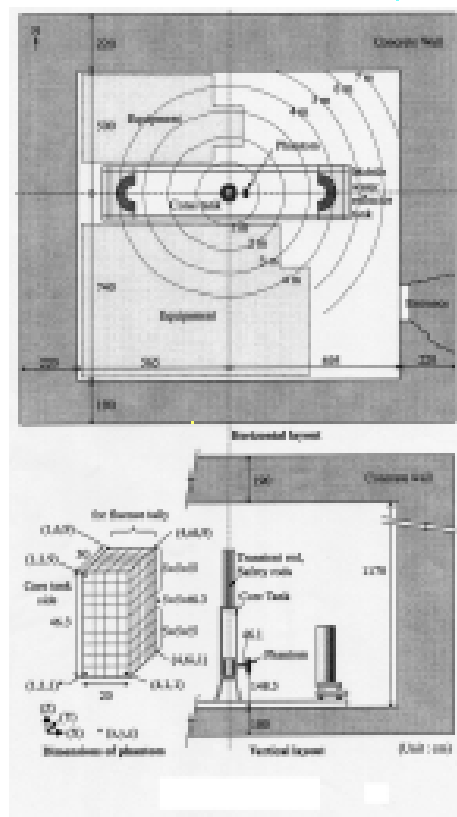


図 II.F.1 実験装置配置概略図

II.F.b. 測定結果

ファントムの中心軸に沿った深さ方向分布の測定結果を図 II.F.2 に示す。なお、中心軸を通る横方向の線量、および中心軸を通る高さ方向の線量は、位置によらずほとんど同じ値であり、今回の実験が一様照射条件下で行われたことを示している。

図 II.F.2 が示すように、中性子線量は深さに対し指数関数的な減衰を示した。見かけの減衰係数は 0.204 cm^{-1} である。ガンマ線線量の減衰は、それよりもゆるやかであり、線量ビルドアップが生じている。このことにより、深さ 0 mm への外挿値、すなわちファントム表面では、ガンマ線線量は中性子の 2 倍となっているが、一方、100 mm の深さでは、約 10 倍に開く。なお、前述の計算シミュレーションの結果（第 II 章 E 節 b.3 参照）によると、中性子とガンマ線の組織表面での線量には、あまり大きな差は無い。TRACY では、溶液量が JCO 沈殿槽の約 3 倍であることから、タンク内での中性子の減衰率が大きく、また、捕獲ガンマ線の発生も多く、相対的にガンマ線の線量が高くなったものと推察される。

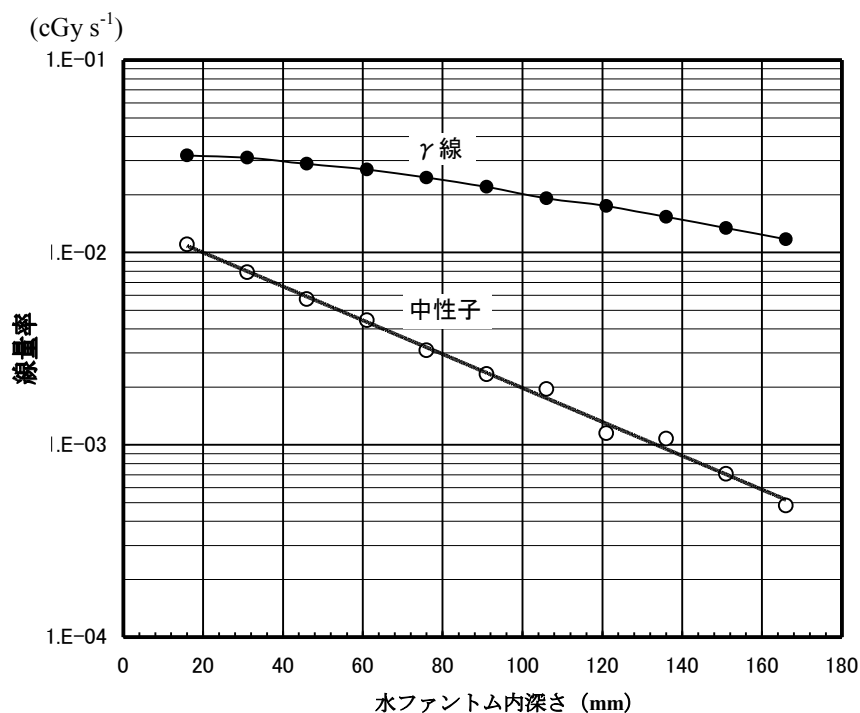


図 II.F.2 ファントム内深部線量分布の測定結果

II.F.c. 結言

今回の実験により、臨界実験装置 TRACY から放出される中性子とガンマ線の水ファントム内での線量分布を測定することができた。TRACY の構造や組成は事故を起こした沈殿槽とは異なっており、必ずしも今回の実験が JCO 事故を忠実に再現したものとは言えない。しかしながら、こうした核分裂中性子に対する線量分布の測定はこれまでに余り例を見ないものであり、今後、種々の計算シミュレーション手法の妥当性を検証する希少な実験データとして活用されることが期待される。

以上第 II 章 F 節で述べた検討は、E 節の内容と同じく放医研と日本原子力研究所との間で、平成 12 年 2 月 1 日に締結された「JCO 臨界事故における患者の被ばく線量の詳細解析」に関する共同研究契約に基づき実施されたものである。

II.G. 線量評価のまとめ

表 II.G.1 は第 II 章において記載した各線量推定法をまとめて表記したものである。表中の最初の推定値は 3 人の被ばく従業員を放医研に受け入れ、治療を開始するにあたって今後の予後を予想するため数日内に求めた最初の線量推定値である。主として血中 ^{24}Na 放射能濃度の測定と Sarov の換算式 (IA01) より求めた値である。最下段の値は政府部内に事故原因究明のため設立された事故調査検討委員会の最終報告書に引用されたその時点での線量評価推定値である (GE99a)。①から⑤の行は各手法によって推定された最終的な線量評価値である。各々の概説は以下に記した通りである。これらの線量評価結果を総合的に判断して推定したものが現在の推定値の行である。

表 II.G.1 線量推定 (生物学的ガンマ線相当線量 : GyEq)

測定法\従業員	A	B	C
最初の推定値	18	10	2.5
現在の推定値	16~25	6~9	2~3
① 前駆症状	8 以上	4~6 or 6 以上	4 以下
② 血液成分 (主としてリンパ球数)	16~23	6~8	1~5
③ 染色体異常	21.7~27.3	7.7~8.9	2.8~3.2
④ 血液中の ^{24}Na 比放射能 (中性子とガンマ線 : Gy)	(5.4, 9.9)	(2.9, 4.1)	(0.81, 1.5)
RBE を 1.7 とすると	19	9.0	2.9
⑤ ヒューマンカウンタ (中性子とガンマ線 : Gy)		-	(0.62, 1.1)
事故調査委員会報告書 (1999 年 12 月 24 日)	16~20 以上	6~10	1~4.5

大量に放射線を被ばくした場合には前駆症状によって最も早い段階で大まかな線量推定が可能である。今回の場合も発熱、嘔吐、下痢などの症状より、過去の経験に照らし合わせて A 氏は 8 GyEq 以上、B 氏は 4~6 GyEq 又は 6 GyEq 以上、C 氏は 4 GyEq 以下と推定された。但しこの前駆症状による線量推定は大まかな目安を与えるものであって、他の線量推定の傍証があつて初めてこの程度の線量であったと判断できる性格のものであることを認識すべきである。

また、放射線感受性の高いリンパ球、好中球、血小板の末梢血中の減少カーブを用いた線量評価もなされた。この方法では主としてリンパ球数を用いて A 氏は 16~23 GyEq、B 氏は 6~8 GyEq、C 氏は 1~5 GyEq と推定された。また C 氏の場合はその後の臨床経過から約 3 GyEq と線量範囲がせばめられている。この線量評価法では血中の成分の減少割合より線量を推定するため、2 日以上の日数が必要となる。

染色体分析法は事故時の線量評価法として最近注目を集めている。しかし、時間と人手のかかる線量評価法である。通常は被ばく後全身の血液が均一になるのを待って 24 時間以上経過後に採血され、48 時間の培養後に染色体異常が計測される。従って少なくとも被ばく後 3 日を経過しないと線量を求められない。今回は緊急事態として被ばく後 9 時間目の血液を採取し計測に供せられた。その後 23 時間後、48 時間後の血液も入手し、線量評価精度が順次高められた。この評価法による最終的な推定値は A 氏が 24.5 GyEq、B 氏が 8.3 GyEq、C 氏が 3.0 GyEq と求められている。

今回の線量推定の中で血液中の ^{24}Na の比放射能を用いる方法は信頼性の高い評価法の一つである。但し、

この方法では中性子による線量しか求められない。そこで第 II 章 E 節に記載したように、計算シミュレーション手法により、A、B 両氏に対する中性子線量とガンマ線線量とを計算し、その比を、それぞれの患者の中性子線量に乗じることによりガンマ線線量を求めた。第 II 章 E 節で求められたガンマ線と中性子の線量割合は A、B 氏のそれぞれについて 1.83、1.43 である。計算シミュレーションを実施していない C 氏に関しては、過小評価されないことを重視し、線量比（ガンマ線／中性子）が大きい A 氏に対する計算シミュレーションの結果を適用することとした（第 IV 章 D 節参照）。なお、計算シミュレーションにおいては、線量と同時にファントム内で生成される ^{24}Na の比放射能も計算したが、これらの計算値から得られた単位比放射能当たりの中性子線量換算係数（Gy/(Bq/g)）は、本章 D 節 a.4. 血液中 ^{24}Na の測定結果に基づく線量評価 で用いた値とよく一致していた。

この方法に基づけば中性子とガンマ線の線量はそれぞれ、A 氏について 5.4、9.9、B 氏について 2.9、4.1、C 氏について 0.81、1.5 Gy と求められた。前駆症状、リンパ球数、染色体異常を用いた線量評価が中性子とガンマ線の区別無く両者の生体への影響の合算で表現されているため、これらの推定値と血液中の ^{24}Na からの線量評価を比較するため、13 MeV の中性子を用いたマウスの腸管死の $\text{LD}_{50/7}$ において得られた RBE = 1.7 を用いて（KO01）、GyEq の単位で 3 名の線量を評価すると、それぞれ 19、9.0、2.9 GyEq と求められる。但し、この推定値は第 IV 章 B 節で議論する輸液による Na の希釈の影響を受け、20%程度の過小評価になっているかも知れない。

ヒューマンカウンタによる線量評価では測定対象は全身の ^{24}Na であるが、測定値から線量を計算する方法は血液中 ^{24}Na の測定値に基づく線量評価法と同様である。しかし、血液試料とは異なり、全身の安定ナトリウムの量を実測できないため、計算に用いる比放射能の推定に伴う誤差が入ってくる。従って、採血中 ^{24}Na を Ge で計測した方法よりも不確かさが大きな線量推定法となる。今回の場合には C 氏のみで計測が可能で、血液中 ^{24}Na に基づく方法と同じ換算係数を用いることにより、中性子線量は 0.62 Gy、ガンマ線線量は 1.1 Gy と求められた。

中性子とガンマ線による混合被ばくを受けた今回の事故における生体影響を評価するには中性子とガンマ線の吸収線量（Gy）を合算しなければならない。一般的には、高 LET の中性子に対する RBE を仮定して積算線量が求められる。しかしながら、この RBE は第 IV 章 E 節に記載するように一義的に求められるものではなく、選定が大変難しい。しかもここで表記しようとしている線量は特定の生体影響を対象としていない全身の平均的な線量という定義のあいまいな線量である。

一方、前駆症状では皮膚や消化管等への中性子の影響を見ているもので、リンパ球数ではリンパ球の中性子の放射線感受性を通して、染色体異常では同じく血液中のリンパ球の中性子に対する放射線感受性を通して全身の影響を見ているものである。

これらのあいまいさを認めつつ各々の線量評価法による結果を比較し、総合的な線量を推定したものが表中に示した現在の推定値である。この値はある種の全身の平均線量である。ここに示した線量の幅は体内の不均等分布を反映するものではなく、種々の線量評価法による推定範囲の広がりを示しているものである。被ばく従業員の総体的な予後を推定、評価するためには一応役目を果たし得る線量である。

しかしながら、各臓器の障害の発現時期、その重篤度を予知するためには各臓器組織の線量が必要となる。特に今回のように不均等な被ばくをしている場合には、さらには各放射線の線種毎の、今回では中性子とガンマ線からの、それぞれの線量を Gy の単位で求めることが要求される。

III. 生体試料などの測定・分析

はじめに

臨界事故により高線量の被ばくを受けた3名の被ばく従業員はその体内に ^{24}Na などの核種が生成された。そこで、体内の放射化生成物を定量することにより、被ばく線量を推定することが可能となる。前章(II.D「 ^{24}Na 放射能計測による線量推定」)では血液の ^{24}Na 濃度を用いた線量の推定方法および得られた推定値を示した。ここでは、血液中の ^{24}Na 以外の核種濃度等の測定、並びに、その他の試料の測定について得られたデータをまとめる(MU01a,b)。これらの測定結果は今回の線量推定には直接用いられることは無かったものの、被ばく形態の情報提供、不均等線量分布に対する示唆、 ^{24}Na 測定結果の補強、今後の新たな線量評価法開発のための基礎資料となる。

^{24}Na 以外のガンマ線放出核種で定量できたものは、 ^{42}K (半減期:12.36時間)、 ^{82}Br (35.30時間)であり、血液、尿、嘔吐物などについてデータが得られた。これらは、熱中性子による(n, γ)反応で生成した核種である。ベータ線放出核種としては血液中に多く含まれる ^{31}P (安定リン)の(n, γ)反応及び、毛髪中に多く含まれる ^{32}S (安定イオウ)の(n, p)反応により生成される ^{32}P (14.26日)の測定値が得られた。 ^{32}S の放射化によって生成される ^{32}P の値は速中性子の評価として重要なものである。また、事故直後に3名から得られた試料だけでなく、A氏およびB氏が死亡した後に提供された骨の試料についても ^{32}P や ^{45}Ca (164日)の分析を行い、体内の被ばく線量の分布に関する検討を行った。さらに歯についてはESRの測定を実施した。

放射性核種の生成量を評価するには、ターゲットとなった安定元素の濃度に関する正確なデータを得ることが不可欠である。それにより、比放射能(放射性核種の濃度と安定元素の濃度の比)が求まり、中性子のフルエンスや被ばく線量を推定することが可能になる。従って、血液、毛髪、尿、嘔吐物などに含まれる安定元素の濃度も測定した。

III.A. 血液

III.A.a. ガンマ線スペクトロメトリ(^{24}Na 以外の核種の測定)

試料及び測定方法:

血液試料、測定方法は第II章D節a.1に記載した通りである。

測定結果

第II章D節a.1に記載した結果と共に、中性子で生成された ^{42}K (1,524 keV)、 ^{82}Br (776.5 keV)の測定結果も示した。 ^{42}K については、第4研究グループの測定において、測定が事故後7日を経ているため、全試料において検出限界以下であった。また ^{82}Br については、放射線科学研究部および人間環境研究部の測定において、測定開始が早期であったために ^{24}Na のコンプトン成分が妨害となって、 ^{82}Br の光電ピークは検出限界以下となった。試料間の比較については第IV章A節(比放射能による比較)を参照のこと。

表 III.A.1.(a) 放射線科学研究部による測定結果

試料番号	採血日時	測定開始日時	²⁴ Na 濃度測定値 Bq ml ⁻¹		⁴² K濃度測定値 Bq ml ⁻¹ (採血時)
			採血時	事故発生時*	
A-2	10/1 12:27	10/1 14:49 10/2 8:48 (2回の測定)	47.1 ± 0.6**	168 ± 2**	5.1 ± 0.9**
B-2	10/1 13:38	10/1 16:47 10/2 12:20 10/2 16:46 (3回の測定)	23.8 ± 0.6**	90.0 ± 2.3**	2.2 ± 0.6**
C-2	10/1 14:25	10/2 10:31	5.91 ± 0.29	23.0 ± 1.1	0.2 ± 0.2

*事故発生時への換算は、生物学的半減期も考慮した。

**2回または3回の測定の平均値

表 III.A.1.(b) 人間環境研究部による測定結果

試料番号	採血日時	測定開始日時	²⁴ Na 濃度測定値 Bq ml ⁻¹		⁴² K濃度測定値 Bq ml ⁻¹ (採血時)
			採血時	事故発生時*	
A-2	10/1 12:27	10/1 13:33	49.2 ± 0.6	176 ± 2	6.61 ± 0.53
B-2	10/1 13:38	10/1 14:29	24.3 ± 0.32	91.8 ± 1.2	2.58 ± 0.35
C-2	10/1 14:25	10/1 19:22	5.85 ± 0.14	23.0 ± 0.5	N.D.
A-1	9/30 15:40	10/1 21:49	130 ± 2	167 ± 3	22.3 ± 2.7
B-1	9/30 15:40	10/2 20:12	85.6 ± 2.0	110 ± 3	N.D.
C-1	9/30 15:40	10/1 20:28	20.0 ± 0.6	25.7 ± 0.9	N.D.

*事故発生時への換算は、生物学的半減期も考慮した。

N.D. 検出限界以下

表 III.A.1.(c) 第4研究グループによる測定結果

試料番号	採血日時	測定開始日時	²⁴ Na 濃度測定値 Bq ml ⁻¹		⁸² Br 濃度測定値 Bq ml ⁻¹ (採血時)
			採血時	事故発生時*	
A-2	10/1 12:27	10/7 18:00	45.6 ± 4.1	163 ± 15	0.15 ± 0.047
B-2	10/1 13:38	10/6 15:44	24.5 ± 1.2	92.6 ± 4.6	0.083 ± 0.021
C-2	10/1 14:25	10/7 1:18	5.7 ± 0.8	23.0 ± 3.1	N.D.

*事故発生時への換算は、生物学的半減期も考慮した。

N.D. 検出限界以下

III.A.b. 安定元素 (Na, P, K, Br) の測定

中性子放射化によって生じた ^{24}Na を用いて線量評価を行うため血液の一部を酸で全分解し、誘導結合プラズマ-発光分析法 (ICP-AES) によって安定ナトリウムの分析を行ったが、また同時に、中性子放射化による線量評価に有効と考えられる ^{39}K (安定カリウム) と ^{31}P (安定リン) 並びに ^{79}Br , ^{81}Br (安定臭素) の分析も行った。分析した試料は3人の被ばく従業員の9月30日採血分と10月1日採血分である。9月30日の試料には採血後ソルバブルを添加してある。そこで、ソルバブルの分析も行い、元素濃度への影響を調べた。

試料及び分析方法

採取血液の試料調整及び分析方法は第II章D節a.2に記載したとおりである。測定は、ICP-AES (セイコーSPS-7700) を用いて行った。分析に使用した波長 (nm) 並びに積分時間は以下の通りである。

	波長	積分時間 (s)
Na :	588.995	3
K :	766.490	8
P :	214.914	10

臭素の分析法の概要は以下の通りである。試料 (50~100 μl) をセラミックボートに秤量し、酸化剤 (及び熔融剤) として五酸化バナジウムの粉末を加える。それを石英燃焼管 (内径 22 mm, 長さ 50 cm) に入れ、酸素気流を通しながら 1,000°C で加熱する。揮発してきた臭素を TMAH (tetramethyl ammonium hydroxide) の希釈液でトラップする。そのトラップ液を適量に希釈し、ICP-MS (高周波誘導結合プラズマ質量分析器) を用いて分析を行った。(詳しい分析法は、Schnetger & Muramatsu (SC96) 及び Muramatsu & Yoshida (MU99)を参照。)

分析結果

得られた結果をまとめて表 III.A.2 に示す。10月1日の血液中のナトリウム濃度はA氏 : 2,050 $\mu\text{g ml}^{-1}$ 、B氏 : 2,110 $\mu\text{g ml}^{-1}$ 、C氏 : 1,860 $\mu\text{g ml}^{-1}$ であった。9月30日採取の血液はナトリウム濃度が高く、採血後に添加されたソルバブル中のナトリウムを考慮する必要があることが明らかである。カリウムとリンに関してはソルバブル中の濃度は小さく、その影響は無視できる。血液中濃度に個人差はほとんどなく、10月1日の血液について得られた値は、カリウムが 1,390~1,500 $\mu\text{g ml}^{-1}$ 、リンが 320~360 $\mu\text{g ml}^{-1}$ であった。これらの値は、ICRP 標準人の値とほぼ一致している。ここで求めた安定元素の値は後述する比放射能を求める上で重要である。

表 III.A.2 血液中の安定元素 (Na, K, P, Br) の結果

試料	名前	採取日	濃度単位	試料コード	Na	K	P	Br
血液	A	10月1日	(μg ml ⁻¹)	BL-Oh-01-a	2,080	1,440	360	4.4
				BL-Oh-01-b	2,020	1,430	350	4.0
				Mean	2,050	1,440	360	4.2
				S.D.	42	7	7	0.3
血液	B	10月1日	(μg ml ⁻¹)	BL-Sh-01-a	2,120	1,410	300	4.8
				BL-Sh-01-b	2,100	1,370	340	5.2
				Mean	2,110	1,390	320	5.0
				S.D.	14	28	28	0.3
血液	C	10月1日	(μg ml ⁻¹)	BL-Yk-01-a	1,840	1,490	350	3.8
				BL-Yk-01-b	1,880	1,500	330	4.2
				Mean	1,860	1,500	340	4.0
				S.D.	28	7	14	0.2
血液*	A	9月30日	(μg g ⁻¹)**	BL-Oh-30-d	3,610	1,570	400	35.0
				BL-Oh-30-e	3,410	1,490	380	37.3
				Mean	3,510	1,530	390	36.1
				S.D.	140	57	14	1.6
血液*	B	9月30日	(μg g ⁻¹)**	BL-Sh-30-c	2,950	1,320	260	24.3
				BL-Sh-30-d	3,030	1,370	280	26.0
				Mean	2,990	1,350	270	25.1
				S.D.	57	35	14	1.3
血液*	C	9月30日	(μg g ⁻¹)**	BL-Yk-30-a	3,590	1,700	360	32.1
				BL-Yk-30-b	3,450	1,570	380	34.4
				BL-Yk-30-c	3,050	1,460	350	
				Mean	3,250	1,520	370	33.2
				S.D.	280	78	21	1.7
ソルバブル			(μg ml ⁻¹)	Sol-a	9,300	18	<5	145.3
				Sol-b	9,430	23	<5	
				Mean	9,370	21	<5	
				S.D.	92	4		

*ソルバブルを添加してある

**凝固しかけていたため重量でサンプルを計りとる

S.D.: 標準偏差

注: 9月30日の血液中のNaはソルバブル中のNaを考慮する必要がある。

III.A.c. 血液中 ^{32}P の測定

1999年10月1日に採取された被ばく従業員の血液中の ^{32}P を低バックグラウンドベータ線スペクトロメータで測定した。

^{24}Na 測定に供した血液試料を凍結乾燥、粉末化しステンレス試料皿に厚さが均等になるように載せたものを低バックグラウンドベータ線スペクトロメータ測定用試料とした。

エネルギー校正曲線および測定効率は毛髪中の ^{32}P を測定した場合と同様である（第III章B節c参照）。事故時の放射能濃度に補正した3名の ^{32}P 濃度を表 III.A.3 に示す。被ばく線量が異なるにも拘わらず、A氏、B氏の ^{32}P 濃度に差異が認められていない。 ^{32}P を生成する反応として $^{32}\text{S}(\text{n}, \text{p})^{32}\text{P}$ と $^{31}\text{P}(\text{n}, \gamma)^{32}\text{P}$ が考えられる。表 III.A.2 によれば血液中の P 濃度は A 氏、B 氏はそれぞれ 360 、 $320 \mu\text{g ml}^{-1}$ である。生憎、血液中の S 濃度は定量していない。ICRP Publ. 23 (IC75) によると、標準人の血液中の S および P 含有量はそれぞれ 10 、 1.9 g である。また、S の速中性子に対する断面積は 2 MeV から立ち上がり、 3 MeV 付近において 0.1 b であり、P の熱中性子に対する断面積は 0.19 b である。一方、身体へ入射する中性子のフルエンスは第II章E節の図 II.E.2 から速中性子と熱中性子のフルエンスは同じ程度と判断される。これらのことを勘案しても、表 III.A.3 に示されている A 氏、B 氏の同程度の ^{32}P 濃度を説明することは出来ない。

表 III.A.3 事故日に補正した血液中の ^{32}P 濃度 (Bq ml^{-1})

採取日時	採取量	A 氏	B 氏	C 氏
1999年10月1日	20 ml	2.36	2.35	1.59

III.B. 毛髪

血液と同様に毛髪中にも中性子による放射化生成物が存在している。それらの核種を定量することにより3人の被ばく従業員の線量推定、更には身体各部の線量分布に関する情報を得ることができる。特に毛髪中の ^{32}P を測定することにより速中性子成分に関する情報が得られる可能性がある。また、U同位体を測定し、毛髪の汚染形態の検討も行った。使用した試料及び測定項目の概要を以下に示す。

毛髪採取日時：

A氏-頭髪	1999年10月15日
A氏-陰毛	1999年10月4日
B氏-頭髪、陰毛	1999年10月4日
C氏-頭髪	1999年10月15日

(注：上記以外に定性分析の目的で10月1日に少量を採取した)

測定項目：

Ge半導体検出器による ^{24}Na 等の測定。

ICP-AESによる安定体Na、P、S、K、Brおよびウラン同位体の測定。

低バックグラウンドスペクトロメータによる ^{32}P の測定。

液体シンチレーションカウンタによる ^{32}P の測定。

III.B.a. ガンマ線スペクトロメトリ

中性子との反応で毛髪中に生成したガンマ核種をゲルマニウム半導体検出器を用いて測定した。毛髪中の放射性核種の種類と濃度を調べることは、中性子による放射化生成物を検出するだけでなく、事故時に放出されたウランの核分裂生成物による外部汚染に関する情報を得るためにも役立つ。

a.1. 試料及び測定方法

毛髪試料は上述したものをを用いた。試料は鋏を用い細かく切り、それを測定容器（U8容器又は20 ml液シンバイアル）に入れ秤量した。ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線放出核種の測定は前述した血液の分析法に準じて行った。

a.2. 測定結果

毛髪の試料は、まず、汚染検査の目的で少量をゲルマニウム半導体検出器にかけ、どのような核種が検出されるかを定性的に調べた（最初は0.1 g程度しか試料が提供されなかった）。測定の結果、A氏及びB氏の試料から放射化生成物である ^{24}Na が検出された。また、被ばくが一番少ないC氏の毛髪からは ^{91}Sr 、 $^{91\text{m}}\text{Y}$ 、 ^{140}Ba も検出された（図 III.B.1）。これらは毛髪内で生じた放射化生成物ではなく、核分裂で生成されウラン溶液から大気中に放出された放射性の希ガスの娘核種であり、事故時に作業室内の空気を通じて付着したものと考えられる。C氏に比べ、A氏とB氏は沈殿槽のすぐ近くで作業していたにも拘わらず検出された ^{91}Sr や ^{140}Ba 等の量は極少なかった。A氏とB氏はヘルメットをかぶっており事故後すぐに部屋を出たため外部汚染の程度が少なかったと考えられる。一方、C氏は事故時にはヘルメットを着用していたものの、再度現場を見に行った時にはヘルメットを着用していなかったとのことである。この時希ガスから生成した上記の核種が毛髪に付着したと推定される。また、放射性希ガスから娘核種ができるまでにある程度の時間を要することから、事故の瞬間よりも少し時間が経過した時の方が作業室内における ^{91}Sr や

^{140}Ba 等の娘核種の量は多かったものと推定される。

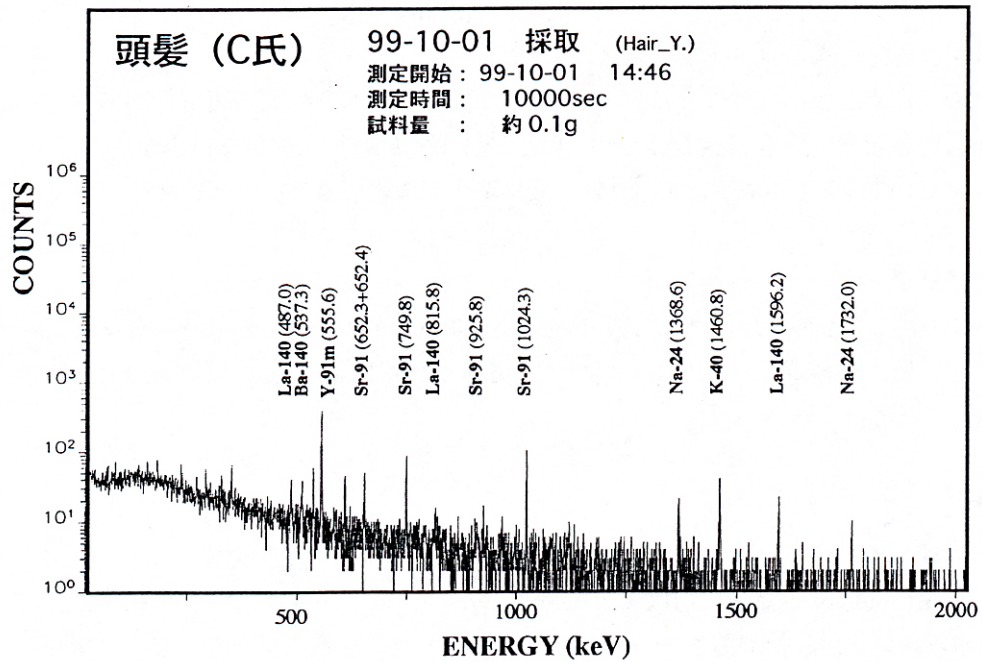
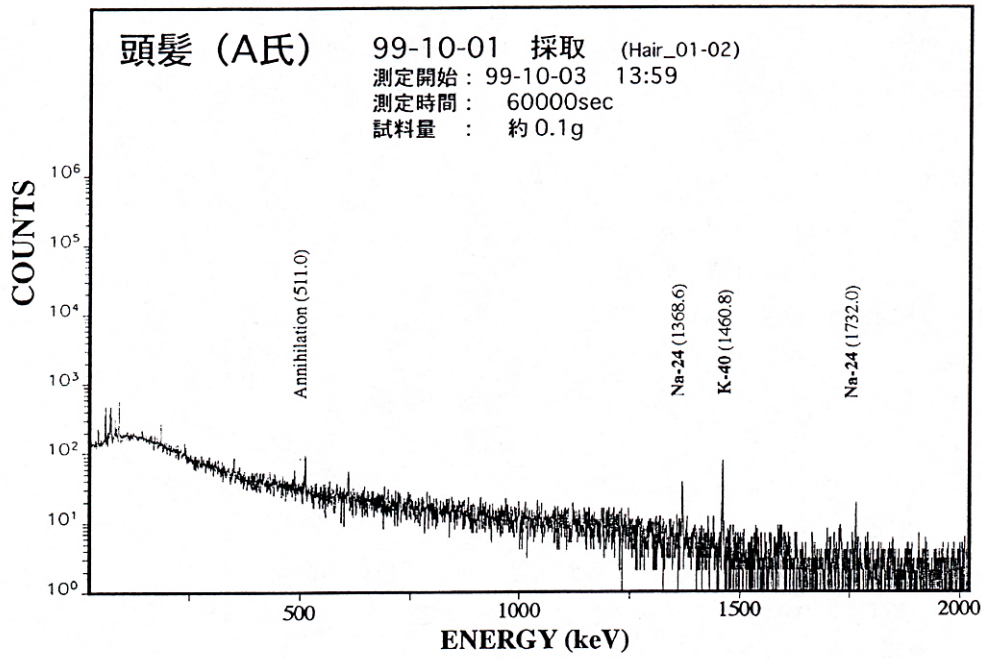


図 III.B.1 頭髪のガンマ線スペクトル

毛髪中の ^{24}Na 及び ^{82}Br の定量結果を表 III.B.1 に示す (80°C 乾燥重量濃度)。測定に用いた A 氏の毛髪試料の量は 0.3 g と少なかったため、 ^{24}Na の測定値の誤差は大きく、また、 ^{82}Br は検出されなかった。一方、測定に用いた B 氏の試料の量は十分多かったため ^{82}Br も検出された。毛髪中の ^{24}Na 濃度 (事故時に半減期補正) は A 氏が 130 Bq/g、B 氏で 17 Bq/g であり、A 氏の方が約 8 倍高い。血液中の ^{24}Na の値では A 氏の方が 2 倍弱高かったのに比べると差が大きい。しかし、後述する安定ナトリウムの分析結果をみると、A 氏の毛髪中の値は B 氏に比べ 4 倍程度高く、そのため ^{24}Na の生成量も多くなったと考えられる。A 氏の毛髪中の安定ナトリウム濃度は毛髪表面に付着した汗の影響を受けている可能性もある。従って、A 氏の毛髪中の ^{24}Na も体内で生成した後、汗とともに毛髪表面に付着した成分も含まれると考えられる。

表 III.B.1 頭髪中の ^{24}Na 及び ^{82}Br の濃度 (事故時に補正)

試料	名前	試料コード	採取日	^{24}Na (Bq g ⁻¹)		^{82}Br (Bq g ⁻¹)	
				事故時 (99-9-30 10:35)		事故時 (99-9-30 10:35)	
				濃度	標準偏差	濃度	標準偏差
頭髪	A	HA-Oh-Sc-a	10月1日	130	20	N.D.	
頭髪	B	HA-Sh-Sc-a	10月4日	17	0.95	0.14	0.021

N.D. 検出限界以下

注：値は加熱乾燥をしないそのままの状態

III.B.b. 安定元素 (Na, P, S, K, Br) 及びウラン同位体の測定

中性子放射化による $^{31}\text{P}(\text{n}, \gamma)$ 反応あるいは $^{32}\text{S}(\text{n}, \text{p})$ 反応で生成される ^{32}P を用いた線量評価のためには、 ^{31}P (安定リン) および ^{32}S (安定硫黄) を定量する必要がある。そこで、毛髪の一部を酸で全分解し、安定リン及び硫黄の分析を行った。また安定ナトリウム、安定カリウム、安定臭素の分析も ^{24}Na , ^{42}K , ^{82}Br の比放射能を求めるために行った。さらに、ウランによる表面汚染の有無を調べるために毛髪中のウラン濃度と同位対比 ($^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$) を測定した。

b.1. 試料及び分析方法

使用した試料は 3 人の頭髪で、一部は頭部右側と左側を別々に分析した。また、分析方法の妥当性を検証するために、2 種類の頭髪比較標準物質 (国立環境研究所 HH-5 と HH-13) を分析し、得られた値と推奨値の比較を行った。

頭髪をハサミを用いて細断し、80°C で乾燥して恒量にした。これを試料の残量や期待される元素濃度に応じて 35~350 mg 秤量し、テフロン製の分解容器に入れた。68% 硝酸を加えて密閉した後、マイクロウェーブオーブンをを用いて加熱分解した。分解後の操作は上記の血液のそれとほぼ同じである。測定は、ICP-AES (セイコー SPS-7700) を用いて行った。分析に使用した波長 (nm)、積分時間、分析繰り返し回数、標準溶液の調整等は前述した血液の場合と基本的には同様である。

臭素については、毛髪試料 (約 50 µg) を血液と同様に、セラミックボートに入れ石英管中で加熱分離をした後、ICP-MS を用いて定量した。

ウランの分析には毛髪試料を硝酸で分解した溶液 (ICP-AES 分析に用いたものと同じ溶液) を使用し、ICP-MS を用いて濃度を測定した。また、 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比の測定も ICP-MS により実施した。

b.2. 分析結果

得られた結果をまとめて表 III.B.2 に示す。硫黄については後述の表 III.B.4 に示す。頭髪比較標準物質に関する分析結果は、推奨値とほぼ一致した。HH-5 に関するリンの分析結果は $153 \mu\text{g g}^{-1}$ であり、分析値の誤差は推奨値 $165 \mu\text{g g}^{-1}$ の 7%であった。HH-13 に関するリンの推奨値はない。ナトリウムとカリウムに関する誤差は HH-5、HH-13 ともに 8%以内であった。

表 III.B.2 頭髪中の安定元素 (Na, K, P, Br) の分析結果

試料	名前	採取日	濃度単位	試料コード	Na	K	P	Br
頭髪**	A	10月1日	$(\mu\text{g (g-dry)}^{-1})$	HA-Oh-Sc-a	2,040	470	132	8.9
				HA-Oh-Sc-b				9.3
				Mean				9.1
				S.D.				0.3
頭髪	B	10月4日	$(\mu\text{g (g-dry)}^{-1})^*$	HA-Sh-Sc-a	465	106	146	10.3
				HA-Sh-Sc-b	457	112	146	9.5
				Mean	461	109	146	9.9
				S.D.	5	4	0	0.6
頭髪 (右側)	A	10月4日	$(\mu\text{g (g-dry)}^{-1})$	HA-Oh-R-a	1,800	141	246	
				HA-Oh-R-b	1,770	144	270	
				Mean	1,790	143	258	
				S.D.	21	2	17	
頭髪 (左側)	A	10月4日	$(\mu\text{g (g-dry)}^{-1})$	HA-Oh-L-a	1,730	144	313	
				HA-Oh-L-b	1,600	140	281	
				Mean	1,670	142	297	
				S.D.	92	3	23	
頭髪 (右側)	C	10月4日	$(\mu\text{g (g-dry)}^{-1})$	HA-Yk-R-a	16	149	54	
				HA-Yk-R-b	65	155	63	
				Mean	40	152	58	
				S.D.	35	5	6	
頭髪比較標準物質(HH-5)			$(\mu\text{g (g-dry)}^{-1})$	HH-5	27.5	34.8	153	
				HH-5b	28.7	35.8	153	
				Mean	28	35	153	
				S.D.	1	1	0	
				推奨値	26	34	165	
				測定値/推奨値	1.08	1.04	0.93	
頭髪比較標準物質(HH-13)			$(\mu\text{g (g-dry)}^{-1})$	HH-13	62.8	67.7	161	
				HH-13b	65.2	72.0	160	
				Mean	64	70	161	
				S.D.	2	3	1	
				推奨値	61			
				測定値/推奨値	1.05			

*80°Cで恒量まで乾燥したときの重量ベース
(dry/wet ratio: HA-Oh-Sc = 0.9013; HA-Sh-Sc = 0.9192)

**サンプル量が少なかつたため1回分析のみ

S.D.: 標準偏差

3人の毛髪中のリン濃度は58~297 $\mu\text{g g}^{-1}$ の範囲にあった。また、ナトリウム濃度は40~2040 $\mu\text{g g}^{-1}$ 、カリウム濃度は109~470 $\mu\text{g g}^{-1}$ であった。A氏の毛髪中のナトリウムは他の2人の被ばく従業員あるいはICRP Publ. 23 (IC75)の標準人に比べて明らかに高い。この被ばく従業員が放医研に運び込まれた際かなりの発汗が見られたことから、高いナトリウム濃度はこの汗が毛髪表面に付着した可能性がある。

毛髪中のウラン濃度と $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比に関するデータは表 III.B.3 に示す。3人の被ばく従業員は濃縮ウラン(^{235}U が18.8%に濃縮)を取り扱っていたことから、それにより汚染された場合、毛髪中のウラン濃度が高い値を示す可能性がある。また、もしも汚染が生じていれば $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比が高くなる。得られた値は、ウラン濃度として0.8~13 ppmであった。通常の人毛髪中のウラン濃度に関する値は余り知られていない。そこで、国立環境研究所(NIES)が作成した毛髪標準試料(HH-5)に含まれるウランの分析も行った。その結果、ウラン濃度は0.03 ppmであった。これに比べ3人の被ばく従業員の毛髪中のウラン濃度は明らかに高い。濃度が一番高いのはC氏であった。一方、 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比は0.0052~0.11であり、この値は自然界の通常値(0.00725)と比べて高い。これらのことから、3人の被ばく従業員の毛髪は何らかの形で濃縮ウランの影響を受けていることが明らかである。A氏については頭の3ヶ所から毛髪試料が得られたが、ウラン濃度及び $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比のばらつきが大きかった。B氏の毛髪中のウラン濃度は、3人の中で一番低く、 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比は0.110と一番高かった。

毛髪標準試料(HH-5)に比べてU濃度がすべて18.8%濃縮ウラン($^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比=0.22)による汚染であると仮定すると、3人の被ばく従業員の毛髪中の $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比は理論上0.21~0.22になる。実際に得られた $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比はこれらの理論値に比べて明らかに低い。これらの結果から、3人とも事故による毛髪へのウランの直接汚染はほとんど無かったと考えられ、毛髪中の過剰のUは事故以前に扱ったウラン(例えば、軽水炉用のウラン)を反映しているものと思われる。

表 III.B.3 毛髪中のウラン濃度及びウラン同位体比 ($^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$)

毛髪試料 試料番号	試料数	^{238}U		$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$	
		ppm (平均)	R.S.D.(%)	ratio	R.S.D.(%)
A氏 HA-Oh-L	2	0.92	0.3	0.0616	0.6
	2	1.49		0.0742	
	1	3.06		0.0835	
B氏 HA-Sh-Sc	2	0.81	4.2	0.110	0.4
C氏 HA-YK-R	2	13.2	3.5	0.0518	0.3
毛髪標準試料 (比較) NIES-HH-5	2	0.03	2.8	0.0074	2.2
標準岩石試料 (比較) JB-1 (YO96)	3	1.66	4.2	0.0073	0.2

R.S.D.: 相対標準偏差

III.B.c. 毛髪中の ^{32}P の測定

毛髪中には相当量のイオウが含まれており、速中性子による ^{32}S (n,p) ^{32}P 反応で毛髪中に生成した ^{32}P の放射能を測定することによって速中性子線量の推定が可能である。1997年、ロシア、サロフにある Russian Federation Nuclear Centerで臨界事故があり、この際に被ばく者の毛髪中の ^{32}P を測定することにより、身

体各部位別の速中性子線量の推定を行っている (IA01)。今回はこの事故例を参考として毛髪試料を採取し、これから被ばく線量の推定を試みた。 ^{32}P は低バックグラウンドベータ線スペクトロメータ (ピコベータ、富士電機) 計測、液体シンチレーションカウンタ計測、放射化学分析によって測定した。(放射化学分析は付録 D に掲載。)

c.1. 低バックグラウンドベータ線スペクトロメータによる測定

c.1.1) 試料調製

頭髪、陰毛は眼科用鉏で細断し、40~1,000 mg 程度をステンレス試料皿 (径 25 mm、深さ 6 mm) に厚さが均等になるように載せたものを低バックグラウンドベータ線スペクトロメータ測定用試料とした。頭髪の一部 (約 100 mg) は硝酸を加えマイクロウェーブ分解システムで湿式灰化し、安定元素測定用試料とした。

c.1.2) 校正曲線および測定効率

ベータ線計測のためのエネルギー校正は NIST(National Institute of Science and Technology, U.S.A) から購入した ^{32}P 、 ^{35}S 、 ^{45}Ca 標準溶液を用いて行った。標準溶液の保証放射能濃度は 2000 年 3 月 15 日現在でそれぞれ 5.998 kBq g^{-1} ($\pm 1.6\%$)、 6.438 kBq g^{-1} ($\pm 2.6\%$)、 6.020 kBq g^{-1} ($\pm 2.5\%$) であった。

低バックグラウンドベータ線スペクトロメータにおいては試料皿に汚染のない毛髪試料、約 250 mg を取り、少量のシャンプー溶液を滴下した後、 ^{32}P 標準溶液を添加した。赤外ランプで乾燥後、これを測定効率測定用の標準線源とした。 ^{32}P の領域として、240 keV から 1,711 keV(最大エネルギー)をとると、測定効率は 15.6% であった。 ^{32}P の測定データは測定日時から事故日 (1999 年 9 月 30 日) に減衰補正した (物理半減期 : 14.26 日)。

c.2. 液体シンチレーションカウンタによる測定

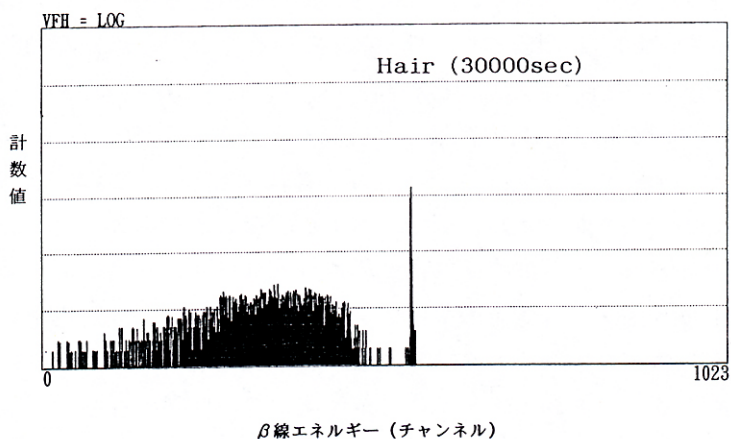
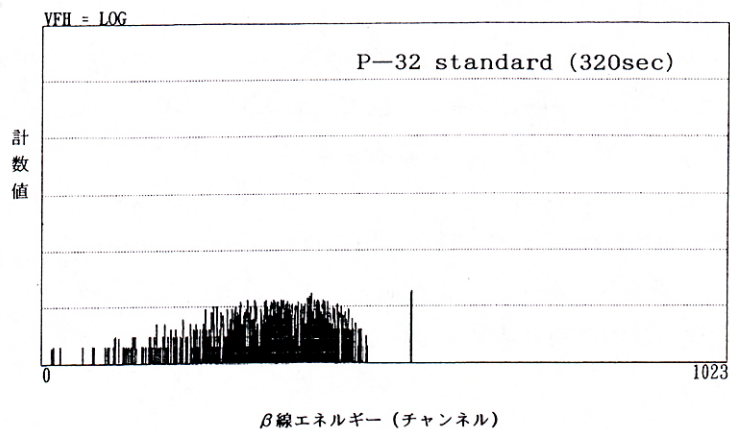
毛髪中の放射能レベルを迅速に測定する目的で、液体シンチレーションカウンタによる ^{32}P の測定を行った (TA01)。

毛髪試料約 100 mg を組織溶解剤 (ソルエン-350) で溶解し、少量の過酸化水素を加えて脱色した。脱色後、55°C の恒温槽で 30 分間加熱して残留する過酸化水素を除き、シンチレータ (ハイオニックフロー、Packard) を加えて液体シンチレーション用の試料とした。

一方、汚染のない毛髪試料、20, 40, 60, 80, 100, 200, 300 mg を秤量し、溶解剤と脱色剤で試料調製した後、放射エネルギーが既知の ^{32}P 溶液を加え、クエンチング標準試料を作成した。この標準試料から測定効率を求めクエンチング補正のための校正曲線を作成した。なお、計測はチャンネル A (5 keV~1,700 keV) およびチャンネル B (50 keV~1,700 keV) の 2 チャンネルで行ったが、c.2.2) 放射能減衰の追跡実験に記載したように放射能減衰の追跡実験の結果からチャンネル B の計測値を報告値とした。

c.3. 低バックグラウンドベータ線スペクトロメータと液体シンチレーションカウンタによる測定結果

図 III.B.2 に毛髪のベータ線スペクトルを、表 III.B.4 に測定結果を示した。表 III.B.4 には ICP-AES を用いて計測した P、S 濃度も合わせて示した。



スペクトルの高エネルギー部に認められるピークは宇宙線によるものである。

図 III.B.2 毛髪のパルサー線スペクトル

表 III.B.4 毛髪中の ^{32}P の測定結果と安定元素濃度

試料	^{32}P (Bq g ⁻¹) ピコベータ	^{32}P (Bq g ⁻¹) 液シン	P (μg g ⁻¹ · dry)*	S (μg g ⁻¹ · dry)
A 氏頭髪右	3.9	5.6	258	43850
A 氏頭髪左	4.5	4.6	297	
A 氏陰毛	19.8	28.6		
B 氏頭髪	2.3	6.5	146	37800
B 氏陰毛	8.8	10.1		
C 氏頭髪	N.A.	N.A.	58	49650

* 表 III.B.2 参照

ピコベータ：低バックグラウンドベータ線スペクトロメータ

N.A.: 希ガス (Kr, Xe) の壊変生成物による汚染が激しく、 ^{32}P からのベータ線のみを計測することが出来なかった。

c.4. 毛髪中 ^{32}P の放射化学分析

放医研で行った低バックグラウンドベータ線スペクトロメータや液体シンチレーションカウンタによる測定のバックアップのため、日本分析センターに依頼してリンの単離を目的とした放射化学分離を行った。そこでの操作に置いては、頭髮の一部、約 3 g を酸素加圧下で燃焼し、 ^{32}P をリン酸アンモニウムマグネシウム沈殿として分離した。この沈殿を低バックグラウンドベータ線スペクトロメータ用試料皿にマウントし、測定試料とした。毛髪試料の幾何学的形状の違いを補正するため、 ^{32}P 標準溶液からもリン酸アンモニウムマグネシウム沈殿を作成して校正用線源とした。放射化学分析の手順および低バックグラウンドガスフローカウンタによる放射能測定結果に関しては分析センターからの報告書を付録 D に記載した。

c.5. 考察

^{32}P の測定に当たっては、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータによるベータ線スペクトロメトリの他に、液体シンチレーションカウンタによる測定、放射化学分析法によるバックアップを行った。液体シンチレーション法では、計測効率がほぼ 100% であることや、試料の処理が簡単であることなどから、放射能のレベルを迅速に把握する上で有効であったが、表 III.B.4 に見られるように低バックグラウンドベータ線スペクトロメータによる測定結果よりも高くなる傾向があり、 ^{32}P 以外のベータ線も計測していることが考えられた。付録 D に記載した放射化学分離による ^{32}P 計測は、純粋なリンとして測定が行えることから最も望ましい方法であったが、分析に要する試料量が多いこと、時間がかかること、手法に熟達する必要があることなどから、一部の試料について日本分析センターに分析を依頼し、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータの計測値の検証に用いることとした。放射化学分離による計測値は、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータ計測値より若干低くなった。この原因としては、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータのエネルギー設定領域に混在核種が存在するか、あるいは化学分離における ^{32}P の回収が完全でないか等が考えられる。低バックグラウンドベータ線スペクトロメータのベータ線スペクトルを解析したところ、全エネルギー設定領域に混在核種の可能性はほとんどないことが確かめられており、分析センターの放射化学分析法による結果との食い違いの原因は明らかではない。

III.C. 毛髪中の ^{32}P の測定結果に基づく速中性子フルエンスの推定

イオウの核反応 $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$ に対する断面積データを図 III.C.1 に示す。このデータは、日本原子力研究所核データセンターの JENDL-3.2 ライブラリより入手したものである。この図から明らかなように、この核反応は、実質上 2 MeV 以上の速中性子によって発生する。

第 II 章 D 節の図 II.D.3 に示したように、速中性子の単位フルエンス当たりの吸収線量は極めて大きい。このため、速中性子のフルエンスの推定は線量評価上重要である。ここでは、前節に述べられた毛髪中の ^{32}P およびイオウの測定結果を用いることにより、各従業員の毛髪部位での速中性子フルエンスを推定した。さらに、推定された中性子フルエンスと推定被ばく距離とから、臨界初期バースト第 1 パルスの核分裂数の推定も試みた。

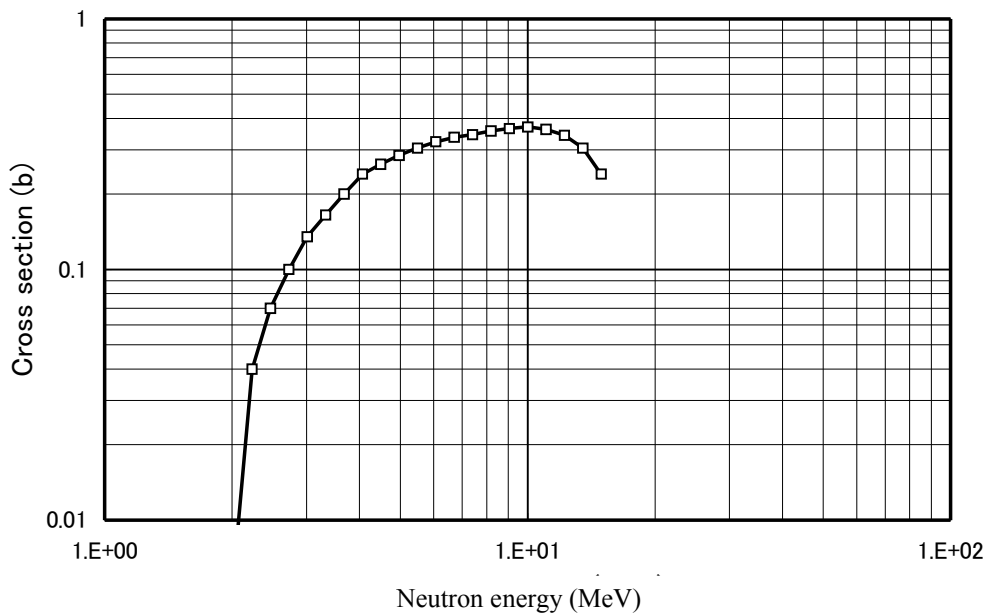


図 III.C.1 核反応 $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$ の断面積

III.C.a. 生成 ^{32}P 放射能と毛髪部位の中性子フルエンスとの関係

毛髪サンプル中に生成する ^{32}P の放射能 $A(\text{Bq})$ は次式で表される。

$$A = \lambda \cdot N_{s \rightarrow p} = \frac{\lambda \cdot \sin \theta \cdot \Phi \cdot M \cdot \varepsilon \cdot N_{av} \cdot f \int \sigma(E) \cdot \phi(E) \cdot dE}{W \cdot \int \phi(E) \cdot dE} \quad (1)$$

上式において

A : 毛髪サンプル中に生成する ^{32}P の放射能 (Bq)

$N_{s \rightarrow p}$: サンプル中における $^{32}\text{S} \rightarrow ^{32}\text{P}$ への核変換の数

λ : 壊変定数 ($5.626\text{E-}7 \text{ s}^{-1}$)

θ : サンプルへの入射角

Φ : 速中性子のフルエンス (cm^{-2})

$\sigma(E)$: 微視的断面積 (cm^2)

M : 試料重量 (g)

ε : 試料 1g 当たりのイオウ含有量

N_{av} : アヴォガドロ定数 (6.02E23)

f : ^{32}S の天然存在率 (0.95)

W : イオウの原子量 (32)

従って、試料 1g 当たりの放射能 a (Bq g^{-1}) は次式で表される。

$$a = A/M = \frac{1.01 \times 10^{16} \cdot \sin \theta \cdot \Phi \cdot \varepsilon \cdot \int \sigma(E) \cdot \phi(E) dE}{\int \phi(E) dE} \quad (2)$$

上式中の積分部分は、血液中 ^{24}Na に基づく線量計算の際に用いた中性子エネルギースペクトル、および JENDL ライブラリによる断面積データから計算した。その結果、2 MeV 以上の速中性子に対し、

$$\frac{\int_{2\text{MeV}}^{\infty} \sigma(E) \cdot \phi(E) dE}{\int_{2\text{MeV}}^{\infty} \phi(E) dE} = 1.75 \times 10^{-25} \quad (3)$$

となった。以上より、2 MeV 以上の速中性子のフルエンスは、 ^{32}P の放射能およびイオウの含有率を用い次の式で算出される。

$$\Phi = 5.66 \times 10^8 \frac{a}{\varepsilon \cdot \sin \theta} \quad \text{cm}^{-2} \quad (4)$$

III.C.b. 毛髪サンプルへの中性子入射角

被ばく従業員は、事故発生時の作業位置でのみ全ての被ばくを受けたと仮定する。中性子は、溶液全体から発生したと推定されるが、その空間分布が不明なため、溶液中心の 1 点から発生したと仮定する。なお、溶液中心の床面からの高さを、沈殿槽の据え付け高さと同様に溶液の容積とから 115 cm と仮定した。

第 II 章 E 節で述べたように、事故発生時の各従業員の作業位置を推定するため、JCO に設置された転換試験棟のモックアップ施設において、被ばく従業員と同等の身長の高研職員により作業の再現が試みられた。

A 氏：体幹部表面の被ばく距離は、溶液中央から 55 cm と推定された。頭髪に関し、顔面より 10 cm 後ろ、床面より 170 cm の高さの試料が採取されたと仮定すると頭髪の被ばく距離の見積もり値は、 $\text{SQR}\{(55+10)^2+(170-115)^2\} = 85 \text{ cm}$ となる。頭の左右の髪の毛が採取されていることから、入射角は顔面に対する入射角に等しいか若干大きいと推定される。そこで、補正係数は、 $\sin \theta = (55+10)/85 = 0.76$ 程度と見積もられる。これは、入射角度 49.5 度に相当する。陰毛に関しては、床面より 85 cm の高さの試料が採取されたと仮定すると陰毛の被ばく距離の見積もり値は、 $\text{SQR}\{55^2+(115-85)^2\} = 63 \text{ cm}$ となる。陰毛はほぼ身体に沿っているので入射角は陰毛近辺の身体に対する入射角にほぼ等しいと推定される。従って、補正係数は、 $\sin \theta = 55/63 = 0.87$ 程度と見積もられる。これは、入射角度 60.5 度に相当する。

B 氏：モックアップ施設における作業の再現実験から、顔面および体幹部に対し中性子はほぼ垂直に入射したと推定された。陰毛はほぼ身体に沿っているので垂直入射と仮定し、入射角 θ の補正係数 $\sin \theta$ を 1 とした。頭髪に関しては採取部位が明らかではないので、at random な入射を仮定した。この場合、入射角

の補正係数は、

$$\frac{\int_0^{\pi/2} \cos \theta \cdot \sin \theta d\theta}{\int_0^{\pi/2} \sin \theta d\theta} = 0.5$$

となる。

III.C.c. 速中性子のフルエンスの推定値

表 III.C.1 に毛髪の実験結果に基づく速中性子のフルエンスの推定結果を示す。

表 III.C.1 毛髪の実験結果に基づく各毛髪部位での 2 MeV 以上の速中性子のフルエンス

サンプル	ピコベータによる比放射能	S 含有率	フルエンス
A 氏頭髪右	3.9 Bq g ⁻¹	0.04385 g g ⁻¹	6.6E10 cm ⁻²
頭髪左	4.5 Bq g ⁻¹	*1)	7.6E10 cm ⁻²
陰毛	19.8 Bq g ⁻¹	*1)	2.9E11 cm ⁻²
B 氏頭髪	2.3 Bq g ⁻¹	0.03780 g g ⁻¹	6.8E10 cm ⁻²
陰毛	8.8 Bq g ⁻¹	*2)	1.3E11 cm ⁻²

*1) イオウの含有率として頭髪右の値を用いた (表 III.B.4 参照)。

*2) イオウの含有率として頭髪左の値を用いた。

ピコベータ：低バックグラウンドベータ線スペクトロメータ

A 氏の頭髪部位の速中性子のフルエンスは陰毛部位の約 1/4、B 氏では 1/2 である。これらの差を、被ばく距離の違いのみで解釈することはできない。たとえば、A 氏の場合、被ばく距離の 2 乗の比は 63²/85² = 0.55 となる。また、B 氏においても、頭髪部位と陰毛部位とで被ばく距離に大差は無いと推定されている。頭髪部位が低い理由は、恐らくヘルメットと頭部組織自身による中性子の吸収・減速によるものと推察される。

III.C.d. 初期バースト第 1 パルスの核分裂数の推定

臨界初期の極短時間に大量の放射線被ばくを受けた 3 名の従業員は臨界初期の状況を物語る貴重な証人である。前項で推定された速中性子フルエンスの値から初期バースト第 1 パルスの核分裂数の推定を行った。

核分裂数 N は中性子フルエンスの関数として次式で表される

$$N = \frac{\Phi_{ALL} \times 4\pi R^2}{n \cdot \zeta} \quad (5)$$

上式において

Φ_{ALL} ：全エネルギー範囲にわたる入射中性子のフルエンス (cm⁻²)

R ：被ばく距離 (cm)

n ：核分裂当たりの中性子放出数

ζ : 沈殿槽からの中性子漏洩率

ここで、 $n \cdot \zeta$ として、日本原子力研究所によるステンレスネットの分析過程から副次的に算出された値 1.02 を用いる（平成 11 年 11 月 4 日付科学技術庁事故調査対策本部発表の参考 1 の添付資料 5）。

以上より、核分裂数は中性子フルエンスと被ばく距離を用い次の式で算出される。

$$N = 12.3\Phi_{ALL} \times R^2 \quad (6)$$

第 II 章 D 節の図 II.D.2 に示した中性子スペクトルより、2 MeV 以上の速中性子のフルエンスは、全エネルギー範囲のフルエンスの 21%と算出される。以上より、核分裂数は速中性子のフルエンス Φ を用いて次の式で算出される。

$$N = 58.7\Phi \times R^2 \quad (7)$$

前項で述べたように、頭髮部位における速中性子フルエンスの推定値は、ヘルメットや頭部組織の影響を受けている可能性が考えられ、不確かさが大きい。そこで、核分裂数の推定には、陰毛部位の推定値を用いることとした。また、陰毛部位の被ばく距離は、モックアップ施設における作業の再現実験より、A 氏 63 cm、B 氏 78 cm と推定された。以上より、第 1 パルスの核分裂数は表 III.C.2 のように推定される。

表 III.C.2 第 1 パルスの核分裂数の推定値

サンプル	被ばく距離	速中性子フルエンス	核分裂数
A 氏陰毛	63 cm	2.9E11 cm ⁻²	6.8E16
B 氏陰毛	78 cm	1.3E11 cm ⁻²	4.6E16

第 II 章 E 節に記されたように第 1 パルスの核分裂数は、日本原子力研究所・那珂研究所の中性子モニタのデータから $(6.5 \pm 1.9) \times 10^{16}$ と評価されている。一方、動特性解析コードによる解析では、第 1 パルスの核分裂数が 5×10^{16} と評価されている (GE00)。ここで述べた毛髪中の ³²P の測定結果に基づく核分裂数の推定値は、これらの値と比較的によく一致していると言える。

III.D. 尿および嘔吐物

尿及び嘔吐物にも体内で生成された放射化生成物が混在しており、線量評価に役立つ可能性があると考えられる。特に、尿や嘔吐物は非観血的試料であり、線量評価への利用価値は大変大きい。従って、この節では尿や嘔吐物について、その線量評価への可能性も踏まえて検討を行った。

III.D.a. ガンマ線スペクトロメトリ

a.1. 試料及び測定方法

分析に用いた尿試料は9月30日に3人の被ばく従業員が放医研に到着してから10月1日の午前6時までに採尿した試料を混合したものである。(試料の日付は、「9月30日～10月1日朝」とした。)但し、B氏については9月30日に採尿したという記録がある試料があり、それも用いた(9月30日の何時までに採尿したのかは不明であるが、おそらく夜までと思われる)。また、嘔吐物に関しては、A氏とB氏が放医研に運ばれる途中(又は直後)に採取された試料が保存されていたので、それに含まれる放射性核種及び安定元素の分析も行った。試料は、A氏1点、B氏2点であった。初期の段階ですでに何度か嘔吐していたため、固形物は見られず、半透明の胃液状の液体であった。

a.2. 測定結果

尿試料で得られたガンマ核種の測定結果を表 III.D.1 の上段に、また、そのガンマ線スペクトルを図 III.D.1 の上部に示す。分析の結果、3人の試料からともに ^{24}Na 、 ^{82}Br 、 ^{42}K が検出された。「9月30日～10月1日朝」の試料を見る限り、 ^{24}Na の値(事故発生時に補正)はB氏が 178 Bq ml^{-1} と最高を示し、次にA氏で 121 Bq ml^{-1} 、また、C氏の値が一番低く 40 Bq ml^{-1} であった。これは血液においてみられた個人差と傾向が異なる(A氏とB氏が逆転していた)。後述する安定元素のデータを見ると、A氏の尿中の安定ナトリウム濃度はB氏とC氏に比べて1/2以下と低い。このため、A氏の尿では生成した ^{24}Na の量も低くなっていると思われる。 ^{42}K と ^{82}Br の値はB氏よりA氏の方が高く、血液中の ^{24}Na 濃度の個人差と同様の傾向であった。また、後述するが尿中の ^{24}Na と安定ナトリウムの比(比放射能)をみると、各自の値は血液の比放射能とも近い傾向にあった。(比放射能に関しては第IV章A節を参照のこと)

尿試料を用いた測定の方が血液などに比べ検出感度が高い。これは尿試料は量が多く(約100 mlまたはそれ以上)入手できるためである。

嘔吐物のガンマ核種の測定結果を表 III.D.1 の下段に、またそのエネルギースペクトルを図 III.D.1 の下部に示す。B氏の液体状の試料で ^{24}Na と ^{82}Br の濃度が他の2試料よりも高かった。これは、上述したように他の2試料はペーパータオルにしみ込んでいた嘔吐物を水で洗い出したため濃度的に薄まったからである。そこで、2つあるB氏の試料に関しては、液体状の試料のみを後述する比放射能の議論で用いることとした。

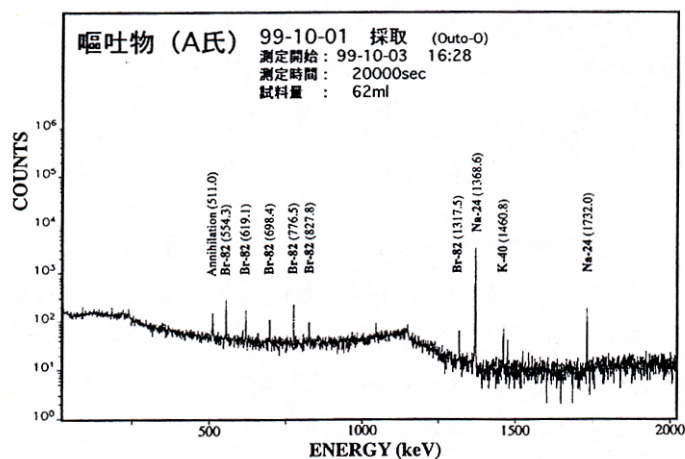
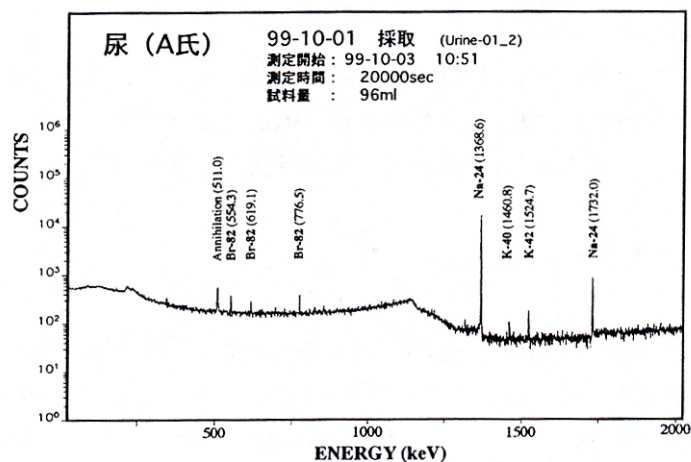


図 III.D.1 尿および嘔吐物のガンマ線スペクトル

表 III.D.1 尿および嘔吐物中の ^{24}Na 、 ^{42}K および ^{82}Br の濃度 (事故時に補正)

試料	名前	試料コード	採取日	^{24}Na (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)		^{42}K (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)		^{82}Br (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	
				濃度	S.D.	濃度	S.D.	濃度	S.D.
尿	B	UR-Sh30-a	9月30日	165	0.40	8.53	0.65	0.150	0.015
尿	A	UR-Oh01-a	9月30日-10月1日朝	121	0.50	12.5	0.99	0.115	0.012
尿	B	UR-Sh01-a	9月30日-10月1日朝	178	0.47	7.60	0.78	0.0793	0.015
尿	C	UR-Yk01-a	9月30日-10月1日朝	40.2	0.25	2.30	0.45	0.0294	0.0074
嘔吐物*	A	OT-Oh-B-a	9月30日	42.3	0.39	2.95	0.81	0.189	0.011
嘔吐物**	B	OT-Sh-W-a	9月30日	25.7	0.57	N.D.		N.D.	
嘔吐物**	B	OT-Sh-L-a	9月30日	98.7	1.3	N.D.		0.359	0.032

N.D. 検出限界以下
 嘔吐物*: 紙より抽出
 嘔吐物**: 液体

III.D.b. 安定元素(Na, P, K, Br)の測定

中性子放射化によって生じた放射性核種を用いて線量評価を行うためには関連安定元素を定量する必要がある。そこで、尿および嘔吐物の一部を酸で全分解し、安定ナトリウム、カリウム、リン及び臭素の分析を行った。

b.1. 試料及び分析方法

安定元素の分析に用いた尿及び嘔吐物の試料は、上述したガンマ核種の測定に用いたものと同じである。尿または嘔吐物試料 (1 ml) をマイクロピペットを用いてテフロン製の分解容器に分取した。68%硝酸 2 ml を加え、マイクロウェーブオーブンをを用いて1時間加熱分解した。その後の試料溶液の調整法は前述した血液などに用いた方法と同様である。測定は、ICP-AES (セイコーSPS-7700) を用いて行った。分析に使用した波長 (nm)、積分時間、分析繰り返し回数、標準溶液の調整等は前述した血液の場合と基本的には同様である。臭素の分析法については、血液などの節で述べた方法と同様に、試料を石英管中で加熱分離をしトラップ溶液に吸収させた後、ICP-MS で定量した。

b.2. 分析結果

尿試料で得られた結果を表 III.D.2 に示す。9月30日のB氏の尿中のナトリウムは $3,120 \mu\text{g ml}^{-1}$ であった。10月1日の尿中のナトリウムはA氏 $1,390 \mu\text{g ml}^{-1}$ 、B氏 $3,590 \mu\text{g ml}^{-1}$ 、C氏 $2,940 \mu\text{g ml}^{-1}$ であった。これらの値はICRP標準人(IC75)の値 $4,310 \mu\text{g ml}^{-1}$ よりも小さく、特にA氏の値はその約1/3である。尿中のナトリウム濃度が低い1つの原因は、治療のために多量に投与された輸液や照射による代謝の変化などが影響を及ぼしている可能性も否定できない。カリウム濃度は $900 \sim 1,120 \mu\text{g ml}^{-1}$ 、リン濃度は $17 \sim 334 \mu\text{g ml}^{-1}$ の範囲であり、ともにICRP標準人の値よりも低い。この原因は不明である。

嘔吐物の安定元素の分析結果を表 III.D.2 (尿と同じ表) に示す。B氏の液体状試料を血液と比較すると、ナトリウムは僅かに低かった。一方、 ^{24}Na は血液中の濃度より僅かに高かった。カリウムとリンについては濃度が低く今回の分析方法では検出下限値以下であった。B氏の液体状試料に比べ他の嘔吐物中の安定元素の濃度が低い理由は、後者がペーパータオルに染み込んでいた試料を水で溶かし出したものであり、そのため薄まったからであろう。

表 III.D.2 尿と嘔吐物の安定元素 (Na、K、P、Br) の分析結果

試料	名前	採取日	濃度単位	試料コード	Na	K	P	Br
尿	B	9月30日	μg ml ⁻¹	UR-Sh30-a	3,110	1,120	11	6
				UR-Sh30-b	3,120	1,110	10	6
				Mean	3,120	1,120	10	6
				S.D.	7	7	1	0
尿	A	9月30日-10月1日朝	μg ml ⁻¹	UR-Oh01-a	1,370	901	27	3
				UR-Oh01-b	1,400	899	29	2
				Mean	1,390	900	28	2
				S.D.	21	2	2	0
尿	B	9月30日-10月1日朝	μg ml ⁻¹	UR-Sh01-a	3,550	1,090	16	3
				UR-Sh01-b	3,620	1,100	18	3
				Mean	3,590	1,100	17	3
				S.D.	49	7	1	0
尿	C	9月30日-10月1日朝	μg ml ⁻¹	UR-Yk01-a	2,880	1,000	307	5
				UR-Yk01-b	3,000	1,040	361	5
				Mean	2,940	1,020	334	5
				S.D.	85	28	38	0
嘔吐物*	A	9月30日	μg ml ⁻¹	OT-Oh-B-a	448	<80	<100	4
				OT-Oh-B-b	467	<80	<100	4
				Mean	458	<80	<100	4
				S.D.	13			0
嘔吐物*	B	9月30日	μg ml ⁻¹	OT-Sh-W-a	406	<80	<100	4
				OT-Sh-W-b	428	<80	<100	4
				Mean	417	<80	<100	4
				S.D.	16			0
嘔吐物**	C	9月30日	μg ml ⁻¹	OT-Sh-L-a	1,790	250	<100	15
				OT-Sh-L-b	1,640	198	<100	14
				Mean	1,720	224	<100	15
				S.D.	106	37		1

*ペーパータオルより抽出

**黄色い胃液状のもの

III.D.c. 尿中 ³²P の測定

放医研、東大病院、医科学研究所に入院中の被ばく従業員 3 名から毎日採取されていた尿中の放射能を測定したところ、³²P が検出された。これは体内のリンが放射化されて ³²P になったものと推察され、今後、臨界事故における線量評価法の有益な手段になる可能性があるため、尿中に出現した ³²P の測定を行った (NI02)。

c.1. 低バックグラウンドベータ線スペクトロメータによる測定

c.1.1) 試料の採取と調製

A 氏、B 氏、C 氏から採取されていた一日尿で、全尿量が不明な日もある。また、放医研から東大病院、医科学研究所に移送された日と翌日の尿は入手されていない。

一日尿のうちの 50 ml を秤量後、プラスチック容器（径 50 mm、高さ 60 mm）に入れ、凍結乾燥した。凍結乾燥した尿の一部（約 200～2,000 mg）はステンレス試料皿（径 25 mm、深さ 6 mm）に厚さが均等になるようにのせ、薄紙でカバーをして低バックグラウンドベータ線スペクトロメータ測定用試料とした。

c.1.2) 校正曲線および測定効率

校正曲線および測定効率は毛髪を測定したときのものと同様である。校正線源作成のため、健常人の尿を採取し、凍結乾燥後デシケータ中で保存した。その乾燥粉末を各試料皿中に 0.1、0.5、1.0、1.5、2.0 g ずつ採取し、各々に 100 μ l の ^{32}P 標準溶液を均等に染み込ませ、再びデシケータ中で乾燥した。これを測定効率測定用の校正線源とした。 ^{32}P のエネルギー領域を 40 keV から 1,627 keV とすると、ベータ線の自己吸収を考慮した試料の測定効率は厚みによって変化し、7～19%の範囲になった。

c.2. 液体シンチレーションカウンタによる測定

c.2.1) 試料調製と測定条件

凍結乾燥した尿試料（200～2,000 mg）に 1 ml の蒸留水を加えて、さらに組織溶解剤ソルエン-350（1～2 ml）および過酸化水素（0.4～0.8 ml）を加えた。その後、55°C の恒温槽で 30 分間加熱して残留する過酸化水素を除き、シンチレータ（ハイオニックフロー、Packard）を加えて液体シンチレーション用の試料とした。クエンチング補正のための校正曲線は、汚染のない健常人の尿試料と放射エネルギーが既知の ^{32}P 溶液を用いて作成した。計測はチャンネル A（5 keV～1,700 keV）およびチャンネル B（50 keV～1,700 keV）の 2 チャンネルで行ったが、以下に示す放射能減衰の追跡実験の結果からチャンネル B による測定結果を報告値とした。

c.2.2) 放射能減衰の追跡実験

毛髪及び尿試料中には ^{32}P 以外の放射性核種が混在している可能性がある。この検定を行うため、チャンネル A（5 keV～1,700 keV）およびチャンネル B（50 keV～1,700 keV）の二つのエネルギー領域で時系列な測定を行い、 ^{32}P の減衰半減期との比較を行った。この結果、チャンネル A で測定された放射能の減衰速度は ^{32}P の減衰速度よりも遅く、 ^{32}P よりも長い減衰半減期を持つ放射性核種の混在が示唆された。しかし、チャンネル B では ^{32}P の減衰半減期とほぼ一致しており、液体シンチレーションカウンタ計測では測定時にエネルギー領域を制限することにより ^{32}P 以外の放射能を除いて測定できることが明らかとなった。したがって本報告書ではチャンネル B で得られた結果を採用した。

c.3. 低バックグラウンドベータ線スペクトロメータと液体シンチレーションカウンタによる尿中 ^{32}P の測定結果

図 III.D.2 に ^{32}P 標準試料と尿試料のベータ線スペクトルを示した。低バックグラウンドベータ線スペクトロメータで測定した尿放射能の結果を表 III.D.3 に、また、液体シンチレーションカウンタによる測定結果を表 III.D.4 に示した。事故日に補正した放射能濃度を比べると、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータでの測定結果と液体シンチレーションカウンタによる測定結果は概ね一致しており、それぞれの測定結果の妥当性を保証するものと考えられる。次に、 ^{32}P の全尿排泄放射エネルギーの経時変化を示した

ものが図 III.D.3 である。この図には Jackson の論文 (JA66) に記載されているリンの体内残留関数より求めたカーブを重ねて表記した。今回のデータにおいても ICRP Publ.30 に記載されているリンの生物学的半減期の 0.5 日、2 日、19 日の成分で構成されているように見られる。

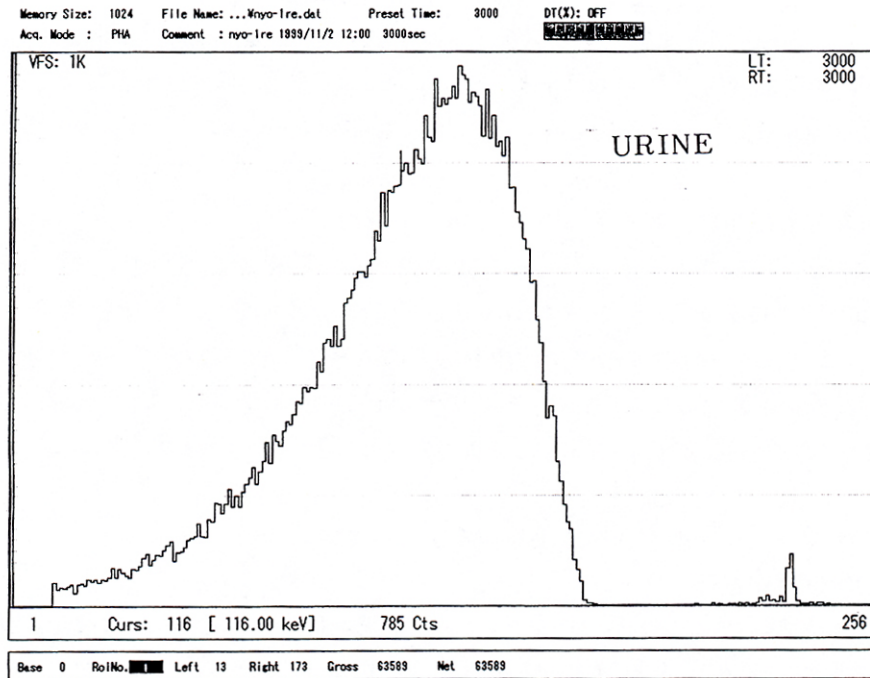


図 III.D.2 尿のベータ線スペクトル

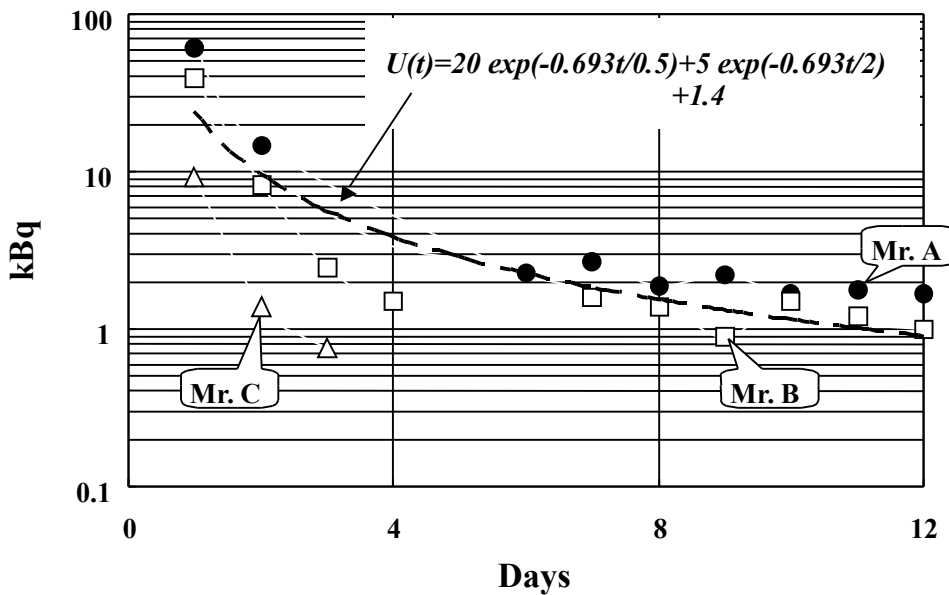


図 III.D.3 ^{32}P 全尿排泄放射エネルギー (Bq/日、事故日に補正)

表 III.D.3 ベータ線スペクトロメータによる尿中 ^{32}P の測定結果

従業員	尿採取日 1999年	測定に用 いた乾燥 尿試料量 (g)	一日 全尿量 (ml)	(事故日に補正) 一日全尿中 放射能濃度 (Bq ml ⁻¹)	(事故日に補正) 一日全尿中 放射能 (Bq)	(事故日に補正) 一日全尿中 放射能 誤差 (±Bq)
A	10月1日	0.443	3,000	20.2	60,500	713
	10月2日	0.714	2,143	6.9	14,789	202
	10月6日	0.191	2,680	0.9	2,294	52
	10月7日	0.162	3,040	0.9	2,708	59
	10月8日	0.256	2,460	0.8	1,875	36
	10月9日	0.204	1,760	1.3	2,212	49
	10月10日	0.796	2,040	0.8	1,660	25
	10月11日	0.413	2,830	0.6	1,838	32
	10月12日	0.457	2,680	0.6	1,674	29
B	10月1日	0.242	3,220	12.2	39,157	466
	10月2日	0.986	3,448	2.4	8,174	130
	10月3日	0.486	2,430	1.0	2,479	50
	10月4日	0.184	3,448	0.4	1,495	30
	10月7日	0.449	4,760	0.3	1,553	34
	10月8日	0.213	3,170	0.4	1,383	30
	10月9日	1.003	2,240	0.4	891	12
	10月10日	0.395	3,480	0.4	1,502	28
	10月11日	0.464	4,400	0.3	1,216	22
	10月12日	0.657	4,600	0.2	1,034	17
C	10月1日	0.494	2,730	3.4	9,258	135
	10月2日	0.907	1,900	0.7	1,352	23
	10月3日	0.575	2,000	0.4	769	13

表 III.D.4 尿試料中 ^{32}P の液体シンチレーションカウンタによる測定結果

従業員	尿採取日 1999年	測定に用 いた乾燥 尿試料量 (g)	乾燥試料 中放射能 濃度 (Bq g ⁻¹)	乾燥重量 の割合 (dry %)	一日 全尿量 (ml)	(事故日に補正) 一日全尿中 放射能濃度 (Bq ml ⁻¹)	(事故日に補正) 一日全尿中 放射能 (Bq)
A	10月1日	0.206	270.8	1.4	3,000	23.43	70,276
	10月2日	0.576	23.3	4.5	2,143	6.63	14,210
	10月6日	0.789	4.3	4.2	2,680	1.13	3,026
	10月7日	0.878	3.6	4.2	3,040	0.96	2,904
	10月8日	1.703	2.7	4.7	2,460	0.78	1,915
	10月9日	1.967	2.6	5.6	1,760	0.91	1,598
	10月10日	1.563	3.1	4.2	2,040	0.81	1,660
	10月11日	1.710	2.3	3.9	2,830	0.57	1,621
	10月12日	2.183	1.9	4.2	2,680	0.49	1,325
B	10月1日	0.741	82.9	2.3	3,220	12.04	38,771
	10月2日	0.686	12.3	3.4	3,448	2.64	9,101
	10月3日	0.602	7.3	2.3	2,430	1.05	2,547
	10月4日	1.042	2.8	2.6	3,448	0.45	1,538
	10月7日	0.893	1.7	3.6	4,760	0.39	1,857
	10月8日	0.665	1.5	4.2	3,170	0.40	1,278
	10月9日	1.503	1.2	3.8	2,240	0.29	659
	10月10日	1.699	1.1	4.1	3,480	0.29	1,007
	10月11日	1.455	1.2	3.3	4,400	0.24	1,041
	10月12日	1.092	1.2	2.9	4,600	0.22	1,025
C	10月1日	0.581	22.8	2.5	2,730	3.58	9,768
	10月2日	0.879	2.4	5.0	1,900	0.76	1,437
	10月3日	0.892	2.1	2.8	2,000	0.37	738

c.4. 考察

緊急時に際し、尿は非観血的試料としてきわめて有用な試料である。1946年にロスアラモスで起きたPajarito 臨界事故において8人が中性子とガンマ線により被ばくし1名が事故後9日目に死亡している(HO48)。この事故では血液中の ^{24}Na ばかりでなく尿中に出現した ^{32}P が測定されているが、血清中の安定P濃度から推測した尿中 ^{32}P 濃度が理論値よりも低く、線量依存性がなかったことが報告されている。1958年にオークリッジで起きたY-12 Plant-III 臨界事故ではPajarito 事故の経験から尿中 ^{32}P の測定結果は報告されていない(HU59)。

今回の尿中の ^{32}P 測定は事故後時間が経過して短寿命核種が減衰してから測定されたが、3人の被ばく従業員の尿中 ^{32}P 濃度比は血液中の ^{24}Na 濃度比とよく対応していた(表 III.D.5)。過去の臨界事故で尿中 ^{32}P に線量依存性が無かった理由として、理論値を導くのに用いた血清中安定P濃度が誤っていたこと(IC75, CO78)、当時の測定機器は ^{32}P の他に短寿命核種も一緒に測っていた可能性があること、などが考えられるが短寿命核種の影響も含めて更に詳細な検討が必要である。しかし、臨界事故において尿中 ^{32}P の測定は、一次近似として中性子被ばく線量を推定するのにきわめて有効な方法であることが示唆された。

また、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータと液体シンチレーションカウンタでの尿中 ^{32}P の測定結果は概ね一致していた。低バックグラウンドベータ線スペクトロメータを所有する事業所はさほど多くないものと思われるが、液体シンチレーションカウンタは多くの事業所が保有しており、前処理もほとんどいらぬため、簡便かつ迅速な中性子線量推定法として有効な手段となるものと考えられる。

表 III.D.5 事故後一日目の尿と血液中に検出された ^{32}P と ^{24}Na 濃度及びC氏を基準とした時の比率

従業員	尿中 ^{32}P		血液中 ^{24}Na	
	濃度 (Bq ml ⁻¹)	比率	濃度 (Bq ml ⁻¹)	比率
A	20.2±0.2	6.1	169±5.0	7.4
B	12.2±0.1	3.7	91.3±1.7	4.0
C	3.3±0.1	1	22.8±1.1	1

III.E. 骨

骨はハイドロキシアパタイトを主体に構成されており、リンやカルシウムが高濃度に含まれている。これらの元素の安定同位体から中性子放射化によって生成する放射性核種について、全身各部の骨における分布を明らかにすることにより、中性子線量の全身分布についての情報を得ることができる。また、その全身分布から、中性子線源となった沈殿槽と身体各部分との被ばく時の位置関係についての情報も得られ、その情報をもとに放射線輸送のコンピュータシミュレーションを行うことにより、身体の各部分臓器における詳細な中性子とガンマ線線量分布を推測することが出来る。

ここでは、亡くなられた2名の従業員から提供を受けた骨試料について、 ^{32}P と ^{45}Ca のベータ線スペクトロメトリによる測定を中心に、ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線放出核種の分析、イメージングプレートによる骨内の放射能分布の分析について述べる。

III.E.a. ベータ線スペクトロメトリによる ^{32}P と ^{45}Ca の測定 (WA01, MI02)

a.1. 試料調製と測定方法

被ばくした2名の被ばく従業員が亡くなられた後、それぞれ全身の14ヶ所から骨試料(約1~13 g)の提供を受けた。試料は450°Cで灰化後、メノウ乳鉢で粉碎した。この試料粉末約0.2 gに硝酸を加え、マイクロウェーブ分解システムにより完全に溶解した。 ^{32}P はリン酸アンモニウムマグネシウム沈殿として、また ^{45}Ca は炭酸カルシウム沈殿として化学分離した。それぞれの沈殿をろ紙上にマウントし、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータで ^{32}P 、 ^{45}Ca の定量を行った。 ^{32}P 、 ^{45}Ca の標準溶液から骨試料と同様の手順で沈殿を形成させ、測定効率・ベータ線自己吸収補正用の線源とした。測定効率は ^{32}P で約18%、 ^{45}Ca で約1%であった。 ^{32}P 、 ^{45}Ca の比放射能を求めるため、ベータ線測定後の沈殿は硝酸を加えて再溶解し、ICP発光分光分析計(SPS-7000A, Seiko Instrument Inc.)によりリンとカルシウムの安定元素濃度を測定した。

a.2. 測定結果

事故82日後に死亡したA氏の骨試料からは ^{32}P (半減期14.26日)と ^{45}Ca (半減期163.8日)の両核種が、事故210日後に死亡したB氏の骨試料からは ^{45}Ca のみが検出された。A氏の骨中の ^{32}P と ^{45}Ca の比放射能間には正の相関があり(図III.E.1)、これは、 ^{32}P 、 ^{45}Ca の比放射能が共に骨における熱中性子フルエンスの指標になることを示していた。図III.E.2にA氏、B氏における全身骨中の ^{45}Ca の分布を示した。A氏では、体幹部および大腿の骨で ^{45}Ca 比放射能が高い傾向があり、特に右肋骨の前部および右腸骨で最も高い比放射能が観察された。B氏では、骨の部位による ^{45}Ca 比放射能の差異はA氏に比べて少なかった。B氏の体幹部の骨における ^{45}Ca 比放射能はA氏に比べて低く、比較的高い比放射能は前頭骨および両手指に観察された。このことは、A氏が体の右中央部を中心に中性子被ばくを受けたのに対して、B氏は顔および手先に高い線量を受けた事を示唆している。このデータは事故時の従業員の姿勢、被ばく線量の推定に有益な情報を提供している。

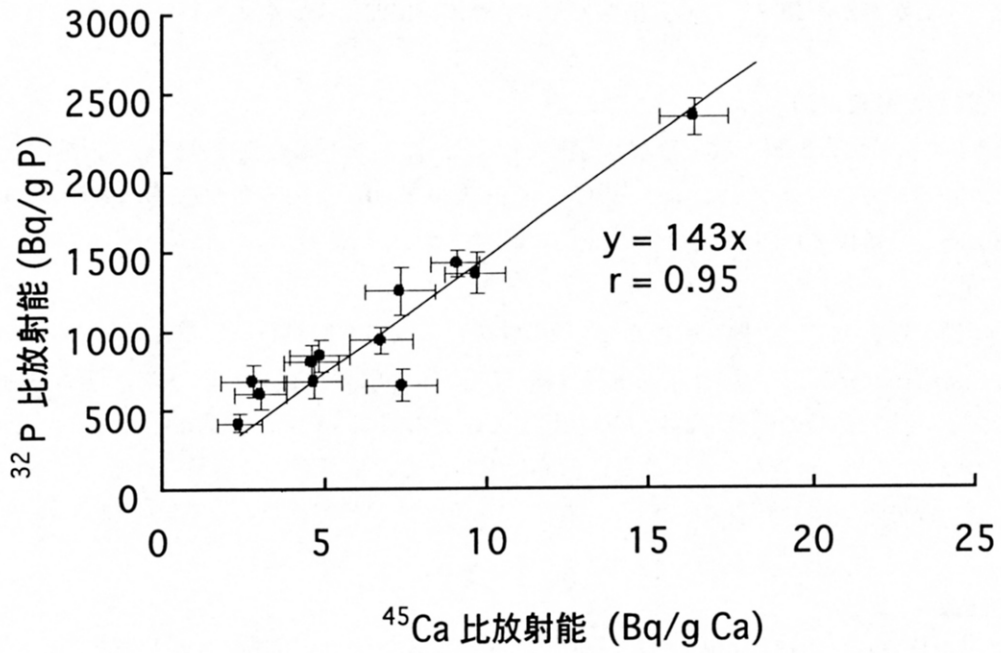


図 III.E.1 骨中 ^{32}P と ^{45}Ca 濃度の相関

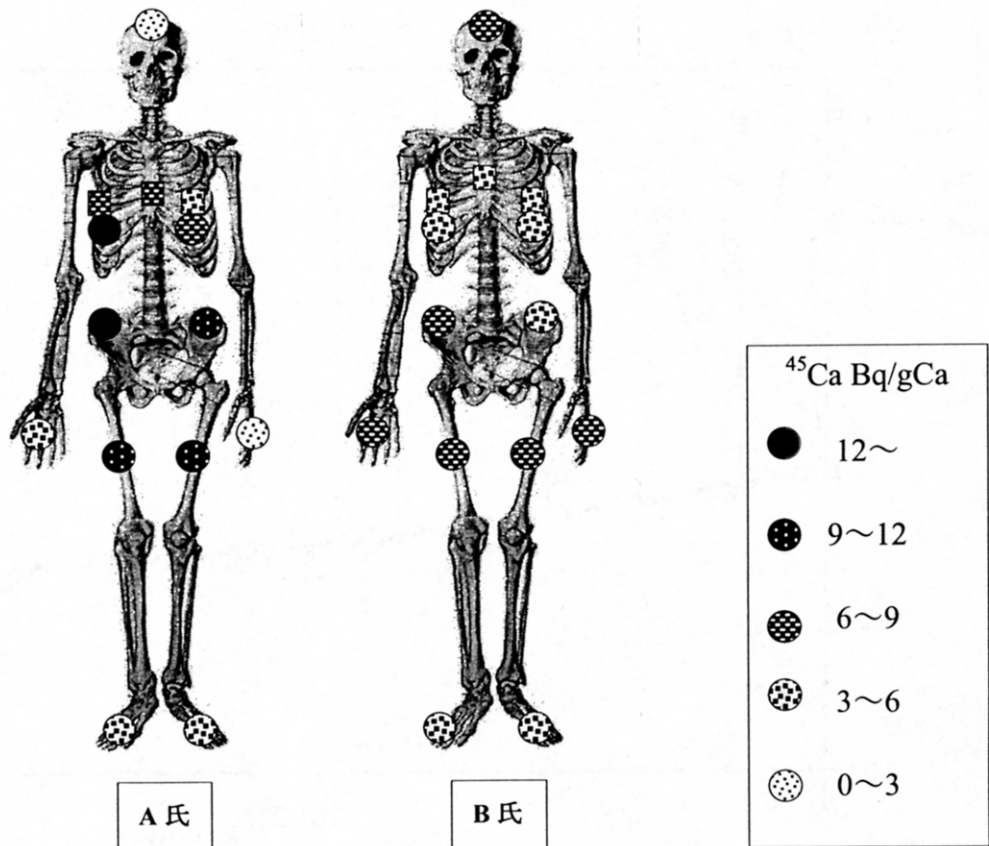


図 III.E.2 骨中 ^{45}Ca 濃度分布

III.E.b. ガンマ線スペクトロメトリによる放射化生成核種の分析

骨試料はベータ線 (^{45}Ca と ^{32}P) の分析を主眼としたが、放射化により骨中に生成したガンマ線放出核種が検出できるか否かを調べるため非破壊で Ge-半導体検出器による測定も行った。

b.1. 試料調製と測定方法

^{45}Ca と ^{32}P の分析では試料を酸で分解し分離を行うため、ガンマ線の測定は試料を分解する前に行った。測定にはマルチチャンネルアナライザー (Seiko EG&G 7800) を接続させた Ortec 社の Ge-半導体検出器 (GMS-30185 ; 半値幅 : 1.8 keV) を用いた。(測定では 1 ch を 0.5 keV に合わせ、2,000 keV まで測定した。)

最初に予備調査として、提供を受けた A 氏の骨試料のうち、8 試料 (前頭骨、第 7 肋骨前部-右及び左、第 7 肋骨後部-右及び左、右大腿骨、前上腸骨棘-右及び左、乾重量で 1.1 g~9.0 g) を、U-8 容器とほぼ底面が同じプラスチック製の軟膏容器に入った状態で、そのまま 40,000 秒測定を行った。その後、その中で他の試料の 2 倍以上の重量があり、また位置的にも被ばく線量が高いと考えられる A 氏の右大腿骨 (中央部) を再度 100 万秒測定した。

b.2. 測定結果

8 試料をそれぞれ 40,000 秒測定した結果、どの試料からも事故に起因すると考えられる有為なガンマ線ピークは検出されなかった。事故直後は血液や尿などの試料から ^{24}Na (半減期 14.9 時間)、 ^{42}K (半減期 12.3 時間) などの核種が検出されたが、今回の測定は、開始まで事故後 97 日を経ているため、多くの核種は壊変してしまい検出できなかったと考えられる。

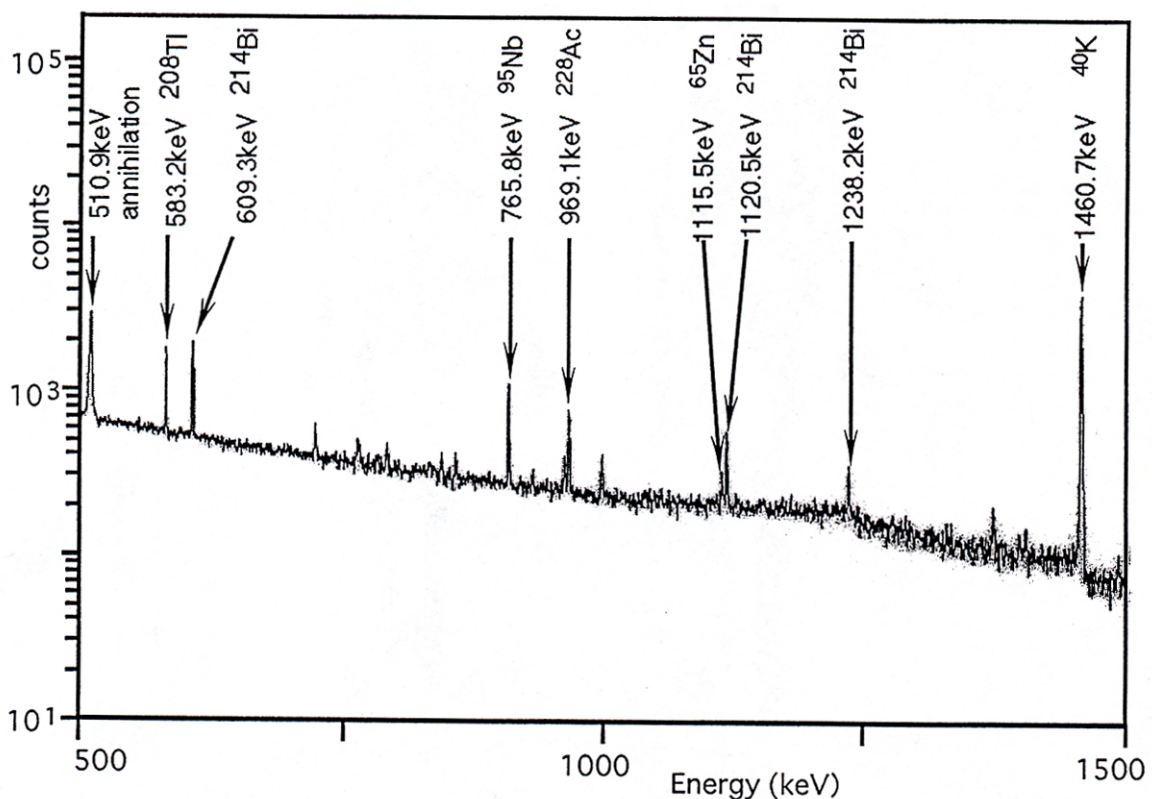


図 III.E.3 右大腿骨のガンマ線スペクトル

右大腿骨（中央部）の試料については位置的にも被ばく線量が高いと考えられるので 100 万秒測定したところ ^{65}Zn （半減期 244 日）のエネルギーに相当する 1,115.5 keV 付近にピークが見られた。その試料のガンマ線スペクトルを図 III.E.3 に示す。また、 ^{65}Zn 以外のピークはバックグラウンドに由来するものであり、中性子の照射に起因する核種は含まれていなかった。右大腿骨（中央部）は臨界が起こった沈殿槽に近かったので中性子フルエンスが大きかったと考えられている。また、試料量も比較的多く長時間測定したため半減期が比較的長い ^{65}Zn が検出できたのであろう。しかし、正確な定量を行うためには形状等を考慮した効率校正を行い、中性子線量を求めるには更に分解して安定な亜鉛（ ^{64}Zn 等）の分析も行う必要がある。しかし、前述したように骨試料はベータ線の分析を主眼におき、そのための処理を優先させたため、ここでは定性分析のみに留めた。（なお、半定量の結果、 ^{65}Zn の濃度は骨の乾重量に対し 0.02 Bq g^{-1} 以下であった。）

III.E.c. イメージングプレートによる骨組織の中性子放射化の確認

骨組織内の熱中性子分布を明らかにするため、事故後 82 日目に亡くなった A 氏の右第七肋骨について中性子放射化によって生成した ^{32}P および ^{45}Ca のイメージングプレート(IP)による検出を試みた。

c.1. 測定方法

A 氏右第七肋骨の切片（厚さ $40 \mu\text{m}$ ）を作成し、3 日間及び 7 日間露出した後、IP (BAS-MS2025, Fuji Photo Film Co., LTD.) を RI 画像解析システム (BAS-2000, Fuji Photo Film Co., LTD.) により解析した。

c.2. 測定結果及び考察

測定は事故後約 100 日目から開始し、露出時間 3 日間の IP 像からはバックグラウンドノイズ中に骨試料形状らしき像が肉眼で確認された。しかし、単位面積あたりの光輝尽発光強度(PSL/S)を用いた画像解析データからはバックグラウンドと比較して有意差が得られなかった。IP の検出限界露光量は $\text{PSL/S} = 0.4$ を与える量と定義されているが、実際には絵柄や画像の空間周波数に依存し、加えて観察者のそれまでの知見や学習効果、視力、観察条件などが複雑に関与しているためと思われる (MI01)。更に検出限界の上昇をねらい露出時間を 7 日間に延長したが、バックグラウンドノイズの上昇により骨試料形状の確認は出来なかった。富士写真フィルムのテクニカルインフォメーションによると、長時間の露出でシールドボックスを使用しない場合のかぶりの量は、1 週間で測定範囲の 1/3 を超える結果となることから宇宙線や保管場所の壁から放出される放射線によるかぶりの影響と考えられた (FU93a,b)。

骨試料から得られた IP 像に対する ^{32}P 、 ^{45}Ca および共存する天然放射性核種 ^{40}K の寄与を推測するため、安定体 Ca、P、および K の濃度を誘導結合プラズマ原子発光分析装置 (IRIS, NIPPON Jarrell-Ash Co., LTD.) による測定を行った。試料は、骨中の放射化生成物の分析で使用した A 氏左第七肋骨と右大腿骨の一部を用いた。安定体 K 濃度は骨組織の採取位置によりバラツキが見られるものの Ca 濃度 (376 mg g^{-1}) P 濃度 (172 mg g^{-1}) に比べ 2 桁低い値を示した (表 III.E.1)。この結果から左第七肋骨切片の単位面積あたりの ^{40}K 放射能は $6.7 \times 10^{-7} \text{ Bq mm}^{-2}$ という値が得られた。宮原の報告 (MI98) によるとバックグラウンドノイズの低減のためにシールドボックスを使用した場合の最大検出感度は、 ^{32}P (1.711 MeV) で限界露光時間を 4 週間としたとき $9.8 \times 10^{-6} \text{ Bq mm}^{-2}$ 、 ^{14}C (0.156 MeV) においては限界露光時間を 3 ヶ月間としたとき $7.7 \times 10^{-5} \text{ Bq mm}^{-2}$ である。試料中の ^{40}K (1,312 MeV) の放射能レベルはこれら 2 核種の最大検出感度に比べて 1 桁低く、 ^{40}K の IP への影響は少なかったと考えられた。なお、測定から丸 1 年を経過した 2001 年 1 月 10 日～13 日の 3 日間露出を行ったところ肉眼でも IP 像による骨組織の確認が出来ず、事故後約 100 日目に得られた骨の IP 像は ^{32}P 、 ^{45}Ca によるもので、長半減期の ^{40}K の影響はほとんどないことが確認され

た。

今回は骨試料中のレベルが低いために、 ^{32}P 、 ^{45}Ca の骨内分布の解析には至らなかったが、バックグラウンドの低減等の手法によって、 ^{32}P 、 ^{45}Ca の定量が可能であったことが検証された。前節 A 氏右第七肋骨の測定値より、測定を開始した事故後 100 日目の切片単位面積あたりの比放射能は、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータの計測値より、 ^{32}P が約 $3 \times 10^{-5} \text{ Bq mm}^{-2}$ 、 ^{45}Ca が $3 \times 10^{-5} \text{ Bq mm}^{-2}$ と推定される。宮原の報告している最大検出感度と比較すると、シールドボックスを使用してバックグラウンドノイズを低減させれば、 ^{32}P については十分測定が可能であったことが示唆された。また、切片を用いた測定法は骨試料中に含まれる P および Ca の絶対的存在量が少ないことから、測定感度が低くなると考えられる。そのため、ブロックコンタクトと呼ばれる直接、骨試料に IP を密着させる方法を用いることで測定感度を上げることが可能であると推測される。

表 III.E.1 A 氏右第七肋骨と右大腿骨の Ca, P, K 濃度

測定元素	第 7 肋骨(左)濃度 (mg g^{-1})	大腿骨(右)濃度 (mg g^{-1})
Ca	376	377
P	172	174
K	3.12	2.42

謝辞

IP の文献及び資料を提供して頂いた一橋大学 イノベーション研究センター 宮原諄二教授、富士写真フィルム 産業材料部 サイエンス・システム 江藤雅弘氏ならびに同 宮台技術開発センター 幸田勝博氏に感謝の意を表します。

III.F. 骨髄

東京大学医学部に移送された A 氏は 10 月 6 日に骨髄移植をし、定着していることが確認されたが移植後も染色体異常が見られ、担当医師から骨あるいは骨髄が線源になっているのではないか、という問い合わせがあった。そこで A 氏の骨髄の一部を送付してもらい、ガンマ線とベータ線計測を行った。骨髄は 10 月 16 日に東大病院にて採取されたもので、11 月 12 日に試料が送付されて来てから、ただちにガンマ線計測を行った。その後、以下の方法で前処理を行い、ベータ線計測を行った。

送付試料

胸骨より：1.0192 g

そのうちの 0.1 g を液体シンチレーションカウンタ用に分割。

残り 0.9348 g を電熱器下で乾燥（乾燥重量 0.0556）

腸骨より：1.9359 g

そのうちの 0.2 g を液体シンチレーションカウンタ用に分割。

残り 1.6780 g を電熱器下で乾燥（乾燥重量 0.2252 g）

Ge 半導体検出器によるガンマ線放出核種の定性分析結果からは、中性子放射化による放射性核種は検出されなかった。

一方、乾燥試料をステンレス製の試料皿に乗せ、低バックグラウンドベータ線スペクトロメータでベータ線の計測を 50,000 秒行ったところ、非常に低レベルではあったが、 ^{32}P が検出された。

結果は事故日に補正して

胸骨： $0.012 \pm 0.004 \text{ Bq}$ ($0.013 \pm 0.004 \text{ Bq g}^{-1}$)

腸骨： $0.053 \pm 0.004 \text{ Bq}$ ($0.032 \pm 0.003 \text{ Bq g}^{-1}$)

であった。骨髄試料と標準試料のジオメトリーは完全に一致していないが、非常に少量（薄い）であることから、自己吸収の影響は少ないと思われるので、計測誤差以上の変動は無いものと考えられる。液体シンチレーションカウンタでのベータ線計測では試料がごく少量であったこともあって、バックグラウンドとの有意差は認められなかった。

ガンマ線放射性核種が検出されなかったこと、ベータ線の放射能レベルがきわめて低かったことから、骨髄中の放射性核種によって染色体異常を引き起こすことはないものと考えられる。

III.G. 歯と爪の ESR 測定

III.G.a. 高レベル被ばく従業員の歯の ESR 測定

はじめに

電子スピン共鳴法 (ESR)) による歯エナメル質を用いた線量測定は広島、長崎の原爆被ばく線量の再評価に始まり (OK85)、広島被ばく者の歯の線量と染色体異常頻度の相関に関する研究 (NA98)、岩崎らによる基礎から応用に至るまでの報告が見られる (IW93, IW95, IW98)。歯による ESR 線量推定法は有効な方法であるが、歯のエナメル質を象牙質と分離して計測する必要があるために、抜歯しなくてはならない事にその適用の限界がある。ESR 法の原理は放射線被ばくにより歯のエナメル質 (ハイドロキシアパタイト) 中に炭酸イオンのラジカルが生成される。この生成ラジカルが安定であることからそのラジカル量を ESR で測定することで達せられる。本節では JCO 事故の被ばく従業員、2名の歯を用いた ESR 法による線量推定の経過について述べる。

a.1. 実験法

試料調製: 歯は A 氏の上顎右側第三大臼歯 1 本、B 氏の上顎右側第一小臼歯 1 本と上顎左側第二小臼歯 1 本を線量評価用としてご遺体から頂いた。各々の歯は頬側と舌側に分けてダイヤモンド・カッターでエナメル質を切り出した後、粒径を 500~1,400 μm に調製した (IW93)。

ESR 測定: 粒径を揃えたエナメル質は 4 mm 径の ESR 試料管に入れ、日本電子社製 JEOL-RE-1X 型 ESR 装置により室温にて測定した。測定条件はマイクロ波出力 5 mW、変調周波数 100 kHz、磁場変調幅 0.32 mT、磁場範囲 328 ± 5 mT、磁場掃引時間 16 min、時定数 0.1 sec である。ESR 強度は歯エナメル質のラジカルによる信号とマンガン・マーカースとの比で求めた。

a.2. 結果と考察

粒径を揃えたエナメル質の重量は約 60~140 mg の範囲であった。ESR スペクトルの一例を図 III.G.1 に示す。マンガン・マーカースの左右 2 本の ESR 強度に対する試料の ESR 相対強度を利用して、 ^{60}Co のガンマ線による標準照射試料の校正曲線との比較により ^{60}Co のガンマ線に相当する吸収線量として、A 氏の上顎右側第三大臼歯の頬側と舌側はそれぞれ 11.8 ± 3.6 と 12.0 ± 3.6 Gy、B 氏の 2 本について上顎右側第一小臼歯の頬側と舌側は 11.3 ± 3.4 と 10.8 ± 3.3 Gy、上顎左側第二小臼歯の頬側と舌側は 11.7 ± 3.5 と 11.4 ± 3.4 Gy と推定した。ここで示した誤差範囲は歯エナメル質の個人差に由来するものである。

被ばく時の頭髮の ^{24}Na の比放射能は第 III 章 B 節 a, b に基づくと、A 氏、B 氏それぞれ 6.4×10^4 、 3.7×10^4 Bq g^{-1} 、ガンマ線による全身の平均吸収線量の推定結果は 9.9 と 4.1 Gy と約 2 倍の差が認められている (第 II 章 G 節参照)。現時点において、歯エナメル質の線量はそれぞれの歯の位置、頬側、舌側の違いも含めて二人の被ばく線量には差が無いか、あるいは個人的誤差が影響しているものと推察される。この推定値はあくまでも ^{60}Co のガンマ線による照射標準試料に基づくものであり、今回の JCO 事故は中性子とガンマ線の混合被ばくであることから中性子に対する歯エナメル質のラジカル生成に関しても今後検討を行う予定である。

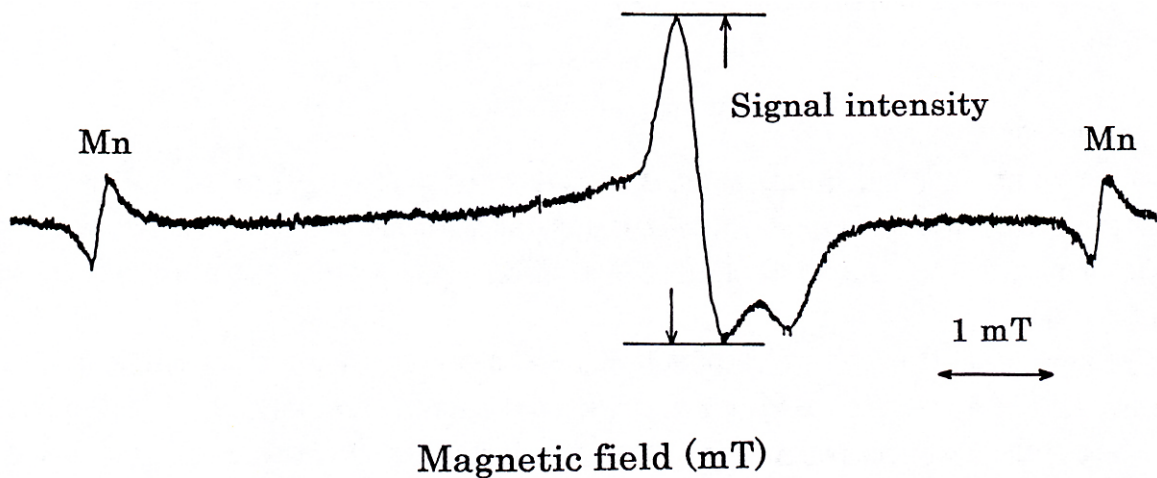


図 III.G.1 A 氏の臼歯類側エナメル試料の ESR スペクトル

III.G.b. 高レベル被ばく従業員の爪の ESR 測定 はじめに

JCO 臨界事故のような緊急時において、電子スピン共鳴法（ESR 法）による被ばく線量推定法は一般人だけでなく、放射線作業従事者についても被ばく線量推定に役立つと考えられる。特に事故時に線量計を携帯していない場合、被ばく時に滞在していた周辺から適当な物質を採集して、被ばく線量を推定する方法は有効な方法となり得る（NA96, SH97）。また被ばくした人の人体組織による ESR 法の応用としては歯のエナメル質を用いた例が報告されている（IW98）。

ESR 法の原理は放射線照射により化学物質の中にラジカルが生成される。生成ラジカルには環境中でしばらく安定なものがあり、このラジカル量を ESR で測定することにより照射された線量を推定する方法である。例えば、チェルノブイリ事故において退去した家屋内に残存していた砂糖を用いて、事故によりこの砂糖中に生成したラジカル量を測定し、事故当時の外部被ばく線量が推定できた（NA94）。JCO 事故において施設内外から収集した砂糖については ESR 法の検出限界を越える信号は検出できなかった（SH00）。

JCO 事故後に被ばくした従業員からの爪が採取された。爪については ESR 法による被ばく線量推定が可能かどうかはまだはっきりしてない。本節では 2 名の爪の ESR 信号のフェーディング（時間変化）の観察結果について報告する。

b.1. 実験法

事故後 4 日目に B 氏の右手小指と左手小指の爪が入手できた。重量はそれぞれ 16 mg、17 mg である。また、事故後 62 日後（12 月 2 日）に A 氏の足の爪、214 mg を入手した。爪はぬるま湯で軽く洗浄したのち風乾した。

ESR 測定：大きい爪は 4 mm 径の ESR 試料管に入る程度に切断後、日本電子社製 JEOL-RE-2X 型 ESR 装置により室温にて測定した。測定条件はマイクロ波出力 3 mW、変調周波数 100 kHz、磁場変調幅 1.25 mT、

磁場範囲 334 ± 15 mT、磁場掃引時間 8 min、時定数 0.03 sec である。試料を入れた試料管をそのままの状態、約 3 ヶ月間の経時的変化を追跡した。ESR 強度は爪のラジカルによる信号とマンガン・マーカとの比で求めた。

b.2. 結果と考察

左手の爪の経時的変化を図 III.G.2 に示す。1 日目の相対強度は 1.26 であった。徐々に低下して 20 日後にはほぼ一定の値、0.42 となった。右手の爪の値 (0.80) は左手に比べ少し低いが、左手と同様に 20 日で一定値 (0.40) となった。左右の手の爪の信号差は試料重量の差と爪の切断時のラジカル生成によるものと推察される。

被ばく後 62 日後に採取した A 氏の足の爪も 0.95 から 0.57 へと B 氏の手の爪と同様な傾向を示した。この場合、爪のサイズがかなり大きい事から、方向依存性の存在について確認した。試料管の挿入角度を少しずつ変えて (0, 90, 120, 180, 240, 270 度) 測定した結果の相対強度は 0.96 ± 0.04 (6 回) で約 4% の誤差であり、爪の方向依存性はそれほどないことが解った。このように事故被ばく後 4 日、62 日後に採取した両者の爪がほとんど同じフェーディングのカーブを示すことから、この ESR 強度の変化は被ばくにより生成したラジカルではなく、爪成分の劣化 (構成アミノ酸ラジカルの減少) によるものと推察される。

爪による被ばく線量推定が可能という情報と爪は照射後 5~10 分くらいで生成ラジカルが消滅したという情報もあり (NA82)、これまでに十分満足のいく報告はみられない。今回の事故をふまえて、今後、さらにこの問題に関し、ESR 法の利用の観点から早急に解決して行く必要がある。

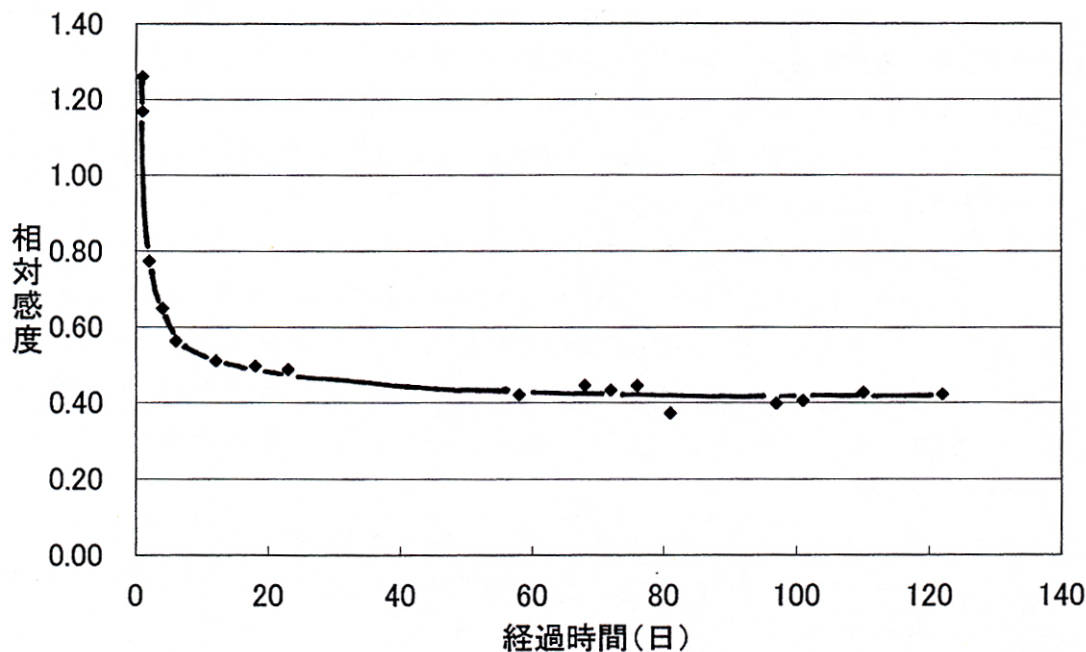


図 III.G.2 爪試料の ESR 強度の経時的変化

IV. 問題点の検討

はじめに

本報告書では第 II 章で今回用いた線量評価手法及びその結果について、また第 III 章で今回の線量推定には直接用いられることは無かったものの、被ばく形態の情報提供、不均等線量分布に対する示唆、 ^{24}Na 測定結果の補強、今後の新たな線量評価法への示唆を与えるものについて記載した。線量評価における問題点については第 II 章 G 節「線量評価のまとめ」において記載したが第 IV 章ではより広く項目をたてて問題点を考察する。

IV.A. 比放射能による比較

ここでは第 II 章の線量評価において用いられた血液中の ^{24}Na の比放射能とそれ以外の試料中の ^{24}Na の比放射能や ^{82}Br や ^{42}K 等の核種についての比放射能を検討する。

IV.A.a. ^{24}Na の比放射能

血液中の ^{24}Na の比放射能の値は第 II 章 D 節 a.3 の表 II.D.7 に纏められている。血液以外の試料で得られた値と比較するために、尿、嘔吐物（胃液）、毛髪などの値も含め ^{24}Na の比放射能及び関連データを表 IV.A.1. にまとめる。なお、これらの値は、半減期を考慮し事故発生時に壊変補正を行っている。また、試料採取時における生物学的半減期の補正には ICRP Publ.30 (IC80) に記されているナトリウムに関する値である 10 日を用いた。

比放射能の値を用いることにより、放射能濃度だけでは比べられなかった異なったサンプルのデータを直接比較することが可能となる。例えば、尿の「9月30日～10月1日朝」試料を見ると ^{24}Na の値は A 氏で 121 Bq ml^{-1} 、B 氏が 178 Bq ml^{-1} と A 氏より B 氏の方が高い値であり、血液においてみられた個人差と逆の傾向になる。しかし、比放射能の値を見ると、ターゲットとなった ^{23}Na （安定ナトリウム）濃度が分母にくるので、A 氏： $9.0 \times 10^4 \text{ Bq}^{24}\text{Na} / \text{g Na}$ 、B 氏： $5.2 \times 10^4 \text{ Bq}^{24}\text{Na} / \text{g Na}$ となり、血液と同様に A 氏の方が高い値を示す。

^{24}Na の比放射能値から、3 人の患者が受けた中性子の量を比較することができる。例えば血液の場合は、A 氏を 1.0 とすると、B 氏は 0.52、C 氏は 0.15 となる（表 IV.A.1）。尿の比放射能の値を使って比較しても、B 氏は 0.57、C 氏は 0.16 と同様の比率が得られた。但し、異なる種類の試料を比べると、同一患者で比べた場合、 ^{24}Na の比放射能の値は、嘔吐物、尿、血液の順で僅かに低くなり、頭髪は明らかに低い値であった。頭髪の比放射能値が低い傾向を示すのは、中性子発生源（ウラン溶液）からの距離が身体の中心部より離れていること、中性子の入射角度、ヘルメットによる遮蔽などが関係していると考えられる。一方、血液の比放射能が尿や嘔吐物などに比べて低いことには、幾つかの理由があげられる。照射が不均一であり、かつターゲットとなった安定ナトリウムの体内分布も同様ではないことがその一つであろう。また、次節に述べるが輸液を通じて血液中に入った安定ナトリウムによる希釈効果も重要と考えられる。

表 IV.A.1 ^{24}Na と安定 Na の分析結果及び比放射能

従業員	試料の種類と採取日	^{24}Na 濃度 (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	^{24}Na 濃度 生物学的半減期を補正 (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	安定Na濃度 (mg ml ⁻¹ or mg g ⁻¹)	比放射能 (Bq ²⁴ Na) (g Na) ⁻¹	A氏を基準に した強度比 (試料の種類別)
A	血液 10月1日	157 ± 4.6	169	2.05	8.24E+04	1.00
	尿 9月30日-10月1日朝	121 ± 0.5	125	1.39	9.01E+04	1.00
	嘔吐物 9月30日	42.3 ± 0.4	42.3	0.46	9.24E+04	1.00
	頭髮 10月1日	130 ± 20	130	2.04	6.36E+04	1.00
B	血液 10月1日	84.7 ± 1.6	91.6	2.11	4.34E+04	0.53
	尿 9月30日-10月1日朝	178 ± 0.5	185	3.58	5.15E+04	0.57
	尿 9月30日	165 ± 0.4	168	3.11	5.40E+04	0.60
	嘔吐物 9月30日	98.7 ± 1.3	98.7	1.72	5.76E+04	0.62
	頭髮 10月1日	17.0 ± 1.0	17.0	0.46	3.69E+04	0.58
C	血液 10月1日	21.1 ± 1.0	22.9	1.86	1.23E+04	0.15
	尿 9月30日-10月1日朝	40.0 ± 0.3	41.4	2.94	1.41E+04	0.16

注：減衰は事故発生時に補正した。

ナトリウムの生物学的半減期はICRP-30の10日を用い (IC80)、事故時と試料採取時の間の補正を行った。

尿は混合試料なので平均の採取時刻は9月30日の試料に関しては9月30日18:00、

9月30日-10月1日朝の試料に関しては9月30日23:00とした。

比放射能は ^{24}Na 濃度を安定ナトリウム安定濃度で割った値として定義する。

IV.A.b. ^{82}Br の比放射能

^{82}Br は半減期が比較的長いので長時間測定することで検出限界を下げられる。 ^{82}Br の測定結果及び安定臭素の分析結果から、血液、尿、嘔吐物、毛髪について ^{82}Br の比放射能を求めた。ターゲットとなった ^{81}Br は臭素の安定同位体のうち 49.3% を占めるが、ここでは臭素の総量 (元素濃度) を分母として比放射能を表している。得られた結果を表 IV.A.2 にまとめる。なお、壊変補正は事故発生時に合わせており、生物学的半減期の補正には ICRP Publ.30 (IC80) で報告されている臭素の値である 10 日を用いた。

^{82}Br の比放射能を用い ^{24}Na で行ったのと同様に 3 人が受けた中性子の量を比較した。A 氏の比放射能の値を 1.0 とすると、血液では B 氏は 0.51 (C 氏の血液では検出限界以下)、また、尿では B 氏は 0.49、C 氏は 0.13 であった。これらの比率は ^{24}Na の場合に得られた値と同程度であり、受けた中性子のフルエンスを反映していると考えられる。また、3 人の血液、尿、嘔吐物で得られた比放射能の値を比べると、試料間でそれほど大きな違いはなかった。つまり、 ^{24}Na の場合は血液の値が尿などの値に比べ低い傾向にあったが、 ^{82}Br では血液の値が尿や嘔吐物とほぼ同じか僅かに小さい程度であった。これは、輸液中の安定臭素の濃度が低いため、希釈効果が小さく、比放射能の低下がほとんどなかったためと考えられる。頭髮中の ^{82}Br は B 氏でしか測定できなかったが、比放射能の値は血液などに比べて明らかに低く、中性子源からの距離などが関係していると思われる。

表 IV.A.2 ^{82}Br と安定 Br の分析結果及び比放射能

従業員	試料の種類と採取日	^{82}Br 濃度 (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	^{82}Br 濃度 生物学的半減期を補正 (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	安定Br濃度 (mg ml ⁻¹ or mg g ⁻¹)	比放射能 (Bq ⁸² Br) (g Br) ⁻¹	A氏を基準に した強度比 (試料の種類別)
A	血液 10月1日	0.23 ± 0.06	0.25	4.2	5.9E+4	1.00
	尿 9月30日-10月1日	0.12 ± 0.01	0.12	2.4	5.2E+4	1.00
	嘔吐物 9月30日	0.19 ± 0.01	0.19	3.7	5.1E+4	1.00
	頭髮 10月1日			9.1		
B	血液 10月1日	0.14 ± 0.03	0.15	5.0	3.0E+4	0.51
	尿 9月30日-10月1日	0.15 ± 0.02	0.16	5.7	2.7E+4	0.53
	尿 9月30日	0.079 ± 0.01	0.08	3.4	2.4E+4	0.46
	嘔吐物 9月30日	0.36 ± 0.03	0.36	14.7	2.4E+4	0.48
	頭髮 10月1日	0.15 ± 0.04	0.15	9.9	1.5E+4	
C	血液 10月1日			4.0		
	尿 9月30日-10月1日	0.029 ± 0.007	0.030	4.7	6.5E+3	0.13

注：減衰は事故発生時に補正した。

臭素の生物学的半減期はICRP-30の10日を用い（IC80）、事故時と試料採取時の間の補正を行った。

尿は混合試料なので平均の採取時刻は9月30日の試料に関しては9月30日18:00、
9月30日-10月1日朝の試料に関しては9月30日23:00とした。

比放射能は ^{82}Br 濃度を安定臭素濃度で割った値として定義する。

IV.A.c. ^{42}K の比放射能

^{42}K は、半減期が約 12 時間と短いため限られた試料でしか検出されなかった。 ^{42}K の測定結果及び安定カリウムの分析結果から、血液と尿について ^{42}K の比放射能を求めた。ターゲットとなった ^{41}K は質量的に見てカリウムの同位体のうち 6.73% を占めるが、ここではカリウムの総量（元素濃度）を分母として比放射能を表している。得られた結果を表 IV.A.3 に示す。なお、壊変補正は事故発生時に合わせており、生物学的半減期の補正には ICRP Publ.30 (IC80) に報告されているカリウムの値である 30 日を用いた。

A 氏の比放射能の値を 1.0 とすると、血液では B 氏は 0.48（C 氏の血液では検出限界以下）、また、尿では B 氏は 0.50、C 氏は 0.16 であった。これらの比率は、 ^{24}Na や ^{82}Br で得られた比率と同程度であった。血液と尿の比放射能の値を比較すると、 ^{82}Br の場合と同様、同日に採取された試料ではほぼ同じか血液の方が若干高い傾向にあった。

表 IV.A.3 ^{42}K と安定 K の分析結果及び比放射能

従業員	試料の種類と採取日	^{42}K 濃度 (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	^{42}K 濃度 生物学的半減期を補正 (Bq ml ⁻¹ or Bq g ⁻¹)	安定K濃度 (mg ml ⁻¹ or mg g ⁻¹)	比放射能 (Bq ⁸² Br) (g Br) ⁻¹	A氏を基準に した強度比 (試料の種類別)
A	血液 10月1日	21.7 ± 3.7	22.2	1.44	1.6E+04	1.00
	尿 9月30日-10月1日	12.5 ± 1.0	12.6	0.90	1.4E+04	1.00
	嘔吐物 9月30日			<0.08		
	頭髮 10月1日			0.47		
B	血液 10月1日	10.0 ± 2.6	10.3	1.39	7.4E+03	0.48
	尿 9月30日-10月1日	8.5 ± 0.65	8.6	1.12	7.7E+03	0.55
	尿 9月30日	7.6 ± 0.78	7.7	1.10	7.0E+03	0.50
	嘔吐物 9月30日			0.22		
	頭髮 10月1日			0.11		
C	血液 10月1日			1.49		
	尿 9月30日-10月1日	2.3 ± 0.45	2.3	1.02	2.3E+03	0.16

注：減衰は事故発生時に補正した。

カリウムの生物学的半減期はICRP-30の30日を用い（IC80）、事故時と試料採取時の間の補正を行った。

尿は混合試料なので平均の採取時刻は9月30日の試料に関しては9月30日18:00、

9月30日-10月1日朝の試料に関しては9月30日23:00とした。

比放射能は ^{42}K 濃度を安定カリウム濃度で割った値として定義する。

IV.A.d. 中性子フルエンスの推定（概算）

次に、これら測定で求めた値を用いて中性子フルエンスのおおよその見積もりを試みた。ターゲット原子の数を N とした場合、生成される放射能は以下の式で表される。

$$A = N \Phi \sigma \lambda \quad \text{又は} \quad \Phi = A / (N \sigma \lambda) \quad (1)$$

ここで、 A は生成核種の放射能 (Bq)

Φ は中性子フルエンス (cm^{-2})

σ は核反応断面積 (cm^2) : 熱中性子領域での σ の値は次の通りである。

$$^{23}\text{Na}: 0.534, \quad ^{41}\text{K}: 1.46, \quad ^{81}\text{Br}: 2.69 \text{ barn} \quad (1\text{barn}: 1 \times 10^{-24} \text{ cm}^2)$$

λ は生成核種の壊変定数 (s^{-1})

である。

この式 ((1)式) にそれぞれの核種の壊変定数や核反応断面積（熱中性子領域での値を仮に使う）等の既知の値を入れると、比放射能 (a) の値を用いて中性子フルエンス (Φ) は次の式で導かれる。

$$^{24}\text{Na}: \quad \Phi = 5.6 \times 10^6 a \quad (2)$$

$$^{42}\text{K}: \quad \Phi = 1.9 \times 10^7 a \quad (3)$$

$$^{82}\text{Br}: \quad \Phi = 4.4 \times 10^7 a \quad (4)$$

ここでは、ターゲットが1点にあると仮定し、核反応断面積の値として熱中性子領域の数値を用いた場合の式である。まず、A氏の血液で得られた比放射能の値から上記の式((2)、(3)、(4)式)を用いて計算した結果を以下に示す。

$$^{24}\text{Na} \text{ の比放射能から計算： } \Phi = 4.6 \times 10^{11} \text{ (cm}^{-2}\text{)}$$

この値は、中性子のスペクトルを考慮した計算(第II章D節a.4の(3)式)と比べて2割ほど低い。しかし、初期の段階で大まかな値を迅速に得る目的では利用可能であろう。

また、比較のために、A氏の血液の臭素とカリウムのデータから求めた中性子フルエンスの推定値は次の通りである。

$$^{42}\text{K} \text{ の比放射能から計算： } \Phi = 6.8 \times 10^{11} \text{ (cm}^{-2}\text{)}$$

$$^{82}\text{Br} \text{ の比放射能から計算： } \Phi = 1.1 \times 10^{12} \text{ (cm}^{-2}\text{)}$$

これらの値は、ナトリウムから求めた値よりは明らかに大きい。特に、 ^{82}Br から計算したフルエンスの値は ^{24}Na からの値に比べ約2倍である。その理由として考えられるのは共鳴吸収の影響である。すなわち、臭素とカリウムの放射化の場合は中性子のエピサーマル領域での共鳴吸収の影響が大きく(臭素の場合は特に大きい)、熱中性子のみで計算した場合と大きくずれてしまう。その点、 ^{24}Na を用いた線量評価は共鳴吸収の影響が小さく、この効果による不確かさは少なくなる。

ここでは、一点にターゲット元素が存在するとして評価したが、実際は体内に広くナトリウムが分布している。また、放射化生成物の量は中性子のエネルギーによって異なる。 ^{24}Na について、中性子が体内に入った効果や中性子のエネルギースペクトルを考慮した線量評価は第II章D節に述べてある。但し、その場合でもこの節で求めた ^{24}Na の比放射能値が基本データになっている。

IV.B. 輸液の影響

今般の JCO 臨界事故においては、事故翌日に採取された血液試料中 ^{24}Na の放射能測定結果に基づき 3 名の大線量被ばく従業員の線量推定が実施された。その際、事故発生時の血中比放射能を推定するため、ICRP のモデルに準拠し、生物学的半減期 10 日が用いられた。しかしながら、3 名の従業員には、放医研に搬入直後から、初期治療として輸液が施された。この輸液にはナトリウム（以下、Na と表記）が含まれていたため、 ^{24}Na の排泄の促進、あるいは、血中比放射能の希釈効果の可能性が指摘された。誤差評価の一環として、この問題に次の 3 つの方法によりアプローチした。a. 全身 Na の輸液による増加量の評価、b. コンパートメントモデルを用いたシミュレーション、c. 種々生体試料中の放射化生成物の比放射能の比較。以下、この順で記述する。

IV.B.a. 全身 Na の増加量による検討

ICRP Publ. 23 (IC75) によると生体内の交換性 Na の量は、体重 1 kg 当たり 40~42 meq (ミリ当量) である。体重はそれぞれ A 氏 73.5 kg、B 氏 65 kg、C 氏 68 kg であるから、全身の交換性 Na の量は、A 氏 3,100 meq、すなわち 71 g、B 氏 2,700 meq、すなわち 62 g、C 氏 2,700 meq、すなわち 62 g となる。一方、3 名の被ばく従業員に施された輸液中の Na の量は、A 氏 823 meq、B 氏 938 meq、C 氏 776 meq と推定されている。輸液による体内 Na の増加量を最も多く見積もるため、これら輸液中の Na が、全身に行き渡る前に、血液から直接尿中へ排泄されることがなかったと仮定した。この場合、全身の交換性 Na 中の ^{24}Na 比放射能は、次のように希釈される。

$$\text{A 氏} : 3,100 / (3,100 + 823) = 0.79$$

$$\text{B 氏} : 2,700 / (2,700 + 938) = 0.74$$

$$\text{C 氏} : 2,700 / (2,700 + 776) = 0.78$$

第 II 章 D 節 a.4 においては、生物学的半減期 10 日を仮定して事故発生時の ^{24}Na 生成放射能を推定した。すなわち、代謝により ^{24}Na 比放射能は次のように減衰するとした。

$$\text{A 氏} : \exp(-0.69315 / 10 \times 1.078) = 0.928$$

$$\text{B 氏} : \exp(-0.69315 / 10 \times 1.127) = 0.925$$

$$\text{C 氏} : \exp(-0.69315 / 10 \times 1.201) = 0.920$$

これらの値と希釈効果との比をとると、

$$\text{A 氏} : 0.79 / 0.928 = 0.85$$

$$\text{B 氏} : 0.74 / 0.925 = 0.80$$

$$\text{C 氏} : 0.78 / 0.920 = 0.85$$

となり、第 II 章 D 節 a.4 においては、 ^{24}Na 比放射能を 15% から 20% 過小に評価した可能性が考えられる。

一方、ICRP Publ. 30 pt 2 (IC80) によれば、人体における Na の生物学的半減期は、安定 Na の摂取量に大きく影響され、1 日あたりの摂取量が 0.25 g の場合の 335 日から、1 日あたりの摂取量が 30 g の場合の 5 日にまで減少する。今回 3 名の従業員に施された輸液中の Na の量は、前述のように 770 meq から 940 meq、すなわち 18 g から 22 g と推定されている。第 II 章 D 節 a に記述したように、生物学的半減期が 5 日に早まった場合、事故発生時に生成した ^{24}Na の推定値は約 8% 増加する。つまり、第 II 章 D 節 a.4.3). (4) においては、8% 過小に評価した可能性が考えられる。

IV.B.b. コンパートメントモデルによる検討

今回、治療に携わった医師からは、輸液に関するデータに加え尿排泄に関するデータも提供されている。これらのデータに基づき、Na および ^{24}Na の血液中の量の時間変化を、コンパートメントモデルを用いて

シミュレーションした。

b.1. コンパートメントモデル

人体内の交換性 Na のコンパートメントとして、血漿コンパートメント、組織コンパートメント、および膀胱コンパートメントを仮定した。シミュレーションに用いたモデルを図 IV.B.1 に示す。なお、血液中の血漿成分以外に若干量含まれる Na は細胞内に存在するため非交換性と仮定した。

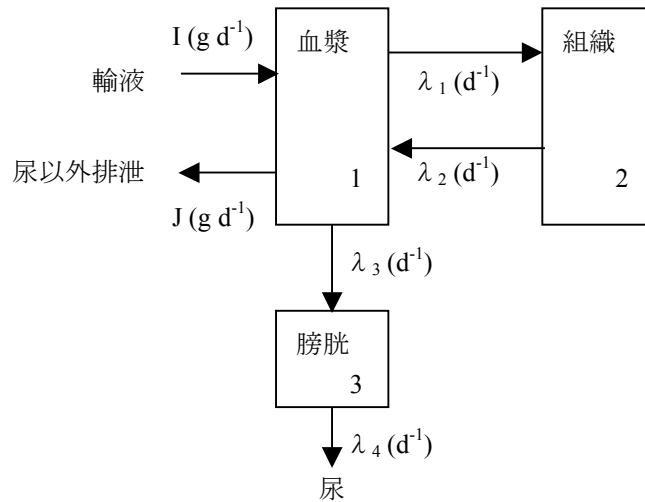


図 IV.B.1 交換性 Na のコンパートメントモデル

b.2. 微分方程式

図 IV.B.1 の各コンパートメントにおける安定 Na および ^{24}Na の量に関し、下記の連立微分方程式が成り立つ。

安定 Na (A_i : コンパートメント i の Na 量)

$$\text{血漿コンパートメント: } dA_1/dt = I + \lambda_2 A_2 - \lambda_1 A_1 - \lambda_3 A_1 - J$$

$$\text{組織コンパートメント: } dA_2/dt = \lambda_1 A_1 - \lambda_2 A_2$$

$$\text{膀胱コンパートメント: } dA_3/dt = \lambda_3 A_1 - \lambda_4 A_3$$

$$\text{血漿以外の血液中 Na: } dA_0/dt = 0$$

^{24}Na (B_i : コンパートメント i の ^{24}Na 放射能)

$$\text{血漿コンパートメント: } dB_1/dt = \lambda_2 B_2 - \lambda_1 B_1 - \lambda_3 B_1 - J \times (B_1/A_1) - \lambda_R B_1$$

$$\text{組織コンパートメント: } dB_2/dt = \lambda_1 B_1 - \lambda_2 B_2 - \lambda_R B_2$$

$$\text{膀胱コンパートメント: } dB_3/dt = \lambda_3 B_1 - \lambda_4 B_3 - \lambda_R B_3$$

$$\text{血漿以外の血液中 } ^{24}\text{Na: } dB_0/dt = -\lambda_R B_0$$

上式において λ_R は壊変定数である。

b.3. パラメーター値

上記微分方程式の各パラメーター値を以下のように推定、もしくは仮定した。

(1) 生体内交換性 Na の量

ICRP Publ.23 (IC75) によれば、全身の交換性 Na は 40 meq kg^{-1} から 42 meq kg^{-1} であり、血漿中の Na は 10 g である。つまり、体重 70 kg の ICRP 標準人では、血液を除く組織中に交換性 Na が $54.4 \text{ g} (= 0.04 \text{ eq kg}^{-1} \times 23 \text{ g eq}^{-1} \times 70 \text{ kg} - 10 \text{ g})$ から $57.62 \text{ g} (= 0.042 \text{ eq kg}^{-1} \times 23 \text{ g eq}^{-1} \times 70 \text{ kg} - 10 \text{ g})$ 、平均 56 g 存在している。本稿では、全身の交換性 Na 濃度を 41 meq kg^{-1} と仮定し、これに各従業員の体重を掛けることにより全身量を算出した。Na の血漿中と組織中との比は、標準人の値、 10 (血漿) : 56 (組織) を仮定した。

血液中には血漿以外にも Na が若干含まれている。その値は、ICRP Publ.23 によれば 0.57 g である。ここでは、各従業員の血漿中の Na および ^{24}Na の初期値の $0.057 (= 0.57/10)$ 倍を血漿以外の成分に含まれる Na の量とした。

(2) Na 注入率 $I (\text{g d}^{-1})$

輸液中の Na 濃度は輸液製剤により異なる。このため各従業員への実際の Na 注入率は一定とは考えられない。しかし、Na の尿排泄に関しては、輸液期間の総排泄量のみが得られており、その時間経過が分かっていない。このため、注入率を複雑に変化させてシミュレーションすることにはほとんど意味がない。ここでは、放医研搬入直後から 10 月 1 日 14 時 00 分まで、Na は一定の率で注入されたと仮定した。また、搬入以前、および 10 月 1 日 14 時 00 分以降は輸液が実施されていないと仮定した。

提供されたデータから算出された Na 注入率を表 IV.B.1 に示す。

表 IV.B.1 各従業員の輸液による Na 注入率

従業員	搬入以前	搬入 : 14 時 00 分(10 月 1 日)	14 時 00 分(10 月 1 日)以降
A	0	$18.94/0.941=20.13 \text{ g d}^{-1}$	0
B	0	$21.56/0.941=22.91 \text{ g d}^{-1}$	0
C	0	$17.85/0.941=18.97 \text{ g d}^{-1}$	0

(3) 血漿から組織への移行速度 λ_1 および組織から血漿への移行速度 λ_2

文献 (SE90) によれば、交換性 Na の 97% は細胞外液中に含まれ、Na イオンとして存在している。このことにより、血液に注入された輸液中の Na は、血液循環に伴ってすみやかに全身に行き渡ると推察される。作業仮説として、前掲のコンパートメントモデルにおける血漿から組織への移行速度 λ_1 を、 99.8 d^{-1} (半減期 10 分)、 33.3 d^{-1} (半減期 30 分)、および 11.1 d^{-1} (半減期 90 分) とし、計算を進めた。

本節第(1)項で述べたように、Na は血漿中に 10 g 、組織中に 56 g 存在している。これら血漿中および組織中の Na の割合の恒常性が維持されるためには、 λ_2 は、 λ_1 の (血漿中 Na 量 / 組織中 Na 量) 倍でなければならない。そこで、本稿では、 λ_2 を λ_1 の $0.179 (= 10/56)$ 倍と仮定することにした。

(4) Na 排泄量

各従業員について、搬入直後から 10 月 1 日 14 時 00 分までに排泄された尿の容量と尿中 Na 濃度のデータが提供されている。これらのデータから尿中に排泄された Na の総量を算出した。尿以外の経路による Na 排泄量は、ICRP Publ.23 より、 1.1 g d^{-1} である。輸液による発汗の著しい亢進が報告されていないことから、尿以外の経路による Na 排泄率、すなわち図 1 における $J (\text{g d}^{-1})$ は、一定値 1.1 g d^{-1} であったと仮定した。

一方、事故直後から放医研搬入までの Na 尿中排泄量は不明である。ICRP Publ.23 によれば、ICRP 標準人の 24 時間当たりの Na 尿中排泄量は 3.3 g である。この量が一定の率で排泄されたと仮定し、放医研搬入までの Na 尿中排泄量を 0.66 g (= 3.3 g d⁻¹ × 0.201 d) と見積もった。以上より、事故直後から 10 月 1 日 14 時 00 分までの Na の総排泄量は表 IV.B.2 のように算出される。

表 IV.B.2 10 月 1 日 14 時 00 分までの Na 排泄量

従業員	搬入前		搬入後			
	尿中 Na 排泄量	尿以外 Na 排泄量	尿排泄量	尿中 Na 濃度	尿中 Na 排泄量	尿以外 Na 排泄量
A	0.66 g	0.22 g	4.00 ℓ	63 meq ℓ ⁻¹	5.80 g	1.04 g
B	0.66 g	0.22 g	4.32 ℓ	171 meq ℓ ⁻¹	16.99 g	1.04 g
C	0.66 g	0.22 g	3.73 ℓ	141 meq ℓ ⁻¹	12.10 g	1.04 g

(5) 血漿から膀胱への移行速度 λ_3

2.2 節に示した微分方程式の数値解法を実施することにより、上記(4)の Na 排泄量を満足する λ_3 を求め、各従業員における血漿から膀胱への移行速度とした。結果を表 IV.B.3 に示す。

表 IV.B.3 血漿から膀胱への移行速度 λ_3

従業員	$\lambda_1=99.8 \text{ d}^{-1}$	$\lambda_1=33.3 \text{ d}^{-1}$	$\lambda_1=11.1 \text{ d}^{-1}$
A	0.5315 d ⁻¹	0.5239 d ⁻¹	0.5042 d ⁻¹
B	1.9556 d ⁻¹	1.9468 d ⁻¹	1.9427 d ⁻¹
C	1.3157 d ⁻¹	1.3079 d ⁻¹	1.2877 d ⁻¹

(6) 尿排泄速度 λ_4

ICRP の体内動態モデルによれば、膀胱からの尿排泄速度は 12 d⁻¹ である。この速度は、1 日当たりの尿量が 1.4 ℓ の場合である。各従業員の実際の尿量は表 2 に示したように 1.4 ℓ よりもかなり多い。ここでは、尿排泄速度は、1 日当たりの尿量に比例すると仮定した。

b.4. 結果

(1) 血液中安定 Na 量の時間変化

血液中の安定 Na 量が、輸液によりどのように影響されるかを計算した。一例として、血漿から組織の移行速度 λ_1 が 33.3 d⁻¹、すなわち半減期 30 分の結果を図 IV.B.2 に示す。

図 IV.B.2 において不連続に変化しているポイントは、図の左側から、輸液の開始時点、および終了時点それぞれ表している。矢印は、採血時点を表している。3 名ともに輸液により血液中安定 Na の量が上昇しているが、その上昇の程度には個人差が現れている。A 氏の上昇率が著しいのは、Na の尿中排泄量が少なかったという測定データに基づき λ_3 すなわち膀胱への移行速度を決めたからであり、B 氏の上昇率が低いのは、逆に尿中排泄量が多かったという測定データに基づき λ_3 を決めたからである。これらの結果は、²⁴Na 比放射能が輸液により希釈された可能性を示唆している。

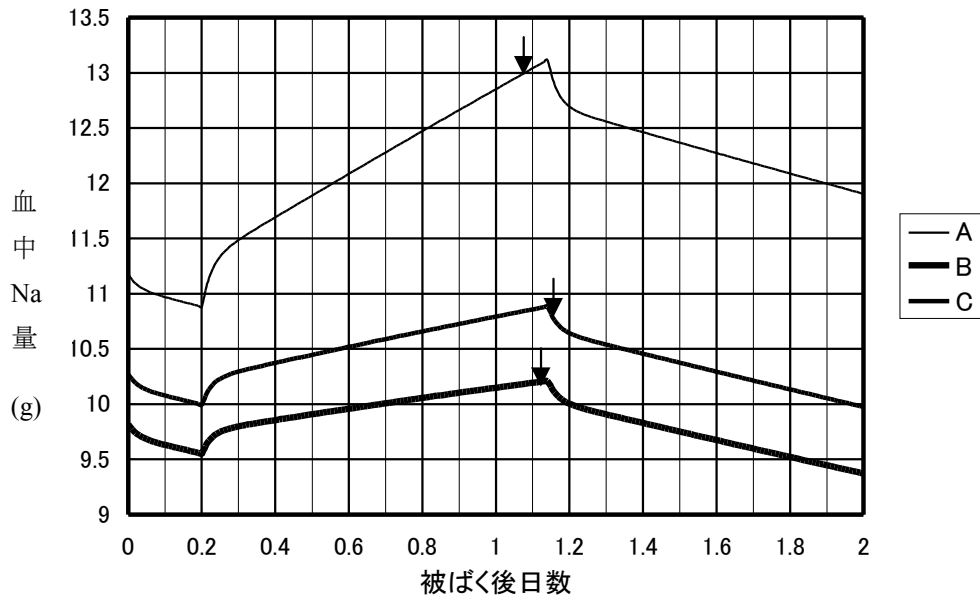


図 IV.B.2 血液中安定 Na 量の時間変化への輸液の影響

(2) 血液中 ^{24}Na 放射能の時間変化

次に、血液中 ^{24}Na の放射能の時間変化のシミュレーション結果を図 IV.B.3 に示す。図 IV.B.2 と同じく、血漿から組織への移行速度 λ_1 が 33.3 d^{-1} の計算結果を示した。図中“標準”とあるのは、ICRP のモデルに準拠した生物学的半減期 10 日の場合である。

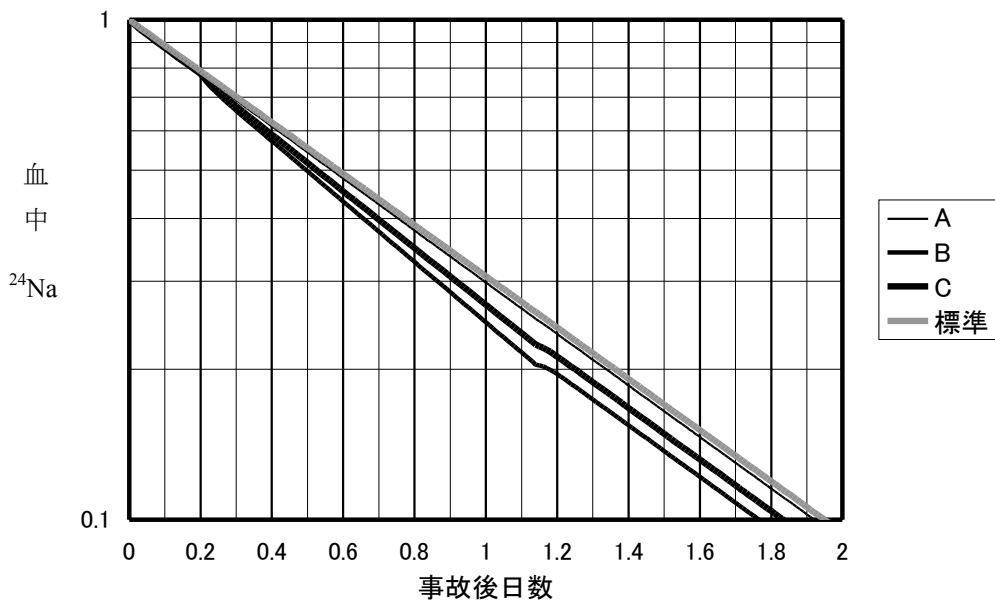


図 IV.B.3 血液中 ^{24}Na の時間変化への輸液の影響

^{24}Na の物理学的半減期が短いため、 ^{24}Na 自体の時間変化は壊変による減衰に隠されてしまう。これを明瞭に表すため、 ^{24}Na に放射性壊変がないものとしてシミュレーションした。その結果を図 IV.B.4 に示す。

図 IV.B.2 と同じく、矢印は採血時点を表している。1.14 日付近から、特に B 氏と C 氏において若干上昇傾向を示すのは、輸液終了後すぐに、膀胱への移行速度 λ_3 が輸液前の値に戻ると仮定して計算したため、血液から膀胱へ移行する ^{24}Na より、組織から血液へ移行する ^{24}Na の方が一時的に多くなるからである。いずれにしても、この図は輸液により ^{24}Na の排泄が促進された可能性を示している。

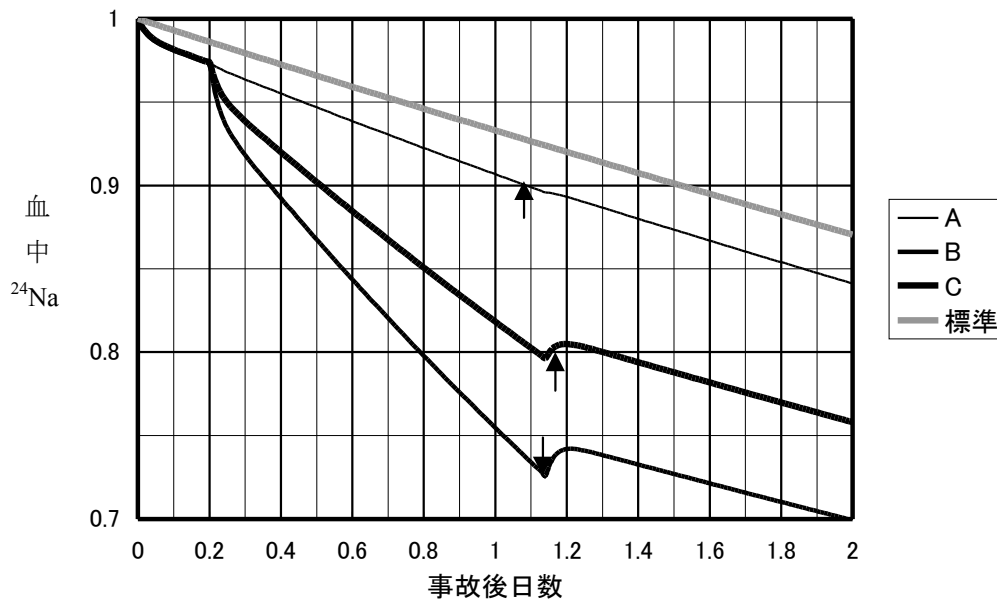


図 IV.B.4 血液中 ^{24}Na の時間変化への輸液の影響 (^{24}Na の放射性壊変がないと仮定)

(3) 血液中 ^{24}Na の比放射能の時間変化

図 IV.B.5 に、血液中 ^{24}Na の比放射能の時間変化の計算結果を示す。血漿から組織への移行速度 λ_1 が 33.3 d^{-1} の計算結果である。この図も、 ^{24}Na に放射性壊変がないものと仮定した結果である。3名ともに、採血時点での比放射能は、生物半減期 10 日を用いた比放射能の推定値よりも低い値を示している。

各従業員の比放射能の“標準”に対する比を求め、その結果を表 IV.B.4 および図 IV.B.6 に示した。この計算結果は、採血が行われた時点での比放射能が“標準”より 20%前後小さいこと、すなわち、ICRP のモデルに基づいて推定された事故発生時の比放射能が 20%前後過小評価されていた可能性を示している。

b.5. まとめ

本稿では、輸液による ^{24}Na の排泄促進、あるいは比放射能の希釈効果を、コンパートメントモデルによる計算シミュレーション手法により検討した。計算に使用した輸液および尿排泄に関するデータは、治療に携わった医師から提供されたものである。計算の結果は、ICRP のモデルに基づいて推定された事故発生時の比放射能が 20%前後過小評価されていた可能性を示した。

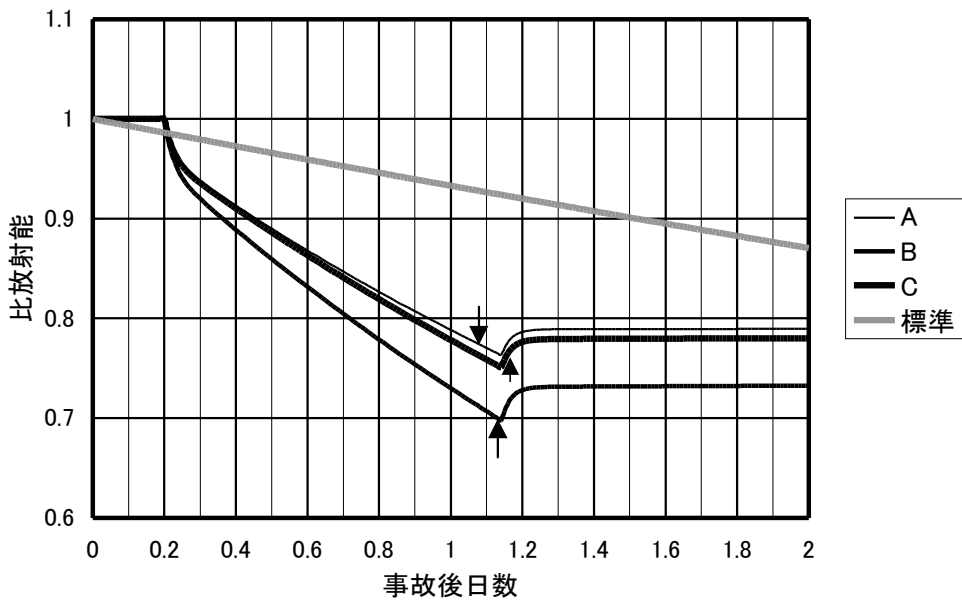


図 IV.B.5 血液中 ^{24}Na の比放射能の時間変化 (^{24}Na の放射性壊変がないと仮定)

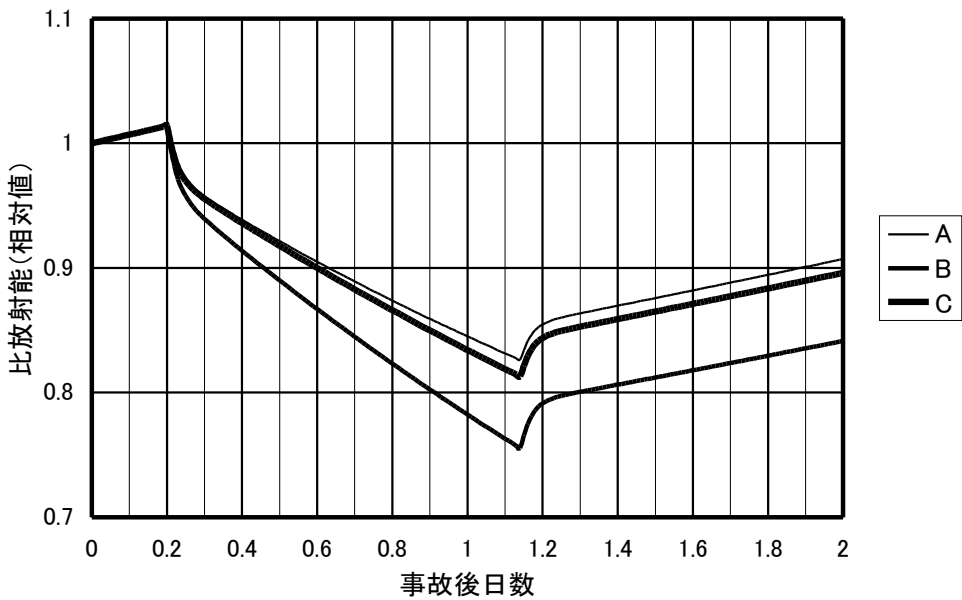


図 IV.B.6 血液中 ^{24}Na の比放射能の時間変化 (ICRP モデルによる推定値に対する相対値)

表 IV.B.4 採血時における血液中 ^{24}Na の比放射能の ICRP モデルによる推定値に対する比

従業員	$\lambda_1=99.8 \text{ (d}^{-1}\text{)}$	$\lambda_1=33.3 \text{ (d}^{-1}\text{)}$	$\lambda_1=11.1 \text{ (d}^{-1}\text{)}$
A	0.851	0.834	0.786
B	0.775	0.758	0.708
C	0.839	0.829	0.786

IV.B.c. 生体試料中の比放射能による検討

被ばく従業員を放医研に搬入した直後、9月30日15時40分頃、輸液の前に臨床検査を目的として採血が行われた。この血液試料の放射能測定も実施されている。事故後5時間以上を経ていることから、生体内の交換性Naの比放射能はおそらく平均化されているものと推定される。注射筒に残された血液であることから、均一性も高いと推定される。この試料の問題点は、Naを含む溶解剤を試料に添加したため、安定Naの測定が不可能であった点である。また、30日に採取した試料は10月1日のものに比べ量も少なく（例えばA氏では6.4 ml）、測定時の効率補正に起因する誤差も多少大きい可能性もある。

この試料の測定結果に基づく事故発生時の ^{24}Na 血中濃度の推定値と、同じグループが測定した10月1日採取試料の測定結果に基づく ^{24}Na 血中濃度の推定値との比は次の通りである。

$$\text{A氏} : 167 \text{ Bq ml}^{-1} (9 \text{ 月 } 30 \text{ 日}) / 176 \text{ Bq ml}^{-1} (10 \text{ 月 } 1 \text{ 日}) = 0.949$$

$$\text{B氏} : 110 \text{ Bq ml}^{-1} (9 \text{ 月 } 30 \text{ 日}) / 92.0 \text{ Bq ml}^{-1} (10 \text{ 月 } 1 \text{ 日}) = 1.20$$

$$\text{C氏} : 25.7 \text{ Bq ml}^{-1} (9 \text{ 月 } 30 \text{ 日}) / 23.0 \text{ Bq ml}^{-1} (10 \text{ 月 } 1 \text{ 日}) = 1.12$$

この結果は、第II章D節a.4において事故発生時の ^{24}Na 血中濃度を10%から20%過小に評価した可能性を示唆している。

尿についても同様な希釈の影響が考えられるが、その影響が出るまでにはある程度の時間差があるであろう。尿試料は事故当日の9月30日から10月1日の朝6時までの混合試料であるので、血液試料（10月1日午後採血）に比べ補液中のNaの影響は少ないと思われる。即ち希釈効果は血液よりも少ないと推定される。例えば、B氏の尿は2試料測定したが、事故当日（9月30日）の夜までに採尿した試料は、それに引き続いて次の日の朝までに採取したもの（「9月30日～10月1日朝」試料）に比べ約5%比放射能が高い傾向にあった。両試料共に1回に採尿したものではなく混合試料なので時間に伴う変化の割合は出せないが、 ^{24}Na の比放射能値は減少傾向にあったと言えよう。

尿（10月1日午後採取）と血液（9月30日～10月1日朝採取）の比放射能値を比べると、尿の値の方がA氏で約9%、B氏で約20%、C氏で約13%血液の値よりも高かった。輸液中の安定Naによる ^{24}Na の希釈効果（比放射能値の低下）は、直接輸液が入る血液の方が尿に比べその影響が早く現れたようである。

嘔吐物試料（放医研への搬送途中又は直後に採取）で得られた値と血液試料（10月1日採取）の ^{24}Na 比放射能値を比べると、A氏では11%、B氏では25%嘔吐物の値の方が高い（表IV.A.1）。A氏とB氏は被ばく直後から何回か吐いているので、嘔吐物といえども固形物は全く見られず胃液状の液体であり、均一性は良いと思われる。嘔吐物は今回測定した試料の中では一番早い時期に採取されたものであり、輸液の影響を受けていないので被ばく時の比放射能値を良く表していると考えられる。

^{82}Br と ^{42}K の比放射能値の場合は血液、尿、嘔吐物でほとんど差がなかった。これは、輸液中の安定BrやKの濃度が低いため、点滴を受けたことによる比放射能値の低下はほとんど無視できる程度であったためと考えられる。

以上を総合すると、10月1日に採取した血液試料の比放射能が、輸液中の安定Naによる希釈効果を受け低くなった可能性を排除することはできない。その割合は、約10%～25%程度であったと推定される。

IV.C. 線量の不均等分布

今回の事故における線量の不均等性は、線源たる沈殿槽のすぐ近くで被ばくしたことで、体内での減衰が著しい中性子に被ばくしたことに起因している。第 II 章 E 節に述べたように、沈殿槽及びその周囲を忠実に模擬した体系による計算シミュレーションにより皮膚表面の不均等性および体内深部の線量分布が推定された。不均等分布に関しては、次のようにまとめることができる。

第 II 章 E 節に示したように沈殿槽からの距離により線量に大きな差異が生じる。特に、沈殿槽にもっとも隣接していた A 氏の場合、身体の右側を沈殿槽に近づける姿勢を取っていたため、体表面に於いても沈殿槽からの距離が異なり、その影響が皮膚症状に反映されている。また、骨中の ^{32}P 、 ^{42}K 濃度の差異としても認められている。B 氏の場合には A 氏よりも若干沈殿槽から離れた位置で作業をしていたが、第 II 章 E 節で議論したように、作業時の姿勢の影響により、頭部、手、膝の被ばくが高くなっている。一方、C 氏の場合には沈殿槽のある部屋の外で被ばくしたため、比較的一様な前方からの放射線を受けたものと考えられる。

次に、身体内部に於ける線量分布の不均等性を議論する。中性子の体内深部における減衰はほぼ指数関数的であり、見かけ上の線吸収係数はおよそ 0.17 cm^{-1} 、すなわち、約 4 cm で 50%に減衰する。これにより、背面での中性子線量は、腹部の約 4%に減衰する。一方ガンマ線線量の体内深部の減衰はこれほど顕著ではなく、背面でも腹部の約 30%である。この結果、全吸収線量に占める中性子の寄与は体内深部で小さくなり、皮膚表面で 45%であった割合が 6 cm で 30%、10 cm で 25%、背面ではおよそ 10%に減少しガンマ線線量が支配的となる。

体幹部皮膚の不均等性に関しては、特に A 氏の場合に著しい。体幹部で最も高い線量は、右の腹部で見られた。その値は、中性子 27 Gy、ガンマ線 35 Gy であり、全身平均線量のそれぞれ 5 倍強、3 倍弱である。B 氏の場合は、A 氏に比べ体幹部皮膚の線量は比較的均一である。真正面の胸部・腹部の境付近での線量が最も高く、中性子 8.2 Gy、ガンマ線 8.2 Gy であり、A 氏の最大皮膚線量の 1/3 から 1/4 と評価された。

IV.D. 中性子とガンマ線の線量比

第 II 章 D 節 a に述べたように、緊急時対応として、(イ) 空間線量のモニタリングデータ、および(ロ) IAEA Technical Report Series No. 211 (IA82) 掲載グラフに基づいてガンマ線線量が推定された。その結果によれば、ガンマ線の吸収線量は中性子の 1.6 倍 (モニタリングデータ使用)、あるいは 2.4 倍 (IAEA 211 使用) である。なお、この方法による中性子線量には、人体に入射した中性子により人体内で発生した 2 次ガンマ線の線量が含まれている。

一方、第 II 章 E 節に述べたように、沈殿槽及びその周囲を忠実に模擬した体系による計算シミュレーションによりガンマ線線量が推定された。この計算では、人体に入射した中性子に起因する線量が、荷電粒子成分と人体内で発生した 2 次ガンマ線の成分とに分けて評価されている。それぞれの内訳は、荷電粒子成分 82%、2 次ガンマ線成分 18% である。この 2 次ガンマ線の線量を中性子線量に含めた場合、ガンマ線の吸収線量は中性子の 1.83 倍 (A 氏)、あるいは 1.43 倍 (B 氏) となる。逆に、2 次ガンマ線の線量をガンマ線線量に含めた場合には、ガンマ線の吸収線量は中性子の 2.43 倍 (A 氏)、あるいは 1.97 倍 (B 氏) となる。

第 II 章 D 節 a の方法は、緊急時対応を目的とすることから迅速性が優先されるべきであり、事故直後に入手し得えた情報に基づき評価したものである。よって、その確からしさには限界があることに留意しなければならない。本報告書では、中性子とガンマ線の線量比として、A 氏、B 氏に関しては沈殿槽及びその周囲を忠実に模擬した体系による詳細な計算シミュレーションの結果を採用することとした。また、計算シミュレーションを実施していない C 氏に関しては、リスクが過小評価されないことを重視し、A 氏に対する計算シミュレーションの結果を適用することとした。即ち、血液中の ^{24}Na の比放射能より求めた中性子線量に 1.83、1.43、1.83 を乗じた値を A、B、C 氏それぞれのガンマ線線量として推定することとした。

IV.E. 生物効果比 (RBE) の問題点

中性子の生物効果比 (RBE) を定めることは大変難しい作業である。まして、確率的影響に付いてではなく、今回問題としている確定的影響に関してその RBE を定めるには様々な点を考慮しなければならず、一義的に定められるものではない。ICRP Publ. 58 では確定的影響を評価するための RBE は線量、線量率により 5 倍の差異が、中性子のエネルギーにより 3 倍の差異が、対象とする組織により 3 倍の差異があることを示唆している (IC89b)。更には着目する生物影響にも依存するものである。この節では中性子に対するこれらの問題点を議論し、今回の線量評価において採用した手法を説明する。

IV.E.a. 放射線荷重係数

ICRP が定めている放射線荷重係数は放射線防護上の目的に合わせて放射線の種類とエネルギーを考慮して定められた RBE の一表現形態である。しかも、通常の放射線作業者が遭遇する低線量、低線量率の被ばくに対して定められているもので、人体への影響の指標は確率的影響のみを考慮したものである。ところが、本報告書で対象としている 3 名の大線量被ばく従業員の場合には確定的影響が問題とされる線量域であり、ICRP が定めている上記の放射線荷重係数を用いることは不適切である。ICRP Publ. 60 のパラグラフ(57)においても、「確定的影響に関連して等価線量を用いることはいつも適切とは限らない。放射線荷重係数の値は確率的影響の発生に於けるいろいろな種類とエネルギーの放射線の生物効果比 (RBE) を反映するように選ばれているからである。放射線荷重係数が 1 より大きい放射線の場合には、確定的影響に関する RBE 値は、確率的影響に関する値より小さい。従って、中性子のような高 LET 放射線についての確定的影響を予測するために等価線量を使用すると過大評価になろう。」と記されている (IC91)。また、ICRP は Publ. 58 において、確定的影響に対する RBE を示している (IC89b)。但し、これらの値を用いて、しかも Sv の単位で表現することは、結果的にどちらの RBE を用いたものか混乱することとなるため、Sv の単位は使用しないこととした。Sv の単位は放射線防護上用いられるべきものであって、今回のような確定的影響が見られるような場合には用いないとするルールが必要であろう。

IV.E b. 線量による違い

中性子の確定的影響に対する RBE として、如何なる値を用いるべきかは、いろいろなファクターにより変化するものであり、容易に決定できるものではない。その大きなファクターの一つが線量である。過去の白内障、染色体異常、皮膚障害など様々な放射線影響を指標としたときの中性子の線量と RBE の関係を纏めた結果によると RBE の値は線量の平方根の逆数に比例して、線量の増加と共に減少することが確認されている (EN98)。その結果によると 1 Gy 付近では RBE は約 2 となり、10 Gy では約 1.5 となる。これは高線量、高線量率では比較対照となる低 LET 放射線の生物効果が大きくなるために、高 LET の放射線との生物効果比が相対的に小さくなることを示している。これまでの放射線治療経験から 1 回の照射による確定的障害に対する RBE は 1~5 の範囲であることが報告されている (IC89b)。

ICRP では確定的影響に対する RBE として RBE_m を求めている。この値は低線量、低線量率照射条件へ外挿して求められているもので、高線量、高線量率において求められる値よりも大きな値となっている。1~3 MeV のエネルギー範囲の中性子に対する RBE_m の値は 4~10 の範囲にあると推定されている (IC89b)。従って、今回適用すべき 3 名の高レベル被ばく者の線量評価にこの値を用いると過大評価を招くこととなる。

IV.E c. エネルギーによる違い

ICRP Publ.60 に示されている中性子の放射線荷重係数のように、確定的影響に対する中性子の RBE もそ

のエネルギースペクトルに依存することが確認されている。RBE は LET と関係づけられており、中性子の各エネルギーに対する y 分布が示すように、中性子の場合には 1 MeV 弱のエネルギーにおいて LET が最大となる。即ち、そのエネルギー領域で RBE も最大となる。今回の中性子のエネルギースペクトルは核分裂により発生したもので、沈殿槽中の水分によって若干のサーマライズを受け、1 MeV 付近のフラックスが大きくなり、エネルギー的には RBE が大きい値を示す領域にある。

IV.E d. 線量率による違い

また、RBE は一般に線量率による影響も受ける。低 LET の放射線による影響は線量率によって数倍以上の差異が認められており、高 LET 放射線の RBE を求める際に低 LET 放射線のこの影響が現れることとなる。即ち、中性子の RBE を求めるときに比較対照とした X 線、あるいはガンマ線の線量率として高いものを用いたのか低いものを用いたかに依存する。この判断のためには着目している影響についてのこれまでの知見がどのような低 LET 放射線に基づいているものかを考えなければならない。特にここで考慮をしている確定的影響が現れた過去の事例における被ばく状況を考慮すると、放射線治療など線量率の高い被ばく状況に基づいている。従って、過去の経験自体が高い線量率による被ばくであるため、ここで問題としている線量率による差異は余り考慮する必要は無いのかも知れない。

過去の動物実験から 1~5 MeV の平均エネルギーを持つ中性子による被ばくでは、一回照射の場合の RBE として、皮膚に対しては 2.8~3.7、胃腸管に対して 2~3.0、造血組織に対して 2.6 という値を示している。これらの結果を纏め、高線量率の一回照射の場合の 1~5 MeV の中性子に対する RBE の値は 2~4 の範囲にあると推定されている (IC89b)。

IV.E e. 臓器による違い、体内部位による差異

前述の計算シミュレーションや TRACY を用いた再現実験の結果から分かるように中性子は体内において大きく減衰する。従って、各臓器に付与される線量は皮膚の線量と大きく異なり、着目している臓器の体内での深さに大きく依存することとなる。また、中性子の身体への入射方向が前方方向でなく、A 氏の場合のように若干右に偏っている場合には、対照となる臓器の体内深度も異なり、線量もまた大きく異なることとなる。

さらに、生物効果比は中性子のエネルギーに依存する。従って、身体内部に存在する臓器の RBE はそこへ到達した中性子のエネルギーに依存することとなる。ICRP Publ 74 パラグラフ 233 に記載があるように特に中性子のエネルギーが 10 keV から約 1 MeV の間では体内深部へ行くほど RBE は大きくなることが示されている。100 keV の中性子で前方から照射を受けた場合には精巣の RBE は 8.8 で、肺は 2.8 となり、逆に後方から被ばくされると肺の RBE は 4.8 に、精巣は 1.3 と見積もられている (ED99)。この差異は体内深部における中性子エネルギーの変化と共に中性子からのエネルギー付与の形態、即ち、荷電粒子とガンマ線からの線量寄与割合の変化を示しているものである。

次に ICRP や様々な文献 (KE72) において、臓器によって中性子に対する RBE が異なることが報告されている。例えば、白血球の染色体異常では核分裂中性子に対する RBE の低線量領域での最大値として 50 という大きな値が報告されている。一方、14 MeV の中性子に対する腸壁の不活性化については RBE として 2 以下の値が、6 MeV の中性子に対して皮膚障害として 2 前後の RBE の値が報告されている。

IV.E f. 生物学的ガンマ線相当線量 (GyEq) の試算

リンパ球や染色体を用いた線量推定では、リンパ球の減少あるいは染色体異常の発生頻度を指標とする生物学的ガンマ線相当線量 (GyEq) が求められている。それらの値と比較し、RBE の推定に寄与するた

め、RBE の種々の値を仮定し、生物学的ガンマ線相当線量を試算した。その結果を表 IV.E.1 に示す。試算に用いた中性子、ガンマ線各々の全身平均吸収線量は表 II.G.1 の④欄の値である。

表 IV.E.1 生物学的ガンマ線相当線量 (GyEq) の試算結果

従業員	RBE									
	1.0	1.2	1.4	1.6	1.8	2.0	2.5	3.0	3.5	4.0
A 氏	15.3	16.4	17.5	18.5	19.6	20.7	23.4	26.1	28.8	31.5
B 氏	7.0	7.6	8.2	8.7	9.3	9.9	11.4	12.8	14.3	15.7

なお、ICRP Publ. 58 (IC89b) には確定的影響の RBE に関する動物実験の結果がまとめられている。これによると、1 MeV から 5 MeV の中性子の RBE は、皮膚：2.8~3.7、胃腸管：2~3.0、造血組織：2.6 である。

IV.E g. 最終報告書での RBE の取り扱い

上記の様々な事実を考慮すると今回の中性子に対する RBE を一義的に求めることは不可能であることがわかる。正確を期して線量評価をするとすれば、中性子の入射スペクトルを正確に把握し、体内での反応を計算シミュレーションして、各臓器において線量とエネルギースペクトルを求めなければならない。従って、今回の血液中の ^{24}Na 濃度からの線量評価においては最終的な線量評価として、中性子とガンマ線のそれぞれの線量を Gy 単位で表記することとした。しかしながら、吸収線量 (Gy) から生体影響を見るため中性子とガンマ線の線量を合算する必要がある。このためには中性子に乗じる RBE を仮定しなければならない。この RBE は上に述べたように一義的に求められるものではなく、選定が大変難しい。しかもここで表記しようとしている線量は全身の平均的な線量という定義のあいまいな線量である。

この様な曖昧さを十分に認識した上で、中性子とガンマ線の区別無く両者の全身の影響を見ている前駆症状、リンパ球数、染色体異常を用いた線量評価と血液中の ^{24}Na からの線量評価を比較するため、中性子に対して、暫定的な 1.7 という RBE の値を適用した。この RBE の値は放医研において実施されていた 13 MeV の中性子を用いたマウスの腸管死 $\text{LD}_{50/7}$ を見た実験結果 (KO01) より求めたものである。中性子成分とガンマ線成分の積算線量結果の表記に当たっては Sv を用いると混乱を招くおそれがあるため、医療分野で用いられている GyEq の単位で 3 名の線量を表現することとした。この値はある種の全身の平均線量である。ここに示した線量の幅は体内の不均衡分布を反映するものではなく、種々の線量評価法による推定範囲の広がりを示しているものである。被ばく患者の総体的な予後を推定、評価するためには一応役目を果たし得る線量である。

しかしながら、各臓器の障害の発現時期、その重篤度を予知するためには、特に今回の高線量被ばくした 2 人のように不均等被ばくしている場合には各臓器組織の線量が必要となる。さらには各放射線成分毎、今回では中性子とガンマ線からのそれぞれの線量を Gy の単位で求めることが要求される。

IV.F. 臨床症状と線量評価結果との整合性

IV.F.a. 全身線量推定値

今回の事故では3人の被ばく従業員はそれぞれ19、9.0、2.9 GyEqの被ばくを受けたと推定されている。その中の二人が82日目と210日目に死亡している。これほどの線量を被ばくして長期間生存した例はこれまでには無い。これまでの経験からは、臨界事故で全身被ばくを受けた生存者の最長生存期間は9日間で、1997年ロシア共和国サロフで起きた臨界事故では被ばく後60数時間で死亡している。また、臨界事故以外の被ばくでは⁶⁰Coによる10 Gyの被ばく例で113日の長期生存例があるのみである。1999年10月18日にIAEAへ出向き、3人の線量推定値（その時の推定値：18、10、2.5 GyEq）を提示したときには、線量評価が間違っているとの指摘を受けた（HO01）。しかしながら、血液成分、染色体異常、²⁴Na比放射能を用いた3つの線量評価法による推定線量も良い一致を示しており、その後の3人の被ばく者の臨床経過と照らし合わせても、当初の線量推定値は妥当なものであったことを物語っている。高線量を被ばくしたにも拘わらず長期間生存した事実は過去の経験から判断すると異常に思われるものではあったものの、集中治療などの成果を示すものである。

IV.F.b. 消化管障害の発現時期

腹部の高線量被ばくに伴う消化管障害は放射線障害の典型的な発症としてよく知られているものである。これまでの経験に基づけば6~10 Gy以上の線量を受けると、数日から2週間の間に消化管症状を来し、下痢、消化管出血を起こす。これらの症状は10 Gy以上では4日目以降に、6~10 Gyでは約7日目以降に発症すると考えられている。今回の事故では高線量を受けた少なくとも二人は早い時期に下痢症状を示すと予想された。しかしながら、一番線量を多く受けたA氏の場合、被ばく後26日目に500~1,000 mlの大量の下痢が始まり、47日目には下血を、50日目には上部消化管出血を示した。上部消化管および下部消化管の内視鏡的観察からは、14日目には上部消化管に粘膜の再生様の所見があり、7週間目の検査では粘膜が確認されている（FU01）。B氏の場合には被ばく後145日目頃に消化管出血が始まった（NA01）。中性子被ばくの特長性があるとしても、計算シミュレーションによる身体各部の線量計算が示す通り、ガンマ線のみによる腹部での被ばく線量でも10 Gyを越えており、中性子による線量寄与が無くても消化管障害の早期発症があってもおかしくない状況であった。消化管滅菌、アミノ酸投与、末梢血管細胞移植などの治療効果などの影響が出たのかも知れない。しかしながら、A氏の場合10月3日（4日目）以降2週間下痢が認められなかったものの、10月1日（2日目）には10回で410 mlの下痢を、10月2日（3日目）には6回で1,350 mlの下痢をしている（FU01）。この下痢がこれまでの経験の症状に対応するものかも知れない。

IV.F.c. 局所の線量評価

血液中のリンパ球、染色体異常、²⁴Na濃度測定は全身を循環する血液を対象としているため、その測定結果は全身に平均化されたものとなる。従って、今回の測定によって身体の不均等被ばくを示し得るものは毛髪と骨中の放射化生成物濃度のみである。しかしながら、毛髪中の³²P等の測定は毛髪のサンプル量が少ないことや、サンプル地点数が限られていることもあり、A氏の場合、頭部よりも下腹部の線量が高いという大雑把な定性的な情報しか提供できない。B氏の場合には頭部と下腹部の差異は見いだされていない。これはこれで、大雑把ではあるが、A氏、B氏の事故時の身体の沈殿槽に対する向きを示すものである。一方、死後提供いただいた14部位の骨のサンプル中の³²Pと⁴⁵Caの測定から、A氏の場合には特に第7肋骨と前上腸骨棘の右の骨の濃度が顕著に高いことが示された。また、大腿骨の骨も濃度が若干高いことが見いだされている。即ち、A氏は沈殿槽に対して腹部が一番近く、しかも、右に傾いた状態で被

ばくしていることを示している。これは A 氏の皮膚に初期に認められた紅斑の現れ方と体幹部分では一致するものであり (YA01)、また、腸の内視鏡による症状の左右の差異をも物語るものである (FU01)。しかしながら、A 氏の右上腕部の重度の放射線熱傷を示すものは骨の測定に於いても、計算シミュレーションに於いても見いだされていない。一方、B 氏の場合には骨の測定結果からは余り大きな線量の差異は見いだされていない。この結果は B 氏の皮膚に初期に認められた紅斑の現れ方、即ち、4 足の先と顔にまず現れ、2 ヶ月後に全身へと広がった特徴 (YA01) を反映し切れていない。

右上腕部の皮膚障害と右手示指中節骨の放射能濃度に見られる臨床所見と測定結果との不一致は以下の説明により理解できる。即ち、計算シミュレーションに於いても指摘されているように (図 II.E.5)、沈殿槽近傍の線量はその位置に敏感に影響される。たとえば、高さ 165 cm 付近でみると、沈殿槽表面では、表面から 15 cm 離れた位置と比べ、中性子線量は 1.6 倍、ガンマ線線量は 1.4 倍 (ガンマ線) と大きくなる。また、中性子は身体内部で大きく減少する。従って、上腕部分と中指との距離の違い、更には他の指も含めた周辺のロートなどによる遮蔽の影響も重なっているかも知れない点を考慮に入れば、この違いは不自然なものではない。

次に、計算シミュレーションによって求めた身体表面の線量分布において、A 氏の場合、腹部、特にその右側にもっとも高い線量を受けていることが示され、臨床的所見と大変良く一致しているが、上記の右上腕部の重度の放射線熱傷に対応する結果が示されていないとの指摘がある。計算シミュレーションにおいては B、C 氏からの事故当時の作業状況、骨や毛髪中の放射能濃度測定結果、モックアップの沈殿槽での作業状況の再現などから、沈殿槽との距離を推定し、計算が実行されている。しかしながら、実際の状況に置ける位置が正確に再現できているか否かは不確かな部分がある。計算シミュレーションにおいては A 氏の両手はロートを支えるために沈殿槽上部に置かれた状態の線量が求められている。示指中節骨の測定結果と皮膚の症状から判断すれば、沈殿槽からの右手の距離は余り変化させずに上腕部分を沈殿槽に近づけた状況を想定する必要があるかも知れない。

IV.G. 線量推定の変遷

今回の事故においては高線量被ばく従業員は個人線量計を着用しておらず、しかも当初は事故の内容に関する情報も入手出来なかったため、被ばく形態をも推定する必要があった。3名の患者を放医研へ受け入れた直後から実施された所持品や鼻ズミア試料のゲルマニウム半導体による測定によって、3名は臨界事故により発生した中性子とガンマ線を多量に被ばくしていること、身体から放射されている放射線は身体の放射化による核種からのものが主であり、ウランや固体元素の核分裂生成物の吸入はないか、あっても極めて少なく、内部被ばくは外部被ばくに比べて3桁程度小さいと推算された。また、従業員の下着や毛髪の測定から存在が明らかとなった ^{91}Sr 、 ^{140}Ba 、 ^{140}La 等は、核分裂生成物の内の希ガスである ^{91}Kr と ^{140}Xe 等に由来する核種と同定された。

3名の従業員を放医研に受け入れた2日目の時点(10月1日)では、まだ種々の試料の計測値からの線量推定ができておらず、医学上の所見であるリンパ球の減少程度からC氏は3~5 Svの被ばくを、他の2人は8 Svを越える被ばくを受けたと推定されたに過ぎなかった。事故後間もない段階では、中性子のスペクトルや従業員と沈殿槽との位置関係、あるいは中性子とガンマ線の割合などが不明であったため、正確な線量算定は出来ない状況であった。しかし、治療上、一刻でも早く線量を示す必要があったため、血中の ^{24}Na の濃度の暫定値と、1997年6月17日にロシア共和国のSarovで起こった臨界事故に関するIAEAの被ばく線量換算係数(275 Bq ml^{-1} が約14 Gyに相当)を用いて吸収線量[Gy]値が見積もられた(IA01)。さらに、平均エネルギー13 MeV中性子(Be(d,n)反応)に対するマウスの腸管死の知見に基づいて、RBEを1.7とすることによって3名の生物学的ガンマ線相当線量はそれぞれ18、10、2.5 GyEq(報道では[Sv]単位)と10月2日の時点で算定された。更にその後、染色体やリンパ球の測定、ホールボディカウンタ、その他のデータなどを考慮に入れて、10月12日の時点では3名の線量は10~20以上、6~10、1~4.5 GyEqと幅を持たせた値に再算定された。この数値がウラン加工工場臨界事故調査委員会報告(GE99a)や中間報告書(HO00)に記載されているものである。本報告では、さらに多くの試料の測定データや、現場調査等に基づいて、より信頼度の高い線量値が算定された。また中性子フルエンスと核分裂数の算定も行った。現時点での3名の従業員のそれぞれの線量は血液成分(特にリンパ球数)による評価では16~23、6~8、3 GyEq、染色体分析では24.5、8.3、3.0 GyEq、血液中の ^{24}Na の比放射能および計算シミュレーション手法による推定値(中性子とガンマ線)は(5.4、9.9)、(2.9、4.1)、(0.81、1.5) Gy、当面中性子に対するRBEを1.7とすると血液中の ^{24}Na の計測による生物学的ガンマ線相当線量は19、9.0、2.9 GyEqと推定されている。また、ヒューマンカウンタによるC氏のみでの測定結果についても同様のRBEを用いて中性子とガンマ線を合算すると2.2 GyEqとなる。従って、3名の従業員の最終的な線量は、線量推定法によるばらつき、個々人の不均等分布、組織の感受性を考慮にいれば、当初の推定値(18、10、2.5 GyEq)や中間段階での線量推定値16~20以上、6~10、1~4.5 GyEqと良く一致した結果となっている。

V. 結語

JCO 臨界事故発生から既に2年が経過した。線量推定ワーキンググループでは初期の線量推定値の提供の後、不幸にしてなくなられた二人の骨、歯などの試料提供を得ると共に、臨界集合装置を用いた再現実験や計算シミュレーションを遂行し、今回の事故に伴う3人の被ばくの詳細を検討してきた。今後このような事故が起こらないことを願いつつ、今回の経験を将来の様々な形で利用できるようにここに纏めた。

高線量を被ばくした3名の従業員に対する線量評価においては、放医研のあらゆる分野の研究者や技術者が総力を結集し、精力的に作業を進めた結果、汚染状況の把握、線量推定値がタイムリーに提供でき、事故直後の治療方針の決定に適切な対応ができた。線量評価には、いろいろな手法があると同時に、線量の表現にもいろいろある。今回の被ばくは、臨界事故であるため、中性子の被ばくを伴い、その表現に難しさがあった。特に、臨界事故を起こした容器の近傍で作業をしていた2人は全身に不均等な被ばくを受けており、また、対象とする臨床的症状もさまざまな場合を想定しなければならなかったことから、全身に対する被ばく線量を一つの値に絞り込むことは不可能であった。しかし、患者の医療という観点からは、早急に被ばく線量を報告する必要があり、様々な仮定を設けた上で、3人の推定線量を生物学的ガンマ線相当線量 (GyEq) で発表した。一般には、極めて理解し難い表現ではあったが、臨床に携わる医師にとっては、適切な表現であったと思っている。リンパ球数の減少速度や染色体分析の結果も、中性子の効果を考えれば GyEq の表現が適切であり、高線量を被ばくした患者の急性症状の評価には有効であった。

放医研における緊急被ばく医療のための線量評価は、当初から極めて有効に機能し、あらゆる手段による線量評価値も揃って適切な範囲内にあり、総合研究所としての威力を発揮し、その目的を達成できたことは幸いであった。

参考文献

- (AK01) Akashi, M: Dose Estimation of Victims Severely Exposed Based on Initial Symptoms in The Criticality Accident in Tokaimura. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of Radiation Emergency, NIRS-M-146, 72-80 (2001).
- (BA95) Baranov, A. E., Guskova, A. K., Nadejina, N. M. and Nugis, Vyu: Chernobyl Experience: Biological Indicators of Exposure to Ionizing Radiation. *Stem Cells* **13** (suppl. 1) 69-77 (1995).
- (BR97) Briesmeister, J. F.: Los Alamos National Laboratory Report LA-12625-M (1997).
- (CO78) Corbridge, D. E. C.: Phosphorous; an Outline of Its Chemistry, Biochemistry and Technology (Elsevier, Amsterdam) (1978).
- (CR81) Cross, W. G.: Neutron Activation of Sodium in Phantoms and the Human Body. *Health Physics*. 41, 105-121 (1981).
- (ED99) Edwards, A. A.: Neutron RBE Values and Their Relationship to Judgments in Radiological Protection. *J. Radiol. Prot.* 19, 93-105 (1999).
- (EN98) Engels, H. and Wambersie, A.: Relative Biological Effectiveness of Neutrons for Cancer Induction and Other Late Effects: A Review of Radiobiological Data. *Recent Results in Cancer Research*, **150**, 54-87 (1998).
- (EN01) 遠藤章、山口恭弘、石樽信人:東海村臨界事故における重度被ばく患者に対する線量分布の詳細解析:原研・放医研共同研究 JAERI-Research 2001-035 (2001).
- (FE93) Feng, Y., Brown, K. S., Casson, W. H., Mei, G. T., Miller, L. F. and Thine, M.: Determination of Neutron Doses from Criticality Accidents with Bioassays for Sodium-24 in Blood and Phosphorus-32 in Hair. ORNL/TM-12028, Oak Ridge National Laboratory, pp.91. (1993).
- (FI96) Firestone, R. B.: Table of Isotopes Eighth Edition (1996).
- (FU93a) BAS Technical Information No.3. 富士写真フィルム (1993).
- (FU93b) BAS Technical Information No.4. 富士写真フィルム (1993).
- (FU99) Fujimoto, K.: Nuclear accident in Tokai, Japan. *J. Radiol. Prot.*, **19**, No 4, 377-380 (1999).
- (FU00a) Fujimoto, K.: Criticality Accident at Tokai-mura. Proceedings of 10th International Congress of the International Radiation Protection Association, S-1, Hiroshima, May 14-19 (2000).
- (FU00b) Fujimoto, K., Noda, Y., Yamaguchi, Y. and Endo, A.: Nuclear Accident in Tokai, Japan. *Radiation Protection in Australasia*, **17**, 67-70 (2000).
- (FU00c) Fujimoto, K.: Nuclear Accident in Tokai, Japan. *SSI News*, **18**, No 3, 15-17 (2000).
- (FU01) Futami, S., Nishida, M., Ishii, T., Yamaguchi, I., Suzuki, S., Sakamoto, T. and Maekawa, K.: Case Presentation of Worker A. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of Radiation Emergency, NIRS-M-146, 142-153 (2001).
- (GE99a) 原子力安全委員会: ウラン加工工場臨界事故調査最終報告書 (1999).
- (GE99b) 原子力安全委員会: ウラン加工工場臨界事故調査委員会 第9回会合資料 (1999).
- (GE00) 日本原子力研究所: JAERI-Tech 2000-074 (2000).
- (HA92) Hayata, I., H. Tabuchi, A. Furukawa, N. Okabe, M. Yamamoto and K. Sato: Robot System for Preparing Lymphocyte Chromosome. *J. Radiat. Res.*, **33**, Supple. 231-241 (1992).
- (HA01a) Hayata, I., Kanda, R., Minamihisamatsu, M., Furukawa, A. and Sasaki, M. S.: Chromosome Analysis in Three Patients. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of

- Radiation Emergency, NIRS-M-146, 82-89 (2001).
- (HA01b) Hayata, I., Kanda, R., Minamihisamatsu, M., Furukawa, A. and Sasaki, M. S.: Cytogenetical Dose Estimation for 3 Severly Exposed Patients in the JCO Criticality Accident in Tokai-mura. *J. Radiation Research*, **42**, Supplement 149-155 (2001).
- (HO48) Hoffman, J. G.: Radiation Doses in the Pajarito Accident of May 21, 1946. *LA-687* (1948).
- (HO00) 放射線医学総合研究所：河内清光、藤元憲三編、ウラン加工工場臨界事故患者の線量推定中間報告書 NIRS-M-138 (2000).
- (HO01) 放射線医学総合研究所：東海村ウラン加工工場臨界事故に関する放医研報告書 pp92-94 NIRS-M-143 (2001).
- (HU59) Hurst, G. S., Ritchie, R. H. and Emerson, L. C.: Accidental Radiation Excursion at the Oak Ridge Y-12 Plant-III, Determination of Radiation Doses, *Health Phys.*, **2**, 121-133 (1959).
- (HU96) Hughes, H. G.: LANL memorandum X-6:HGH-93-77 (1996).
- (IA82) IAEA: Dosimetry for Criticality Accidents – A Manual. Technical Reports Series No.211, (1982).
- (IA86) IAEA: Technical Reports Series 260. Biodosimetry: Chromosomal Aberration Analysis for Dose Assessment (1986).
- (IA98) IAEA / WHO: Safety Reports Series No.2, Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries (1998).
- (IA01) IAEA: The Criticality Accident in Sarov, International Atomic Energy Agency, Vienna, STI/PUB/1106, ISBN 92-0-100101-0 (2001).
- (IC75) ICRP Publication 23. Reference Man: Anatomical, Physiological and Metabolic Characteristics, Pergamon Press, Oxford (1975).
- (IC80) ICRP Publication 30. Part 2. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. *Annals of the ICRP*, **4** (3/4) (1980).
- (IC87) ICRP Publication 51. Data for Use in Protection Against External Radiation, *Annals of the ICRP*, **17** (2/3) (1987).
- (IC89a) ICRU Report 44. Tissue Substitutes in Radiation Dosimetry and Measurement (1989).
- (IC89b) ICRP Publication 58. RBE for Deterministic Effects. *Annals of the ICRP*, **20** (4) (1989).
- (IC91) ICRP Publication 60. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. *Annals of the ICRP*, **21** (1-3) (1991).
- (IC92) ICRU Report 46. Photon, Electron, Proton and Neutron Interaction Data for Body Tissues (1992).
- (IC96) ICRP Publication 74. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation *Annals of the ICRP*, **26** (3/4) (1996).
- (IS01a) Ishigure, N., Endo, A., Yamaguchi, Y., and Kawachi, K.: Dose Reconstruction for Heavily Exposed Patients of the Criticality Accident in Tokai-mura - Joint Research Program between the NIRS and JAERI. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of Radiation Emergency, NIRS-M-146, 110-119 (2001).
- (IS01b) Ishigure, N., Endo, A., Yamaguchi, Y. and Kawachi, K.: Calculation of the Absorbed Dose for Overexposed Patients at the JCO Criticality Accident in Tokai-mura. *J. Radiation Research*, **42**, Supplement 137-148 (2001).
- (IW93) Iwasaki, M., Miyazawa, C., Uesawa, T. and Niwa, K.: Effect of Sample Grain Size on the CO_3^{3-} Signal Intensity in ESR Dosimetry of Human Tooth Enamel. *Radioisotopes* **42**, 470-473 (1993).
- (IW95) Iwasaki, M., Miyazawa, C., Uesawa, T., Itoh, I. and Niwa, K.: Differences in the Radiation Sensitivity of

- Human Tooth Enamel in an Individual and among the Individuals in Dental ESR Dosimetry. *Radioisotopes* **44**, 785-788 (1995).
- (IW98) Iwasaki, M., Miyazawa, C., Uesawa T., and Itoh, I.: ESR Dosimetry of Human Teeth Enamel from a Subject Undergoing Radiation Treatment for Cancer of the Epipharynx. *Radioisotopes* **47**, 138-142 (1998).
- (JA66) Jackson, S. and Dolphin, G. W.: The Estimation of Internal Radiation Dose from Metabolic and Urinary Excretion Data for a Number of Important Radionuclides. *Health Phys.*, **12**, 481-500 (1966).
- (KA99) Kanda, R., Hayata, I. and Lloyd, D.: Easy biodosimetry for High-dose Radiation Exposures Using Drug-induced, Prematurely Condensed Chromosomes. *Int. J. Radiat. Biol.* **75**, 441-446 (1999).
- (KE72) Kellerer, A.M. and Rossi, H.H.: The Theory of Dual Radiation Action. *Curr. Top. Radiat. Res. Q.* **8**:85 (1972).
- (KE83) Kennedy, N. S. et al.: Normal Levels of Total Body Sodium and Chlorine by Neutron Activation Analysis. *Phys. Med. Bio.*, **28**, 215-221 (1983).
- (KO94) Kosako, K., Maekawa, F., Oyama, Y., Uno, Y. And Maekawa, H.: FSXLIB-J3R2: A Continuous Energy Cross Section Library for MCNP based on JENDEL-3.2. JAERI-Data/Code (1994).
- (KO01) Koike, S. and Ando, K: Relative Biological Effectiveness of Fast Neutrons in Murine Tissues. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of Radiation Emergency, NIRS-M-146, 66-71 (2001).
- (MA68) 丸山隆司: 事故時における被ばく線量の推定 2.ファントムによる中性子捕獲確率の測定. *日本医学放射線学会誌*, **27**, 1347-1353 (1968).
- (MI98) 宮原諄二: オートラジオグラフィとラジオグラフィ—イメージングプレートとその応用—. *Radioisotope* **47**, 143-154 (1998).
- (MI01) 宮原諄二: オートラジオグラフィ—, 日本原子力研究所 国際原子力総合技術センター 専門課程 オートラジオグラフィ— 教科書 (2001).
- (MI02) Miyamoto, K., Watanabe, Y., Yukawa, M., Takeda, H., Nishimura, Y., Ishigure, N., Hirama, T. and Akashi, M.: Reconstruction of Two Victims' Posturing Based on the Induced Radioactivities in Their Bones in the Criticality Accident in Tokai-Mura, Japan. *Health Physics*, in press.
- (MU99) Muramatsu, Y. and Yoshida, S.: Effects of Microorganisms on the Fate of Iodine in the Soil Environment. *Geomicrobiology J.*, **16**, 85-93 (1999).
- (MU01a) Muramatsu, Y., Ishigure, N., Noda, Y., Yonehara, H., Yoshida, S., Yukawa, M., Tagami, K., Ban-nai, T., Uchida, S., Akashi, M., Hirama, T. and Nakamura, Y.: Estimation of Radiation Doses for Three Exposed Patients in the Tokai-Mura Accident Based on ^{24}Na in Their Biological Materials. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of Radiation Emergency, NIRS-M-146, 90-100 (2001).
- (MU01b) Muramatsu, Y., Noda, Y., Yonehara, H., Ishigure, N., Yoshida, S., Yukawa, M., Tagami, K., Ban-nai, T., Uchida, S., Akashi, M., Hirama, T. and Nakamura, Y.: Determination of Radionuclides in Biological Materials from Three Heavily Exposed Workers for Estimating an Individual's Neutron Fluence in the Tokai-mura Criticality Accident. *J. Radiation Research*, **42**, Supplement 117-128 (2001).
- (NA82) Nakajima, T. The Use of Organic Substances as Emergency Dosimeters. *Int. J. Appl. Radiat. Isot.* **33**, 1077-1084 (1982).
- (NA94) Nakajima, T. Estimation of Absorbed Dose to Evacuees at Pripayat-City Using ESR Measurements of Sugar and Exposure Rate Calculations. *Appl. Radiat. Iso.*, **45**, 113-120 (1994).

- (NA95) Nakagawa, T., et al.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, **32**, 1259-1271 (1995).
- (NA96) Nakajima, T.: Biodosimetry. **V. Biodosimetry with ESR Equipment. *Radioisotopes* 45**, 113-124 (1996).
- (NA98) Nakamura, N. et al.: A Close Correlation between ESR Dosimetry from Tooth Enamel and Cytogenetic Dosimetry from Lymphocytes of Hiroshima Atomic-bomb Survivors. *Int. J. Radiat. Biol.*, **73**, 619-627 (1998).
- (NA01) Nagayama, H., Takahashi, T.A., Misawa, K., Ooi, J., Iseki, T., Yamada, Y., Yamashita, N. And Asano, S.: Case Presentation of Worker B. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of Radiation Emergency, NIRS-M-146, 154-158 (2001).
- (NI02) Nishimura, Y., Takeda, H., Miyamoto, K., Watanabe, Y., Kouno, F., Kuroda, N., Kim, H. S. and Yukawa, M.: Determination of ³²P in Urine for Early Estimation of Neutron Exposure Level for Three Victims in the JCO Criticality Accident. *J. Radiol. Prot.* (2002).
- (NO66) Norman, A. and Sasaki, M. S.: Chromosome-exchange Aberrations in Human Lymphocytes. *Int. J. Radiat. Biol.* **66**, 321-328 (1966).
- (NO80) 野口正安: ガンマ線スペクトロメトリー 日刊工業新聞社 (1980).
- (OK85) Okajima, S.: Reassessment of A-bomb Dosimetry, in Ikeya, M and Miki, T eds, 1st Int. Symp on ESR Dation, Tokyo, p.381. IONICS, Tokyo (1985).
- (RA99) Rannou, A. (IPSN): Private communication (1999).
- (SC96) Schnetger, B. and Muramatsu, Y.: Determination of Halogens, with a Special Reference to I, in Geological and Biological Samples using Pyrohydrolysis for Preparation and ICP-MS and IC for Measurement. *Analyst*, **121**, 1627-1631 (1996).
- (SE90) 関口光夫: 生体に必要な元素 臨床検査, **34**, 1384-1393 (1990).
- (SH97) Shiraishi, K.: Sensitivity Comparison for Electron Spin Resonance (ESR) on Carbohydrates as Dosimeter Materials. *Adv. ESR Appl.*, **13**, 4-10 (1997).
- (SH00) Shiraishi, K., Kimura, S., Yonehara, H., Takada, J., Ishikawa, M., Igarashi, Y., Aoyama, M., Komura, K., and Nakajima, T.: Survey of External Dose around the JCO Facility Using Sugar Samples and ESR Methods. *Adv. ESR Appl.*, **16**, 9-14 (2000).
- (SN69) Snyder, W.S., Ford, M.R., Warner, G.G. and Fisher, H.L.Jr.: Estimates of Specific Absorbed Fractions for Photon Sources Uniformly Distributed in Various Organs of a Heterogeneous Phantom. *J. Nucl. Med.*, **10**, Supplement No.3 (1969).
- (TA01) Takeda, H., Miyamoto, K., Yukawa, M., Nishimura, Y., Watanabe, Y., Kim, H. S., Fuma, S., Kuroda, N., Kouno, F., Joshima, H., Hiramata, T. and Akashi, M.: Bioassay for Neutron-dose Estimations of Three Patients in the JCO Criticality Accident in Tokai-mura. *J. Radiation Research*, **42**, Supplement 129-135 (2001).
- (UN88) UNSCEAR: Sources, Effects And Risks of Ionizing Radiation. UNSCEAR 1988 Report.
- (WA99) Waters, L. S.: TPO-E83_G-UG-X-00001 (1999)..
- (WA01) Watanabe, Y., Yukawa, M., Miyamoto, K., Takeda, H., Nishimura, Y., Akashi, M., Fujimoto, K., Fuma, S., Hiramata, T., Ishigure, N., Joshima, H. and Kouno, F.: Neutron Fluence Sistribution by Bone and Hair. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of Radiation Emergency, NIRS-M-146, 102-108 (2001).
- (YA92) 山口恭弘: FANTOME-90: 四肢可動型人体模型を用いた光子外部被曝線量計算コード 保健物理, **27**, 143-148 (1992).

- (YA01) Yamaguchi, Y.: Initial Reaction of the Skin after Radiation Exposure. International Symposium on The Criticality Accident in Tokaimura, Medical Aspects of Radiation Emergency, NIRS-M-146, 190-192 (2001).
- (YO96) Yoshida, S., Muramatsu, Y., Tagami, K. and Uchida, S.: Determination of Major and Trace Elements in Japanese Rock Reference Samples by ICP-MS. *Int. J. Environ. Anal. Chem.* **63**, 195-206 (1996).
- (YO97) Yoshida, S. and Muramatsu, Y.: Determination of Major and Trace Elements in Mushroom, Plant and Soil Samples Collected from Japanese Forests. *Intern. J. Environ. Anal. Chem.* **67**, 49-58 (1997).

付録

A. 基礎情報

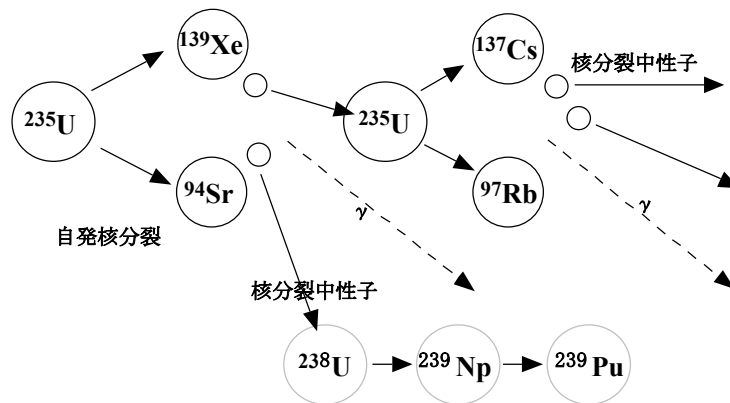
はじめに

今回の事故はウランを臨界質量以上に集めてしまったために発生した事故である。これまで我が国で経験している第五福龍丸の被ばく事故や非破壊検査に利用されているガンマ線源による過剰被ばくとはさまざまな点で異なる被ばく形態である。従ってこの章ではこの報告書で扱われる基本的な事項について簡単な説明を行う。

A.a. 臨界事故

これまでにロシア、米国、英国の核燃料施設において 20 件の臨界事故が発生している (GE99)。臨界事故とはウランの連鎖反応が制御できない状態で起こる事態を呼ぶ。通常ではウランは時々自発核分裂を起こし、中性子を放出するが、その中性子は別の ^{235}U に衝突することなく壊変して消滅する。しかし、ある質量以上の ^{235}U が存在すると放出された中性子が別の ^{235}U に捕獲され、核分裂が起き、そこから更に中性子が放出され次の核分裂を誘発する。この反応が連鎖的に起こる状態を臨界という。連鎖反応の一例を図付 A.1 に示した。臨界事故時にはまず超臨界が起こり反応抑制が働き臨界となる。一般には更に反応抑制 (温度上昇に伴う体積増大、加水分解によるガスの発生等) が働き臨界状態が停止するものであるが今回の事故では偶然にも付加された硝酸ウラニルの量、沈殿槽の構造、沈殿槽周囲の冷却槽が臨界を維持できる状態をつくり、臨界が 20 時間も継続した。

連鎖反応 (超臨界→臨界)



図付 A.1 連鎖反応の一例

A.b. 確定的影響

放射線の被ばくに伴って組織・臓器内のかなりの細胞が死滅したり、正常に機能できなくなると臓器機能喪失となる。このような影響を確定的影響と呼ぶ。線量と共に影響を受けた細胞数が増加し機能障害は重篤なものとなる (KU91)。代表的なものに被ばく線量の低い場合の影響から順に、白内障、不妊、紅斑、脱毛、造血器障害 (白血球減少、血小板減少等)、消化管障害 (嘔吐、下痢等)、中枢神経系障害 (痙攣、失神) などがある。

A.c. 確率的影響

放射線による確率的影響と考えられているものはがんと遺伝的影響である。確定的影響とは異なり、被ばく線量と共に影響の発生確率のみが増加し、重篤度は変化しない (KU91)。被ばく後一定の潜伏期間を経た後にその影響が現れる。放射線防護上ではその影響には閾値が無く、いかなる線量においても一定の割合で発生すると仮定されている。今回の事故による3人の被ばく患者の場合には当面、確率的影響よりも確定的影響が問題となる線量域であった。

A.d. 線量単位について

放射線防護では放射線の単位としてグレイ (Gy) とシーベルト (Sv) が用いられている。グレイ (Gy) は単位質量当たり吸収されるエネルギー量を表すものとして放射線の分野において特別に導入されている単位である。また、シーベルト (Sv) は線量当量 (等価線量) と実効線量当量 (実効線量) の両者の単位として用いられている。線量当量 (Sv) は組織・臓器の平均吸収線量 (Gy) に線質係数 (放射線荷重係数 (w_R)) を乗じることによって求められる。また、実効線量当量 (Sv) は各臓器の線量当量 (Sv) にその臓器の組織荷重係数 (w_T) を乗じたものの和として求められる。この線質係数 (放射線荷重係数) は放射線の種類によって生体への影響が異なることを表すものとして定められたもので、異なる線種の放射線を合算できるように作られたものである。しかし、この線質係数 (放射線荷重係数) は低線量における確率的影響の RBE (次節参照) を考慮して選択されたものであるため、シーベルト (Sv) という単位は今回のように確定的影響が現れる高線量被ばくには適用されるべきではない。従って、JCO 事故線量推定ワーキンググループの初期の線量評価においては中性子とガンマ線の影響を加算するものとして暫定的な RBE を使用してシーベルトの代わりに放射線治療で用いられている GyEq という単位を生物学的ガンマ線相当線量として用いた。その後の検討の結果、中性子線量とガンマ線量とを区別してそれぞれを Gy の単位で表すのが適当であると判断した。両者の線量の合算には臓器毎にまたその様々な障害毎に荷重係数を考慮して線量を求める必要がある。

A.e. RBE について

RBE とは Relative Biological Effectiveness の略称で、生物効果比または生物学的効果比と訳されているもので、放射線の種類やエネルギーによる臓器・組織への影響の差異を表すものとして定義されている。基準となる放射線 (X線やガンマ線) と同じ程度の生物学的影響を生じる他の放射線の吸収線量の比の逆数として求められる。放射線防護上定められている RBE はいろいろな種類とエネルギーの放射線の確率的影響の発生における生物効果比が選ばれている。確定的影響に対する RBE については ICRP では Publ.58 (IC89) で議論されており、確率的影響に対する RBE よりも小さな値が示されている (IC89)。

A.f. 事故により放出された放射性核種

今回の事故においては直接外部へ放出された中性子やガンマ線に比べその線量寄与は少ないものの、少量のヨウ素とキセノンやクリプトンなどの希ガスが建物の換気口を通して外部に放出され風下に当たるモニタリングポストで検出されている。これらの希ガス自体はその名の通り不活性ガスとして反応を起こさず大気中で拡散し薄められていくことになるが、それらの内の短寿命放射性核種は換気口から放出された後に、またあるものは核反応が生じた沈殿槽から室内空气中へ放出された段階で壊変し Rb, Sr, Y, Zr や Cs, Ba, La, Ce となり、それらのいくつかの核種は環境試料のみならず3人の被ばく者の頭髪や下着の測定において見いだされている。生成が予想される核種とそれからの放出ガンマ線エネルギーを表付 A.1、表付 A.2 に示す。

表付 A.1 ²³⁵U の熱中性子核分裂による Kr 同位体の収率と壊変系列

Kr-85 0.29% 10.7y	Kr-85m 1.26% 4.48h	Kr-86 1.97% 安定	Kr-87 2.48% 76m	Kr-88 2.86% 2.84h	Kr-89 4.46% 3.18m	Kr-90 4.90% 32.3s	
↓	↓		↓		↓	↓	
Rb-85 安定	Rb-85 安定		Rb-87 4.8E10y no γ	Rb-88 17.8m	Rb-89 15.2m	Rb-90m(12%) 258s	Rb-90(88%) 153s
			↓	↓	↓		↓
			Sr-87 安定	Sr-88 安定	Sr-89 50.5d β のみ		Sr-90 29.12y β のみ
					↓		↓
					Y-89 安定		Y-90 64.0h β のみ
							↓
							Zr-90 安定

Kr-91 3.07% 8.6s		Kr-92 1.77% 1.84s	Kr-93 0.48% 1.29s	Kr-94 0.26% 0.2s
↓		↓	↓	↓
Rb-91 58s		Rb-92 4.52s	Rb-93 5.85s	Rb-94 2.72s
↓		↓	↓	↓
Sr-91 9.5h 652.6keV(10.6%) 749.8(23.0%) 1024.3(33.4%)		Sr-92 2.71h 1384(90%)	Sr-93 7.4m	Sr-94 75s
↓		↓	↓	↓
Y-91m(64%) 49.71m	Y-91(36%) 58.51d β のみ	Y-92 3.54h 934.5(13.9%)	Y-93 10.1h 266.9(6.8%)	Y-94 19.1m
↓	↓	↓	↓	↓
	Zr91 安定	Zr92 安定	Zr93 1.53E6y β のみ	Zr94 安定

表付 A.2 ²³⁵U の熱中性子核分裂による Xe 同位体の収率と壊変系列

Xe-131 2.89% 安定	Xe-132 4.30% 安定	Xe-133 6.63% 5.25d	Xe-134 7.81% 安定	Xe-135 6.70% 9.1h	Xe-136 6.28% 安定	Xe-137 6.13% 3.82m	Xe-138 6.50% 14.1m	Xe-139 5.30% 39.7s	Xe-140 3.70% 14s	Xe-141 1.33% 1.73s	Xe-142 0.45% 1.2s
		↓		↓		↓	↓	↓	↓	↓	↓
		Cs-135 安定		Cs-135 3E6y β のみ		Cs-137 30.0y 661.7(85.0%)	Cs-138 32.2m 462.8(30.7%) 546.9(10.8%) 1010(29.8%) 1436(76.3%) 2218(15.2%)	Cs-139 9.5m	Cs-140 63.7s	Cs-141 24.94s	Cs-142 1.8s
				↓		↓	↓	↓	↓	↓	↓
				Ba-135 安定		Ba-137 安定	Ba-138 安定	Ba-139 82.7m 165.9(22%)	Ba-140 12.75d 537.3(24.4%)	Ba-141 18.27m	Ba-142 10.6m
								↓	↓	↓	↓
								La-139 安定	La-140 40.27h 328.8(20.7%) 487.0(45.9%) 815.8(23.6%) 1596(95%)	La-141 3.93h 1354(2.6%)	La-142 14.2m
									↓	↓	↓
									Ce-140	Ce-141 32.5d 145.4(48.4%)	Ce-142 5E16y
										↓	
										Pr-141 安定	

A.g. 被ばく従業員見いだされた放射性核種

被ばく従業員の鼻スミア試料や毛髪、下着等には上記の希ガスの壊変生成物が見いだされている。更に嘔吐物、血液、下着には中性子による放射化生成物が見いだされている。ここで見いだされている放射化生成物は熱中性子が体内に存在する核種と核反応を起こし生成されたものである。さらにエネルギーの高い中性子との核反応により生成されたリンが毛髪で検出されている。これらの核反応を下記に記載する。生成された核種の内、半減期が短いものは測定にかかる前に消えてしまったと考えられる。下記には計測にかかったものを示す。

熱中性子によるもの

$^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$: 14.96.h 1.369, 2.754 MeV

$^{41}\text{K}(n,\gamma)^{42}\text{K}$: 12.36h 1.525 MeV

$^{81}\text{Br}(n,\gamma)^{82}\text{Br}$: 35.30h 0.554, 0.619, 0.698, 0.777, 0.828, 1.044, 1.317, 1.475 MeV

$^{121}\text{Sb}(n,\gamma)^{122}\text{Sb}$: 2.70d 0.564 MeV

$^{123}\text{Sb}(n,\gamma)^{124}\text{Sb}$: 60.20d 0.603, 0.723, 1.691 MeV

速中性子によるもの

$^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$: 14.26d 1.71 MeV(β)

上記の被ばく従業員の体内で生成されたものと同じように環境中の物質にも中性子の捕獲による核反応生成物として ^{24}Na や ^{56}Mn が検出されている。

付録 A の参考文献

- (GE99) ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告 114 頁：原子力安全委員会 ウラン加工工場臨界事故調査委員会 平成 11 年 12 月 24 日
- (KU91) ICRP 1990 年勧告 その要点と考え方 草間朋子編 日刊工業新聞社 1991.
- (IC89) ICRP Publ. 58. RBE for Deterministic Effects. Annals of the ICRP 20 (4) 1989.

B. 放医研の初期対応

B.a. 放射線安全課の被ばく従業員受け入れ準備

1. 1999年9月30日11時20分頃、重粒子治療センター管理課より、被ばく事故が発生したらしいとの電話連絡が放射線安全課にあり、企画室に確認後、直ちに放射線安全課職員を召集し、被ばく従業員受け入れ準備に入る。
2. 同11時30分頃、放射能汚染事故の可能性を考慮し、第3研究棟玄関から緊急被ばく医療施設内までの床を養生（ビニールシート及びポリロ紙張り）、施設・設備（空調、給排気、給排水、排気モニタ等）の運転確認、放射線測定機器類（ α 線、 β 線、 γ 線用サーベイメータ類、ポケット線量計等）及び関連資機材（半面マスク、エアサンプラ）の準備・確認作業等を開始する。
3. 同11時40分頃、ウラン加工工場で被ばくした3人従業員が放医研に搬送される可能性有りとの連絡が入る。
4. 同13時00分頃、被ばく従業員が茨城県防災ヘリコプターにより千葉市消防本部ヘリポートを経由し、救急車にて搬送されるとの連絡が入る。ヘリポートでの被ばく従業員、ヘリコプター及び操縦員等の放射能汚染測定・汚染除去作業及び放医研への搬送立会い等に対応する放射線安全課員3名を決定した。
5. 同13時30分頃、放射能除染作業を実施する作業員以外は軽装備（放射能除染作業を除く）で対応する体制を整備。その後六フッ化ウラン使用施設での事故、被ばく従業員3名、内部被ばくの可能性、との連絡が入る。緊急被ばく医療施設において患者の人命優先で対応することとした。関係する作業員の装備は原則として中装備（半面マスク、綿手袋、ゴム手袋、タイベックスーツ、オーバーシューズ）に変更する。
6. 同14時00分頃、千葉市消防本部手配の救急車により、被ばく従業員移送対応者（放射線安全課員3名）が放射線測定機器類、防護服等を携行して放医研を出発する。また、高レベルの外部被ばくの可能性ありとの連絡が入る。
7. 同14時30分頃、ヘリポート到着。放医研に連絡後ただちに救急搬送関係者と打合せを行う。救急隊員の装備は結核等の伝染性が予想される場合の装備（ディスポ型白衣、メディカルマスク、ゴム手袋等）で対応する。
8. 同14時40分頃、茨城県防災ヘリコプターにより被ばく従業員3名到着。うち2名については下痢、嘔吐の症状あり。直ちに放射線安全課員3名で被ばく従業員の応急的な直接サーベイを実施する。ヘリコプター内部での測定では被ばく従業員の全身に異常値が認められ、特に胸部付近で高い値（GMで最大12kcpm、（アルファ線は検出せず）を示した。患者1名の容体がすぐれない様に思われたため、患者の人命優先で救急車両に移動させる。救急隊員にはポケット線量計を携行させる。
9. 同15時00分頃、被ばく従業員3名に医師と放射線安全課員1名が同乗し、放医研に向け搬送を開始する旨放医研に連絡する。放射線安全課員2名はヘリコプター、操縦員の放射能汚染測定及び汚染が認められた場合の除染作業を行うため、現場で作業を継続した。
10. 搬送中、被ばく従業員が暑いと訴えた（患者は服の上から毛布及び厚手のビニールシートでずっと梱包状態にあったと思われる）ため、同行の医師に確認し、シート及び毛布を放射線安全課員の判断で開放した。途中容体が悪く、嘔吐するがビニール袋に収納する。
11. 同15時30分頃、放医研到着。緊急被ばく医療施設に搬入後、同行の医師、救急隊員及び運搬車輛等についてサーベイを実施する。全てについて、表面汚染は認められなかった。被ばく従業員については、全体に高い値（GMで最大26kcpm、アルファ線は検出せず）を示した。なお、千葉市消防本部に対し救急隊員の被ばく測定結果について、文書で連絡した。

12. 同行した医師の手術衣等について放射能汚染等は認められなかったものの、放医研で回収後、新たに手術衣を提供し、茨城防災ヘリコプターの待つヘリポートまでの輸送を千葉県消防局にお願いした。
13. 比較的元気な2名については、着衣及び所持品等を預かり、排泄物・嘔吐物と共に核種分析等を実施するため、放射線安全課による測定を開始した。
14. また、同行した JCO 社員1名についても表面汚染測定後ヒューマンカウンタによる測定を実施し、結果に異常は認められなかった。

B.b. 緊急被ばく医療施設における被ばく従業員受け入れ準備

1. 1999年9月30日11時45分過ぎに安全課より、緊急被ばく医療施設のヒューマンカウンタおよび甲状腺モニタが使用できるか否かの緊急連絡を受け、直ちに動作確認を開始した。
2. 同13時頃にほぼ機器の動作確認を終え、どのような事故が発生したのか、患者がどこから来るのか、けがの状態、内部被ばくか外部被ばくか、被ばく源は何なのかの情報が無いまま緊急被ばく医療施設の養生を放射線安全課員を中心として開始した。
3. 同14時頃には重症被ばく従業員が送られてくること、ウラン加工工場での事故であること、ヘリコプターで搬送されることなどの情報を安全課より入手でき、ただならぬことであることが確認できた。その後の情報から、安全課、障害医療部長より、総合判断としては重度の被ばく患者であること、救命措置を第一優先に対応すべきであることを確認し、ベッド型甲状腺モニタの測定器を Ge 半導体検出器に切り替え、汚染検査・管理計測に対応することとした。ウラン加工工場での事故であることより、アルファ線サーベイメータ、GM サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータの手配、呼吸集じん器と、 α/β 線傷モニタの準備、その他不足機器類に関しては主に内部被ばく棟および人材育成開発室より調達し、動作確認を行った。
4. 同15時頃、ヘリコプターが千葉県土気のヘリポートに着いたこと、15時30分到着を予定して、再度、緊急被ばく医療チームでの受け入れ準備体制の総点検を行った。

B.c. 3名の被ばく従業員の汚染検査

1. 同15時25分頃、3名の被ばく従業員を受け入れ、廊下にて、それぞれの表面汚染検査をアルファ線サーベイメータ及び GM サーベイメータ測定担当1名および記録員1名の2名1チームで実施した。サーベイの測定より、異常に高い数値であることが次々に報告記録された。

GM サーベイ結果 A氏:頭部約13 kcpm、上半身約26 kcpm、S氏:上半身約15 kcpm、

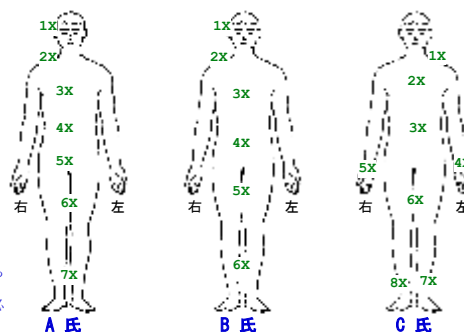
C氏:頭部約6 kcpm、上半身約4 kcpm (BG:100 cpmを含む)

2. 廊下に準備した予備の GM サーベイメータの指針が振り切れていることより、改めて重度の被ばく患者であることを認識させられた。アルファ線の表面汚染検査は BG レベルであり、患者をくるんだ毛布等の汚染も低レベルであることより、緊急被ばく医療施設内でのヒューマンカウンタおよび甲状腺モニタによる被ばく測定を中止し、救命措置を第一優先として病院棟へ移送する旨を障害医療部長より連絡を受け、直ちに汚染管理計測を実施する事とした。
3. そして3名の被ばく従業員は緊急被ばく医療施設より重粒子治療センターに移送された。

10月1日に実施した患者3名の TLD (CaSO₄(Tm)) 測定結果を資料-1 に、病室周辺でのエリアサーベイの結果を資料-2 に示した。

TLD測定記録

測定日：
平成11年10月01日(金)



注)
TLDについては患者自身での装着が不可能であったため、布団の上から装着した。
なお、布団についても測定時間中必ず掛けていたわけではない。

A氏 図-左	TLD No.	部位	装着 開始時間	装着 終了時間	測定結果 μSv/hr)
	1	頭部	16:53	17:23	7.7
2	右肩部	16:53	17:23	10.1	
3	胸部	16:53	17:23	7.7	
4	腹部	16:53	17:23	8.0	
5	下腹部	16:53	17:23	9.3	
6	大腿部	16:53	17:23	7.6	
7	足部	16:53	17:23	7.1	

B氏 図-中央	TLD No.	部位	装着 開始時間	装着 終了時間	測定結果 μSv/hr)
	1	頭部	16:51	17:21	7.1
2	右肩部	16:51	17:21	7.2	
3	胸部	16:51	17:21	7.0	
4	腹部	16:51	17:21	6.2	
5	大腿部	16:51	17:21	7.1	
6	足部	16:51	17:21	8.4	

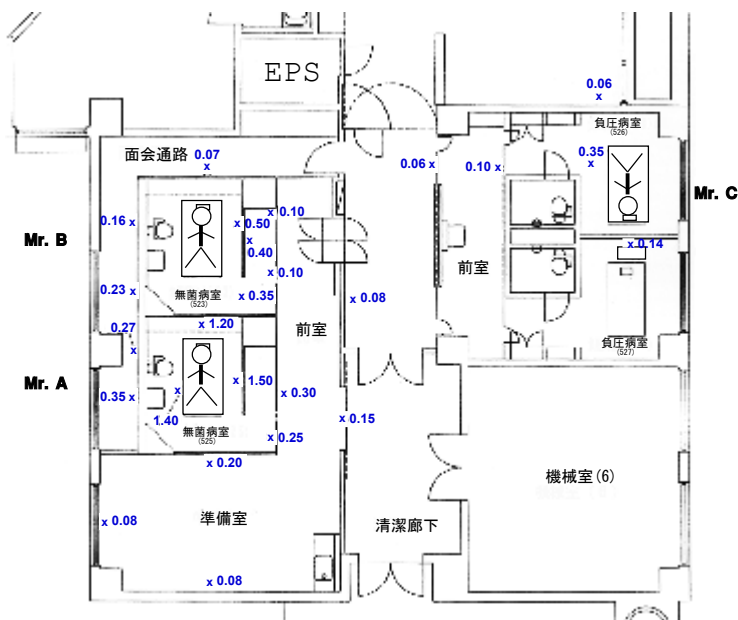
C氏 図-右	TLD No.	部位	装着 開始時間	装着 終了時間	測定結果 μSv/hr)
	1	左肩部	17:05	18:35	7.3
2	胸部	17:05	18:35	6.0	
3	腹部	17:05	18:35	7.0	
4	左手	17:05	18:35	5.8	
5	右手	17:05	18:35	5.7	
6	大腿部	17:05	18:35	5.8	
7	左足	17:05	18:35	7.3	
8	右足	17:05	18:35	5.4	

資料-1

病室エリア測定記録

測定日：平成11年10月01日(金)
9時40分
測定器：シンチレーション・サーベイ
(アロカ TCS-161)
単位：μSv h⁻¹

注：患者体内のNaが中性子により放射化され²⁴Naが生成されている。



資料-2

B.d. 3名の被ばく従業員の試料および所持品の放射線計測

1. もっとも早い段階で測定されたのは嘔吐物で、これは内部被ばく実験棟の Ge 半導体検出によって ^{24}Na のピークが確認された後、精密測定のため緊急被ばく医療測定に回された。
2. 同じ頃（15時55分頃）緊急被ばく医療測定での Ge 半導体検出器によるガンマ線スペクトロメータの最初の計測は、サーベイ結果が非常に高かった被ばく従業員の持ち込んだ携帯電話について行われた。最初に目に飛び込んだスペクトル上のピークは ^{24}Na (2,754.0, 1,368.6 keV)、 ^{56}Mn (2113.1, 1810.7, 846.8 keV)、 ^{198}Au (411.8 keV) で 10%近い dead time を作りながらみるみる形成されていった。この時点で中性子による放射化を認識し、次に16時40分より A 氏の嘔吐物の計測を行い、 ^{24}Na 、 ^{42}K (1,524.7 keV) のフォトピークを確認し、対策本部に中性子による被ばくである旨を報告した。
3. 対策本部での報告後、測定すべきサンプルと被ばく線量推定には複数の精密測定が必須であるとの結論に至り、第3研究棟環境放射能測定室の Ge 半導体検出器が校正済みで使用可能状態であることから測定の応援を依頼した。
4. 以後、呼気の吸引ろ紙、100円コイン、500円コイン、腕時計、下着、上着、ベルト、鼻腔綿棒等の測定を行った。19時より第3研究棟環境放射能測定室の Ge 半導体検出器で線量推定に使用できるサンプル（コイン、嘔吐物など）の測定を行った。計測では複数の Ge 半導体検出器で同一試料を計測したり、 ^{24}Na の減衰を考慮し、再測定を行うなど計測結果の信頼性を高める努力を行った。そして10月1日の緊急被ばく医療ネットワーク会議にほぼ全てのサンプルの定性分析結果を報告した。
5. 10月1日早朝の対策会議において、血液の計測、頭部毛髪の測定を早急に行い、 ^{24}Na より線量推定を実施することが決定され、第1研究棟第2微量測定室の Ge 半導体検出器も加え、3ヶ所の Ge 半導体検出器で ^{24}Na の血中濃度を測定し、3名の従業員の被ばく量を推定した。

B.d.1. 3名の被ばく従業員のに関係する試料のガンマ線スペクトロスコピー

3名の被ばく従業員の汚染状態をサーベイメータで検査すると同時に下記の試料について Ge 半導体検出器によるガンマ線スペクトルを収集した。体表面検査として鼻腔内スミアとして綿棒、頭部毛髪を、放射性物質の取り込み（内部被ばく汚染）検査として嘔吐物や呼気吸引ろ紙の測定を行った。また、衣服類についても下着、上着（着替えている）、ベルトを測定した。特に下着に関しては作業時のままであることより、事故時の核分裂希ガスによる汚染核種を同定できる試料として計測した。血液については第II章において詳しく記載した。また、入院時の病室内での使用品（タオル、シーツ等）についても測定した。これらの測定試料と検出された核種を下表に示した。

試料内容	検出された核種名	測定開始日時 (m.d hh:mm)	経過時間 (hr)*	測定時間 (sec)	スペクトル No.
嘔吐物(O)	Na-24, K-42, Br-82, Br-80	09.30 18:25	7.83	6002	MCA-01
鼻腔 綿棒	Na-24	10.01 05:13	18.63	8000	MCA-02
吸引ろ紙	BG γ -rays (Uranium & Thorium Series)	09.30 16:40	6.08	5198	MCA-03
血液 20ml(O-1)	Na-24, K-42	10.01 14:49	28.23	3000	MCA-04
血液 20ml(O-2)	Na-24, K-42	10.02 08:48	46.22	6000	
血液 20ml(S-1)	Na-24, K-42	10.01 16:47	30.20	4000	MCA-05
血液 20ml(S-2)	Na-24, K-42	10.02 12:20	49.75	2004	
血液 20ml(S-3)	Na-24, K-42	10.02 16:46	54.18	6000	
血液 20ml(Y-1)	Na-24, K-42	10.02 10:31	47.93	6000	MCA-06
毛髪~100mg(Y-1)	Ba-140, La-140,	10.15 12:15	361.67	3000	
毛髪全量(Y-2)	Ba-140, La-140, Sr-91, Y-91, Na-24	10.01 20:41	34.10	43000	MCA-07
毛髪6.24gr(Y-3)	Ba-140, La-140	10.15 17:00	366.42	75000	MCA-08
初日全員分タオル	Na-24, Sr-91, Y-91, Ba-140, La-140	10.02 13:10	50.58	5000	MCA-09
2日目タオル(O)	Na-24	10.02 14:50	52.25	3000	MCA-10
病室使用品シャツ他	Na-24	10.02 15:40	53.08	2000	MCA-11
下着-1	Na-24, Br-80, Br-82, Sr-91, Ba-139, K-42	09.30 23:22	12.78	2000	MCA-12
下着-2	Na-24, Br-82, Sr-91, Ba-140, La-140	10.02 23:50	61.25	36000	
下着-3	Br-82, Ba-140, La-140, Sb-122, Sb-124, Na-24	10.05 17:50	127.25	55000	
下着-4	Br-82, Ba-140, La-140, Sb-122, Sb-124, Na-24, I-131	10.10 15:30	244.9 2	66000	
下着-5	Ba-140, La-140, Sb-122, Sb-124, I-131	10.22 09:50	527.25	111000	MCA-13
上着(S)	Na-24, Cu-64, Zn-69, Sr-91, Y-91, Sb-122	10.01 00:21	13.77	2000	MCA-14
ベルト(Y)	Mn-56, Sr-91, Y-91, Na-24	10.01 01:00	14.42	5000	MCA-15

* 経過時間：事故発生時点(1999/09/30 10:35)より測定開始までの経過時間

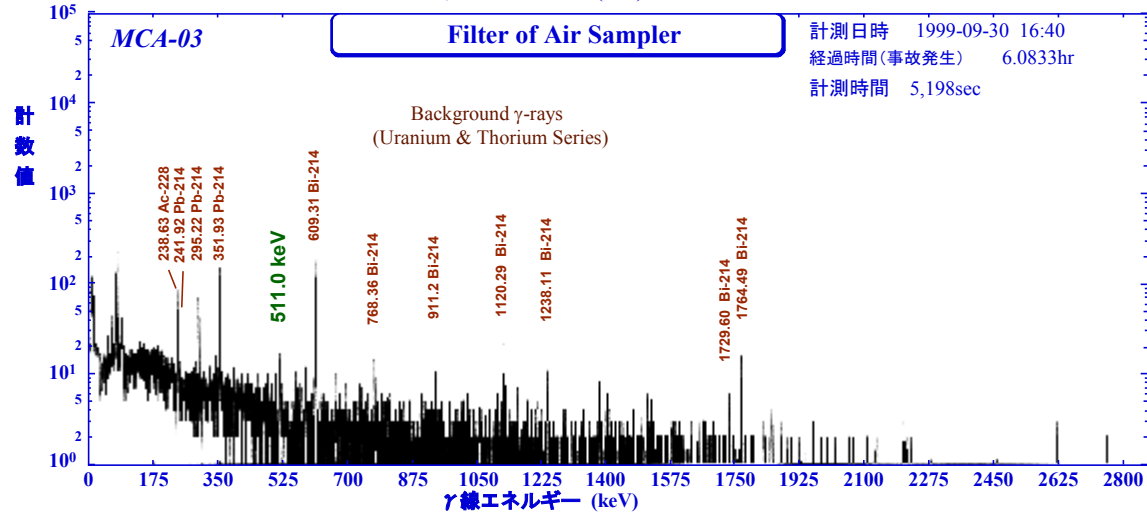
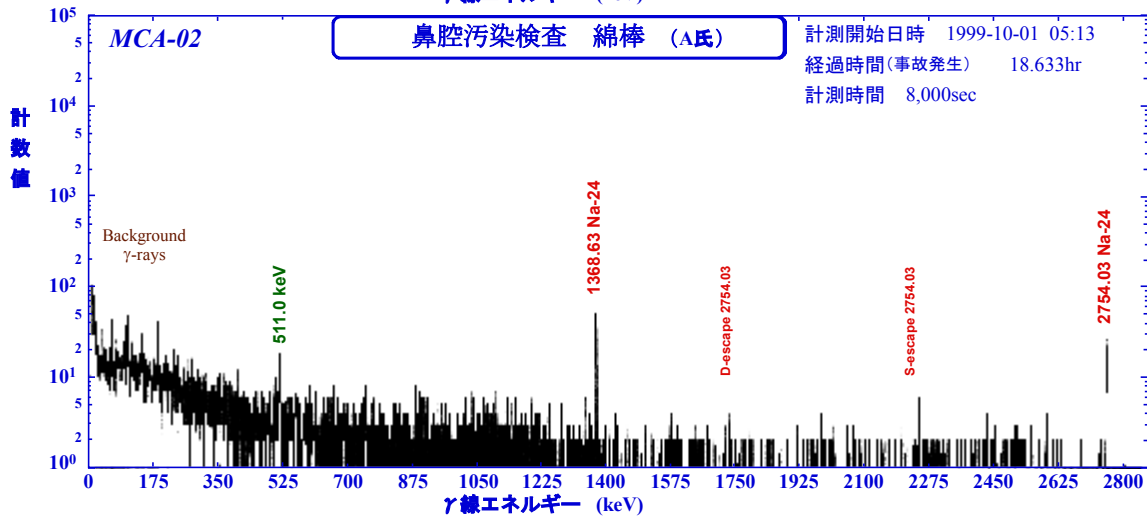
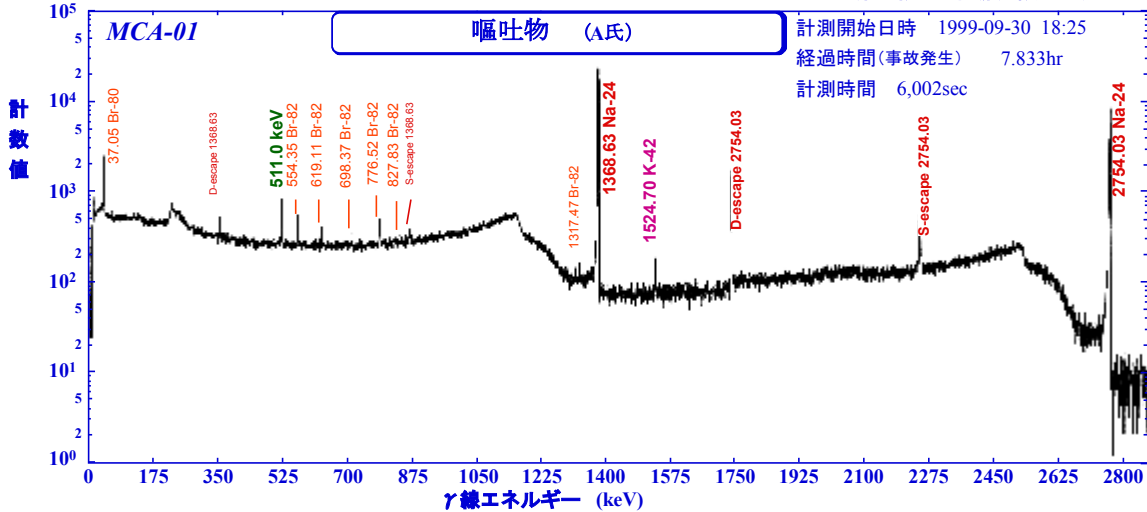
B.d.2. 3名の被ばく従業員の所持品のガンマ線スペクトロスコピー

3名の被ばく従業員の搬送とともに上着のポケットより得られた所持品を計測した。当初の聞き取り調査ではこれらのものは転換試験棟に入る第一ウラン試験棟玄関そばのロッカー内に置いてあったとのものであったが、腕時計類は作業中装着していたこと、携帯電話も転換試験室の中まで持ち込んでいたことが後に判明した。コインに関しては確定されていない。これらの試料で検出された核種は、機器構成物質の中性子による放射化生成物であり、形状および構成物質が特定し易い物について、定量測定を行った。これらの測定試料と検出された核種を下表に示した。

試料内容	検出された核種名	測定開始日時 (m.d hh:mm)	経過時間 (hr)*	測定時間 (sec)	スペクトル No.
G-Shock(O氏装着)	Na-24, Mn-56, Au-198, Pr-138, As-76, Cr-51	09.30 22:42	12.12	2000	MCA-16
G-Shock	Mn-54, Au-198, Ta-182, Cr-51, Co-60, Fe-59, Zn-65, Ag-110m, Sc-46, Sb-124, La-140	10.26 18:12	631.62	64000	MCA-17
G-Shock 裏蓋 チタン	Sc-46, Ag-110m, Hf-181, Cr-51, Co-60	11.02 16:09	797.57	241002	MCA-18
G-Shock 電池 CR2016	Cr-51, Ta-182, Au-198, Sb-124, Ag-110m, Mn-56,	10.06 09:34	142.98	28921	
G-Shock 電池	Co-58, Sc-46, Co-60, Fe-59, Zn-65	10.04 18:33	103.97	51002	
G-Shock 電池	Cr-51, Co-58, Mn-54, Fe-59, Co-60	11.13 10:01	1055.43	466002	MCA-19
G-Shock 基板	Ta-182, Co-58, Co-60, Cr-51, Zn-65, Ag-110m, Sb-124, Au-198	11.05 12:00	865.42	250000	MCA-20
白銅貨 100円S55年製	Mn-56, Cu-64, Ni-65, Co-58	09.30 21:11	10.60	2000	MCA-21
白銅貨 500円H8年製	Mn-56, Cu-64, Ni-65, Co-58	09.30 22:03	11.47	2000	MCA-22
Rolex (Y氏装着)	Zn-65, Cr-51, Au-198, La-140, Ba-140, Br-82, Ag-110m, Co-58, Co-60, Fe-59	10.08 22:06	203.52	72000	MCA-23
Rolex 裏蓋 ステンレス	Cr-51, Co-58, Co-60, Fe-59, La-140, Mn-54	10.18 18:00	439.42	165000	MCA-24
Rolex 裏蓋 ステンレス	Cr-51, Co-60, Co-58, Fe-59, La-140, Mn-54	10.30 16:49	726.23	150036	
Rolex 電池 SR-626SW	Ag-110m, Zn-65, Cr-51	11.01 10:35	768.00	100002	MCA-25
携帯電話(全体)	Mn-56, Na-24, Br-82, W-187, Sb-122, Cu-64, Ni-65, Au-198, La-140	09.30 15:55	5.33	1502	MCA-26
携帯電池のみ	Co-60, Sb-124, Br-82, Au-198, Sb-122	10.03 18:01	79.43	52602	MCA-27
携帯電池のみ	Co-60, Sb-124, Au-198	10.17 11:00	408.42	78000	MCA-28

* 経過時間：事故発生時点(1999/09/30 10:35)より測定開始までの経過時間

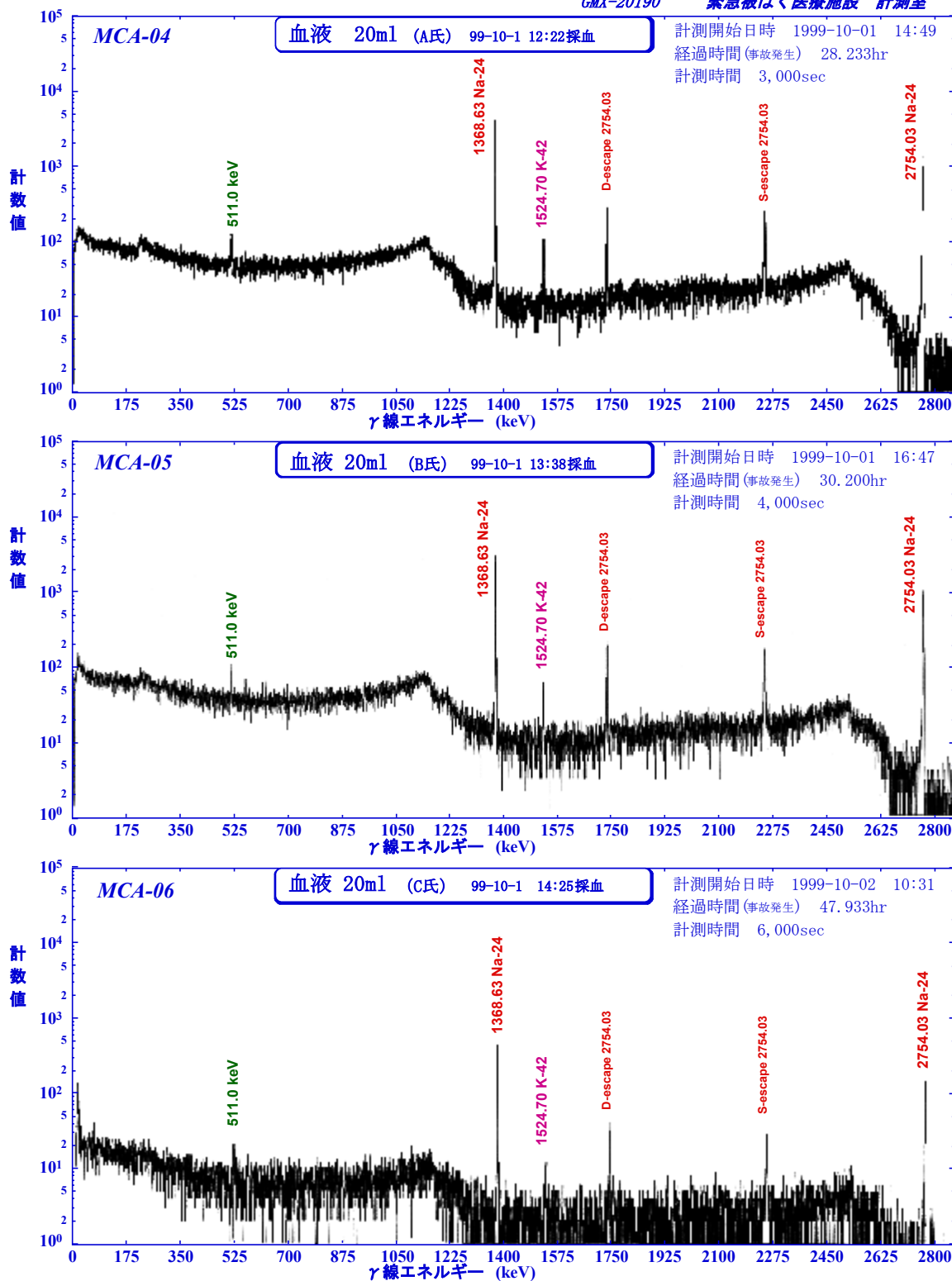
それぞれの測定されたスペクトルデータを資料-3 ～ 資料-13 として示した。また参考までに測定器のバックグラウンドを資料-14 に示した。バックグラウンドには Ge 半導体検出器の構成物質からのガンマ線、特に ^{235}U からの 185.72 keV のピークが認められている。資料 15 にはウランの核分裂生成物として可能性のある核種についての半減期、ガンマ線エネルギー、放出率を示した。参照したデータは「Richard B. Firestone : Table of Isotopes Eighth Edition John Wiley & Sons, Inc., New York (1998) 」を主として使用した。



- MCA-01 (嘔吐物) : ポリ袋に入ったティッシュペーパーにしみ込んだ嘔吐物を内径 85mm φx120mm のスチロール容器に入れて測定した。
検出された核種は Na-24、Br-82、Br-80 であり、中性子による放射化生成物である。
- MCA-02 (鼻腔綿棒) : 綿棒を二つ折りにし、ポリ袋に入れて S-D:12mm で測定した。
検出された核種は Na-24のみで、内部被ばく汚染はないと判定した。
- MCA-03 (吸引る紙) : 患者のサーベイ汚染検査と同時に後頭部近くで呼吸を吸引したる紙を測定した。
検出核種は全てバックグラウンド核種であった。

臨界による核分裂生成核種の体内への取り込み (内部被ばく) は無視できると判定した。

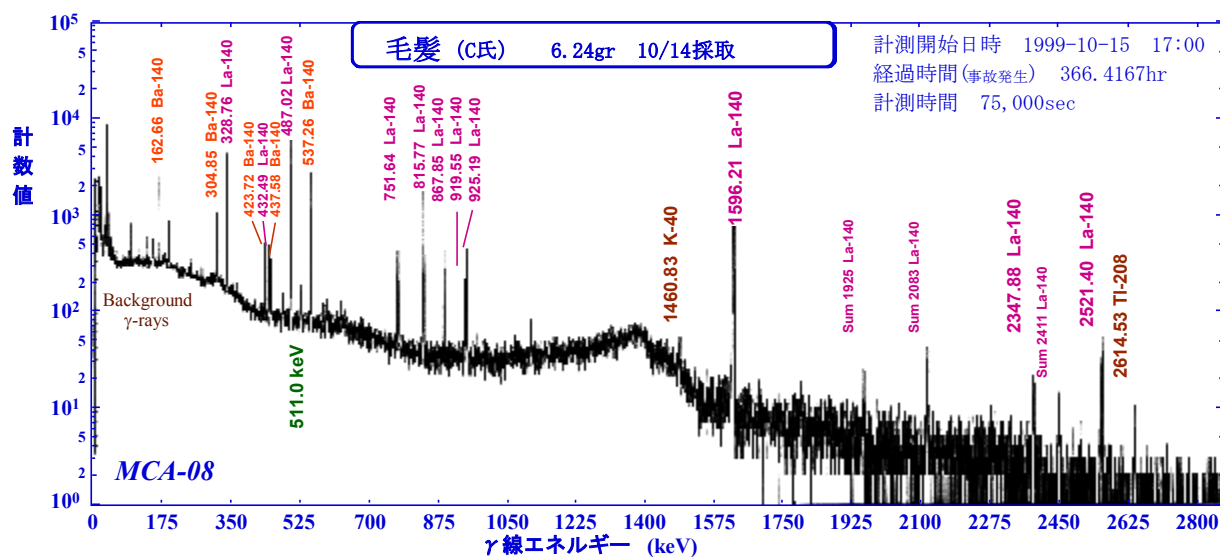
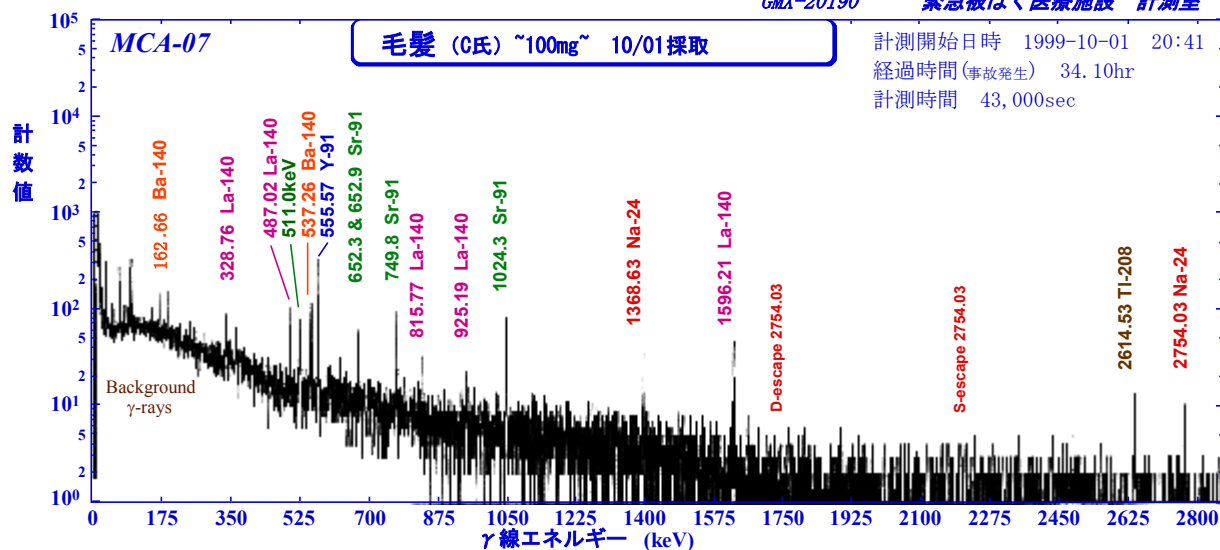
資料-3



MCA-04 (血液 A氏)、MCA-05 (血液 B氏)、MCA-06 (血液 C氏) : 血液20mlを内径45mm φx60mmのスティロール容器(U-8)に入れて測定した。検出された核種は²⁴Na、⁴²Kであり、中性子による放射化生成物である。
測定条件 S-D : 10mm 測定効率 2754.0keV:0.00463、1368.6keV:0.00923、1524.7keV:0.00830
(NIST社NG2標準混合溶液による)

詳細は別項(4.3.1)で報告する。

資料-4

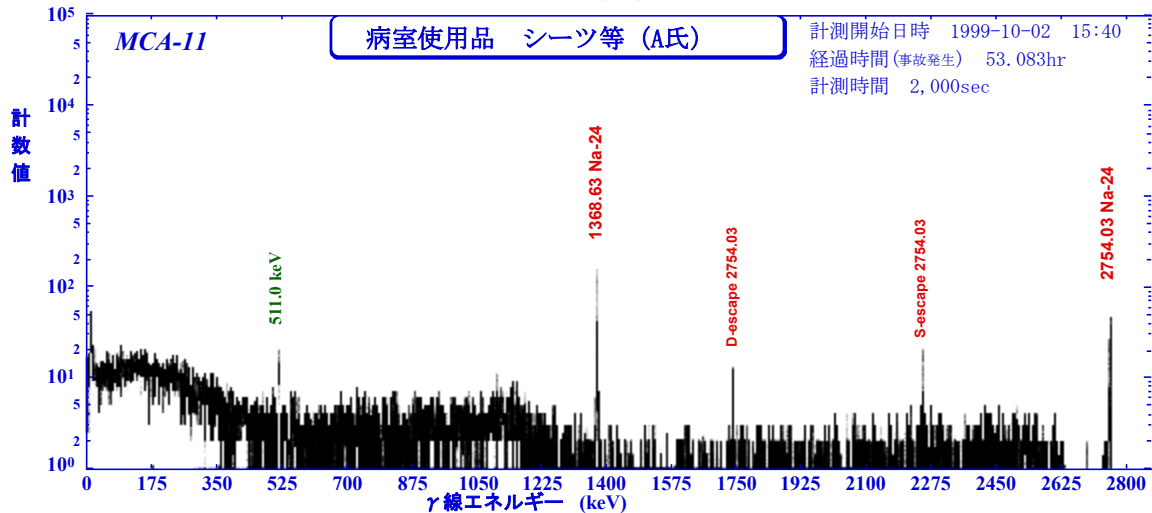
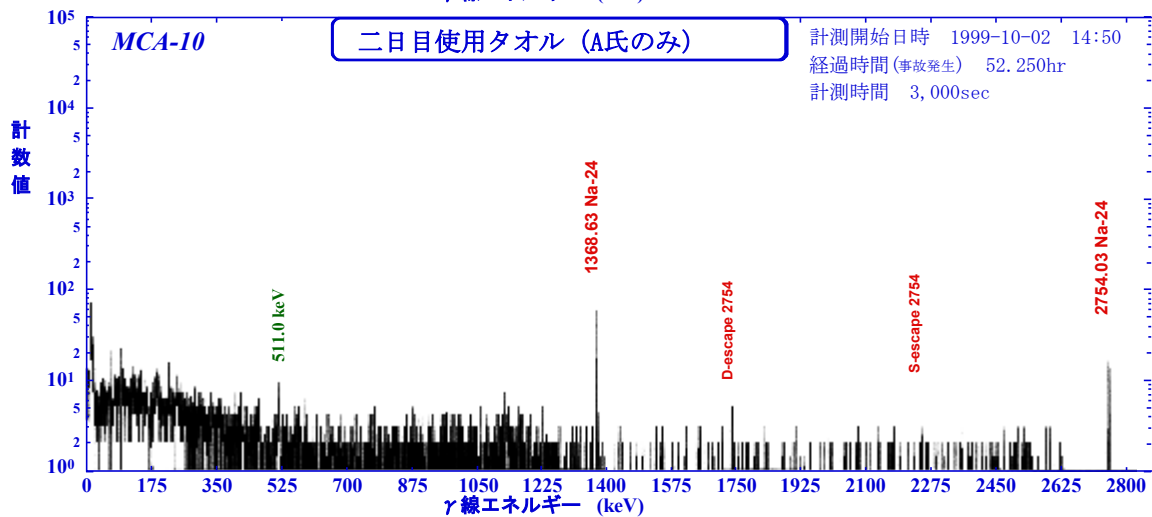
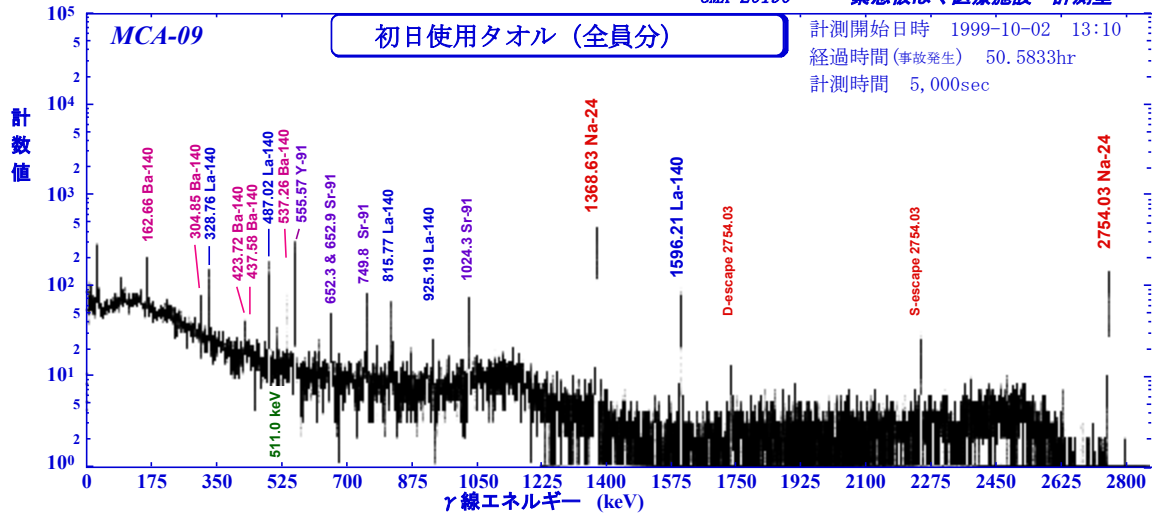


MCA-07 (毛髪 C氏) : 少量の頭部毛髪をポリ袋に入れて測定した。S-D:10mm
検出された核種は²⁴Na、¹⁴⁰Ba、¹⁴⁰La、⁹¹Sr、⁹¹Yであり、²⁴Naは中性子による放射化生成物であり、¹⁴⁰Ba、¹⁴⁰La、⁹¹Sr、⁹¹Yは核分裂生成核種である。

他の作業員の毛髪では²⁴Naが検出された。

MCA-08 (毛髪 C氏) : 14日経過後の頭部毛髪 (6.24gr) を、40mm角のルサイト5mmの容器に入れてS-D:15mmで測定した。検出された核種は¹⁴⁰Ba、¹⁴⁰Laであり、核分裂生成核種で毛髪内に吸着したと考えられる。

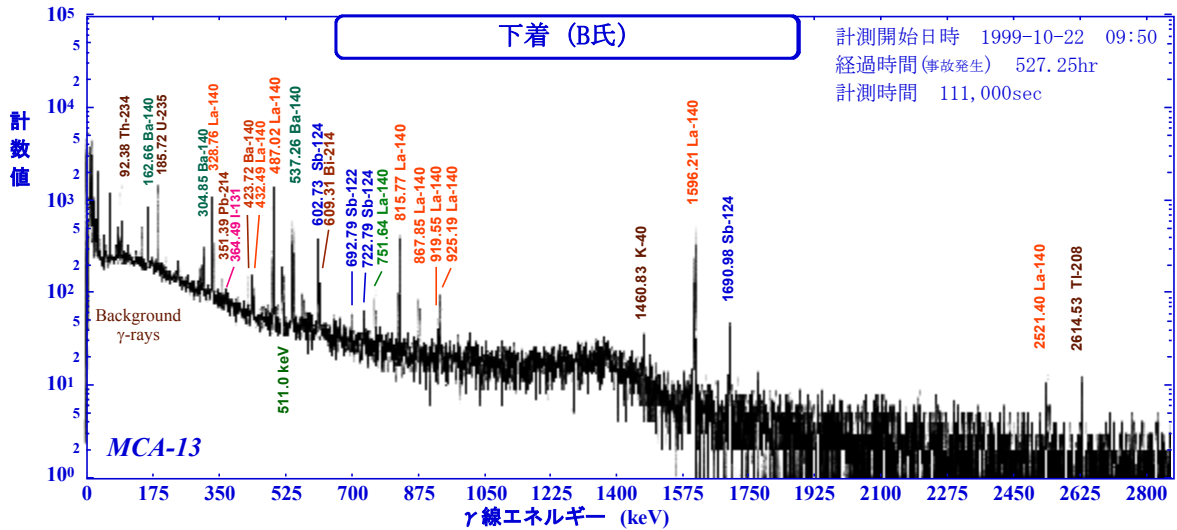
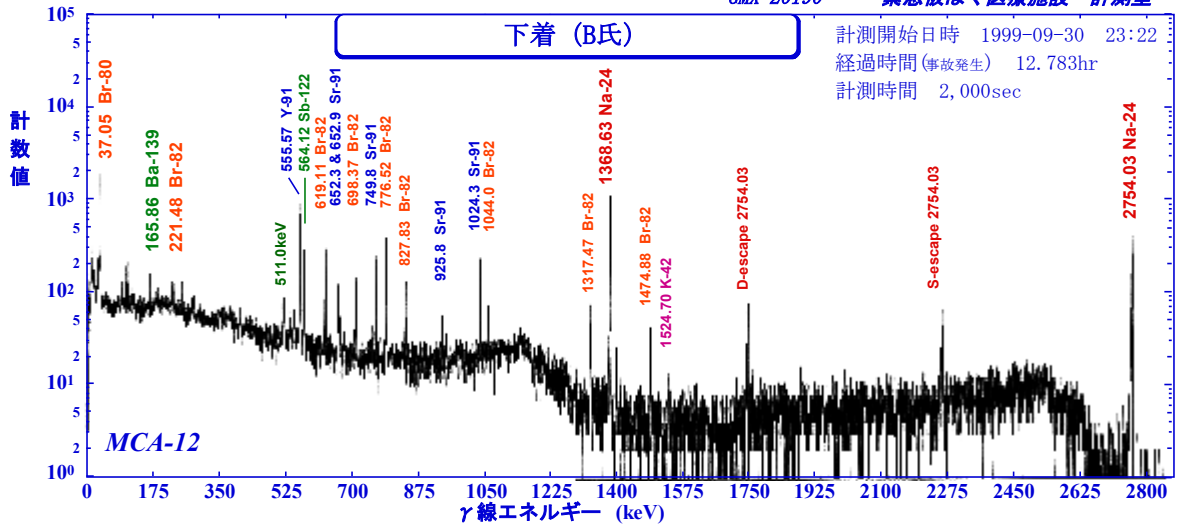
他の作業員は転換試験室に居たがヘルメットを着用していたため汚染量は少ないと考えられる。



MCA-09 (タオル) : 病室移送後の最初の身体を拭ったタオル全員分(約20枚)をポリ袋(約8リットル)に入れ、測定した。
検出された核種は²⁴Na、¹⁴⁰Ba、¹⁴⁰La、⁹¹Sr、⁹¹Yであり、²⁴Naは発汗によるNaClの中性子による放射化生成物であり、¹⁴⁰Ba、¹⁴⁰La、⁹¹Sr、⁹¹Yは核分裂生成核種であり体表面の汚染と考えられる。

MCA-10 (タオル A氏) : 2度目(10月2日使用)の身体を拭ったタオル(A氏のみ)をポリ袋(約3リットル)に入れ、測定した。
検出された核種は²⁴Naのみであり、体表面の核分裂生成核種の汚染は最初の拭き取りでなくなったと考えられる。

MCA-11 (病室使用品 A氏) : 検出された核種は²⁴Naのみであり、発汗によるNaClの中性子による放射化生成物が検出された。



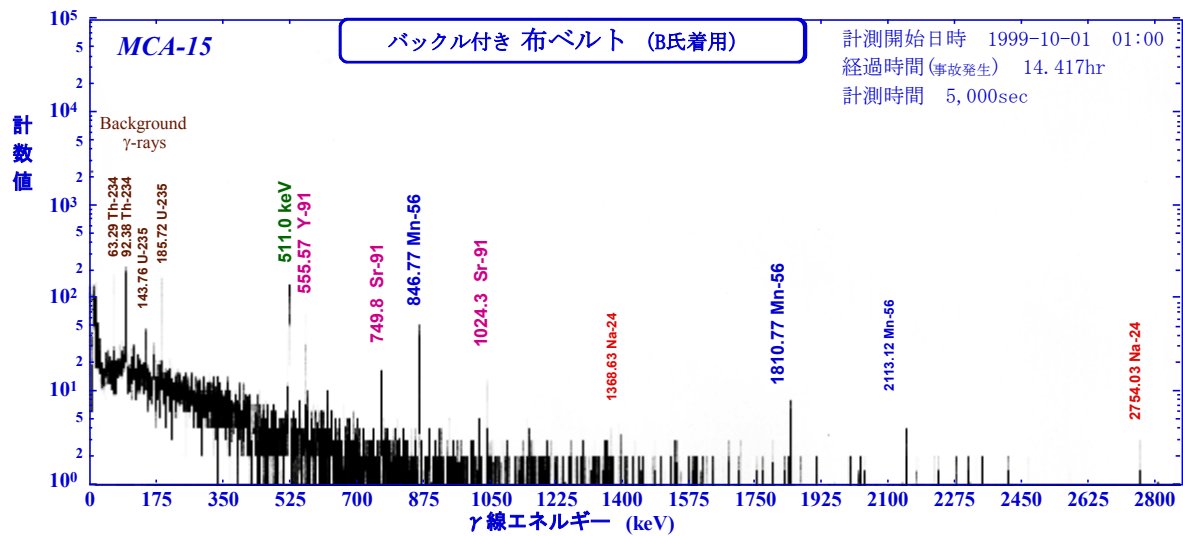
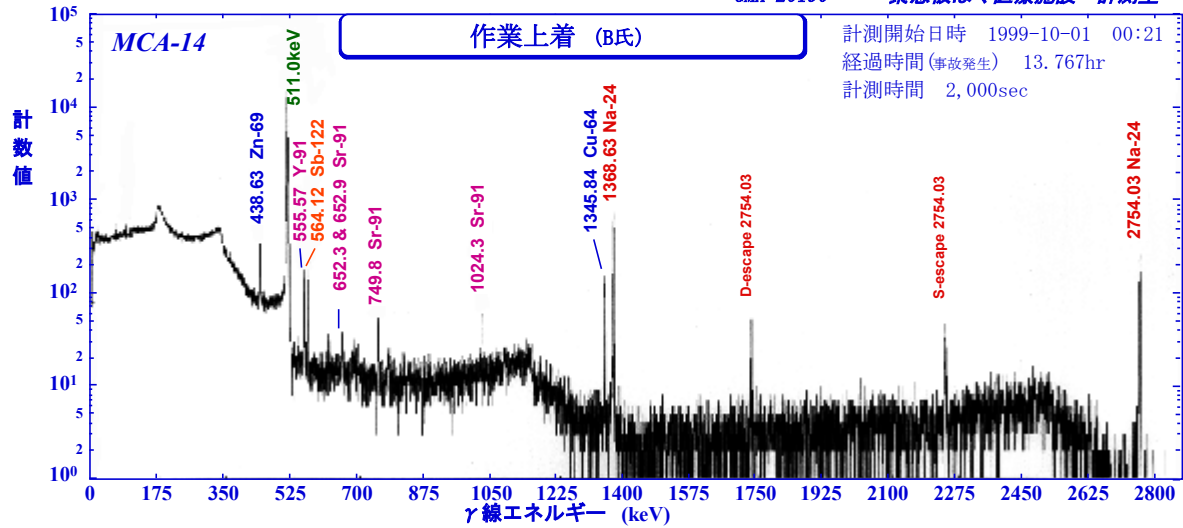
MCA-12 (下着 B氏) : 病室移送後の臨界事故作業中に身につけていた下着が入手できた。

内径85mm φx120mmのスティール容器に入れて測定した。

検出された核種は²⁴Na、⁴²K、⁸⁰Br、⁸²Br、⁹¹Sr、¹²²Sb、¹³⁹Baであり、²⁴Naは発汗によるNaClの中性子による放射化生成物であり、⁸⁰Br、⁸²Br、⁹¹Sr、¹²²Sb、¹³⁹Baは核分裂生成核種である。

MCA-13 (下着 B氏) : 下着B氏の試料を時間経過を考慮し測定した。

検出された核種は¹⁴⁰La、¹⁴⁰B、¹²²Sb、¹⁴⁰Sb、¹³¹Iであり、主な核分裂生成核種が検出された。



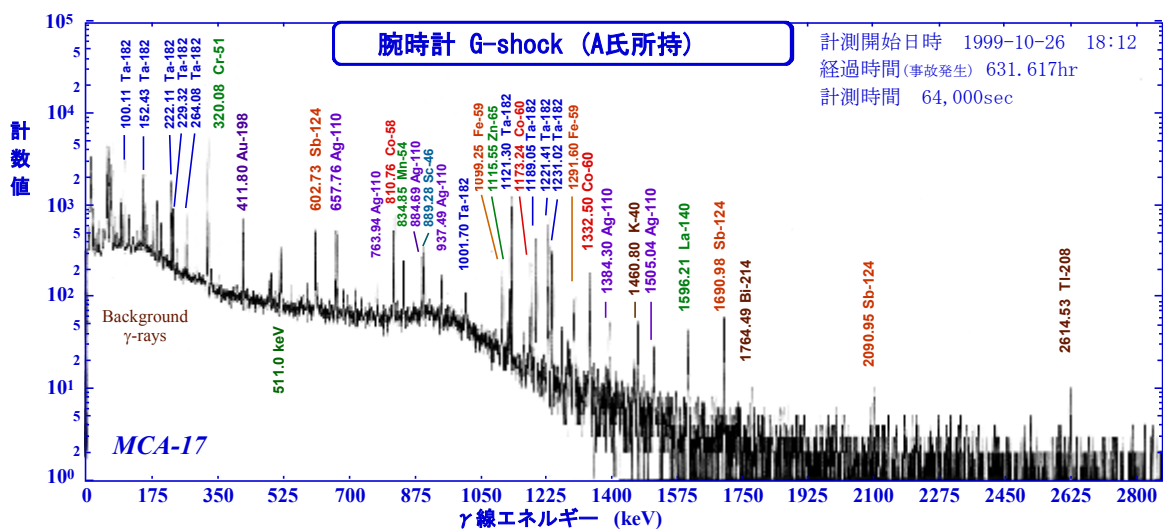
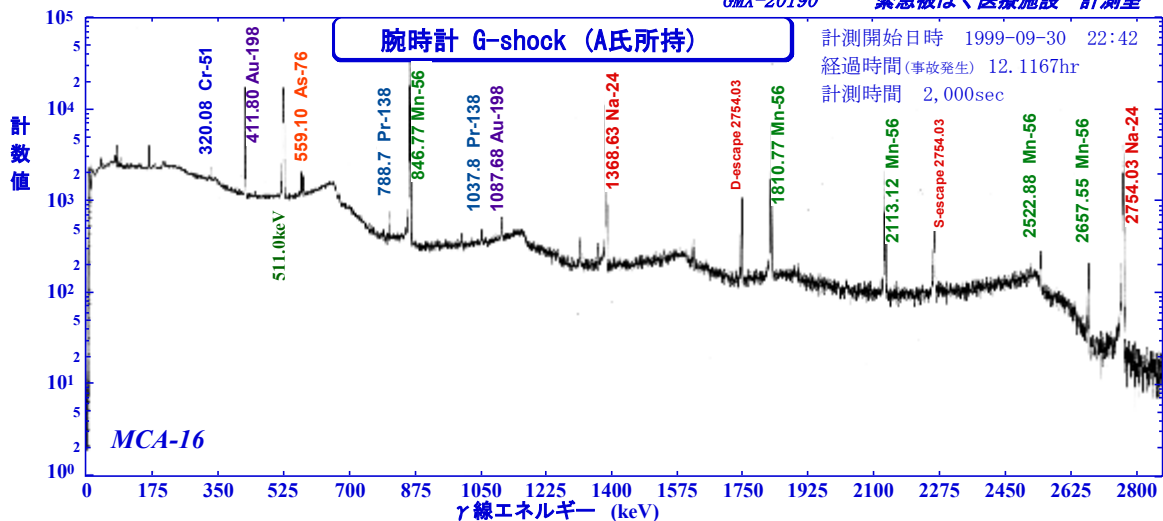
MCA-14 (上着 B氏) : 臨界事故作業中に身につけていた着衣は着替えてきた。

この上着はJCO転換試験棟入り口のロッカーに置いてあった。(聞き取り調査より) ポリ袋に入れて測定した。

検出された核種は ^{24}Na 、 ^{64}Cu 、 ^{69}Zn 、 ^{91}Y 、 ^{91}Sr 、 ^{122}Sb であり、 ^{24}Na は発汗による NaCl の、 ^{64}Cu 、 ^{69}Zn は金属類の中性子による放射化生成物であり、 ^{91}Y 、 ^{91}Sr 、 ^{122}Sb は核分裂生成核種である。

MCA-15 (ベルト C氏) : 移送時着用していたベルト(布製 バックル付き)をポリ袋に入れて測定した。検出された核種は

^{56}Mn 、 ^{91}Sr 、 ^{91}Y であり、 ^{56}Mn はバックルの金属の中性子による放射化生成物であり、 ^{91}Y 、 ^{91}Sr は核分裂生成核種である。



MCA-16 (腕時計 A氏) : 臨界事故作業中に身につけていたと思われる腕時計 (後に腕に装着していたことが判明した) をポリ袋に入れて測定した。この腕時計はCASIO社製G-shock Fisherman クォーツ式電子時計 (液晶デジタル表示) である。

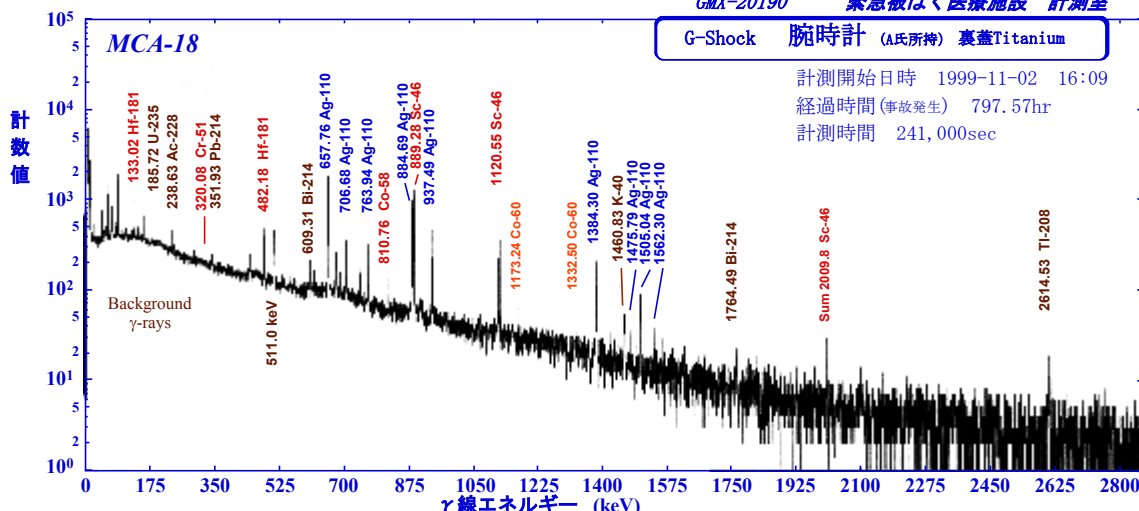
検出された核種は ^{24}Na 、 ^{56}Mn 、 ^{198}Au 、 ^{138}Pr 、 ^{76}As 、 ^{51}Cr であり、構成部品の金属類の中性子による放射化生成核種が検出された。

^{24}Na はバンド接続部分での手垢等に含まれるNaClが放射化されたものである。

MCA-17 (腕時計 A氏) : 短半減期核種の減衰を待ち、同様に測定した。

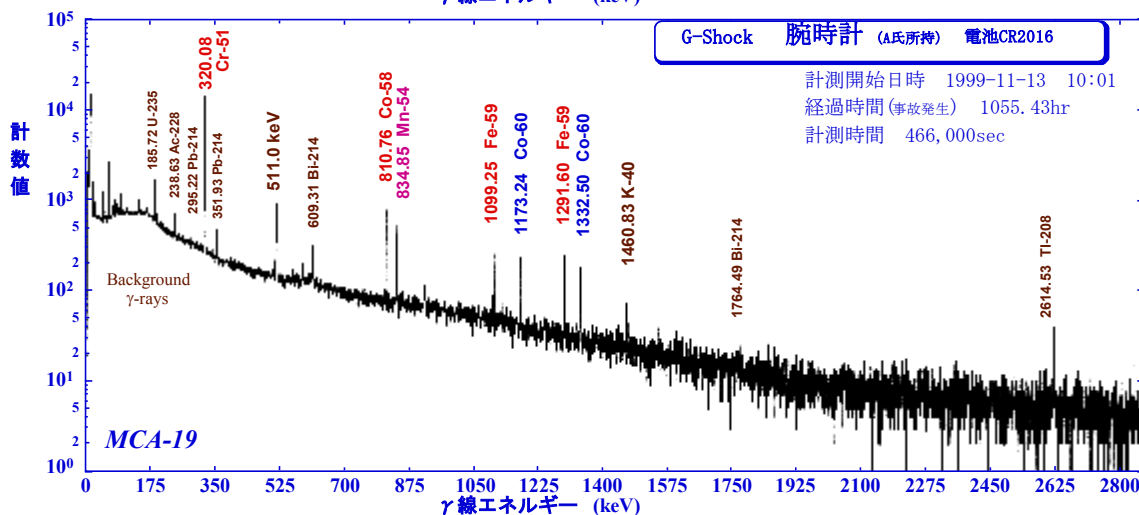
検出された核種は ^{182}Ta 、 ^{110}Ag 、 ^{60}Co 、 ^{59}Fe 、 ^{58}Co 、 ^{54}Mn 、 ^{51}Cr 、 ^{65}Zn 、 ^{198}Au 、 ^{124}Sb 等であり、機構部品および電子部品の構成材料の中性子による放射化生成核種が検出された。

また、時計は入手時点で液晶表示も含め、機能停止状態であった。



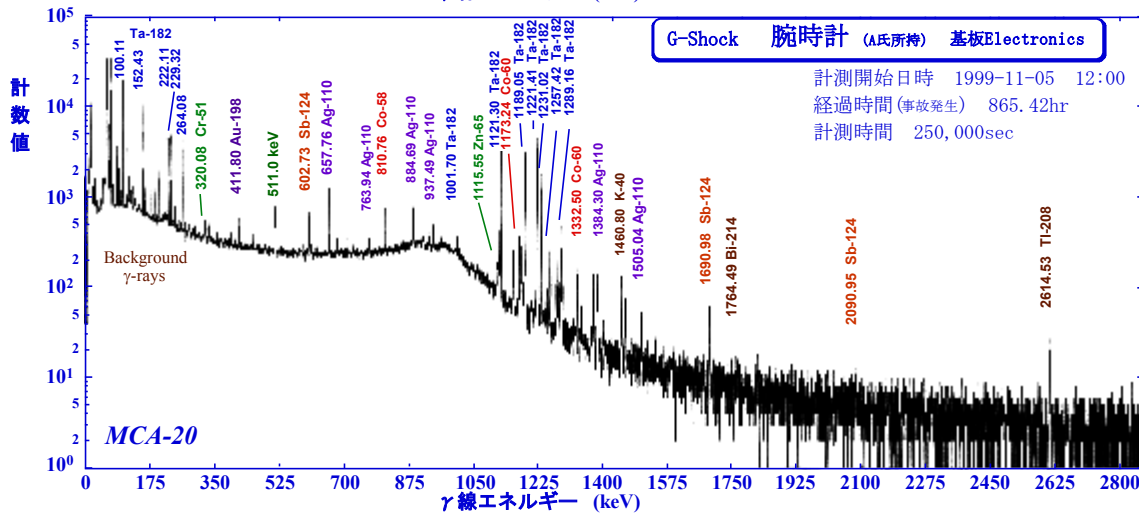
G-Shock 腕時計 (A氏所持) 裏蓋Titanium

計測開始日時 1999-11-02 16:09
経過時間(事故発生) 797.57hr
計測時間 241,000sec



G-Shock 腕時計 (A氏所持) 電池CR2016

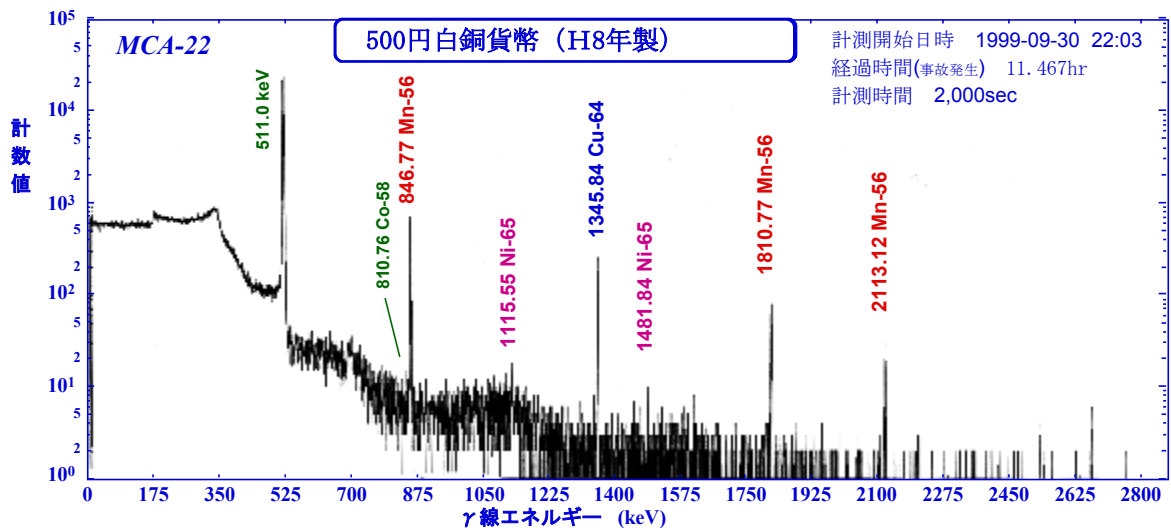
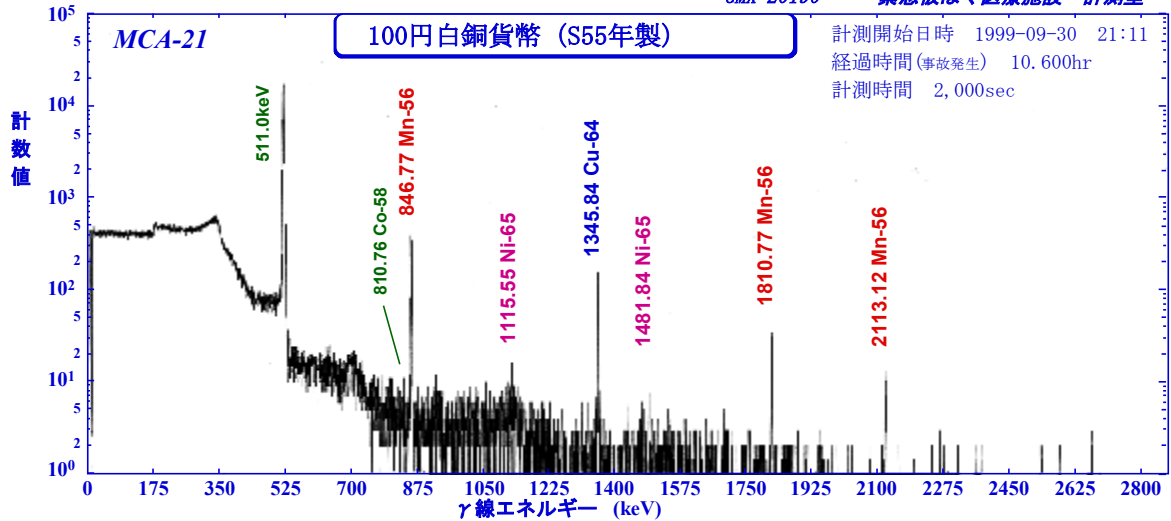
計測開始日時 1999-11-13 10:01
経過時間(事故発生) 1055.43hr
計測時間 466,000sec



G-Shock 腕時計 (A氏所持) 基板Electronics

計測開始日時 1999-11-05 12:00
経過時間(事故発生) 865.42hr
計測時間 250,000sec

- MCA-18 (腕時計裏蓋) : 分解後の裏蓋 (チタン合金製 約38mm φ1.5mm 8.14g) をポリ袋に入れて測定した。検出された核種は⁴⁶Sc、¹¹⁰Ag、¹⁸¹Hf、⁵¹Cr、⁶⁰Coであり、中性子による放射化生成核種が検出された。
- MCA-19 (腕時計電池) : 内蔵のリチウム電池 (CR2016 20mm φ1.5mm) をS-D:10mmで測定した。検出された核種は⁵¹Cr、⁵⁸Co、⁶⁰Co、⁵⁹Fe、⁵⁴Mnで、電池の構成材料の中性子による放射化生成核種が検出された。
- MCA-20 (腕時計基板) : 電子基板 (約24mm φ) をS-D:10mmで測定した。検出された核種は¹⁸²Ta、¹¹⁰Ag、⁶⁰Co、¹⁹⁸Au、⁵⁸Co、¹²⁴Sbで、電子部品 (Ta: タンタルコンデンサ、Ag: 抵抗体、Au: 接点材料) の中性子による放射化生成核種が検出された。



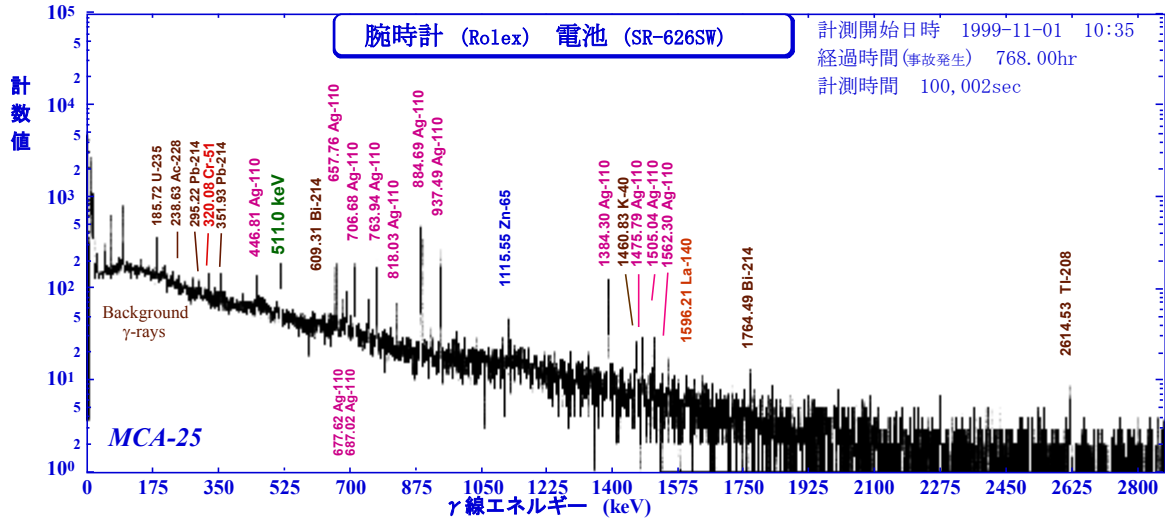
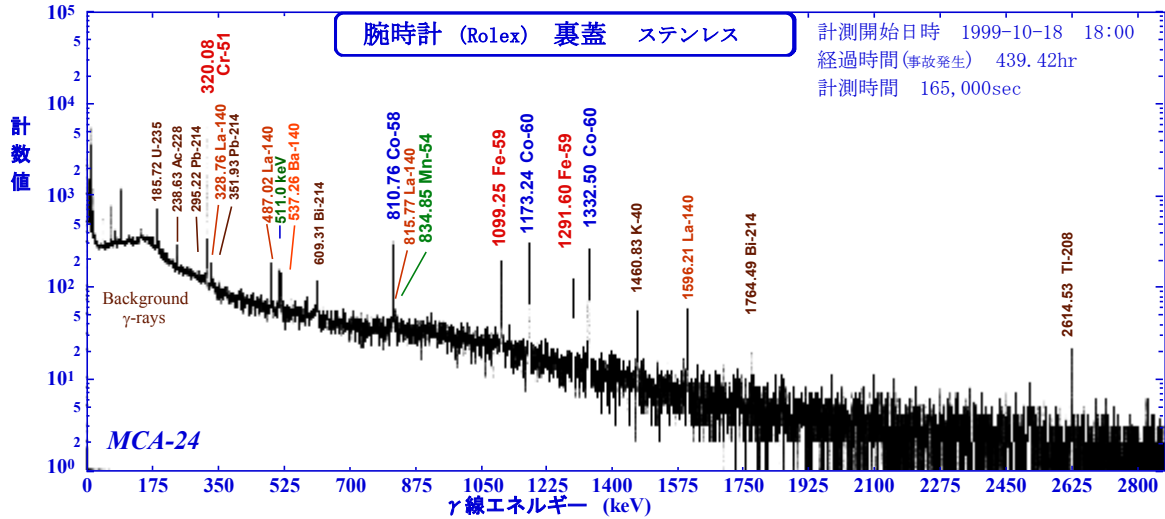
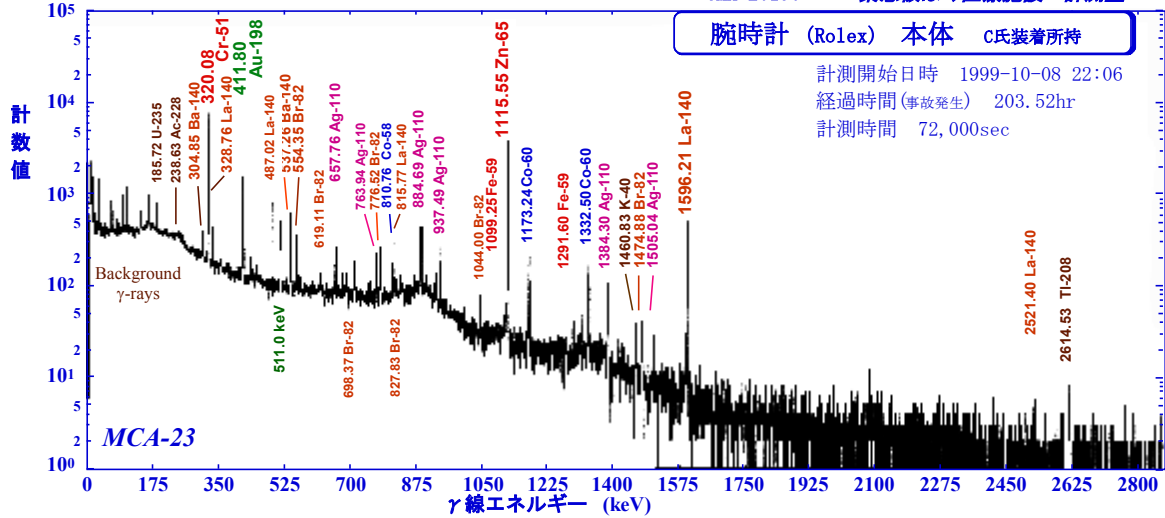
MCA-21 (コイン 100円) : 100円白銅貨幣 (S55年 22.6mm φ4.72g) をS-D:10mmで測定した。検出された核種は⁵⁶Mn、⁶⁴Cu、⁶⁵Ni、⁵⁸Coで、中性子による放射化生成核種が検出された。

MCA-21 (コイン 100円) : 500円白銅貨幣 (H8年 26.5mm φ7.15g) をS-D:10mmで測定した。検出された核種は⁵⁶Mn、⁶⁴Cu、⁶⁵Ni、⁵⁸Coで、中性子による放射化生成核種が検出された。

造幣局によると100円、500円硬貨とも、その成分はCu:75.0wt%、Ni:25.0wt%であり、偽造予防のため詳細な不純物データの公表は出来ないとのことであった。蛍光X線分析ではおおよそMn:0.1wt%、Si:0.4wt% (100円貨)、Mn:0.2wt%、Si:1.0wt% (500円貨) の不純物が含まれていると推定した。

また、これらの貨幣については、その出所を確定できれば線量評価に寄与できると考えられるが、ロッカー内にあったとの情報のみである。⁵⁸Coに関しては、時間経過後再測定を行い、存在を確認した。

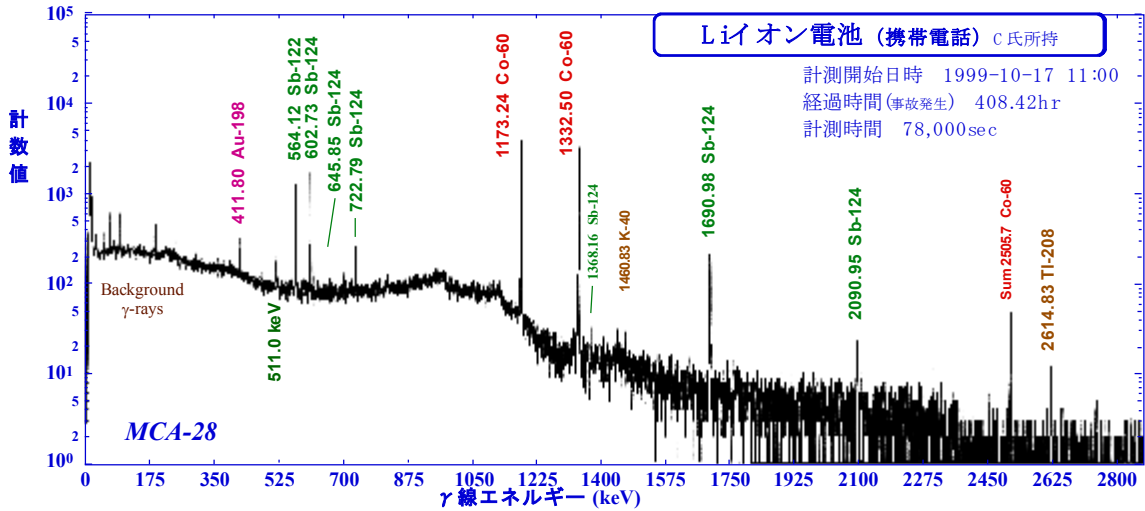
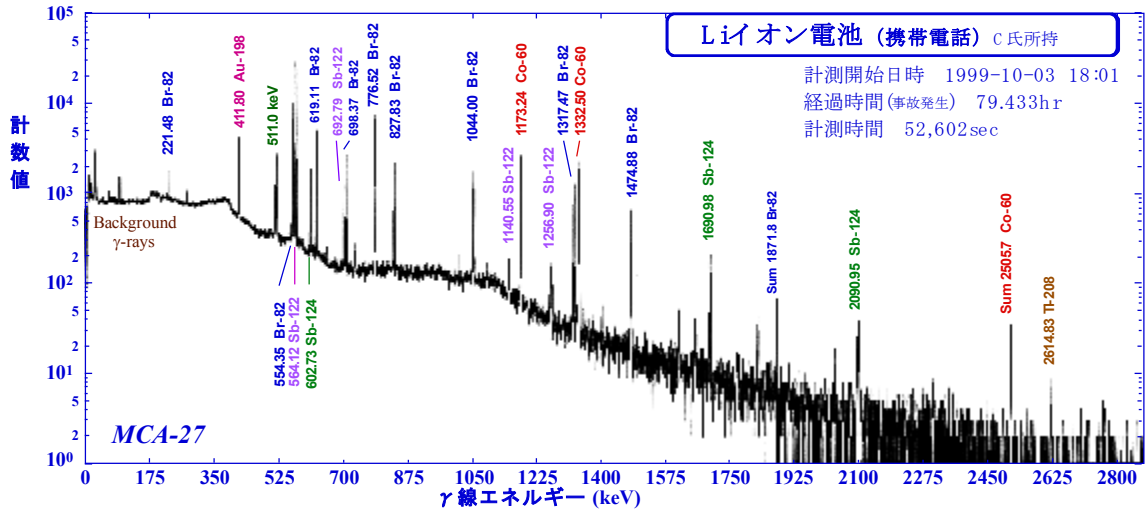
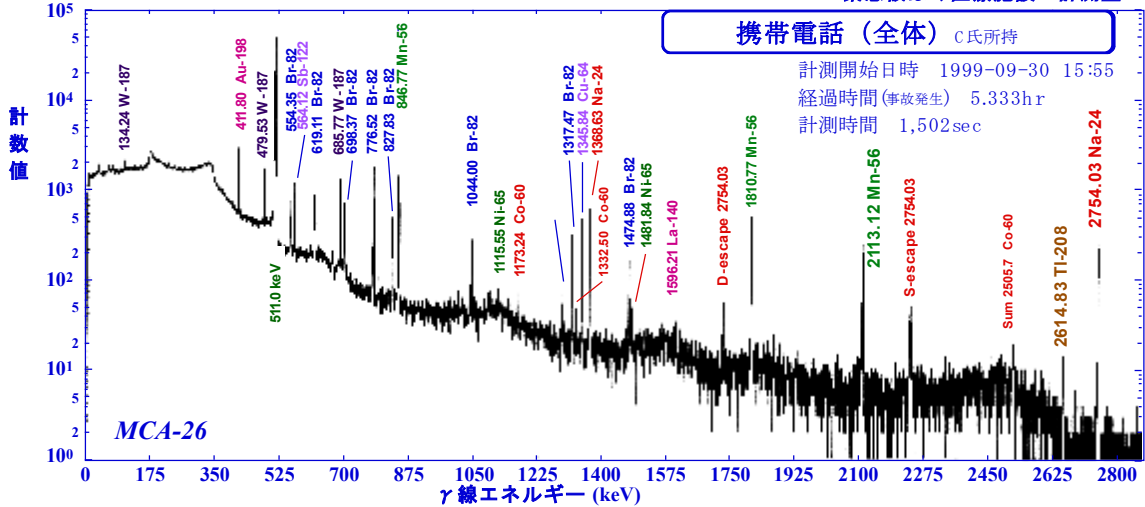
これらの核種の定量値については、臨界発生時点に換算して、
100円白銅貨: ⁵⁶Mn 850Bq (±10%)、⁶⁴Cu 14.6kBq (±5%)、⁶⁵Ni 180Bq (±30%)、⁵⁸Co ----
500円白銅貨: ⁵⁶Mn 1800Bq (±10%)、⁶⁴Cu 10.4kBq (±8%)、⁶⁵Ni ----、⁵⁸Co (0.18Bq)
と推定した。



MCA-23 (腕時計 C氏) : 臨界事故作業中に身につけていた腕時計(後に腕に装着していたことが判明した)をポリ袋に入れて測定した。この腕時計は香港製Rolex クォーツ式電子時計(アナログ表示)である。検出された核種は¹Cr、¹⁹⁸Au、⁶⁵Zn、¹⁴⁰La、¹¹⁰Ag、¹⁴⁰Ba、⁶⁰Co、⁵⁹Fe、⁸²Br、⁵⁸Coであり、機構部品の金属類の中性子による放射化生成核種が検出された。

MCA-24 (腕時計裏蓋) : ステンレス製の裏蓋(約30mm φ 2.84g)をS-D:10mmで測定した。検出された核種は⁵¹Cr、⁶⁰Co、⁵⁹Fe、⁵⁸Co、¹⁴⁰La、¹⁴⁰Ba、⁵⁴Mn、¹²⁴Sb等であり、構成材料の中性子による放射化生成核種が検出された。

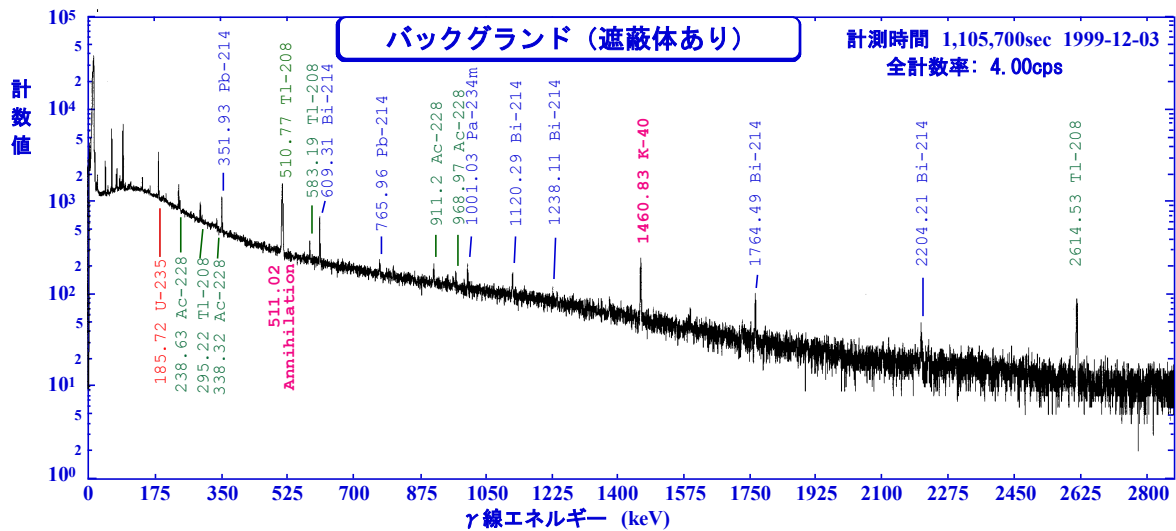
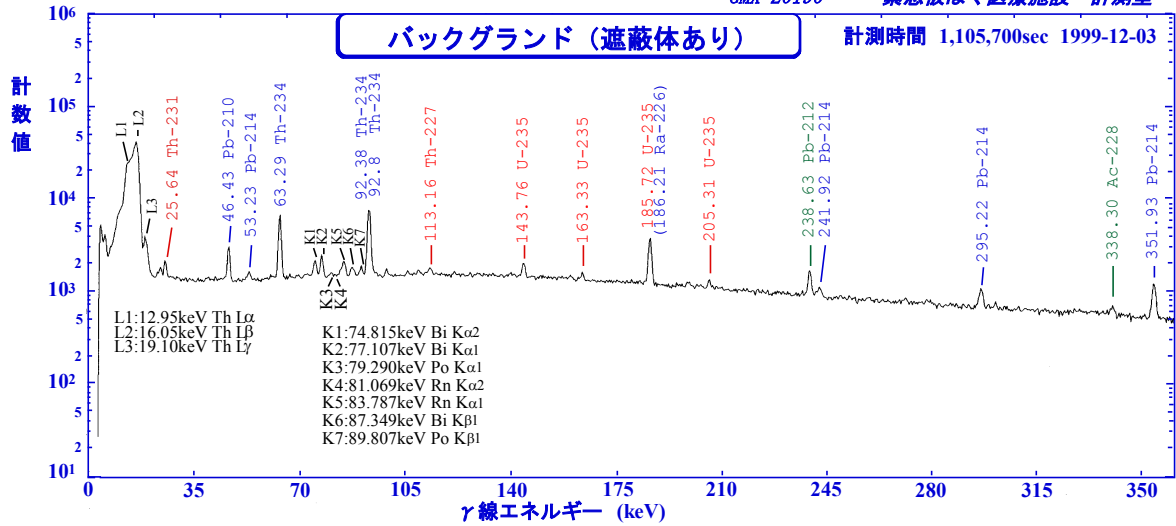
MCA-25 (腕時計電池) : 内蔵のアルカリボタン電池(SR-626SW)をS-D:10mmで測定した。検出された核種は¹¹⁰Ag、⁵¹Cr、⁶⁵Zn、¹⁴⁰La等であり、電池材料の中性子による放射化生成核種が検出された。



MCA-26 (携帯電話) : 臨界事故時に転換試験室に置かれていた携帯電話をポリ袋に入れて測定した。検出された核種は²⁴Na、⁵⁶Mn、⁶⁴Cu、¹⁸⁷W、¹⁹⁸Au、⁶⁰Co、⁶⁵Ni、⁸²Br等であり、機構部品の金属類の中性子による放射化生成核種が検出された。

MCA-27 (充電電池) : Liイオン充電電池 (約22x45x7mm 22g) をS-D:10mmで測定した。検出された核種は¹²⁴Sb、⁶⁰Co、⁸²Br、¹²²Sb、¹⁹⁸Au等であり、電池構成材料と電子回路の中性子による放射化生成核種が検出された。

MCA-28 (充電電池) : MCA-27と同様に時間経過後に測定した。検出された核種は⁶⁰Co、¹²⁴Sb、¹²²Sb、¹⁹⁸Auであった。特に電池陽極材のLiCoO₂の中性子による放射化生成核種⁶⁰Co (長半減期) が主であった。



Background γ-rays measured by a Ge Detector [Energies & Intensities]

Uranium Series				Thorium Series				Actinium Series					
Source	Half-life	γ線 (keV)	強度 (%)	Source	Half-life	γ線 (keV)	強度 (%)	Source	Half-life	γ線 (keV)	強度 (%)		
²³⁴ Th	24.10d	63.29	4.84	²²⁸ Ac	6.13h	129.06	2.42	²³⁵ U	7.04x10 ⁸ y	109.16	1.54		
		92.38	2.81			209.25	3.89			143.76	10.96		
		92.8	2.77			270.25	3.46			163.33	5.08		
		186.21	3.28			328.07	2.95			185.72	57.2		
		214.92	7.46			338.32	11.27			205.31	5.01		
		295.22	19.2			463.10	4.4			113.16	0.655		
		351.93	37.1			794.95	4.25			235.97	12.13		
²²⁶ Ra	1.62x10 ³ y	609.31	46.1	²¹² Pb	10.64h	238.63	43.60	²²⁷ Th	18.74d	113.16	0.655		
		768.35	4.88			300.09	3.34			205.31	6.91		
		934.06	3.16			727.33	6.65			256.25	6.91		
		1120.29	15.0			1620.56	1.51			269.46	13.7		
		1238.11	5.92			1588.23	3.22			271.23	10.8		
		1377.67	4.02			238.63	43.60			427.09	1.76		
		1407.98	2.48			300.09	3.34			832.01	3.52		
²¹⁴ Pb	26.8m	1509.23	2.19	²¹² Bi	1.0092h	727.33	6.65	²²³ Ra	11.435d	269.46	13.7		
		1729.58	3.05			1620.56	1.51			271.23	10.8		
		1764.49	15.9			277.36	2.27			211Pb	36.1m	427.09	1.76
		2204.21	4.99			510.77	8.13			832.01	3.52		
		2447.86	1.55			583.19	30.36						
		46.54	4.25			860.56	4.47						
						2614.53	35.64						

バックグラウンドγ線について

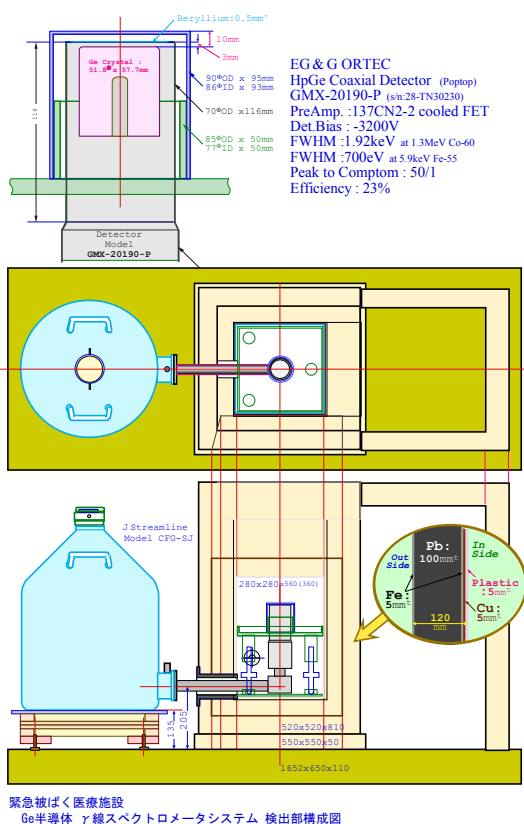
- 511keV (Annihilation) : 主として宇宙線または高エネルギーγ線による遮蔽体での電子対生成による消滅放射線。
- 1460.8keV ⁴⁰K: 建造物のコンクリート材料に含まれている。
- Ge検出器内部の構成物質としてアルミニウム、ステンレス、銅、鉛等があり、特にアルミニウムおよび鉛に天然の放射性元素 (²³²Th, ²³⁸U、²³⁵Uとそれらの娘核種) が含まれている。遮蔽体外にGe検出器を設置した場合は、室内のラドンや建築材料等のγ線によりマスクされ、あまり目立たないが、遮蔽体によりこれらのγ線が減少されると、検出部近傍にある²³⁵U、²³⁴Th等のγ線が検出される。

核種	半減期	壊変形式	生成形式
γ線エネルギー(keV)		放出率(%)	
As-76	25.867hr	β ⁻	⁷⁶ As (n,γ)
	559.10 (45.)		
	657.04 (6.2)		
	1216.10 (3.42)		
Br-80	4.4205hr	IT	⁷⁹ Br (n,γ)
	37.05 (39.1)		
Br-82	35.30hr	β ⁻	⁸¹ Br (n,γ)
	221.48 ()		
	554.35 (70.8)		
	619.11 (43.4)		
	698.37 (28.49)		
	776.52 (83.5)		
	827.83 ()		
	1044.00 (27.23)		
	1317.47 ()		
	1474.88 ()		
Sr-91	9.63hr	β ⁻	U (n, f)
	620.1 ()		
	652.3 (2.97)		
	652.9 (8.0)		
	749.8 (23.61)		
	925.8 (3.84)		
	1024.3 (33.)		
Y-91	58.51d	β ⁻	U (n, f)
	555.57 (94.9)		IT:49.7min
	1204.77 (0.3)		
Ag-110	249.79d	β ⁻	¹⁰⁹ Ag (n,γ)
	446.81 ()		
	620.36 ()		
	657.76 (94.0)		
	677.62 ()		
	687.02 ()		
	706.68 ()		
	744.28 ()		
	763.94 (22.14)		
	818.03 ()		
	884.69 (72.2)		
	937.49 (34.13)		
	1384.30 (24.12)		
	1475.79 ()		
	1505.04 ()		
	1562.30 ()		
Sb-122	2.7238d	EC+β ⁺	¹²¹ Sb (n,γ)
	1140.55 (0.76)		
Sb-122	2.7238d	β ⁻	¹²¹ Sb (n,γ)
	564.12 (71.)		
	692.79 (3.85)		
	1256.90 (0.81)		
Sb-124	60.20d	β ⁻	¹²³ Sb (n,γ)
	602.73 (98.26)		
	645.85 (7.456)		
	713.78 ()		
	722.79 (10.81)		
	1368.16 ()		
	1690.98 (47.79)		
	2090.95 (5.51)		
I-131	8.0207d	β ⁻	¹³⁰ Te (n,γ) ¹³¹ Te
	80.19 (2.62)		¹³¹ Te-> ¹³¹ I
	284.31 (6.14)		U (n, f)
	364.49 (81.7)		
	636.99 (7.17)		
	722.91 (1.773)		
Pr-138	2.12hr	EC+β ⁺	
	302.7 (80.)		
	390.9 (6.1)		
	547.5 (5.23)		
	788.7 (100.)		
	1037.8 (101.)		
Ba-139	83.06min	β ⁻	¹³⁹ La (n, p)
	165.86 (23.7)		U (n, f)
	1420.5 (0.26)		
Ba-140	12.752d	β ⁻	U (n, f)
	29.96 (14.1)		
	162.66 (6.22)		
	304.85 (4.29)		
	423.72 (3.15)		
	437.58 ()		
	537.26 (24.39)		
La-140	1.6781d	β ⁻	¹³⁹ La (n, γ)
	328.76 (20.3)		U (n, f)
	432.49 ()		
	487.02 (45.5)		
	751.64 ()		
	815.77 (23.28)		
	867.85 ()		
	919.55 ()		
	925.19 (6.90)		
	1596.21 (95.4)		
	2347.88 ()		
	2521.40 ()		

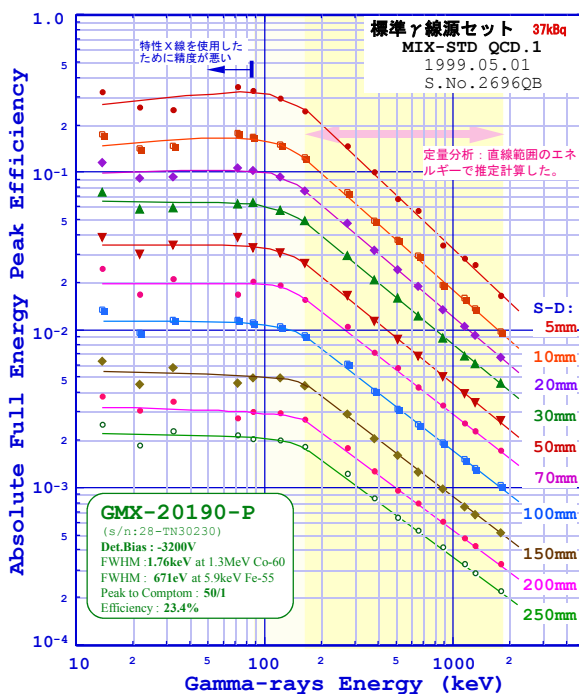
核種	半減期	壊変形式	生成形式
γ線エネルギー(keV)		放出率(%)	
Na-24	14.959hr	β ⁻	²³ Na (n, γ)
	1368.63 (100.)		
	1732.03 (D-Escape 2754)		
	2243.03 (S-Escape 2754)		
	2754.03 (99.944)		
K-42	12.360hr	β ⁻	⁴¹ K (n, γ)
	312.6 (0.336)		
	1524.70 (18.)		
Sc-46	83.79d	β ⁻	⁴⁵ Sc (n, γ)
	889.28 (99.984)		⁴⁶ Ti (n, p)
	1120.55 (99.987)		
Cr-51	27.702d	EC	⁵⁰ Cr (n, γ)
	320.08 (10.)		
Mn-54	312.3d	β ⁻	⁵⁴ Fe (n, p)
	834.85 (99.976)		⁵⁵ Mn (n, 2n)
Mn-56	2.5785hr	β ⁻	⁵⁵ Mn (n, γ)
	846.77 (98.9)		⁵⁶ Fe (n, p)
	1810.77 (27.2)		
	2113.12 (14.3)		
	2522.88 (0.99)		
	2657.55 (0.653)		
Co-58	70.82d	EC+β ⁺	⁵⁸ Ni (n, p)
	810.76 (99.)		⁵⁹ Co (n, 2n)
Fe-59	44.503d	β ⁻	⁵⁸ Fe (n, γ)
	142.65 (1.02)		⁵⁹ Co (n, p)
	192.35 (3.08)		
	1099.25 (56.5)		
	1291.60 (43.2)		
Co-60	5.2714y	β ⁻	⁵⁹ Co (n, γ)
	1173.24 (99.974)		⁶⁰ Ni (n, p)
	1332.50 (99.986)		⁶³ Cu (n, α)
Cu-64	12.70hr	EC+β ⁺	⁶³ Cu (n, γ)
	1345.84 (0.473)		⁶⁵ Cu (n, 2n)
Ni-65	2.5172hr	IT	⁶⁸ Zn (n, γ)
	366.27 (4.81)		
	1115.55 (15.43)		
	1481.84 (24.)		
Zn-65	244.26d	EC+β ⁺	⁶⁴ Zn (n, γ)
	1115.55 (50.60)		
Zn-69	13.76hr	EC	⁶⁸ Zn (n, γ)
	438.63 (94.77)		
Hf-181	42.39d	β ⁻	
	133.02 (43.3)		
	345.92 (15.12)		
	482.18 (80.50)		
Ta-182	114.43d	β ⁻	¹⁸¹ Ta (n, γ)
	67.75 (41.2)		
	84.68 ()		
	100.11 (14.10)		
	152.43 ()		
	156.39 ()		
	179.40 ()		
	222.11 ()		
	229.32 ()		
	264.08 ()		
	1001.70 ()		
	1121.30 (34.9)		
	1189.05 (16.23)		
	1221.41 (26.98)		
	1231.02 ()		
	1257.42 ()		
	1289.16 ()		
W-187	23.72hr	β ⁻	¹⁸⁶ W (n, γ)
	72.00 (11.14)		
	134.24 (8.85)		
	479.53 (21.8)		
	551.52 ()		
	618.26 ()		
	685.77 (27.3)		
	772.89 ()		
Au-198	2.69517d	β ⁻	¹⁹⁷ Au (n, γ)
	411.80 (96.)		
	675.88 (0.804)		
	1087.68 (0.159)		

B.d.3. ガンマ線スペクトロメータ (Ge 半導体検出器) について

使用したガンマ線スペクトロメータは ORTEC 社の N-type HpGe GMX-20190 型+スペクトロスコープアンプ 572 型+7700 型 MCA を ADC:8192ch (0.34 keV/ch) で使用した。校正線源は JRIA 8901 ¹⁵²Eu の 20 mm φ の面積線源(16.6 kBq 1989.11.10)と Amersham MIX-STD QCD.1 Source No.2696QB (37 kBq 1999.05.01)標準ガンマ線源セットを使用した。Ge 半導体検出器及び遮蔽体の構成図を資料-16 に、また Ge 半導体検出器の効率曲線を資料-17 に示した。



資料-16



校正線源 : QCD.1 Source No.2696QB
 Reference Date : 1 May 1999

Radionuclide	Gamma-ray Energy (keV)	Gamma-rays per second
Cd-109	88.03	861
Co-57	122.1	782
Ce-139	165.9	897
Hg-203	279.2	2650
Sb-113	391.7	2820
Se-85	514.0	5217
Cs-137	661.7	3364
Y-88	898.0	8512
Co-60	1173	4512
Co-60	1333	4515
Y-88	1836	8998

Efficiency Calibration Equation
 Gamma-ray Energy 150keV < γ(keV) < 2000keV

S-D	Eff. Equation	R ²
S-D: 5mm	Eff = 78.866 * γ(keV) ^{-1.1264}	0.99693
S-D: 10mm	Eff = 28.299 * γ(keV) ^{-1.065}	0.99901
S-D: 20mm	Eff = 14.234 * γ(keV) ^{-1.0218}	0.99987
S-D: 30mm	Eff = 8.1686 * γ(keV) ^{-1.0005}	0.99995
S-D: 50mm	Eff = 3.8367 * γ(keV) ^{-0.97328}	0.99936
S-D: 70mm	Eff = 1.9157 * γ(keV) ^{-0.93698}	0.99964
S-D: 100mm	Eff = 1.0369 * γ(keV) ^{-0.92681}	0.99804
S-D: 150mm	Eff = 0.46457 * γ(keV) ^{-0.9077}	0.99842
S-D: 200mm	Eff = 0.25378 * γ(keV) ^{-0.89025}	0.99878
S-D: 250mm	Eff = 0.17095 * γ(keV) ^{-0.8896}	0.99836

9核種混合標準線源(円盤ディスク)をGe検出器中心軸上に設置し、線源-Ge結晶表面間距離に対する検出効率曲線を上図に示す。
 γ線エネルギー150keV~2000keVの範囲における効率校正曲線の最小2乗法による回帰 結果を右に示す。

資料-17

C. 緊急時対応についての考察

はじめに

例年の防災訓練が平成11年も9月1日に実施され、被ばく患者受け入れ、初期医療処置、除染に関する訓練が行われた。このような訓練を行っていたため、今回の被ばく従業員受け入れがスムーズに行われた面も少なからず存在した。また、9月30日の事故当日、急遽召集された職員及び後日任務に当たった職員達は必要とされた被ばく従業員の汚染状況の把握、被ばく線量の推定を早急に行うため、昼夜を徹した測定を敢行し、時期を逸せず必要な情報を治療に携わる医療関係者に提供することができた。更に技術安全部が組織を上げて被ばく従業員受け入れの準備、汚染のチェック、被ばく従業員の周りの線量率測定等、即刻必要な事態に対応できた功績は大きい。

他方、事故の全容が判然としない状況の下で3人の被ばく従業員を急に受け入れる事態となり、下記に指摘するように様々な混乱を生じたことも事実である。今後の反省材料としてここに問題となった項目を記載することとした。

C.a. 原子力防災体制の活用方法の検討

今回の事故では限られた情報の中から放医研が対応しなければならない事柄を模索しなければならず、初期の段階では所員の動員体制の規模を的確に定めることができない状況にあった。しかし、起動させた原子力防災体制を徹底周知させることによって、必要な人員の確保、待機が自動的に行われ、測定に必要な人員をよりスムーズに確保することができたものと思われる。今後のことを考えると原子力防災体制をより機能的に活用できるため、その対象範囲を拡大すると共に対応者の訓練が必要と考えられる。

C.b. 緊急事態の指揮系統の確立

今回の事態に対してJCO事故線量推定ワーキンググループが組織され、被ばく従業員の線量推定がなされた。しかし、この組織は事前に想定されて存在したものではなく、今回の事故の必要性から組織されたものである。従って、組織に対する規定が定まっておらず、指揮系統においても判然としない面が見受けられた。今回の経験を踏まえると、その指揮系統を立ち上げる場合には複数の構成員からなる本部を設置し、必要な事項を早急に決断するとともに情報の入手、指揮発令の窓口を一本化する必要がある。

C.c. 役割分担の即時体制確立

今回の事故における線量推定に必要なとされる作業内容は多岐に渡るものであった。それぞれの作業がスムーズにしかも他との連絡を十分に取りつつ実行できるようにするためには、それぞれの役割分担を即時に築き上げる体制が必要であった。この反省を踏まえると、試料の保管管理、試料の前処理、ガンマ線測定、ベータ線測定、アルファ線測定、安定同位体測定、測定結果の検討等の作業を行える人員を前もってリストアップし、可能ならば組織しておくことが望まれる。

C.d. 外部への所員派遣による指揮系統の乱れの補強

放医研の限られた職員の中から事故時には中央官庁へ専門家として応援を差し向けなければならなくなことは必定である。今回も同様な事態が生じた。その際、専門家として派遣された職員に代わる作業を放医研で行える体制を事前に確立しておく必要がある。

C.e. 試料管理体制、試料の系統的利用体制確立

今回の測定においても様々なものが測定対象物として提供された。これらの試料には短寿命の放射性核

種が含まれており、適切に測定順番を定めないと有効な測定が出来ないこととなる。また、測定によっては試料の前処理を行う必要があり、前処理を行うと他の測定にはその試料は供せ無くなることもあり、これらを考慮に入れて測定開始前に測定順を決定する必要がある。また、試料の保管体制が整っていないと試料が不必要な場所に滞留し、効率の良い測定を妨げる原因となる。

C.f. 発信情報のオーソライズ化

放医研の中で様々な測定がなされ、それらの結果は治療に活用されると共に科技庁のウラン加工工場臨界事故調査委員会や諸外国からの調査団への報告、あるいはプレスや学会への発表など様々な場で情報を発信することとなった。これらの情報発信の際に患者のプライバシーの保護や測定者のプライオリティの確保に十分な注意を払うことが必要である。また、かなりの部分が共同作業によって作成された成果であり、努力を払った人たちにクレジットを与えることなく個人的に結果を流用することは控えなければならない。更に、オーソライズされていないデータが個々人の判断で外部へ出されると、様々な数値が放医研から提供されたこととなり混乱を招いてしまう。これらの事態を予測し、今回の線量推定ワーキンググループでは、提供できる線量推定値を段階的に統一してきた。今後、より早く情報を外部へ提供するためにも線量推定ワーキンググループの名の下に提供できる結果を逐次オーソライズ化することが必要となる。

C.g. 連絡網の即時体制の確立

今回の事故においては直後から原子力防災対策本部と JCO 事故線量推定ワーキンググループが組織されたものの、医学部門と企画部門以外の情報の連絡網の確認がなされず、参加者の意識レベルの大きな差異が生じていたことは否めない。組織を立ち上げた場合にはその構成員を十分に把握し、様々な情報をスムーズに提供する体制を早い段階で築き上げることが大切である。また、既存の組織を立ち上げた場合にはケースバイケースに対応できるように組織に柔軟性を持たせ、不足している部分は早急に人員を補充し、連絡網にも組み入れる必要がある。

C.h. 全体像の情報提供手段の確立

事故直後から個々人はそれぞれの任務に忙殺され、全体像が掴みにくい状況になるものである。しかしながら、個々人の任務も全体像の中で捉えることによりより適切な測定等が行えることを考えると、全体像を構成員に逐次提供できる手段や体制を確立することが望まれる。

C.i. 所内関係者間の情報通信体制の確立（電子メールの活用）

前項と深く関連するものであるが、全体像を出来るだけ早く伝えていくためにも電話連絡網と共に電子メールを活用することが望まれる。

C.j. 所員への状況報告方法の確立

放医研の全員が今回の事故に関係しているわけでは無かったものの、これほど多くの職員が携わる事柄に関しては、関係の薄い所員に対しても定期的に状況を報告する方策を検討すべきである。そのような報告は次回に別の事態に対する職員の意識向上に役立つものでもある。

C.k. 外部への情報発信の迅速化

“発信情報のオーソライズ化”の項でも記載したが、放医研として外部へ提供できる情報を迅速に作り上げる必要がある。ついで、それらの情報を外部へ提供する手段についても、専従の広報担当官を任命し、

対応に当たらせる必要がある。

C.l. 処理能力を越える外部との対応への対処法の解決

今回のような緊急事態には外部から様々な照会が来る。これを既存の体制で処理することは不可能となる。従って、情報を十分に把握した専従の広報担当官を事態に対応して新たに任命し、外部との対応に当たらせる必要がある。

C.m. 研究部職員の年齢

今後このような事態が生じた場合、今回のように、一部の者に極度の負担を担わせることは避けなければならない。数多くの職員が対応できるように一般的な測定技術を多数の職員に伝授すると共に、緊急事態に全職員が参画するものであるという自覚を醸成しなければならない。

C.n. 特定の人へ仕事が偏らないための対策

事故直後から原子力防災対策本部と JCO 事故線量推定ワーキンググループが組織され対策が講じられたものの、緊急性が要求されることもあって、即、対応できる職員に仕事が集中した。事故当日は止むを得ないとしても、事故対策の組織を立ち上げた場合には組織としての指揮系統をはっきりさせ、その体制を使って役務の分担を行うようにすべきである。

C.o. 組織として動くという意識の醸成およびそれを指揮できる体制の確立

平常時より職員の非常事態に対する意識レベルを高め、非常事態に要求される組織としての活動に積極的に参画して行く意識を醸成する必要がある。また、それを指揮する体制を確立しておく必要がある。そのような体制を確立し、分担内容を具体化し、訓練を繰り返すことによって、意識改革を図る必要がある。

C.p. 基礎的計測技術継承の必要性

緊急時に要求される測定等の技術は研究者が日々実施している、より高度で複雑な内容に比べ、基本的な面が多い。しかし、基本的であるが故にその技術を十分修得していない場合がある。これらの反省を踏まえ、基本的な技術の継承を行うためのトレーニングを行う必要がある。

C.q. 機器整備の充実

緊急事態においては、測定したい時にすぐ対応できるように測定機器類が整備されていなければ貴重な測定のタイミングを逸してしまうことになりかねない。様々な緊急事態が予想されるものの、必要とされる測定機器はそれほど多様性は持ち合わせていないものである。それぞれの測定に必要とされる機器類が即座に対応できるように常時整備しておく必要がある。今回、放医研の測定機器類は比較的良好に整備されており、必要な情報を早急に提供することができたと考えられる。しかしながら、緊急時対応のためのより一層の機器整備が求められる。

C.r. 現状の把握充実化（緊急時用対応機器等の把握）

緊急事態が発生したときに放医研全体で、測定に使用できる測定機器類がどこに何台存在するかを把握していることは測定計画を立てるための重要な判断材料である。新たな測定機器がそれぞれの部で購入されたり、更新されたりしているため、定期的に現状を把握する体制を確立する必要がある。

D. 試料の化学分析

はじめに

3名の高線量被ばく従業員の毛髪と尿の一部を放医研における低バックグラウンドベータ線測定装置と液体シンチレータによる測定のカロスチェックとして、また、事故の発生した沈殿槽から120mの距離に位置する一般家屋内に置かれていたマッチを用いて速中性子フルエンスに関する情報を得るため、財団法人日本分析センターに測定を依頼した。依頼測定項目はリン、硫黄、ナトリウム、カリウム及びカルシウムの安定元素濃度を求めるための化学分析と³²P放射濃度測定である。以下の記載は日本分析センターが提出した分析結果を取りまとめたものである。

D.a. 分析内容

D.a.1. 試料一覧及び分析項目

表付D.1は放医研より委託を受け日本分析センターが分析を行った試料及び分析項目を示す。頭髪は放医研が入手した試料の一部を本分析の試料とした。尿試料はA氏の10月2日～3日に採取されたものである。

表付D.1 試料一覧及び分析項目

試料名	試料受領日	分析項目
A氏右頭髪	11.10.12	³² P, P, S
A氏左頭髪	11.10.12	³² P, P, S
B氏頭髪	11.10.12	³² P, P, S
C氏頭髪	11.10.18	³² P, P, S
A氏尿	11.10.18	³² P, P, Na, K, Ca
マッチ (頭薬)	11.10.21	³² P, P, S
マッチ (横薬)	11.10.25	³² P, P, S

³²P : ³²Pの放射化学分析

P : リンの元素分析

S : 硫黄の元素分析

Na : ナトリウムの元素分析

K : カリウムの元素分析

Ca : カルシウムの元素分析

D.a.2. 分析実施期間

日本分析センターにおいては上記の試料の分析を平成11年10月16日～平成11年11月5日の期間において実施した。

D.b. 分析方法

D.b.1. 試料の前処理

1) 毛髪

放医研より提供された試料をそのまま分析試料とした。

2) 尿

放医研より提供された試料（凍結乾燥試料）に水を加えて溶解後、一定量（100 ml）とし、分析試料とした。

3) マッチ

マッチ軸からカッターを用いて頭薬部分を削り取り頭薬の分析試料とした。また、箱の横薬部分を台紙ごと切り取り、これを細断して横薬の分析試料とした。

D.b.2. 試料の分解

1) 毛髪及びマッチ:

分析試料 0.5～3 g を、予め水酸化ナトリウム溶液（吸収剤）を入れたステンレス製密閉容器に入れ、酸素を容器内に充填した後、試料を燃焼した。冷却後、水酸化ナトリウム溶液を取り出し、容器の洗浄液と合わせた。これに、塩酸を加えて中和後 250 ml 定容とした。この溶液のうち 200 ml を ^{32}P 分析試料溶液とし、残りを P、S 分析試料溶液とした。

2) 尿:

分析試料より 30 ml を分取し、硫酸、硝酸、過酸化水素水を加えて加熱・濃縮し、有機物を分解した。これに水を加えて一定量（50 ml）とし、 ^{32}P 分析試料溶液とした。また、同様に 30 ml を分取し、硝酸、過酸化水素水を加えて加熱・濃縮し、有機物を分解した。これに水を加えて一定量（50 ml）とし、P、Na、K、Ca 分析試料溶液とした。

D.b.3. ^{32}P の分析

- 1) ^{32}P 分析試料溶液（尿試料は 5 ml を分取）にリン担体 (PO_4^{3-}) 鉄及びコバルト担体を加えた後、加熱して 40 ml 程度に濃縮した。
- 2) 溶液中の不溶解物をろ別後、リンをリンモリブデン酸アンモニウム沈殿として分離した。沈殿にアンモニア水を加えて溶解し、リンモリブデン酸アンモニウム再沈殿操作を行った後、リン酸アンモニウムマグネシウム沈殿を生成した。沈殿をろ紙上にマウントしてベータ線計測試料とした。
- 3) ベータ線計測試料を低バックグラウンドベータ線測定装置で 100 分間計測した。
- 4) 計測済試料を希塩酸に溶解後希釈し、ICP 発光分析装置を用いてリンの発光強度を測定してリンの回収率を求めた。
- 5) 計測試料の正味計数率を求め、計数効率、化学回収率等の補正を行って放射能濃度を算出した。なお、分析結果は、平成 11 年 9 月 30 日 10 時 30 分に減衰補正した。

D.b.4. リン (P) の分析

1) 尿及びマッチ:

P 分析試料溶液をそのまま又は希釈した溶液について、ICP 発光分析装置を用いてリンの発光強度を測定し、リンを定量した。

2) 毛髪:

P 分析試料溶液を分取し、モリブデン酸アンモニウム溶液及び塩化第一スズ溶液を加え一定量とし、

分光光度計により 700 nm における吸光度を測定することによりリンを定量した。(モリブデンブルー吸光度法)

D.b.5. 硫黄 (S) の分析

S 分析試料溶液を希釈した溶液について、イオンクロマトグラフ装置を用いて硫酸イオンを定量し、硫酸イオン濃度から硫黄濃度を算出した。

D.b.6. ナトリウム、カリウム及びカルシウムの分析

Na、K、Ca 分析試料溶液を希釈し、ICP 発光分析装置を用いてリンの発光強度を測定し、ナトリウム、カリウム及びカルシウムを定量した。

D.b.7. 測定機器

1) ³²P

低バックグラウンドベータ線測定装置 アロカ社製 LBC-471Q型

2) リン

ICP-発光分光分析装置 パーキンエルマー社製 OPTIMA 3300XL 型
分光光度計 日立社製 U-2000A型

3) 硫黄

イオンクロマトグラフ装置 横河アナリティカルシステムズ社製 IC7000 型

4) ナトリウム、カリウム及びカルシウム

ICP-発光分光分析装置 パーキンエルマー社製 OPTIMA 3300XL 型

D.c. 分析結果

表付D.2.(a) 含有量分析結果

試料名	硫黄 (mg g ⁻¹)	リン (mg g ⁻¹)	³² P	
			測定日	放射能濃度(Bq g ⁻¹)
A氏右頭髮	29	0.12	11.10.25	1.8 ± 0.04
A氏左頭髮	28	0.11	11.10.25	1.0 ± 0.03
B氏頭髮	37	0.12	11.10.25	1.9 ± 0.08
C氏頭髮	32	0.11	11.10.26	0.34 ± 0.021
A氏尿	--	1.2 mg ml ⁻¹	11.10.30	2.0 ± 0.09 Bq ml ⁻¹
マッチ (頭薬)	52	<0.06	11.10.19	(-0.009 ± 0.012)*
マッチ (横薬)	2.3	16	11.10.19	(0.009 ± 0.019)*

- 注) 1. ³²P の分析結果の誤差は計数誤差(1σ) である。また、計数値がその計数誤差の3倍以下のものについては「*」で示し、() 内にその数値を示した。
2. ³²P の分析結果は、平成 11 年 9 月 30 日 10 時 30 分における値である。

表付D.2.(b) 含有量分析結果

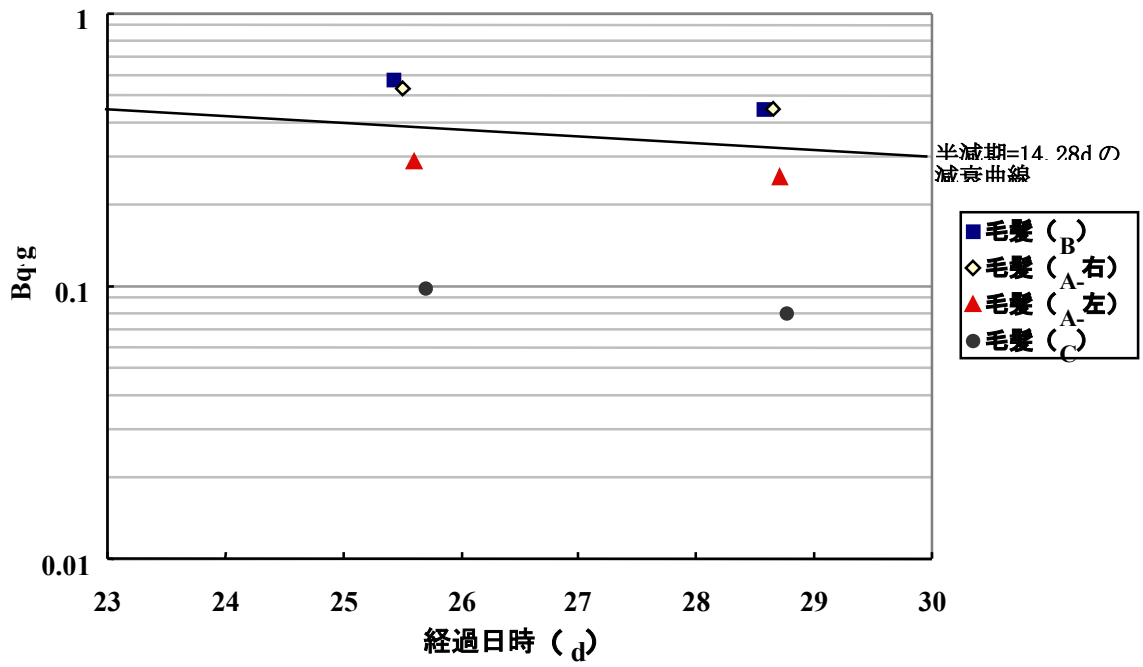
試料名	ナトリウム (mg ml ⁻¹)	カリウム (mg ml ⁻¹)	カルシウム (mg ml ⁻¹)
A氏尿	0.61	1.1	2.0

D.d. 結果の考察

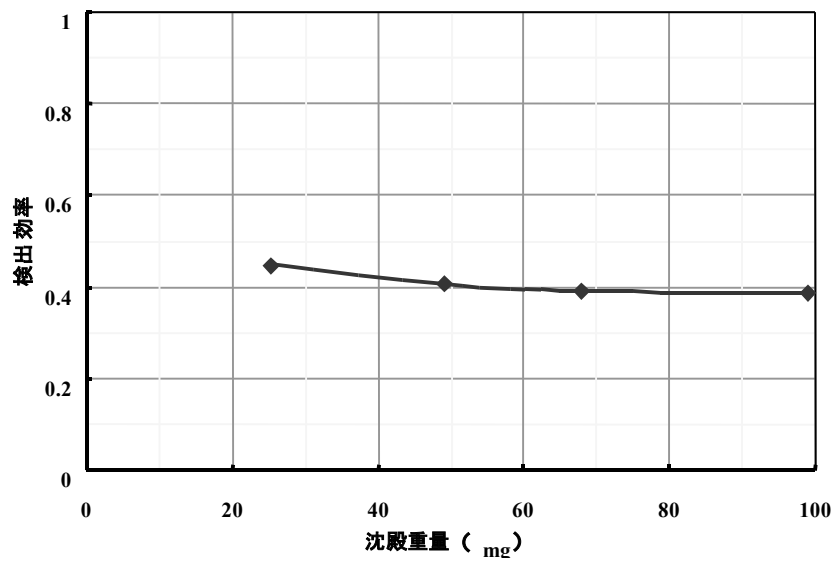
線量推定ワーキンググループでは日本分析センターより上記の分析結果を受領し、放医研における測定結果との比較検討を行った。図付 D.1 には計測試料中の ³²P の減衰の様子が示されている。図中に重ね書きされた直線は ³²P の減衰を半減期から予想したものであり、測定点はこの直線に沿った形で変化しているため、この測定においては他の核種の混入はなく ³²P のみを計測していることが示されている。次に、図付 D.2 には ³²P の計数効率が、図付 D.3 から図付 D.5 にはそれぞれの元素定量のための検量線が示されている。この検量線の範囲内で計測を行うには、希釈割合についての詳細な記載はないが 10 倍から 50 倍程度の希釈操作がなされているものと思われる。これらの検量線を用いて定量された結果が表付 D.2.(a)および(b)である。毛髪に関しては第 III 章 B 節において幾分の考察を行ったが、ここに示された結果を第 III 章に示したそれぞれの試料、元素、³²P 濃度と比較すると全体としてかなりの差異が認められる。但し、表 III.B.4 に示した毛髪中の硫黄の濃度とは比較的良い一致が認められている。また、採取日が異なるが表 III.D.2 に示した尿中のナトリウムとカリウムの濃度も比較的良く一致している。表 III.B.2 に示した毛髪中のリン濃度では 2 倍程度の差異が認められており、採取日が異なるが尿中のリンではその差異はさらに大きい(表 III.D.2 参照)。一方、表 III.B.4 に示した ³²P 濃度との比較を行うと表付 D.2.(a)の値はすべてが低く 4 倍程度の差異が認められるものがある。また、採取日が異なる尿中の ³²P においても、表 III.D.2 に示した低バックグラウンドベータ線測定装置の結果と表 III.D.4 に示した液体シンチレーションカウンタの結果は良く一致しているが表付 D.2.(a)の値は 1/3 以下の値となってしまう。

これらの食い違いについてハッキリとした原因は分からないが、放医研の ICP-AES の測定では比較標準物質による計測も合わせて行い、良い一致を示していることや、³²P については測定担当者が異なる低バックグラウンドベータ線測定装置と液体シンチレーションカウンタの結果が良く一致していることなどを考え合わせると表付 D.2.(a)に示した結果には大きなバイアスがかかっているのではないかと疑われる。

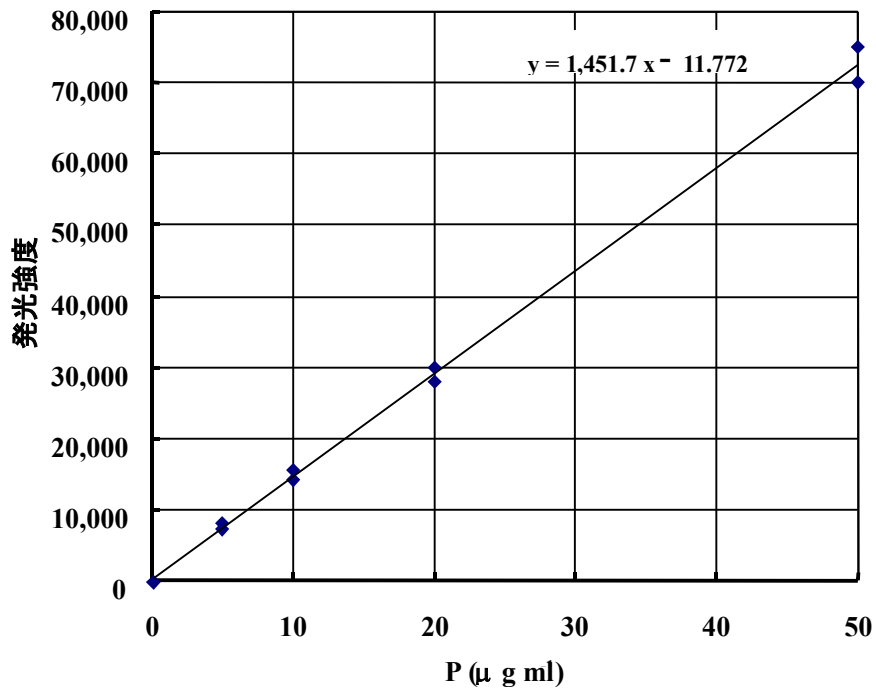
また、表付 D.2.(a)に示されているようにマッチ棒中の ³²P 濃度を用いた線量評価の可能性を追求したが、³²P を検出することは出来なかった。マッチ棒中のリンや硫黄は比較的多く含まれていたにも拘わらず、マッチ棒の置かれていた位置が沈殿槽より遠すぎたため検出できるほどの中性子が届かなかったためと考えられる。



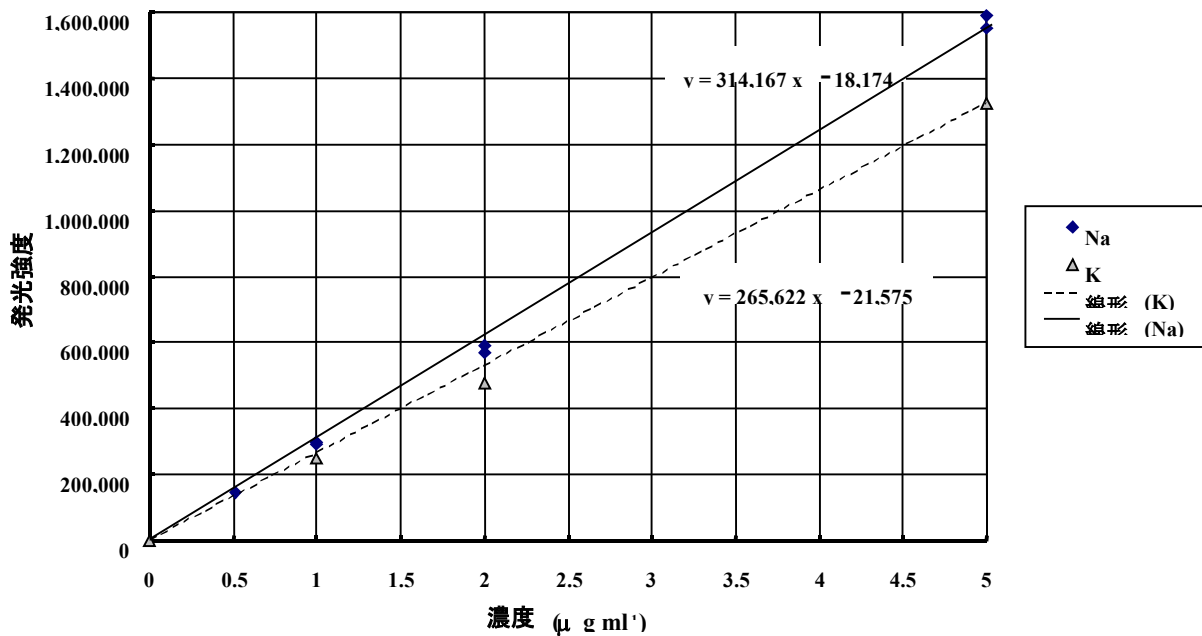
図付 D.1 計測試料中の ^{32}P の減衰



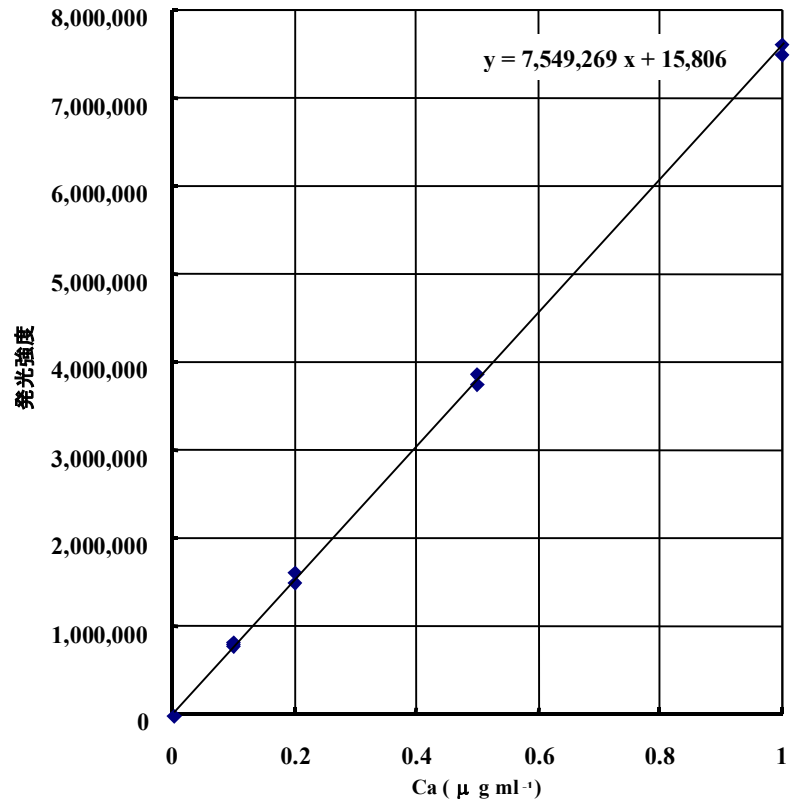
図付 D.2 低バックグラウンドベータ線測定装置の ^{32}P に対する検出効率



図付 D.3 ICP—発光分析装置によるリンの検量線



図付 D.4 ICP—発光分析装置によるナトリウム、カリウムの検量線



図付 D.5 ICP—発光分析装置によるカルシウムの検量線