

日本語翻訳版

IAEA 安全基準

人と環境を防護するために

職業上の放射線防護

共同策定

IAEA, ILO

一般安全指針

No. GSG-7

国際原子力機関

2021年6月

原子力規制庁 翻訳

本翻訳版発行に当たっての注記事項

A：本翻訳版は非売品である。

B：本翻訳版は、Occupational radiation protection ©International Atomic Energy Agency, 2018 の日本語訳である。

本翻訳版は、原子力規制庁により作成されたものである。本翻訳版に係る IAEA 出版物の正式版は、国際原子力機関（IAEA）又はその正規代理人により配布された英語版である。IAEA は、本翻訳版に係る正確性、品質、信頼性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、何らの責任を負うものではない。

C：著作権に関する注意：本翻訳版に含まれる情報の複製又は翻訳の許可に関しては、オーストリア国ウィーン市 1400 ウィーン国際センター（私書箱 100）を所在地とする IAEA に書面により連絡を要する。

D：本翻訳版は、業務上の必要性に基づき、原子力規制庁が IAEA との合意に基づき発行するものであり、唯一の翻訳版である。

E：原子力規制庁は、本翻訳版の正確性を期するものではあるが、本翻訳版に誤記等があった場合には、正誤表と合わせて改訂版を公開するものとする。また、文法的な厳密さを追求することで難解な訳文となるものは、分かりやすさを優先し、本来の意味を損なうことのない範囲での意識を行っている箇所もある。

なお、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、原子力規制庁は何らの責任を負うものではない。

翻訳版の作成について

本翻訳は、原子力規制庁の委託により、平成 30 年度放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業において、公益財団法人 原子力安全研究協会が原案を作成し、原子力規制庁放射線防護グループ放射線防護企画課が翻訳の妥当性を確認したものである。

公益財団法人 原子力安全研究協会は、原案の作成に当たって、公益財団法人 原子力安全研究協会に設置された国際放射線防護調査専門委員会において審議を行った。当該委員会の委員は以下のとおりである。

国際放射線防護調査専門委員会

委員長	占部 逸正	(福山大学)
委員	飯本 武志	(東京大学)
	川口 勇生	(量子科学技術研究開発機構)
	高田 千恵	(日本原子力研究開発機構)
	服部 隆利	(電力中央研究所)
	保田 浩志	(広島大学)
	山田 崇裕	(近畿大学)
	横山 須美	(藤田医科大学)

IAEA 翻訳ワーキンググループ

主査	柴田 徳思	(千代田テクノル)
委員	小口 靖弘	(千代田テクノル)
	浜田 信行	(電力中央研究所)
	保田 浩志	(広島大学)
	吉富 寛	(日本原子力研究開発機構)

(委員は五十音順・敬称略)

(余白)

IAEA（国際原子力機関）安全基準と関連出版物

IAEA 安全基準

IAEA は、その憲章第Ⅲ条の規定によって、健康を守るため及び生命や財産に対する危険を最小限に抑えるために安全基準を策定又は採択する権限、及び基準を適用する権限を有している。

IAEA の安全基準となる出版物は、IAEA 安全基準シリーズとして発行される。本シリーズは、原子力安全、放射線安全、輸送安全及び廃棄物安全を対象としている。本シリーズは、安全原則、安全要件及び安全指針に分類されている。

IAEA の安全基準プログラムに関する情報は、以下の IAEA インターネットサイトで入手できる。

<http://www-ns.iaea.org/standards>

このサイトは、発行された安全基準や安全基準草案の英語版文書を提供している。アラビア語、中国語、フランス語、ロシア語及びスペイン語で発行された安全基準文書、IAEA の安全用語集及び策定中の安全基準の状況報告書も利用できる。更に情報が必要な場合は、PO Box 100, 1400 Vienna, Austria の IAEA まで問い合わせ頂きたい。

IAEA 安全基準の全ての利用者は、安全基準が利用者のニーズに継続して適っていることを確実なものとする目的のために、安全基準を使用した経験（国内規制、安全評価及び研修コースの基盤とした経験など）を IAEA に提供して頂きたい。情報の提供は IAEA インターネットサイト経由又は上記宛への郵送、あるいは e メール (Official.Mail@iaea.org) を利用できる。

他の安全関連出版物

IAEA は基準を適用するとともに、IAEA 憲章第Ⅲ条及び第Ⅷ.C 条の規定によって、平和利用の原子力活動に関する情報の交換及びその促進を行っており、この目的のために加盟国間の仲介機関としての役割を果たしている。

原子力活動の安全に関する報告書は、安全基準を維持するために使用できる実用的な事例と詳細な手法を提供する安全レポートシリーズとして発行されている。

他の安全関連の IAEA 出版物は、緊急事態の準備と対応出版物、放射線評価レポート、国際原子力安全グループの INSAG レポート、技術レポート及び TECDOC として発行されている。また、IAEA は放射線事故、研修マニュアルや実用マニュアル、及び他の特別な刊行物も出版している。

セキュリティ関連の刊行物は IAEA 核セキュリティシリーズとして出版されている。

IAEA 原子力シリーズは、平和的利用のための原子力に関する研究、及びその開発と実用を促進、支援するための情報を提供する出版物として発行されている。これには、原子力

発電、核燃料サイクル、放射性廃棄物の管理及び廃止措置の分野の技術進展や、経験、良
好事例や実例に関するレポートや指針が含まれている。

職業上の放射線防護

国際原子力機関（IAEA）憲章は、ニューヨーク、国連本部において開催された IAEA 憲章採択会議において 1956 年 10 月 23 日に承認され、1957 年 7 月 29 日に発効した。本機関の本部はウィーンに在する。その主たる目的は、「世界の平和、健康及び繁栄への原子力の貢献を加速、拡大すること」である。

IAEA 安全基準シリーズ No. GSG-7

職業上の放射線防護

一般安全指針

共同策定

国際原子力機関

国際労働機関

国際原子力機関

ウィーン、2018年

著作権の表示

全ての IAEA の科学的、技術的出版物は、1952 年にベルンで採択され、1972 年にパリで改訂された万国著作権条約の条項で保護されている。それ以来、著作権には電子的、仮想的知的財産も含めるように、ジュネーブの世界知的所有権機関により拡張されてきた。IAEA 出版物の印刷媒体若しくは電子媒体に含まれるテキストの全文若しくは一部を使用するには、許可を取得しなければならず、通常は著作権使用料の協定書に従わなければならない。非営利目的の複製、翻訳の提案は歓迎され、ケースバイケースで考慮される。問合せは以下の IAEA 出版部へ願いたい。

Marketing and Sales Unit, Publishing Section

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

fax: +43 1 26007 22529

tel.: +43 1 2600 22417

email: sales.publications@iaea.org

<http://www.iaea.org/books>

© IAEA, 2018

Printed by the IAEA in Austria

October 2018

STI/PUB/1785

IAEA Library Cataloguing in Publication Data

Names: International Atomic Energy Agency.

Title: Occupational radiation protection / International Atomic Energy Agency.

Description: Vienna : International Atomic Energy Agency, 2018. | Series: IAEA safety standards series, ISSN 1020-525X ; no. GSG-7 | Includes bibliographical references.

Identifiers: IAEAL 18-01183 | ISBN 978-92-0-102917-1 (paperback : alk. paper)

Subjects: LCSH: Radiation — Safety measures. | Radiation dosimetry. | Industrial safety.

Classification: UDC 614.8.086.5 | STI/PUB/1785

序 文

天野之弥事務局長

IAEA 憲章は、IAEA が「健康を保護し、並びに人命及び財産に対する危険を最小にするための安全上の基準・・・を設定し、又は採用する」権限を有するとしており、これらの基準を IAEA は自らの活動において用いなければならない、また、各国は原子力及び放射線安全に関する自国の規制上の規定によって適用することができる。IAEA はこれを、国際連合の権限のある機関及び関係専門機関と協議して行っている。定期的なレビューを受ける一連の包括的な高い品質の基準は、安定的で持続可能な世界的安全体制の重要な要素であり、それらの基準の適用における IAEA の支援もまた同様である。

IAEA は、その安全基準プログラムを 1958 年に開始した。品質、目的適応性及び継続的な改善に重点が置かれたことが、IAEA 基準の世界中での広範囲な使用につながっている。安全基準シリーズには現在、一つに統合された基本安全原則を含んでおり、それは、何が高いレベルの防護及び安全を構成する要素とならなければならないかについての国際的なコンセンサスを表している。IAEA は、安全基準委員会の強力な支援を受けて、IAEA 基準の世界的な受入れ及び利用を促進するために努力している。

基準は、それらが実際に適切に適用される場合にのみ効力を有する。IAEA の安全支援業務は、設計、立地及び工学上の安全、運転安全、放射線安全、放射性物質の安全輸送並びに放射性廃棄物の安全管理を包含し、同様に、政府機関、規制上の事項及び組織における安全文化をも包含している。これらの安全支援業務は、基準の適用において加盟国を支援し、また、貴重な経験及び洞察が共有されることを可能にしている。

安全を規制することは国の責任であり、多くの国は自国の規制において用いるために IAEA 基準を採用することを決定している。さまざまな国際安全条約の締約国にとって、IAEA 基準は、それらの条約に基づく義務の効果的な履行を確実なものとする、整合性があり信頼できる手段を提供している。これらの基準はまた、原子力発電並びに医療、産業、農業及び研究における安全を強化するために、世界中の規制機関及び事業者によって適用されている。

安全はそれ自体で終わるものではなく、全ての国の人々及び環境の防護という目的のための、現在も将来も必要条件である。電離放射線に付随するリスクは、公平で持続可能な発展に対する原子力エネルギーの寄与を過度に制限することなしに評価及び管理されなければならない。政府、規制機関及び事業者はどこであっても、核物質及び放射線源が有益に、安全に、かつ倫理的に利用されることを確実なものとしなければならない。IAEA 安全基準はこれを促進するために意図されており、私は全ての加盟国がこれらの基準を利用することを奨励する。

前 文

電離放射線での職業被ばくは、様々な産業、医療機関、教育及び研究施設、核燃料サイクル施設で発生し得る。作業者の放射線防護の適切な水準は、放射線、放射性物質及び原子力の安全かつ正当化された利用に不可欠である。

IAEAは2006年に、欧州原子力共同体（ユーラトム）、国連食糧農業機関（FAO）、IAEA、国際労働機関（ILO）、国際海事機関（IMO）、経済協力開発機構/原子力機関（OECD/NEA）、汎米保健機構（PAHO）、国連環境計画（UNEP）及び世界保健機関（WHO）と共同策定して、『基本安全原則』（IAEA安全基準シリーズNo. SF-1）を出版した。

この出版物は、防護と安全に関する安全目的と原則を規定している。

2014年にIAEAは、欧州委員会、FAO、IAEA、ILO、OECD/NEA、PAHO、UNEP及びWHOと共同策定で『放射線防護と放射線源の安全：国際基本安全基準』（IAEA安全基準シリーズNo. GSR Part 3）を出版した。この出版物は、基本的な安全目的を達成し、基本安全原則に規定されている安全原則を適用するための要件を定めている。

職業上の放射線防護に関する安全要件及びガイダンスを定めることは、IAEAが加盟国に提供する放射線防護と安全に関するサポートの主要な要素である。職業上の放射線防護に関するIAEAの活動の目的は、防護と安全を最適化し、被ばくを制限し、最新の放射線防護技術を職場に応用するための基準の策定と適用を通じて、職業上の放射線防護に対する国際的に調和のとれたアプローチを推進することである。

この安全指針は、職業被ばくに関するGSR Part 3の要件を満たすためのガイダンスを提供するために、IAEA及び国際労働機関が共同で作成した。本指針は、放射線防護プログラムを確立することが必要とされるような被ばく条件に関する一般的なガイダンスを提供しており、外部放射線源による被ばく及び放射性核種の取込みによる被ばくで生じる労働者の放射線量を評価するためのモニタリングプログラムを策定することが含まれる。また、外部放射線源による被ばくや、放射性核種の取込みによる被ばくからの線量の評価について、具体的なガイダンスを提供する。

IAEA安全基準

背景

放射能は自然現象であり、また、自然放射線源は環境の特性である。放射線及び放射性物質には、発電から医療、産業及び農業における利用まで、多くの有益な利用法がある。これらの利用法から生じるかもしれない従事者及び公衆並びに環境に対する放射線リスクは評価されなければならない、必要ならば管理されなければならない。

したがって、放射線の医療利用、原子炉等施設の運転、放射性物質の生産、輸送及び利用並びに放射性廃棄物の管理などの活動は、安全基準に従わなければならない。

安全を規制することは国の責任である。しかし、放射線リスクは国境を越える場合があり、国際協力は、経験を交換することによって、また、危険要因を管理する、事故を防止する、緊急事態に対応する、そしてあらゆる有害な影響を緩和する能力を高めることによって、世界的規模の安全を促進し強化することに役立つ。

各国は、不断の努力及び配慮の義務があり、その国内的及び国際的な義務の存在を認め遂行することを求められている。

国際安全基準は、環境の防護に関するものなど、各国が国際法の一般原則に基づく国の義務を果たす際に支援を提供している。国際安全基準はまた、安全面での信頼を促進し確かなものとし、国際商取引も促進する。

世界的な原子力安全体制は存在しており、絶えず改善されている。拘束力のある国際文書及び国内安全基盤の実現を支援するIAEA安全基準は、この世界体制の基礎である。IAEA安全基準は、締約国がこれらの国際条約に基づく自らの遂行を評価する有用な手段となる。

IAEA安全基準

IAEA安全基準の位置づけはIAEA憲章に由来しており、同憲章は、IAEAが国際連合の権限のある機関及び関係専門機関と協議し、かつ、適切な場合にはそれらと協力して、健康の防護並びに人命及び財産に対する危険の最小化に関する安全上の基準を制定又は採する用権限、及び基準の適用に備える権限を有しているとしている。

電離放射線の有害な影響からの人及び環境の防護を確実なものとするために、IAEA安全基準は、人の放射線被ばく及び放射性物質の環境への放出を管理するための、原子炉炉心、核連鎖反応、放射性線源又は他のあらゆる放射線の発生源に対する管理の喪失につながる可能性がある事象の可能性を制限するための、また、そのような事象が仮に起こった場合にはその影響を緩和するための、基本的な安全原則、要件及び対策を確立している。この基準は、原子炉等施設、放射線及び放射性線源の利用、放射性物質の輸送及び放射性廃棄物の管理を含む、放射線リスクを生じさせる施設及び活動に適用される。

安全対策及びセキュリティ対策¹はともに、人の生命及び健康並びに環境を防護すること

¹ IAEA 核セキュリティシリーズとして発行されている刊行物も参照のこと。

を目的としている。安全対策及びセキュリティ対策は、セキュリティ対策が安全を損なうことのないように、また、安全対策がセキュリティを損なうことのないように統合的な方法で計画され、適用されなければならない。

IAEA安全基準は、人及び環境を電離放射線の有害な影響から防護することに対して何が高いレベルの安全を構成しているのかに関する国際的なコンセンサスを反映している。これらの基準は、IAEA安全基準シリーズとして発行されており、3つの分類を有している（図1参照）。

安全原則

「安全原則」は、基本的な安全目的並びに防護及び安全の原則を示したものであり、安全要件の基礎となっている。

安全要件

統合されたかつ一貫した一連の「安全要件」は、現在及び将来の両方において人及び環境の防護を確実なものとするために満たされなければならない要件を定めている。これらの要件は、「安全原則」の目的及び原則の下に置かれている。要件が満たされていない場合、要求される安全水準を達成又は回復するための措置が講じられなければならない。要件の書式及び文体は、国内の規制枠組みの調和のとれた方法での確立に対する要件の利用を容易にしている。「要件」は、番号付けされた包括的要件（overarching requirements）を含み、「shall（しなければならない）」文として表現される。多くの要件は、適切な当事者がそれらの要件を履行する責任を負うことを暗示しており、特定の当事者に向けられていないを充足

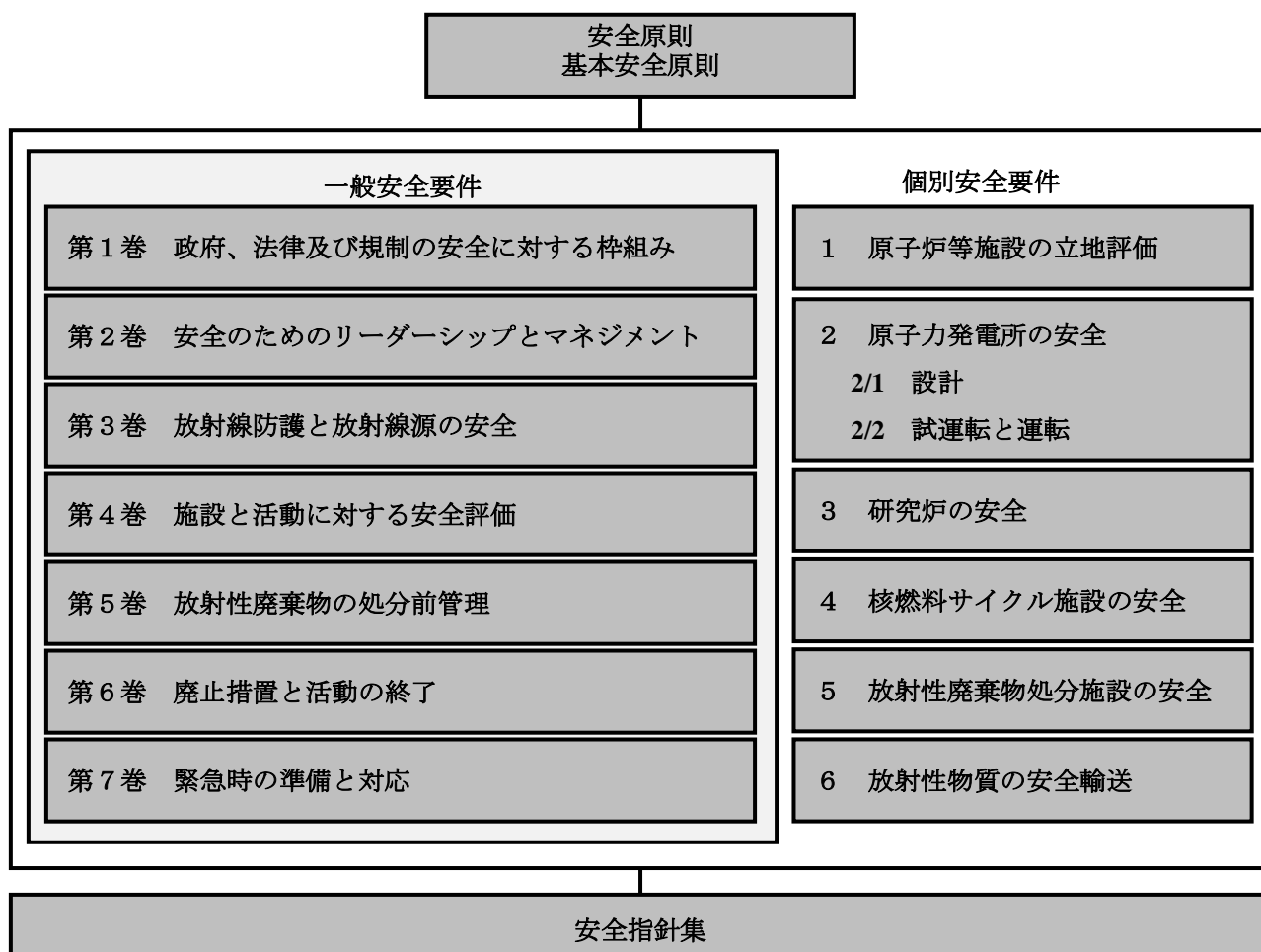


図1 IAEA安全基準シリーズの長期的構造

安全指針

「安全指針」は、安全要件に適合する方法に関する推奨事項及び手引きを提供するものであり、推奨された対策（又は同等の代替対策）を講じることが必要であるという国際的なコンセンサスを示している。「安全指針」は国際的な良好事例を示したものであり、高い水準の安全を達成するため努力している利用者を支援するために最善事例をますます反映するようになっている。「安全指針」に示される推奨事項は、「should（すべきである）」文として表現される。

IAEA安全基準の適用

IAEA加盟国における安全基準の主要な利用者は、規制機関及びその他の関連する国の当局である。IAEA安全基準は、共同策定機関によって、また、原子力施設を設計し、建設し、運転する多くの組織並びに放射線及び放射性線源の利用に関わる組織によっても利用されている。

IAEA安全基準は、関連性に応じて、平和目的のために利用される全ての施設及び活動一

既存のものと新規のものとの存続期間全体を通して、また、存在する放射線リスクを低減するための防護措置に対して適用可能である。これらの基準は、施設及び活動に関する国内規制のための参考として各国によって利用される。

IAEA憲章は、安全基準がIAEA自身の活動に関してIAEAを、また、IAEAによって支援される活動に関して各国をも拘束するものとしている。

IAEA安全基準は、IAEAの安全評価サービスの基礎を形成しており、また、教育カリキュラム及び研修コースの開発を含めて、力量の構築の支援においてIAEAによって利用されている。

国際条約は、IAEA安全基準にあるものと同様の要件を含めており、これらの要件が締約国を拘束するものとしている。国際条約、産業界基準及び詳細な国内要件によって補完されたIAEA安全基準は、人及び環境を防護することに対する一貫した基礎を確立している。安全には、国レベルで評価することが必要な特別な側面もいくつかあることになる。例えば、IAEA安全基準の多くは、特に計画作成又は設計における安全の側面を扱ったものは、主として新規の施設及び活動に適用することが意図されている。IAEA安全基準に定められている要件は、以前の基準に従って建設された一部の既存の施設においては完全には満たされないことがある。そのような施設にIAEA安全基準が適用されることになるかは、個々の国の決定事項である。

IAEA安全基準の根底にある科学的な考察は、安全に関する決定のための一つの客観的な基礎を与える。しかし、意思決定者は、情報に基づいた判断も行わなければならない、また、ある措置又は活動の便益とそれに伴う放射線リスク及びそれが生じさせる他のあらゆる有害な影響とのバランスを取る最善な方法を判断しなければならない。

IAEA安全基準の策定プロセス

安全基準の作成及びレビューには、IAEA事務局及び5つの安全基準委員会すなわち、緊急事態の準備と対応 (EPreSC) (2016年時点)、原子力安全 (NUSSC)、放射線安全 (RASSC)、放射性廃棄物安全 (WASSC) 並びに放射性物質の安全輸送 (TRANSSC) の各分野ごとの安全基準委員会 (SSC)、そしてIAEA安全基準プログラムを監督する安全基準委員会 (CSS) が関与している (図2を参照のこと)。

全てのIAEA加盟国は、各安全基準委員会 (SSC) に専門家を推薦することができ、基準草案に対するコメントを提示することができる。安全基準委員会 (CSS) の構成員は、事務局長により任命され、国の基準の策定に責任を有する政府高官を含む。

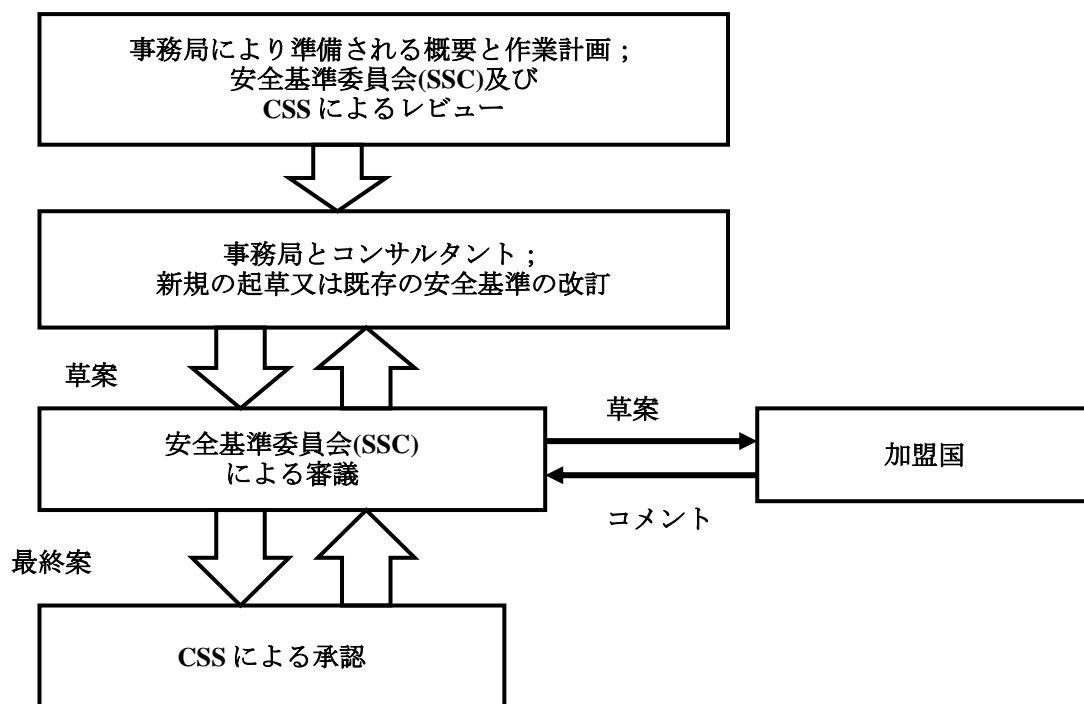


図2 新規の安全基準の策定又は既存の基準の改定のためのプロセス

IAEA安全基準を立案、策定、審議、改訂及び確立プロセスに対するマネジメントシステムが確立されている。これは、IAEAの付託事項、安全基準の将来的な適用の構想、政策及び戦略並びに対応する任務及び責任を明確に表現したものである。

他の国際機関との相互作用

原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）の所見及び国際専門家団体、特に国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告は、IAEA安全基準を策定する際に考慮に入れられている。いくつかの安全基準は、国連食糧農業機関、国連環境計画、国際労働機関、OECD原子力機関、汎米保健機構及び世界保健機関を含む、国連組織体系内の他の団体又はその他の専門機関と協力して策定されている。

文章の解釈

安全関連用語は、IAEA安全用語集に定義されているように理解されることになる（<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>を参照）。そうでない場合、語句は、Concise Oxford辞書の最新版の中で割り当てられている綴り及び意味で用いられる。安全指針の場合、英語版の文章が正式版である。

IAEA安全基準シリーズにおける基準それぞれの背景及び前後関係並びにその目的、範囲及び構成は、刊行物それぞれの第1章「はじめに」に説明される。

本文中には適切な場所がない資料（例えば、本文の補足である又は本文から独立している資料、本文における記述の支援で含まれる資料、又は計算の方法、手順若しくは制限値及び条件を説明する資料）は、付属書又は添付資料の中に示される場合がある。

付属書は、これが含まれている場合には、安全基準の不可欠な部分を形成するとみなされる。付属書の中にある資料は本文と同じ位置づけであり、IAEAがその原作者となる。添付資料及び本文の脚注は、これが含まれている場合には、**実例若しくは追加の情報又は説明**を提供するために用いられる。添付資料及び脚注は、本文の一部として不可欠な部分ではない。IAEAによって出版された添付資料は、必ずしもIAEAの著作物として発行されているのではなく、他の原作者の管理下にある資料が安全基準の添付資料の中に示される場合もある。添付資料の中に示されている外部の資料は、一般的に有用なものであるために必要に応じて抜粋され、編集されている。

目次

1. 序文	1
背景 (1.1-1.7)	1
目的 (1.8)	2
範囲 (1.9)	3
構成 (1.10-1.12)	3
2. 職業上の放射線防護の枠組み	4
職業被ばくと被ばく状況のタイプ (2.1-2.4)	4
放射線防護の原則 (2.5-2.14)	6
責任 (2.15-2.19)	8
グレーデッドアプローチ (2.20-2.22)	10
マネジメントシステム (2.23-2.26)	10
線量計測量 (2.27-2.72)	11
3. 計画被ばく状況における作業者の被ばく (3.1-3.7)	25
最適化 (3.8-3.33)	26
線量制限 (3.34-3.48)	33
放射線防護プログラム (3.49-3.158)	37
自然放射線源による作業者の被ばく (3.159-3.181)	69
4. 原子力又は放射線緊急事態における作業者の被ばく (4.1-4.4)	78
緊急時計画立案と責任 (4.5-4.6)	79
緊急時作業者の防護 (4.7-4.17)	80
緊急時作業者の被ばく管理 (4.18-4.25)	84
被ばくの評価 (4.26-4.29)	86
医学的配慮 (4.30-4.32)	87
5. 現存被ばく状況における作業者の被ばく (5.1-5.7)	88
防護戦略 (5.8-5.13)	90

正当化 (5.14-5.15)	91
最適化 (5.16-5.23)	91
残留放射性物質による汚染のある場所での修復措置から発生する被ばく (5.245.44)	93
ラドンによる被ばく (5.45-5.72)	98
宇宙放射線被ばく (5.73-5.88)	106
 6. 特殊な場合の作業者の防護 (6.1)	 111
妊娠中及び妊娠後の女性作業者 (6.2-6.20)	111
渡り作業者 (6.21-6.100)	116
 7. 職業被ばくのモニタリングと評価	 139
外部被ばく評価 (7.1-7.132)	139
内部被ばく評価 (7.133-7.227)	175
緊急事態における被ばく評価 (7.228-7.243)	199
皮膚汚染 (7.244-7.250)	203
職業被ばくの記録 (7.251-7.273)	205
 8. 技術サービス提供者のためのマネジメントシステム	 211
一般的考察 (8.1-8.14)	211
管理者の責任 (8.15-8.25)	214
プロセスの実施 (8.26-8.48)	218
パフォーマンスの測定、評価及び改善 (8.49-8.70)	222
校正及び試験サービスの提供者向けの追加指針 (8.71-8.101)	226
 9. 工学的管理、運営管理及び個人用防護具	 232
一般的考察 (9.1-9.7)	232
遮蔽 (9.8-9.9)	234
換気 (9.10-9.19)	235
粉塵管理 (9.20-9.21)	237
放射性物質の漏出 (9.22-9.23)	238
表面汚染 (9.24-9.46)	239

装置及び職員の除染 (9.47-9.52)	245
個人用防護具 (9.53-9.64)	247
ジョブローテーション (9.65)	250
自然起源の放射性物質を伴う鉱物処理作業に対する考慮事項 (9.66-9.72)	250
10. 作業者の健康サーベイランス	251
責任 (10.1-10.7)	251
作業者の健康サーベイランスプログラム (10.8- 10.10)	253
作業者の診察 (10.11-10.24)	253
疾病及び過剰被ばくの通知 (10.25-10.27)	256
医療記録 (10.28)	256
過剰被ばく作業者の管理 (10.29-10.34)	257
付属書 I : 自然起源の放射性物質による作業者の被ばく	259
付属書 II : 外部被ばく評価のための個人モニタリングの方法とシステム	261
付属書 III : 外部被ばく評価用の作業者モニタリング機器	274
付属書 IV : 内部被ばくを評価するための体内動態モデル	283
付属書 V : 内部汚染の個人モニタリングの方法	289
参考文献	306
添付資料 : 遡及的線量評価のための手法	331
略語	344
草案の作成と査読のための協力者	345

1. 序 文

背景

1.1 放射線の職業被ばくは、人の様々な活動の結果によって起こり得て、そこには、核燃料サイクル^{*}の様々な段階と関連した作業、医療、科学研究、農業、工業における放射線の利用、又は自然放射線源の被ばくを伴う作業などが含まれる。

1.2 IAEA安全基準シリーズSF-1、基本安全原則[1]、は基本安全目的及び防護と安全の原則を提示している。基本安全原則の目的に沿い、原則を満たすための要件が、放射線源に被ばくした作業者の防護のための要件を含め、IAEA安全基準シリーズGSR Part 3「放射線防護と放射線源の安全：国際基本安全基準」で制定されており[2]、これはIAEAと他7つの国際機関の協力によるものである。

1.3 本安全指針（GSG-7）は、IAEAと国際労働機関事務局との協力により作成され、職業被ばくに関してGSR Part 3[2]の要件を満たすガイダンスを提供している。本安全指針は、作業者による外部放射線源による被ばくと放射性核種の摂取に起因する被ばくを評価するためのモニタリングプログラムの設定を含めて、放射線防護プログラムを確立しなければならない被ばく状況に関する一般的なガイダンスを与えている。本指針は更に、外部線源による被ばくや放射性物質の摂取による被ばくの線量評価に関する個別のガイダンスを提供している。

1.4 放射線防護体系に関する勧告は、国際放射線防護委員会（ICRP）によって整備された[3]。これを含めてICRPそして国際放射線単位測定委員会（ICRU）によるその他の勧告が、本安全指針を作成する際考慮されている。

1.5 放射線防護は、作業者の総合的な健康と安全を守るために対処すべき一つの構成要素に過ぎないと認識される。放射線防護プログラムは、他の健康や安全面、例えば産業衛生、医療衛生、労働安全、火災安全、と共に確立され、管理されなければならない。

^{*}採鉱、濃縮、燃料製造、原子炉運転、再処理、放射性廃棄物管理（廃止措置を含む）、関連する研究開発活動のこと（IAEA Safety Glossary 2016&2007 による）。

1.6 職業上の放射線防護に関するGSR Part 3[2]の要件を満たすガイダンスが本安全指針に示されている。本安全指針は、GSR Part 3[2]の要件に従い、対象とする作業場で予想される放射線源に適した職業上の放射線防護プログラムの整備に対する一般的なガイダンスを与えている。本安全指針は、更に、外部放射線源、放射性核種の摂取による作業員の被ばくをモニタリングし、評価するためのより詳細なガイダンスも与えている。本安全指針は、1999年以来行われてきた主要な変更を考慮しつつ、職業上の放射線防護に関して現在国際的に受け入れられている原則、推奨されている慣行を反映している。

1.7 本安全指針は、以前の5つの安全指針で与えられているガイダンスを改訂するものでそれらに置き換わるものであり、それらは職業上の放射線防護¹、放射性核種の摂取による職業被ばくの評価²、放射線の外部線源による職業被ばくの評価³、原材料の採掘及び処理による職業上の放射線防護⁴及び放射線安全における技術サービスのためのマネジメントシステム⁵である。

目的

1.8 本安全指針の目的は、職業被ばくの管理についてのガイダンスを提供することである。勧告は主に規制機関を対象としているが、本安全指針は、雇用主、許可取得者及び登録者、経営陣とそれらの専門アドバイザー及び作業員の放射線防護に関わる健康や安全に関する委員会にも役立つであろう。この勧告はまた、安全な労働慣行を奨励するためにも作業員とその代表者によって用いても良い。

¹ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Occupational Radiation Protection, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna (1999).

² INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.2, IAEA, Vienna (1999).

³ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.3, IAEA, Vienna (1999).

⁴ INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Occupational Radiation Protection in the Mining and Processing of Raw Materials, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.6, IAEA, Vienna (2004).

⁵ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Technical Services in Radiation Safety, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.2, IAEA, Vienna (2008).

範囲

1.9 本安全指針は、職業被ばくの管理における技術的かつ組織的な面を取り上げている。目指すのは、人工放射線源と自然放射線源の両方からの放射線への外部被ばくと内部被ばくによる、被ばくの管理と潜在被ばくの管理に関する統合的な方策を提供することである。

構成

1.10 第2章では、職業上の放射線防護の枠組みの概要を示す。3つのタイプの被ばく状況（計画被ばく状況、緊急時被ばく状況及び現存被ばく状況）、放射線防護の基本原則とそれらの作業者の防護への適用、及び用いる線量計測量を取り上げる。第3章－第5章では、3つのタイプの被ばく状況別にGSR Part 3[2]の要件を満たすためのガイダンスを提供する。第3章では、計画被ばく状況における職業上の放射線防護を取り上げ、最適化原則と線量制限の適用を含め、放射線防護プログラム及び自然放射線源に被ばくした作業者の防護に関する個別のガイダンスについて述べている。第4章では、緊急時計画の立案、緊急事態における最適化の原則と線量制限の適用、及び緊急時作業者の緊急時被ばくの評価と管理など、原子力又は放射線に関わる緊急時被ばく状況下での作業者の防護について述べている。第5章では、現存被ばく状況における作業者の防護を取り上げ、適切な防護戦略と法的及び規制上の枠組みの確立について述べている。さらに、過去の活動や事故からの残留放射性物質、作業場でのラドン、及び航空機・宇宙船内の宇宙放射線への被ばくに対する作業者の防護に関する個別のガイダンスについても述べている。

1.11 第6章－第10章では、職業上の放射線防護のより具体的な側面についてのガイダンスを提供する。第6章では2つの特定の作業者群－妊娠中、妊娠後の女性作業者及び渡り作業者－の防護のためにとる必要がある特別な処置について述べている。第7章では、モニタリングプログラム、システム及び機器；不確かさの推定、試験と校正、モニタリング結果の解釈、そして記録の保存などを含む、職業被ばくの評価とモニタリングに関する詳細なガイダンスを示している。この指針は、個人モニタリング及び作業場モニタリングの両方を含み、外部及び内部被ばくだけでなく皮膚汚染も取り扱い、更に緊急事態における被ばく評価も含んでいる。第8章では、職業上の放射線防護に関わる技術サービスの提供者のためのマネジメントシステム、特に、校正、試験

※、及び線量測定サービスに対する指針を示している。第9章は、職業上の防護と安全のための工学的及び運営上の管理について述べており、空気の品質^{***}、十分な遮蔽の設置及び汚染の管理を含んでいる。個人防護具の使用に関する指針についても述べている。第10章は、作業者の健康サーベイランスプログラムを扱い、作業者の診察、診療記録、過剰に被ばくした作業者の介護に関するガイダンスも含めている。

1.12 5つの付録と1つの添付資料は、自然起源の放射性物質による作業者の被ばく、外部被ばく評価のための個人モニタリングの手法とシステム、外部被ばく評価のための作業場モニタリング計器、内部被ばくのモニタリングと評価のための手法（体内動態モデルを含む）、遡及的線量評価手法に関するより詳細なガイダンスを提供している。

2. 職業上の放射線防護の枠組み

職業被ばくと被ばく状況のタイプ

2.1 職業被ばくは、被ばく状況にかかわらず、作業者がその作業期間中に受ける被ばくである。防護と安全のための実用的な要件を確立する目的のために、GSR Part 3[2]では、計画被ばく状況、緊急時被ばく状況、現存被ばく状況の3つの異なるタイプの被ばく状況を区別している。GSR Part 3の1.20項では次のように述べられている[2]：

「(a) *計画被ばく状況*とは、計画に基づく線源の運用や、結果的に線源により被ばくするというような、計画に基づく活動から生ずる被ばく状況である。関連する活動を開始する前に防護と安全のための規定を定めることが可能であるため、関連する被ばくとその発生の起こり易さは最初から制限することができる。計画被ばく状況において被ばく量を制御する主たる方法は、設備、機器及び操作手順を良好に設計し、研修を行うことである。...

(b) *緊急時被ばく状況*とは、事故、悪意のある行為又はその他の予期せぬ事象の結果発生し、悪影響を回避又は低減するために迅速な措置を必要とする被ばく状況である。予防対策や緩和措置は、緊急時被ばく状況が発生する前に考慮されなければならない。しかし、一旦緊急時被ばく状況が実際に

※ 8章 8.71 以降を参照

*** 9章 9.15 を参照

発生すれば、被ばく量は防護措置をとることによってのみ低減可能である。
(c) 現存被ばく状況は、制御の必要性について判断しなければならないときに既に存在する被ばく状況である。現存被ばく状況には、自然バックグラウンド放射線による被ばくが含まれる。また、それには、規制上の管理の対象でなかった過去の行為に由来する残留放射性物質による被ばく又は緊急時被ばく状況の終了後に残存する放射性物質による被ばくの状況も含まれる。」

本安全指針はそれら3つのタイプの被ばく状況のそれぞれにおける作業者の防護に係るガイダンスを与える。

2.2 GSR Part 3[2]の1.21項が指摘しているように：

「上記1.20項に提示されている3つの被ばく状況の説明は、ある状況においてどの被ばく状況が該当するかを明確に決定するには、それだけでは必ずしも十分ではない。例えば、緊急時被ばく状況から現存被ばく状況への移行は時間の経過とともに漸次起こることがあり、また自然放射線源による被ばくには、計画被ばく状況と現存被ばく状況の両方の特徴があると思われるものがある。本基準では、実際的な考察によりある状況への最も適切な被ばく状況が判断されている。」

2.3 潜在被ばくについては、GSR Part 3[2]の1.20(a)項を参照する：

「計画被ばく状況では、あるレベルの被ばくが発生することは予測できる。被ばくが確実に発生することは予測されないが、事故又は不確実な単一事象若しくは一連の事象が原因で生じる可能性がある場合、その被ばくは“潜在被ばく”と呼ばれる。」

.....

「潜在被ばくの評価において検討された単一事象又は一連の事象が実際に発生した場合には、計画被ばく状況として取り扱われるか又は緊急事態が宣言されている場合は緊急時被ばく状況として取り扱われることがある。」

2.4 幾つかの被ばくは、GSR Part 3[2]の範囲から除外される。GSR Part 3[2]の1.42項では次のように述べている：

「本基準は、制御することになじむ放射線被ばくを伴う全ての状況に適用される。制御になじまないとみなされる被ばくは、本基準の範囲から除外されている。⁸

「⁸例えば体内の⁴⁰Kや地表面での宇宙放射線の制御は実現可能ではないという考えは一般的に受け入れられている。」

職業被ばくとして規制する必要があるかもしれない自然放射線源による被ばくの要因について、第3章でガイダンスが与えられている。

放射線防護の原則

2.5 基本安全原則の安全原則4～6と10において、放射線防護の三つの基本原則は、正当化、防護の最適化、線量限度の適用（線量の制限）と明示されている[1]。GSR Part 3[2]の要件1では、「防護と安全に責任を負う当事者は、放射線防護の原則が全ての被ばく状況に関して適用されることを確実なものとしなければならない」としている。

正当化

2.6 GSR Part 3[2]の2.8項、2.9項では次のように述べている：

「2.8.計画被ばく状況に関して、防護と安全に責任を負う各当事者は、該当する要件がその当事者に適用される場合、正当化されないいかなる行為も実施されないことを確実なものとしなければならない。

「2.9.緊急時被ばく状況や現存被ばく状況に関して、防護と安全に責任を負う各当事者は、該当する要件がその当事者に適用される場合、防護措置又は修復措置が、防護戦略に定められる目標を達成するような方法で正当化され実施されることを確実なものとしなければならない。」

2.7 計画被ばく状況では、いかなる行為又は行為の中の線源も、その行為が被ばくする個人又は社会に対して、行為に起因する害（放射線による損害を含む）を相殺するに十分な利益を生じない限り、すなわち、社会的、経済的及びその他の関連する因子を考慮に入れた上で行為が正当化されない限り、許認可されるべきではないことを

意味している。

2.8 行為が正当化されるかどうかを決定するプロセスでは、作業者と公衆の構成員が受けた全ての放射線量を考慮することを含む。全体としては、本安全指針では正当化のプロセスが既に行われ、放射線損害全体に対する職業被ばくの寄与は考慮されていると仮定している。計画被ばく状況における正当化の対象は、本安全指針では詳細に検討しない。正当化のガイダンスはIAEA安全基準シリーズGSG-5「医療以外のヒューマンイメージングを含む行為の正当化」[4]に示されている。

最適化

2.9 GSR Part 3[2]の2.10項では次のように述べている：

「全ての被ばく状況に関して、防護と安全に責任を負う各当事者は、該当する要件がその当事者に適用される場合、防護と安全が最適化されていることを確実なものとしなければならない⁹。

「⁹『防護と安全が最適化されている』とは、防護と安全の最適化が適用され、そのプロセスの結果が実施されたことを意味する。」

2.10 計画被ばく状況では、行為の中の全て任意の特定線源による被ばくに関連して、防護と安全は、線量拘束の対象となる線源によって受ける個人の線量を制限した上で、個人の被ばく線量、被ばくする人の数及び被ばくの恐れのうちいずれをも、経済的及び社会的な要因を考慮して、合理的に達成できる限り低く保たれるよう最適化される必要がある。この原則は作業場での放射線防護措置を実施するために特に重要である。それゆえ、より詳細なガイダンスが示される第3章で与えられるガイダンスの大部分の基礎となっている。

線量制限

2.11 GSR Part 3[2]の2.11項は次のように述べている：

「医療被ばく以外の計画被ばく状況に関して、防護と安全に責任を負う各当事者は、該当する要件がその当事者に適用される場合、規定された線量限度を超えないことを確実なものとしなければならない。」

2.12 線量限度は、計画被ばく状況にのみ適用される。そのような状況では、許認可された行為によって受け得る被ばくの合計としてもたらされる、総実効線量及び対象組織や臓器への総等価線量がいずれも関係する線量限度を超えないよう、個人の被ばくが制限されるべきである。

2.13 実効線量の限度は、それを超えると放射線による確率的影響のリスクが容認できないと考えられるレベルを示している。眼の水晶体、四肢、皮膚の局所被ばくに関しては、実効線量限度は確定的影響の回避を確実なものとするには不十分である。従って、これらの組織及び臓器に対する等価線量限度はそのような状況に関して別途設定される。

2.14 職業被ばくのための線量限度の適用のガイダンスは第3章で与えられている。

責任

政府

2.15 防護と安全に関する政府⁶の責任は、GSR Part 3[2]の2.13～2.28項に述べられている。これらは以下を含んでいる：

- (a) 全ての被ばく状況における防護と安全のための効果的な法的及び規制の枠組みを確立すること；
- (b) 指定された要件を満たす法律を制定すること；
- (c) 必要な法的権限、力量、資源を持つ、独立した規制機関を設置すること；
- (d) 防護と安全における教育と研修のための要件を確立すること；
- (e) 技術的サービス、教育研修サービスを提供するための取り決めが整っていることを確実なものとする。

規制機関

2.16 防護と安全に関する規制機関の責任は、GSR Part 3[2]の2.29項～2.38項で

⁶各国は異なった法制度があるので、ここでの「政府」という用語の使用は、広い意味で理解されるためであって、「国」という用語で表すことも可能である。

述べられている。これらは、以下を含んでいる：

- (a) 放射線防護の原則を適用するための要件を定めること；
- (b) 個別要件を満たす規制システムを確立すること；
- (c) 防護と安全における教育と研修の要件の適用を確実なものとする；
- (d) 異常事象や事故から得られる教訓を周知する仕組みが整備されていることを確実なものとする；
- (e) 防護と安全に関係する線源と機材の承認と性能の判断基準を設定すること；
- (f) 記録の作成と維持に関する規定を整備すること。

2.17 計画被ばく状況における職業被ばくに特有な規制機関の責任は、GSR Part 3[2]の3.69～3.73項に示されている。規制機関には、職業被ばくの防護と安全が最適化されていることを確実なものとするための要件を確立・運用し、該当する線量限度が確実に守られていることを確実なものとし、職業被ばくをモニターし、記録することの責任がある。

雇用主、登録者及び許可取得者

2.18 GSR Part 3[2]の要件4は次のように述べている：「放射線リスクを生じさせる施設と活動の実施主体である個人又は組織は、防護と安全に対する一義的責任を負わなければならない。...」。計画被ばく状況において、雇用主、登録者及び許可取得者（以降、単に『管理者』という）は、防護と安全が最適化され、適用される線量限度を守り、適切な放射線防護プログラムを確立・実行することを確実なものとするための責任を負う。放射線防護プログラムの内容についてのガイダンスは、第3章で与えられる。

作業による遵守

2.19 GSR Part 3[2]の要件22では次のように述べている：「作業者は、その義務を履行し、防護と安全のための任務を果たさなければならない。」。この要件は、作業者が、自らの行動によって、作業における自分自身と他の作業者の防護と安全に貢献できるという事実を反映している。この観点での作業者に関する要件はGSR Part 3[2]の3.83項に記載され、以下のとおり：規則と手順に従うこと；モニタリング機材と個人用防護具を使用すること；作業者のための健康サーベイランスプログラムと線

量評価プログラムに協力すること；指導と研修を受け入れること。作業者は、関係する情報を管理者に提供して、また、防護と安全に関して責任ある態度で行動しなければならない。

グレーデッドアプローチ

2.20 GSR Part 3[2]の2.31項は、被ばくの制御へのグレーデッドアプローチの基礎を与えている：

「規制機関は、規制要件の適用が被ばく状況に関連する放射線リスクに見合うように、防護と安全の体系の実施にグレーデッドアプローチを導入しなければならない。」

このグレーデッドアプローチに沿って放射線防護の原則の全体的適用を確実なものとするのは、政府の一般的な責任(GSR Part 3[2], 2.18項参照)である。

2.21. GSR Part 3[2]の要件6は、計画被ばく状況におけるグレーデッドアプローチについて、より具体的な文脈で言及している：

「計画被ばく状況における本基準の要件の適用は、行為又は行為における線源の特性及び被ばくの起こり易さと大きさに見合ったものでなければならない。」

2.22. 計画被ばく状況における、グレーデッドアプローチの重要な特徴は、免除とクリアランスへの条項である。GSR Part 3[2]の要件8では次のように述べている：

「政府又は規制機関は、どの行為又は行為における線源が、本基準の要件の一部又は全てから免除されるのかを決定しなければならない。規制機関は、届出又は許認可された行為の中で、物質及び物体を含むどの線源が、規制上の管理からクリアランスされ得るかを承認しなければならない。」

マネジメントシステム

2.23 GSR Part 3[2]の要件5では次のように述べている：「主当事者は、防護と安全が、責任を負う組織のマネジメントシステム全体に効果的に統合されていることを確実なものとしなければならない。」計画被ばく状況における職業被ばくにおいては、主当事者は雇用主である。緊急時被ばく状況あるいは現存被ばく状況においては、主当事者はその状況に対応するために任命されたそれらの者か組織である。

2.24 GSR Part 3[2]の2.47～2.52項において、「主当事者は、責任を負う組織の中で最も高いレベルで防護と安全に取り組んでいることを実証しなければならず」、「マネジメントシステムが防護と安全を向上するよう設計され適用されていることを確実なものとしなければならない」とあり、一方で、運用遂行とセキュリティに関わる措置のように、防護と安全の措置と他の措置との間に一貫性を維持しなくてはならない。

2.25 防護と安全を達成するために取られる対策に必要な程度の確信を与え、定期的な評価とレビューを確実なものとするために、具体的な行動がなされるべきである。安全文化は、組織の中の全てのレベルで促進され、維持されるべきである。マネジメントシステムはまた、優れた性能と優れた慣行をサポートすることにより人的要因に対処するべきであり、その際には、機材のデザイン、操作手順書の策定、必要に応じた制限と条件、そして人為ミスの影響を緩和するための研修と安全システムの利用に注意を払うべきである。

2.26 施設と活動のためのマネジメントシステムに関する詳細な要件及びガイダンスはIAEA安全基準シリーズGSR Part 2「安全のためのリーダーシップとマネジメント」[5]、GS-G-3.1「施設と活動のためのマネジメントシステムの適用」[6]、及び国際労働機関の手引き[7]に記載されている。防護と安全に関する技術サービスの提供者のためのマネジメントシステムに関する助言とガイダンスは、第8章に記載されている。

線量計測量

2.27 放射線防護の目的のために勧告されている線量計測量（防護量）は、GSR

Part 3[2]において線量限度を記述する量で、これは組織又は臓器 T の等価線量 H_T 及び実効線量 E を意味する。

2.28 基本的な物理量には、粒子フルエンス ϕ 、カーマ K 及び吸収線量 D がある。

2.29 組織又は臓器 T における等価線量 H_T の決定には、低線量で確率的影響を誘発することにおける放射線の生物学的効果比 (RBE) を反映した放射線 R の吸収線量に乗すべき放射線加重係数 w_R を使用する：

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad (1)$$

ここで、 $D_{T,R}$ は組織あるいは臓器 T における放射線の種類 R の平均吸収線量である。

2.30 実効線量 E の決定には、組織 T の等価線量の乗数として組織加重係数 w_T を使用して、放射線の確率的影響の誘発に関して組織や臓器の感受性が異なることを考慮する：

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T \quad (2)$$

ここで、式 (1) の H_T を代入すると：

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad (3)$$

2.31 w_R と w_T の勧告値は、公表されている生物学研究及び疫学研究の知見に基づいており、GSR Part 3[2] の用語の定義で与えられている。

2.32 防護量の E と H_T は、一定の期間に外部線源から受ける実効線量あるいは等価線量と、同じ期間に摂取する放射性核種による預託実効線量又は預託等価線量の合計にそれぞれ関連している。ある期間内に受けるあるいは預託される総実効線量 E は、実用量から以下の式を使用して推定できる：

$$E \cong H_p(d) + \sum_j e(g)_{j,ing} \cdot I_{j,ing} + \sum_j e(g)_{j,inh} \cdot I_{j,inh} \quad (4)$$

ここで、

$H_p(d)$ は、ある時間内での身体のある特定部位での適当な深さ d の軟組織における個人線量当量；

$e(g)_{j,ing}$ は、同じ期間の年齢 g のグループによる放射性核種 j の単位経口摂取当たりの預託実効線量；

$e(g)_{j,inh}$ は、同じ期間の年齢群 g による放射性核種 j の吸入による単位摂取当たりの預託実効線量；

$I_{j,ing}$ は、同じ期間の放射性核種 j の経口摂取量；

そして、 $I_{j,inh}$ は、同じ期間での放射性核種 j の吸入である。

職業被ばくについて、 $e(g)_{j,ing}$ と $e(g)_{j,inh}$ の適切な値は作業者に対する値である。

2.33 線量限度は、確定的影響が生じないようなレベルである。重篤な確定的影響（例：緊急時被ばく状況）を生じ得る状況では、重篤な確定的影響を来す上で、放射線の種類で異なるRBEを考慮すべきである。勧告されている線量計測量は、組織や臓器 T 中におけるRBEで加重した吸収線量 D_T である。RBEで加重した吸収線量の決定には、ある組織、臓器での吸収線量に乗すべき $RBE_{T,R}$ が必要で、これは組織、放射線により異なる。この乗算は、ある量の吸収線量が、ある種の放射線によって組織又は臓器にもたらされたとき、その吸収線量からの重篤な確定的健康影響の進行を引き起こすRBEを反映するためである。主な重篤な確定的影響に進展する $RBE_{T,R}$ の勧告値は、公表された生物学的研究に基づいており、GSR Part 3[2]の用語の定義に与えられている。実効線量を組織反応の評価に関して使うのは不適切である。そうした状況においては、吸収線量を推定し、放射線影響を評価するための基礎となる適切なRBEを考慮する必要がある。

外部線量測定における個人モニタリングのための実用量

2.34 放射線防護量は直接測定できないため、ICRUは外部線源による被ばくが関わるような場合についての放射線防護に実際的に用いるための実用量を導入した。これらの量の定義は、GSR Part 3[2]と文献[8]に示されている。実用量により、実際に遭遇するほとんどの放射線場において、過小評価や過大評価を避けて実効線量あるいは等価線量を推定できる。線質係数 $Q(L)$ は、モニタリングに用いる実用量の線量当量を計算する際に用いられる[3]。線質係数は、組織中を通過する荷電粒子の飛跡に沿った電離密度に基づき、放射線の種類別の生物学的効果比を特徴付けている。 Q は水

中における荷電粒子の制限されない線エネルギー付与 L_∞ (しばしば L あるいは線エネルギー付与、LETと示される)の関数として定義される。物理量、放射線防護量と実用量との数値的関係の詳細評価がICRPとICRUの共同タスクグループ[9]によって行われた。それらの量の概念的な関係を図1[9]に示す。

2.35 強透過性放射線と弱透過性放射線は、ICRUにより区別されている[10]。均一かつ単方向の照射野における身体の特定の方向に対して、皮膚の敏感な層のどんな狭い面積でも受けた等価線量が、実効線量の10倍より少ないなら、放射線は強透過性と呼ぶ。等価線量が実効線量の10倍より大きいなら、放射線は弱透過性と呼ぶ。

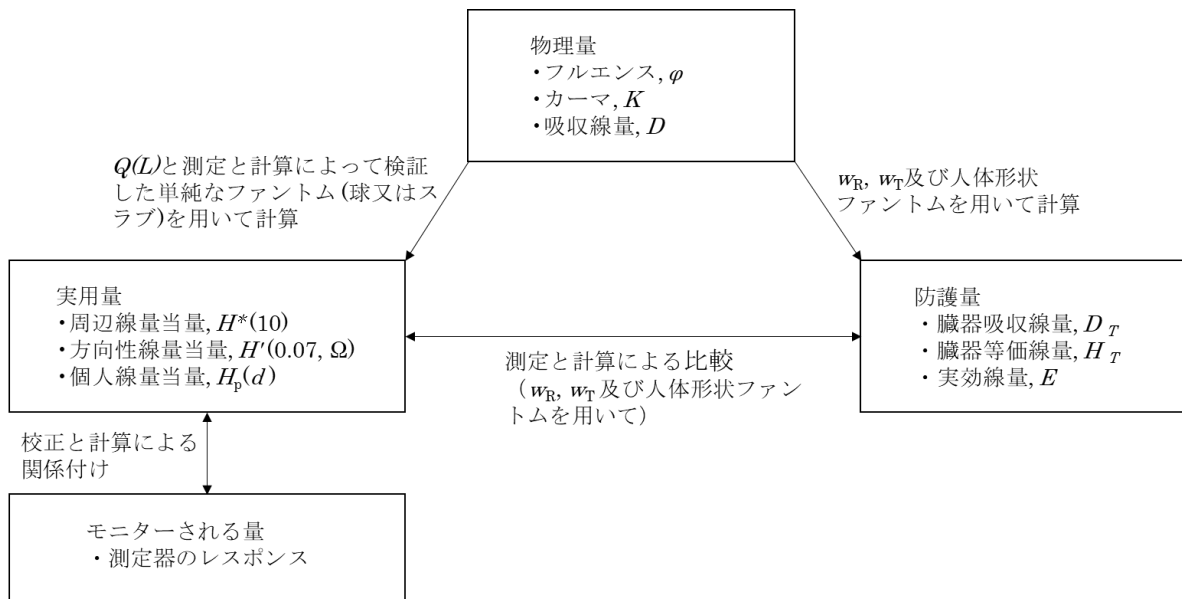


図1 物理量、放射線防護量、放射線防護の目的に用いる実用量の概念的関係

2.36 個人モニタリングのための実用量は個人線量当量 $H_p(d)$ である。個人線量当量を記述する際は必ず基準深さ d の値を含むべきである。強透過性放射線の基準深さは10 mmである。弱透過性放射線の基準深さは0.07 mmである。記法を簡素化するためにミリメートルで d が表現されるとして、前記の二つの基準深さに対する個人線量当量は、 $H_p(10)$ と $H_p(0.07)$ とそれぞれ表示される。

2.37 確率的影響に関する皮膚の感受性の高い細胞は、皮膚表面の0.02 mm~0.1 mm下にあると考えられ、したがって、 $H_p(0.07)$ は皮膚の狭い部分の等価線量を見積もるために用いられる。70 keVを超えるエネルギーを持つベータ線もまた、光子だけではなく、0.07 mm厚さの組織を透過することができる。四肢の被ばくが懸念され

る全て種類の放射線に関しては、四肢の皮膚が四肢自体より決定臓器になり得そうである。皮膚への等価線量推定値は四肢への等価線量の内輪な推定値になるであろう。したがって、四肢線量計は、本質的には皮膚線量計であり、 $H_p(0.07)$ を測定するように設計されるべきである。

2.38 眼の水晶体のモニタリングには、3 mmの深さをICRUは推奨している[8]ので、使用する実用量は $H_p(3)$ である。しかしながら、実際には、 $H_p(3)$ は日常の個人モニタリングにはまだ使われていない。特定の状況において、実際の作業場での放射線場が分かっているような場合については、 $H_p(0.07)$ あるいは $H_p(10)$ で校正された線量計を使った眼の水晶体モニタリングが許容できる。文献[11]では、ほとんどの線量がX線を含めた光子によるならば、 $H_p(0.07)$ は眼の水晶体に対する良い実用量と考えることができると述べられている。そのような場合、等価線量の推定と関連した不確実性が高めになることを心に留めておくべきである。

外部線量測定における作業場のモニタリングのための量

2.39 作業場のモニタリングのために勧告された実用量は、ICRU球として知られているファントムで定義される[12]。これは、組織等価物質で作った直径30 cmの球で、 1 g/cm^3 の密度と、76.2%の酸素、11.1%の炭素、10.1%の水素及び2.6%の窒素から成る元素組成(質量組成)を持つ。

2.40 ICRUは作業場モニタリングに、周辺線量当量 $H^*(d)$ と方向線量当量 $H(d, \Omega)$ の二つの量を勧告している[8]。

2.41 ある放射線場のある点における周辺線量当量 $H^*(d)$ とは、対応する整列・拡張場により、ICRU球内の整列場に対向する半径上の深さ d において生じる線量当量である。

2.42 拡張場とは、フルエンス、及びその角度及びエネルギー分布が、基準点において実際の場と関心対象の体系全体にわたって同一であるような場のことである。拡張された整列場では、フルエンスとそのエネルギー分布は拡張場のそれに等しいが、フルエンスは単方向である。

2.43 周辺線量当量の如何なる記述にも、基準深さ d の仕様を含める必要がある。強

透過性放射線に推奨される深さは10 mmである。 d の値はmmで表されるべきで、強透過性放射線の周辺線量当量は $H^*(10)$ となる。 $H^*(10)$ を測るとき、放射線場は測定器の受感部全体にわたって均一であるべきで、測定計器は等方的な応答特性を持ったものであるべきである。

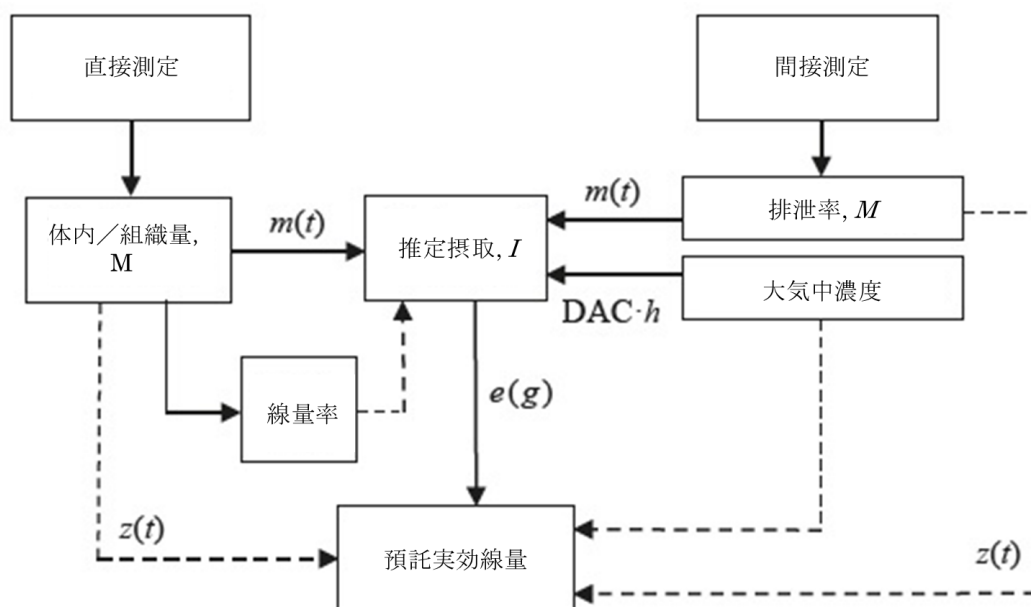
2.44 ある放射線場のある点における方向線量当量 $H'(d, \Omega)$ とは、指向された方向 Ω の半径上の深さ d に対応する、ICRU球の拡張場で生じるであろう線量当量である。方向性線量当量についてのいかなる記述にも、基準深さ d と放射線の方向 Ω を明記するべきである。強透過性と弱透過性の放射線それぞれについて勧告された深さは10 mmと0.07 mmである。繰り返しとなるが、 d はミリメートルで表されるべきである。

2.45 場が一方向性であるならば、方向性 Ω は事象場に反対の半径と指定の半径の間の角度として特定される。特定された半径が放射線照射野と並行しているとき（すなわち $\Omega=0$ の時）、 $H'(d, 0)$ は、 $H'(d)$ として単純化して書かれる。さらに、一方向性場では、 $H'(d) = H^*(d)$ である。 $H'(d, \Omega)$ を測るとき、放射線場は測定計器の大きさ全体で均一であるべきで、測定計器は適切な方向特性を持つべきである。

2.46 眼の水晶体の被ばくについて、勧告されている深さは3 mmであるが、現在のところ、基本的な物理量であるカーマから方向線量当量である $H'(3, \Omega)$ に換算するための公表された換算係数はない。しかしながら、モニタリング機器が $H'(3, \Omega)$ を測定するように設計されていない場合は、その代替として $H'(0.07, \Omega)$ を使用してもよい[8]。

内部被ばく線量評価における個人モニタリングのための量

2.47 内部被ばく線量は直接測定することはできない；それらは体内あるいは排泄試料中の放射能測定のような他の量の個々の測定値から推測することしかできない。個人モニタリングが不適當、不十分、あるいは可能でない場合、作業者の職業被ばくは、作業場のモニタリングや、被ばくの場所、継続時間などの他の関連情報に基づいて評価してもよい。個々の測定値は、直接及び間接的な方法の両方が含まれる。例えば、全身、胸部又は甲状腺計数のような体内の放射能含有量の測定は、直接的な方法の例である。採取した生体試料中の生体外での放射能測定又は個人毎の空気サンプリングを用いて行った放射能測定は、間接的な方法の例である。こうした測定により線量を評価するための概念的枠組みを図2に示す。



注：点線は、代替計算法として考えられる方法を示す。

図2、モニタリング測定による内部被ばく線量評価の一般的な流れ[9]

2.48 図2に示すように、内部被ばく線量評価でまず必要な量は、体内に取り込まれた放射性核種の放射能摂取 I である。摂取量の値は、測定された身体含有量又は排泄率 M を $m(t)$ の適切な値で除して得られる：

$$I = \frac{M}{m(t)} \quad (5)$$

ここで $m(t)$ は、摂取後の時間 t において摂取量のうち体内に残っている割合（直接法）、又は体外へ排泄される割合（間接法）である[13]。この割合は、放射性核種、その化学的及び物理的形態、吸気経路及び時間 t に依存する。

2.49 混合した放射性核種の一回摂取又は繰り返し摂取の場合には、放射性核種 j の摂取 I_j は、関連する測定 M_j と誘導割合 $m(t)_j$ を使用して計算することができる。

2.50 ある摂取量 I の摂取によって生ずると見込まれる線量は、組織又は臓器 T に対する預託等価線量 $H_T(\tau)$ 及び預託実効線量 $E(\tau)$ と呼ばれる。ここで τ は摂取後線量が蓄

積される期間である。通常の職業被ばく評価では預託実効線量 $E(\tau)$ が使われる。成人の職業被ばくの場合、摂取時の年齢に関わらず、 τ は50年とみなされている。16歳と18歳の間の実習生、そして16歳から18歳の間の学生の被ばくにおいては、 τ は70歳までの年数とされる。

2.51 組織又は臓器への預託等価線量の値を求めるには、年齢グループ g 毎に、摂取量に $h_T(g)$ （経口摂取又は吸入による単位摂取量当たりの預託等価線量）を適切に乗ずる。通常の職業被ばく評価においては、実習生を除き、成人年齢集団が考慮される。

2.52 預託実効線量の値を求めるには、年齢グループ g 毎に、摂取量に $e(g)$ （経口摂取又は吸入による単位摂取量当たりの預託実効線量）を適切に乗ずる。

2.53 放射性核種の混合物の摂取の場合には、それぞれの放射性核種の摂取は別々に算定し、該当する線量係数(単位摂取量当たりの預託実効線量)を乗算すべきである。

2.54 線量係数 $h_T(g)$ 又は $e(g)$ が測定された体内量に直接適用されると、推定摂取量に適用する場合と比べて、預託線量はかなり過小評価されうる。

2.55 $m(t)$ と $e(g)$ の値を計算するための様々な体内動態モデルが開発されてきた(7.141(a)項参照)。グループ分けした放射性核種に対し、いくつかの選択された時間における $m(t)$ の値が、グラフと表形式でICRPから報告されている(文献[13]参照)。作業者が放射性核種を摂取した場合の線量係数 $e(g)$ が文献[14]、また、GSR Part 3[2]の表III-2Aにも記載されている。これらの線量係数は文献[15]で与えられた計算方法とパラメータに基づいている。現在公表されている $m(t)$ と $e(g)$ の値は、最新の体内動態モデル、文献[3]で与えられている計算方法とパラメータに基づく新しい値に文献[16]で置き換えられた。

2.56 ICRPは、単位体内量 $z(t)$ 当たりの線量係数を提供している[16]。図2で例証されるように、これらの係数によって、摂取量を算出する過程を介さずに預託実効線量が直接モニタリング測定結果から、式(6)によって計算することが可能になる。

$$E(\tau) = M \cdot z(t) \quad (6)$$

2.57 吸入又は経口摂取による一回の放射性核種への被ばくの状況で、外部被ばくがない場合で、実効線量限度Lに対応する摂取量制限 I_L は、以下によって与えられる：

$$I_L = \frac{L}{e(g)} \quad (7)$$

ここで $e(g)$ は摂取単位当たりの預託実効線量の該当する値である。ある幅の放射性核種による内部被ばく又は外部被ばくがある場合、実効線量の総計は個々の寄与の合計によって計算され、関連する実効線量限度と比較されるべきである。

2.58 放射性核種の吸入の可能性は、必要な場合には、空気サンプル中の放射能濃度を測ることによって評価できるかもしれない。誘導空気中濃度は、作業者が1年間(2000作業時間に相当)継続して被ばくした場合に $I_{inh,L}$ を摂取することになる、空気中の放射能濃度として定義される。誘導空気中濃度は、通常立方メートル当たりベクレルの単位で表される。1.2 m³/hの標準呼吸率及びベクレルで表現された摂取について、誘導空気中濃度(DAC)は、式(8)から与えられる。

$$DAC = \frac{I_{inh,L}}{2000 \times 1.2} \quad (8)$$

2.59 測定された空気中の放射能濃度は、誘導空気中濃度の割合として表され、時間単位の被ばく時間を乗ずると、DAC・時の単位で表される吸気の摂取推定値が得られる。

ラドン (^{222}Rn) の短寿命子孫核種のモニタリング量

2.60 肺への線量は、ほとんどが ^{222}Rn 自体 (5.64項参照) というよりむしろ、 ^{222}Rn の短寿命子孫核種から生じる。短寿命子孫核種は親核種と平衡状態になることはほとんどない。したがって、放射線防護の目的のために、空気中の ^{222}Rn 子孫核種の濃度や結果として生じる吸入による被ばくを示すために特別な量が用いられる。

ポテンシャルアルファエネルギー

2.61 短寿命 ^{222}Rn 子孫核種の1原子のポテンシャルアルファエネルギー ϵ_p は、 ^{222}Rn から ^{210}Pb への全壊変の間に、その原子から放出される総アルファエネルギーである。

2.62 単原子ではなく、1 Bqの放射性核種から放出されるポテンシャルアルファエネルギーは、次式で与えられる：

単位放射能あたりのポテンシャルアルファエネルギー (J/Bq)：

$$\text{Potential alpha energy per unit activity (J/Bq)} = \frac{\epsilon_p}{\text{activity per atom}} = \frac{\epsilon_p}{\lambda} = \frac{\epsilon_p t}{\ln 2} \quad (9)$$

ここで λ は壊変定数 (秒の逆数単位)、 t は放射性核種の半減期 (秒単位) である。

^{222}Rn の短寿命子孫核種に関連する値を表1に示す。

ポテンシャルアルファエネルギー濃度

2.63 ^{222}Rn 子孫核種を含む被ばく状況を考慮する場合、通常、総ポテンシャルアルファエネルギーで空気中のエネルギー濃度 (ジュール単位/ m^3) で表現する。これは、ポテンシャルアルファエネルギー濃度 (PAEC) と呼ばれる。空気中に短命の ^{222}Rn 子孫核種が混在する場合、ポテンシャルアルファエネルギー濃度に対する各放射性核種の寄与は、表1に示す単位放射能あたりのポテンシャルアルファエネルギー (ϵ_p/λ) にその放射能濃度 c を乗じた値になる。次に、総ポテンシャルアルファエネルギー濃度はこれらの個々の寄与の合計である：

$$PAEC = \sum_j c_j \frac{\epsilon_{p,j}}{\lambda_j} \quad (10)$$

表1. 短寿命ラドン子孫核種のポテンシャルアルファエネルギー

放射性核種	半減期	アルファエネルギー (J)	収率 (%)	ポテンシャルアルファエネルギー	
				原子あたり ϵ_p (J)	単位放射能あたり ϵ_p/λ (J/Bq)
Po-218	3.098 min	0.962×10^{-12}	100	2.19×10^{-12}	0.588×10^{-9}
Pb-214	26.8 min	Nil (beta emitter)	—	1.23×10^{-12}	2.85×10^{-9}
Bi-214	19.9 min	Nil (beta emitter)	—	1.23×10^{-12}	2.12×10^{-9}
Po-214	164.3 μ s	1.23×10^{-12}	100	1.23×10^{-12}	3×10^{-16}

出典：NuDat Databaseの2014データ (www.nndc.bnl.gov/nudat2参照)

2.64 全ての子孫核種が1 Bq/m³の濃度で親の²²²Rnと平衡状態にあるとした場合、混合物のポテンシャルアルファエネルギー濃度は 5.56×10^{-9} J/m³であることが、表1から（右側の列の値を単に加算することにより）推定することができる。

2.65 実際上、子孫核種が平衡状態には、あるとしてもめったにないであろう。ポテンシャルアルファエネルギー濃度はその結果、平衡値のある一部になるであろう。この割合は平衡係数*F*と呼ばれる。

$$F = \frac{PAEC}{PAEC \text{ (equilibrium)}} \quad (11)$$

2.66 例として、ラドン及びその子孫核種の非平衡混合物を考えてみる。その中の

個々の放射性核種の放射能濃度が²²²Rnの100 Bq/m³、²¹⁸Poの75 Bq/m³、²¹⁴Pbの50 Bq/m³、²¹⁴Po及び²¹⁴Biの25 Bq/m³とする。表1から、この混合物のポテンシャルアルファエネルギー濃度（PAEC）は：

$$\begin{aligned} \text{PAEC} &= (0.588 \times 10^{-9} \times 75) + (2.85 \times 10^{-9} \times 50) + (2.12 \times 10^{-9} \times 25) + (3 \times 10^{-16} \times 25) \\ &= 2.40 \times 10^{-7} \text{ J/m}^3 \end{aligned} \quad (12)$$

2.67 混合物が平衡にあったならば、壊変系列の全ての核種は100 Bq/m³となるであろう、そしてポテンシャルアルファエネルギー濃度は2.64項によると以下のとおり：

$$\text{PAEC (equilibrium)} = 5.56 \times 10^{-9} \times 100 = 5.56 \times 10^{-7} \text{ J/m}^3 \quad (13)$$

混合物の平衡係数はそれゆえ：

$$F = \frac{2.40 \times 10^{-7}}{5.56 \times 10^{-7}} = 0.432 \quad (14)$$

ポテンシャルアルファエネルギー被ばく⁷

2.68 ²²²Rn子孫核種に対する個人の被ばく（ P_{RnP} ）は、ポテンシャルアルファエネルギー（立方メートル当たりジュール）に被ばく期間（時間単位）を乗ずることによって決まる。従って、被ばくは単位立法メートル当たりのジュール・時間で表される。ポテンシャルアルファエネルギーは、一般に、被ばく期間中に変化するので、被ばくは時間で積分して計算すべきである。

$$P_{\text{RnP}} = \int_0^{\tau} \text{PAEC}(t) dt \quad (15)$$

ここで、 τ は被ばくの期間である。通常、被ばくの期間は1年にわたって計算される。作業場には年間で2000時間の被ばく期間を適用するのが一般的である。このデフォルト値は年間被ばくを保守的に見積もる可能性があることに留意すべきである。

⁷ ポテンシャルアルファエネルギー被ばくは潜在被ばくの種類ではない。

平衡等価濃度と平衡等価被ばく

2.69 空気中の ^{222}Rn 子孫核種濃度を参照する別の方法がある。 ^{222}Rn ガス濃度 (Bq/m^3) に平衡係数 F を乗算すると、得られた量は ^{222}Rn 親核種の平衡等価濃度 (EEC) と呼ばれる (単位は同じ Bq/m^3 で表される)。EECは、実際の非平衡混合物と同じポテンシャルアルファエネルギーを与えるような、子孫核種と平衡状態にある ^{222}Rn の濃度とみなすことができる。

なお、ポテンシャルアルファエネルギーとEECの間には次のような数値関係があることを2.64項によって示すことができる：

$$\text{PAEC (J/m}^3\text{)} = 5.56 \times 10^{-9} \times \text{EEC (Bq/m}^3\text{)} \quad (16)$$

同様に、 ^{222}Rn の子孫核種による被ばくは、立方メートル当たりベクレル時間の単位で、平衡等価被ばく (Equilibrium equivalent exposure) のように表すことができる：

$$\text{Equilibrium equivalent exposure} = \int_0^T \text{EEC}(t) dt \quad (17)$$

ポテンシャルアルファエネルギー被ばく、平衡等価被ばくのどちらを選ぶかは重要ではない。これらの二つの量は単純に定数 $5.56 \times 10^{-9} \text{ J/Bq}$ によって関連しているからである。

^{222}Rn 子孫核種による被ばくの代用としての ^{222}Rn ガス濃度

2.70 ^{222}Rn 子孫核種への被ばくを含む多くの状況で、測定のプロセスは、ポテンシャルアルファエネルギーの代理として、空気中の時間加重平均 ^{222}Rn ガス濃度 (Bq/m^3) を使用することによって大幅に簡略化することができる。例えば、長時間にわたっての多数の建物内の測定は、 ^{222}Rn を検出するパッシブ型トラックエッチング検出器を用いて行うのが最善である。このような検出器は、小さく単純、堅牢かつ安価である。この方法を採用するとき、平衡係数 F の適切な値を仮定すべきである。0.4のデフォルト値を使用することは、この目的のために通常は十分である。なお、室内空気中の F のほとんどの値がこの値の30%以内であることが分かっている。ただし、地下鉱山や水処理施設のような作業場ではかなり低めの F になることもあり得る。

この結果、ポテンシャルアルファエネルギー被ばく（Potential alpha energy exposure）は次式で与えられる：

$$\text{Potential alpha energy exposure (J}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}) = {}^{222}\text{Rn concentration} \times 5.56 \times 10^{-9} \times 0.4 \times T \quad (18)$$

ここでTは、被ばくの期間(h)である。デフォルトの年間被ばく2000時間を作業場に用いると、この式は、1 Bq/m³の²²²Rn濃度（²²²Rn concentration）あたり4.45×10⁻⁶ J·h·m⁻³のポテンシャルアルファエネルギー被ばくを与える。

²²⁰Rnの短寿命子孫核種のモニタリングのための数量

2.71 ラドン-220（広くトロンと呼ばれる）は、高いトリウム含有量の材料を処理又は保管する場合、例えばモナザイトを処理してレアアースやトリウムを抽出するような場合を除き、通常、作業場での問題はない。このような場合には、²²²Rnの子孫核種の場合と同様のアプローチに従うことができる。²²⁰Rnの短寿命子孫核種は親核種と平衡の状態にはならない可能性が高い。閉めきった作業場では、²²⁰Rnの短い半減期（55.6秒）は²²⁰Rnの空間分布が、その子孫核種の分布とは大きく異なることを意味する。平衡係数の評価は困難であり、線量評価を目的として²²⁰Rn子孫核種の濃度の測定に基づくアプローチが、²²⁰Rnの濃度測定に基づくアプローチよりもより容易であり適切である。

2.72 様々な²²⁰Rn子孫核種のうち、²¹²Pbと²¹²Biだけが、総ポテンシャルアルファエネルギーへの寄与が大きい—それぞれ91%と9%である—。²¹²Pbのポテンシャルアルファエネルギーは6.91×10⁻⁸ J/Bq、一方、²¹²Biは6.56×10⁻⁹ J/Bqである。親核種²²⁰Rnの寄与は、²¹²Biより1桁以上低い。²¹²Pbがポテンシャルアルファエネルギーのほぼ全てに寄与するので、空気中のその放射能濃度がポテンシャルアルファエネルギーの代わりとして使うことができる。その場合には、1 Bq/m³の²¹²Pb濃度は6.91×10⁻⁸ J/m³のポテンシャルアルファエネルギーと一致する。

3. 計画被ばく状況における作業者の被ばく

3.1 GSR Part 3[2]の3.1項から3.4項では、計画被ばく状況の要件の適用範囲を明記している。その範囲は、対象とする行為と行為に含まれる線源への被ばくの点から定義されている。自然放射線源への被ばくに関しては、GSR Part 3[2]の3.4項は、そのような被ばくは通常現存被ばく状況の要件に従うと述べている（5章参照）。ある場合にのみ、計画被ばく状況の必要条件が当てはまる(3.159項、3.161項参照)。

3.2 GSR Part 3[2]は、要件の適用範囲内にある活動を実施しようとする者又は組織に、そのような意図の通知を規制機関に提出することを要求している。行為又は活動に関連していると予想された被ばくが、規制機関によって定められている該当する限度の僅かな部分も超えそうになく、潜在被ばくの見込みや大きさそしていかなる他の潜在的な有害影響も無視できるものであれば、通知だけで十分である。

3.3 通知だけで十分でない場合には、関係する者や組織が許認可のために規制機関に申請すべきで、それは登録か許可の形を取る。登録すべき一般的な行為は以下のとおりである：(i)主に施設と設備の設計によって安全を確保できる、(ii)操作手順が単純である、(iii)安全研修の要件が最小限である、(iv)稼働中の安全性に関する問題が過去にほとんどない。登録は、運転が著しく変化しないような行為に最適である。

3.4 職業被ばくに関する管理の主要な責任のうちの1つは、GSR Part 3[2]の要件21に述べられている：

「雇用主、登録者及び許可取得者は、職業被ばくから作業者を防護する責任を負わなければならない。雇用主、登録者及び許可取得者は、防護と安全が最適化され、職業被ばくの線量限度を超えないことを確実なものとしなければならない。」

3.5 GSR Part 3[2]の3.78項に関して、作業者が仕事に必要ないか、直接仕事と関連ない線源から被ばくする場合、管理は、その作業者に公衆の構成員と同レベルの防護を提供することが求められる。

3.6 規制のグレーデッドアプローチに従って(2.20～2.22項参照)、どの行為又は行

為に含まれる線源が、政府又は規制機関は、届出、登録又は許可のための要件を含む GSR Part 3[2]の要件の一部又は全てから免除されるのかを決定することが求められる (GSR Part 3[2]の3.10項参照)。同様に、規制機関は、既に届出又は許認可された行為の中での物質及び物体を含むどの線源が、規制管理からクリアランスされ得るのかを承認しなければならない (GSR Part 3 [2]の3.12項参照)。放射線リスクが、規制管理が正当化されないほど十分に低く、又は規制管理の実施 (又は継続) が正味の便益をもたらさないなら、規制免除かクリアランスは、適切な規制上の選択肢である (GSR Part 3 [2]のI-1.10項参照)。

3.7 GSR Part 3[2]のI.2項、I.11項に関して、追加の検討なく免除やクリアランスできる一般的な判断基準は、年10 μ Sv以下のオーダー (若しくは低確率シナリオの場合は年1 mSv以下) の実効線量である。しかしながら、自然起源の放射性核種を含む大量の物質については、この実効線量が自然バックグラウンド放射線による被ばくにおける通常の変動より1桁ないし2桁低いので、10 μ Svの判断基準は適切ではない。そのような物質の場合、免除の判断基準は年1 mSv以下のオーダーの実効線量になる (GSR Part 3[2]のI.4項が、クリアランスの判断基準は、放射能濃度で、 ^{238}U 壊変系列と ^{232}Th 壊変系列の各放射性核種は1 Bq/g以下、 ^{40}K は10 Bq/g以下 (又は、特定の残留物は実効線量で年1 mSvあるいはそれ以下) である (GSR Part 3 [2]のI.12項参照)。

最適化

概要

3.8 GSR Part 3[2]の3.76 (b)項と3.77項は次のように述べている：

「3.76 雇用主、登録者及び許可取得者は、職業被ばくを伴うか伴う可能性のある活動に従事する全ての作業員について、以下を確実なものとしなければならない：

.....

(b)本基準の要件に従って、防護と安全が最適化されること；

.....

「3.77 雇用主、登録者及び許可取得者は：

- (a)防護と安全の最適化に、適切な場合には、代表者を通して作業者を関与させなければならない；
- (b)防護と安全の最適化の一部として、適宜、拘束値を設定して使用しなければならない。」

3.9 計画被ばく状況における職業被ばくの管理上、防護と安全の最適化に該当する GSR Part 3[2]の要件を満たすためのガイダンスが、3.10項～3.18項に記述してある。より実用的な情報は、文献[17]に示されている。

3.10 防護と安全の最適化は、通常の作業上の被ばくと潜在被ばくの両方に関連する機材及び設備の耐用期間の全ての段階で考慮すべきである。結果として、設計から運転、デコミッショニング、廃棄物管理までの全ての状況で最適化の手順を考慮すべきである。

3.11 実用的な観点から、最適化の要件に、以下の方策を求めている：

- (a) 線源に関連し、また線源を扱うかその近くで操作する方法に関連するあり得る全ての行動を考慮する。
- (b) 次の順の目的による管理プロセスを意味する：計画、目的の設定、モニタリング、性能測定、評価、是正処置を定義するために性能を分析し、新たな目的を設定する。
- (c) 技術、防護の目的で利用可能な資源又は普及している社会状況の状態におけるいかなる大きな変化も考慮に入れて適応できる。
- (d) 全ての当事者が不必要な被ばくを排除することの遂行について責任ある態度を取るような説明責任を奨励する。

3.12 集団実効線量という量は、適用可能な放射線技術及び防護手順を比較するために、最適化の手段として使用することができる。この量は、与えられた期間又は指定された放射線区域内で、あるグループが実施した特定の作業中の、そのグループの全個人の被ばくを考慮したものである。集団実効線量は、対象となっている期間あるいは考慮する作業中の全個人の実効線量の合計として計算され「人・シーベルト (man

Sv) 」で表される。

3.13 最適化のプロセスは、以下を考慮すること：

- (a) 防護と安全のための利用可能な資源；
- (b) 異なる作業グループにおける個人被ばくと集団被ばくの分布；
- (c) 潜在被ばくの可能性と大きさ；
- (d) 作業員又は公衆の構成員に対するその他（放射線以外）のリスクレベルへの放射線防護を目的とする措置の潜在的な影響；
- (e) 関連部門での良好事例；
- (f) 社会的及び経済的側面。

3.14 作業員の防護及び安全の最適化において考慮される一部の選択肢では、他の人の被ばくが増加したり、医療分野では、臨床手技の有効性が減少したりするかもしれない。このような影響は、管理統制や個人用防護具の使用について検討する場合は特に、最適化の過程において考慮されるべきである。特に、医療スタッフを防護するための取決めが、患者の防護レベルの低下や臨床結果の悪化を導かないようにすべきである。

3.15 一般的には、線量低減に関して得られる利点の増加は、関連する支出の増加に伴い急減する。線量低減方法を考慮するためのコストでさえ、得られる利益より大きくなり得る。ある段階では、低線量のための努力に価値がないかもしれない。この関連状況において、GSR Part 3[2]の3.10項では、評価によって免除が最適な防護の選択であることが示される場合、規制管理からの行為を免除することを規定している。この規定は、収益減少のより一般的な考え方を単に認めるものである。

3.16 防護と安全の最適化は、ある程度の柔軟性がまだある装置及び設備の設計段階で考慮されるべきである。工学的制御の適用は、防護の選択肢を決めるこの段階で慎重に検討されるべきである。例えば、画像誘導下でのインターベンション手技では、作業員の眼の水晶体が有意な線量を受ける可能性があり、その場合は、固定遮蔽の設置や設備の選択に注意を払うべきである。しかし、たとえ、防護が設計段階で最適化されていても、運用段階でも最適化の要件が適用される。この段階では、最適化の過

程の内容と規模は状況による。例えば、X線装置を扱う場合、最適化の過程は、所内規則と技術者の適切な研修を伴う非常に簡単なものであり得る。原子力施設では、状況はより複雑であり、放射線防護プログラムの一環として必要であり、意思決定支援手法（3.24項～3.27項参照）の使用、線量拘束値の設定（3.28項～3.33項参照）及び調査レベルの設定（3.122項～3.128項参照）などを含む系統的なアプローチに従うべきである。

3.17 作業中の防護と安全の最適化は、計画段階で始まり、予定、準備、実施及びフィードバックの段階を経て継続する過程である。作業管理を通じた最適化のこの過程は、監視下で被ばくレベルを維持し、かつ、被ばくレベルが合理的に達成可能な限り低いことを確実にするために適用される。特定の状況に適した放射線防護プログラムを綿密に仕上げることは、作業管理の必須要素である。

3.18 管理は、防護と安全の最適化のされ方に関する情報を記録し、適宜、その情報を周知するべきである。この情報には下記が含まれているとよい：

- (a) 提案された作業、保守及び管理手順の根拠、考慮された他の選択肢及びそれらの不採択理由；
- (b) 様々な作業グループにおける個人の職業被ばくによる線量の定期的評価及び傾向分析、並びに他の性能指標；
- (c) 内部監査と相互評価、及び結果として生じる是正処置；
- (d) 異常事象報告と教訓。

防護の最適化に対する責任

3.19 最適化に対する第一の責任は管理にある。有効な防護と安全の政策に対する責任は全てのレベルの管理で不可欠であるが、特に上級レベルについていえる。管理の責任は、放射線防護の判断基準を意思決定プロセスの構成部分と位置づける方針文書として明文化すること、そして、作業場の放射線防護に直接責任を有する者に適切な資源の提供と明瞭で論証可能な支援によって実証されるべきである。

3.20 上級管理者は、防護と安全の最適化に対するその責任を、行為によってもたらされる放射線リスクのレベルや特性に釣り合った適切な放射線防護プログラムに最適

化を組み入れることにより、有効な活動に移すべきである。そのようなプログラムの内容は3.60項で述べられる。

3.21 作業員も防護と安全に責任を持つべきである。雇用主は、作業員が、被ばく線量を合理的に達成可能な限り低く保つ方法の開発にできる限り関与でき、そして、放射線防護手法の効果に対する意見を提供する機会を持つ仕組みを確実なものとするべきである。

3.22 防護と安全の最適化は、規制要件である。規制機関は防護と安全の最適化に責任を持つべきであり、その適用を促進するべきである。必要な場合は、規制機関は、管理に対する規制要件がこの原則を適用するよう全力を尽くすべきである。

3.23 管理では、関係のある職員の機能及び責任と釣り合った、また適応した内容及び時間の研修プログラムが、上級管理者を含む全てのレベルの職員に提供されることを確実なものとするべきである。規制機関の職員は防護と安全の最適化の適切な適用と実施を確実なものとする上で必要となる研修を受けるべきである。

意思決定支援手法の使用

3.24 意思決定支援手法を使用した防護と安全の最適化のプロセスは、直観的な定性分析から定量分析まで及ぶこともあるが、次の目的の達成に寄与するように首尾一貫した方法で関連要因を全て考慮に入れるのに十分なものであるべきである：

- (a) 被ばくの性質、大きさ及び可能性に加え利用可能な防護と安全の選択肢を考慮し、普及している状況のために最適化された防護と安全対策を決定すること；
- (b) 最適化プロセスの結果に基づいて、事故の防止とその影響緩和のための措置によって、被ばくの大きさとその確率を制限するための判断基準を確立すること。

3.25 ほとんどの状況で、専門家の判断に基づく定性的なアプローチは、達成できる防護の最も好ましいレベルを決めるのに十分であろう。より複雑な状況、特に(例えば設備の設計段階で)費用に重要な影響がある場合には、もっと体系化したアプローチの使用が適切かもしれない。費用・便益分析あるいは他の定量的手法を使用して、

定量化できる複雑な状況があるかもしれない。しかし、全ての要因を定量化すること、若しくは同じ単位で表記することはできない場合もあるかもしれない。集団線量と個人線量、作業者と公衆の線量のバランスをとり、より広く社会的要因を考慮することも難しいかもしれない。これらの状況で、多基準分析のような定性的意思決定支援手法が有用である。

3.26 通常操業と潜在被ばくによる被ばくを考慮し、防護及び安全に対する適切な対策の選択を体系化したアプローチでは、次のステップを含むべきである：

- (a) 職業被ばくを低減する可能性のある実行可能な防護の選択肢を全て特定する；
- (b) 評価の対象としているある個別の状況で、特定された選択肢（例えば、集団線量、個人線量の分布、公衆被ばくへの影響、将来の世代への影響、投資費用への影響）を区別する経済的、社会的、放射線関連、適宜、放射線以外の全ての要因を特定する；
- (c) 可能な場合、防護の各選択肢の関連要因を定量化する；
- (d) 全ての選択肢を比較して、最適な選択肢を選択する；
- (e) 適宜、感度分析を行う（つまり、不確実性がある重要なパラメータに異なる値を試すことで、得られた解の頑健性を評価する）。

3.27 どのような状況でも、意思決定者は、意思決定支援手法が必ずしも決定的な答えを示さないものであり、また、それらも唯一の解決を提供するものではないことを心に留めておくべきである。これらの手法は、様々な可能な防護と安全のための選択肢の相対的な有効性を比較し、全ての関連要因の統合を促進し、首尾一貫した決定をするための問題の体系化を支援する手段と見なすべきである。

線量拘束値

3.28 GSR Part 3[2]の第1.22項は次のように述べている：

「線量拘束値は…防護と安全の最適化のために使われ、そこで意図した結果は、経済的、社会的及び環境上の要因を考慮して、全ての被ばく状況が合理的に達成可能な限り低いレベルに管理されることである。線量拘束値は、計画被ばく状況

における職業被ばくと公衆被ばくに適用される」。

職業被ばくに関して、線量拘束値は、最適化のプロセスで考慮される選択肢の範囲を制限するのに用いられる線源関連の個人線量の値であり、常に線量限度の一部になるであろう。第1.22項は次のように続く。

「線量拘束値は、管理下の各線源別に設定され、それらは防護と安全の最適化の目的のために選択肢の幅を定める境界条件として与えられる。線量拘束値は線量限度ではない：線量拘束値を超えても規制要件を遵守していいこととはならないが、フォローアップ活動に繋がる可能性がある。」

3.29 GSR Part 3[2]の第1.23項は次のように述べている：

「職業被ばくと公衆被ばくを管理するための線量拘束値の使用の目的は類似するが、線量拘束値は異なる方法で適用される。職業被ばくにおいては、線量拘束値は、施設と活動に対して責任がある個人又は組織による防護と安全の最適化において定められ、用いられる手段である…被ばくが生じた後、線量拘束値は、実施されている防護と安全のために最適化された戦略の適合性を評価するため、また必要に応じて調整するため、ベンチマークとして用いられることがある。線量拘束値の設定は、他の健康や安全の規定及び利用可能な技術と併せて考慮する必要がある。」

3.30 線量拘束値を適用する目的は、線源、行為又は作業に対し防護の最適化のプロセスで許容できると考えられる個人線量（単一の線源、施設における一連の線源、行為、作業又は特定の産業での一連の操作から受ける線量）に上限値を設けることである。状況に応じ、線量拘束値は単一の線量として、又は所定の期間にわたる線量として表すことができる。作業者が複数の線源又は作業から被ばくするとき、どの線量拘束値も、職業被ばくの線量限度が遵守されているように設定されるべきである。

3.31 最適化の原則を適用するには、個人線量は、設計と計画の段階で評価し、様々な方策の選択肢に対して予測されたこれらの個人線量を適切な線量拘束値と比較すべきである。線量拘束値以下の線量を与えると予測された選択肢は、更に考慮すべきであるが、線量拘束値よりも高い線量を受けると予測される選択肢は通常却下されるべき

である。線量拘束値は、防護と安全のための要件への適合を確認する目的で遡及的に使用されるべきではない。

3.32 線量拘束値は、今後の作業の計画と実行で遭遇する様々な状況における放射線防護の最適化、そして施設や機器を設計する上で使用されるべきである。したがって、これらは、被ばく状況の特定の特性に合わせてその都度設定されるべきである。線量拘束値は線源に関連したものであるため、関連する線源を指定すべきである。線量拘束値は、被ばく状況に関わる人々と協議して設定すべきである。規制当局は、個々の線源、行為又は作業を許認可する際、（類似した線源、行為又は作業のカテゴリに）共通の又は特定の線量拘束値を使用するかもしれない。拘束値は、規制機関、影響を受ける事業者、場合によっては作業者の代表との間での協議によって設定されるかもしれない。一般的な規則として、規制機関は、具体的な拘束値を規定するよりも、特定の業界や組織グループ内で職業被ばくの拘束値を規制上の監督の下で整備することを奨励する方が、より適切である。

3.33 特定の状況の線量拘束値を導出するプロセスは、可能であれば同じような状況での運用経験とフィードバックの見直し、そして、経済的、社会的、技術的要因の考慮を含めるべきである。職業被ばくについては、よく管理された作業経験が特に重要であり、拘束値設定に際して考慮すべきである。国内調査や国際的なデータベースは、特定の操業に関連した被ばくについての多くの経験を取り込んでおり、そのような目的に有用になり得る。

線量制限

3.34 GSR Part 3[2]の3.76項(a)では次のように述べている：

「雇用主、登録者及び許可取得者は、職業被ばくを伴うか伴う可能性のある活動に従事する全ての作業者について、以下を確実なものとしなければならない：

- (a) 職業被ばくが、付則Ⅲに定める職業被ばくに対する該当する線量限度を超過しないように管理されること」。

3.35 GSR Part 3[2] のⅢ.1項に従うと：

「18歳を超える作業者の職業被ばくに関して、線量限度は以下のとおりである：

- (a) 連続する5年間の年平均実効線量⁶⁶は20 mSv（5年間で100 mSv）、いずれかの1年で50 mSv；
- (b) 連続する5年間の眼の水晶体の等価線量は、平均して20 mSv（5年間で100 mSv）、いずれかの1年で50 mSv；
- (c) 四肢（手先及び足先）又は皮膚の等価線量⁶⁷は1年間で500 mSv。

「⁶⁶ 期間平均値の起算日は、遡及しての平均ではなく、当該基準の施行日以降の該当する1年間の最初の日と一致していなければならない。」

「⁶⁷ 皮膚の等価線量限度は、皮膚で最も照射された面積1 cm²における平均線量に該当する。皮膚への線量は実効線量にも寄与し、その寄与は、皮膚の組織加重係数を乗じた皮膚全体の平均線量である。」

3.36 規制機関あるいは他の関係当局は線量制限に用いる期間を決定する際に従うべき規則を明確に定義する必要がある。暦年や国の会計年度は、単年度の期間のために使用することができる単純な例である。現在の単年度（暦年又は会計年度）を5年の期間の最終年として、平均する目的で“連続する”5年間の期間を選択することも出来る。規制上の選択でこれに代わる規約を採用しても良い。

3.37 GSR Part 3[2]のⅢ.1項に示したように、皮膚の等価線量限度は、皮膚の中で最も被ばくした1 cm²での平均線量に適用される。皮膚への線量は、実効線量にもなり、これは、皮膚の組織加重係数を乗じた皮膚全体への平均線量である。

3.38 GSR Part 3[2]のⅢ.1項、3.114項に示されているように、妊娠を申告するか母乳授乳中の女性作業者の職業被ばくには更なる制限が適用される（3.46項、6.2項～6.20項参照）。

3.39 GSR Part 3[2]のⅢ.2項によると：

「放射線被ばくを伴う職種で雇用研修中の16～18歳の実習生の職業被ばく及び研究

課程において線源を使用する16～18歳の学生の被ばくに関して、線量限度は以下のとおりである：

- (a) 実効線量は1年間で6 mSv；
- (b) 眼の水晶体の等価線量は1年間で20 mSv；
- (c) 四肢（手先と足先）又は皮膚の等価線量⁶⁷は1年間で150 mSv。

「⁶⁷ 皮膚の等価線量限度は、皮膚で最も照射された面積1 cm²における平均線量に該当する。皮膚への線量は実効線量にも寄与し、その寄与は、皮膚の組織加重係数を乗じた皮膚全体の平均線量である。」

職業被ばくについて、実習生の雇用主は、実習生のための防護と安全に対して責任がある。

3.40 渡り作業員への線量限度の適用に関する勧告は、6.21項から6.100項に記載している。

3.41 線量の5年平均による柔軟性を必要とする事例には、原子力発電所における計画的メンテナンス作業や一部のウラン採鉱事業における通常業務が含まれる。しかしながら、ほとんどの状況では、防護の最適化の原理が適切に適用されていれば作業員が20 mSvを超える年間実効線量を受けることは、普通はないであろう。平均化による柔軟性を必要としない場合には、規制機関は、任意の単年で20 mSvというひとつの年線量限度で運用を続けることが出来るだろう。

3.42 柔軟性を最大限に持たせて線量限度を適用する一般的方法（すなわち線量の5年平均）は、以下のようにまとめることが出来る：

- (a) 一般に、実効線量が年20 mSvを超えないよう、個々の作業員の被ばくを管理すべきである。これには、この期間中に作業員が受ける外部被ばくと内部被ばくの線量が含まれる。
- (b) 個々の作業員の実効線量が年20 mSvを超えるが、50 mSvの線量限度以内なら、管理者は、適宜、以下を実行すべきである：
 - (i) 被ばくが合理的に達成可能な限り低くあったかどうかを決定し、適

宜、必要な是正処置を講じるためのレビューを実施する；

- (ii) 選定した平均期間である5年間での実効線量が100 mSv未満となることを確実なものとするため、その作業者のそれ以上の被ばくを制限する方法を考える；
- (iii) 線量の大きさと被ばくすることになった状況について、規制機関に通知する。

3.43 GSR Part 3[2]の3.48項では、登録者と許可取得者は、規制機関に線量限度を超えた全ての事象を直ちに報告することが求められている。したがって、管理は適切な報告システムを整備すべきである。そのようなシステムは、職業被ばくの線量限度を超える事象に関係した作業者への通知についても備えるべきである。

3.44 作業者が単年度の線量限度50 mSvを超過する被ばくを受ける事象は、例外と考えるべきである。そのような例外的な状況では、作業者は以下を条件として放射線作業を継続することが適当である；

- (a) 規制機関が、作業者の健康状況に鑑みて、作業者が放射線作業の継続を妨げる理由がないと考える場合；
- (b) 雇用主と規制機関が、作業者（適宜、作業者の代理人を通じて）、そして適宜、産業医と相談し、一時的な線量制限とそれを適用する期間について合意する場合。

3.45 線量限度が関連する残りの期間に基づく比例的な制限が適切であるかもしれない、また線量限度の5年100 mSv以内で維持するためにさらなる制限を適用する必要があるかもしれない。

3.46 一般的に、職業被ばくの線量限度は、男女の作業者に等しく適用される。しかし、胚、胎児又は母乳授乳中の乳児は、放射線感受性が高い可能性との関連で、妊娠中や母乳授乳中の作業者に追加の管理を考えるべきである。妊娠中とその後の女性作業者の放射線防護に関する特別な要件は、6.2～6.20項で扱われている。

3.47 規制機関は、線量限度に近い線量を受けた作業者から働く権利が奪われるよう

なことがないように制度が整っていることを確実なものとするべきである。作業者が関連した線量限度に近い線量を意図せずに受け、さらなる被ばくで限度を超える状況があるかもしれない。この状況は作業者の線量が線量限度を上回った場合と同様に扱われるべきである（3.44項、3.45項を参照）。

3.48 作業者が、その後の被ばくで年線量限度を超えるような、線量限度のかなりの割合を短時間で受けることのないことを確実なものとするよう、管理は可能な限りの作業プログラムを立てるべきである。

放射線防護プログラム

目的

3.49 放射線防護プログラムの一般的な目的は、リスクの性質と程度に見合った管理構造、政策、手順、組織的な体制を整えて、防護と安全のための管理の責任を果たすことである。放射線防護プログラムは、防護と安全に貢献する全ての主要な要素を含むべきである。放射線防護プログラムは、行為の全ての段階、又は施設の存続期間（すなわち、設計から、運転開始、運転、デコミッションングまでの工程管理）に関連し得る。

3.50 放射線防護は、作業者の全体的な健康と安全を確実なものとする唯一の要素である。放射線防護プログラムは、産業衛生、産業安全及び火災安全など他の健康安全の分野の責任者との緊密な協力の下に確立され、管理されるべきである。

3.51 GSR Part 3[2]の第3.93項では、次のことを要件としている：

「雇用主、登録者及び許可取得者は、以下の予防措置の階層に従い、優れた工学的管理及び十分な勤労条件を提供することにより、防護と安全のために運営上の管理及び個人用防護具に頼る必要性を最小限に抑えなければならない：

(1)工学的管理；

- (2)運営上の管理；
- (3)個人用防護具。」

3.52 放射線防護プログラムは、作業者と公衆の両方の防護を含むが、この安全指針では、作業者の防護として扱う側面にのみ焦点を当てる。大抵の行為において、作業者が受けた線量はGSR Part 3[2]にある関連する線量限度を十分下回っており、線量制限の要件に影響される可能性がある作業者は全体のごく一部である。最適化の要件は、多くが潜在被ばくを防ぐか低減し、かつ事故の結果を緩和する対策を含むような放射線防護プログラムの確立と実行の主な動機であるべきである。

事前の放射線評価と安全評価

3.53 被ばく状況の特性は、関連する施設のタイプ（空港の手荷物検査装置など「単純」なものから、核燃料再処理工場などのはるかに複雑なものに至るまで）と、活動の段階（例えば、建設、運転、保守並びにデコミッショニング）によって大きく変わる。放射線防護プログラムはグレーデッドアプローチを用いてその状況にうまく適応していることを確実なものとするべきである（2.20項～2.22項参照）。放射線防護プログラムを立てる最初の段階では、施設又は活動の事前放射線影響評価を実施するべきである。

3.54 事前の放射線評価では、必要な限り正確に、職業被ばくが関与する状況を記述すべきである。グレーデッドアプローチに従って、努力のレベル、評価の形式と詳細、そして実施する精査を、通常作業での被ばくの大きさ、潜在被ばくの大きさや確率と結びつけるべきである。

3.55 事前の放射線評価は、作業の全ての側面に関して、以下を確認すべきである：

- (a) 通常被ばく、表面汚染、空気汚染、外部放射線線源など合理的に予見できる潜在被ばくの線源。
- (b) 通常作業の被ばくの性質と大きさ。
- (c) 潜在被ばくの性質、可能性と大きさ；これには、放射線防護か安全に関連する構造、システムと構成要素、及び手順のどれかひとつあるいは複数の破綻、そうで

なければ、潜在被ばくにつながるような場合、及びそれらの結果を含めるべきである。

- (d) 最適化プロセスの適用に必要な防護と安全対策。
- (e) 適切なモニタリングシステム。
- (f) 施設からの放射性排水からの潜在的な公衆被ばくの評価。

3.56 事前の放射線評価における被ばくを、以下の一つ又は複数の方法で評価する：

- (a) 作業場モニタリングの利用：この方法では、作業場での放射線状況が長期（少なくとも数か月間）にわたって合理的に予測可能であれば、作業者が受ける線量の良い評価を与えることができる。作業場モニタリングは、適切な間隔で、特に作業条件を大幅に変更したときは必ず、繰り返し実施すべきである。
- (b) 科学的文献と類似施設からの情報の使用：様々な作業場の状況について、いくつかの線量の値が文献に記載されている。これらは、原理的には、モニタリングの必要性の判断に使用できる。
- (c) シミュレーションの使用：数値シミュレーションは強力であり、ある被ばく状況で受ける線量に影響を与えるパラメータの情報を即時に示せる。シミュレーションの結果は、測定で検証されるべきである。
- (d) 確証測定の使用：個人線量計による確証測定をすれば、個人モニタリングの必要性判断に役立つ。

3.57 事前の放射線評価は、工学的特性を用いて満足できる作業条件を確立するために、設計段階で何を達成できるかを決定するのに役立つであろう。例えば、遮蔽、閉じ込め、換気又はインターロックの設備である。これらの考慮によって、通常の操作中に、防護と安全のための運営管理と個人用防護具に頼る必要性を最小限に抑えることを目指すべきである（3.51項参照）。そして、作業者の被ばくを更に管理するために実行できるかも知れない追加の運用手段と制限も考慮するかもしれない。これらの措置が、作業者の意思によって受ける線量を適切に制限するのに十分でない場合のみ、事前評価で、特殊なツール、個人用防護具の使用と特定のタスクに関連した研修の考慮が必要になるであろう。

3.58 安全評価プロセスについて、GSR Part 3[2]の要件13では次のように述べている：

「規制機関は、安全評価の要件を規定し、施行しなければならず、放射線リスクを生じさせる施設若しくは活動に責任を持つ個人又は組織は、この施設又は活動の適切な安全評価を実施しなければならない。」

3.59 GSR Part 3[2]の3.31項は次のことを要件としている。

「安全評価は、施設又はその一部分の立地、設計、製造、建設、組立、試運転、運転、保守及びデコミショニング（又は閉鎖）を含む様々な段階で実施されなければならない、適宜...」。

施設と活動のための安全評価に関するより具体的な要件はIAEA安全基準シリーズGSR Part 4 (Rev. 1), Safety Assessment for Facilities and Activities[18]に規定されており、安全評価について様々なIAEA安全指針が策定中である。

放射線防護プログラムの範囲

3.60 放射線防護プログラムは、以下のことについて適度に詳細なレベルで文書化すべきである：

- (a) 作業者の防護と安全のための責任を、そして、もし該当するなら（例えば、渡り作業者の場合）、雇用主と登録者又は許可取得者の間でそれぞれの責任を、対応する組織的な取決めを含めて異なる管理レベルに割り当てる；
- (b) 適宜、資格を有する専門家の指定と機能（3.65～3.71参照）；
- (c) 職業上の放射線防護と、産業衛生、産業安全、火災安全など他の健康安全分野との統合；
- (d) 放射線を発生する装置及び放射線源に対する説明責任の体制（3.72項～3.74項参照）；
- (e) 管理区域、監視区域の指定（3.75項～3.86項参照）；
- (f) 作業者が従うべき所内規則と作業の監視（3.87項～3.92項参照）；
- (g) 該当する場合、個人用防護具の規定（3.93項、9.53項～9.64項参照）；
- (h) 適切な計器の入手と保守（3.97項～3.128項、第7章参照）を含めた、作業者、作業場モニタリングの整備；
- (i) 被ばく管理、職業上の放射線防護と安全のための対策に関する決定、そして個人のモニタリングに関する全ての関連情報を記録し、報告するための体制（3.132項～3.140項、第7章参照）；

- (j) ハザードの特性、防護と安全の対策についての教育研修プログラム（3.141項～3.151項参照）；
- (k) 放射線防護プログラムの成果についての定期的なレビューと監査の手法（3.157項及び3.158項参照）；
- (l) 計画の必要が安全評価から示唆される場合、緊急時計画（4.5項及び4.6項参照）；
- (m) 作業者の健康サーベイランスプログラム（第10章参照）；
- (n) 品質とプロセス改善の保証のための要件。

3.61 GSR Part 3[2]の3.13項は次のように述べている：

「登録者及び許可取得者は、許認可された行為及び線源に対する防護と安全のために必要な技術的かつ組織的な対策を設定し実施する責任を負わなければならない。登録者及び許可取得者は、これらの責任に関する業務を実施するために、適切な有資格者を任命してもよいが、防護と安全の一義的な責任は保持しなければならない。登録者及び許可取得者は、本基準の要件に従うことを確実なものとするために任命された者の氏名と責任を文書化しなければならない。」

3.62 組織内で放射線防護プログラムを実践するための責任が、適宜、管理組織によって職員に割り当てられるべきである。放射線防護プログラムの各側面について上級管理者から特定の作業に関わる作業者の各階層の責任を、明確に記述し、管理者と従業員がそれらを認識することを確実なものとするためにポリシーステートメントの形で文書化されるべきである。

3.63 組織構造は、防護と安全に対する責任の割り当てと組織の責務を反映する必要がある。管理構造は関係者同士の協力を推進すべきである。放射線防護プログラムは、関連情報が業務の様々な側面を担当する個人に提供されるような方法が設計されるべきである。

3.64 防護と安全のための対策の選択に関する意思決定を調整するためには、施設の規模と複雑さに応じて、職業被ばくに関係する部門の代表者で特定の諮問委員会を設

置ることが適切であるかもしれない。この委員会の主な目的は、放射線防護プログラムについて上級管理職に助言することである。したがって、そのメンバーには関連部門の管理職員と現場経験を有する作業者を含める必要がある。委員会の機能は、一般的には放射線防護プログラムの主な目的、特に運用上の放射線防護を記述すること、放射線防護のゴールを検証し、防護と安全のための対策の選択に関する提言をし、放射線防護プログラムの履行に割り当てる資源、方法と手段について、管理組織に勧告することである。

資格を有する専門家

3.65 放射線防護プログラムは下記に示すような関連分野の資格を有する専門家の必要性を明確にして、指名すべきである：

- (a) 放射線防護；
- (b) 内部及び外部線量測定；
- (c) 作業場の監視；
- (d) 換気（例えば地下鉱山で）；
- (e) 労働衛生；
- (f) 放射性廃棄物管理。

3.66 管理は、資格を有する専門家の関係サービスが提供されること確実なものとし、放射線防護に関連するようなサービスを提供する人が、放射線以外のハザード管理の責任者と緊密な協力の中で働くことを確実なものとするとともに、その責任者との作業連絡を緊密に維持するべきである。規制機関が必要とするときは、関連する規制要件の適用と遵守を監督するため放射線防護監督者が指名されるべきである。

3.67 各分野の資格を有する専門家の機能は、多くの点で相互に関連しており、施設の運営によっては組み合わせることができるかもしれない。例えば、小さな地下鉱山では放射線防護監督者と換気責任者の機能を組み合わせることが適切であるかもしれない。責任が2人以上の資格を有する専門家に分かれている場合、資格を有する専門家は密接な作業関係を維持するべきである。

3.68 その資格を有する専門家は、施設での安全に全体的な責任がある雇用主の上級

代表者に直接報告するべきである。

3.69 その資格を有する専門家は、その機能を果たすために十分な設備、資金、及び人員を提供されるべきである。

3.70 その資格を有する専門家によって実行される管理対策の効果を、定期的に評価すべきである。

3.71 管理は、管理区域と監視区域の指定、所内規則の準備、個人用防護具の用意、作業場や作業者のモニタリングのための整備を含む放射線防護プログラムの側面について、また防護と安全に重大な影響をもつ全てのその後の変更について、適宜、指名した資格を有する専門家に相談すべきである。

放射線を発生する装置と線源に対する説明責任

3.72 基本的な要件についてGSR Part 3[2]の要件17では次のように述べている：
「登録者及び許可取得者は、放射線発生装置及び放射性線源の安全を確実なものとしなければならない」

3.73 放射線を発生する装置と線源の安全性を確実なものとする上で、より詳細な要件は、GSR Part 3[2]の3.49項～3.60項に記載されている。放射線を発生する装置と密封線源の安全に関する指針は、IAEA安全基準シリーズ RS-G-1.10「放射線を発生する装置と密封放射性線源の安全」[19]に記載されている。

3.74 放射線を発生する装置と線源のための説明責任の体制には、それぞれの放射線を発生する装置や線源の場所と説明、各線源の放射能、物理的状态、化学形の記録を含む在庫管理を含める必要がある。この在庫管理は、定期的に更新され検証されるべきである。さらに、保有した各線源の特別な指示やこのような線源の廃棄の詳細について記録の保存を考慮すべきである。

区域の分類

3.75 放射線への職業被ばくがある場合はいつも、管理は作業区域の分類を検討すべきである。これらの区域は明確に放射線防護プログラムで定義されるべきであり、その分類は、3.53項から3.56項で言及された事前の放射線評価に基づくべきである。管理区域と監視区域の二種類の区域を定義できる。

管理区域

3.76 管理区域の詳細な要件はGSR Part 3[2]の3.88から3.90項に規定されていて、それは次のように述べている：

「3.88. 登録者及び許可取得者は、防護と安全のために特定の対策が必要であるか、その可能性のある全ての区域を、管理区域として指定しなければならない。

- (a) 通常の運転条件における被ばく管理又は汚染拡大防止；
- (b) 予想される運転状態及び事故状態における被ばくの防止又はその起こり易さと大きさの制限。」

「3.89. 管理区域境界の設定において、登録者及び許可取得者は、通常運転で予想される被ばくの大きさ、予想される運転状態及び事故状態における被ばくの起こり易さと大きさ並びに防護と安全に必要な手順の種類と範囲を考慮しなければならない。」

「3.90. 登録者及び許可取得者は：

- (a) 管理区域を物理的手段又はそれが合理的に実行可能でない場合は、他の何らかの適切な手段により示さなければならない。
- (b) 線源が間欠的に運転若しくは稼動されるか又は場所から場所へ移動する場合には、その時点で広く見られる状況で適切な方法によって適切な管理区域境界を示し、また、被ばく時間を特定しなければならない。
- (c) 管理区域の入口と他の適切な場所に、国際標準化機構が推奨する標識と指示を表示しなければならない。

- (d) 適宜、汚染の拡大を制御するための物理的対策並びに管理区域の所内規則及び手順を含むような防護と安全のための対策を定めなければならない。
- (e) 作業許可の使用などの管理手続及び施錠又はインターロックを含むこともあり得る物理的障壁により、管理区域への立入りを制限しなければならない。制限の程度は、予想される被ばくの起こり易さと大きさに見合ったものでなければならない。
- (f) 管理区域の入口で、適宜、以下を提供しなければならない：
 - (i) 個人用防護具；
 - (ii) 個人及び作業場のモニタリング機器；
 - (iii) 個人の衣服の適切な保管。
- (g) 管理区域の出口で、適宜、以下を提供しなければならない：
 - (i) 皮膚及び衣服の汚染をモニタリングする装置；
 - (ii) 管理区域から持ち出した全ての物体又は物質の汚染をモニタリングする装置；
 - (iii) 洗面又はシャワー施設その他個人用の除染施設；
 - (iv) 汚染された個人用防護具の適切な保管。
- (h) 防護と安全のための対策又は管理区域の境界を変更する必要があるかどうかを評価するための条件を、定期的に見直さなければならない。
- (i) 管理区域内で作業する人に対して適切な情報、教育及び研修を提供しなければならない。

3.77 最適化されたレベルの防護や関連する線量限度の遵守を確実なものとするために手続き上の管理を採用する必要があると管理者が考える場合には、その区域は管理区域に指定されるべきである。指定は運用経験と判断に基づくべきである。非密封放射性物質による汚染の問題がない区域では、指定される区域は境界での線量率で規定できることもある。該当する線量限度の割合に基づく線量率の値が、管理区域の境界を定義するために過去にしばしば使用されてきた。このようなアプローチは依然として適切であるかもしれないが、慎重な放射線学的な評価なしで使用すべきではない。例えば、線量率が規定したレベル以上の線量率にある時間の長さや潜在被ばくのリスクを考慮すべきである。

3.78 非密封放射性物質の作業は、空気と表面の汚染を招く可能性があり、これは次

に、作業者による放射性核種の摂取へと導く。このような汚染は、一般に断続的で、特にある異常事象の場合、設計特性のみに依存した摂取の管理は通常できない。したがって、摂取の可能性を防止又は低減するために操作手順書が必要となり、一般的には管理区域を設けるべきである。

3.79 微量の非密封放射性物質のみを使用する場合（例えば、研究室でのトレーサー研究）、管理区域の設定は必要ないかもしれない。また、例えば、産業活動における自然起源の放射性物質を含む物質のような、放射能濃度が低い物質のみを取扱う場合も、管理区域は不要かもしれない。

3.80 特殊な手順が管理区域に適用され、放射線源が存在する可能性があることを、従業員、特に保守員に示すために注意標識が管理区域の入口に使用されるべきである。

3.81 管理区域の設定に際し、管理者は部屋や建物の壁のような既存の物理的な境界を活用することが便利であると見出すかもしれない。これによって、放射線防護の考慮のみに基づいて厳密に必要となるよりも区域が大きくなるかもしれない。例えば、実用的な目的では、ウラン地下鉱山の地下区域全体を管理区域に指定すると適切かもしれない。同様に、診断医療施設の検査室全体を管理区域に指定すると適切かもしれない。

3.82 管理区域への出入管理を規定する際には、実用性を考慮し、そして他（放射線以外）の理由による出入管理の必要性を考慮すべきである。多くの作業場、特に、比較的少数の作業者が関与する目的で設計された建物では、施錠とインターロックを含む物理的な境界のような包括的管理が設置と運用が実用的で、もともとセキュリティ上の理由から要件とされているかもしれない。地下鉱山のように作業者数千人を雇用するような作業場では、カードとタグのような出入管理と監視がより実用的で適切な代替手段であるかもしれない。

監視区域

3.83 監視区域の要件はGSR Part 3[2]の3.91項と3.92項に規定されていて、それは次のように述べている：

「3.91. 登録者及び許可取得者は、まだ管理区域として指定されていないが、防護と安全のための特定の対策が通常は必要なくても、職業被ばく条件を見直し続ける必要のある区域を、監視区域として指定しなければならない。

「3.92. 登録者及び許可取得者は、監視区域における被ばくと汚染の性質、起こり易さと大きさを考慮して、以下を行う：

- (a) 適切な手段により、監視区域を区別しなければならない；
- (b) 適宜、監視区域への入口に承認された標識を表示しなければならない；
- (c) 防護と安全対策のための対策の必要性又は監視区域の境界の変更の必要性を評価するための条件を定期的に見直さなければならない。」

3.84 監視区域の本質的な目的は、区域の位置づけを、一例えば、事前の放射線評価で予測されなかった状況によって一 変更すべきかどうか、あるいは、設計特性、又は隣接管理区域で適用する作業手順のいずれかで、一部管理機能停止があったかどうかを見極めるために、放射線条件を定期的な見直しの対象とすべき作業場を決定することである。通常、放射線学的な状況の再評価は、区域、場合によっては区域内で作業する個人の定期モニタリングプログラムからなる。指定された管理区域の中であてはまる要件が十分ならば、機械的に全ての管理区域の周囲に監視区域を設定する必要はない。

3.85 管理区域と同様に、監視区域の設定は、作業経験及び判断に基づくのが最善であるが、境界の定義に線量率を用いる場合があるかも知れない。指定区域外で被ばくした作業者が、公衆の構成員と同じレベルの防護を受けることを確実なものとするとは、合理的な目標であろう。このことは、年間1 mSvの実効線量に基づく線量率が、監視区域の外側との境界を定義する一つのあり得る手段であることを意味している。監視区域の条件は、従業員が放射線防護のための最小限の手続きで入域できるようにすべきである。さらに、監視区域を定義する場合、既存の物理的な境界を利用することは適切かもしれない（3.81項参照）。

3.86 多くの場合において監視区域の境界が注意標識で表示することが適切かもしれないが、これは必ずしも必要でないか、有用でない場合がある。例えば、公衆の構成

員が近づくかもしれない病院の一部に監視区域を指定する必要がある場合；そのような区域入口での標識は、不要な懸念を引き起こす場合がある。

所内規則、監督

3.87 GSR Part 3[2]の3.94項(a)(b)に述べられているように、管理は、：

「...適切な場合、作業者と協議の上で、又は、その代表者を通じて：

- (a) 作業者及び他の人々の防護と安全のために必要な所内規則及び手順を、文書化しなければならない；
- (b) 所内規則及び手順に、該当する調査レベル又は許認可レベル及びこれらレベルを超えた事象において従うべき手順を含めなければならない」。

管理者は、職業被ばくを伴う作業が適切に監視されており、防護と安全のための規則、手順や対策が、それらが適用される作業者に知らされていることを確実なものとするべきである。また、管理者は防護と安全のための規則、手順、対策が守られていることを確実なものとするために全ての合理的な段階を踏まえるべきである。

3.88 所内規則や手順は、当該施設の設計や目標に対応して、防護と安全の最適化を支援するために設計されるべきである。

3.89 所内規則と手順書には、組織構造や管理区域で従うべき手順を記述すべきで、例えば次のような放射線防護プログラムのさまざまな要素のための規定の一部又は全てを含めても良い。

- (a) 被ばくと汚染のモニタリング；
- (b) 換気システムのような工学的管理；
- (c) 個人防護具の使用；
- (d) 個人衛生；
- (e) 作業者の健康サーベイランス；
- (f) 放射性廃棄物の管理；
- (g) 環境モニタリング；
- (h) マネジメントシステム；
- (i) 研修；

- (j) 安全文化の醸成；
- (k) 記録の保管；
- (l) 報告；
- (m) 適宜、緊急事態への準備と対応。

3.90 所内規則と手順は目立つように表示され、又は作業場で容易に利用可能とすべきである。

3.91 作業者が所内規則と手順を遵守できるように、適切な研修を受けられるようにすべきである。

3.92 管理者は、作業の監視に責任を割り当てるべきである。全ての要求される防護と安全の対策が作業時間中に実施されてきたことを確実なものとするために、監視が遂行されるべきである。遠隔の作業場では、そのような責任は、作業現場での直接の監督者に割り当てるべきである。

個人用防護具

3.93 工学的及び管理規制が、実施するタスクに最適化されたレベルの防護を提供するのに十分でなければ、GSR Part 3[2]の3.95項に従って、適切に維持され、適宜、定期的に試験し、適切で十分な個人用防護具を作業者が支給されることを確実なものとするよう管理に求めている。個人用防護具の使用による被ばく低減対策を考える場合は、器具の使用による遅れや不便さに起因して被ばくが増加する可能性に考慮するべきである。作業者は、作業開始前にそのような個人用防護具の使用の研修を受けるべきである。個人用防護具の使用に関する詳細は、9.53項から9.64項に記載されている。

作業計画と作業許可

3.94 著しい放射線レベルや汚染レベルがあるかもしれない間に作業が行われ、又は作業が複雑（複数の作業グループと数多くの活動を含む）な場合には、事前の作業計画は、防護と安全の最適化を達成するための最も重要な手段の一つである。放射線

防護監督者は、作業計画に関与すべきであり、管理区域で行われうる作業の状況に助言すべきである。詳細な作業計画と作業許可証の使用が励行されるような状況は、一般的に原子力産業で一般的に見られるが、原子力産業以外（例えば加速器の保守や解体）でも見られるかもしれない。原子力発電所での最適化のための作業計画の使用に関する追加のガイダンスが、経済協力開発機構原子力エネルギー機関から出版されている[20]。

3.95 手順書は、適宜、施設の種類や活動に応じて作業計画プロセスの一部として使用されるべきである。考慮すべき要素には下記を含む：

- (a) 以前に完了した類似の作業からの情報；
- (b) 作業の開始時期、その推定される期間、関係する人的資源；
- (c) 推定線量率マップ；
- (d) プラントの稼働状態（例えば原子力発電所では、冷温あるいは温態停止、最大出力か部分負荷の運転）；
- (e) 作業に干渉するかもしれない同じ区域での他の活動；
- (f) 活動（プロセス、足場、絶縁作業などの分離）の準備と援助；
- (g) 使用する防護服と防護器具；
- (h) 監督管理と調整を確実なものとするのに必要なコミュニケーション；
- (i) 作業から生じる全ての放射性廃棄物の管理；
- (j) 通常的安全性のための、防護対策との調整。

3.96 放射線に関する特別な注意を必要とするタスクごとに、通常は放射線作業許可証が準備されるべきである。放射線作業許可証は放射線防護監督者の協力を得て、事業の企画担当者によって発行される。放射線作業許可証のコピーは作業監督者に提供すべきで、作業の従事中は、作業チームに預けておくべきである。放射線作業許可証は実施予定作業の説明に加えて、以下を含む：

- (a) 作業に先立って実施した調査、あるいは他で推定して作った、作業区域と可能性のあるホットスポットの詳細な線量率マップ；
- (b) 汚染レベルとそれらが作業中にどのように変わるかの推定；
- (c) 作業前、作業中に追加で実施される放射線作業場モニタリングの仕様；

- (d) 作業の段階ごとの個人被ばく及び集団被ばくの推定；
- (e) 作業者が追加で使用する線量計の仕様；
- (f) 作業の異なる段階で使われる個人用防護具の仕様；
- (g) 時間制限又は線量制限の詳細；
- (h) いつ放射線防護監督者に連絡するべきかという指示。

モニタリングと被ばく評価

モニタリングの目的

3.97 一般的な用語「モニタリング」は、放射線の被ばくと放射性物質による被ばくの評価や管理に関連した測定の実施を含むプロセスを指す。測定は、全てのモニタリングプログラムで大きな役割を果たしているが、モニタリングは単なる測定以上のものであり、それは解釈と評価が必要である。したがって、測定することについての第一の正当性は、それが最適化のプロセスを含めて適切な防護と安全を達成し、実証するのに役立つというように表現されるべきである。

3.98 モニタリングプログラムは、行為の特性及び程度に応じて、様々な目的を果たすことができる。これらの目的は以下を含む：

- (a) 作業者の被ばくを評価して、規制要件の遵守を示すこと。
- (b) 労働慣例（例えば、監督と研修の妥当性）と工学基準の効果を確かめること。
- (c) 作業場の放射線の状況が適切な管理下にあるかどうか、また、業務上の変化が状況を改善したか、悪化させたか決めること。
- (d) 収集した個人とグループのモニタリングデータの評価から業務手順書を評価し、改善すること。このようなデータは、業務手順書や設計特性の良し悪しの両方の特徴を識別するために使えるかもしれないので、放射線に関連するより安全な労働慣行の策定に貢献できる。
- (e) 作業者に、自身がどのように、いつどこで被ばくするかについて知り、自身の被ばくを低減する段階を踏まえるのに用いることができる情報を提供すること。
- (f) 予期せぬ被ばくの場合、線量評価のために情報を提供すること。

さらに、モニタリングデータは、リスクー便益分析及び医療記録の補足に使われるかもしれない。

3.99 モニタリングは、労使関係や広報活動（例えば、労働者の安心と意欲など）や科学的調査（例えば疫学研究のためのデータなど）の分野で、又は個々の作業者に有害健康影響が発生した場合の法的責任の決定に有用な情報を提供する上で、重要な補足的利点を提供するのであろう。これらの検討事項は、恐らくモニタリングプログラムの特性及び範囲に関する決定に影響するが、それ自体が防護と安全のモニタリングプログラムを一義的に正当化するわけではない。

モニタリングプログラム

3.100 モニタリングプログラム準備の主な責任は管理者にある。モニタリングプログラムは、規制要件を十分に考慮して、3.53項～3.59項で議論した事前の放射線科学的評価に基づき、適切な資格を有する専門家と協議して設計されるべきである。

3.101 モニタリングプログラムは、いくつかの異なるタイプに区分、更に細区分に分類できる。最初の区分は、モニタリングの目的に関連する。このレベルでは、4種のモニタリングを放射線防護の目的のために定義できる：

- (a) 日常モニタリングは継続的な活動にかかわっており、規制要件を満たして、個人の線量レベルを含む作業条件が満足できるものであることを示すことを意図している。
- (b) 特殊モニタリングは本来調査的で、一般的には十分な管理を示すには情報が不十分な作業場の状況をカバーするものである。それは、問題をはっきりさせて、その後の手順を定めるために詳細な情報を提供することを意図する。それは通常新しい施設の初動の段階、あるいは施設又は手順の大きく修正後、又は、事故のような異常な状況の下で操作されているときに実施されるべきものである。
- (c) 確認モニタリングは、（例えば防護措置の効果を確かめるためなど）被ばく条件について立てた仮定を確認する必要がある場合に、実行される。
- (d) 作業関連モニタリングは特定の操作に適用される。これは運用管理の即時決定を支援するデータを提供する。また、防護の最適化も支援するかもしれない。

3.102 モニタリングプログラムの各タイプは、モニタリングの位置に基づいて細分化できる：

- (a) 個人モニタリングは、個々の作業者が身に着ける装置を用いての測定、あるいは体内、体表での放射性物質量の測定、そのような測定結果の評価から成っている。
- (b) 作業場モニタリングは、作業環境での測定とそのような測定結果の評価から成っている。

3.103 個人モニタリングは更に、外部被ばく、内部被ばくと皮膚汚染のモニタリングに細区分できる。作業場モニタリングは更に、外部放射線、空気汚染、表面汚染のモニタリングに細区分できる。プログラムの詳細は、例えば、含まれる放射線や放射性核種の種類やエネルギーなどの要因によって影響されるだろう（第7章参照）。

3.104 プログラムの設計は、モニタリングプログラムの目的を反映するべきであり、これらは、明確に特定され、記録されるべきである。設計には、モニタリング結果の評価のための基礎、これが、プログラムの目的にどのように関連するかを含むべきであり、この基礎は記録されるべきである。モニタリングプログラムでは、操作の管理の目的のためのモニタリングと規制要件を満たすための被ばくの正式評価のためのモニタリングとを区別すべきである。

3.105 モニタリングプログラムで使用される装置は、作業場で見られる放射線の種類と放射性物質の形態に適しているべきである。装置は、適切な基準を満たすように校正されるべきである。承認された線量測定サービスの提供に関するガイダンスを含め、より詳細なガイダンスは、第7章に示す。線量測定サービス提供者のためのマネジメントシステムに関するガイダンスは、第8章に記載されている。

3.106 モニタリングプログラムの設計と実施は、手順を確立して、それに正しく従うことを確実なものとするため、及びその記録を速やかにまとめて正しく維持することを確実なものとするために、マネジメントシステムに組み込まれている品質保証（QA）の要件に準拠すべきである。モニタリングプログラムの設計では、保持すべ

き記録を示し、記録の保持と破棄に関連する手順を示すべきである。全てのこれらの側面は、所定の間隔あるいは装置の操作や規制要件の大きな変更に応じて、定期的に見直されるべきである。このような見直しの目的は、モニタリングの取り組み（種類、頻度と程度）が適切に実施されていることを確実なものとすることであるべきである。得られた情報は、操作手順書の良い点と悪い点の両方、設計特性の良い点と悪い点の両方の確認に使用されるべきである。

個人モニタリング

3.107 作業者の個人モニタリングの必要性和その適切さは、例えば以下の要因に依存する：

- (a) 存在する放射性物質と関与する放射性核種の量；
- (b) 放射性物質の物理的及び化学的な形態；
- (c) 使用された封じ込めのタイプ；
- (d) 実行された操作内容；
- (e) 線量あるいは摂取の予想されるレベルとありうる変動；
- (f) 測定プログラムの測定手順と評価手順の複雑さ；
- (g) 一般的な作業条件。

例えば、密封線源（又は遮蔽ありあるいは遮蔽なしの密封容器内の拡散性線源）を取り扱う作業者は、外部被ばくのモニタリングは必要あるかもしれないが、内部被ばくのためには必要ではないかもしれない。逆に、 ^3H 、 ^{125}I 又は ^{239}Pu などの放射性核種を取り扱う作業者は、内部被ばくをモニタリングする必要があるかもしれないが、外部被ばくモニタリングは必要でない。

3.108 個人モニタリングの必要性は、作業の初期段階でより高そうである。個人モニタリングの継続が必要か、作業場モニタリングが放射線防護目的に十分であるかを決めるために、作業場での経験が蓄積されると、日常的な個人モニタリングの必要性を継続的に見直せる。個人モニタリングの必要性を決定する際、予期しない被ばくの可能性も考慮すべきである。

3.109 内部被ばくを伴う作業のため、個人モニタリングプログラムに作業者を登録するかどうかは、所定のレベルを超えた放射性核種の摂取の可能性に基づいて決定すべきである。摂取の可能性を防止又は軽減するように、操作手順を設定する必要がある場合は、一般的には、管理区域を設置すべきである。放射性核種の摂取に対する個人モニタリングは、具体的に汚染の管理に関連している管理区域に指定されたエリア、有意な量の摂取が予期される根拠のあるエリアに採用された作業者にだけ日常的に使用されるべきである。経験上、放射性核種の年間摂取による職業被ばくからの預託実効線量が1 mSvを超えなさそうであれば、個人モニタリングは不要かもしれないが、作業場モニタリングは実施されるべきである。以下の活動は、内部被ばくの日常的な個人モニタリングが考慮されなければならない例である：

- (a) 例えば大規模製造工程、重水炉、ガス状光源の製造でトリチウムとその化合物のような大量のガス状や揮発性の物質を取扱う場合；
- (b) プルトニウムと他の超ウラン元素の処理；
- (c) 核分裂生成物と放射化生成物による被ばくに至る可能性のある原子炉施設のメンテナンス；
- (d) 放射性同位元素の大量生産；
- (e) 大量の放射性医薬品（例えばポジトロン断層撮影診断のための ^{18}F 又は治療のための ^{131}I ）の生産と取扱い；
- (f) 高品位ウラン鉱石の鉱業、ウラン鉱石濃縮物の処理と核燃料の生産；
- (g) 濃縮鉱物（例えばトリウムが豊富なモナズ石、トリウム含有製品の生産）の処理。

3.110 必要な正確性と精密度を得るために、可能な限り認定を受けた線量測定サービスによって個人線量測定が実施されるべきである。規制機関は、線量測定サービス承認の基礎として、国家認定手順の確立に配慮する必要がある。線量測定サービス提供者のためのマネジメントシステムは、第8章で検討している。

3.111 管理区域への短い期間及び低頻度の立入者に対しては、個人モニタリングを実施するかもしれないが、必ずしも必要ではない。しかし、立ち入りした管理区域の放射線の状態（例えば、作業場モニタリング、あるいは立入者の同行者の個人モニタリングデータ）、これらの区域への立入中の滞在時間の記録は保持されるべきである。

作業場モニタリング

3.112 作業場モニタリングの要件は、GSR Part 3[2]の3.96項から3.98項で次のように述べている：

「3.96. 登録者及び許可取得者は、適切な場合、雇用主と協力して、放射線防護監督者又は他の資格のある専門家の監督下で作業場のモニタリングプログラムを策定し、維持し、見直しを続けなければならない。

「3.97. 作業場のモニタリングの種類と頻度は：

(a) 以下を可能にするのに十分でなければならない：

- (i) 全ての作業場における放射線条件の評価；
- (ii) 管理区域及び監視区域における被ばく評価；
- (iii) 管理区域及び監視区域の区分の見直し。

(b) 空間線量率及、空气中及び表面汚染の放射能濃度、それらの予想される変動及び運転時と事故時において予想される被ばく起こり易さと大きさに基づかなければならない。

「3.98. 登録者及び許可取得者は、適切な場合、雇用主と協力して、作業場モニタリングプログラムの結果の記録を保存しなければならない。作業場モニタリングプログラムの結果は、適切な場合、作業者の代表者を通じて、作業者が利用可能にしなければならない。」

3.113 作業場モニタリングのためのプログラムは、以下を指定するべきである：

- (a) 測定する量；
- (b) 測定の方法、時期、頻度；
- (c) 最適な測定の方法と手順；
- (d) 調査レベルとそれを超えた場合に講じるべき措置。

3.114 作業場モニタリングの結果と所見は記録し、管理者と、適宜、代表者を通じて作業者が、閲覧できるようにすべきである。この情報は、業務の事前事後評価、作業計画、汚染管理、放射線管理業務の管理のサポートに使用されるべきである。モニタリング結果の大幅な変化を確認し、傾向を定期的に分析すべきである。必要に応じて是正処置が講じられるべきである。以下のデータを記録すべきである：

- (a) 規制遵守を示す；
- (b) 作業環境の大きな変更を特定する；
- (c) 例えば日付、時間、場所、線量率、空气中浮遊放射能濃度、使用機器、測定者、又は他のコメントなど、放射線調査の詳細を示す；
- (d) 該当する要件の遵守に悪影響を及ぼしうる、作業場に関して受けた全ての報告について詳細を示すもの；
- (e) 適切に取った全ての行動の詳細を与えるもの。

3.115 性能特性が、特定の作業場モニタリング状況に適していることを確実なものとするよう、測定機器の選定と使用には特に注意を払うべきである。作業場モニタリング機器の取得、使用、保守、テストに関連した考慮事項に関するガイダンスは、第7章に記載する。

被ばく評価

3.116 職業被ばく評価の具体的な要件は、GSR Part 3[2]の3.99項～3.102項に記載されている：

「3.99. 雇用主、自営業者並びに登録者及び許可取得者は、適切な場合、個人モニタリングに基づき、作業者の職業被ばく評価のための取決めを行う責任を負わなければならない。品質マネジメントシステムの下で運営される許認可又は承認された線量測定サービス提供者と共に取決めが行われることを確実なものとしなければならない。」

「3.100. 通常は管理区域で従事する作業者又は管理区域で時々作業し職業被ばく

により有意な線量を受ける可能性のある作業者については、適切、十分かつ実現可能な場合、個人モニタリングが行われなければならない。個人モニタリングが不適切、不十分又は実現不可能な場合、職業被ばくは、作業場モニタリングの結果及び作業者の被ばくの場所と継続時間に関する情報に基づいて評価されなければならない³³。」

「3.101. 監視区域で定期的に従事する作業者又は時々管理区域に立ち入る作業者については、職業被ばくは、適宜、作業場モニタリング又は個人モニタリングの結果に基づいて評価されなければならない。」

「3.102. 雇用主は、呼吸用保護具を使用する作業者を含め、汚染により被ばくする可能性のある作業者が特定されることを確実なものとしなければならない。雇用主は、防護と安全のための対策の有効性を実証し、放射性核種の取込み量と預託実効線量を評価するために必要な範囲で適切なモニタリングができるように取決めなければならない」

「³³3.100項及び3.101項のモニタリングを目的とする作業者の種類は、欧州連合法（文献[21]）のカテゴリーA及びカテゴリーBの作業者の種類と類似している。」

3.117 通常及び予見できる異常な状況において、単一の被ばく要因（例えば、透過性の高い光子照射、中性子照射あるいは内部被ばく）で対応する年間実効線量が1 mSvを超えることが予想される場合には、個々の作業者の被ばく評価が考慮されるべきである。潜在被ばくの可能性と大きさにも考慮すべきである。

3.118 一般的には、被ばくの可能性やばらつきが有意に大きくなりそうな場合、個々の作業者の放射線被ばくは、個人モニタリングの結果から評価されるべきである。特に内部被ばく評価において、これが実行できないあるいは実用的でない場合、作業場モニタリングに頼るべき場合がある。このような場合、モニタリングプログラムは、作業者の行動詳細及びその周辺の環境における空中濃度の時間的及び空間的な変化に関する詳細な情報を提供すべきである。可能な場合には、既定値よりも、作業場の特性についてのサイト特有のデータが使用されるべきである。

3.119 内部被ばくのリスクを伴う作業に関して、空气中放射能濃度又は放射能の体内摂取のレベルを、有意な個人被ばくの可能性があるかどうかの指標として用いるために確立する必要があるかも知れない。そのようなレベルの導出においては、特定の放射性物質及び関連する作業場の被ばく経路を、可能な限り考慮すべきである。このレベルを超えたら、個人の内部被ばくについて追加の直接測定が必要かも知れない。これは、特定の作業場の状況について評価した被ばくが十分正確であるかどうか疑義がある場合にも望ましいかもしれない。

3.120 職業被ばくの評価に関して、外部及び内部被ばくを決定するために用いられる特定のモニタリング手順あるいは装置の正確さを評価すべきである。目的は、信用でき、正式に評価された被ばくとして合理的な範囲で出来るだけ包括的な記録を確立することである。評価の精度に影響を与える要因を考慮すべきである。測定とそれらの解釈のための精度の判断基準は定義されるべきで、そして、不確かさを定量化し、最小にするための妥当かつ適切な対策を取るべきである。

3.121 被ばく評価に関するより詳細なガイダンスは、第7章で与えられる。

調査レベル

3.122 特定の状況の経験により時々手順や性能を見直す必要性が明らかになることがある。この経験は、定性的（例えば、小規模汚染の発生頻度増加の観察）なことも定量的（例えば、モニタリングプログラムの結果の傾向）なこともあり得る。定量的な経験の利用には、個人と作業場のモニタリング結果に調査レベルを適用することが助けになる。調査レベルは「それ以上になったら調査を実施すべきであるような、実効線量、摂取又は単位面積当たりの汚染などの量の値」[2]と定義される。

3.123 調査レベルは、管理者が用いるツールとしてモニタリングプログラムにおいて重要な役割を果たす。調査レベルは、活動の計画段階で定義されるべきであり、運用経験に基づいて改訂されるかもしれない。また規制機関は、規制目的のために、個人被ばくについて一般的な調査レベルを確定したいかも知れない。事実上、調査レベルは、個人又は作業環境に関連する測定可能なあらゆる量を用いて設定できる。それらは、作業と被ばくの管理の促進を目的として、放射線防護プログラムの中でマネジ

メントによって定義されるべきである。

3.124 調査レベルは、過去に遡ってのみ用いるべきであり、線量拘束値と混同してはならない。調査レベルを超えた場合、原因を究明し、防護と安全のための取り決めや値を超えた理由を検討するために見直しを開始されるべきである。そのような見直しによって、さらなる防護と安全対策の導入につながるかもしれない。見直しでは、将来の作業に適切な教訓を学ぶことと、防護と安全のための現在の取り決めを改善するために追加措置が必要かどうかを判断することを目的にすべきである。

3.125 調査レベルは、作業場の状況についての知識、決定しようとする量（例えば実効線量及び摂取量）の予想レベルやばらつき、及びモニタリングのタイプや頻度に基づいて管理によって設定されるべきである。調査レベルの値は、またモニタリングプログラムの目的と開始する調査のタイプに合致すべきである。調査レベルの値は、関連する線量限度の一定の割合に基づいて、個人モニタリング結果が参照する期間に対応すべきである。例えば、日常的モニタリングによる日常的な作業のための調査レベルは、摂取から1年間にわたる預託実効線量5 mSvに基づいて設定しても良い。年間 N 回のモニタリング期間について、ある与えられたモニタリング期間における放射性核種 j の摂取に対する調査レベル IL_j (Bq) は式 (19) で与えられる：

$$IL_j = \frac{0.005}{N \cdot e(g)_j} \quad (19)$$

ここで $e(g)_j$ は、適宜、放射性核種 j の吸入あるいは経口摂取に対する線量係数 (Sv/Bq) である。調査レベルの値は、他の被ばく源を考慮して定められるべきである。

3.126 特定の作業に関わる個人に対してレベルを設定することができ、あるいは、作業場内の個人に対して、特定の操作を参照することなくレベルを具体的に導出することができる。後者の状況は、個人が作業場で多くの異なる線源に被ばくしたり、仕事でいくつかの異なる作業に関わったりするときに、特に関連する。

3.127 管理では、必要な場合に調査を開始する責任者を特定するべきである。各調査レベルの目的、及び関連する措置は、明確に事前に定義するべきである。調査は、以下を取り上げるべきである：

- (a) 被ばくが疑われることにつながる状況；
- (b) 線量計測の結果の検証；
- (c) 現在の労働条件の下で線量限度又はレベルが超えられる可能性；
- (d) 講じるべき是正処置。

3.128 作業場モニタリングは、線量率、汚染レベル、空气中放射能濃度又はそれらの組み合わせで測定するかも知れない。作業場モニタリングのための調査レベルは、予期されるレベルと運用経験をもとに管理者によって設定するべきである。関連する線量限度のある割合の値から導かれる表面汚染の値（単位面積あたりの放射能）は、特定の測定の重要性を示すのに有用であり得るので、作業場の放射線科学的条件の低下を表すための調査レベルとして用いることができる。

記録レベル

3.129 作業場若しくは個人の日常的なモニタリングの間、実効（又は等価）線量に変換する観点で、定量的に有意性がほとんどない大量のデータが発生する。記録レベルは、それを超えると作業員の受ける線量、被ばく又は摂取量を個人被ばく記録に記入すべきと規制機関によって指定される線量、被ばく又は摂取量のレベル（GSR Part 3[2]の3.105項(b)参照）である。例えば、ある放射性核種の摂取の記録レベルは、1年間の摂取で1mSvの預託実効線量に対応するような量に設定できる。したがって、年間 N 回のモニタリング期間において、与えられたモニタリング期間における放射性核種 j の摂取量の記録レベル RL_j (Bq) は、式(20)で与えられる：

$$RL_j = \frac{0.001}{N \cdot e(g)_j} \quad (20)$$

1種類を超える放射線、あるいは幾つかの放射性核種による作業員の被ばくの場合、それぞれの線量、被ばくあるいは摂取への寄与に対する記録レベルを選択する際、そ

それぞれの種類の放射線や放射性核種の寄与を考慮すべきである。外部被ばくに関する個人モニタリングにおいて、検出下限レベルが、通常、記録レベルとして使用される。

3.130 内部被ばく評価に関して、線量又は摂取が記録レベルを下回っていれば、測定結果は、常に作業場及び/又は個人の線量記録に保管しておくべきである。

誘導調査レベル及び誘導記録レベル

3.131 実際に測定された量として、調査レベルと記録レベルを表すことは、便利であるかもしれない（例えば、体内あるいは排泄試料中の放射性核種の放射能）。これらは、それぞれ、誘導調査レベル（DILs）そして誘導記録レベル（DRLs）と呼ばれる。これらは、預託実効線量とか放射性核種の摂取などの変数のための調査レベルあるいは記録レベルに対応する測定値である。放射性核種の摂取について、DILsとDRLsは、放射性核種ごとに個別に計算され、作業場における放射性核種の物理的形態及び化学形に固有であり、摂取から測定までの時間の関数である。例えば、式（21）及び（22）で与えられる：

$$DIL_j = \frac{0.005}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad (21)$$

$$DRL_j = \frac{0.001}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad (22)$$

ここで $m(t_0)_j$ は、経過時間 t_0 の後に体内又は排泄試料中に残存している放射性核種 j の摂取量に対する割合である。時刻 t_0 の値は、通常、モニタリング期間の中間に摂取が発生するという仮定に基づいており、この場合：

$$t_0 = \frac{365}{2N} \text{ days} \quad (23)$$

職業被ばくの記録

3.132 GSR Part 3[2]の3.103項と3.106項に次のように示されているように、記

録の保持は、個人モニタリング過程の主要部分である。：

「3.103. 雇用主、登録者及び許可取得者は、3.99 項– 3.102項 において職業被ばくの評価を要求される全ての作業者の職業被ばく記録³⁴を保存しなければならない。

「3.106. 雇用主、登録者及び許可取得者は、

- (a) 自身の職業被ばくの記録へのアクセスを、作業者に提供しなければならない；
- (b) 作業者の職業被ばく記録へのアクセスを、作業者の健康サーベイランスプログラムの監督者、規制機関及び当該雇用主に提供しなければならない；
- (c) 作業者が雇用主を変更する場合、新規雇用主に作業者の被ばく記録のコピーが円滑に提供されるよう促さなければならない；
- (d) 元作業者の被ばく記録が、雇用主、登録者及び許可取得者により、適宜保存されるための取決めを行わなければならない；
- (e) (a)～(d)の遵守において、記録の秘密保持にしかるべき注意を払わなければならない。

「³⁴職業被ばくの記録は、「被ばく記録」あるいは「線量記録」とも呼ばれる。」

3.133 管理では、モニタリングのデータと結果がどのように報告され、どの線量レベルが記録され、職業被ばくのどの文書と記録が維持されるべきか、を示す手順を確立すべきである。一般的には、線量測定サービス提供者は、作業員や施設管理者との直接的な関わりが限られている。モニタリングの結果は、しかしながら、継続的なサンプリングや作業制限のような作業員への介入が必要な時期について、職業被ばくに責任を有する担当者に助言するために管理者によってしばしば使用される。その結果、モニタリングプログラムと防護プログラムの異なる部分に関わる人々の間で緊密な協力が必要とされる。

3.134 個人の職業被ばく記録は、評価された全ての等価線量あるいは摂取量、適宜、皮膚と眼の水晶体への線量を含むべきである。異常事象に関わった詳細は、被ば

く推定を行えなかった場合でも、含まれるべきである。目的、モニタリング方法及びデータ分析や解釈のために用いられたモデルを参照事項として記載している記録を保持すべきである。なぜならこれらは職業被ばくの記録を、将来的に解釈するために必要かもしれないからである。測定値と被ばく評価のトレーサビリティは不可欠である。

3.135 モニタリングプログラムは、モニタリング及び被ばくの評価の実施期間を指定すべきであり、これらは、線量計の処理や測定試料採取プログラムに関連する。個々の作業者のための職業被ばくの記録は、これらの期間に別途評価された被ばくが識別可能となるように構成すべきである。

3.136 職業被ばくの記録は最新のものにしておくべきであり、そして、どのモニタリング期間の被ばく評価も迅速に個人の被ばく記録に取り込まれることを確実なものとするための手順を確立するべきである。

3.137 記録システムは放射線防護プログラムに定義されているか、規制機関が必要とする報告期間における職業被ばくの評価に関する情報を作成できる必要がある。作業者が雇用を変更した場合、職業被ばくの記録を、速やかに更新し、完了するべきである。

3.138 線量記録は紛失に対して、簡単に回収可能でなければならず、防護されているべきである。このような防護は、通常、2つのコピーを十分に離れた場所で維持し、単一の事象で両方のコピーが破壊されないようにすることによって得られる。記録は、モニタリング対象の個人別に統合整理されるべきであり、完全で正確であって、場所、目的、日時及び発信者が確認でき、適格者に読みやすく、わかりやすくあるべきである。個人データ記録のプライバシーに関するいかなる適用可能な国の要件や国際協定を考慮すべきである。

3.139 雇用主、登録者及び許可取得者が、作業者が職業被ばくする活動をやめる場合、規制機関、又は国の登録、あるいは適宜、関連する雇用主、登録者又は許可取得者によって、作業者の職業被ばく記録が保存される体制を整えるべきである。

3.140 職業被ばくの記録に関するより詳細なガイダンスは、第7章に記載される。

情報、指導及び研修

3.141 GSR Part 3[2]の3.110項は次のように述べている：

「雇用主は、登録者及び許可取得者と協力して：

- (a) 全ての作業者に対して、通常の実作、予想される運転上の出来事及び事故状態における職業被ばくによる健康上のリスクに関する十分な情報、防護と安全に関する十分な指導及び研修と定期的な再研修並びに防護と安全に対する作業者の行動の重要性に関する十分な情報を提供しなければならない；
- (b) 緊急事態への対応により影響を受けるか又はそれに関与する可能性のある作業者に対して、防護と安全に関する適切な情報、十分な指導及び研修と定期的な再研修を提供しなければならない；
- (c) 個別の作業者に提供された研修の記録を保存しなければならない。」

3.142 職業被ばくにより放射線を受けるかもしれない作業者、放射線防護プログラムにおいて責任を与えられた者が、放射線防護の一般的な情報と研修を受けることを確実なものとするのは、管理の責任である。これには作業者の代表、関連する安全委員会のメンバーの研修を適宜含めるべきである。

3.143 上級管理者は、放射線関連リスク、防護と安全の基本原則、放射線リスク管理の主たる責任と放射線防護プログラムの主要な要素について、研修を受けるべきである。

3.144 放射線源を伴う作業に直接かかわる作業者のための研修は、文書、講義、応用研修及び作業者の職務に固有の手順を重視する実務研修*の形で与えられる関連情報を含むべきである。職業被ばくを受けることが考えられる作業者のための研修は、作業者の職務と潜在的なハザードに見合った詳細レベルのトピックスを取り上げるべきである。研修は、次のようなトピックスをカバーするべきである：

* 訳注) 原文 on the job training(OJT)

- (a) 電離放射線と関連する主なリスク；
- (b) 放射線防護で用いる基本的な量と単位；
- (c) 放射線防護の要件（防護の最適化、線量制限を含む）；
- (d) 実地的な放射線防護の基本（例えば個人用防護具の使用、遮蔽、指定区域でのふるまい）；
- (e) 特定のタスクに関連する問題；
- (f) 放射線リスクの増加を伴う不測の事態が生じた場合、直ちに指定された者に助言する責任；
- (g) 適宜、事故が生じた場合に必要とされるかもしれない措置。

3.145 有意な放射線被ばくを伴う作業が実施される場合、作業が可能な限り円滑に進み、不要なハザードを全て回避し、被ばくの期間が最短化されることを確実なものとするため、実物大の模型又はシミュレータでの研修の利用を考慮すべきである。

3.146 職業被ばくしないかもしれないが、その作業が、他の作業員や公衆の構成員の被ばくレベルに影響するかもしれないような作業員（例えば設計者、技術者並びに計画者）には、防護と安全の原則について適切な情報が提供されるべきである。彼らはまた他の人の防護を最適化するために防護と安全の要件を自分の業務で如何に考慮するかにおいて研修を受けるべきである。

3.147 介護者やセキュリティ要員のように、偶発的に放射線を用いる仕事を割り当てられる個人、そして被ばくする可能性のあるエリアで短期間過ごすかも知れないような人には、ハザードや講じるべき予防措置に関する基本情報を与えられるべきである。このような個人のためには、被ばくを制限するために時間と距離の利用といった項目の簡単な議論、受けるかもしれない被ばくのリスクに関する定性的な検討、そして、禁止事項、義務、あるいは推奨される措置に関する具体的な指示に限って含める必要がある。

3.148 管理区域あるいは監視区域に入るかも知れない女性作業員に関連する GSR Part 3[2]の個別要件は6.2項～6.20項で扱われている。管理は、妊娠の通知後、胚、胎児や母乳授乳中の乳児の被ばくを制限するための労働条件の変更に関する情報と研修の必要性を考えるべきである。

3.149 下請け、渡り作業者を含む請負業者には特別な注意を払うべきである。雇用主は、下請け、渡り作業者を含む請負業者が必要な情報と適切な研修を受けることを確実なものとするために協力すべきである（6.73 項～6.76 項を参照）。

3.150 作業者の防護と安全の原則についての知識、研修のレベル、指定された仕事を安全に果たす力量は、監視外での指定前に、評価し、十分であると確認すべきである。作業者の知識、研修のレベル及び力量の評価プロセスは、管理が確立すべきである。

3.151 防護と安全に関する情報及び研修プログラムは、文書化し、組織内の適切なレベルで承認されなければならない。このようなプログラムは、常に最新であることを確実なものとするために定期的に見直されるべきである。各作業員の研修と試験の正式な記録は、保存し、雇用中止後適切な期間保管しなければならない。作業者が作業に関連する最新知識を持ち、作業場のハザードについて自己満足になっていないことを確実なものとするために、定期的な再研修が実施されるべきである。再研修は、方針や手順に大きな変更があるときも実施されるべきである。研修は定期的に更新されるべきである。

3.152 更なる作業者の研修のガイダンスは、IAEA 安全基準シリーズ RS-G-1.4 「放射線防護と放射線源の安全使用における力量構築」 [22] で与えられる。

作業者の適格性と認定資格

3.153 密封線源、非密封線源や放射線を発生する装置を含む、特定の作業領域について相当水準の専門性を必要とする作業者は、相応に適格でなければならず、適宜、関連する認定資格を所有しているべきである。そのような作業者の例は、診療放射線技師、工業用非破壊検査装置の運転要員、放射線源用ホットセル中のマスター・スレーブ・マニピュレーターの運転要員などである。

3.154 規制機関は、それぞれの作業のカテゴリーごとに、適格要件に関するガイダンスを提供すべきである。このガイダンスでは、最低限の教育レベル、最低限の研修

と再研修の要件と、各作業のカテゴリーについての最低限の経験を規定すべきである。さらに、規制機関は、放射線防護監督者のような特定の任務責任に関する適格性の認定に関する要件を施行するべきである。あるいは、規制機関は、適宜、研修要件に関する管理側からの提案を検討し承認すべきである。

3.155 必要な研修と実務経験の必要な期間が正常に完了した後、作業者は、適格であると正式に認められても良い。このような適格性の認定は、雇用主及び規制機関によって、又は指定委員会、団体、あるいは専門家や学術団体によって与えられても良い。

3.156 規制機関が、質と適性について一定の研修センターや課程を認めることは適切で便利かもしれない。そのような認定は、単位認定を通じて正式に授与できる。

監査と審査

3.157 放射線防護プログラムは、定期的に評価すべきである。放射線防護プログラム内の活動に対する監査及び審査は、活動の状態と重要性に基づいて計画されるべきである。マネジメントシステム（2.23項～2.26項参照）には、プログラムの目標の達成を妨げる手続き上及び管理上の問題を特定し、是正するための評価の過程が含まれているべきである。監査と審査は、過程と手順を評価する技術的力量はあるが、それらの活動に直接的な責任がない者によって実施されるべきである。これらは、組織内の他の作業領域からの職員であってもよいし、他の組織が独立して評価することに利点があるかもしれない。そのような評価の目的は、放射線防護プログラムの効果と効率を高めることである。

3.158 監査と審査は、書面化された手続きとチェックリストに従って実行すべきである。以下の状況の一つ以上が当てはまれば、実行されるべきである：

- (a) 規制機関が必要とする場合；
- (b) プログラムの体系的な独立した評価が必要であると管理者が考えた場合；
- (c) 新しい放射線防護プログラム又は放射線防護プログラムの本質的な要素が取り入れられた場合；

- (d) 放射線防護プログラムの機能的な領域に重要な変更、例えば重要な再編又は手続き的な改訂、がなされたとき；
- (e) 以前に特定された是正処置の履行を検証することが必要な場合。

自然放射線源による作業者の被ばく

計画被ばく状況についての要件の適用性

3.159 GSR Part 3[2]の3.4項によれば、自然線源からの職業被ばくは、一般的には現存被ばく状況のための要件にしたがうことになる（第5章を参照）。このことは、「放射能濃度に関わらず、食品、飼料、飲料水、農業用肥料及び土壌改良剤を含む日用品、並びに建設資材及び環境中の残留放射性核種」による被ばくの場合に、常に該当する（GSR Part 3[2]の5.1項(c)(ii)項参照）。これら日常の物品以外の物質中の自然起源の放射性核種と環境中の残留放射性核種による職業被ばくの場合（これら「その他」の物質は、基本的に産業での加工過程由来の物質である）、適用される要件は、次のとおり放射性核種の放射能濃度に依存する：

- (a) 如何なる加工物質であれ、もし ^{238}U 壊変系列又は ^{232}Th 壊変系列のどの放射性核種でも放射能濃度が1 Bq/gを超えるか、 ^{40}K の放射能濃度が10 Bq/gを超えると、産業活動は行為とみなされ、計画被ばく状況の要件が適用される、
- (b) 全ての加工物質において、 ^{238}U 壊変系列又は ^{232}Th 壊変系列の全ての放射性核種の放射能濃度が1 Bq/g以下で、 ^{40}K の放射能濃度が10 Bq/g以下であれば、材料は自然起源の放射性物質とはみなさず、産業活動は行為とはみなさず、現存被ばく状況のための要件が適用される。

3.160 3.159項に示した判断基準は（桁で表せば） ^{238}U 壊変系列又は ^{232}Th の壊変系列中の放射性核種について図3に図示されたように、通常 of 土壌中の放射能濃度の上限を示す[23]。商業的に開発される多くの鉱物は含有する ^{238}U と ^{232}Th の放射能濃度が1 Bq/g未満で、自然起源の放射性物質として規制する必要がないかもしれないことが、図3から明らかである。

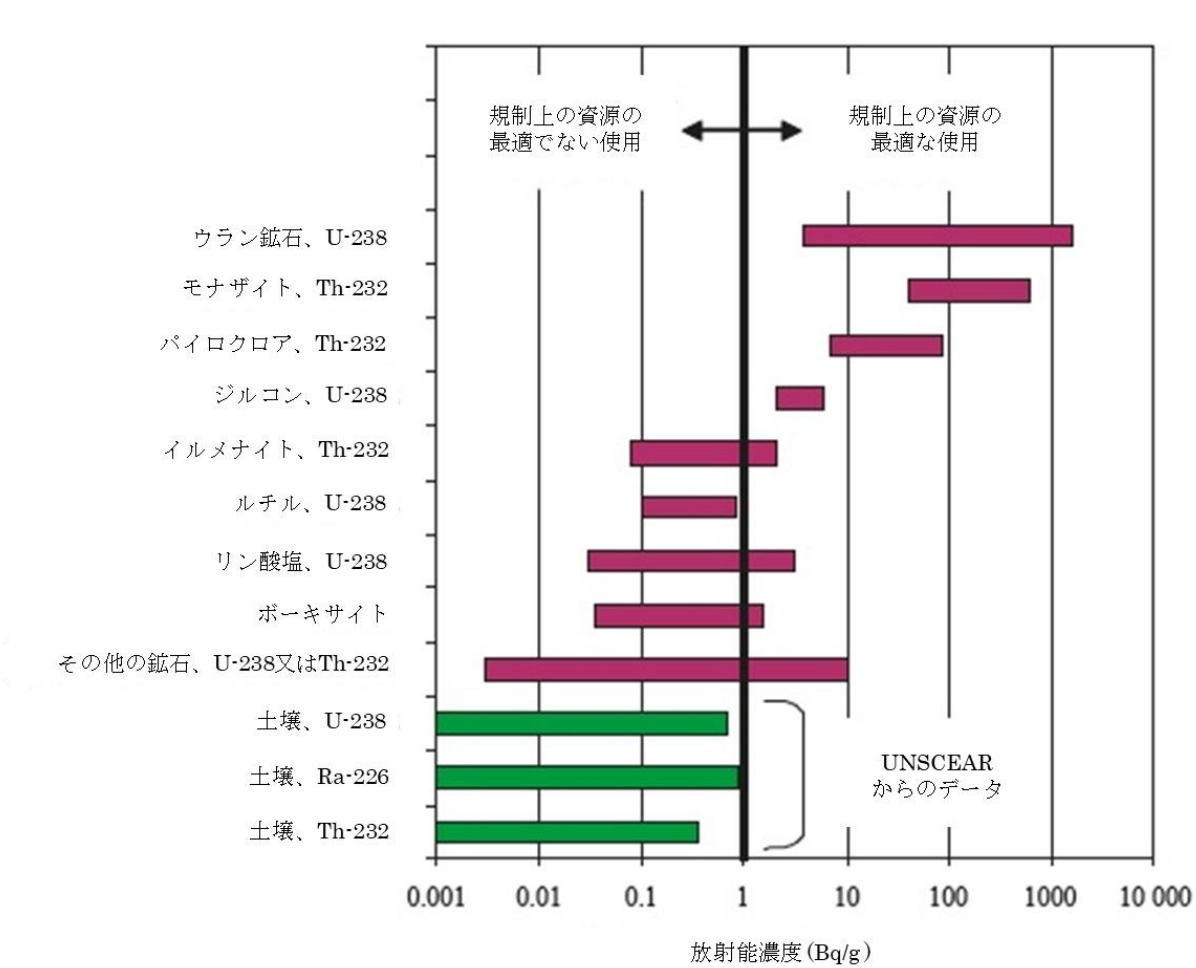


図3. 天然物質中の放射性核種の放射能濃度

3.161 作業場におけるラドンによる被ばくは通常、現存被ばく状況の要件の対象である。しかしながら、GSR Part 3[2]の3.4項について、計画被ばく状況の要件が下記に適用される：

- (a) ^{238}U 壊変系列中又は ^{232}Th 壊変系列中の他の核種による職業被ばくが計画被ばく状況として管理される作業場における ^{222}Rn 、 ^{220}Rn 及びその子孫核種による被ばく；
- (b) 空気中の ^{222}Rn の年間平均放射能濃度が参考レベルを超えた状態を維持している作業場における ^{222}Rn とその子孫核種による被ばく（5.19項～5.23項を参照）。

3.161項 (a) と (b) で言及した ^{222}Rn 子孫核種は ^{218}Po 、 ^{214}Pb 、 ^{214}Bi 、 ^{214}Po であ

る。3.161項 (a) で言及した ^{220}Rn 子孫核種は ^{216}Po 、 ^{212}Pb 、 ^{212}Bi 、 ^{212}Po 、 ^{208}Tl である。 ^{222}Rn 、 ^{220}Rn とその子孫核種についての更なる情報は、5.45項～5.51項で与えられている。

3.162 3.159項と3.161項の判断基準の結果として、また現在公表されている職業被ばくの測定を考慮に入れて、次の産業活動は、計画被ばく状況の要件の対象であるか、対象となるかもしれない[24]：

- (a) ウラン鉱石の採鉱と処理；
- (b) 希土類元素の抽出[25]；
- (c) トリウムとその化合物の生産と使用；
- (d) ニオブ及びフェロニオブの生産；
- (e) ウラン鉱石以外の鉱石の採掘；
- (f) 石油とガスの生産[26]；
- (g) 二酸化チタン顔料の製造[27]；
- (h) リン酸産業における活動[28]；
- (i) ジルコンとジルコニア産業における活動[29]；
- (j) スズ、銅、アルミニウム、亜鉛、鉛、鉄、鋼の製造；
- (k) 石炭燃焼；
- (l) 水処理。

グレーデッドアプローチ

3.163 自然起源の放射性物質を扱う産業活動には、以下の理由で規制にグレーデッドアプローチを採用すべきである：

- (a) 自然起源の放射性物質を扱う多くの産業の経済的重要性。
- (b) 残渣と中間廃棄物が大量に発生し、その管理の選択肢が限られていること。
- (c) 放射線被ばくレベルと関連する放射線リスクが既にかかなり低いときに、現実的に達成できる被ばく低減に関連する規制が潜在的に高コストであること。
- (d) 線量は確定的な健康影響のしきい線量よりも常にかかなり低いという認識。さらに、実際の放射線緊急事態となる見込みが決してない。

3.164 最適な規制のアプローチを決定するためには、規制機関は、3.159項と3.161項の判断基準の超過を定める以上のことをすべきである。それに加えて、規制機関は、あり得る被ばくの事前の放射線学的評価、達成できる便益に比した規制コストの考慮を含め、特定の種類の作業、加工の過程、材料をより詳細に考慮すべきである。

3.165 グレーデッドアプローチに関して、規制機関は、行為の免除が最適な規制オプションかどうか、最初に判断すべきである。-これが自然起源の放射性物質を扱う多くの産業活動にあてはまることを経験が示している。自然起源の放射性物質による被ばくにおいて、更なる考慮を要しない免除の判断基準は、GSR Part 3 [2]のI-4項で与えられるように、年間1 mSv以下のオーダーの線量である。最適な規制選択肢（免除、通知、登録又は許可）を決定する際には、線量を減らす可能性があり、かつ、労働安全衛生のような他の形態の規制として既に定着している既存の管理の影響（及び有効性）を考慮すべきであり、そうでなければ、線量が著しく過大評価されるかもしれない。自然起源の放射性物質による被ばくを含む行為に関して最高レベルのグレーデッドアプローチ（許可）が必要になるのは、放射性核種の非常に高い放射能濃度を有する物質を相当量伴う操業に限られるだろう。

3.166 GSR Part 3 [2]のI.12項 (b) によると、許認可された行為の範囲での自然起源の放射性核種を含む物質（例えば自然起源の放射性物質の残渣）は、もし、 ^{238}U 壊変系列と ^{232}Th 壊変系列の各放射性核種の放射能濃度が1 Bq/g以下、あるいは、 ^{40}K の放射能濃度が10 Bq/g以下であれば、さらなる考慮なしに規制管理から除くことができる。

3.167 放射性核種量が少ないために許認可施設からクリアランスされた物質も、重金属のような他の成分が理由でヒト及び環境へ放射性以外のリスクを依然生じ得る。したがって、このような物質は、関連する規制の下で継続的な管理が必要かもしれない。

事前の放射線評価

被ばく経路

3.168 自然起源の放射性物質を含む産業活動において事前の放射線評価を行う場合、最も考慮すべき作業員の被ばく経路は、以下に示すように加工課程の原材料から放出されるガンマ線の外部被ばく及び粉塵中の放射性核種の吸入による内部被ばくである：

- (a) ガンマ線被ばくに寄与する自然起源の主たる放射性核種は、 ^{238}U 壊変系列の ^{214}Pb 、 ^{214}Bi と、 ^{232}Th 壊変系列の ^{228}Ac 、 ^{212}Pb 、 ^{208}Tl である。最も高いガンマ線のエネルギー（2614 keV）は、 ^{208}Tl に関連する。ガンマ線による被ばくは、主に鉱物精鉱又は残渣の蓄積から生じる。線量率は、一般的に処理タンク、配管、フィルタ、材料の大量の貯蔵場所の近くで最も高い。
- (b) 浮遊粉塵粒子は、床やその他表面からの再浮揚、加工操作からの放出、そして鉱物の運搬から生じる。自然起源の放射性物質を伴う産業活動における作業員のこのような粒子の吸入について、 ^{238}U 壊変系列あるいは ^{232}Th 壊変系列の放射性核種による被ばくが、放射線防護の目的から懸念となるかもしれない。

3.169 加工課程の原材料から放出される ^{222}Rn の吸入による内部被ばく（その短半減期子孫核種により被ばくにつながる）は、鉱物や原材料を伴う一部の活動において、考慮が必要かもしれない（3.161項の観点から、そのような被ばくは計画被ばく状況とは必ずしも考慮されないだろう）。 ^{220}Rn の半減期は ^{222}Rn よりずっと短いため、 ^{220}Rn とその子孫核種による被ばくは、通常は懸念されない。モナザイトのような、 ^{232}Th を高濃度で含有する鉱物を扱う作業場での ^{220}Rn には注意すべきである。このような作業場では、 ^{232}Th 壊変系列の他の放射性核種による被ばくを管理するため（3.161(a)項参照）、被ばくは現存被ばく状況よりもむしろ計画被ばく状況として、いかなる場合も管理される。

3.170 経口摂取による作業員の内部被ばくは、通常作業の状況では、考慮の必要はなさそうである。

予想される被ばくレベル

3.171 ^{238}U 壊変系列と ^{232}Th 壊変系列の放射性核種の濃度が1 Bq/gを有意に超えても、自然起源の放射性物質を伴う産業活動に関わる作業者が受ける年間実効線量は、しばしば低いことが経験的に知られている。したがって、懸念が最小限のこれらとは逆に、防護と安全においてどの被ばく経路が防護と安全に大きな懸念となるかを迅速に同定できるように事前の放射線科学的評価が実施されるべきである。ガンマ線被ばくと浮遊粉塵による被ばくについては、さまざまな加工過程の原材料の放射能濃度について知見があれば、予測線量の幅広い意味での指標を確立できる。この方法は、線量と放射能濃度の直線の相関関係を用いており、付属書Iに記述される。

3.172 大多数の作業場では、 ^{222}Rn 濃度は通常の屋内レベルと同程度か、現存被ばく状況のための要件と一致して（第5章参照）、あるいは換気の改良によってそのようなレベルに減らせる。3.161項(a)の観点から、自然起源の放射性物質を扱う作業場での ^{222}Rn による被ばくは、それ以外に ^{238}U 壊変系列と ^{232}Th 壊変系列の放射性核種による被ばくの管理（計画被ばく状況として）が必要なため、計画被ばく状況のための要件の適用を受けることになる。それらの作業場でも、 ^{226}Ra 濃度が増加している鉱物から放出される ^{222}Rn は換気で容易に希釈できるので、一般的に ^{222}Rn 濃度は依然として通常の屋内レベルに近い。にもかかわらず、高濃度の ^{222}Rn がある作業場もあり得る。濃度を低減するためのあらゆる合理的な努力にも関わらず、 ^{222}Rn の参考レベルより高いままで（5.60項参照）、3.161項(b)について、 ^{222}Rn 濃度が計画被ばく状況の管理対象になるほど高いことがある。それらは恐らく、換気できる量に制限があり、そして、あるいは、ラジウムに富む鉱物（例えば地下のウラン鉱山）やラジウムに富む水（例えば地下鉱山や地下水処理プラント）から空中へかなりの ^{222}Rn 放出がある地下の作業場であろう。作業場の ^{222}Rn 濃度は、非常に変動する傾向があり、モデルによる被ばく予測は非常に難しい。 ^{222}Rn 濃度の有意な増加の可能性が疑われる場合、 ^{222}Rn の被ばく管理にどの程度の対策が必要かを決定するために、事前の放射線科学的評価の一部として ^{222}Rn 調査を実施すべきである。このことは、被ばくが最終的に、計画被ばく状況あるいは現存被ばく状況として取り扱うかどうかに関わらない。

3.173 自然界のカリウムは、 ^{40}K を0.012%含むので、この放射性核種は鉱物及び原

料中に広く存在する。 ^{40}K は半減期が 12.5 億年で、ベータ線放出によって ^{40}Ca (89%) へ、更に電子捕獲で 1.46 MeV のガンマ線を放出して ^{40}Ar (11%) へ壊変する。体内では ^{40}K は、ホメオスタシス（生体恒常性維持機構）により制御され、余剰分は排泄される。成人体内の ^{40}K 含有量は約 160 g である。一般的に体内中の ^{40}K は制御できないとされているので、制御の余地がなさそうで、基準から除外されている（GSR Part 3[2]の 1.42 項参照）。防護と安全のために、唯一可能性のある懸念は、ある種の肥料のように、カリウムに富む大量の物質から放出されるガンマ線である。文献[24]のデータによると、カリウムに富む鉱物中の ^{40}K からのガンマ線による単位放射能濃度当たりの年間実効線量は、0.02~0.03 mSv/(Bq/g)と予想される。放射能濃度は、常に 30.6 Bq/g より低く、これは純カリウム中の ^{40}K の放射能濃度である。カリウムに富む鉱物から被ばくした作業者が受ける実効線量は、それゆえ常に、1 mSv/年より低いと予想される。従って、事前の放射線評価でカリウムに富む鉱物中の ^{40}K による職業被ばくは、一般的に無視できる。

作業者の被ばく管理

ガンマ放射線への被ばく

3.174 自然起源の放射性物質による外部被ばくを最小限にするために、滞在時間管理又は遮蔽でさえ、作業場での特定の防護対策が適切な場合がある。放射能濃度が比較的低い物質は、接触してもガンマ線量率は僅かである（概してたった毎時数マイクロシーベルト）。このような場合、立ち入りの禁止又は制限、例えば、殆ど人が滞在しない区域での物質貯蔵で十分かも知れない。相対的に高い放射能濃度の物質を含む区域では、物理的障壁や警告標識が必要かも知れない。

粉塵や他の空气中浮遊汚染物質による被ばく

3.175 空气中浮遊粉塵による被ばくは、一般的な労働安全衛生の規制によって多くの作業場で管理されているだろう。塵埃量を最小化するための空気の質の管理は、 ^{222}Rn と ^{220}Rn の壊変生成物の濃度低減にも役立つかも知れない。それゆえ、労働安全衛生のための既存の管理対策が作業者の放射線被ばくを最小限に抑えるのにどの程度有効かについては、規制機関はまず、純粹に放射線科学的な理由で追加の管理対策を

課すことを決定する前に確立すべきことである。いくつかの作業場では、労働安全衛生のための既存の管理対策だけで、内部被ばくに十分な防護を提供できるかもしれない。他の作業場では、計画被ばく状況に適用する要件の遵守を達成するために、特に放射線防護のための追加対策が必要になるかもしれない。

3.176 自然起源の放射性物質による被ばくを含む多くの作業場は、本質的に埃っぽい。このような作業場には、採鉱区域、鉱石粉碎区域、製品の取り扱い及び包装区域が含まれる。そのような作業場、特に大気に開放されていない作業場では、換気システムは空气中浮遊粉塵の管理が一般的に重要である。換気システムは、 ^{222}Rn とその子孫核種だけでなく、空气中に浮遊する放射性でない汚染物質の管理にも重要である：地下鉱山でのこれらの放射性でない汚染物質には、メタンガスや爆破煙が含まれる。地下鉱山のための換気システムの設計は、鉱山の全体的な計画と開発の不可欠な一部である。可能であれば、地下の作業場における ^{222}Rn の蓄積は、新鮮な空気の流れが採掘済み区域を避けるようにし、そして“ワンパス”システムを達成することで、最小限にすべきである。通気速度は、空气中汚染物質の希釈には十分速いが、降下塵が再浮遊するほど速くしない方が良い。2つの気流が混ざること回避するために、供給する空気を取り入れられる区域は、排気が放出される区域から十分に分けられるべきである。作業区域での放射能濃度の蓄積を避けるために、一次換気システムの連続運転が好ましい。特別な許認可があり十分に防護された作業員でない限り、換気のない区域への出入りを避けるべきである。戻りの通気坑道に常駐作業場の設置は避けるべきである。これが可能でない場合、フィルタ付きの空気供給装置を備えた作業員のブースを設置するべきである。

3.177 空气中浮遊粉塵、 ^{222}Rn 又はその他の空气中浮遊粉塵にばく露する可能性が高い施設では、雇用主は、相応に適格の換気管理責任者が雇用されていることを確実なものとするべきである。換気管理責任者は以下の責任を持つべきである：

- (a) 換気と空気浄化システムに関連する全ての事項について管理に助言する；
- (b) 換気システム（地下鉱山では急速な低下を起こしやすい補助換気システムを含む）の適切な動作を確実なものとし、必要な修正を開始し、全ての不備が速やかに対処されることを確実なものとする；
- (c) 空気の流れと速度が良好な換気の実施に沿って測定されていることを確実なものとする；

とする；

- (d) 適切に校正された機器の使用を確実なものとする；
- (e) 放射線防護監督者と共にダストサンプリング管理プログラムを実施する；
- (f) 研修プログラムに参加し、換気や粉塵管理の全ての研修教材を策定又は承認する；
- (g) 該当する場合、 ^{222}Rn 、 ^{220}Rn とそれらの子孫核種の特性に関して熟知する。

3.178 大量の低放射能濃度の物質が関与する場合は特に、完全な封じ込めは、しばしば非実用的である。しかし、かなり有意で持続的なレベルの空气中浮遊粉塵でなければ、区域外への流出と拡散はしばしば放射線科学的に全く重要でない。したがって、粉塵の再浮遊の防止が、最も効果的なアプローチのようである。表面汚染の管理は難しく実践的でなく、また汚染管理のための具体策は、高い放射能濃度の物質があるところでのみ意味がある。そうであっても、扱う物質の放射能濃度が低くても、粉塵の再浮遊が適切に管理されることを確実なものとするため、適切なルールや作業手順（例えば、真空掃除機の使用）の確立を含めて、産業上の良好事例をいつも踏襲すべきである。良好な一般清掃、流出管理、個人衛生を促す対策を確立し、常に見直すべきである。

3.179 扱う物質中の放射性核種の放射能濃度が余り高くない状況では、放射性核種含有量より空气中浮遊粉塵中のシリカ含有量が労働衛生の理由からの大きな懸念のようであることを認識すべきである。

作業者の自覚と研修

3.180 自然起源の放射性物質を伴う産業活動の多くは、放射線被ばくと自動的に関連しない。作業者の自覚と研修を通して、所内規則の紹介、規則中の注意事項の理解を深めるべきである。個々の従業員の業務慣例によっては、粉塵の発生を悪化させ、場合によっては、設置されたあらゆる工学的制御の効果が完全に無効になる場合もあるかも知れない。機器の保守作業方法に不備があるかもしれず、改善が可能か判断するための定期的な見直しの必要性が示唆される。

3.181 作業者の研修のプログラムには自然起源の放射性物質を扱う産業活動に特有

な話題を含めるべきである。適宜、以下のような話題が含まれるべきである。

- (a) ^{238}U 壊変系列と ^{232}Th 壊変系列の放射性核種（該当する場合 ^{222}Rn と ^{220}Rn を含めて）に関連付けられる特性とハザード；
- (b) 特に放射能濃度が高い場合、自然起源の放射性物質が大量に集積された場所の近くにおけるガンマ線の被ばくを最小にするために『時間、距離と遮蔽』の原則を適用すること；
- (c) 粉塵の形態の空气中濃度、 ^{222}Rn とその子孫核種の測定；
- (d) 空气中浮遊粉塵の管理と抑制の必要性、及び採用された方法；
- (e) 換気システムの機能と目的及び、その防護と安全への重要性。

4. 原子力又は放射線緊急事態における作業者の被ばく

4.1 緊急時被ばく状況の作業者の防護と安全のための要件は GSR Part 3[2]及び IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 7, 原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応[30]の中で規定されている。

4.2 原子力又は放射線緊急事態で被ばくするかもしれない作業者には 4 つのグループがあり、それは、緊急時対応に関わることや、若しくはある施設における原子力又は放射線緊急事態、又は活動それ自体が原因となるものである：

- (a) 職務を特定された緊急時作業者；
- (b) 作業場で本来の任務を果たしており、原子力又は放射線の緊急事態の対応にはかわっていない作業者；
- (c) 作業場での業務を中止して、サイトを離れるように要請される作業者；
- (d) 緊急時対応における被ばくとは関係なく、施設と活動における事故又は事象の結果として予期せず被ばくした作業者。

4.3 これらの 4 つのグループは、施設や活動における作業者（例えば、指定された緊急時作業者、サイトにいる管理職員、近辺の運転ユニットの従業員など）の種々の義務や責任と同時に、多様なシナリオを考慮することにより生じるものである。原子

力又は放射線緊急事態における種々の作業者の義務は異なることになり、全ての作業者の十分な防護を確実なものとするために適切な防護対策が適用されるべきである。

4.2(a)項で指定されている緊急時作業員への防護は、緊急時被ばく状況に対する GSR Part 3[2]及び GSR Part 7[30]で述べられる要件に沿って提供されるべきである。

4.2(b)項にグループ化された作業員の防護は、GSR Part 3[2]の中で述べられた要件に従って、計画被ばく状況の作業員と同じ方法で与えられるべきである。4.2(c)項にグループ化された作業員の防護は、GSR Part 7[30]の中で述べられた要件に従って、緊急時被ばく状況での公衆の構成員に関して同じ方法で与えられるべきである。医学的経過観察や治療、線量評価に関連して予期せず被ばくした作業員（4.2 (d) 項）の防護は、GSR Part 3[2]と GSR Part 7[30]に沿ってなされるべきである。

4.4 緊急時の支援者（すなわち、原子力又は放射線緊急事態への対応に積極的かつ自発的に支援する公衆の構成員）の防護に関しては、本書では特に扱わない。しかしながら、緊急時の支援者は、登録され、緊急時対応の活動に統合されるべきであり、準備段階では指定されていなかった緊急時作業員に対するものと同レベルの防護が、GSR Part 7[30]に則って提供されるべきである。

緊急時計画立案と責任

4.5 原子力又は放射線緊急事態における作業員の防護のための取決めは、GSR Part 7[30]に従ったハザード評価に基づいて作成される緊急時計画に含まれるべきである。計画立案の程度は、リスクの性質と大きさ、万一緊急事態が発生した場合にその影響を緩和することの実現可能に見合ったものであるべきである。

4.6 緊急時作業員の防護に関して、緊急時計画は以下を含むべきである：

- (a) 緊急時作業員の被ばくを管理するための人を含め、原子力又は放射線緊急事態における作業員の防護と安全のための要件の遵守を確実なものとする責任をもつ人及び組織；
- (b) 原子力又は放射線緊急事態への対応に関与する全ての作業員についての、役割及び責任の定義；
- (c) 講じるべき適切な防護措置、個人用防護具及び使用すべきモニタリング機材及び

線量測定の手順についての詳細；

(d) サイトでの原子力又は放射線緊急事態における作業員のための出入管理の検討。

緊急時作業員の防護

4.7 緊急時被ばく状況における公衆の構成員と緊急時作業員の基本的な違いは、公衆の構成員は、防護のための何らかの措置を講じない限り線量を受ける可能性があり、緊急時作業員は彼らに割り当てられる指定された任務に応じた線量を受けるだろうということである。ゆえに、可能な範囲でグレーデッドアプローチに従い計画被ばく状況の要件に従って緊急時作業員の被ばくを扱い続けることは、特に緊急時被ばく状況の後期段階においては妥当である。緊急時作業員の被ばくは、特定の行動の割り当てから始まり、割り当てられた任務の完了又は緊急事態終了の宣言で終わる。

4.8 緊急時作業員の防護は最低限以下を含むべきである：

- (a) 事前に指定された緊急時作業員の研修；
- (b) 緊急事態の状況の下で指定された義務を行う方法、及び彼ら自身を防護する方法について、事前に指定されていない緊急時作業員⁸にはそれらの活動の直前に指示を提供すること（「ジャストインタイム研修」）；
- (c) 被ばく線量の管理、制御、記録；
- (d) 適切な専用の個人用防護具及びモニタリング機材の準備；
- (e) 適切であれば、ヨウ素甲状腺ブロックの準備；
- (f) 適切であれば、医学的経過観察と心理カウンセリング；
- (g) 適切であれば、指定された任務の遂行について緊急時作業員の事前合意を得ること。

正当化

4.9 準備段階で、原子力又は放射線緊急事態で行われる防護措置及びその他の対応

⁸準備段階で緊急時作業員として指定されていない緊急時作業員は、GSR Part 7[30]に従って、緊急時対応の活動へ登録され統合されるべきである。

措置は正当化されるべきである。防護措置及びその他の対応措置を実行する緊急時作業員が受ける線量に関連して受ける損害に、十分な配慮が与えられるべきである。全ての利害等関係者（規制機関、対応組織その他）が正当化の過程に深く関与すべきである。

最適化

4.10 準備段階で、参考レベルの使用を含む最適化のプロセスが、作業員の防護に適用されるべきである。全ての利害等関係者（規制機関、対応組織その他）が最適化の過程に深く関与すべきである。

4.11 最適化の過程の一部として、参考レベルが確立されるべきである。参考レベルは、線量がそれより高い被ばくを許す計画を立てることが不适当であり、それゆえ防護措置が計画され最適化されるべきと判断される線量レベルを示すべきものである。参考レベルと比較される線量は、通常予期される線量である。（つまり将来受けるかもしれない線量である。なぜなら、防護措置の決定によって、影響を受けるのはそうした将来の線量だけだからである。）参考レベルは遡及的な線量限度の形態として意図されていない。

4.12 原子力又は放射線緊急事態への対応の初期段階には、事故に関する情報の欠如や、防護対策のための資材の不足、防護措置の実施に関する緊急性の必要という特徴がある。したがって、この初期段階で緊急時作業員の防護を管理する場合に、最適化の過程を適用する余地は殆どあるいは全くない。進展する緊急事態の困難な状況を考慮に入れて、実行可能な限りどのような被ばくも低減するよう努めるべきである。

4.13 原子力又は放射線緊急事態の後期、及び緊急時被ばく状況から現存被ばく状況への移行時に防護措置を実行する場合、最適化の過程は、計画被ばく状況での作業員の防護と同じ方法で緊急時作業員の防護に適用されるべきである。

緊急時作業員の被ばく制限

4.14 緊急時作業員の被ばくは意図的なものであり管理されているので、適用しない優先的な理由がない限り、作業員のための線量限度を適用することを想定すべきであ

る。GSR Part 3[2]の4.15項（GSR Part 7[30]も合わせて参照）で述べられているように、

「対応組織及び雇用主は、以下の場合を除き、緊急事態において、いかなる緊急時作業員も50mSvを超えた被ばくを受けないことを確実なものとしなければならない：

- (a) 救命又は重度の傷害防止のため；
- (b) 重篤な確定的影響を防止するための活動及び人と環境に著しい影響を与え得る壊滅的状態への進展を防止するための活動を行う場合；又は、
- (c) 大規模な集団線量を回避するための活動を行う場合。」

4.15 緊急時作業員の被ばくを制限するためのガイダンス値は、GSR Part 7[30]の付録 I に示されており、本指針に表2として再録してある。救命活動が関係している場合は、緊急時作業員の個人線量について透過性の外部放射線による被ばくを500 mSvより低く維持するよう全力で努めるべきであり、それとともに、他のタイプの被ばくがあらゆる手段で防止されるべきである。しかしながら、緊急時作業員の線量評価において、外部と内部全ての経路からの被ばくを評価して合計するべきである。500 mSvという値は、他の人にもたらすと予想される便益が緊急時作業員自身の健康上のリスクを明らかに上回り、そして緊急時作業員が自発的にその活動に加わり、その健康上のリスクを理解し受諾した状況でのみ、超過が許されるべきである。

4.16 いかなる状況でも、対応組織や雇用主は、緊急時作業員の受ける線量をGSR Part 3[2]、GSR Part 7[30]及びGSG-2[31]で与えられる重篤な確定的影響のしきい値より低く保たれるための全ての合理的な努力をするべきである。

4.17 軍の要員が緊急時作業員として指定される場合、彼らが他の緊急時作業員と同じ方法で防護されることを確実なものとするよう、あらゆる努力がなされるべきである。

表2. 緊急時作業者の被ばくを制限するためのガイダンス値[30]

タスク	ガイダンス値 ^a
救命活動	$H_p(10)^b < 500 \text{ mSv}$ $E^c < 500 \text{ mSv}$ $AD_T^d < 1/2 AD_T^e$
重篤な確定的影響を防止するための活動及び人と環境に重大な影響を及ぼし得るような破滅的状態への進展を防止するための活動	$H_p(10)^b < 500 \text{ mSv}$ $E^c < 500 \text{ mSv}$ $AD_T^d < 1/2 AD_T^e$
大きな集団線量を回避するための活動	$H_p(10)^b < 100 \text{ mSv}$ $E^c < 100 \text{ mSv}$ $AD_T^d < 0.1 AD_T^e$

他者へ期待される便益が緊急時作業員自身の健康リスクを明確に上回り、緊急時作業員が自発的に活動を行い、その健康リスクを理解し受け入れているという状況においては、GSR Part7 [30]の表II.1の包括的判断基準を十分に配慮した上で、この値を超えても良い。

^a これらの値は、GSR Part 7[30]の表 II.1 にある包括的判断基準よりも、2分の1から10分の1に設定してあり、以下の線量に適用する：

(a) $H_p(10)$ については、強透過性放射線の外部被ばくによる線量。弱透過性放射線の外部被ばくから及び取込み又は皮膚汚染による線量は、あらゆる可能な手段により防止する必要がある。これが実現可能でない場合、実効線量及び臓器又は組織へのRBE加重の吸収線量は、ここで与えられたガイダンス値に関係づけられたリスクに従って、個人への健康リスクを最小化するように制限されなければならない。

(b) 全ての被ばく経路（つまり、外部被ばくからの線量及び摂取からの預託線量の両方）から受ける臓器又は組織への総線量 E （実効線量）及びRBEで重み付けをした吸収線量 AD_T は、以降のいかなる被ばくも必要に応じて制限することができるように可能な限り早期に推定されるべきである。

^b 個人線量当量 $H_p(d)$ 、 $d=10\text{mm}$

^c 実効線量

^d 臓器又は組織へのRBE加重の吸収線量

° GSR Part 7[30]の表 II.1 に示されている、臓器又は組織への RBE 加重の吸収線量値

緊急時作業者の被ばく管理

4.18 GSR Part 3[2]の4.12項に関連して、政府は原子力又は放射線緊急事態で緊急時作業者が受けた線量を管理し、制御し、記録するプログラムを確立しなければならない。対応組織及び雇用主はこのプログラムを履行するべきである。

4.19 4.2(a)項で特定された緊急時作業者のグループは、以下のように更に3つに分けて定義されることがある：

- (a) カテゴリー1. サイトで緩和措置と緊急防護措置を実施する緊急時作業員-救命活動、重度の傷害防止のための活動、人と環境に著しい影響を与え得る壊滅的狀態への進展を防止するための活動、重篤な確定的影響を防止するための活動、大きな集団線量を回避するための活動-。カテゴリー1の緊急時作業員は、準備段階でその旨指定されなければならない。彼らは、施設や活動における運転要員である可能性が高いが、緊急サービスからの要員かもしれない。彼らは登録者又は許可取得者（事業者組織）又は対応組織のいずれかによって雇用されており、職業放射線防護に関する研修を受けるべきである。
- (b) カテゴリー2. 大きな集団線量を回避するために敷地外での緊急防護措置（例えば避難、屋内退避、放射線モニタリング）を実施する緊急時作業員。彼らは警察、消防士、医療従事者（medical personnel）、及び避難用車両の運転手及び乗務員である可能性が最も高い。準備段階でカテゴリー2に緊急時作業員として指定するあらゆる努力が行われるべきである。彼らは緊急事態対応に係る予め定められた義務を持っており、初動対応者としての職業放射線防護の研修を定期的に受けるべきである。通常、彼らは職業的に放射線に被ばくするとはみなされておらず、彼らの雇用主は対応組織になる。
- (c) カテゴリー3. 敷地外で早期防護措置や他の対応措置（例えば移転、除染、環境モニタリング）を実施する緊急時作業員並びに非常事態の終了を可能にすることを目的としたその他の措置に携わる緊急時作業員。このカテゴリーの緊急時作業員は、準備段階で指定される場合と指定されない場合がある。通常、彼らは職業的に放射線により被ばくする場合とそうでない場合があり、また放射線防護の研修を含む関連の研修を何か受けているかもしれないし、全く受けていないかもしれない。

4.20 緊急時作業員が遂行する作業期間の制限、また彼らが作業する際の条件に関する

るあらゆる制限は、線量のガイダンス値を基礎とする緊急時作業計画立案によって履行されるべきである。

4.21 緊急時作業者の任務は、以下のように、彼らのカテゴリ一別に割り当てるべきである。：

- (a) カテゴリ1の緊急時作業者は、救命活動、あるいは重度の傷害を防ぐため、あるいは人と環境に著しい影響を与え得る破滅的状态への進展を防止するための活動、重篤な確定的影響を防止するための活動を行うべきである。
- (b) カテゴリ2の緊急時作業者を救命活動の実行において最初に選択してはならない。
- (c) カテゴリ1及びカテゴリ2の緊急時作業者は、大きな集団線量を回避するための活動を行うべきである。
- (d) カテゴリ3の緊急時作業者は、50 mSvを超える線量を受けないと推測される活動を行うべきである⁹。

4.22 ほとんど全ての緊急事態においては、良くても連続的に測定されるのは透過性外部放射線からの線量くらいであろう。よって、緊急時作業者に提供される作業ガイダンスは、透過性放射線の測定結果（例えば、能動形線量計又は直読式線量計の表示のような）に基づくべきである。摂取による線量、皮膚汚染と眼の水晶体の被ばくはあらゆる手段で防がなければならない。例えば、個人用防護具の使用、ヨウ素甲状腺ブロッキング（放射性ヨウ素への被ばくが関与している可能性がある場合）の実行、及び潜在的に危険な放射線状況下での作業に関する指示などである。その指示においては、時間、距離及び遮蔽の原則の適用、放射性核種の摂取の予防及び呼吸用保護具*の使用も含めるべきである。現場における放射線被ばく状況に関して利用できる情報が、緊急時作業者の適切な防護に係る意思決定の支援に使われるべきである。

4.23 妊娠しているか妊娠が疑われる、あるいは母乳授乳している女性作業者は、雇用主にその旨を通知することが推奨されるとともに、緊急事態での任務がGSR Part 3[2]の3.114項及び4.15項で示されている職業被ばくのための要件に基づいて実施され得ない限り、一般には緊急事態での任務から除外されるべきである。緊急事態以前

⁹緊急時の支援者には、50 mSvの実効線量を超える可能性のある行動をとることは許されるべきではない。

* 訳注：原文 respiratory protection を以降の記載を考慮し具体的に意識した。

に緊急時作業員として指定され、緊急事態の間に妊娠していることを認識している若しくは思っている、又は母乳授乳している女性作業員は、GSR Part 7[30]のI.4項が適用されている限り、緊急時の職務に携わることがを志願してもよい。

4.24 対応機関あるいは雇用主は、受ける線量が50 mSv（本指針の4.14項、GSR Part 3[2]の4.17項及びGSR Part 7[30]の5.57項参照）を超えるかも知れない活動に携わる緊急時作業員が、自発的に携わることがを確実なものとしなければならない。このような緊急時作業員は関連する健康リスク、利用可能な防護対策について事前に明確かつ包括的に知らされている必要があり、実施が必要となる可能性がある活動について、可能な範囲で研修を受けるべきである。緊急時作業員が取るべき活動の自発性の根拠については、通常、緊急事態の取決めにおいて扱われる。

4.25 通常、作業員は、緊急事態で受けた線量を理由に、さらなる職業被ばくを受けることを妨げられるべきではない。

被ばくの評価

4.26 対応組織及び雇用主は、緊急事態に作業員が受けた被ばくを評価し記録するために合理的な全ての措置を講じるべきである。緊急時作業員が全ての被ばく経路から受けた総線量（摂取からの預託線量を含む）が推定された時点で、表2に示したような、実効線量及び臓器又は組織のRBE加重吸収線量を求めるためのガイダンスを使い、原子力又は放射線緊急事態に対応することにより更に被ばくすることを制限すべきである。緊急事態対応中の緊急時作業員の被ばく及び予期せず被ばくした作業員の被ばく(4.2(d)項参照)は、可能であれば、日常業務中に受けたものとは別に記録されるべきであるが、作業員の職業被ばくの記録として記されるべきである。

4.27 被ばく評価に必要な精度の程度は、作業員が受けたであろう被ばくのレベルに応じて高くするべきである。線量率又は空気中濃度のような直接測定可能な量については、既に確立しているガイダンスを、カテゴリ1の緊急時作業員の被ばく管理に役立てることができる。緊急時作業員の被ばくは、直読式の線量計又はアラーム線量計のような状況に即した手段を用いて、個人毎にモニターされるべきである。

4.28 職業被ばくの記録は、混乱を避けるために簡易化された標準様式を用いて、全ての対応組織や雇用主によって作成、維持されるべきである。受けた線量、関連する健康上のリスクの情報は、関係する緊急時作業者に知らされるべきである。

4.29 7.222項～7.223項に与えられているガイダンスも緊急事態には関係してくるかもしれない。

医学的配慮

4.30 緊急時作業員及び予期せず被ばくした従業員は、被ばくしたかもしれない線量に対し適切な医学的配慮を受けるべきである(10.29項－10.34項参照)。緊急時作業員又は予期せず被ばくした従業員が1か月の期間に100 mSvを超える実効線量を受けた場合、又は作業員がスクリーニングを要請した場合、医学的経過観察やカウンセリングの根拠として、特定の放射線感受性臓器の等価線量に基づくスクリーニングが提供されるべきである。原子力又は放射線緊急事態に線量を受ける緊急時作業員や、予期せず被ばくした従業員が、業務上の被ばくを引き続き受けることから排除される必要は通常はないが、緊急時作業員又は予期せず被ばくした従業員が200 mSvを超える実効線量を受けた場合、更なる業務上の被ばくを受ける前に資格を有する医師の助言を仰ぐべきである。このような助言は作業員が要請した場合も提供されるべきである。そのような資格を有する医師の助言は、GSR Part 3[2]とGSR Part 7[30]に沿う形で、作業員の継続的な健康と適性を評価することを意図している。

4.31 特に懸念される点は、作業員が重篤な確定的影響を引き起こすのに十分な線量を受けたか否かである。もし作業員が受けた線量がGSR Part 3[2]の表IV-I及びGSR Part 7[30]の表II-Iで特定されている重篤な確定的影響のしきい値を超えている場合には、防護措置その他の対応措置がGSR Part 7[30]に則って執られるべきである。それらの措置には、以下が含まれ得る：

- (a) 迅速な診察、医療相談及び指示された治療を行うこと；
- (b) 汚染管理の実施；
- (c) 迅速な体外除去¹⁰（適用可能な場合）の実施；

¹⁰体外除去は、化学的又は生物学的因子によって促進されるもので、取り込まれた放射性核

- (d) より長期的な医学的経過観察の登録を実施；
- (e) 包括的な心理カウンセリングを提供。

4.32 緊急事態における医学的措置に関係する追加の情報が、GSG-2[31]と文献[32, 33]にある。

5. 現存被ばく状況における作業者の被ばく

5.1 GSR Part 3[2]の5.1(a)項に述べられているように：

「・・・現存被ばく状況に関する要件は、以下に適用される：

- (a) 下記から生じる残留放射性物質に由来する地域の汚染による被ばく：
 - (i) 規制上の管理の対象でなかった又は規制上の管理の対象であったが本基準に準拠していなかった過去の活動；
 - (ii) 緊急事態の解除が宣言された後の、原子力又は放射線緊急事態」

5.2 5.1項に記載した被ばくは、残留放射性物質自体から直接発生することもあり、残留放射性物質から生じる放射性核種が含まれる日用品から間接的に発生することもある。そのような日用品には、食品、飼料、飲料水と建設資材が含まれる。残留放射性物質中の放射性核種は、人工起源の放射性核種ものもあれば自然起源の放射性核種もある。

5.3 地域の汚染は、排出、放射性廃棄物管理、廃止措置のような許認可された活動の結果として、計画被ばく状況に対する要件によって規制上の管理を受けている施設と活動から生じることがある。このような汚染に起因する被ばく状況は、全体的な行為の一部として管理されている。したがって、現存被ばく状況ではなく、計画被ばく状況である。

5.4 GSR Part 3[2]の5.1(c)項によれば、その被ばくがGSR Part 3[2]の範囲から除外されていない場合には、現存被ばく状況の要件は一般的には自然線源に対する被

種が人体から除去される生物学的プロセスである。

ばくにも適用される（本安全指針ガイド：2.4項参照）。自然線源には下記のもの含まれる：

- (a) 含まれる放射性核種全てが本質的に自然起源である物質（自然又は処理された状態）；
- (b) 3.161項で規定された子孫核種を伴う ^{222}Rn と ^{220}Rn ；
- (c) 宇宙放射線。

5.5 現存被ばく状況で生じるかもしれない線量を防止する又は低減する処置は、修復措置や防護措置の形をとることができる：

- (a) 現存被ばく状況の修復措置には、線源の除去、その放射能若しくは量の低減が含まれる。修復措置の一つの例として汚染された地域からの残留放射性物質の除去がある。
- (b) 現存被ばく状況の防護措置は、線源そのものよりはむしろ被ばく経路で実施する手段を必要とする。防護措置の例としては、汚染地域への出入り管理、及び汚染水の飲料目的に係る使用制限がある。

5.6 現存被ばく状況の被ばくカテゴリーには、職業被ばくと公衆の構成員の被ばくが含まれる。職業被ばくを考慮する場合、被ばくした作業者を2つのグループに特定できる：

- (a) 修復措置を実行している間に被ばくする作業員。この作業員の被ばくは職務の直接的な結果として増加する可能性がある（例えば、残留放射性物質の取扱い、輸送又は処分を必要とするとき）。
- (b) いかなる修復措置も行わないが、現状被ばく状況の一環として被ばくする作業員。これらの作業員の被ばくは、修復又は防護措置の結果として最終的には低減される可能性がある。

5.7 現存被ばく状況下で受ける線量は、確定的健康影響のしきい値を十分下回ると予想される。したがって、確率的な健康影響が唯一の健康影響上の関心事である。

防護戦略

5.8 GSR Part 3[2]の5.2項と5.3項によれば、政府には現存被ばく状況に関して特

定の責任がある。どの被ばく（職業被ばくを含む）が放射線防護の観点からみて重要であるかを定めるため、現存被ばく状況を特定し評価することを確実なものとすることが要求される。また、防護と安全に対する責任の割り当て、参考レベル（5.19項～5.23項参照）という形での、防護と安全の適切な判断基準を確立し、修復措置及び／又は防護措置によって被ばくを低減することを含めた重要な被ばく管理に対する法律上及び規制上の枠組みにおける規定を定めることを要件としている。

5.9 被ばくを低減する必要があると判定した場合には、適切な防護戦略の確立が必要になる。防護戦略の策定と実施のための公式的な規定は、法律や規制の枠組みの中で、以下のことを含めて、政府が実行しなければならない：

- (a) 防護戦略の基礎をなす一般原則の仕様；
- (b) 規制機関あるいはその他の関係当局（例えば保健当局、環境保護局）¹¹及び実施プロセスに関与している当事者に対する計画と実行の責任の割り当て；
- (c) 必要に応じて、意思決定プロセスに利害等関係者を含めることの規定。

5.10 グレーデッドアプローチ（2.20項参照）の観点から、政府は、5.9(b)項で特定する規制機関あるいはその他の関係当局と連携して、現存被ばく状況に対する防護戦略が、関連する放射線リスクに見合っていることを確実にするべきである。

5.11 GSR Part 3[2]の5.4項の観点から、規制機関あるいはその他の関係当局は、特定の現存被ばく状況のための防護戦略が達成すべき目標を明確にして、適切な参考レベルを含めることを確実なものとするように要求されている（5.19項～5.23項参照）。

5.12 一般的には、さまざまな修復及び防護措置が、特定の現存被ばく状況の防護戦略の目標を達成するために利用できるであろう。GSR Part 3[2]の5.5項の観点から、規制機関あるいはその他の関係当局は、防護戦略を実施する上で、評価されるべきこれらの修復措置及び防護措置のための体制を整備することが求められる。この評価には、最終的に計画され、実施された措置の有効性を評価することが含まれる。

5.13 規制機関あるいはその他の関係当局には、防護戦略を実施するに際し、被ばく

¹¹二つ以上の当局が関与する場合には、「当局」という語は当局の体制(a system of authorities)を指す。

に関連する潜在的な健康リスク及びその被ばく及び関連するリスクを低減するために利用可能な手段についての情報が被ばくする個人に使用可能であることを確実なものとするのが求められる。

正当化

5.14 規制機関あるいはその他の関係当局は、正当化の原則に則って、特定の現存被ばく状況のための防護戦略を確立すべきである。これは、防護戦略に含まれると考えられる修復及び／又は防護措置が、放射線リスクの形で表される損害、措置にかかる費用及びいかなる害若しくは損傷も含め、修復措置及び／又は防護措置に起因する損害を上回るほどの十分な便益をもたらすことが期待されるものに限られることを意味する。

5.15 正当化プロセスにおいて考慮すべき放射線リスクの形で表される損害には、全ての修復措置に従事する作業者の被ばくを含ませるべきである。

最適化

一般的アプローチ

5.16 防護戦略の確立について責任がある規制機関又はその他の関係当局及びその他の当事者は、修復及び防護措置の形式、規模及び期間を最適化していることを確実なものとするべきである。（すなわち彼らは、経済的、社会的、環境的要因を考慮して、全ての被ばくを合理的に達成可能な限り低いレベルに管理することにおいて最大の正味の便益を供与するであろう）最適化の戦略では線量が最大限低減される結果になるとは限らない。これは、線量低減は、最適化プロセスで考慮する幾つかの属性の一つに過ぎないからである。

5.17 正当化のプロセス（5.14項、5.15項参照）の場合と同じように、最適化のプロセスにおいても、考慮すべき放射線リスクの形での損害には、全ての修復措置に従事する作業者の被ばくを含むべきである。

5.18 現存被ばく状況の防護の最適化は、以下によって達成される：

- (a) 全ての潜在的被ばくを含む被ばく状況の評価；
- (b) 正当化された修復措置及び／又は防護措置として可能な防護の選択肢の特定；
- (c) 普及している状況の中での最良の選択肢の選定；
- (d) 選定した選択肢の実施。

参考レベル

5.19 最適化のプロセスでは参考レベルを用いるべきである。それは、それを超える被ばくの発生を許容するような計画は不適切であると判定する線量レベルを表している。様々な可能な修復措置及び防護措置を考慮する際、参考レベルは、考慮されるオプションの範囲の想定上限として用いられる。これにより最適化された防護戦略は、参考レベル以下の値に線量を低減するという目的を確実なものとするだろう。

5.20 参考レベルは、修復措置及び防護措置の実施を優先付けるための手段としても用いることができる。現存被ばく状況が判明した場合、実際の被ばくは参考レベルを超える場合もあるかもしれないし、下回る場合もある。最適化のプロセスは被ばくする全ての個人に対して最適な防護を提供することを意図しているが、参考レベルを上回る被ばくを受けるグループを最優先にし、その被ばく線量を参考レベルより低くなるように、あらゆる合理的な措置をとるべきである。

5.21 参考レベルは、一般には1～20 mSvの範囲で代表的個人に対する年間実効線量で表示する形で表される。ただし、ラドンによる被ばくに対する参考レベルは、空気中の年間平均ラドン濃度により表示する。

5.22 特定の現存被ばく状況に対する参考レベルは政府又は政府を代行する規制機関あるいはその他の関係当局が確立すべきである。その値は、以下に示す関連要因を全て考慮して選ぶべきである：

- (a) 被ばくの特性と被ばく低減の実現可能性；
- (b) 社会的な影響；
- (c) 国家的な要因又は地域的な要因；
- (d) 類似した状況の取扱いに関する過去の経験；

(e) 国際的なガイダンス及びその他良好事例。

5.23 規制機関あるいはその他の関係当局は、普及している状況に照らして今のままで良いか否かを判断することを確実なものとするために、定期的に参考レベルを再評価すべきである。

残留放射性物質による汚染のある場所での修復措置から発生する被ばく

防護と安全のための要件の適用

5.24 5.6(a)項で述べたとおり、残留放射性物質による汚染のある地域に関する修復措置を実施している作業者は、例えば残留放射性物質の取扱い、輸送、処分のような活動の結果として、さらなる被ばくを受けるかもしれない。GSR Part 3[2]の5.26項によれば、作業者の雇用主は、作業者の被ばくをGSR Part 3[2]の第3章で確立した計画被ばく状況に対する該当する要件に従って管理することを確実なものとする必要がある。したがって、本安全指針の第3章で与えられたガイダンスは、これらの作業者にも適用される。5.38項、5.39項及び5.42項～5.44項で与えられるガイダンスも関連する。

5.25 5.6(b)項で述べたとおり、修復措置に従事していない作業者でも、残留放射性物質の影響を受けている作業場の被ばくレベルの結果として、現存被ばく状況の一部として被ばくするかもしれない。そのような被ばくが修復措置の結果として低減されるかもしれないという点で、これら作業者の被ばくは同様の管理を受ける。この管理を行う防護と安全のシステムの要件は、現存被ばく状況での公衆の構成員の被ばくを管理するシステムの要件と同じである。従って、本質的に、そのような作業者は公衆の構成員と同じように扱われる。必要な修復後活動とともに、修復措置による被ばく低減に関するガイダンスを5.28項～5.44項に示す。より詳細なガイダンスがIAEA安全基準シリーズWG-G-3.1、過去の活動、事故で影響を受けた地域の修復プロセス[34]に示されている。

防護戦略

5.26 残留放射性物質による汚染のある地域に対する防護戦略を作成する際に、汚染のある地域又は汚染のおそれのある地域は全て、修復措置及び／又は防護措置を必要としている地域を特定し、適切な参考レベルを指定できるように規制機関あるいはその他の関連当局が監視、調査するべきである。多くの政府と民間組織が関与するべきであろうし、かつ、彼らの間の連携をとり、彼らの協力がこの過程に提供されるための規定を設けるべきである。近隣の国に対して及ぼしうる影響の全てを考慮すべきである。

5.27 規制機関あるいはその他の関連当局は、防護戦略の策定と実施の安全の判断基準を確立すべきであり、それには修復手段の有効性を評価する判断基準と方法及び修復終了時点における状況を具体的に規定する判断基準が含まれる。

修復措置のための組織上の取り決め

5.28. 修復措置、資金調達メカニズム、法規上及び規制上の枠組みを含む役割と責任に対する組織上の取り決めは、WG-G-3.1[34]に示すガイダンスに従うべきである。

役割と責任

5.29 汚染のある地域の修復に当たっては、放射線防護と安全の要件をよく知らない個人を含むいくつかの団体が関係する場合がありますので、修復過程に関係する様々な当事者の役割と責任を法的及び規制上枠組内ではっきり定めるべきである。特に、修復プログラムの計画及び実施において、作業者の防護のための責任を明確にしておくべきである。

5.30 修復を達成するには、職業上の放射線防護に必要な人的資源、機材とインフラストラクチャを提供する責任のある人又は法人が明確に示されるべきである。

規制上の考慮

5.31 法的及び規制上の枠組は、必要ならガイダンスを用いて、修復が行われた時に、個人（作業者を含む）と環境が適切に防護されるようにすべきである。

5.32 該当地域の使用又は出入りを制限するという形での防護措置は、修復前、修復中、もし必要なら、修復後にも考慮すべきである。そのような制限を確立するための根拠は、法的及び規制上の枠組内で規定すべきである。

5.33 修復状況のための規制上のプロセスは、放射線防護だけではなくそれ以外のものを含んでいる。職業上の健康と安全、環境防護、土地の管理及び食物や飲料水の基準のような問題を取り扱う他の法令及び規制は、様々な異なる政府省庁が管理するであろう。これらの他の法令及び規定は、首尾一貫した規制上のアプローチを生み出すために、必要に応じて適切に、利用すべきである。

修復プログラム

5.34 汚染のある地域の修復には、放射能汚染状況に対する事前の放射線学評価、修復計画の準備と承認、修復作業自体及び修復活動から生じる放射性廃棄物管理等が含まれる。事前の放射線学的評価においては、作業者の放射線被ばく防護に関する問題と関連事項の性質を適切に把握しておくべきである。

5.35 修復計画を策定する際には、作業者の防護に関し、以下の観点を特に考慮しておくべきである：

- (a) 汚染の性質と程度を決定する；
- (b) 作業者に対する被ばく経路を特定する；
- (c) 全ての被ばく経路についての個人被ばくを評価する；
- (d) 適切な個人用防護具の使用を含め、修復期間中の健康と安全に関する問題を評価する。

5.36 サイト特性調査の設計は、その地域の状態、サイト内の汚染の種類や程度及び利用可能な資源によって決定する。最も適切な計器及びサンプリングと測定手法が選定され、かつ、計器の校正、データの記録に適切な注意が与えられることを確実なものとするべきである（7章参照）。データ収集には、ほとんどの場合、周辺ガンマ線測定に加えて、表層の土壌、下層の土壌、空气中浮遊放射性物質、水及び生物試料の収集が必要になる。

5.37 実施予定の修復措置及び防護措置は、正当化し、最適化されるべきである（5.14項～5.23項参照）。適用可能な参考レベルを超える状況を優先すべきである（5.20項参照）。修復措置及び防護措置の決定には、汚染の状況に関心を持つ当該当事者が参加すべきである。防護と安全を考える場合には、作業者を含む現世代ばかりではなく将来の世代も考慮すべきである。

5.38 正当化のプロセスでは、修復に関する考慮すべきプラスの属性には、個人線量と集団線量の最終的な低減だけでなく、作業者を含む個人の不安の軽減も含まれる。考慮すべきマイナスの属性には、修復の直接的な財政費用だけでなく、社会経済的費用、修復作業による健康や環境への影響（その仕事を引き受ける作業者に対する放射線リスクを含む）、及び修復プロセスによる社会への不可逆的な影響が含まれる。全体的な目的は個人が受ける線量を減らすことだが、修復プロセス自体が付加的な線量を一時的に増やすかもしれない。このような付加的な線量は、年間線量が結果的に低減されるということも考慮して、正味の便益に基づいて正当化されるべきである。

5.39 最適化のプロセスでは、修復措置及び防護措置は、計画被ばく状況（3.8項～3.33項参照）での防護の最適化に用いたのと同じアプローチに従って最適化されるべきで、その際、参考レベルは、計画被ばく状況での線量拘束値の役割に相通じる点がある。修復措置及び防護措置の最適な性質、規模及び期間は、修復のために正当化された一連のオプションから選ぶべきである。最適化された修復オプションを選ぶ場合には、人と環境への放射線影響を、技術的、社会的、経済的要因だけでなく、放射線以外の影響と共に考慮すべきである。また、放射性廃棄物管理に関する要因も考慮されるべきで、これには、輸送費用を含む廃棄物管理の費用、廃棄物を取り扱っている作業者の放射線被ばくと健康上のリスク、その後の処分に関連する全ての被ばくが含まれる。修復の最適化プロセスの成果によっては、生活空間の使用がある種の制限を受けることがあるかも知れず、その場合には、これらの制限を実行する制度的管理を続けるべきである。

5.40 修復計画には、修復プロセスの前、修復中及び修復後に、全ての必要な放射線状況についての情報を収集することを確実なものとするための監視プログラムを含めるべきである。修復プログラムの適切な文書化を確実なものとするために、記録保存のシステムも修復計画の一部とし、これには以下を含むべきである：

- (a) 実施した活動の説明；
- (b) モニタリングとサーベイランスプログラムで得られたデータ；
- (c) 修復作業員に対する労働安全衛生に関する記録；
- (d) 発生した放射性廃棄物の種類と量の記録及びその管理の記録；
- (e) 環境モニタリングデータ；
- (f) 財政支出の記録；
- (g) 利害等関係者の関与の記録；
- (h) サイトの継続的な責任の記録；
- (i) 修復した場所の特定及び残留汚染を有する場所の特定；
- (j) 出入りが制限されたままの地域及び適用される制限の仕様；
- (k) 区画上あるいは取り決め上の全ての制限あるいは条件の記述；
- (l) 同定された教訓の記述。

5.41 防護と安全に関連する基準から外れた状態は全て規制機関あるいはその他の関係当局に報告されることを確実なものとするために手続きを確立すべきである。修復措置及び全ての修復後のモニタリングとサーベイランスの計画、実行、検証、について、作業員を含む個人は情報を与えられ、現存被ばく状況の影響を受ける当事者は関与すべきである。修復計画は、事前の放射線学的評価の裏付けを添えて、規制機関あるいはその他の関係当局に承認のため提出されるべきである。状況によっては、その承認には、計画被ばく状況（3.3項参照）で必要とされるように、登録又は免許の形で許認可する課題を伴うかもしれない。

修復措置の実施

5.42 修復措置の実施を通して、特定のタスクや機能を実行するために請負業者を使用する場合でも、責任を負う個人又は組織は、防護と安全のための全体的な責任を取るべきである。この全体的責任には、修復作業から生ずる放射性廃棄物の輸送、処理、貯蔵、及び処分における、防護と安全に対する責任が含まれる。安全評価、必要に応じて環境評価を、全ての事後評価だけでなく実施する（そして規制機関あるいはその他の関係当局へ提出して承認を得る）ことは、この責任の一部である。5.24項で説明したように、修復措置は、現存被ばく状況において行われているが、修復作業を実施する作業員の被ばくは、計画被ばく状況における職業被ばくに該当する要件に応じて管理すべきである。これは、以下のような様々な義務を作業員の雇用主に対し義

務付けることになる：

- (a) 適切な防護と安全手順を準備し、実施すること；
- (b) 良い工学的慣行を適用すること；
- (c) 職員が十分に研修を受け、適格で、力量があることを確実なものとする；
- (d) 防護と安全性が管理システム全体に統合されていることを確実なものとする。

5.43 もし、修復作業に携わっている作業者の雇用主が下請けの契約者である場合は、修復措置に対し責任がある者又は組織体は、防護と安全の適用される要件を両当事者が順守するように、必要に応じその雇用主と協力すべきである（6.21項～6.100項参照）。

5.44 修復措置実施中は、規制機関あるいはその他の関係当局は、職業被ばくに対する要件を含めて規制要件が日々遵守されている状況を検証する責任がある。この遵守状況の確認には定期的な検査と作業手順、モニタリングプログラム及び結果のレビューが含まれる。非日常的な事柄に対する責任もあり、それには不遵守の事象における強制執行、（必要なら）異常事象の報告に対する対応、また、手順、機材又は修復計画そのものの全ての変更が、作業員、公衆又は環境に対する放射線学的考慮事項に重要な影響があるかもしれない場合、そのような変更をレビューし承認すること、が含まれる。

ラドンによる被ばく

被ばく経路

5.45 ウランは、岩石や土壌中に自然に存在する。 ^{238}U 壊変系列の ^{226}Ra の壊変は、3.8日の半減期をもつ、不活性な、自然放射性ガスであるラドン同位元素の ^{222}Rn の生成に至る。このガスの一部は空気中に移行し、他の一部は地下水に溶解する。最も高い空気中ラドン濃度は、閉じた空間で見られ、そのレベルは侵入の割合及び換気の程度に依存する。ラドンとその短寿命の子孫核種（ ^{218}Po 、 ^{214}Pb 、 ^{214}Bi 、 ^{214}Po ）による個人被ばくは主として空気を呼吸することによって起こり、肺への線量をもたらす。

す。吸入したガスのほとんどは、再び外へ吐き出されるので、肺に対する線量の内、ラドン自体から生じるのは約1%だけである。その線量はほぼ完全に短寿命子孫核種から生じており、その原子は空気中に存在する凝縮核や塵埃粒子に付着する。これら付着した粒子は、非付着粒子と同様に気管支樹の様々な気道に沈着する。ベータ粒子とガンマ線の放射線が若干あるものの、肺の被ばくは主として短寿命子孫核種から出るアルファ粒子に起因する。地下水経路からのラドンの摂取による被ばくは、作業者の放射線防護に対する重要な問題にはなりそうにない。

5.46 岩石や土壌中のトリウムについて、 ^{232}Th が壊変してガス状同位元素 ^{220}Rn （一般にトロンと呼ばれる）の生成に至る類似の状況が存る。しかし、 ^{220}Rn の半減期（56秒）が ^{222}Rn より非常に短いので、 ^{220}Rn とその短寿命子孫核種による被ばくは現存被ばく状況で重要な問題にはなりそうにない。トリウム含有率が高い鉱物の採鉱と処理に従事する作業者は、 ^{220}Rn とその子孫核種を吸入することにより問題になる被ばくを生じかねない。そのような状況では、これらは ^{232}Th 壊変系列の他の放射性核種による被ばくと共に、計画被ばく状況として管理されるであろう（3.169項参照）。従って、以下「ラドン」という用語は、同位元素 ^{222}Rn だけに用いる。

ラドン濃度

建物

5.47 建物内での空気中のラドンの蓄積は、建物の下にある土壌から床の亀裂を通して地下部分にラドンが直接侵入する結果として生じる。温暖な地域では、建物内の空気は通常、外気より暖かいので、外気の圧力より僅かに低い。このため、煙突及び他の開口部の吹く風の影響とともに、土壌からのガスとそれに含まれるラドンを建物に引き込む流れが起こる。圧力差に加え、相対湿度と土壌水分のような他の要因が、建物内のラドン濃度に影響することもある。

5.48 ラドンの建物内への蓄積は、量は少ないが、建材から建物内の空気中へのラドンが漏出し、特に建材が多孔質で ^{226}Ra の濃度が高い場合に生ずる。上水も建物内の空気中へのラドンの侵入ルートになり得る。ただし、地下水から水を取る場合を除き、家庭用上水中のラドン濃度は通常極めて低い。作業場のある建物内のラドンの蓄積は、 ^{238}U 壊変系列における高濃度の放射性核種を含む鉱物及び原材料の存在により

影響を受けるかもしれないが、換気が十分行われていれば、この影響は通常極めて小さい（3.172項）。

5.49 屋内のラドン濃度は、地質、気候、建材、建築工法、設けられる換気の種類（自然換気であってもそうでなくても）や国内習慣の違いにより国によって異なる。個々の国の中では、地域差も大きいかもしれない。世界中の屋内のラドン濃度に関するデータは、文献[35]に与えられている。様々な国に対する算術平均値は、7 Bq/m³から200 Bq/m³に亘り変化する。高自然放射線地域の算術平均値は、112から2745 Bq/m³に亘り変化する。北ヨーロッパの一部地域では、最高84,000 Bq/m³という最大値が報告されている。世界における人口加重算術平均は、39 Bq/m³とする報告がある。

地下作業場

5.50 最も高いラドンの濃度は、地下作業場で発生する傾向がある。そのような作業場には、地下鉱山、トンネル、地下貯蔵室と駐車施設、水処理と給配水のための地下設備、洞穴、今は一般に開放されているかつての鉱山、及び温泉が含まれる。そのような作業場では、ラドンが空気中へ相当侵入するかもしれない境界が多く、設けうる換気量に対する現実的な制限がある場合も多い。岩石中の²²⁶Raの濃度がそれほど高くない地下鉱山でも、高濃度のラドンが鉱山の雰囲気中へ地下水を經由し放出されるものがある。類似した状況は水処理と給配水に対する地下施設でも起こりうる。

5.51 ラドン濃度は、一般に開放されている洞穴及び地下鉱山における作業場で20 Bq/m³から20,000 Bq/m³を超える値まで変化し、トンネルの作業場で約200 Bq/m³から7,000 Bq/m³まで変化することが報告されている[36]。稼働中の地下鉱山、特にウラン鉱山の中には、これよりかなり高い値を示したものがある。

防護と安全のための要件の適用

5.52 自然放射線源に対する他のいかなる被ばくと同様に、ラドンによる職業被ばくは、通常、現存被ばく状況[2]の要件に従う（GSR Part 3[2]の5.1(c)(i)項）。しかし、3.161項に述べたように、計画被ばく状況に対する要件が適用される状況もある。

5.53 ラドンによる職業被ばくは、一般的には、例えば建物や地下鉱山のような閉じた作業場においてのみ重要となる。ある大気の状態での露天掘り鉱山以外は、屋外のラドンによる職業被ばくは、通常重要ではない。

ラドンによる被ばくが懸念される作業場を特定すること

5.54 政府は、作業場を含めラドンの屋内濃度情報を収集することを確実なものとするべきである。作業場全てにおけるラドン濃度を測ることは不可能なので、家庭でのラドン調査と同様の方法で、集めた情報が国全体をそれなりに代表するように、調査を設計し、実施しなければならない。そのため調査は可能な限り系統的でサンプルの偏りがないことが要求される。地理的特性の考慮は、ラドン濃度が平均を超えそうな地域を特定するための一般的で良いガイドになるであろう。しかし、そのような手法には限界がある。なぜなら、例えば屋内のラドン濃度と地質学的パラメータとの関係、例えば土壌の多孔性及びウランとラジウムの濃度との関係は、複雑だからである。それでも地質学的考察は、調査結果の間の補間に使用でき、関連する領域を精度よく特定する際に役に立つかもしれない。

5.55 上記の地上の作業場で測定されたラドン濃度は、高ラドン濃度が高居住地域を特定するために重要な情報を提供しうるものであり、逆の場合もありうる。なぜなら、上記の地上の作業場に対するラドン濃度が高そうな地域は、居住地のためのラドン濃度が高そうな地域と一致するからである¹²。

5.56 政府は、測定値のデータを集めたら、測定データの分析が、ラドンによる被ばくが重要である全ての作業場の特定を導くことを確実なものとするべきである。そのような状況でなければ、さらなる措置は必要ない。他方、懸念される被ばくを特定した場合には、政府は、作業場での被ばくに対する措置を屋内のラドンに対する総合的な国家の措置計画に組み入れることを確実なものとしなければならない。その措置計画は被ばく状況に適しているべきで、国の状況に適合させるべきである。

措置計画

¹² ラドンの有りそうな地域とは、大地又は建物の設計及び利用の特性により、予め決められたレベルの濃度（多くの場合は適用可能な参考レベル）を超える ²²²Rn を有する建物の割合が規制機関又はその他の関係当局により決められた基準値を超える地域を意味する。

5.57 作業場での被ばくを含む屋内のラドン被ばくに対する国の措置計画では、懸念される被ばくに対処する修復措置を決める手段を提供すべきである。それは、適切なキャンペーンにより、ラドンによる被ばくに関する適切な情報を、雇用主、作業員、公衆の構成員、及び専門機関のような他の利害等関係者に対し提供することを確実なものとする手段を提供すべきである。この情報キャンペーンの目的は、国による調査の重要な所見を共有するとともに、ラドンや潜在的な健康上のリスク、簡単に採れる対応策についての理解を深めることによってリスクを低減するためである。喫煙は肺がんの一般的な原因なので、喫煙及びラドンに関係して増加するリスクを強調すべきである。

5.58 懸念されると特定された作業場での被ばくについては、措置計画において、既存及び将来の作業場でラドン濃度に対応するために、一連の調整した措置を特定すべきである。

5.59 「ラドンの発生しやすい建物」を特定することによりラドンの管理努力を集中させることが可能である。そのような建物は、ラドン濃度を増大させうる設計、建材又は工法のある種の特徴に基づいて特定することができる。

参考レベル

5.60 措置計画を作成する際には、普及している社会的かつ経済的状況を考慮して、作業場のラドンに対する適切な参考レベルを確立すべきである。作業場に対する参考レベルは、一般的には 1000 Bq/m^3 の年間平均ラドン濃度を上回らない値に設定する必要がある（GSR Part 3[2]の5.27項）。この値は、平衡係数0.4及び年間滞在時間2000時間を仮定して、 10 mSv のオーダーの年間実効線量に対応する。平衡係数にかかわらず全ての作業場にあてはまる参考レベルとして単一の値を採用すると、実用的な利点がある。それにもかかわらず、平衡係数が相当異なる場合には、他の参考レベルの方が適切である場合がある。例えば、地下鉱山の中にはそれが当てはまる場合がある。適切な参考レベルの選択は複雑である-その値は被ばくレベルだけでなく、産業と国全体としての経済的な意味を有する、関係する修復措置の予想される規模も考慮し、相当慎重に決めるべきだからである。幼稚園、学校、病院のような公衆の構成員の滞在割合が高い建物の中では、全ての滞在者の被ばくは、居住に対する参考レベルを用いて管理する（GSR Part 3[2]の5.20項）。

作業場での修復措置の実施

5.61 措置計画で特定された作業場では、ラドン濃度の更に詳細な測定値が必要になる場合がある。これを測定、またその後の修復措置を実施するための取り決めは、関係する雇用主の責任である。雇用主は修復策について専門家の助言を得る機会を持つべきである。規制機関あるいはその他の関係当局が国の建築慣行に従って書面でのガイダンスを提供することが適切かもしれない。

5.62 雇用主は、参考レベルを超える作業場を優先して、作業場のラドンの放射能濃度を合理的に達成可能な限り低くすることを確実なものとするべきである。作業場の中には、特に地下鉱山では、ラドン濃度空間と時間で大きく変動する場合もある。このことは、参考レベルを超えているかどうかを決定するときに考慮すべきである。

5.63 雇用主による作業場でのラドン濃度を減らす合理的な努力にもかかわらず、そのような濃度が参考レベルを上回ったままであるならば、計画被ばく状況の職業被ばくに該当した要件が適用される（3.161(b)項参照）。空気中へのラドンの侵入制限、及び、設けうる換気量が現実的な制限になりうる地下鉱山を除いて、このような結果に至る可能性は低い（3.176項参照）。

建物でラドン濃度を低減する方法

下張り床減圧

5.64 土壌と接触する建屋基礎と地階に対し、ラドン濃度を低減する最も効果的な措置は、建屋基礎の近くの土壌ガスの圧力を構造部材内の圧力より低くすることである。これは、土壌と建屋基礎間に負の圧力勾配を維持するような配管システムを建屋基礎の下に設置することで達成できる。ラドンを含む土壌ガスは、無害で大気に換気することができる。可能なら、配管システムが付けられる建屋基礎の中に小さくて簡単な空洞又は空気溜めを設置することが望ましい。広くて複合的な建屋基礎を有する建物にとっては、そのような減圧システムが多数必要かもしれない。

床下換気

5.65 1階が土壌と接触していない場合には、構造物に侵入するラドンの量は、床の下の空間を換気することによって減らすことができる。これは、自然な換気を増やすか、床の下から空気を吐き出し、それを外気と入れ替えるファンを設置することで達成できる。

床密閉と床膜

5.66 土壌から侵入するラドンの大部分は床の亀裂や他の開口部を通して入ってくるので、そのような侵入経路を密封することにより屋内のラドン濃度を減らすことができる。しかし、全ての侵入経路を十分に密封することは難しく、シールは時間とともに劣化するので、この手法は、一般的には、減圧と換気ほどには効果的ではない。それは下張り床下減圧又は換気の効果を増す補助的な処置として使うことはできる。建屋基礎に組み込んだ高負荷に耐えるプラスチック膜は、全ての接合部分が適切に密封され、膜が設置中に破れない限り、効果的なラドン障壁（バリア）として機能する。しかし、この方法では既存の建物を改良することはできない。

換気能力の増強

5.67 屋内のラドンは、外気との換気を増やすことによって希釈することができる。この手法は、特に暑い気候下で、エネルギー損失に関し費用がかかりがちである。エネルギー損失は熱交換器で減少させることができる、しかし、これには大きな資本、運転費、維持費が含まれる。構造によっては、換気量を増大させ、屋内の空気と土壌ガスの間で負の圧力差を増やすことによって、屋内のラドン濃度を増やしてしまうこともある。

底土の除去

5.68 屋内のラドン濃度の上昇は、建物の下、又は周囲の土壌の中の ^{226}Ra の高濃度に起因することがある。そのような状況では、底土を除去して、汚染されていない土

壤と入れ替えることによって屋内のラドン濃度を減らすことができる。これは大規模なやり方であり、直接的な選択肢がない場合に限って実施されるべきである。

水処理

5.69 建物で使われる水が屋内のラドンの顕著な源である状況下では、通気による水の前処理が効果的になり得る。活性炭による濾過も使用できるが、効果は落ちそうである。水を供給する建物でのラドン濃度を水の通気により減らすことはできるが、それは、当該地域で通気する水処理プラントで問題を悪化させることがある。どんな水処理プラントでも、頻繁に出入りする区域の大気空間は、高い濃度でのラドン蓄積を防ぐために換気を良くするべきである。高いラドン濃度を有する地下水の水処理プラントでは、そのような処置だけは十分でない場合があり、ラドン濃度が高い区域にプラント作業員がいる期間を制限する必要がある場合がある。こうしたことは、通常そうした区域では作業員は短い定期的な点検をするだけなので、通常は問題にはならない。

新しい建物での予防対策

5.70 雇用主の責任である既存の作業場でとられる全ての修復措置に加えて、規制機関あるいはその他の関係当局は、ラドンが発生しやすい地域での作業場を含む新しい建物に適用する予防対策についても考慮しなければならない。住居の場合、既存の建物の5%を超える箇所が200 Bq/m³を超えるラドン濃度を有する地域においては、全ての新しい建物における予防対策の費用対効果が高いことが分かっている[37]。新しい建物での困難さは、ラドン濃度は建設完了後に決まるので、事前にラドン濃度を正確に予測することができないということである。規制機関あるいはその他の関係当局は、予防対策を前もって設計及び建設に含めるべき建物を予め特定し、更に建設後に予防手段の有効性に関するチェックをするための基盤を確立すべきである。建設慣行に対する適切な建築規範及びガイダンスの整備も行うべきである。もし埋め立て用土壌の²²⁶Ra濃度が高いかもしれないという徴候があるならば、造成土地の上に建物を建てることには特に注意深い考慮を払うべきである。徹底した定量的な評価が必要かもしれないし、必要なら、規制機関あるいはその他の関係当局による制限がなされるべきである。

5.71 ラドンが発生しやすい地域に建設する新しい建物の建屋基礎は、土壌からのラ

ドンの侵入を最小限に止めるように設計及び建設すべきである。予防対策が建屋基礎の設計及び建設に大幅な変更を必要とするかもしれない。ごく簡単で比較的安価な費用で組み込むことができる他の手段があるかもしれない。土壌ガス中のラドンを抽出できるように、床下に多孔質充填層を設置することも含まれる。抽出した空気用に内部排気ダクトを設置するための空間を残しておくこともできる。建設完了後には、必要性が生じたら更なる修復策を簡単に取り入れられるよう設計特性に工夫をしておくべきである。

5.72 規制機関あるいはその他の関係当局に支持される手法は、地域の建築様式やラドンの範囲と重症度の程度に依存する。各種手法の組合せが最良の選択肢になるかもしれない。国の措置計画の初期段階では、規制機関あるいはその他の関係当局は、予防対策と修復対策が信頼性と耐久性があることを確実なものとするために、その成果を細かく監視すべきである。

宇宙放射線被ばく

被ばく源

5.73 職業被ばくにとって考慮すべき宇宙放射線の3つの主な発生源がある：

- (a) 太陽系外の発生源からくる銀河宇宙放射線：大気圏上層に入射する銀河宇宙放射線は、98%の原子核成分（主に陽子とヘリウム・イオン）と2%の電子から成る。太陽活動が活発になると、フルエンス率は減少するが、エネルギースペクトルの最大値はより高いエネルギーへ移行する。
- (b) 磁気攪乱によって太陽表面の近くで発生する太陽からの宇宙放射線：生成した粒子が地球に向かうとき、この放射線は太陽フレアとコロナ質量噴出から発生する。これらの太陽の粒子の大部分は陽子から成る。最もエネルギーの高い粒子だけが、地上での線量に寄与する。
- (c) 地球の放射線帯（バン・アレン帯）からの放射線：バン・アレン帯は、地球の磁場によって陽子と電子が捕獲されて形成される。バン・アレン帯は2つあり、内側の帯の中心は地球表面から3,000 km 辺り、外側の帯の中心は22,000 km 辺りの距離にある。南大西洋異常域として知られているブラジルの東方の地域では、内側のバン・アレン帯が地球の表面から数百キロメートル以内まで下がっている。

5.74 大気圏上層に達している宇宙放射線の強度は、地球の磁場により弱められ、緯度により異なる。強度は、地磁気の極付近で最も大きく赤道付近で最も小さい。宇宙放射線の全体としての強さも、時間とともに変化する。放射線強度は、太陽活動が最大の時に最も低く、その活動は11年の太陽活動周期で変化する。

5.75 高エネルギー粒子が大気と衝突すると、大気中の原子、分子と相互作用し、陽子、中性子、パイ中間子と比較的軽い核を含め、電荷を持つ粒子と電荷を持たない二次的な粒子の複雑な組合せを発生する。電荷を持たないパイ中間子は高エネルギー光子に壊変し、続いて高エネルギー電子と光子のカスケードを生み出す。電荷を持ったパイ中間子は μ 中間子に壊変し、大気中でかなりの距離を進む。こうして地上では、宇宙放射線の μ 中間子成分が線量に対する最も大きな寄与分となり、吸収線量の線量率の約80%を占める。

防護と安全のための要件の適用

5.76 地上での宇宙放射線に対する被ばくは、容易には管理できないと考えられていて、したがって、GSR Part 3[2]の範囲から除外されている¹³。

5.77 地上より高い高度の宇宙放射線による航空機乗務員の職業被ばくは、現存被ばく状況の要件による管理を考慮すべきで、宇宙活動における個人に対しても被ばくを管理する必要がある（GSR Part 3[2]の5.30-5.33項参照）。

航空機乗務員の被ばく

5.78 民間航空機が利用する高度（一般的に6,100~12,200m）では、宇宙放射線の中で最も重要な成分は、高度、緯度又は太陽活動周期のステージにもよるが、中性子、電子、陽電子、光子と陽子であり、この内、中性子は実効線量率の40~80%の寄与を占める。線量率は、高度が1,830 m増加する毎に2倍になる。より高い高度では、重い原子核の成分が重要になる[23]。

5.79 民間航空機での線量率は、高度、緯度及び太陽活動周期のステージに依存する。

¹³集団における宇宙放射線による年間平均実効線量は、0.3~2 mSv の範囲にあると評価されている。人口の重み付けをした平均値は、約 0.38 mSv である [23]。

緯度 50° 、高度 $9,000\sim 12,000$ m（北部ヨーロッパと北アメリカ間の飛行に相当する）での線量率は、通常、 $4\sim 8$ $\mu\text{Sv/h}$ の範囲にある。一般に、低い緯度での線量率はより低く、上昇と降下を考慮に入れて、平均線量率で 4 $\mu\text{Sv/h}$ という値を、全ての長距離飛行に適用することができる。短距離飛行に対しては、高度は通常低く（ $7,500\sim 10,000$ m）、これに相当する平均線量率は約 3 $\mu\text{Sv/h}$ である。年間の平均飛行時間は一般的に $600\sim 900$ 時間である[23]。

5.80 近年、機上の放射線場を推定するモニタリング手法が発展してきている（7.36項参照）。さらに、いろいろなコンピュータの解析コードが、特定の航路に関しての航空機乗務員が受ける線量を推定するために開発されてきた。測定値と計算値では良く一致している[38]。現在では、航空機乗務員が受ける線量を評価するのに、測定値を使うよりコンピュータの解析コードが、日常用いられている。

5.81 航空機乗務員が受ける年間平均線量は、一般的に $1\sim 3$ mSvであり、各国からの報告の中では最大 $3.5\sim 6.5$ mSvである[23]。

5.82 民間航空活動は国によってかなり異なり、世界には、航空機乗務員が宇宙放射線からかなりの線量を受ける機会は非常に限られている地域がある。そのため、規制機関あるいはその他の関係当局（民間航空局かもしれないが）は航空機乗務員の被ばくの評価が当然のものか否かを判断する必要がある（GSR Part 3[2]の5.30項）。評価が当然でない場合には、それ以上の措置をとる必要はない。

5.83 航空機乗務員が受ける線量の評価が当然視されると思われる場合、以下の要件が適用される（GSR Part 3[2]の5.31項、5.32項参照）：

- (a) 規制機関又は他の関係当局は、線量の参考レベル、宇宙放射線による航空機乗務員が受ける職業被ばくの線量評価と記録方法を含む枠組みを確立することが求められている。参考レベルとしては、約 5 mSvが妥当であると思われる。
- (b) 航空機乗務員の線量が参考レベルを超えそうな場合、航空機乗務員の雇用主は、
 - (i)線量进行评估し、記録を残し、そして(ii)線量記録が航空機乗務員に利用できるようにすることが求められている。
- (c) 雇用主は、女性航空機乗務員に、(i)宇宙放射線に対する被ばくによる胚又は胎児へのリスクについて知らせ、また、妊娠を早めに通知する必要性を知らせ、そ

して(ii)妊娠の通知¹⁴に関しGSR Part 3[2]の3.114項の要件を適用することが求められている。そこには次のように記されている：

「妊娠の可能性のある又は母乳授乳中であることの雇用主への女性作業員からの届出が、その女性作業員を作業から外す理由と見なされてはならない。女性作業員が妊娠の可能性があると又は母乳授乳中であることを通知された雇用主は、胚若しくは胎児又は母乳授乳中の乳児が、公衆の構成員のために要求されているのと同程度の防護レベルが得られることを確実なものとするよう、職業被ばくに関する労働条件を調整しなければならない」

妊娠中の女性航空機乗務員に対し、雇用主は、計画被ばく状況（6.2項～6.20項参照）に適用するものと同じ放射線防護手段を実施しなければならない。これには、年間実効線量で1 mSvの制限値が含まれる。

5.84 GSR Part 3[2]によれば、線量評価と記録保存に対する要件(上記5.83(b)項参照)は、航空機乗務員の線量が参考レベルを超えそうな場合だけに適用される。これは、ごく一部の乗務員の線量評価が必要であることを意味している。しかし実際には、かなりの民間航空活動を行っている国では、線量評価プロセスに航空機乗務員全てを含める傾向がある。飛行パラメータ（5.80項参照）から線量を直接評価するのに適したコンピュータ解析コードの利用可能性を考えると、これはより実用的な選択肢（で乗務員に受け入れられるもの）であるように見える。

5.85 現在の飛行慣習では、飛行高度はきちんと確立され、かつ、航空機乗務員の飛行時間は放射線学以外の理由から管理されている—そのような管理により被ばくに対し十分な管理を提供してもいる。航空会社の中には、これも放射線学以外の理由で、妊娠の通知後女性航空機乗務員の線量を抑える特別な勤務調整を制度化している会社もあるかもしれない。これらの限定により、平均年間線量が、計画被ばく状況にある作業員に対する年間線量限度の概ね10%程度に留まることを確実なものとしている。線量が現在のレベルより増加し得るといふ明白なシナリオは無いし、線量を減らすための合理的な機会もほとんどない。例えば、航空機乗務員の飛行時間をより制限しよ

¹⁴ IAEA 安全基準では、雇用主への妊娠、妊娠の可能性、母乳授乳中であることの通知が、女性作業員としての要件にすることはできない。しかし、このような通知が重要であり、それによって作業条件を適切に改善されるということ全体を全ての女性作業員が理解する必要がある。

うとすれば、受け入れられにくい影響を生じるかもしれない。他のフライトに彼らを配置転換することで個々の乗組員が受ける線量を低減する試みは、いずれも集団線量を減らすこととは関係がないだろう。線量を減らすためにさらなる管理を取り入れることで得られるものがあるか否かを検討する際には、これらの要因全てを考慮しなければならない。現時点では、そのような追加的な手段を正当化する理由はほとんど無いように思われる。

宇宙飛行士の被ばく

5.86 200～600 kmの高度かつ低い軌道傾斜での宇宙飛行士の被ばくに対する主な寄与因子は、南大西洋異常帯の地球表面に最も近いバン・アレン帯内帯で地磁気により捕えられた陽子と電子によるものである[23]。限られた期間低い地球軌道を巡る任務に対し、線量評価の結果では、任務当たりの線量当量は1.9～約27 mSvで変動している。宇宙活動のより広範な形態を考慮すると、任務当たりの線量は100 mSvのオーダーの値に達し得る。

5.87 宇宙旅行に関与している国は幾つかしかない。宇宙飛行士の被ばく管理のアプローチは、国や地域の宇宙機関により構築されてきた。これらの特別な状況における被ばく管理に対するGSR Part 3[2]の要件は、当然ながら、どちらかといえば一般的であり、関係国における現在の良い慣行を本質的に反映したものになっている：

- (a) 規制機関あるいはその他の関係当局は、必要に応じ、宇宙滞在活動において個人に適用される放射線防護に係る枠組みを確立すべきである；
- (b) 宇宙飛行士が行う活動範囲を過度に制限せずに、彼らが受ける線量を制限することにより防護を最適化するためのあらゆる合理的な努力がなされるべきである。

5.88 宇宙飛行士の防護に対する枠組みは、適切な参考レベル（例えば、任務線量と積算線量のための参考レベル）を決める規定を策定すべきである。防護の枠組みは、飛行前の計画段階において、例えば遮蔽を用いることやある活動のタイミングとその継続時間により線量を最小化する方法を確認するための準備をすべきである。エリアモニタリングと個人モニタリングは、線量評価のためにも、被ばく状況を変える注意を喚起するためにも、適宜行われるべきである。モニタリングと線量評価は、最適化のプロセスに不可欠な情報である。さらなるガイダンスは文献 [39-41] で与えられる。

6. 特殊な場合の作業者の防護

6.1 6章は、放射線被ばく管理に関連する特定のマネジメント上の課題がある2つのグループの作業者に関して、職業上の放射線防護に係るガイダンスを提供する：

- (a) 当人だけでなく胚、胎児又は母乳授乳中の乳児への被ばくにも関係する妊娠中及び妊娠後の女性作業者。
- (b) 自分の雇用主とは異なる事業者の敷地や現場で定期的に働き、その事業者の放射線利用による被ばくの恐れがある作業者、及び自分自身が放射線源を現場に持ち込み、彼ら自身とその現場の事業者の従業員に被ばくの恐れをもたらす作業者。これらの人々は、渡り作業者と呼ばれ、請負業者によって雇用されることがしばしばある。

妊娠中及び妊娠後の女性作業者

6.2 職業上の放射線防護の目的に照らして、一般的に作業者間で性別による区別をする理由は何もない。しかしながら、胚、胎児、又は母乳授乳中の乳児を防護するために、妊娠中及び妊娠後の女性作業者に対し追加的な防護処置を考慮しなければならない。

胚、胎児、又は母乳授乳中の乳児に対する被ばく経路

6.3 胚、胎児や母乳授乳中の乳児に対し、以下の被ばく経路が潜在的な懸念になっている：

- (a) 子宮内：
 - (i) 母体外の放射線源から母体組織だけでなく胚又は胎児も受ける外部被ば

く。

- (ii) 母親によって取り込まれた放射性核種（あるいは膀胱、腸などの母体の中空臓器に存在する放射性核種）が胎盤を通して胎児に移送されることによる内部被ばく、又は母体組織に沈着した放射性核種（あるいは母体の中空臓器に存在する放射性核種）からの透過性放射線による胎児の被ばく。

(b) 母乳授乳中の乳児：

- (i) 母体組織内又は、膀胱、腸などの中空臓器中の放射性核種からの透過性放射線による乳児の外部被ばく。
- (ii) 母体組織から母乳に移行し、その後の授乳で乳児が経口摂取する放射性核種による内部被ばく。

マネジメントの責任

6.4 GSR Part 3[2]の 3.113 項において、マネジメントとしては、管理区域又は監視区域に入る責務があり、又は、緊急時の職務を行う可能性のある女性作業者に対し、胚、胎児、母乳授乳中の乳児に対する妊娠中及び妊娠後のリスクに関する適切な情報を提供することを要求している。女性作業者に妊娠の可能性があるか、妊娠しているか、母乳授乳中かということを雇用主に通知するよう強要することはできない。しかし、マネジメントとしては、雇用主が胚、胎児や母乳授乳中の乳児を防護するために、職業被ばくの観点から、作業条件を変更できるように、できるだけ早く雇用主に通知することが重要であることを女性作業者に周知しなければならない。

6.5 管理区域又は監視区域に入る責務があり、又は、緊急時の職務を行う可能性のある女性作業者が妊娠、又はその可能性、母乳授乳中であることを雇用主に通知したならば、雇用主は、公衆の構成員に必要とされるのと同じ広範なレベルで、胚、胎児や母乳授乳中の乳児を防護することを確実なものとするように、その女性作業者の職業被ばくに関する作業条件を調整しなければならない(GSR Part 3[2]の 3.114 項参照)。そのような通知は女性作業者を作業から排除する理由と見なされてはならない(5.83 項参照)が、女性作業者が受ける被ばくに関して、より厳格な制限を課すことになるであろう。雇用主は女性作業者に、より厳格な制限を課する決定を知らせるべきである。

6.6 このより厳格な制限は、必ずしも、女性作業者が放射線や放射性物質に関する作業を禁じたり、あるいは指定された放射線区域へ入ったり、作業したりすることを禁ずるということを意味するものではない。しかし、制限は、通常の作業条件下で、公衆の構成員に対する線量制限に関する GSR Part 3[2]の要件が妊娠中の胚若しくは胎児及びその後の母乳授乳中の乳児に対して守られることを確実なものとするべきである。さらには、変更した作業条件が外部被ばく又は内部被ばくによる高い放射線被ばく量になりうる事故若しくはその他予期しない事態によるいかなる重要な潜在被ばくも回避するものであるべきである。

6.7 より厳格な線量制限を決定する際には、受胎と妊娠通知の間における外部放射線に対する母親の職業被ばくの結果として、胚又は胎児が受けた線量を全て考慮すべきである。受胎前の摂取を含め、妊娠通知前に母親が摂取した全ての放射性核種の結果として、胚、胎児又は母乳授乳中の乳児が受けた、又は受けるであろう全ての線量を考慮すべきである。

6.8 雇用主は、女性作業者が胚、胎児や母乳授乳中の乳児の被ばくを制限するための作業条件の変更の結果として、さらなる情報や研修を必要とするかどうかを考慮すべきである。

モニタリング

6.9 線量に対するより厳格な制限のため、女性作業者は妊娠中及び妊娠後、モニタリングされるべきである。線量は、外部被ばく及び内部被ばくに係る全ての関連する経路に対して、評価されるべきである。

6.10 一度妊娠の通知がなされたら、胚、胎児又は母乳授乳中の乳児に対する職業被ばくによる可能性のある推定線量が（受胎前に母親が摂取したことに起因する線量を含めて）1 mSvを超えないと確定できるよう、モニタリングプログラムを再設定すべきである。放射性核種の中には、母親への線量よりも胎児への線量により深く関連するものがあるので、内部被ばくに対する監視プログラムの修正が必要になることがある。妊娠中に体内動態が変化する元素もいくつかあるかもしれないが、摂取あたりの排泄量又は臓器残留量に関するモデルを代替するほど十分に詳細な情報は通常得ら

れないであろう。ICRP [42]によって考慮された体内動態における変更は、特殊な線量評価に対して使用できるものがある。

6.11 胚、胎児や母乳授乳中の乳児に対する線量が1 mSv/年に近づくかもしれないという兆候がある場合には、母親である女性作業者の個別モニタリング及び胚、胎児や母乳授乳中の乳児に対する預託線量の個別評価を行うべきである。胚、胎児や母乳授乳中の乳児に対する線量が1 mSv/年を超える可能性があることがわかったなら、迅速な措置を取れるように、線量報告は速やかになされるべきである。

6.12 予期しない被ばくに対してより綿密な管理を続けるために、モニタリング周期をより短く（すなわち、より頻繁に）行うのが良いかもしれない。しかし、この頻度は、使用する受動形線量計、あるいは使用するその他の技法の記録レベルを考慮して選ぶべきである。0.1 mSvの記録レベルを有する線量計に対して、1か月未満のモニタリング期間は、胎児に対する線量を妊娠通知後の全期間中にわたり適切に評価するには十分でないかもしれない。能動形線量計は、予期せぬ被ばく全てに対して警告を出す目的にかなうかもしれない。全ての場合において、妊娠中の女性作業者について記録される線量は、通常着用している線量計の線量であるべきである。

6.13 胚又は胎児に対する線量を評価する際には、線量計の校正について考慮すべきである。透過性放射線の放射線場に関して、個人線量当量 $H_p(10)$ で校正した線量計は、線量を過大に評価するであろう。しかし、これは、高エネルギー中性子又は加速器施設における粒子線場の場合はそうではないかもしれない。このような場合には、表面からの異なる深さでの線量で校正した線量計が必要である。

6.14 腹部に追加の線量計を装着することは必須ではないが、妊娠中の被ばくに対しても注意が払われることになることを再保証しうる。管理においては、胎児に対する線量を監視するために、適切な線量計を使用することを考慮すべきである。外部放射線が均等である場合には、腹部上の線量計を装着する位置に特に望ましい場所があるわけではないが、不均等な放射線場である場合は、より高い照射を受けた可能性のある腹部の一部に線量計を装着すべきである。

6.15 予期せぬ摂取が疑われる場合には、特別なモニタリングを行い、胚、胎児又は母乳授乳中の乳児に対する線量限度を超えないことを確実なものとするべきである。モ

ニタリングは、全身計測装置（ホールボディカウンタ）、それぞれの臓器計測装置（例えば甲状腺モニタや肺モニタ）、又は母親の排泄物の生体外分析を用いて行われることもある。

線量評価

6.16 母親による放射性核種の摂取から胚又は胎児に対する線量に関する情報がICRPから公開されている[42]。これには、妊婦から胎盤を通しての放射性核種の移行、胎盤と母体組織の中に存在する放射性核種からの光子による被ばくを考慮した体内動態及び線量計測モデルに基づく線量係数が含まれる。線量係数は、 Sv/Bq という単位で表され、女性作業者が摂取した単位摂取量当たりの胚又は胎児に対する預託実効線量を表す。胎児に対する臓器線量係数も提示されている。

6.17 事故やその他の異常事象の結果として妊娠中又は妊娠前の母親による急性摂取がある場合は、ICRPの線量係数を使って、胚又は胎児に対する預託臓器線量及び預託実効線量を計算することができる。慢性摂取に対して、ICRPの線量係数は次の3つのシナリオをカバーしている：(i) 妊娠中の慢性摂取、(ii) 妊娠前1年間の慢性摂取、並びに(iii) 妊娠前5年間の慢性摂取。

6.18 胎児への外部線量の評価においては、透過性放射線のみを考慮すべきである。均等な放射線場の場合には、光子及びベータ線照射に対し、女性作業者の線量計で記録された線量は、胎児線量の保守的な推定値になる。なぜなら、妊娠が通知される時までは、胎児の深さでの線量は、通常より低くなる。不均等な放射線場の場合には、線量計の結果と対応する胎児線量を注意深く評価することが必要である。

6.19 母乳中の放射性核種の摂取による授乳中の乳児の線量に関して、線量係数も含んだ情報がICRPから公開されている[43]。授乳中ばかりではなく、妊娠前及び妊娠中の摂取も考慮している

6.20 母体組織中の放射性核種による乳幼児の外部被ばく線量評価は、母親と子の位置関係、及び母親が抱いている時間、若しくは母親が子供の近くにいる時間の推定に基づく。母親と乳幼児の数学モデルが、母体組織を乳児の被ばく線源としたモンテカルロシミュレーションを行うために使用される。

渡り作業者

6.21 本安全指針の目的に照らして、渡り作業者とは、様々な場所において監視区域又は管理区域内で作業し、かつ彼らの働いている施設の管理者の従業員でない、職業上の被ばくをする作業者である[44]。渡り作業者は自営業でもあり得るし、若しくは、他の雇用主の施設でサービスを提供する請負業者（又は類似した法人）の従業員であり得る（そのような施設とは、登録者若しくは許可取得者あるいはそれ以外で規制対象下にある事業者かもしれないし、そうでないかもしれない）。

6.22 施設管理者と請負業者は両方とも雇用主である。施設管理者は、施設の第一義的な管理権を持っている。一方、請負業者は、請負契約下でのサービスを提供する。請負業者の従業員が、請負業者の管理下、又は第一義的管理下でない施設の監視区域若しくは管理区域で作業する場合には、渡り作業者の定義に該当するであろう。より複雑な状況では、請負業者は、請負業者自身が下請け業者に対し作業を請負契約する場合で、この場合には、請負業者及び下請け業者両方の従業員が渡り作業者であり得る。請負業者が自営業者である場合、その請負業者は雇用主かつ作業者でもあり、双方の義務を負うと見なされる。

6.23 渡り作業者自身が放射線源を扱う作業をするかもしれないし、あるいは彼らが作業している施設管理者によって管理される放射線源からの被ばくを受けるおそれがあるかもしれない。

6.24 渡り作業者が、放射線を扱う雇用の研修を受けている実習生かもしれない。学生の被ばくは職業被ばくではないが、教育課程や職業体験コース（請負業者の組織内で自分の指導者により監視される）において施設の監視区域又は管理区域への立ち入りを必要とする時にはこの意味で「渡り学生」と考えられるかもしれない。

6.25 渡り作業者及び彼らが行う作業の種類には下記のものが含まれる：

- (a) 原子力発電産業での保守作業者-通常操業中、停止中及び保守休止期間中にサービスを提供する請負業者の従業員；
- (b) 原子力発電その他の産業での品質保証、供用中検査、及び非破壊検査及び試験担

当者；

- (c) 幅広い用途での放射線利用から被ばくするかもしれない一般業界での保守職員及び清掃職員；
- (d) 専門的なサービスを提供する請負業者 — 例えば配管や容器からの付着物除去（設備の除染）、放射性廃棄物の輸送、又は照射施設における放射線源の設置若しくは変更；
- (e) 自然起源の放射性物質により被ばくするかもしれない鉱山、鉱物処理施設における請負業者；
- (f) 自分の会社以外の管理者が運営する施設で作業するために契約された工業用非破壊検査会社；
- (g) X線発生装置若しくは放射線源を用いるセキュリティ検査を行う請負業者；
- (h) 様々な種類の施設のデコミショニング及び関連する建物の除染及び周辺エリアの修復にかかわる請負業者；
- (i) 医療用機器を設置し、またサービスを提供する会社の請負業者；
- (j) 自分の雇用主によって運営されていない病院や診療所（固定式又は移動式によらず）の監視区域又は管理区域で作業する医療スタッフ。

渡り作業者の使用に関連する課題

6.26 渡り作業者の効果的なマネジメントは、彼らの防護と安全を確実なものとするために不可欠であるが、重複する責任、事業所内の作業手順や防護基準の違い、コミュニケーションの難しさと離れた場所からの監督などの課題によって複雑になり得る。

6.27 渡り作業者の使用に関連する課題は、主にマネジメント管理に関連している。作業者の防護の取り決めに対する責任の所在が明確でないために、個々の渡り作業者の長期に亘る被ばく、例えば一年に亘る管理に関し困難が生じる恐れがある。渡り作業者が施設から施設へ移動すると、作業者は個人の年間線量限度に近づくか上回る恐れすらあるかもしれない。これは、事前に確立された線量拘束値又は線量線量目標値のどれもが個々の施設で超えなかった場合でも、起こるかもしれない。

6.28 渡り作業者が行う作業の範囲が、まず特定の状況を考慮しなければ、明示的に責任を割り振ることを難しくしている。これらは、施設管理者が作業者の防護と安全

のために必要なサービスのほとんどを提供することが契約上必要とされる状況から、義務と責任のほとんどが請負業者に当然課せられる状況にまで、広がり得る。この範囲内で、被ばくシナリオには3つのタイプが考えられる：

- (a) 施設の運転が、自身では放射線源を有していない請負業者の従業員の被ばくを引き起こす恐れがある-そのような場合には、施設管理者は登録者又は許可取得者であり、請負業者は単に雇用主である。
- (b) 請負業者の従業員が、施設へ自身の放射線源を持ち込み、その施設の従業員の被ばくを引き起こす恐れがある。そのような場合には、請負業者が登録者又は許可取得者であり、施設管理者は単に雇用主である。
 - (a) 及び (b) との組合せの場合には、施設の運転（稼働）及び敷地内の請負業者の活動が共に相互の従業員に対し被ばくを引き起こす恐れがある-そのような場合、施設管理者及び請負業者の両方が登録者又は許可取得者である。

雇用主間の協力

6.29 施設での作業者の防護と安全に対する主要な責任は、その施設の管理者にある。同時に、その施設の管理者にサービスを提供する請負業者は自社の従業員の防護と安全に対し責任がある。その結果、渡り作業者の管理に関して、重複する責任があり、2つの雇用主（施設管理者と請負業者）間の協力が必要となる（GSR Part 3[2]の要件23）。これらの共同責任の具体的な内容は、実施する作業の種類によるが、施設の全ての作業者の防護と安全に対する要件を遵守するために必要な範囲で協議と協力が要求される。この要件は、GSR Part 3[2]の3.85項に反映され、以下のように述べている：

「作業者が、自分の雇用主の管理下でない線源を扱うか扱う可能性のある作業に従事する場合、その線源に責任を持つ登録者又は許可取得者及び雇用主は、両当事者による本基準の要件の遵守に必要な範囲で協力しなければならない」。

6.30 雇用主間の協力に関する要件に対しては、更にGSR Part 3[2]の3.86項と3.87項に記載され、以下のように書かれている。

「3.86. 雇用主と登録者又は許可取得者間の協力には、適切な場合には、以下

を含まなければならない：

- (a) 自分の雇用主の管理下でない線源を扱うか扱う可能性のある作業に従事する作業者の防護と安全の対策が、登録者又は許可取得者の従業員と同様に良好であることを確実なものとするための、特定の被ばく制限及び他の手段の開発と使用；
- (b) 上記（a）に規定された作業者が受ける線量の個別の評価；
- (c) 防護と安全に対する、雇用主及び登録者又は許可取得者それぞれの明確な責任配分と文書化」

「3.87. 当事者間の協力の一環として、線源又は被ばくに責任を持つ登録者又は許可取得者は、適宜：

- (a) 自営業者を含む雇用主から…作業者のこれまでの職業被ばくの履歴及びその他の必要な情報を取得しなければならない；
- (b) 雇用主が要請する本基準の要件の遵守に密接に関連する利用可能な情報を含む適切な情報を雇用主に提供しなければならない；
- (c) 作業者と雇用主の両方に、当該被ばく記録を提供しなければならない。」

6.31 協力の必要性に基づいて、従うべき手順に関して合意に至る場合には、理想的には書面に書き残すべきである。このような合意書は、正式な契約の取り決めの一部を形成する場合、特に大規模又は複雑な請負契約（及び下請け）の状況下（例えば、施設管理者が、デコミッションングのようにサイトの一部を線引きして主請負業者に引き渡す場合）に適切であるだろう。この文書により各当事者は、自分が雇用主に対する法的要求のどれを具体的に満たすべき責任を持つかを理解することを確実なものとするべきである。詳細な取り決めと責任の明確化は、作業の性質や関係する当事者の経験によって異なる。

6.32 情報シートとチェックリストは、雇用主間の情報交換の助けとなり、かつ防護と安全のための取り決めの妥当性を評価するために有用である。情報シートとチェックリストは、満たすべき防護と安全の要件を要約し、更に請負業務の開始前に施設管理者と請負業者間で議論し、合意すべき必要な様々な問題点を一覧で表示するために使用すべきである。

施設管理下にある線源

6.33 請負業者の従業員で、直接放射線源を扱う業務に従事するわけではないが、施設の通常運転に起因する放射線に被ばくする可能性がある施設の区域に入る必要がある種類の作業が多くある。このような渡り作業者の例としては、保守職員や清掃職員が含まれる。請負業者とその従業員が、放射線区域で働いた経験がほとんどないか、若しくは全くなく、また防護と安全に対する規制要件についての限られた知識しか持っていない場合が多くある。

6.34 このような状況では、渡り作業者に対し防護と安全について、自社の従業員と同じように適用するのは施設管理者の責任である。これを達成するために必要な取り決めを策定しておくことは、渡り作業者を雇用する前提条件であるべきである。請負契約上の合意において、3章で規定された防護と安全に関連する対策に言及することにより、これを正式なものにする配慮がされるべきで、必要に応じて以下のものが含まれるであろう：

- (a) 防護と安全の最適化（関連する全ての線量拘束値を含む）；
- (b) 線量制限；
- (c) 分類された区域の確立；
- (d) 個人用防護具の使用；
- (e) 所内規則と手順；
- (f) モニタリングと線量評価；
- (g) 線量記録；
- (h) 情報と研修；
- (i) 作業者の健康サーベイランス。

6.35 請負業者の作業に、標準的でない操作が含まれる場合には、これらの操作に関し、事前の放射線科学的評価が必要になる。評価は、様々な防護の選択肢を考慮すべきであり、評価の詳細さは、放射線リスクに見合ったものであるべきである。評価の準備に対する責任は、作業の詳細な知識が必要なため、施設管理者がとるべきであるが、請負業者は、場合によっては資格を有する専門家の支援を受けて、これに関与すべきである。これにより、防護と安全に対して関連する全ての課題が早期に考慮され

ることを確実なものとするべきである。

6.36 施設管理者は、自社の従業員に対する線量評価に対して適切に取り決めを策定するであろう。さらに、請負業者の従業員に対する線量評価のためにも適切な取り決めがなされるべきである。このことで、施設管理者は、線量計を請負業者に提供し、作業完了時にそれら进行评估する必要がある場合もあり、請負業者が、自身の個人線量測定をすることが必要になる場合もあり得る。従うべき取り決めは請負契約上の合意事項に特定すべきである。施設管理者による線量測定評価の下で作業を行う場合には、関連する線量記録は渡り作業員とその雇用主（請負業者）が利用できるようにすべきである。どの場合でも、それぞれの渡り作業員があらゆる所内規則若しくは手順を順守し、特定の区域では個人線量計を着用すべきである。

6.37 作業完了時、更にことによっては契約期間中の段階においても、請負業者の従業員が受けている線量は、事前の放射線科学的評価で予測されたものと比較すべきである。

6.38 従業員の内、誰が特定の請負契約の下で働くのに適しているかを定めるために、請負業者は施設管理者に以下の情報を要求することになるろう：

- (a) 全ての放射線ハザードとそれに付随する管理の詳細、及び請負業者の従業員が請負業務の中で受けそうな最大線量の推定値；
- (b) 追加的に必要な、請負業者、又は施設管理者が提供すべき全ての研修の詳細；
- (c) 請負業者の従業員が個人線量計を着用する必要があるかどうか、もし必要ならば、どのような取り決めができてきているかの情報；
- (d) 化学物質、塵埃や熱など放射線以外のハザードの詳細；
- (e) 必要があれば、個人用防護具の供給。

6.39 請負業者の従業員を監視区域又は管理区域を有する施設に受け入れる前に、施設管理者は、請負業者から従業員に関する特定の情報を取得すべきである。この情報がすぐに利用できる場合には、施設へ迅速に立ち入らせることができるであろう。この情報には下記の項目を含めるべきである：

- (a) 従業員の適切な適格性の詳細（研修、経験及び認定）；
- (b) 従業員の被ばく歴の詳細；
- (c) 従業員の作業に対する適性に関する全ての関連情報。

6.40 施設管理者が請負業者の従業員の力量の評価を行うことも適切であろう。これは、6.56項～6.65項で更に議論する。

6.41 請負業者は、作業の性質と請負契約条件に応じ、着手すべき作業に関し一人又はそれ以上の資格を有する専門家に相談する必要があるかどうかを検討すべきである。請負業者は、資格を有する専門家に相談したい場合には、施設管理者又は第三者から適切な専門家についての助言を求めるかもしれない。次の項目は、資格を有する専門家からの指導が必要となるかもしれない項目である：

- (a) 防護と安全に関わる工学的管理の確認；
- (b) 適した所内規則や手順の策定；
- (c) 適切な線量測定評価の取り決め；
- (d) 個人用防護具の要件；
- (e) 放射線モニタリング装置の使用；
- (f) 記録の保持；
- (g) 緊急事態の手順。

6.42 施設管理者は、早い段階で、請負業者と放射線の監督に対する取り決めについて話し合うべきであり、請負業者とその従業員に対する放射線防護監督者としての役目に、既存の放射線防護監督者（3.66項参照）を充てても良い。又は、請負業者は、放射線防護監督者として自身の従業員の一人を任命するよう求められるかもしれない。その場合、この人が十分に研修を受けていることを確実なものとするべきである。この任命された放射線防護監督者は、施設管理者に受け入れられるべきであり、請負契約上で合意として、この放射線防護監督者が、施設の監督職員の中の特定のメンバーと密接に協力する（指導を受ける）ことを求めるべきである。施設と請負業者の放射線防護監督者は必要レベルでコミュニケーションを維持すべきである。

請負業者の管理下にある線源

6.43 請負業者の管理下にある線源が、請負業者の従業員によって施設に持ち込まなければならないかもしれない。放射線源（例えば放射線応用計測器）が、通常操作の一部として、施設内で使用することがあっても、請負業者が働く区域は、そのよう

な線源に関連して指定された区域外である場合が多い。このような状況では、渡り作業者が施設の管理下にある線源から被ばくを受ける恐れはない。しかし、渡り作業により持ち込まれた線源が、施設の従業員に被ばくを引き起こす恐れがある。

6.44 このような状況は、請負業者が現地で工業用非破壊検査を行う時に最もよく起こる。そのような作業については、特に6.45項～6.50項で記載している。同様の原則と措置が、例えば照射施設内に線源を装荷する操作など他の作業活動にも適用されることになろう。非密封線源が関与している場合、表面汚染や空気汚染を避けるために注意を払うべきである（9.24項～9.46項）。

6.45 工業用非破壊検査は、機器（例えば、配管、溶接部及び圧力容器）に亀裂や他の欠陥が存在するかどうかを判断するための検査に使われる。放射線源は、密封された放射線源又はX線発生装置である。何れの線源であっても、現場でそれらを使用する放射線技師やその他の居合わせる人を防護するために、厳密に管理された手順を必要とする。これらの手順の本質的な部分は、線源から適当な距離にある障壁の管理であり、それは、障壁内の管理区域への許認可されていない立ち入りを防止することも意図している（すなわち、管理区域の縄張りとして）。この種の作業は、夜間又は高所で行われことがある。そのため、強い照明のような追加の防護対策や綿密な監督を考慮すべきである。施設管理者と請負業者の間の協力は、施設の従業員に対する防護と安全を確実なものとするために不可欠である。

6.46 請負業者により行われる作業に関して、施設管理者内に直接専門知識を有する者がいない場合、施設管理者の関与は技術的ではない情報収集に本質的に制限すべきである。施設管理者は、作業のより技術的な側面での協力に対して請負業者に一義的な責任を持ってもらう必要があるが、請負業者が安全な作業条件を達成するために十分な準備を行ったことをもって満足すべきである。これを行うには、施設管理者は、資格を有する専門家の支援が必要になるかもしれない。

6.47 作業の開始前に、施設管理者は請負業者から下記のものを取得すべきである：

- (a) 緊急事態が生じた場合、請負業者に連絡できる電話番号。
- (b) 作業中常駐する放射線防護監督者の名前。
- (c) 使われる放射線を発生する装置又は放射線源の種類。
- (d) 請負業者の所内規則と手順のコピー、それには提案された作業に関する十分な情

報が含まれるべきである。十分な所内規則がない場合には、請負業者に作業を引き受けさせるべきではない。

6.48 施設管理者は、請負業者に防護と安全に対する次の対策を実施させることを確実なものとするべきである：

- (a) 線量率が予め定めたレベルを超える管理区域への出入りを防止する障壁の設置；
- (b) 十分な警告通知を掲示すること；
- (c) 被ばくの前と被ばく中の警告灯の準備（事業所内での被ばくの警告以外の他の意味や重要性を持たないこと）；
- (d) 入退出の地点に説明事項の表示；
- (e) 使用前後での設備及び放射線モニターの点検；
- (f) 使用前に動作不能と判断された機器の交換又は修理；
- (g) 管理区域の作業開始前及びその後の定期的な調査；
- (h) 許認可されていない立ち入りを防止するための障壁の巡視；
- (i) 障壁の設置又はその位置の妥当性確認及び被ばく後の予想線量率の確認に、適切な校正済み放射線モニターを使用すること（これらはパルスX線場が存在するかもしれないところでは特に重要である）；
- (j) 十分な貯蔵施設の準備；
- (k) 緊急時計画の策定；
- (l) 適切な個人モニタリング機器の使用。

6.49 施設管理者は、請負業者の作業の影響を受けるかもしれない全ての自社従業員に、提案された作業に関する十分な情報を与えることを確実なものとするべきである。これには、当該作業の近くで職務のある者、セキュリティ職員、管理者、及び緊急事態に関与する事になる予定者も含むべきである。

6.50 請負業者の従業員が、同意した安全作業慣行を遵守することを確実なものとするために、施設管理者は作業の進行中に時折抜き打ち安全監査の体制を整えるべきであろう。このような監査は、施設の従業員により、又は独立した第三者により実施することができる。防護と安全の基準を評価するための監査を行う場合、施設管理者は、監査すべき項目を一覧表示したチェックリストを参照すると有用かもしれない（6.32項参照）。

6.51 施設の通常稼働中、施設の管理下にある線源による被ばくの恐れもある施設の

区域に、請負業者の管理下にある線源を、請負業者の従業員によって持ちこまなければならないことが起こることもある。6.33項～6.50項のガイダンスを適用するが、6.52項～6.55項の追加指針も適用すべきである。

6.52 施設の稼働から生じている有意な周辺線量率がある区域で、請負業者の管理下の線源を取り扱う工業用非破壊検査又は他の作業があるかもしれない。そのような作業を行う前に、障壁と注意標識の設置を必要とする適切な線量率設定に関し、請負業者と施設管理者間で協議の上合意すべきである。提案された作業のタイミングに関しても配慮すべきである。

6.53 作業は、請負業者の所内規則と手順に従うばかりでなく、施設に関連した線源に対する所内規則と手順にも従って実施すべきであろう。それ故、請負業者は、施設側の所内規則や手順のある部分を組み込めるように自身の所内規則と手順を変更する必要がある、かつ相反する要件が存在しないことを確実なものとする必要があるだろう。これは明確に請負契約の中に含めるべきである。

6.54 施設の管理下にある線源に対する被ばくの可能性のため、請負業者の従業員が自身の放射線源の使用に関して既に研修されていても、特別な研修が必要になるかもしれない。このような状況では、多くの施設は、請負放射線技師とその放射線防護監督者を一定のレベルまで研修を受けるように要求している。

6.55 施設に設置したどれかの放射線関連の計測機器に、請負業者の放射線源が及ぶすかもしれない影響を考慮すべきである（例えば、ガンマ線エリアモニタや臨界事故検出システムへの影響、及び不要な誤警報のリスクなど）。このような事象を特定した場合には、適切な是正処置を取るべきである。これらには、線量率を最小限に抑えるための、より小さい線源又は集束された放射線ビームの使用、又は限られた期間、計測機器の一部を不作動にすることを含めることもあり得る。

渡り作業者の力量

6.56 施設管理者は、施設で作業する請負業者が作業を遂行する力量がある人材を使用することを確実なものとするべきである。従って請負業者の人材の力量は、正式に評価し文書化する必要があるかもしれない。この手法は、請負業者の従業員が施設の管

理下にある線源から被ばくする恐れがある場合だけでなく、請負業者が自社の線源を持ち込む場合に施設の従業員がこの線源から被ばくを受ける恐れがある場合にも有効である。

6.57 評価プロセスには、防護と安全に影響を与える可能性のある、全ての請負作業に必要な力量（教育、経験、初期及び継続的な研修プログラムを通じて）や資格要件を決定するための正式な手続きを含めるべきである。確立された指針又は品質マネジメント手順は、評価プロセスにおいて有用であろう。

6.58 評価プロセスのレベルと詳細は、施設と実施する作業のタイプに依存するだろう。渡り作業の中には、力量を実証するために資格又は認定の制度がある専門的職業で働くであろう。そのような専門的職業の例としては、放射線科医、医学物理士、診療放射線技師、及び工業用非破壊検査の技師があげられる。この種の専門的渡り作業者を雇用しようとする施設管理者は、この作業の認定要件と資格要件に留意すべきであり、またこの要件を評価プロセスに取り込むべきである。請負の取り決めにおいてこれらの資格を指定することが適切である場合もある。他の専門的職業や技能は、資格要件がないかもしれない。この状況下では、力量の評価は履歴書、認定書、研修記録、参考資料と他の施設における類似作業の報告をレビューすることに限定されるかもしれない。

6.59 状況によっては、施設管理者は、請負業者が現場で働くのを許可する前に満たさねばならない現場特有の力量要件を指定したいかもしれない。この要件には、適切な呼吸防護具を使用する力量を含めることがあり得る。このような状況下では、施設管理者は必要に応じて、この力量をカバーするために適切な研修を提供するか、又は代わりにそのような研修を受けられる場所を助言するべきであろう。そのような研修が完了すれば、そのことは力量評価プロセスに反映されるだろう。

6.60 請負業者は、その従業員が行うべき作業に対し適切な資格を有することを確実なものとするべきであり、施設で作業を開始する前に、個々の従業員の適格性の詳細を施設管理者に提出するべきである。渡り作業者は、作業及び放射線防護に関する必要な研修と認定を受けていなければ作業を許可されるべきではない。例えば彼らが操作する装置/機械が非常に高線量率のガンマ線源を有していて、適切に操作しないと、短時間に高レベルの被ばくの恐れがある場合などがある。

6.61 請負業者の人材力量評価では、請負業者の従業員が作業を遂行する力量があるか、又は資格や経験が足りないかのどちらかを決定することになる。足りないのであれば、請負業者の従業員が現場で働くのを許可する前に、力量を補完する措置を取るべきである。最も適切な補完する措置を決めるためには、個々の特有な状況の主な特徴を考慮すべきである。

6.62 補完する措置に関連した研修に関して、請負業者の従業員が現場で働く前に必要な研修を実施すること、及び、現場作業者と請負業者間の特定された如何なる溝も埋めるために、その間の連絡係を創設することを考えるべきである。現場操業者は必要とされるあらゆる現場特有の研修を提供できるかもしれない。

6.63 以下の追加的な補完する活動を管理側が率先して実施しても良い：

- (a) 現場作業者による直接的な監督の提供；
- (b) 請負業者の人材の交代；
- (c) さらなる経験、教育又は研修の文書化。

6.64 請負業者は、以下の項目に関し従業員の力量を定期的に再評価すべきである：

- (a) 要求される専門資格の変更；
- (b) 法令の変更；
- (c) 当該施設、他の施設での経験から学ぶべき教訓；
- (d) 作業者の線量記録；
- (e) 受けた訓練のレベルの妥当性及び有効性が維持されていること；
- (f) 再教育のための研修の必要性；
- (g) 作業に対する適合性の何らかの変化；
- (h) 施設、操作又は業務慣例における何らかの変化。

6.65 個々の作業者の実績も評価すべきである。現場で遭遇した問題から学んだ教訓や困難を解決するために取った措置が、一人又はそれ以上の作業者に対して、更なる力量研修の特定につながるかもしれない。

放射線防護プログラム

6.66 渡り作業者に対する管理責任や放射線防護の取り決めに関連した複雑さが、効果的な放射線防護プログラムに従って作業することの必要性を強調している（3.49項～3.158項参照）。放射線防護プログラムでは特に、請負契約上の合意条項に従って、渡り作業者の防護と安全に対する責任を施設管理者と請負業者に割り当てるべきである。

6.67 ほとんどの状況において、放射線防護プログラムの基になる事前の放射線科学的評価は、施設管理者と請負業者の雇用主の中でより適任な方が主導的な役割を担い、両者による共同作業で行うべきである。この際、以前の評価結果を用いるべきである。通常操業の一部として放射線源を使用する施設に対し、施設管理側が自らの操業に対する事前の放射線的评价を実施すべきで、そのあと、より詳細な安全評価をすべきである。同様に、請負業者が自らの放射線源を持っている場合には、それらの線源を使用するであろう施設のほとんどのに適した、事前の放射線的评价及び安全評価を予め実施すべきである。

6.68 施設管理者と請負業者は放射線防護プログラムを開発するための共同責任を有するが、事前の放射線的评价や安全評価と同様に、この両当事者の知識と専門的技量のレベルは、効果的な放射線防護プログラムを開発することを確実なものとするために、相互に合意した責任の割り振りに役立つことが期待できるかもしれない。多くの場合、施設又は請負業者の既存の放射線防護プログラムは、施設での請負業者が提案した作業を反映するために、何らかの修正が必要になるかもしれない。

6.69 渡り作業者に対する放射線防護を確実なものとするための基本として、既存の放射線防護プログラムを使用する例を2つ、以下に説明する：

(a) 原子力発電所では、施設の運転及び保守に関する放射線リスクについて広範な知識を取得している管理者が、既に自社の従業員（また、評価した仕事について使用するであろう請負業者の従業員についても）に対し詳細な安全評価を実施し、また包括的な放射線防護プログラムを確立しているであろう。それゆえ、この場合は、施設管理者が請負業者に関連する安全評価に関する情報を知らせ、関連作業の状況や特定した懸念を請負業者と議論し、請負業者の作業をカバーする簡略化した放射線防護プログラムを開発することが適切であろう。

- (b) 化学プラントで働く工業用非破壊検査会社は、既に現場での作業に対し自ら放射線防護プログラムを開発しているだろうが、施設の安全担当者との連携を維持し、放射線防護プログラムからの適切な情報を安全担当者に提供する必要があるだろう。その情報には、管理及び監督の準備や施設の従業員の放射線防護を確実なものとするために使用する手順が含まれるであろう。

職業被ばくの記録

6.70 渡り作業者の中には、次の施設に移る前に、1年よりもずっと短い期間しか働かない者もいるかもしれない。その場合、彼らは、1年以内に複数の施設で線量を蓄積するかもしれない。各々の施設で、蓄積した線量は、かなりの線量かも知れないし、そうではないかも知れない；しかしながら、1年間に数カ所の施設で蓄積した線量は、適用される線量限度に近づくような合計の蓄積線量になるかもしれない。したがって、これらの作業者の線量は長い時間にわたり追跡調査するべきであり、かつこれを達成する責任と取り決めは明確に確立し、文書化すべきである。

6.71 各渡り作業者に対する線量の最新記録及び健康サーベイランスの状況を利用することが確実なものとしてできるような取り決めがなされるべきである。この記録は、作業者の被ばく記録を集中管理したデータベースからの出力の形である場合もあり、又は放射線モニタリングに係る個人別の文書（「個々人の放射線管理手帳」と称する場合もある）又はそれに代わる個人線量記録の場合もある。作業者の職業被ばくと健康サーベイランス記録は、適切な防護及び安全プログラムを確立できるように、放射線源を用いる施設で請負作業を開始する前に、施設管理者に利用できるようにすべきである。

6.72 現場作業中の作業者の職業被ばくの記録は、関連する責任を有する人に応じて、施設管理者か、あるいは請負業者のいずれかにより、最新の状態に保つべきである。記録の更新が遅くなってしまうのを避けるためには、推定線量（例えば、作業場モニタリングの結果に基づく）を、作業者の個人モニタリングデータ結果受領前に暫定値として記録しても良い。これは、作業者がその間に別の施設に移っていたとしても、次の施設管理者に対しその作業者の線量の有用な指標を提供することになる。作業者の職業被ばくの記録を最新の状態に保つことを確実なものとするのは、渡り作業者雇用主の責任である。

研修

6.73 放射線源を通常の作業の一部として使用している施設で、防護及び安全に対し影響のない区域で請負作業（例えば監視区域内の清掃、塗装、一般的な保守、又は建設）を行う渡り作業者は、最小限の放射線防護知識を必要とするだけで、また、当該区域にいる間に従うべき事前注意に関する極めて基本的な情報が提供されれば良い。逆に、複雑な作業を必要とする管理区域での操作を行うことを要求される渡り作業者は、入退手順、取るべき事前注意事項、個人防護具の使用及び手続き要件などのテーマに関して研修を受ける必要があるかもしれない。施設に自分自身の放射線源を持ち込む渡り作業者は、これらの放射線源の安全使用における研修を適切に受けるべきである。研修を提供すること確実なものとするのは渡り作業者の雇用主の責任であるが、施設管理者も、また、施設の作業場での請負させた仕事の遂行に対し必要な研修のレベルと内容について相談を受ける必要があるかもしれない。

6.74 状況によっては――典型的には、請負業者が放射線作業に関し限られた経験しか有しない場合――施設管理者は、施設内での緊急事態に関連する情報を含む防護や安全上の必要な情報を請負業者とその従業員に提供することになるかもしれない。状況に応じて、この情報は、通知、書面による指示又は正式な研修の形を取ることもあり得る。請負業者が研修の責任を持つ状況もあり得るが、その場合も作業を開始する前に、施設管理者は作業に関するリスク及び必要に応じ特別に必要な研修についての情報を請負業者に提供すべきである。大きな施設では、施設管理者は（施設に関連している限り）請負業者に代わって、又は別の請負契約の約定として適切な研修を援助することもできるだろう。この研修は、施設管理者が、自社の従業員のために提供するのと同レベルの研修であるべきである。

6.75 請負業者が研修に対し責任を負う場合には、従業員の研修の必要性を評価すべきである。必要に応じて、施設管理者及び資格を有する専門家と協議し、請負業者は施設での今後のあらゆる作業に必要な、適切なレベルの研修と情報を提供できる研修プログラムを策定すべきである。この際に、以下の項目に配慮すべきである：

- (a) 予見し得る将来に実行する作業の性質；
- (b) 作業と関係ある被ばくの恐れ；

- (c) 既に実施された研修の程度と有する資格；
- (d) 入構するであろう施設における現場特有の要件（例えば入構手続き、個人用防護具の使用、及び緊急事態の手順）。

6.76 実施する作業の性質により、いくつかのレベルの研修を提供する必要があるかもしれない。例えば、多くの作業者にとっては放射線防護における基本的な注意点だけが必要とされるかもしれないが、放射線防護監督者として活動する職員にはより広範囲の研修が必要になるだろう。

防護と安全の見直し

6.77 渡り作業者の防護と安全に関して施設管理者によって確立された取り決めや手順は、定期的に見直して、それらがその作業に継続して適切で関連があることを確実なものとするべきである。同じ渡り作業者が長期にわたり現場にいる場合には、彼らの作業慣行を見直し、適切な間隔で監査することにより取り決めの遵守レベルを評価し、手順における弱点を特定するべきである。同様に、新しい渡り作業者が作業を開始しようとする場合には、取り決めや手順を請負業者と協議し、引き続きそれらが妥当かを審査する機会を持つべきである。

6.78 見直しを実施する際に、次の項目に注意すべきである：

- (a) 作業環境の変化；
- (b) 法規上及び規制上の変更；
- (c) 作業慣行に対するあらゆる変更点；
- (d) 現在の取り決めの遵守の度合い；
- (e) 現在の取り決めの実務性；
- (f) 緊急時計画の妥当性；
- (g) 合理的に達成可能な限り低く線量を維持するために、以前使用した取り決めや現在使用している取り決めの有効性；
- (h) 放射線的評価の変更の必要性、計画された作業に対する安全評価と規制機関との相互関係のレベル；
- (i) 学ぶべき事柄及び運用経験。

6.79 6.78 (g) 項は特に重要である。渡り作業者が受ける線量の効果的な最適化

が、取決めや手順の主な目的である。したがって、取り決めの妥当性を評価する際に、施設管理者は、渡り作業者がサイトにいた期間の職業被ばくの記録を見直し、取り決めが作業のタイプに適していたことを確信すべきである。この見直しは、他の関係雇用主との相談と、出来れば適切な資格を有する専門家からの助言を得て実施すべきである。

6.80 見直しの成果は、恐らく取決めと手順を是正し、改善し、又は向上させるために取るべき一連の措置であろう。これらの措置は合理的に実行できる限り速やかに、なるべく渡り作業者が施設で評価対象の業務を次に実行する前に実施すべきである。取り決めの妥当性評価で得られた指摘事項は、当該作業者とその雇用主に伝え、いかなる請負契約上の合意事項、所内規則や手順の変更に組み込み反映するべきである。

6.81 自分の管理下に線源を持っている請負業者も、定期的に社内の取り決めや手順を見直すべきである。登録者又は許可取得者として、請負業者は、その従業員が受ける線量を制限し、放射線防護を最適化する責任がある。請負業者は、線量測定評価結果を継続的に見直すための手順を整備しているべきである。上述したように、単一施設での長期作業に対する取り決めや手順は、施設管理者との協議により定期的に見直すべきである。請負業者は、全てのサイト作業で守るべき現行の取り決めと手順、例えば、作業者の健康サーベイランスプログラム、機器の保守手順、自社が責任を有するそれぞれの線源の存在場所、説明、放射能、及び型式の記録を保持するための取り決めについても、見直すべきである。

特定の種類の施設と関連した課題

原子力施設

6.82 原子力施設では渡り作業者が非常に高い線量を受ける恐れがあるので、渡り作業者に原子力施設への立ち入りを許可する前には厳格な要件を満たさなければならない。これらには、次の手順の一部又は全てを遵守すべきことが含まれる：

- (a) 請負業者は、立ち入り承認の様式に関し次の情報を入力するべきである：(i) 作業者に関する個人情報；(ii) 契約の参照事項；(iii) 雇用主の詳細；(iv) 作業者の専門的スキルとその証明書；(v) 予想従事期間。請負業者は記入し

た様式を施設管理者にフォームを送り、施設管理者は立ち入りを許可する区域と、施設内及びその監視区域や管理区域への立ち入り許可の有効期間を追記する。高（又は潜在的に高い）線量率の区域への立ち入りについては、特定の許可証を使うべきである。原子力発電所に対する立ち入り手続きは、処理に数日かかることもあり得る。

- (b) 渡り作業者が原子力発電所に到着時には、6.82 (a) 項に記載されている全ての情報に加えて次のことを確認するべきである：(i) 作業に対する作業者の適性；(ii) 本年、過去12か月間及び過去5年間にわたる作業者の線量記録。
- (c) 特定の施設状況における及び緊急事態の際に求められる措置に対する具体的な研修が提供されるべきである。
- (d) 渡り作業者の技能が、実施する作業に適合しているか確認するべきである。
- (e) 渡り作業者は、施設の作業管理システムに従って発行した放射線作業許可証を提示することで、管理区域への立ち入りが正当化できなければならない（3.96項参照）。
- (f) 渡り作業者に対する個人線量目標値を確立しているべきである。

6.83 短期請負の渡り作業者に対しては、特別な手続きを採用すべきで、例えば次のようなものがある：

- (a) 個人線量目標値は暫定的に比例計算で算出されるべきである。
- (b) 放射線レベルの高い（又はそのおそれのある）区域への立入は制限又は禁止されるべきである。

6.84 高線量率又はそのおそれのある業務では、以下の特別な研修や手順が、渡り作業者に提供されるべきである：

- (a) 行うべき作業の詳細な説明、技術データ及び線量測定条件と環境条件を含む、事前の作業確認。
- (b) 予備的な作業の実施手順とそれにともなう線量の推定。
- (c) モックアップでの研修や、合理的に実行可能なら、実際の作業場の代表的なシミュレーション、又は必要に応じ、作業場の説明（例えば写真又はビデオ）を使用した説明会。
- (d) 被ばく時間、業務を実施するための困難さ、改善すべき段階、整備すべき特殊道

具、そして当該作業場で同時に作業する人数を含むこの研修へのフィードバック事項。

- (e) 可能な範囲での用具や機器の潜在的な故障及び他の運転異常事象の予想。これにより、線量を合理的に達成可能な限り低く維持する方法で、作業者が実行する是正処置の策定及び作業者の研修を促進する。
- (f) 作業手順と推定された線量の改善、防護と安全の最適化。
- (g) そのような最適化された手順に従った最終段階の研修。

医療照射を実施するための施設

6.85 治療目的の放射線源、加速器及び放射線を発生する装置、診断及びインターベンショナルな治療の目的のためのX線装置の使用は、作業員への高線量被ばくの可能性がある一般的な行為である。機器技術者や保守作業員はしばしば渡り作業員に分類される。また、放射線科医、医学物理士、医療放射線技師その他の保健専門家が放射線の医学的使用に関連した特定の職務で幾つかの病院、診療所で働くことはありふれたことである。彼らは一義的には1つの病院又は病院グループに雇用されるが、他の組織の契約者としても活動する。これらの作業員は、予め最初の資格取得前研修で放射線防護の研修を受けているべきであるし、各病院では非常によく似た手順に従って働いているだろう。

6.86 放射線の医学的利用施設での渡り作業員に関する重大な課題は、線量測定評価手順の妥当性である。作業員は彼らの主雇用主により線量計が支給されるべきであり、あらゆる場所でこれらの線量計を着用する。しかし、1つの線量計で高線量が記録された時には、この方法では困難が生じる。この状況では、どこから高線量を受けたかを判断できないかもしれず、またどの雇用主が調査や是正処置を引き受ける責任があるかを判断できないかもしれない。

6.87 適切な線量測定評価の取り決めでは、作業員は第一に記録保持の目的で、主雇用主から支給された線量計を恐らく全ての場所で着用し、各雇用場所では別々の線量計を着けることになる。これら線量測定評価手順は全ての当事者が協議してなされるべきである。

6.88 線量測定評価の取り決めに加え、渡り作業員は加速器、X線発生装置のような

働くことになる全ての施設における装置に習熟するために、特定の研修を受けるべきである。この装置に係る特定の研修には、操作の詳細と安全の側面が含まれるべきである。

6.89 放射線を発生する装置又は非密封放射源を使用している場所での防護及び安全対策の妥当性は確実なものとするべきである。放射線場の特性に適した放射線モニタリング装置が利用できるようにすべきである。線源と医療従事者(medical personnel)との間に設置する全身遮蔽体又は部分遮蔽体は、しばしば線量を低減する手段として用いられる。当該状況に適切な個人用防護具も適宜、利用できるようにすべきである(例えば、防護エプロンや手袋、顔や眼の遮蔽体、及び甲状腺防護カバー)。

6.90 非密封放射線源を施設又は請負業者の職員が使用する時、放射性核種の測定可能な量の摂取が発生したかどうかを評価するためには、表面汚染及び空気汚染の管理、個人モニタリングプログラム又は補足的な作業場モニタリングの必要可能性に対するルールや手順が関連しており考慮に入れるべきである。全ての当事者間の事前の放射線的評価と議論が意思決定に役立つであろう。

6.91 渡り作業による保守作業の結果生じうる、作業(と患者)の予期しない予想外の医療被ばくを避けるために、一定の事前注意が取られるべきである:

- (a) 渡り作業者が保守サービスを行う場合、時々システムの初期設定が変更される(例えば、X線ビームがパルス状に出される透視撮影モード)ことがある。そのような変更は、システムの利用者が気づくように登録すべきであり、また、施設の責任ある医学物理士個人にも知らされるべきである。
- (b) 渡り作業によるシステムの保守時には、安全インターロックの一時的な解除に起因する事故の可能性を避けるために適当なバックアップ手段を採用して、このような状態での診療使用を防ぐべきである。
- (c) いかなる作業でもシステムの放射線や画質に影響を与える作業を渡り作業員がした後には、詳細なレポートを、作業を実施したサービス部門長に提出すべきである。
- (d) システムに対し渡り作業者が保守を行った後では、システムは患者がすぐ使用できるようにすべきである。フィルム現像機を修理した後に、ばく露したフィルム

がセットされていることが時にある、こうなると次に使用する時に最初の画像が使用できないために、患者の中には二回照射される人が出てくる恐れがある。

ラドン及び／又は自然起源の放射性物質による被ばくをもたらす鉱山

6.92 地下鉱山のラドン濃度は換気条件に依存するため、場所によっては高レベルに達することがある。ウラン鉱石（及び時には他の特定の鉱物）の採掘は、自然起源の放射性物質による作業員の外部及び内部被ばくを引き起こしうる。請負業者の雇用は、短期及び長期によらず、鉱山では一般的である。渡り作業員に関して、誰が放射線防護対策（研修、健康サーベイランスと個人用防護具の使用を含む）の責任を取るのが最善かという疑問に対しては、請負作業の特性に大きく依存し、この性質は幅広い差異があるので、以下に2つの例で説明する：

- (a) 鉱山の中には、大規模かつ長時間継続する通常の日常的な採掘作業を行うために請負業者を雇うものがある。このような状況では、鉱山管理者が採掘管理に関わる渡り作業員の放射線被ばくのマネジメント及び管理に対する責任を担うのが最適であるかもしれない。なぜなら、鉱山管理者が必要な力量とインフラストラクチャを有しているからである。この力量とインフラストラクチャはほぼ確実に請負業者が保有するものより大きいであろう。
- (b) 請負業者は、このような鉱山の設備の設置や保守管理など、日常的な採掘作業の一部を形成しない特殊で非定期的な雇用をされるかもしれない。例えば、鉱山への装置や機器の設置や保守、坑道¹⁵の掘削や掘削シャフトの挿入する作業である。このような業務は、時々通常の作業中に遭遇するものよりも高い被ばくレベルを引き起こすことがある。このような状況の場合、請負業者が従業員の放射線防護に対する責任をより良く取れる立場にあるかもしれない。これは、日常的にこの作業を実行し、より精通している可能性があり、特定の放射線のハザードにより通じているかもしれないからである。請負業者はまた、長い期間その従業員の放射線量の経過を追うことがより簡単にできることという長所がある。他方、そのような特殊な作業を行う際の請負業者の経験のほとんどは、放射線のハザ-

¹⁵坑道とは、鉱石を下方に移送するために地下鉱山に設けた鉛直又は斜めのシュートである。

ドが有意でない状況下で得られたものかもしれない。この場合には放射線防護に対する責任は、作業が特殊性を有していても鉱山管理者に置いた方が良い。その場合には、鉱山管理者はそのような特殊な作業に関連する放射線のハザードに精通するべきであろう。

6.93 操業上の責任の分担に関して広範囲の選択肢が残されているべきである。かつ、原則としては、責任は、問題とする業務に対する最大レベルの放射線防護上の力量とインフラストラクチャを有する雇用主にあるべきである。鉱山の多くの作業場は、遠隔地にありかつ比較的アクセスし難いので、作業活動の監督が難しい場合がある。鉱山管理者と請負業者間の緊密で持続的な相互関係がなされるべきである。

鉱物の抽出・処理施設

6.94 鉱物の抽出・処理施設においては、通常、放射性物質及び／又は放射線を発生する装置の使用を伴っている。密封線源が、計測・制御装置に広く使用されており、その放射能レベルは非常に大きい場合がある。配管や圧力容器の健全性を試験するためには、工業用 X 線発生装置が広く使用されている。密封されていない放射性物質が、石油やガスのパイプラインの中のようなところで、よくトレーサーとして使用されている[26]。さらに、鉱物や鉱物処理後の残渣が、自然起源の放射性物質による被ばくをもたらす可能性がある[24～29]。

6.95 このような施設で請負業者が広く利用されているが、請負業者の全てが彼らの作業員の被ばく管理の責任を取れるような防護と安全に必要な専門知識を持っているとは限らない。化学工業及び石油・ガス産業では、例えば容器の内部の付着物や沈殿物を除去する作業、余分なプラントの解体と撤去のような特殊作業に対して、請負業者を使用することが通常よく行われており、これらの工程では、自然起源の放射性物質で汚染されたプラントの一部での作業を伴うかもしれない。このような状況下での渡り作業員は、多くの場合1年よりもはるかに短い期間しか特定の施設で働かないが、それが継続する場合は、関連する年間線量限度に近い、若しくは超える年間線量を浴びる可能性があるだろう。それ故、これら作業員の職業被ばくは慎重に管理するべきである。

6.96 渡り作業員が比較的高い放射能濃度を有する自然起源の放射性物質による被ば

く（例えば、ラジウムを多く含む配管付着物の除去）を伴うような多くの特殊作業の性質として、最適化プロセスの観点から線量最適化の大きな余地があるかもしれないことである。作業に比較的単純な変更を行うことで、線量の大幅な低減を達成することが可能である（例えば文献[26]参照）。施設管理者と請負業者は、渡り作業者が関与する特殊業務では施設の定常業務に比べ、最適化原則の遵守をより簡単に見過ごしている恐れがあることに両者とも注意すべきである。

6.97 請負業者の防護及び安全に対する知識は限られている場合が多い。請負業者の従業員は、放射線防護のための作業の実施と被ばくを制限する手順を認識させるべきである。施設管理者と請負業者は、計画段階で作業の放射線防護の側面を議論すべきである。扱うべき主題には下記のものが含まれるべきである：

- (a) プラントのさまざまな部分で密封線源（例えば放射線応用計測器）と自然起源の放射性物質（例えばラジウムを多く含む付着物）によってもたらされるハザード；
- (b) 管理区域又は監視区域の存在；
- (c) 被ばくを合理的に達成可能な限り低くするように防護を最適化するために従うべき手順；
- (d) 適切な個人用防護具の使用；
- (e) 監督；
- (f) 線量評価と線量記録の維持；
- (g) 廃棄物管理；
- (h) 研修；
- (i) 換気、粉塵管理、又は他の関連する管理システムが故障、若しくは、停止した場合に取るべき措置。

6.98 現場操業者は事前の放射線的評価を行い、所内規則や手順きを策定するのに、請負業者を必要に応じて支援するべきである。作業の性質と取るべき予防措置を考慮して、請負業者の従業員は、放射線被ばくの危険性、被ばく経路、被ばくを制限するのに取るべき手順、及び、放射線防護監督者の職務に関する研修を受けるべきである。現場操業者は、必要に応じて請負業者に代わって、この研修の調整をするべきである。

6.99 施設管理者は、渡り作業者が働く施設若しくは特に作業場で存在するかもしれ

ない放射線以外のリスクについて、請負業者と必要に応じて協議するべきである。管理者は、このような放射線以外のリスクを放射線リスクと首尾一貫した方法で管理するために、相互に合意された手法を整備することを確実なものとするべきである。

6.100 比較的高い放射能濃度を有する自然起源の放射性物質による、渡り作業者の被ばくを伴う特殊な業務については、本質的に放射線防護の最適化に対する重要な機会があるかもしれないことである。作業計画の比較的簡単な変更で予測線量の大幅な削減を達成することができるかもしれないのである。例えば、工学的管理を使って付着物（スケール）、沈降物（スラッジ）及び沈澱物の蓄積を減少、又は蓄積された汚染物質を除去するための保守作業を容易にすることができるかもしれない。その種の作業の所内規則や手順の変更によっても、資源を合理的に配分することで線量低減することが見出されるかもしれない。請負業者や施設管理者は、渡り作業者が関与する特殊な業務に対し、最適化の原則を遵守することに、高度なマネジメント上の注意を払う必要があるかもしれないということに注意すべきである。

7. 職業被ばくのモニタリングと評価

外部被ばく評価

モニタリングプログラム

7.1 作業者が受ける外部被ばく線量は評価すべきもので、ほとんどの状況で個々のモニタリングの体系的評価プログラム結果から容易に評価できる。線量はまた、作業場のモニタリング結果から評価しても良い。GSR Part 3[2]は、被ばく線量評価の目的で使用する個人モニタリングや作業場モニタリングの要件を定めている（3.116項参照）。

個人モニタリング

7.2 作業者の個人モニタリングを行う場合、各作業者は、積算個人線量計を受け取

るべきである。

7.3 個人の線量測定は、規制機関の承認を得た線量測定サービス機関*によってなされるべきである。規制機関はサービス機関に、状況に応じて関与する全ての種類の放射線に対して $H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 及び／又は $H_p(0.07)$ を十分な正確さで測定できる線量計を提供するよう求めるべきである。線量測定サービス機関のためのマネジメントシステムに関する勧告とガイダンスは8章に記載する。

7.4 日常的又は特定の作業の間の個人被ばくを管理するために、直読タイプ（能動形線量計）の補助線量計を用いる必要があるかどうかを考慮すべきである、直読式線量計は通常の線量測定に比べて、より高い頻度で個人線量を推定し、線量率の情報を与えることができる線量計である。このような線量計は、最適化のために役立てることができる。

7.5 能動形線量計は、通常、線量管理の目的のためにのみ使用されるが、それはまた、規制機関による事前の承認があれば、記録保持の目的（記録用線量計）のために規制機関によって指定されている線量計の代わりとして使用しても良い。この場合、規制機関による同一の承認手順を踏むべきである。この能動形線量計は、記録用線量計として使用するのに適した設計であるべきで、エネルギー範囲、感度、直線性、精度などを適切に持っているべきであり、信頼性を有し、十分な品質管理と定期的な校正手順が確立しているべきである。なお、能動形線量計（特に電子式線量計）は、しばしば、パルス状の放射線場で性能が低下することに注意が必要である。これは重要な考慮事項であって、例えば、眼の水晶体への線量、 $H_p(3)$ を測定するなど、放射線を使った画像誘導下でのインターベンション手技などが該当する。電離放射線のパルス場に対する電子式線量計の性能試験は、文献[45]に沿って行うべきである。

7.6 ほとんどの場合、体幹部に一個の線量計を装着することで十分である。この線量計は、体幹部表面で最も高い被ばくが予想される位置に着けるべきである。主として正面から、又は時に回転対称又は等方的に被ばくが予想される場合、線量計は、肩と腰の間で、胴体の前部に装着すべきである。放射線が主に背面からのものであれば逆に、線量計は胴体の背面に装着するべきである（7.121項を参照）。

* 訳注：原文 service だが、service providers の主旨のため「サービス機関」とし、以降も同様。

7.7 不均一な放射線場では、実効線量をより正しく評価するために、作業者が、身体の他の部分に追加の線量計を着用することも有用であり得る。ある場合には-例えば、放射線の医療用途において、鉛エプロンなどの防護服を使用する場合があるが-それは防護服と体の間、及び遮蔽されていない(防護服が覆っていない)部分に各1個の線量計を使用することが望ましい。2つの線量計の測定値から、適当なアルゴリズムを用いて総実効線量を評価できる。いくつかのアルゴリズムがあつて、その正確さは例えば、装着する鉛エプロンの厚さ、甲状腺遮蔽の使用、及び照射条件など多くの要因に依存する。そのようなアルゴリズムの使用に関するさらなる情報は、文献[46-48]に記載されている。

7.8 作業者が、末端部、皮膚又は眼の水晶体に、3.35項と3.39項で指定された当該線量限度のかなりの割合に相当する量を受けそうな場合には、個々人に用いる線量計は、当該組織又は臓器に受ける等価線量の評価に必要な情報を提供することができるべきである。不均一な被ばく状況では、全身モニタリングは皮膚や末端部、眼の水晶体への線量は適切に推定できないので、これらの組織や臓器を別々にモニターすべきである。以下に例を上げる。

- (a) 研究、核医学、解体作業で放射線源が取り扱われる状況では、末端部が特に放射体又は放射線ビームに近い作業場の場合、手と指の個別モニタリングを考慮すべきである。
- (b) インターベンション心臓病学/放射線医学、核医学作業場では足のモニタリングを含めた末端部のモニタリングを考慮すべきである。
- (c) 皮膚が放射体又は放射線ビームに近い、あるいは非密封線源を取り扱うなど汚染の可能性のある作業場では皮膚のモニタリングを考慮すべきである。
- (d) 眼が放射体（迷放射線の場合もある）又は放射線ビームに特に近い作業場では、眼の水晶体のモニタリングを考慮すべきである。眼の水晶体の被ばくが重要かもしれない作業員、あるいはモニタリングを考慮すべき医療分野の作業員には、画像誘導下のインターベンション手技で患者の近くで作業する職員、ある種の核医学作業を行う職員、手動でのブラキセラピー（密封小線源療法）に携わる職員、CTを使つての生検に携わる職員やサイクロトロンの技術者が含まれる。眼の水晶体にかなりの線量を受け得る作業員の他の例としては、混合酸化物燃料の加工や、グローブボックスを使用した検査室での研究、原子力施設のデコミッショニングに関与する作業員が含まれる。

7.9 末端部用線量計を使用する場合、それらは最大の線量を受けると予測される部位に着用すべきである。多くの場合、最大の皮膚線量又は末端部線量となる部位は事前には分からないか、又は、これらの部位での線量計着用が实际的ではない。このような場合、補正係数を用いて、最大線量を推定すべきである[49]。

7.10 眼の水晶体の被ばく線量をモニターする必要がある場合、理想的には個人線量当量 $H_p(3)$ を測定すべきである。しかし、適切な $H_p(3)$ 線量計はまだ広く利用できる状況にないし、ある特定の状況では $H_p(0.07)$ あるいは時には $H_p(10)$ を測定すれば $H_p(3)$ を十分に正確な推定を行うことができる[11]。より詳細な解説は文献[50]にある。独立した眼の水晶体用線量計の必要性や、その身体上の装着位置は、放射線場の種類、エネルギー、方向や放射線場の均一性にだけでなく、遮蔽を使うかどうかにも依存する：

- (a) 中性子の場合、放射線場は概ね均一であって、全身の中性子線量モニタリングは通常、放射線のエネルギーと入射方向に関係なく、眼の水晶体線量を保守的に推定するので、普通は独立した眼の水晶体用線量計は必要ない（文献[9]の246項参照。また文献[9]の表A.41と比較した文献[51]の表1を参照）。
- (b) 光子放射線の場合は、個別の眼の水晶体の線量測定は、眼の水晶体の線量を決定するための通常唯一の手頃な方法である。
 - (i) 放射線場が不均一の場合、線量計は常に眼の近傍で、できれば放射線源に向かった方向の皮膚に接して装着するべきである。
 - (ii) $H_p(0.07)$ を測ることは通常は許されるが $H_p(10)$ で代用はできない[11, 52]。ただし、平均の光子エネルギーが約40 keVを超え、放射線が主に正面から来る場合や作業者が放射線場で動き回る場合は $H_p(10)$ の測定も容認されるかもしれない[52]。
 - (iii) 鉛ガラスを眼の遮蔽具として使う場合、線量計は、眼の遮蔽の背後（内側）に配置することが望ましい。これが現実的ではない場合、目の上や隣に、できれば鉛ガラスを用いた眼鏡による減衰を模擬するフィルタで覆って線量計を着用すべきである。
 - (iv) 体幹部に遮蔽具（例えば鉛エプロン）を使用する場合、眼の近くをモニターすることが必要である。これは、遮蔽具内側のモニターでは眼の水晶体の線量を過小評価するからである。

(c) ベータ線の場合は、最大ベータ線エネルギーが700 keVを超えた場合にのみ、モニタリングが必要である。それより低いエネルギーのベータ線は眼の水晶体にまで到達しないからである：

- (i) ベータ線を吸収するに十分な厚さを有する、眼のための遮蔽具（例えば眼鏡）を使う場合は¹⁶、光子のみを考慮すれば良い。ただし、高エネルギーのベータ線によって生成される制動放射線の寄与（遮蔽具の外側と背後の両方）を考慮すべきである。
- (ii) 適切な眼の遮蔽具を使用しない場合は、別途眼の水晶体の線量測定が必要であり、この場合は $H_p(3)$ を測定すべきである
- (iii) ベータ線場は通常かなり不均一であるから、線量計は目の近くに配置すべきである。

7.11 ある種の作業員では、計算で個人の線量を評価することで十分な場合がある。例えば、航空機における宇宙放射線場はかなり均一で予測できる。航空機搭乗員が宇宙放射線から受ける線量を評価するコンピュータコードが開発されて測定値との検証もされている（5.80項参照）。

7.12 線量計の使用期間（モニタリング期間）は、適宜、資格を有する専門家や放射線防護監督者、線量測定機関の助言を得て管理者が設定すべきである。その際、作業の種類、作業で予想される被ばく状況、線量計の特性（例えば、フェーディング特性）、線量測定システム全体の検出限界、加えて規制機関の追加要求がある場合はそれにも考慮を払うべきである。被ばくが特に低いか時間的に均一である場合を除き、一般的にモニタリング期間は1か月とするべきである。線量計の特性が許す場合、該当する被ばく限度を通常かなり下回ると予想される場合に3か月をモニタリング期間とすることも許容できる場合もある。被ばくの割合が極めて不均一な場合は、1週間と1か月の間にモニタリング期間を設定することが望ましい場合もある。また、手順を新しく決める場合、作業条件を最適化しようとする場合、被ばくが高い可能性がある場合などでは、一週間とか、あるいは個々の特定の作業期間をモニタリング間隔とすることが望ましい場合もある。一日毎のモニタリングを必要とする場合は、直読式線量計を使用すべきである。

¹⁶例えば、⁹⁰Yからのベータ線を吸収するには、約10 mmのポリメチルメタクリレート（PMMA）で十分である。

作業場モニタリング

7.13 作業場モニタリングのための場所の選定、配置する計器の数は慎重に考慮すべきである。作業場モニタリングの場所は、作業者の予想される作業に基づいてその作業位置を代表するところを選ぶべきである。放射線場の特性が良く分かっている、空間的に均一で、時間的に大きく変動しない場合は、限られた数の、又は一個の計器を配置することでも十分であるか正当化できるかを考慮すべきである。逆に、線量率が時間的又は空間的に大幅に変化する場合は、より多くの数のモニタリング計器を設けるべきである。計測した位置と時間が記録されていれば、可搬型の計器が役立つ場合もある。

7.14 日常の作業場モニタリング頻度は、滞在係数、予想される放射線環境の変動に合わせるべきである：

- (a) 防護用遮蔽や作業場での作業内容に大きな変更が予想されない場合には、日常のモニタリングは確認目的で時折実施するだけで良い。
- (b) 作業場での放射線場に変動は予想されるが、それが急速でも厳しくもなさそうなら、予め定めた位置で定期的又は不定期に確認すべきで、それで概ね条件劣化への警告は十分でかつタイムリーに得られるであろう。
- (c) 予期せぬ線量の増加によって、作業者がかなり被ばくする可能性がある場合は、連続モニタリングの手段を講じて置くべきである。
- (d) 作業者の個人線量を、作業場の日常モニタリング結果に基づいて評価する場合は、その作業場モニタリングは連続的で、かつ作業場内のあらゆる作業位置を代表するものであるべきである。

モニタリングシステムの選定

個人線量計

7.15 個人線量計は、放射線の種類、エネルギー分布、方向分布、予想される線量と線量率、使用環境条件などの作業場条件に基づいて選ぶべきである。

7.16 以下の種類の線量計を用いるべきである：

- (a) 個人線量当量 $H_p(10)$ に限定した情報を与える光子用線量計。
- (b) 個人線量当量 $H_p(0.07)$ と $H_p(10)$ に関する情報を与えるベータ線・光子用線量計。
- (c) $H_p(0.07)$ に関する情報を与えるベータ線・光子用の末端部用線量計。
- (d) ベータ線・光子（及び中性子源が取り扱われている場合は中性子。 $H_p(10)$ が得られれば $H_p(3)$ の近似値を推定することができる）に関する $H_p(3)$ 又は $H_p(0.07)$ の情報を与える眼の水晶体用線量計。 $H_p(3)$ 専用に設計された線量計は、まだ広く利用可能でない（ただし、2.38項参照）。
- (e) $H_p(10)$ に関する情報を与える中性子用線量計。

7.17 光子だけを考慮すべき放射線場では、通常 $H_p(10)$ を測定すれば十分である。多くの場合、現実的には簡単な線量計で十分である。エネルギー及び角度依存性が適当であれば、光子エネルギーの広いレンジを計る上で、熱ルミネッセンス線量計、光刺激ルミネッセンス線量計、フォトルミネッセンスガラス線量計又はフィルム線量計を考慮すべきである。さらに、多くの能動形線量計（又は'直接イオン貯蔵'線量計などの半能動形線量計）が $H_p(10)$ 測定に信頼して利用できる。

7.18 出力信号と組織における吸収線量（つまり、組織等価）との比例関係が許容範囲で、10 mmの軟組織の厚さに相当する材料で覆ってあれば、エネルギー依存性を持つ一つの検出器で $H_p(10)$ の値を推定することができる。このような線量計は、体からの後方散乱放射線にも感度があるはずである。検出器が満足できる程度の組織等価でない場合には、複数の検出器を使用し、それらの測定結果を適切なアルゴリズムを使用して組み合わせるべきである。

7.19 多くの場合、作業者の被ばく量評価には $H_p(10)$ の測定で十分である。しかし、放射線場が、透過性の低い放射線（例えば、ベータ粒子や、15 keV未満のエネルギーの光子など）をかなり大量に含む場合は、 $H_p(0.07)$ が $H_p(10)$ 程度又はかなり大きくなる可能性がある。このような放射線場では、0.07 mmの深さにおける個人線量当量を測定することができる線量計であるべきである。

7.20 $H_p(0.07)$ の測定には、簡単な、単一素子線量計で十分な場合もある。低エネルギーのベータ線を最も正確に測定するには、検出器は薄く、公称厚さ7 mg/cm²（すなわち0.07 mm）の線量が評価できるような厚さの組織代替材料のフィルタで覆

うべきである¹⁷。例えば、 5 mg/cm^2 厚の組織等価検出器を用いた場合は、この厚さが有効厚さ 3 mg/cm^2 に相当するので、約 4 mg/cm^2 厚の組織等価フィルタで覆って測定すれば十分である。

7.21 末端部用線量計の選定及び使用は、それらを身に着ける人に実際の考慮を払うべきである。例えば、手の最大皮膚線量は、指先に起こる場合が多いが、ある種の作業員では指、特に指先に、末端部用線量計を着用することは困難な場合がある。また、最大皮膚線量がどこで起こるかが事前に分からない場合もある。殺菌することが必要な場合とか、手袋の下に着用しなければならないなどの問題が生ずる可能性もある。また、線量計に汚染の問題が生ずる可能性がある。このような場合には、線量計の設計及びサイズに厳しい制約が加わるかも知れない。適切な線量計が使用できない場合は、実用的な解決策（例えば、線量計を指先に代えて指の付け根につけるなど）を見出し、必要な補正係数を適用すべきである。

7.22 中性子用線量計は、関心対象となる全エネルギー範囲にわたって中性子の個人線量当量に関する情報を十分な正確さで提供できないものが多い。個々人の中性子モニタリングが必要な場合は、追加的な特別の工夫が必要になる。中性子場には常にガンマ線が存在するから、光子用線量計は常に中性子用線量計と一緒に着用すべきである。ある種の中性子場では、ガンマ線の個人線量当量に対する中性子の個人線量当量の割合が何桁も変化することが分かっている。したがって、当該の作業場について一定の比率を仮定することで、ガンマ線の個人線量当量の測定値から中性子の個人線量当量を十分な正確さで導出することはできない。

7.23 熱、中速、高速中性子による被ばく線量は、アルベド線量計、飛跡線量計、バブル検出器や電子式線量計などの様々なタイプの線量計により評価することができる。しかし、各中性子用線量計には、中性子エネルギー範囲、感度、実用性及び光子に対する感度の点で、それぞれ固有の制限がある。中性子線量測定システムは、それゆえ、単純ではなく、多くの実際的な側面に依存して選択することになる。

7.24 既存の中性子線量測定システムにある主要な制限の一つに、エネルギー依存性

¹⁷ ベータ線の測定及び影響の議論では、材料の「厚さ」は多くの場合、異なる密度の材料間の直接比較を可能にするために、 mg/cm^2 の単位で表される。組織等価材料の場合、密度は 1 g/cm^3 なので、 7 mg/cm^2 は 0.07 mm の深さに対応する。

がある。光子用線量計で得られるような確かさで、熱、中速及び高速中性子に対して同時に測定できる中性子用線量計はない。したがって、中性子線量がかなりのレベルに達する作業場では、中性子スペクトルのより詳細な検討が必要となる。この情報に基づいて、線量計の読取値に適用すべき特定の場所でのエネルギー補正係数を適用すべきである。この特定の場所でのエネルギー補正係数は、中性子放射線場の方向分布に大きく影響される可能性がある。

7.25 ある特定の放射線場で使用するための線量計を選択する場合、 $H_p(10)$ の測定及び実効線量の評価における不確かさを最小にするための正規化係数が必要となる場合がある。

7.26 作業者が置かれる放射線場が、予期せず大幅に増加する（例えば10倍に）可能性がある。このような状況での線量管理のために補助的な線量計を装着して、作業環境における急速な放射線場の変化についての早めの情報を得るべきである。このタイプの線量計の例としては、線量又は線量率が一定レベルを超えた場合に、耳に聞こえる、又は視覚に訴える警報を発する能動形警報線量計（アラーム線量計）がある。

7.27 高い放射線場での短期間の作業に対しては、能動形警報器使用を含む特別なモニタリングプログラムを立てるべきである。極めて不均一な放射線場では、全身用と末端部用の線量計を追加（指、足首、膝、頭など）して着用するべきである。末端部モニタリング用に能動形線量計が使えるようになっている。

7.28 外部被ばく評価用の個人モニタリングシステムについては、付則Ⅱに更なる情報が示されている。

作業場でのモニタリングシステム及び計器

7.29 作業場モニタリング用計器は、その使用目的に沿ったものであるべきである。その計器が、計るべき放射線の種類に適当なもので、その測定結果は、たまたま共存するかもしれない他の放射線によって大きな影響を受けないことを確認するよう注意すべきである。

7.30 作業場の線量率モニタリング用計器は、一般的に次のような特性を有するべきである。

- (a) 計器は、累積線量やその場所で残された安全な作業時間の計算など、場合によっては追加的な機能を検討すべきだが、線量当量率を示すものであるべきである。
- (b) 計器の線量率測定範囲は、現実的に考えられそうな合理的な線量率の範囲をカバーするものであるべきである。
- (c) 測定範囲を超えるレベルに達した場合は、その表示は高いレベル、振り切れ状態を維持するものであるべきである。

7.31 被ばく量が予期せず急に上がる可能性のあるエリアでは、作業場の連続モニタリングが必要（7.14項（c）を参照）で、作業場モニタリング計器は常設とし、許容できない状況を警告するよう、適切な音声及び/又は視覚警報を備えたものであるべきである。迅速な行動を開始するため、適切な場合、この表示を制御室に配置することもあり得る。

7.32 ベータ線とガンマ線の混在場で、線量当量率に対するベータ線とガンマ線の寄与分が僅かな作業の違いで大きく変わる場合がある。このような場合、2つのタイプの計器を使う必要があるか否かを考慮すべきである。または、周辺線量当量 $H^*(10)$ と方向性線量当量 $H'(0.07, \Omega)$ の両方を測定することが可能な計器であれば、1つのタイプの計器で済ますことも可能かもしれない。

7.33 作業場モニタリングに、測定範囲の広い受動形線量計を用いることも可能である。しかし、一般的に言って、そのような線量計は、線量率が時間とともに大幅に変化するような場所での線量評価に使うには理想的なものではない。放射線レベルの時間的変化に関する情報を得ることができないからである。

7.34 スペクトロメータは作業場モニタリング計器に有用な補助手段になり得るもので、放射線スペクトルの情報が作業場モニタリング計器の性能に役立つ場合に必要となる。

7.35 眼の水晶体への線量推定に、関連位置での作業場モニタリング結果を利用することはできるが、方向性線量当量 $H'(3, \Omega)$ が計れる作業場モニタリング計器は現状ではない。したがって、代替計器を選ぶには特段の注意が必要である。この際、必要な考慮点は、個人線量当量 $H_p(3)$ 測定に対するものと同じである（7.10項参照）

7.36 旅客機での宇宙放射線場の測定は、文献[53-55]に記述されている。現在、そのような測定は被ばく評価を目的としては日常実施されていない。それは乗務員の被ばく線量は、飛行ルート、高度を入力データとしてコンピュータコードを用いて十分正確に計算することができるからである（5.80項、7.11項参照）。臨時にそのような測定が必要な場合は周辺線量当量 $H^*(10)$ を測定する計器を使用すべきである[38]。中性子、線エネルギー付与（LET）の低い放射線に感度を有する計器が必要となる。組織等価比例計数管、シリコン半導体LETスペクトロメータ、再結合電離箱など、高い線エネルギー付与及び低い線エネルギー付与線量成分の両方を測定できる計器がいくつかある。このような理由から、このような計器が宇宙放射線測定用の計器として、特に組織等価比例計数管が標準の計器として推奨されている。それに代わる方法として、線量測定の目的のため宇宙放射線環境を低線エネルギー付与粒子成分（ $\leq 5 \text{ keV}/\mu\text{m}$ ）と高線エネルギー付与粒子成分（ $>5-10 \text{ keV}/\mu\text{m}$ ）、あるいは、非中性子成分と中性子成分（これには高エネルギー陽子による線量当量率の寄与分を含む）という、2つの僅かに異なる成分に分けることもできる。低線エネルギー付与粒子の付与は、電離箱、シンチレーション計測装置、シリコン検出器、受動形ルミネセンス検出器又はイオン蓄積型機器を用いて計ることができる。高線エネルギー付与成分は、特殊の中性子サーベイメータ（エネルギー応答範囲を拡張したもの）、受動形飛跡検出器、バブル検出器（過熱液滴型検出器）や固体飛跡検出器を備えた核分裂箔を用いて測定することができる。

7.37 測定量が異なることから、個人用線量計は、原則として、作業場モニタリングには適していない。作業場モニタリングでの線量当量は自由空気中で定義され、空気カーマからの変換係数は放射線の入射角には依存性がない。一方、個人モニタリングの量はファントム中で定義されていて、変換係数は放射線の入射角に強く依存している。それは特に、低エネルギー放射線で依存性が高い。作業場モニタリングのために個人線量計を使用せざるを得ない場合、例えば管理区域の壁にそれを装備する場合、少なくとも不確かさが加わることを慎重に配慮すべきである。この付加的な不確かさを推定する上で、 $H^*(10)$ による型式試験の結果を使うことができる（7.94項、7.95項参照）。

7.38 外部被ばくの評価に使う作業場モニタリング用計器については、付属書IIIに更なる記載がある。

モニタリング機器の仕様

個人線量計

7.39 個人線量計に欠くことのできない線量測定性能は、個人モニタリングの目的に見合うものであるべきことである。線量測定性能仕様に関する情報は文献[9、56-61]など様々な出版物に記載されている。

7.40 個人線量測定の基本目的は、放射線の種類、エネルギー、方向に関係なく、ほぼ全ての現実的な状況で実用量 $H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 、 $H_p(0.07)$ を、所定の全体的な確かさで測定することである。実用面から考慮すべきその他の特徴は線量計のサイズ、形状、重量、個々の線量計の識別性である。

7.41 個人用線量計を作業場で使う場合に期待される確かさについては文献 [56]の251項に記載がある、つまり：

「實際上、良好な検査室条件での放射線場の測定については、それほど困難を伴わずに95%の信頼度で約10%の正確さを達成することが可能であるとICRPは指摘している (Publ.60 [15]、271項)。作業場では、エネルギースペクトルと放射線場の方位性が一般的にはよくわかっておらず、個々の線量計で測定した値の不確かさはかなり大きくなる。不均一性と放射線場の不確かな方位性により、標準モデルを使用した場合に誤差が生ずる。関連する線量限度近くの実効線量の推定に際して、95%信頼区間での全体的な不確かさは光子の場合、方向によって1.5倍は優にあり得るし、エネルギーが不確かな中性子や電子線では更に著しく大きくなり得る。実効線量が低いレベルでは、どの放射線種においても、より大きい不確かさが避けられない」。

厳密に言えば、この声明は、実効線量と等価線量の評価に適用されるものであるが、関連する年間の線量限度以下の線量では、実用量にも当てはまる。

7.42 7.41項で引用したICRPの声明は次のことを意味していると理解するべきであ

る。すなわち、年間の線量限度オーダーの線量では、個人が見かけ上受ける年間線量-一年を通して規定どおり、体表面に装着する数多くの基本的線量計で得られる $H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 及び $H_p(0.07)$ -は、同じ地点で同時に使用した理想的な線量計で得られるはずの個人線量当量と（95%信頼区間で）-33%から+50%を超えて乖離するべきでない。

7.43 実用量の一回の測定に対してICRU [58]は次のように勧告している：

「...ほとんどの場合、全体的な不確かさが1標準偏差30%であれば許容されて然るべきである。放射線のエネルギー、方位性によっては計器の誤差が大幅にこの限度を超える可能性があるが、広いエネルギースペクトル幅、広い角度分布の環境ではこの条件に合っている。」

7.44 記録レベル値を決定することに関しては（被ばく線量の記録が要求される下限）、ICRPは文献[56]の232項で次のように述べている。すなわち：

「個人モニタリングでの記録レベルの値は、モニタリング期間、1 mSv以上の年間の実効線量あるいは関連する線量限度の約10%にあたる年間の等価線量から決めるべきである、と委員会は考えている」。

この記録レベルを若干下回る線量は作業者の線量の評価に含まれないことになる。したがって、次式で求められる絶対誤差 R （線量単位で）を許容できることを示すことになる。

$$R = L \cdot \frac{\text{monitoring period (months)}}{12} \quad (24)$$

ここで L は、1 mSv又は関連する線量限度の約10%のうち該当するものである。これで、低線量域における線量測定に現実的な確かさの判断基準を設定することができる。したがって最小検出レベルは、少なくとも記録レベルであるべきである。最小検出レベル、放射線測定におけるその他の特性変数についてのガイダンスは、文献[62]に記載がある。

7.45 このように、文献[56]でICRPの勧告は不確かさの許容レベルとして次の二つの線量レベルを示している：

- (a) 関連する線量限度に近い領域では、全ての方向で1.5倍は許容できるだろう。
- (b) 記録レベルの領域では、±100%の許容不確かさを示唆している。

7.46 許容不確かさを決めるこの式からは、階段関数が導かれるので、それを平滑化する手順が望ましい。この手順を決める上で、中間線量範囲の許容不確かさについて、以前のICRP刊行物[63]からの勧告を使う。この勧告では、関連する線量限度の五分の一程度の線量では全ての方向で2倍は許容できるとしている。これに基づき、許容不確かさ間隔は線量レベルを関数として平滑化することができる[64]。上限 R_{UL} は次式で与えられる。

$$R_{UL} = 1.5 \left(1 + \frac{H_0}{2H_0 + H_1} \right) \quad (25)$$

ここで、 H_1 は（取り決めによる）真の線量、 H_0 は測定すべき最低線量（つまり式(24)における R に等しい記録レベル）である。下限 R_{LL} は次式で与えられる。

$$R_{LL} = \begin{cases} 0 & \text{for } H_1 \leq H_0 \\ \frac{1}{1.5} \left(1 - \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right) & \text{for } H_1 \geq H_0 \end{cases} \quad (26)$$

7.47 モニタリング期間1か月の場合、 $H_p(10)$ については、 H_0 は0.08 mSv（式(24)に1 mSvを適用）となる。同様に、 $H_p(0.07)$ については、 H_0 は4.2 mSv（末端部や皮膚の年限度500 mSvの10%に基づく）、 $H_p(3)$ については、 H_0 は0.17 mSv（眼の水晶体に対する年限度20 mSvの10%に基づく）となる。これらの記録レベルは、当然、モニタリング期間に依存している。最も広く利用されている量である $H_p(10)$ と $H_p(0.07)$ の正確さの幅を図4に示す。記録レベルの値が変わると低線量域におけるトランペットカーブの形状に影響を与えることに留意が必要である。

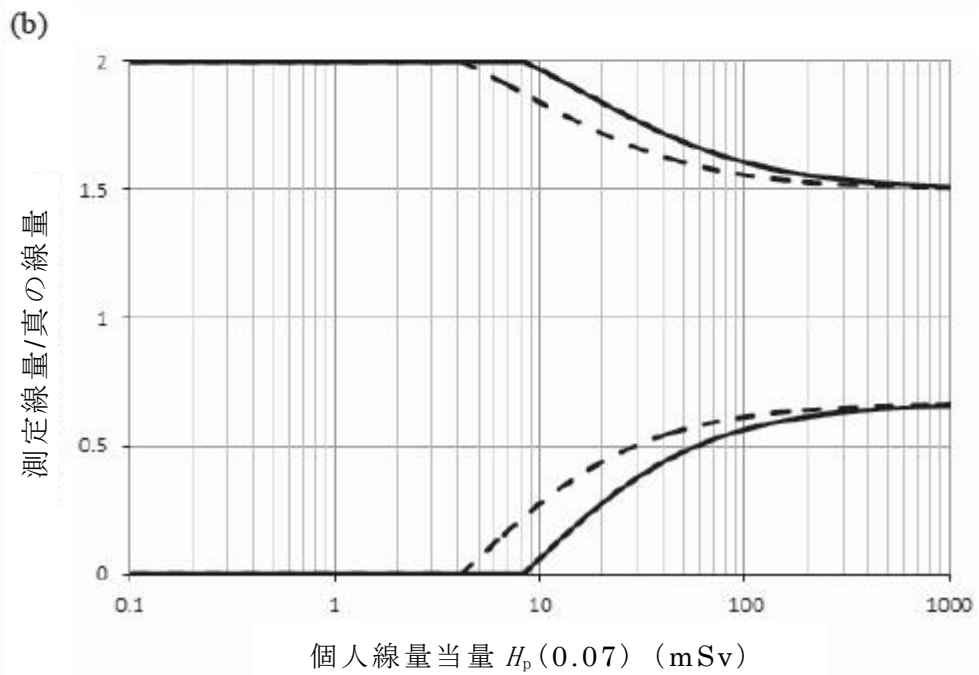
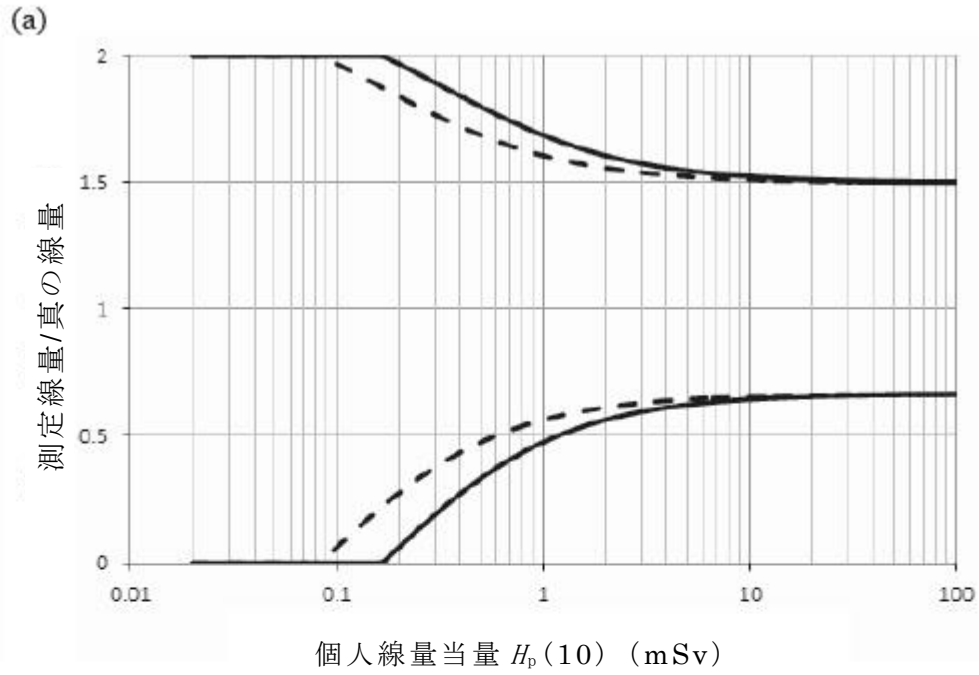
7.48 以上で示した性能の判断基準は、全体的な確かさについてのICRPの勧告[56]を守っていることを実証するために使用すべきである。しかし、国によっては、認定用、性能試験用として、より厳しいあるいは数学的により厳密な性能の判断基準を採用する必要があることも認識している。

7.49 低エネルギーの電子線又は陽電子線から末端部への線量については、要求され

る確かさはいくつかの設計の線量計では達成できているが、検出器の厚さ、及び/又はカバーの厚さに主に関連する難しさがある。

7.50 現在使用されている個人中性子用線量計の応答特性、及び相互比較の結果から考えて、中性子に対する判断基準を満たすことには確かに難しさがある。50%が判断基準だとしても、作業場で受けうる中性子エネルギーの全範囲にわたって判断基準を満たす線量計は、現在の設計では不可能かもしれない。しかし、最も困難性を有するエネルギー範囲の中性子は、総線量への寄与は一般的に小さい。したがって、実務的には、実作業場における1回の測定で50%の合成標準不確かさは達成できるだろう。作業場に特定の補正係数を使用することで、年間実効線量の評価における全体的な不確かさを1.5倍の制限内に抑えることが可能にできるであろう。

7.51 外部被ばく環境に光子と中性子の両成分が存在する場合には、全体的な不確かさは、両者の評価又は測定値の不確かさから求められる。通常そうであるように、光子成分が大きい場合、より大きな中性子成分の不確かさは吸収されてしまい、総線量に対する一般的な判断基準は満たせる。一般的には、放射性核種の摂取から受ける寄与も含まれていなければならない。これらの寄与により、合成不確かさは50%より相当大きいものになるかもしれない。



注：破線-モニタリング期間一か月、実線-モニタリング期間2か月

図4 (a) 10 mm、(b) 0.07 mm深さに対し、線量の関数として測定線量と真の線量の比に許容される上限値と下限値

7.52 作業場における放射線のエネルギー、方位スペクトルの知見を使えば、補正係数や正規化係数を用いて線量評価の不確かさを減ずることができる。このことは、現場校正や、作業場の特性と線量計のエネルギー・方向特性を結びつけることで可能になる。

7.53 放射線のエネルギーと方向分布を詳細に決めるには、専門家や特殊機器が必要となる。したがって、測定には時間を要し、費用もかかる。このような場合、代替方法を用いることができる。日常の線量計の測定値を、特殊デバイスのファントム上での測定値と比較することで実用量をより正確に与えることができる。しかし、この方法は日常的に使うには概して適していない。複数の線量計を同じファントムで使用すれば、作業者が入れ替わることを模擬することができる。

7.54 作業場に特有の補正係数の決定は、雇用主の責任であるべきだが、線量測定サービス機関から得られる線量計の特性に関する情報を用いて、放射線防護監督者、資格を有する専門家、線量測定サービス機関と協議して、適切に決めるべきである。

7.55 個人線量計の性能については数値的判断基準に加えて、実用性及び経済的要因に関するそれらの判断基準も考慮しなければならない。このような判断基準としては、例えば以下が含まれるが、これらに限定されてはいない。

- (a) 低コスト；
- (b) 軽量、便利な大きさ及び形状、便利で信頼性の高い止め具；
- (c) 十分な機械的強度やダスト気密性；
- (d) 明確な識別性；
- (e) 取り扱いやすさ；
- (f) 信頼性の高い読み出しシステム；
- (g) 長期間線量計を提供できる信頼できる供給者；
- (h) 様々な使い様、例えば体幹部線量と末端部線量の測定への対応性；
- (i) 簡単な校正方法があること；
- (j) 自動処理性。

7.56 末端部の線量測定では、線量計の機械的な強度、温度や湿度への耐性に特に注意すべきである。それは、時として普通でない作業環境で使用されるからである。

作業場のモニタリング計器

7.57 線量評価に使用される作業場用モニタリング計器は、実用量 H^* (10)及び H' (0.07, Ω)で校正すべきである。また、放射線のエネルギー、入射方向、温度、無線周波数との干渉、その他の影響因子に依存することを考えて、全体的な確かさが所定の判断基準内で作動するべきである。個人用線量計としては、応答のエネルギー、方向依存性を特に考慮すべきである。

7.58 個人モニタリングにおける実用量の1回測定に対する許容不確かさの値に関するICRPの勧告(7.43項参照)に沿えば、作業場のモニタリング計器としては全体的不確かさとして1標準偏差である30%が適切であり使用すべきである。この値は、検査室での試験条件(標準試験条件)での性能には当てはめるべきであるが、通常の作業条件下では達成できない可能性がある。

7.59 エネルギー及び角度応答に加えて、測定の確かさ及び信頼性に影響を与える可能性があるいくつかの要因がある。評価すべき要因には、以下のものが含まれる。

- (a) 衝撃や振動に耐える能力；
- (b) 大気圧に依存しない応答性；
- (c) ダスト気密性；
- (d) 耐水性；
- (e) 線量率に依存しない応答性；
- (f) パルス場での応答の正しさ(該当する場合)；
- (g) 電界と磁界への応答が低いこと；
- (h) 過酷な温度、湿度条件下での安定性；
- (i) 測定対象以外の放射線に対しては応答しない；
- (j) 応答時間；
- (k) 長時間の応答安定性(最小限のドリフト)；
- (l) 感度と変動係数。

7.60 作業場モニタリング計器の他の特徴も適宜考慮すべきで、その中には、重量、コスト、取り扱い及び読み出しの容易さ、かつ信頼できる、継続的な保守及びサポートの必要性がある。

7.61 鉱業や石油・ガス生産など自然起源の放射性物質が関与するいくつかの産業活

動では、条件は特に厳しいことがある。このような状況では、作業場モニタリング用計器の設計、据え付けはそれなりに堅牢であるべきである。また、環境雰囲気が可燃性であるリスクもあるかもしれない。このような用途に使用される作業場モニタリング用計器は、本質的な安全の要件を満たすように設計し構築されるべきである。ほとんど計器はこれらの安全要件を満たしていないので、このことは使える計器の選択に制限を加えることになる。

不確かさの推定

7.62 測定における不確かさの評価は、測定確かさを定量化するための基礎である。線量測定の計量面に関する国際的なガイダンスが、計量関連ガイドに関する合同委員会¹⁸が作成した出版物に記載されている。二つの基本的な参考文書は、国際計量計測用語・基本及び一般概念並びに関連用語（VIM）[65]、及び測定データの評価：測定における不確かさの表現のガイド [66]である。測定における不確かさに関連するさらなるガイダンスが文献[60, 67-73]にある。

7.63 不確かさを評価するには、線量計とそれに関連する評価システム（例えば熱ルミネッセンス線量計リーダ、濃度計、飛跡計測システム）や作業場モニタリング計器に関して、経験、型式試験の両方から得たあらゆる知識を使い（7.72項～7.81項、7.94項、7.95項参照）、場所特有の被ばく、保管条件など、使用者又は顧客からの情報と組み合わせるべきである。

7.64 不確かさの評価には、線量測定システムの数学的モデルを使うべきである。この数学的モデルは次のように与えることができる。

$$Y = f(X_1, X_2, \dots) = f(X) \quad (27)$$

ここで、 Y は例えば $H_p(10)$ のような出力量又は測定量であり、 X は測定システムの入力値、影響量を含む配列である。不確かさの評価は、定式化段階と計算段階の2段階から構成されることになる。

¹⁸計量関連ガイドに関する合同委員会は、国際度量衡局、国際電気標準会議、国際臨床化学連合、国際試験所認定協力機構、国際標準化機構、国際純正・応用化学連合、国際純粋・応用物理学連合と国際法定計量機関の代表から成る。

7.65 定式化段階には次のものから構成されている。

- (a) 出力量Yを定義。
- (b) 配列Xの入力量を決定。これらは全て、出力量の値、ここでは、放射線場の特性、に影響を与える量である。典型的な入力量には以下が含まれる：
 - (i) 線量率、エネルギーと入射方向；
 - (ii) 測定システムの特性（例えば、エネルギー及び角度に対する感度、線量計のフェーディング、現像液の温度や読取り感度などの線量評価システムの特性）；
 - (iii) 校正システムの特性；
 - (iv) 自然バックグラウンド放射線による被ばく線量、これは差し引く必要がある（7.128項～7.132項参照）。
- (c) 入力量を出力量に関連付けるモデルの開発。ほとんどの場合、このモデルは、フィルム密度や飛跡検出光出力から校正因子、正規化因子又は係数のような多数のパラメータを使用して、既に日常的に線量計算に使用されているアルゴリズムの形態で使用可能である。
- (d) 各入力量に確率密度関数を割り当てる。この割り当ては、線量測定システムに関して持ち合わせる全ての情報と測定条件を用いてなされる。

7.66 'Aタイプ'の不確かさ評価では、確率密度関数の割り当ては統計分析に基づいてなされる。関連する標準偏差を有する標準不確かさのAタイプの評価は、一連の測定から同定される。Aタイプの不確かさを有するパラメータの例は以下のとおりである。

- (a) フィルム密度又は熱ルミネッセンス線量計リーダの光出力の測定；
- (b) リーダシステムのブランク信号；
- (c) 個々の検出器の感度。

7.67 他の入力量の多くに対しては、'Bタイプ'の評価を採用すべきである。この評価は、不確かさについて科学的な判断に基づく。Bタイプの不確かさは、繰り返し測定しても低減することができないものである。以下はBタイプの不確かさの原因と通常考えられているものである：

- (a) 線量計が使われる場の特性；
- (b) 線量計のエネルギー、角度依存性；
- (c) 応答の非線形性；

- (d) フェーディング、周囲温度及び湿度への依存性；
- (e) 光にばく露された場合の効果；
- (f) 線量計で測定対象でない種類の電離放射線にばく露された場合の効果；
- (g) 機械的衝撃からの効果；
- (h) 校正エラー；
- (i) 局所的な自然バックグラウンド放射線の変動。

7.68 計算段階は、入力の変率密度関数を測定モデル $Y=f(X)$ を介して出力の変率密度関数に伝播させることから成る。この出力の変率密度関数から、次のまとめ量を計算すべきである：

- (a) 線量 Y の推定値 y として扱う変率密度関数の中央値である期待値；
- (b) その標準偏差は、線量 Y に対する合成標準不確かさ $u_c(y)$ となる；
- (c) 特定の確率で線量 Y を受ける包含区間。

7.69 線量 Y の変率密度関数がガウス（正規）分布を持っていると考えられるなら、平均値両側の1標準偏差範囲が約68%の信頼水準に相当する。したがって、拡張不確かさ（"全体的不確かさ"とも言われる）を得るには、合成標準不確かさに、包含係数 k と呼ばれる適切な因子を乗算することがしばしば必要となる。代表的な包含係数は、約95%、又は99%信頼水準に対応して、それぞれ2又は3である。包含係数として採用した数値は明確に示すべきである。

7.70 計算段階では、基本的に2つの方法が使える：

- (a) 不確かさの伝播則と中心極限定理に基づくフレームワーク [66]；
- (b) 変率密度関数の重畳積分を評価するための入力量の変率密度関数から統計的サンプリングを使用したモンテカルロ法 [69]。

7.71 放射線計量の観点からは、標準不確かさが許すよりも詳細に線量を報告することには意味がない。したがって、例えば、0.1 mSv未満の低線量での標準不確かさを有するシステムでは、線量は0.01 mSvの倍数で報告することができる。大きい標準不確かさを持つシステムでは、線量は0.1 mSv刻みで報告することができる。

個人線量測定システムのテスト

型式試験

7.72 外部被ばく用線量測定システムの型式試験は、一連の照射条件及び保管条件下で、システム全体の性能特性を試験することになる。特に、7.64項～7.67項で議論の不確かさの原因を定量化しなければならない。これは主には、放射線ビームのエネルギーと入射方向の変動による線量計応答の調査である。しかし、型式試験にはその他の線量計測特性も考えなければいけない。その中には、応答の線形性、測定可能な線量範囲、温度条件や湿度条件のそれなりの範囲に亘って良好に機能する性能、高線量率やパルス放射線場でも正しく応答する能力がある。型式試験にはまた、それなりの電磁界環境、機械的な衝撃や振動への耐性などのより一般的性質の試験も含まれてくる。線量計に限定した試験ではなく、読み出し計器を含めたシステム全体の試験が含まれる。

7.73 型式試験の結果は、与えられた線量計について、あらゆる特性を詳細に記述したものであるべきである。型式試験の結果は、性能の判断基準（7.48項～7.56項参照）の観点から分析されるべきであり、これらの特性が実用に合うことを実証するためのものである。その際、線量計が使用される施設におけるいろいろな因子の数値幅を心にとめておかなければいけない。線量計と読み出し計器の型式が変更されない限りは、型式試験は有効である。

7.74 線量測定システムはIEC及び/又は国際標準化機構（ISO）の関連した標準、並びにあるいはそれに対応した国内標準に照らして型式試験を実施することが好ましい。そして、関連したテストにパスしているべきである。テストの一部でも不合格の場合は、その詳細を明確にし、不合格の原因を検討すべきである。

7.75 型式試験で使用する全ての放射線場は、よく特徴付けされ国の計量標準にトレーサブルであるべきである。ISO規格のいくつかは、光子線、ベータ線及び中性子線の標準放射線場を確立するガイダンスを示している[74-83]。影響を及ぼす環境量、機械的な影響、電磁場などを測定するために追加の計器が必要となる場合がある。線量測定サービス機関の事業所内（サイト）でこれら全ての計器が必要とされるわけではない。これらは検査室に備えてあればそれで十分である。

7.76 型式試験にはいくつかの規格がある。能動形個人線量計については、文献[84]

が光子、ベータ線及び中性子をカバーしている。受動形個人線量については、文献[85]が光子とベータ線をカバーしている。これら二つの規格は相互に矛盾がないので、検出器が能動形か受動形かに関係なく型式検査の結果も類似している。受動形個人用中性子線量計の場合は、文献[86]が使える。

7.77 放射線エネルギー及び入射角に対する応答性は、個人線量計の極めて重要な特徴である。線量計は、測定対象とする放射線量から要求されるエネルギー特性と角度応答特性にいかに良好に一致するかを決定するために試験されるべきである。

7.78 7.76項で指定した当該規格に従って実施した型式試験の結果、全ての影響量に対して使用する定格範囲が決定される。所与の作業場での線量計の適合性は、その定格範囲と作業場で必要となる範囲を比較することによって判断することができる。

7.79 個人モニタリングのための実用量は人体内の個人線量当量 $H_p(d)$ の測定に関連するので、この実用量用線量計は、人体での後方散乱と減衰を模擬した適切なファントムで型式試験をすべきである。線量計がファントム上で適切に性能を示すなら、人体でも適切な性能を示すと想定することができる。

7.80 個人全身用線量計は、型式試験を目的として、組織代用物質で作った30 cm四方、15 cm厚の板状ファントム上で照射すべきである。末端部用線量計の場合、文献[74- 77]に従い、手首用線量計は柱状ファントム上で、リング線量計は棒状ファントム上で照射すべきである。眼の水晶体用線量 ($H_p(3)$) については、格好のファントムのデザインは現在の議論対象となっている。 $H_p(0.07)$ 用の線量計が、眼の水晶体への線量を定めるのに使用されている場合：

- (a) それらは板状ファントム上での使用（すなわち、エネルギー、角度依存性を板状ファントムで型式試験をし、線量計は板状ファントム上で校正すべきである）に対して最適化すべきである。
- (b) 又は、線量計が、背後にある身体の部分（すなわち頭部）からの後方散乱放射線を正しく検出することを確認すべきである。これは1～3 mm程度の厚さのプラスチック裏層を有するリング線量計では通常のケースである[87]。

なお、光子の場合には、後方散乱放射線に有感で、どれかのISOファントムで校正した線量計で $H_p(0.07)$ 量を測定すれば、眼の水晶体への線量に保守的な概略値を与えることが示されている[11, 87, 88]。

7.81 実用量 ($H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 、 $H_p(0.07)$) に物理量 (フルエンス、空気カーマ) を関連づける変換係数は、文献[76, 79, 80, 83, 85, 86, 89]を含む種々の出版物に記載されている。

性能試験

7.82 個人線量測定システム全体の機能が確かさの判断基準を満たしていることを実証するために慎重に分析する型式試験に加えて、性能試験を定期的に (典型的には毎年) 実施して性能基準が維持されていることを実証すべきである。

7.83 性能試験を外部の特定可能検査室で実施すると、線量測定システムの信頼性及びその適用方法の一貫性をチェックすることができる。規制機関による線量測定サービス機関の認定は、型式試験結果と最初の性能試験結果の両方をレビューしたものであるべきである。認定手続きを継続して満たすには、外部 (第三者) による性能試験結果に基づくべきである。

7.84 外部機関による性能試験では、線量範囲、測定すべき放射線の種類とエネルギー、線量推定の不確かさ、測定プロセスにトレーサビリティと校正を含めた注意深い検討が必要である。得られた結果は、適用される標準を参照しつつ、特定の性能判断基準を満たすべきである。

7.85 また、性能試験を外部又は社内で行うと、測定手順と線量測定機関での手法 (例えば関連する文献[90]のような国際規格に準拠して実施した内部の品質保証プログラムの一部として) の一貫性をチェックする効果がある可能性がある。

7.86 性能試験には、3種類が一般的に使用されている :

- (a) ブラインド試験では、線量測定サービス提供者は、試験について知らされておらず、試験のために特定の線量計や特別な評価手順を使用することはできない。一つのアプローチは、無関係の"仮想"顧客を作り、線量測定サービス提供者とは独立した管理条件下で線量計を照射する方法である。ほとんどの線量測定サービス提供者は、品質保証のための内部性能試験のために仮想顧客を用いている。
- (b) 抜き打ち検査では、線量測定サービス提供者は、試験を知らされているが、実際の試験日を事前には知らされていない。特定の線量計を使用することはできる

が、特別の評価手順を使うことは不可能である。

- (c) 予告試験では、線量測定サービス提供者は、試験を認識しており、特定の線量計と特殊の評価手順を使用することができる。

7.87 線量測定サービス提供者間の相互比較試験は予告性能試験の一つとみなすことができる。一般に、このような相互比較試験の結果は公表されるが、参加者の名前は特定できない。このような相互比較試験への参加は、多くの場合、認定の要件であり、品質マネジメントシステムの一部である。

7.88 性能試験に関するさらなるガイダンスが、文献[91]にある。

日常検査

7.89 日常検査の目的は、線量を測定するための線量測定システムの、ある単一のエネルギーでの正確さと精度を試験することである。通常、校正用線源（例えば、光子用線量計なら ^{137}Cs 又は ^{60}Co ）が使われる。この種の試験はまた、システムの全体的な感度を正規化するにも役立つ。日常試験は、通常、線量測定サービス提供者が、一定の間隔（毎月が好ましい）で繰り返し実施すべきである。これに対して、測定システム性能の特定の側面を監視する品質保証試験は、通常、各読み出し日に行われる。

7.90 日常検査では、校正も含まれるが、通常、単一の種類やエネルギーの放射線に対する、感度、精度と正確さを検証する手段である。品質保証プログラムで必要なテストに日常検査を含める場合もある。

7.91 仮想顧客を作るのは、日常試験としてあり得る一つの形である。仮想顧客からの線量計は、一定の期間、既知の線量で照射し、通常の線量計と同じ処理が施される。仮想顧客へ報告する線量を追跡調査することは、通常の線量計の現状の性能を知る良い方法である。

7.92 日常試験の結果は、厳密に吟味すべきである。例えば、線量測定サービス提供者が必要なアクションを取るべき警告レベル、アクションレベルを定義したコントロールチャートを使って吟味すべきである。

要約

7.93 個人線量測定システムのための推奨されるテストプログラムの概要を表3に示す。

表3 個人線量測定システムのためのテストプログラムの概要

	テスト実施者	テストの頻度
型式試験	製造メーカ、公式の型式試験機関	一度、通常出荷前
性能試験	公式の試験機関	毎年
日常検査	線量測定サービス提供者	毎月
日常検査 (品質保証試験)	使用者、又は線量測定サービス提供者	毎日/全読み出し日、 線量計処理開始前

作業場モニタリング用計器のテスト

型式試験

7.94 作業場モニタリング用計器の型式試験は、作業場で計器が安定して適切に測定できることを実証するもので、個人線量測定システムに関して7.72項～7.81項で説明したものと全体的には同一の流れで実施すべきである。作業場モニタリング用計器のエネルギー応答や角度応答を測定するための手順は、個人線量計に使用するものと類似しているが、ただ作業場モニタリング用計器は、通常（ファントムなしの）自由空气中で放射線を照射する点が異なる。

7.95 IECは、作業場モニタリング用計器のほとんどの種類についての規格を出版している。これらの規格では、計器が満たすべき性能仕様を与えると同時に型式試験の方法についても記述している。性能試験については、放射線性能（例えば線形性、エネルギー依存性及び角度応答性）や環境、電氣的及び機械的性能を確認する方法が規定されている。関連するIEC規格及びその適用例を表4に示す。

使用前テスト

7.96 作業場モニタリング用計器は、型式試験のデータに合致していることを確実なものとするため、最初の使用前に試験しなければいけない。テストでは、発生する可能性がありそうな線量率の範囲をカバーすべきである。計器がテストされていない範囲は明確に識別し、文書化すべきである。

7.97 使用前テストは、検出器の校正ミス、誤組み立てのように、明らかな障害を特定するように計画すべきである。使用前検査は、また、その後の日常検査のベースラインを与えるべきである。テストは、計器の性能で十分な信頼性が得られるような一連のテスト項目に限定することは通常可能である。詳細なガイダンスは文献[98]に記載がある。

定期的なテスト

7.98 作業場モニタリング用計器を使用したら、定期的にテストして、計器性能の劣化をチェックすべきである。定期的なテストは、少なくとも年に一度実施し、使用前テストにおける試験項目の一部を含むべきである。テストに使える標準放射線の種類の例：

- (a) 光子用線量率モニターには、 ^{137}Cs からの0.662 MeVガンマ線；
- (b) 中性子用線量率モニターには、 $^{241}\text{Am-Be}$ からの中性子；
- (c) ベータ線用線量率モニターには、 ^{137}Cs からの0.662 MeVガンマ線と適切なエネルギーのベータ線源；
- (d) ベータ汚染モニターには、対象となる最小エネルギー又はそれ以下のベータ線；
- (e) 自然起源の放射性物質の存在する作業場では、それに適した標準線源。

7.99 さらに間隔を短く取った、簡素化定期的テストも実施すべきである：

- (a) ほとんどの作業場モニタリング用計器は、定期的に適切なチェック線源を用いて、適切に機能していることを確実なものとするべきである。計器の種類に応じて、これらのチェックは月毎、週毎、場合によっては毎日実施すべきである。線源、テスト範囲は、対象とするモニタリングの種類に適したものであるべきである。
- (b) バッテリーチェック、ゼロ点調整テストを品質保証プログラムの一環として定

期的に実施して、応答が適切であり、明らかな損傷を受けていないことを確実なものとするべきである。

7.100 テスト後、ステッカーを計器に添付すべきである。このステッカーは試験実施組織、テスト証明書番号、テスト実施日、必要なら次のテスト予定日を含め、適宜関連情報を示すべきである。

表4 作業場モニタリング用計器に関する国際電気標準会議規格

規格	適用例
IEC 60532:2010 [92]	据付式線量率計、警報アセンブリ、モニター機器であって、原子力発電所/原子力施設で設計基準内での少量の放射性物質の放出防止又はその結果の軽減、あるいは燃料の小規模の劣化を防止又は軽減に使用されるもの、原子力発電所/原子力施設内で放射性核種を巻き込んだ事象、あるいは放出、放射線被ばくのリスクに至る事象の際や事後に職員に警告し、その防護を確実なものとするために使用されるものに適用される。IEC 61226: 2009 [93]では、この機材は、カテゴリーA、B、C又は'非分類'に、通常分類される。前の版からの主要な技術的変更は、1996年以降に発表されたIEC規格の要求事項を考慮しての改訂である。
IEC 60846-1:2009 [94]	本規格は、文献[58]で定義された空間線量当量（率）及び／又は方向性線量当量（率）の測定に使用する線量当量（率）メーターの設計要件と性能特性を指定している。本規格は、体外から受けるベータ線、X線、ガンマ放射線に対する空間線量当量（率）及び／又は方向性線量当量（率）を測定するための線量当量（率）測定器、モニタリングに適用される。
IEC 60846-2:2015 [95]	本規格は、緊急事態の時に、体外から受けるベータ放射線、X線及びガンマ放射線に対する空間及び／又は方向性線量当量（率）を測定するための線量当量（率）測定器、及び／あるいはモニターで、可搬性又は輸送可能なものに適用する。緊急事態の時に、体外から受けるベータ放射線及び／又はX線及び最大10MeVまでのガンマ放射線に対して個人線量当量及び／あるいは線量当量率を測定するための線量当量（率）メーターに直接適用される。
IEC 61005:2014 [96]	本規格は、空間中性子線量当量（率）メーターの性能特性に対する要件を指定し、それを満たしていることを確認する試験方法を規定している。一般的な特性、一般的な試験手順、放射線特性、電氣的、機械的、防護及び及び安全性、及び環境特性、また、識別証明書についても規定している。
IEC 61017:2016 [97]	本規格は、30 nGy/hから10 µGy/hのX線あるいはエネルギーが50 keVから1.5 MeVのガンマ線による環境空気カーマ率を測定することを目的とする輸送可能、移動性あるいは据付式の機材に適用される。一般的な特性、一般的な試験手順、放射線特性、電氣的、機械的、防護及び安全性、及び環境特性、また、識別証明書についても規定している

7.101 作業場モニタリング用計器に推奨されるテストプログラムの要約を表5に示す。

表5 作業場モニタリング用計器テストの概要

	テスト実施者	テストの頻度
型式試験	製造メーカー 公的型式試験機関	一度、通常出荷前
使用前テスト	製造メーカー、使用者 公的試験機関	一度、計器使用開始前に
定期的なテスト	使用者、公的試験/校正機関	毎年、計器の安定性及び使用目的に応じ追加

計器の校正

7.102 校正とは、ある特定の条件下で実施する次の2段階からなる作業である。まず、第1段階は、測定標準が持つ量的数値（測定不確かさを含む）とそれに呼応する表示値（これに伴う不確かさが含まれる）との関係を明確にすることである。そして、第2段階は、この情報を用いて表示値から測定結果を得る関係を確立することである。

7.103 校正を、測定システムの調整、「自己校正」や検証と混同すべきでない。

7.104 どの測定方法であっても、計器は定期的に校正し、この校正は認められた国家標準に遡れるべきである。これは、一次標準に対して既に校正済の標準線源を使用して実施することができる。又は、国の一次検査機関、あるいは適切な基準を所有している公認の標準検査機関によって一次標準に対して既に校正されている標準計器を使用して実施することもできる。

7.105 個人用線量測定システム（受動形、能動形を問わず）の標準校正は、例えば、1、2年毎に、定期的間隔で繰り返すべきである。線量測定システムの線量測定性能については、より頻繁な定期的チェック（日常試験に対する7.89項～7.92項参照）をすべきである。パッシブシステムでは、読み出しシステムの簡単なチェックも各読み出し該当日に、照射済検出器を用いるなどして、幾つかすべきである。

7.106 標準校正係数を決めるには、放射線場が十分に特徴付けされるべきである。線量測定システムの標準校正係数を定期的を確認するには、光子線用なら ^{137}Cs 又は ^{60}Co 、ベータ放射線用には $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 及び中性子線用には ^{252}Cf のような放射線源を使用することで通常十分である。これらの放射線場は、国の計量機関へのトレーサビリティを持っているべきである。このような標準場や校正手順は、文献[74-83]に記載されている。中性子については、文献[99, 100]に照らして作業場を模擬した場で校正するのも役立つ。

7.107 標準校正係数は、特定の使用条件に適用する多くの補正係数と組み合わせて使われるかもしれない。

7.108 さらに、全ての線量計には、トレーサブルな個々の正規化又は校正係数を有すべきである。繰り返し利用できる線量計については、個々の正規化又は校正係数を定期的にチェックすべきで、必要に応じて調整すべきである。

7.109 受動形（固体）線量計では、繰り返し使用による正規化又は校正係数変化を調整し、又はそれらの性能が変化していないことを確認するために、定期的な繰り返し内部校正をすべきである。その頻度としては10回使用時点、あるいは隔年のいずれか早い方を推奨する。個々の正規化因子は、能動形線量計でも必要となるかも知れず考慮すべきである。

線量測定サービスの認可

7.110 GSR Part 3[2]の3.73項 (c) によると、規制機関は線量測定サービス提供者が実施する個人モニタリングと校正サービスについて許認可又は承認する責任がある。承認された線量測定サービス提供者は、個人モニタリング器具の校正、読み取り、解釈に責任を持つサービス提供者と定義され、この点で実行する能力を有すると規制機関又は他の関係当局によって認められることになる。

7.111 承認の目的は、線量測定サービス提供者が、技術的に有効な結果を出せる技

術的力量があり、必要十分な事務的、技術的かつマネジメントシステムを有することを認め、検証することである。

7.112 サービス提供者が承認を得るには、サービス提供者は、線量評価を許容できる確かさで提供し、信頼性の高いレベルを達成、維持し、日常の線量評価結果を合理的な時間内に雇用主及び/又は規制機関に伝え、かつ、事故、あるいは他の異常事象又は出来事の場合の線量評価の結果を速やかに伝えることができるべきである。技術的要件を満たすことに加えて、承認を受けたサービス提供者は、関連するマネジメントシステムの要件（第8章参照）を満たしているべきである。

7.113 承認プロセスには、考慮に入れるべき次の側面を伴う場合がある：

- (a) 線量測定システムに関する情報を含むレポートの提出。技術文書には、通常、型式試験結果、線量測定手順、校正トレーサビリティの他に、組織構造、職員、機材及び品質管理プロトコルと手順を含むマネジメントシステムがカバーされる。
- (b) マネジメントシステムが文献[90]のような関連する国際規格に準拠していることの認定。
- (c) 線量測定システムが適切な国家標準にトレーサブルであること、及び、国際的な勧告や基準に従って実用量を導く換算係数に基づいていることの証明。
- (d) 未知の状況、未知の線量での照射性能試験。
- (e) 線量測定の専門家による試験所の立ち入り検査と評価。専門家は職員（研修を含む）、機材、施設、校正、線量測定手順が承認文書に記載されているものに一致しているかどうか、という側面を評価する。

7.114 本質的な性能仕様が日常的に（7.83項、7.84項参照）維持されていることを実証するために、外部機関による性能試験が承認された手続きの一環として実施されるべきである。その結果により、型式試験データを検証すべきである。

7.115 承認用の性能試験プログラムは、異なるクラスの線量計に合わせて異なる照射の種類に細分することができる（すなわち線量計がカバーする放射線の種類及びエネルギー範囲に基づく細分）。各テストに、異なる放射線エネルギー、入射角の範

囲、線量範囲の適切な分布を含めることができる。

7.116 承認用の性能試験は、定期的を実施すべきである。この試験は、規制機関あるいは他の関連当局が計画することもできるし、外部機関による国際的な相互比較試験に参加することもできる。

測定と線量評価の解釈

個人線量測定

7.117 放射線防護の目的から、測定された実用量 $H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 、 $H_p(0.07)$ はそれぞれ、防護量という意味で、実効線量、眼の水晶体に対する等価線量、及び皮膚や末端部に対する等価線量として読み直される。

7.118 光子の場合は、 $H_p(10)$ は、殆どの実際状況で実効線量 E の合理的な推定値を与えてくれて、過小評価も過度の過大評価も回避してくれる。中性子の場合は、 $H_p(10)$ は、エネルギー範囲と作業場の形状によっては実効線量を過小評価する可能性がある。このような場合、作業場におけるエネルギー分布、方向性分布に関する情報が、適切な補正を適用するために必要となる。

7.119 E と $H_p(10)$ との密接な対応関係は、全身被ばくが均一であるとの仮定に基づいている。基本量（粒子フルエンス、空気カーマ、組織吸収線量）から成人を表す擬人ファントムに対する実効線量係数への変換、及びICRUファントムを用いた実用量への変換に使う係数が計算で得られている。実用量と防護線量の比は、エネルギーと方向分布が異なる場合の防護線量推定の品質の指標である[89]。

7.120 線量限度近傍又はそれを超える、又は一定の調査レベル値を超える線量については、実用量の測定値が防護線量の良好な推定値を提供できることを確認すべきである。これは中性子線量又は不均一な被ばくの場合に特になされるべきである。この確認には、放射線場の均一性、エネルギーと方向の分布、線量計の装着位置と線量計応答特性についての情報を取るべきである。

7.121 作業者が移動する作業場では、4つのタイプの多方向性の場が通常考えられている：

- (a) 主に前方空間から入射する放射線（前方-後方ジオメトリ）；
- (b) 後方空間から入射する放射線（後方-前方ジオメトリ）；
- (c) 対称的に全ての方向から体に垂直入射する放射線（回転ジオメトリ）；
- (d) 上下方向を含め、全ての方向から入射する放射線（等方ジオメトリ）。

胸部に装着した個人用線量計により測定される $H_p(10)$ は、少なくとも前方-後方ジオメトリ、回転ジオメトリと等方ジオメトリでは、十分正確に実効線量を近似すると想定することができる。後方-前方ジオメトリ（放射性物質を輸送する車両の運転手など）の場合は、線量計を背面に装着する必要がある。このように、体幹部前面（又は背面）に装着する1個の線量計で一般的には実効線量を十分評価できる。様々なジオメトリの被ばく条件で得られる線量計結果の解釈についての詳細な情報は文献[101]に記載されている。

7.122 ある放射線場では、その場のエネルギースペクトルによって、実用量では防護量を良く近似できない場合がある。これは特に、4～20 MeV及び50 MeVを超えるエネルギー範囲の中性子的場合に生ずる。このような因子は作業場を実験的に上手く特徴付けることによって決められそうである。モンテカルロシミュレーションもこの目的のために非常に役立つ。

作業場モニタリング

7.123 多くの場合、作業場モニタリングは、その作業場内で作業者の移動を制限する必要があるかどうかを決める目的で作業場を特徴付けるために用いるべきである。そのような場合、作業者は保守的に、線量率が最も高い作業位置に作業時間を通して配置されていると想定される。しかし、作業場モニタリングが線量評価のために使用される場合は、滞在期間の現実的な推定を求めて使わなければいけない。時間とともに線量率が大幅に変化する作業場では、滞在期間を対応する線量率に当てはめて被ば

く量を評価できるように作業者の滞在記録を取るべきである。作業場モニタリングに関する追加情報は、文献[56]で見出せる。

7.124 適切に設計、正確に校正された計器が使用されている場合には、作業場における測定量を、適切な滞在記録と組み合わせることで、作業者が受けた実効線量、あるいは組織や臓器における等価線量を適切に推定するベースを与えることができる。作業場モニタリング用に定義した実用量 $H^*(10)$ 及び $H'(0.07, Q)$ は、実効線量及び皮膚線量の適切な推定値を提供するだろう。7.37項で説明したように、自由空气中で定義した測定量（例えばカーマ）のための計器類は、一般的に $H^*(10)$ の測定にはエネルギー依存性が良くない。

7.125 $H^*(10)$ は、個人の線量計で測定した $H_p(10)$ の値をかなり過大評価し得ることに留意すべきであり、したがって、放射線場が等方性である場合は特に、実効線量の値を過大評価し得ることに留意すべきである。これは、 $H_p(10)$ 及び E が入射角に依存するのに対して、 $H^*(10)$ 測定用の計器は、等方性応答を有するためである。

7.126 末端部や防護されていない体皮が局部的に放射線にさらされる可能性のある状況では、方向性線量当量 $H'(0.07, Q)$ を使って等価線量の十分な推定値を与えるべきである。線量 $H'(0.07, Q)$ は、光子放射線から眼の水晶体が受ける等価線量（7.10項参照）の十分な推定値を得るのにも用いるべきである。多方向の放射線場の場合、計器を回転させ、使用計器が示す最大値を使うことで、皮膚や眼の水晶体の被ばく量が決して過小評価されないようにすべきである。操業者は、計器の読みを間違わせる点線源や狭いビーム状放射線が存在する可能性に注意すべきである。

7.127 作業場モニタリング用計器は検出器の体積中心を基準点として、放射線場で検出器を均一に照射することで校正される。しかし、非均一（例えば、点線源や狭いビームの近傍）で検出器を照射する事業場が多い。これらの状況では、特別な注意を払うべきである。指示値に当てはめることで、補正された線量率を与えるための補正係数を確立する必要があるかどうか、を考えるべきである。これらの係数は100をも超えるかも知れない[102]。一つの方法は、対象の線源形状を模擬するために点線源のマトリクスを使用することである[103]。

バックグラウンドの差し引き

7.128 線量測定システムの線量ゼロ表示には読み出しシステムのバックグラウンドに加え、検出器の本質的なバックグラウンドが加わっている。検出器の本質的なバックグラウンドは、検出器個別に又はバッチ毎に決めることができる。後者の場合、単一の測定結果に対する不確かさの寄与が大きくなる。バッチ毎に本質的なバックグラウンドを決める場合は、検出器のサンプリング手順に注意しなければいけない。

7.129 線量計の表示は、ゼロ表示（空白表示）を減算し、補正係数と校正係数を適用すれば、総線量（測定値とも言われる）になる。総線量には、一般的には、作業者の職業被ばくからの全ての線量に加えて自然バックグラウンド放射線からの寄与が含まれている。

7.130 自然バックグラウンド放射線を減算する方法は、平均値（通常全国平均）、又は特定のユーザー又は場所の値のいずれかを使用することである。月単位で着用する線量計の場合は、平均バックグラウンド値を使用すれば、全体の不確かさには追加されるが、多くの線量測定サービスにとって、求められている推奨精度要件を満たせるだろう。より長期間着用する場合（例えば、被ばくが低いと予想される場所では3～4ヶ月まででも大丈夫である）、自然バックグラウンドのより固有の値（例えば、ユーザーの地理的位置に基づいて）あるいはコントロール線量計（7.131項参照）を使用すべきである。

7.131 自然バックグラウンド放射線が全国平均に比べて著しく大きいか、又は小さい箇所では、当該地の自然バックグラウンド放射線の線量率を考慮すべきである。当該地のバックグラウンド放射線の変動は、顧客に線量測定サービス機関から供給され、作業者の線量計が不使用時に保管される場所に保管したコントロール線量計を用いて考慮に入れることができる。輸送時の線量を減算する必要があるケースもいくつかあるかもしれない。当該地の自然バックグラウンド放射線による線量率は、提供線量計に対する結果の分析に基づく方法で決めることもできる。このような方法は、提供線量計の大半は自然バックグラウンド放射線にのみさらされているという仮定に基づいて

いる。

7.132 能動形個人線量計には別の考慮をすべきである。というのは、自然バックグラウンド放射線の被ばくからの線量を連続的ではなく、使用中の時だけ線量を積算することがしばしばあるからである。シフトごとに提供される能動形個人用線量計の場合、特に検出限界が低いとされている能動形個人線量計を使用する場合は、自然バックグラウンド放射線の被ばくに起因する正確な線量を減算する方法を確立するべきである。あるいは、自然バックグラウンド放射線の被ばくの寄与を無視しても良いかも知れない。

内部被ばく評価

モニタリングプログラム

7.133 放射性核種の摂取による被ばくから作業者が受ける線量の評価は、次のタイプのうち1つ以上を含む個人モニタリング結果に基づいて出来るかもしれない：

- (a) 全身、又は甲状腺とか肺など特定の臓器における放射性核種の継続的な測定；
- (b) 排泄物や呼気など、生体試料中の放射性核種の測定；
- (c) 作業者の吸気を代表するような場所に装着した個人用空気サンプリング装置を使用して収集した空気試料中の放射能濃度の測定。

7.134 放射性核種によっては、放出される放射線の種類やモニタリング法の検出感度の理由から体内や生体試料中の放射能測定に基づく個人モニタリングが不可能の場合もある。

7.135 状況によっては、個々の作業者が受ける線量評価には、作業場モニタリング結果を基にする必要があるかどうかを考慮すべきである（3.118項参照）。

7.136 自然起源の放射性物質が関与する産業活動に従事する作業者の場合、ダスト

粒子中の ^{238}U 壊変系列及び ^{232}Th 壊変系列の放射性核種の吸入摂取から受ける内部被ばくが、しばしば支配的な経路となる。これは、このような産業活動の多くが本質的に埃の多い特徴があるからである。このような作業場では：

- (a) 生体サンプリングや全身計測（ホールボディカウンティング）より空気サンプリングを、線量評価、最適化のために必要な情報を得る最善の方法として採用すべきである。
- (b) 粒度分布、放射能濃度（これはバルク材料のものとは異なることがあり）、及び当該放射性核種の肺吸収性クラスの観点から空气中浮遊粉塵の特徴付けには特別の注意を払うべきである。

更なる情報が文献[103]に記載されている。

7.137 測定手法の選択は、以下のような要因を考えて決めるべきである：

- (a) 放射性核種から放出される放射線；
- (b) 汚染物質の体内動態；
- (c) 生物学的排出及び放射性壊変の両方を考えた上での、汚染物質が身体内に保持される程度；
- (d) 必要な測定頻度；
- (e) 適切な測定施設が持つ感度、利用可能性、及び利便性。

7.138 個人モニタリングのための施設は、理想的には放射性核種や透過性放射線を放出する他の検査室や活動から離れた建物内に位置すべきである。これらの放射性物質や透過性放射線は測定を妨げる可能性を生じるからである。遮蔽された検出器や関連する電子機材を含む直接測定用のモニタリング域は、床荷重の設計仕様の観点から、通常はグラウンドフロア又は地下の場所に位置する。また、測定のために来る人のために、待合室、シャワー、トイレ、着替えのための部屋、また、これらとは別に排泄物試料を受け取り、処理するための部屋もあるべきである。

7.139 排泄物分析のための検査室は、他のどんな放射化学研究室とも同様に作るべきである。いかなる二次汚染をも避けるために、例えば原子炉冷却材などの他の、高

放射能のプロセス試料の分析と共用すべきではない。排泄物試料の取り扱いや保管のためのスペースを計画する際には、感染性の可能性ある物質を取り扱う上の注意を払うべきである。

7.140 作業者の内部被ばくモニタリングプログラムの計画と実行のさらなる情報が、文献[103-106]にある。

日常モニタリング

7.141 日常の内部被ばくモニタリングは、特定の作業者に対して一定の決まったスケジュールで行うべきである。内部被ばくモニタリングには、適切なモニタリングプログラムを開発する上で考慮すべき一定の制限がある：

- (a) モニタリングは個人の預託実効線量を直接測定するものではない。例えば、排泄物試料中の放射能レベルから試料を採取した時点での体内の放射能レベルに関連付ける、あるいは試料採取時の体内量からもともとの摂取量に関連付ける、推定摂取量から預託実効線量を計算する際に、体内動態モデルが必要になる。使用する体内動態モデルの詳細については、付則IVに記載されている。
- (b) 測定では、自然の放射性核種を含め身体中に存在する他の放射性核種との干渉を受ける可能性がある。前回の摂取以降の自然及び人工起源の体内放射性核種量を確定する必要があるかもしれない。職業以外で摂取する量が通常以上に高い場合に特にそうである。診断又は治療目的で投与される放射性薬剤は、投与される薬剤の性質や作業場に存在する放射性核種に応じて、投与後しばらくはバイオアッセイの測定を妨げる可能性がある。作業者は、適切な内部被ばくモニタリングができるか否かを判断するために、どんな放射性医薬品投与を受けたかを上司に報告するよう要請されるべきである。
- (c) 慢性的な摂取を推定するための個人モニタリングプログラムは、モニタリング時点に依存するかもしれない。排泄物中でかなり早く代謝される一定の放射性核種については、週末をはさんだ測定値の間に有意差があるかもしれない。このような場合は、個別にレビューすべきである[13、16、107]。長半減期の放射性核種では、体内に存在する量と排泄量は作業者が摂取した期間に依存し、その年数と

ともに増加する。一般的には、何年も前の摂取から体内に残っている放射能は、本年の放射線バックグラウンドの一部と解釈すべきである。

- (d) 個人モニタリングに使用する分析方法では、注目する放射能レベルを検出するには感度が十分でない場合がある。個々の放射性核種に対して達成できる検出限界についての情報は、文献[13]に記載がある。 ^{232}Th とその子孫核種の吸入摂取量に対して、様々な測定手法での検出限界についてのより具体的な情報が文献[25]の表7、8、94及び95に記載されている。

7.142 空気中に浮遊する放射性核種を吸入して作業者が受ける線量を評価するベースとして、大気の試料を測定する状況では、空気中の放射能濃度は、定置型空気サンプラー又は個人用空気サンプラーを用いて決めることができる。被ばく量は、吸入物質の形態（粒径及び化学形態）、呼吸数、作業者の被ばく時間について、一般的なあるいはサイト特有の仮定を用いて空気中の放射能濃度から評価する。空気中浮遊粉塵のモニタリングのための定置型空気サンプラーは、典型的には、20L/分程度の比較的高い流量を持っており、作業場での所定の固定位置に配備されている。一方、個人用空気サンプラーは典型的には約2リットル/分の比較的低い流速を有し、襟に装着する。ポンプ及びバッテリーパックはベルトに装着し、可撓性チューブがサンプリングヘッドに接続されている。サンプリングヘッドは、採取した空気が吸気を適度に代表するよう配置することを確実なものとするべきである。個人用空気サンプラーは、厳しい労働環境で着用するには堅牢性や利便性が必ずしも十分ではない。

7.143 個人用空気サンプラーは、より高い信頼性でモニタリングする[104、105]ことから、他の直接・間接的な方法と組み合わせて、定置型空気サンプラーよりもますます使用されてきている。定置型空気サンプラーがサンプリングした空気は、作業者の吸気を代表していない可能性があり、その結果、吸引した塵埃からの被ばくを著しく過小評価することになる。このことは、時には数桁に達する。特に作業者の動きでホコリの舞い上がるような作業場で著しい。逆に、作業場所がほこりの多い場所に継続的に滞在していない場合には、定置型空気サンプラーは被ばく量を大幅に過大評価することになる可能性がある。したがって、空気中の放射能濃度が短期間に空間的及び時間的に変動することが予想される場合、ラドン子孫核種濃度が最も高くなる箇所では、実際的に使えるなら定置型空気サンプラーに優先して個人用空気サンプラーを

使用すべきである。

7.144 作業場によっては、特に採鉱や鉱物処理作業に関連するものでは、被ばくする全ての作業者に常時個人用空気サンプリングを当てはめるのは難しいかもしれない。このような場合には、モニタリング上は通常、作業活動の一般的な性質と範囲を反映するカテゴリーに、作業者を割り当てる。しかし、ある作業者はシフト作業の間、異なる被ばく環境で時間を過ごす可能性があって、多くのケースで、一つの作業カテゴリーで被ばくは均一にはならない。呼吸用防護具を着用するために、更に事態は複雑になる。

7.145 放射性核種の摂取可能性、より詳細な作業場モニタリングの必要性を示すために表面汚染モニタリングが使える場合がある。しかし、表面汚染の測定結果は、再懸濁因子などのパラメータに関する不確かさが大きいいため、内部被ばく評価の適切なベースとはならない。

7.146 個人モニタリングの頻度、種類を適切に決めるためには、作業場の被ばく条件を特徴付けるべきである。使用されている放射性核種と、可能であれば、その化学的及び物理的形態を知るべきである。これらの形態が、事故条件で変化する可能性（大気中に六フッ化ウランが放出されるとフッ化水素ガスとフッ化ウラニルが作られる、など）も考慮すべきである。物質の化学形態と物理形態（例えば粒径）で、気道での挙動と体内におけるその後の体内動態が決まる。これにより、排泄経路やその割合、ひいては採取すべき排泄物試料の種類や採取頻度が決まってくる。

7.147 バイオアッセイでモニタリングする場合、線量限度の一定割合に達する摂取量を検出できる測定方法と測定頻度を取るべきである。したがって、このレベルの摂取は検知できそうなことを確認すべきである。放射性壊変及び生物学的代謝の結果として、放射性核種の体内量あるいは日毎の排泄が、使用測定方法の検出限界以下のレベルまで低下すると、摂取は検知できないだろう。直接測定対象の摂取物の体内残存割合 $m(t)$ 、あるいは間接測定では身体からの排泄割合は、その放射性核種の有効半減期と体内動態挙動に依存し、摂取時からの経過時間 t の関数である。したがって、摂取量 I とそれによる預託実効線量 $E(50)$ は、 $I \times m(t)$ が検出限界未満であると見逃され

るであろう。モニタリングの頻度は、典型的には、年間線量限度の5%超過に相当する摂取が検知できることが確実なものであるべきである。

7.148 したがって、必要となるモニタリング頻度は、測定手法の感度に強く依存する。測定手法は、できるだけ敏感なものであるべきである。最も感度の高い測定手法とサンプリング間隔を最も短縮するためのコストは、低い感度の測定手法で測定頻度を少なくした場合に、過小評価若しくは見逃す可能性のある被ばく量から被る放射線損失と、バランスを取るべきである。

7.149 バイオアッセイ用の採取計画を立てる際には、モニタリング期間内のどの時点か分からない時点で摂取したかが分からずに摂取量を推定する不確かにも考慮がいる。文献[13]では、モニタリング期間は一般的にモニタリング期間の中間点で摂取したと仮定して、その摂取の過小評価が因子3を超えることがない（訳者注：3分の1以下にならない）ように選ぶべき、と推奨している。

7.150 様々な放射性核種と測定手法に対して推奨モニタリング間隔の最大値が、文献[108, 109]に記載されている。

7.151 モニタリング間隔を決めるためのグラフィカルなアプローチも提案されている。そこでは、その物質固有のパラメータ（例えば、吸収及び粒度分布）並びに摂取時点の不確かさも考慮されている[110]。特定の測定手法の検出限界に関する情報は、注目する被ばく線量レベルに適したモニタリング間隔を決めるのに使用される。

7.152 7.147項～7.151項にあげたもので、使えないケースが1つ以上はある。この理由は、分析感度の不足、直接測定には許容できないほど長い計数時間、あるいは許容できないほど短い排泄物サンプリング間隔であり、特に不溶性（肺吸収タイプS）粒子の吸入をモニターするための排泄物試料が該当する。このような場合には、被ばく量評価は、別の測定方法、例えば個人用空気サンプリングあるいは作業場モニタリングをベースとすべきである。

タスク関連のモニタリング

7.153 タスク関連のモニタリングは、定義そのものから、日常作業ではない（つまり定期的にスケジュールできない）。このようなモニタリングは、特定の作業に関する情報を提供し、必要なら、作業実施の判断のためのベースを与えるために実施される。それは、長期使用には不十分であろう条件下で短期間の手順を取る場合に特に有用である。タスク関連のモニタリングは、日常のモニタリングと同様の仕方を実施すべきだが、作業条件が別の方法を規定する場合、例えば関係する放射性核種が異なる場合、内部被ばくの可能性がかなり大きくなる場合は別である。

特別モニタリング

7.154 特別モニタリングが必要になるのは、被ばくが明らかな場合も疑わしい場合もあるが、空気又は表面の試料が放射性物質封じ込めの喪失されたことを示すとか、事故のあとなど、異常な事象の結果として、である。特別モニタリングは、最も頻繁には、定期バイオアッセイ測定の結果が誘導調査レベルを超える場合に必要となるが、鼻漏、鼻腔用綿棒又は表面汚染の拭き取りなどの臨時の試料の測定から必要となることもある。

7.155 事故の状況では、事故被害者の医学的手当や治療が優先される。被害者の病状が安定したら、以下の手順を取るべきである：

- (a) 外部汚染を取り除き、直接バイオアッセイ測定を行う前に作業者がシャワーを浴びて、髪を洗っていることを確実なものとする。
- (b) できるだけ速やかに放射性核種の全身量を明確にする。
- (c) 確実に全ての排泄物を採取する。
- (d) 他の生物学的試料、例えば鼻綿棒、口の拭き取りを収集する（これは治療や除染手続きの間に実行することができる）。
- (e) 個々の放射性核種の組成、物理的及び化学的特性のさらなる分析のために汚染物

質の試料を収集する。

これらの手順で、内部被ばくによる預託実効線量をより高い信頼性で推定することが容易になり、これが外部被ばくから受ける可能性のある線量と合わせて、被ばくが高いと疑われる場合に最も重要である。

7.156 ある事象で必要となった特別モニタリングでは、感度改善やより高速の処理時間が必要かどうかを考慮すべきではあるが、測定手法の観点からは、日常モニタリング測定といくらかでも異なって行われることは通常はない。研究室は、試料分析又は直接測定が日常モニタリングの測定よりも優先されるのか、それ以降のモニタリング頻度に変更されるのかについて助言を受けるべきである。検査室にはまた、試料が通常よりも高い放射能レベルを持っているかもしれないことを知らせるべきである、それにより測定手法は、特別モニタリング状況に合わせることができ、また他の試料の汚染を予防するために必要な予防措置を取ることができる。例えば、計数率が非常に高く、不感時間によるロスが正しいデータの収集を不可能にするなら、測定形状を変更して、検出器から大きい距離で取ったボディーカウントをすべきである、こうなるとシステムを再校正すべきである。放射性核種を高く含む排泄試料（特に排泄物）を分析すべき場合にも、放射化学研究室は同様の対策を取るべきである。

測定方法

7.157 放射性核種の摂取は、直接又は間接のいずれかの測定方法によって決定することができる。内部に沈着した放射性核種から放出したガンマ放射線あるいはX線光子（制動放射線を含む）の直接測定は、しばしば身体放射能測定、全身モニタリング又は全身計測（ホールボディーカウンティング）と呼ばれる。間接測定は、試料中の放射能測定であって、その試料は生物学的（例えば排泄物）、物理的（例えばエアフィルタ）のいずれでもよい。

7.158 測定の各タイプには長所と短所があり、その選択は測定すべき放射線の性質に大いに依存してなされるべきである。

7.159 直接法は、身体から出て、外部検出器によって測定されるに十分なエネルギーと十分な数の光子を放出する放射性核種にのみ有用である。多くの核分裂生成物、放射化生成物が、このカテゴリーに分類される。有意のエネルギーを持った光子を放出しない取り込まれた核種（例えば ^3H 、 ^{14}C 、 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 、 ^{239}Pu ）は通常、間接的方法でしか測定することができない。しかし、いくつかのベータ放射体、特に、 ^{32}P 又は $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ のように高いエネルギーを放出するものは、制動放射線を介して'直接'測定することができる場合が時々ある。このような制動放射線測定は、感度が相対的に低いため、通常は、日常モニタリングに使用すべきでない。

7.160 測定原理、使用計器に関する助言が文献[111]に示されており、付録Vにまとめられている。

7.161 直接測定が使える場合、測定時の体内、又は身体のある選んだ部分での総放射能を迅速にかつ簡便に推定する利点を有している。したがって、感度が満足できるものなら、身体や臓器の容量の直接測定は線量評価には優先されるべきである。例えば、 ^{137}Cs 及び ^{131}I の測定である。しかし、全身測定及び個々の臓器の測定は、特に低エネルギーの光子放出体に対して、校正の不確かさがより大きい問題がある。直接測定では、作業者の放射線被ばくが伴うあらゆる作業から、保持特性を測定するに必要な期間、外す必要が出てくるかも知れない。直接測定は通常、特殊な良く遮蔽された（したがって、高価な）施設・設備を必要とする。

7.162 直接測定は、吸入摂取、経口摂取又は注入された可能性がある混合物中の放射性核種を定性的にも、定量的と同様、決めるのに有用である。また、直接測定は、体内の放射能分布を決めることにより、摂取のモードを識別する助けにもなり得る。ガンマ放出放射性核種を含有する不溶性（肺吸収タイプS）エアロゾルを吸入摂取経路で摂取すると、容易かつ正確に肺計数法で検出することができる。 U_3O_8 の測定がその例であり、その摂取はバイオアッセイ技術では検知できそうにない。別の例は放射性ヨウ素であって、甲状腺計数システムは、甲状腺による放射性ヨウ素の取り込みを定量化できる。継続的な測定が可能な場合、放射能の再分布を明らかにし、放射性核種の体内保持の全量と、体内動態に関する情報を与えることができる。

7.163 間接測定は、一般的に作業者の業務と余り干渉しないが、放射化学分析研究室に出向く必要がある。このような研究室はまた、環境試料を測定するためにも使用することができるが、高度な測定（例えば、原子炉水化学の測定）は別の研究室でなければいけない。排泄試料に対する測定は、特定の経路で体内から出される放射性核種の割合（率）を知るのに用いられる。体内動態モデルを使って体内量及び摂取量をこのような測定から決める必要がある。放射化学分析は低レベルの放射能を検出する能力があるので、排泄試料に対する測定値は通常、体内放射能を推定するのに感度の良い手法である。

検出限界と決定しきい値

7.164 測定方法には、自然バックグラウンド放射線のレベル、計数率の統計的変動、試料調製及び分析に関連する要因に起因する検出限界がある。検出限界、決定しきい値の概念及び生体内、試験管内での放射能測定への適用については、文献 [62, 112, 113]に記載されている。

7.165 測定された総カウント数 N_G は、バックグラウンド放射線によるカウント N_B （自然バックグラウンド放射線及び注目するもの以外の放射性核種）とモニタリングの対象とする放射性核種による正味のカウント N_N の合計である。

$$N_G = N_B + N_N \quad (28)$$

試料中又は体内の放射能は、正味のカウントを適切な効率因子 ϵ で除して計算できる。

7.166 検出限界は、所定の放射性核種及び測定手順について検体の測定をする前に評価できる。これによって、特定の誤陰性確率 B を使って、試料（間接法の場合）又は体内（直接法の場合）の最小の放射能が特定できる。検出限界によって、ある測定方法が所定のモニタリングプログラムに適しているかどうかを事前に判断することができる。

7.167 測定が終わると、測定された正味の計数率は、決定しきい値と比較すべきで

ある。決定しきい値は、計数率が決定しきい値よりも大きい場合、それは試料又は体内にモニタリング対象の放射性核種が特定の偽陽性確率 α で含まれていると言えるように定義される。測定された計数率が決定しきい値未満である場合でも、放射性核種が存在しないと結論付けることはできないが、試料中又は体内に放射能が存在しても、それは決定しきい値より少ない。

7.168 ポアソン分布が正規分布で近似することができる程度に N_B が十分に大きい（約30より大）場合には、決定しきい値と検出限界（計数率で表現）は、次のように計算できる。

$$DT = k_{1-\alpha} \sqrt{\lambda_B \left(\frac{1}{T_B} + \frac{1}{T_S} \right)} \quad (29)$$

$$DL = (k_{1-\alpha} + k_{1-\beta}) \sqrt{\lambda_B \left(\frac{1}{T_B} + \frac{1}{T_S} \right)} \quad (30)$$

ここで、

$k_{1-\alpha}$ と $k_{1-\beta}$ は、それぞれ正規分布の $1-\alpha$ と $1-\beta$ パーセンタイル（確率 α 及び β は一般的に、5%とされ、その場合に $k_{1-\alpha}=k_{1-\beta}=1.645$ となる）；

λ_B はバックグラウンド計数率であり、試料中に放射能がない状態でバックグラウンドを測定することで決めることができる；

T_B と T_S はそれぞれ、バックグラウンド及び試料の測定時間である。

7.169 異なる放射性核種に対する検出限界の代表値と測定方法が、文献[109]に記載されている。文献[113]には、選択された幾つかのバイオアッセイ手法に対して、検出限界、決定しきい値その他諸量の計算適用例が示されている。

7.170 決定しきい値と検出限界の定義に対する理論的背景は、ベイズの定理の適用に基づいている。これは、検出可能な最小放射能又は最小検出量の定義に対する理論的背景とは異なっている[114]。しかし、内部汚染をモニタリングするための手法としては、計数効率に関する不確かさが無視できるほどであることを条件に、最小検出量及び検出限界の値は、ほとんどの場合等しい。

7.171 直接法及び間接法に対するこれらの概念の一層の明確化と適用については、文献[19, 112, 113]に記載されている。

校正

直接法

7.172 全身計測装置と臓器計測装置は、人体や臓器を模擬し、必要な放射性核種の既知量を、ファントム内に溶液又は密封線源として、あるいは永久線源を固形組織代用の基質内に埋め込んだもので校正すべきである。

7.173 最も便利で汎用の全身ファントムは、標準化された放射性水溶液で満たされたプラスチック容器のアセンブリで構成されている。この概念が拡張されて、円形又は楕円形の断面を有するポリエチレンシリンダを合わせた形のファントムが開発されてきた。成人体を表現するファントム各部の適切な比率は、文献[115]に示されている。異なる年齢グループを表すように調整したファントムが文献[116]に説明されている。

7.174 放射性核種の水溶液で満たされていないファントムが開発されていて、したがって漏出又は汚染を受けにくくなっている。放射性核種を含む有機ゲルで充填されたファントムもある[116]。あるいは、多数の別個の点線源が、ポリエチレン製レンガに埋め込まれることもありえる。これにより、文献[117]に示すように、様々な身長と体重のファントムを容易に形作ることが可能になる。甲状腺用や肺用、また、骨親和性放射性核種用、膝や頭蓋骨用のために適切に準備したファントムが用意されている[115]。ファントム、組織代用品及びファントム作製について、いくつかの出版物が様々なスタイルや適用例を提示している（文献[118-123]参照）。

7.175 ファントムを用いた校正は相対的な方法である。幾つかの絶対的な方法では、校正用の放射能標準を必要としないが、校正を確認するために参照標準は常に使用すべきである。検出効率のモンテカルロ計算用に開発された数学ファントムが、そのような校正に使われている（文献[124-127]参照）。このようなファントムの利点は、

体内の放射性核種の異なる分布に加えて、異なるサイズ、形状、及び内臓器官の幾何学的関係をシミュレートできることである。しかしながら、測定値と計算された効率は、校正の確かさを確実なものとするために詳細に比較すべきである。低エネルギーの光子を測定する場合、あるいは体内の放射性核種が均一に分布していないとき、特にこれをすべきである。

間接法

7.176 校正の方法は、使用する計器に依存する。放射性核種の標準溶液、トレーサー用放射性核種又は決定すべき元素（例えばストロンチウム）の安定同位体入手すべきである。

7.177 ガンマ放出放射性核種を測定しようとする場合、試料から得られたガンマカウントを、特定の放射性核種の既知量を含む標準を同一の計数ジオメトリで測定したカウントと比較すべきである。ガンマスペクトロメトリを使う場合、異なる幾何学的形状の測定標準から、それぞれの形状での効率対エネルギー曲線を作るべきである。効率曲線を準備する場合、異なる放射性核種標準からの様々なガンマ放出体の相対的な収率を考慮すべきである。

7.178 液体シンチレーション計数によってベータ放出体を分析するには、内部及び外部標準を使用すべきである。標準と試料に同じクエンチング条件が取られることを確実なものとするよう注意すべきである。

7.179 多くの放射化学的手法は分離手順に依存しており、その回収率は非常に変動し分析すべき試料の基質にある程度依存する。したがって、化学分離又は抽出手順の収率を決定できる方法を使用すべきである。この目的のために、既知量のトレーサー放射性核種（例えば、 ^{241}Am 用 ^{243}Am ）を、手順のできるだけ早い段階で試料に添加して、化学的回収の直接測定を可能にすべきである。

7.180 間接的な計数のための様々な校正方法の説明が、文献[128]に記載されている。

性能判断基準

7.181 直接的、間接的な方法のための性能判断基準の余すことない記述が文献[62]

で与えられている。

7.182 相対的なバイアスは、評価した放射能が実際の放射能にどれだけ近いかの尺度である。この判断基準は既知の放射能 A_{ai} を含むファントムやテスト試料で検証すべきである。一連の i 番目の測定値の、測定量の正しい値に対する個別の相対バイアス B_{ri} は次のように定義される。

$$B_{ri} = \frac{A_i - A_{ai}}{A_{ai}} \quad (31)$$

ここで、 A_i はテストされている系列での i 番目の測定値である。

7.183 この系列の測定における相対バイアス B_r は、個々の相対バイアス B_{ri} の平均で与えられる。

$$B_r = \sum_{i=1}^n \frac{B_{ri}}{n} \quad (32)$$

ここで、 n は、テスト測定回数である($n > 5$)。

7.184 測定方法の再現性 S_{Br} は平均 B_r からの B_{ri} の相対的なばらつきとして定義される

$$S_{B_r} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (B_{ri} - B_r)^2}{n-1}} \quad (33)$$

7.185 B_r は検出限界よりも5~10倍大きい A_{ai} の値に対して-0.25と+0.50の間であるべきである。 S_{Br} の値は0.4以下であるべきである。 S_{Br} が0.4より大きい場合は、適切な是正処置を取るべきである。

モニタリング測定の不確かさ

7.186 7.62項~7.71項に示したように、不確かさ評価のための一般的ガイダンスが文献[65、66]で与えられている。文献[66]に沿ったさらなるガイダンスが、文献[60、67-73]にある。

7.187 不確かさ評価の結果は、適用に対して現実的であるべきである。不確かさの評価に費やす労力の量は、放射線防護の観点からその目的に見合っているべきである。

7.188 放射性核種の摂取量をモニタリングするプログラムでは、測定の不確かさの評価で次のことが可能になる：

- (a) 測定結果が前回の摂取と矛盾がないか、新しい摂取と考えるべきかを客観的に決定；
- (b) 規定外データの特定；
- (c) 複数のデータポイントから摂取量を評価するために使う近似手順結果の統計的分析。

7.189 身体中又は生物学的試料中の放射能測定の場合には、タイプAの不確かさ成分（7.66項参照）は計数統計からのみ生じ、ポアソン分布で記述することができる。一方、タイプBの不確かさ成分（7.67項参照）は他のあらゆる不確かさ要因から生ずる。

7.190 文献[109]では、測定の総合不確かさが対数正規分布で表現できると想定している。分布の幾何学的標準偏差は散乱係数（SF）という名前が与えられている。全不確かさは次のように評価される：

$$SF = \exp \sqrt{\sum_i \ln(SF_i)^2} \quad (34)$$

ここで、タイプA及びタイプB不確かさ成分の総和が取られている。文献[129]によると、この仮定は、タイプA型の不確かさが比較的小さいときに成立すると考えられている：つまり、

$$\frac{\ln(SF_B)}{\ln(SF_A)} > 3 \quad (35)$$

SF_AとSF_BはそれぞれタイプA、タイプB不確かさに対する散乱因子である。

7.191 文献[110]には、様々な直接的及び間接的なモニタリング方法における様々な不確かな構成要素の代表的な値が集められている。

7.192 生体内での測定値に含まれるタイプB不確かさの例としては、

- (a) 計数ジオメトリ誤差。
- (b) 検出器に対する個人の位置関係と計数中の人の動き。

- (c) 胸の肉厚測定。
- (d) ファントムと測定中の個人又は臓器との相違点：その中に以下を含める：
 - (i) 幾何学的特性；
 - (ii) 密度；
 - (iii) 身体中や臓器内の放射性核種の分布；
 - (iv) 線形減衰係数。
- (e) 隣接した身体領域に沈着した放射性物質からの干渉。
- (f) 分光分解能とピークの重なり。
- (g) 電機的安定性。
- (h) 他の放射性核種からの干渉。
- (i) バックグラウンド放射線の変動。
- (j) 校正に使用した標準放射性核種の放射能。
- (k) 人の表面外部汚染。
- (l) 体内に存在する自然放射性元素からの干渉。
- (m) 校正用線源の不確かさ。

7.193 試験管での測定に含まれるタイプB不確かさの例：

- (a) 試料の体積や重量の定量；
- (b) 希釈、ピペッティングのエラー；
- (c) 貯蔵における溶液の蒸発；
- (d) 校正に使う標準の安定性と放射能；
- (e) トレーサーと当該放射性元素の間の化学収率の類似性；
- (f) ブランク補正；
- (g) 放射性核種の排泄物へのバックグラウンド寄与と変動；
- (h) 電機的安定性；
- (i) 分光計分解能とピークの重なり；
- (j) 試料の汚染と不純物；
- (k) 計数時の線源位置決め；
- (l) 校正モデルからの密度と形状のずれ；
- (m) 校正時の均質性仮定；
- (n) 液体シンチレーション計測に関して、試料と校正標準試料との間のクエンチングの差異。

7.194 試料が24時間未満の期間で採取される場合、それらは等価な24時間値に正規

化しなければいけない（V.22項参照）。この正規化により、収集期間の不確実性と生物学的（被検体内及び被検体間）の変動に関するタイプBの不確実性の追加の原因が導き出される。

測定と線量評価の解釈

7.195 放射性核種の摂取、それから生ずる預託実効線量は、図2と2.48項～2.53項で示したスキームに従って得たモニタリング測定の結果から評価すべきである。日常モニタリングの場合には、摂取がモニタリング期間の中間点において発生したと仮定すべきである。

7.196 摂取量を得るために、測定値 M を分数 $m(t)$ で除する前に処理すべきケースがいくつかある。例えば、24時間未満の期間に採取された尿試料は等価の24時間値に正規化すべきである。

7.197 文献[108, 110]によると、測定値 M が文献[108]で定義されている臨界値 M_c を下回る場合は、摂取量と線量を評価する必要はない。 M_c は、測定結果がその値を下まわるなら、当該年度の全てのモニタリング期間で摂取を繰り返した場合でも、年間線量が重要でないと思なされるので、明示的に摂取量又は線量を評価する必要がない値だからである。

7.198 評価が重要でないと思なされる年間預託線量は、文献[108, 109]で0.1 mSvと特定されている。したがって、年間のモニタリング期間数が N の場合、任意のモニタリング期間における放射性核種 j の摂取に関連付けられる臨界値 M_{c_j} (Bq) は次式で与えられる。

$$M_{c_j} = \frac{0.0001}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad (36)$$

ここで $e(g)_j$ は、該当する放射性核種 j の経口摂取又は吸入摂取の単位摂取に対する預託実効線量（線量係数）であり（Sv/Bq）、 $m(t_0)$ は、摂取と試料採取時間との間の経過時間 t_0 後に体内又は排泄試料内における摂取物の残りの割合である。摂取は通常、サンプリング期間の中間点で発生すると仮定され、その場合式(23)が t_0 を与える。

7.199 測定値は（決定しきい値を超える場合）、測定したという事実を文書化し、

かつ線量の将来の再評価に備えるための情報を提供するために記録すべきである。

7.200 重要でないと見なせる0.1 mSv、様々な放射性核種、モニタリングプログラムのための典型的な設定に対する Mc の値が、文献[108, 110]に記載されている。これらの Mc の値の計算は文献 [15]で定義されたパラメータ、バイオアッセイの機能（保持機能及び排泄機能）と文献[13、130]に指定された線量係数に基づいてなされた。

7.201 多くの放射性核種については、保持割合又は排泄割合 $m(t)$ と線量係数 $e(g)$ の値が、異なる肺吸収タイプ又は腸管吸収の異なる値に対して与えられている。与えられた状況で最も適切な値は、作業場に存在する物質の物理化学的特性の知見に基づいて選択すべきである。GSR Part 3 [2]の表Ⅲ. 2BとⅢ. 2Cは、関連する元素の様々な化学形態について、消化管の移行係数と肺の吸収タイプをそれぞれ与えている。摂取の特性に利用できる情報がほとんどない一部の例では、最も制限的な値（最高線量を示す1つ）を使用すべきである。

7.202 文献[13、14]で、保持又は排泄された割合 $m(t)$ と預託実効線量係数 $e(g)$ それぞれに与えられた値は、特定の摂取ルートのためのものであり、血液への注入、創傷部位から血液への移行、又は皮膚を通して吸収されるときに線量評価には直接使用すべきではない。

7.203 空気中の放射能濃度の測定は、作業場状況の評価へのインプットとして、誘導空気中濃度値と直接比較することができる。しかし、線量評価の目的のために空気中の放射能濃度測定を解釈することは、困難な可能性がある。それは、測定値がサンプラーの位置での空気の放射性核種の濃度に対応しているため、必ずしも作業者が呼吸するゾーンでのものではないかもしれないからである。しかし、作業者の襟や防護ヘッドギアに置いた個人用空気サンプラーは、試料が少ない粒子数しか含まない場合を除き、作業者が吸入摂取した空気中の放射能濃度を代表する試料を採取することができる。空気中放射能濃度の測定を、測定した被ばく時間と呼吸率に関する仮定を組み合わせて、摂取量推定に使うことができる。これは、自然起源の放射性物質（7.136項参照）を含む産業活動に従事する作業者が ^{238}U 壊変系列と ^{232}Th の壊変系列の放射性核種の摂取量を定めるための最良の方法である。この方法はまた、体内放射能評価に直接法及び他の間接的方法の感度が十分でない ^{14}C （粒子状）、 ^{239}Pu と

^{235}U のような他の放射性核種の摂取量を決めるにも使用することができる。

7.204 現存被ばく状況では、 ^{222}Rn 子孫核種による被ばくの管理は、通常、実効線量の計算は必要ない。 ^{222}Rn 子孫核種による被ばく参考レベルは、時間加重平均の ^{222}Rn ガス濃度（立方メートル当たりベクレル）で表現される。しかし、 ^{222}Rn 子孫核種から受ける所与の被ばくから生じる実効線量を計算するための係数が、 ^{222}Rn による職業上の被ばく量が、計画被ばく状況（3.161項参照）での要件にしたがう状況では必要となる。というのは、かかる状況では実効線量の限度を超えていないことを確実なものとする必要があるからである。また、 ^{222}Rn 子孫核種から受ける職業被ばく量を実効線量へ変換することで、外部のガンマ放射線や粉塵中の放射性核種の吸入摂取などの他の線源から受ける職業被ばく量と比較することができる。

7.205 預託実効線量は通常、摂取からよりも ^{222}Rn 子孫核種からによる被ばくから決定される。そこで使う式は：

$$E_{inh} = H_{RnP} P_{RnP} \quad (37)$$

ここで、

E_{inh} は、 ^{222}Rn 子孫核種の吸入摂取による預託実効線量（mSv）；

H_{RnP} は、単位量のポテンシャルアルファエネルギー当たりの預託実効線量（mSv per $\text{mJ} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ ）；

P_{RnP} は、潜在的なアルファエネルギー被ばく（ $\text{mJ} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ ）である。

7.206 ^{222}Rn の子孫核種による単位被ばく当たりの預託実効線量 H_{RnP} について、様々な推計が行われてきて、また行われ続けている。鉱山作業者の疫学研究から得られた推定値は、線量測定的アプローチを用いて誘かれたものよりも低い値を与える傾向にある。放射線影響に関する国連科学委員会は単位平衡等価の被ばく当たり線量として $\text{Bq} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ あたり9 nSvを推奨している[23]。これは単位ポテンシャルアルファエネルギー被ばく当たりの線量で表現すると、1.6 mSv per $\text{mJ} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ の値に相当している。ICRPは、体内動態及び線量測定モデルに基づく線量換算係数の使用を勧告している[131]。

7.207 ^{220}Rn とその子孫の摂取に関しても同様の状況が存在している。 ^{220}Rn 子孫核種 $1 \text{ Bq} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ を吸入して受ける平衡等価被ばくは、 40 nSv の預託実効線量を生じさせると考えられている[132]。この値に基づくと、単位ポテンシャルアルファエネルギー被ばく当たりの預託実効線量は約 $0.5 \text{ mSv per mJ} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ となる。2000時間の年間被ばく期間に対しては、以下を推測することができる：

- (a) 時間加重平均した空気中 ^{212}Pb 放射能濃度が 1 Bq/m^3 であれば、約 0.08 mSv の預託年間実効線量に相当する。
- (b) 時間加重平均したポテンシャルアルファエネルギー濃度が $1 \text{ } \mu\text{J/m}^3$ であれば、約 1 mSv の預託年間実効線量に相当する。

作業場、物質、及び個人の特定データの使用

7.208 保持機能、排泄機能及び線量係数の計算に使用されるモデルの基準パラメータ値はICRPによって定義される"標準人"又は"標準作業員"に基づいている[16]。モデルとそのパラメータが放射性核種の定義された物理的形態及び化学的形態に対して整備されてきている。所与の作業場で使用中の放射性核種の物理的形態又は化学的形態が、体内動態モデルで使用される基準パラメータ値に対応しなそうな状況がいくつかある。このような状況では、粒径及び/又は空気中に浮遊する放射性粒子の試料の溶解度を分析すると、より信頼性の高い線量評価を開発する助けとなり得る。

7.209 基準体内動態モデル内の全ての前提条件が所与の作業場に対して適切である場合であっても、まだ放射性核種の同じ摂取に対して排泄率や他の体内動態パラメータで個人差があるだろう。このような状況では、物質特定及び又は個人特定のモデル開発を考慮すべきである。

7.210 加えて、事故被ばく後の線量評価には、摂取の時間とパターンについて、放射性核種の物理化学形態について、個々人の特性（例えば体重）についてのより具体的な情報が必要となる。また、 $m(t)$ と $e(g)$ の値が計算されているもの以外の被ばく経路が、事故状況で、関連しているかもしれない（例えば、無傷の皮膚や傷口を通しての放射性核種の吸収）。これらの被ばくの経路の体内動態モデルが、付録IVに記載されている。

7.211 摂取量が小さい場合、受けた線量を推定する上で、基準モデルで十分な可能性が高い。しかし、摂取量の推定値が線量限度のかなりの部分に相当する場合は、より正確に預託実効線量を推定するために、問題の物質又は個人（単数又は複数）に特有の体内動態モデルのパラメータの策定を考慮すべきである。

7.212 文献[108]によると、標準評価で得た被ばく量が、文献[106]で定義された調査レベルを超えている場合に、この特定評価を実施すべきである。

7.213 文献[109]で採用されたグレーデッドアプローチによれば、基準モデルで評価した線量（標準評価）が1 mSvを超過する場合には、作業場に固有の情報を使うべきであると提案している。同ガイドラインはまた、基準モデルで評価した線量（標準評価）が6 mSvを超えた場合には、個々人に固有の情報を考慮すべきであるとも言っている。このような特定の体内動態モデルは、被ばくした作業員（単数又は複数）の継続的な直接測定及び間接測定から開発することができる。

7.214 気道内に吸入摂取した粉塵粒子の沈着は、粒子サイズの影響を受ける。物質固有の情報が必要となる一般的な例は、空气中浮遊粉塵の粒径分布が、基準モデルでの仮定と大きく異なるときである（すなわち、5 μm の空気力学的放射能中央径（AMAD）¹⁹と2.5の幾何標準偏差[133]）。例えば、自然起源の放射性物質を使用する産業活動では、浮遊粉塵のAMADは、典型的には、1～20 μm である。1 μm のAMAD（5 μm のAMADのためのものに加えて）の線量係数が文献[14]に明記されている。1 μm 、5 μm 以外のAMADの場合、吸入した放射性粒子が吸気気道の様々な領域に沈着する割合はICRPの吸気気道モデルと適切な線量係数計算値から決めるべきである。

7.215 放射性核種の摂取とその後の線量評価を正しく解釈するために、粒度分布の

¹⁹ AMAD とは、特定のエアロゾルの空气中放射能の 50%が AMAD 未満の粒子に関連付けられ、従って放射能の残りの 50%は AMAD より大きな粒子に関連付けられている空気力学的直径の値である。内部被ばく線量測定では、簡略化のために AMAD がエアロゾル全体を代表する空気力学的直径の単一の'平均'値として、使用される。これは、典型的には 0.5 μm より大きな粒子サイズに使用され、この場合、沈着は慣性衝突と沈降に主に依存する。

情報が必要とされる場合には、空气中浮遊粒度の粒径分布は、例えば、カスケードインパクトを用いて決めるべきである。最低でも、空気試料の測定は、空气中浮遊粒子の吸入する成分の濃度の測定を含むべきである。

7.216 より具体的な情報が、吸入摂取又は経口摂取後の物質の体液中の吸収型に必要なに応じて必要となるかもしれない（このような評価例については文献[110]参照）。

7.217 自然起源の放射性物質を含む産業活動では、作業者は ^{238}U 壊変系列及び ^{232}Th 壊変系列の放射性核種が含まれている空气中に浮遊する粉塵粒子の吸入摂取からの内部被ばくを受けることがある。そのような放射性核種は、一般に、非放射性元素及びそれらの化合物の基質内に含まれている。これらの基質が粒子の溶解性を決める。したがって、その含まれた放射性核種に対しては、鉱物マトリックスの溶解度に対応する単一の肺吸収型を選択することが適当である[103]。金属含有鉱石、鉱物砂とラジウムが豊富に含まれるスケールなどを含む産業界での自然起源の放射性物質の多くのタイプは、あらゆるものに耐性を有するが、最も活性の高い化学腐食はべつである。したがって、このような物質に関連付けられた粉塵粒子に含まれる放射性核種に対しては、肺吸入タイプSを想定すべきである。

7.218 被ばく後に粒子特性の遡及的な判定は難しいこともあり得るので、作業者のモニタリングプログラムを設定する際に、物質固有の情報を事前に取得することを考慮すべきである。作業場の空気と表面汚染試料の分析はまた、バイオアッセイ測定の解釈の助けにもなるだろう。例えば、肺の ^{241}Am を直接測定するとき、 ^{241}Am と $^{239+240}\text{Pu}$ の比を測定するとプルトニウム摂取又は吸入粒子の溶解性を評価するのに使えることなどである[134、135]。

7.219 空气中の粉塵質量濃度の測定から摂取量が決定される作業場がいくつかある²⁰。このような場合には、摂取量の計算には、空气中に浮遊する粉塵粒子の放射能濃度（単位質量当たりの放射能）の知見が必要となる。時には、空气中に浮遊する粉塵粒子の組成、ひいては単位質量当たりの放射能が、加工過程の原材料のそれであると仮定することができる場合がある。そうでなければ、粉塵粒子は、その組成物を決定

²⁰自然起源の放射性物質を含む産業活動では、産業衛生の目的で空气中の粉塵の質量濃度がしばしば監視されている。

するために化学分析に頼る必要があるかもしれない、あるいは、又は粉塵粒子の放射能濃度（単位質量当たりの放射能）は、放射分析によって直接決定することが必要になるかもしれない。

7.220 個人間のばらつきが、更には同じ個人の日ごとの排泄率のばらつきが、基準体内動態モデルと所与の個々人のために特別に開発されたモデルとの間の違いよりも重要になる場合が多くある。この変動の一部を低減するために、排泄試料の採取期間は、十分に長く取るべきである（例えば、尿で24時間、糞便で72時間）。

7.221 日常の状況では、個々人に固有のモデリングパラメータ（例えば全身体内動態モデルの移動率）を使用することは稀であるべきである。体内動態モデル、その他の解剖学的特性に修正を加える場合、組織又は臓器への等価線量、又は預託実効線量を計算するためのICRPのパラメータ値を使用することはできない、というのはそれらのパラメータ値が標準人又は標準作業者に基づいているからである（文献[16]で定義されているとおり）。

7.222 バイオアッセイの測定値の解釈に特別な注意を払わなければならないのは、放射性核種の取り込みを遮断する、又はそれらの排泄を高めることを目的として介入手法、例えば利尿剤、下剤、ブロッキング又はキレート剤投与の後であり、同様に創傷部位における放射能を除去又は外科的介入をした後である。これらの手法は、取り込んだ放射性核種の体内動態挙動を変更するので、バイオアッセイ測定値から摂取量と線量を推定するために標準化されたモデリング手法が使用できなくなるのである。

7.223 このような場合には、代替手法を使用すべきで、例えば、排泄率が治療により影響を受けていると想定できる期間に採取した排泄試料は廃棄するなり、又は治療の効果を考慮に入れるために標準モデルを修正することである。アクチニドの予期しない摂取の場合に、キレート剤Ca-DTPA（ペンテト酸カルシウム三ナトリウム）を投与した後に行う分析の例が文献[136-144]に記載されている。Ca-DTPAでの後処理をしつつ、放射性核種の排泄が尿試料で安定するまでの一定期間において、線量評価目的のためのバイオアッセイが行われる。

線量評価の不確かさ

7.224 放射性核種の体内挙動を記述し、そこから摂取量を評価するためにICRPが

開発したモデルは、線量評価の最新の方法を提供している。しかし、線量推定の信頼性はモデルの確かさ、特定の状況に適用する際の限度に依存する。

7.225 具体的には、体内への放射性核種摂取（1回又は複数回）の時点、及び摂取が急性であったか又は慢性であったかについての知見は、信頼性の高い線量推定値のために不可欠である。；文献[145、146]によると：

- (a) 摂取がモニタリング期間の中間点だったという仮定は、真の摂取量を過大評価する傾向を有しているかも知れない。
- (b) 全モニタリング期間に亘って一定の慢性摂取をしたとの仮定が、真の摂取量の不偏推定を提供する条件は、測定と排泄機能が正確に知られているか、又は少なくとも不偏なことである。

7.226 線量評価の過程で不確かさを与えるもう一つの原因は、摂取経路及び体内に入った放射性核種の物理化学的特性の知見である。吸入摂取された放射性核種については、呼吸器系の沈着に影響を与える点で、粒子サイズは特に重要である。一方、経口摂取では、腸吸収係数 f_1 が預託実効線量に大きく影響を与え得る。被ばくが十分線量限度内である時の日常モニタリングでは、GSR Part 3[2]で推奨されるデフォルト値のパラメータが摂取量を評価するには十分かもしれない。被ばくが線量限度に対応する値に近づくか、超える場合は、モデル予測の正確さを向上させるために摂取物の物理的及び化学的形態及び個々人の特性に関して、更に具体的な情報が必要となるかも知れない。

7.227 線量評価のために使用されるモデルには、以下の不確かさの原因がある：

- (a) 体内動態モデルの構造。
- (b) モデルの定式化に使用されるヒトの体内動態データ。
- (c) 動物の体内動態データからヒトへの外挿（種間外挿）。
- (d) 生理的な類似点を仮定しての、一つの化学的要素から化学的類似物への体内動態データの外挿（要素間外挿）。
- (e) 母集団のばらつき。
- (f) 取り込まれた放射性核種から放出される放射線によって対象領域に沈着する線量を評価するために使用する計算モデルの物理的及び解剖学的パラメータで以下のもの：
 - (i) 放出された放射線のエネルギーと強度；

- (ii) 放射された放射線の組織中での相互作用係数；
- (iii) 身体の組織の元素組成；
- (iv) 体内の標的臓器の容積、形状や密度；
- (v) 身体内臓器の空間的な関係。

緊急事態における被ばく評価

7.228 作業者が高いレベルの被ばくを予期せず受けるのは、原子力発電所における緊急事態、臨界事故[147]、産業用照射施設での緊急事態や、紛失や盗難に遭った放射線源が絡む緊急事態のような原子力又は放射線緊急事態に関連している可能性がある。そのような被ばくの評価は、個人や作業場のモニタリングデータを用いて始まることもあり得るし、文献[32]で議論しているように（7.239項～7.243項参照）、より高度な他の専門性の高い遡及的線量測定手法が使われる可能性もある、例えば、染色体異常の分析、電子スピン共鳴、事故シミュレーション及びコンピュータによるモデリングなども使える。

7.229 緊急時作業者の個人線量が通常の作業条件下で予想される線量を大きく超えて、GSR Part 3[2]の表IV-1、GSR Part 7[30]の表II-1で急性線量として示されている重篤な確定的影響のしきい値に近づく可能性がある状況では、線量計の能力とRBE加重臓器線量評価のために必要な測定及び計算方法の適用に特別な注意を払うべきである[32]（2.33項参照）。

外部被ばく

7.230 個人線量計の選択は、放射線の種類及び組織又は臓器 T に対するRBE加重吸収線量 AD_T を決定するために必要とする情報に依存する。次のタイプの線量計が使えるかもしれない：

- (a) 光子用線量計や中性子用線量計：これは、赤色骨髄、肺などの組織と臓器における AD_T の評価のための個人線量当量 $H_p(10)$ に関する情報を与えてくれる。
- (b) 眼の水晶体用線量計：これは、ベータ・光子放射線に対する $H_p(3)$ に関する情報を提供してくれる。そのような眼の水晶体用線量計はまだ広く利用可能ではないので、予期しない被ばくの場合の眼の水晶体への線量を推定する出発点として先

ず $H_p(10)$ を使用する必要があるかもしれない。ただし、工業用非破壊検査事故では、この方法は眼の水晶体の線量を過小評価する可能性が高い。

- (c) 末端部用線量計：これは、手のひら、足底の真皮における AD_T の評価のためのベータ・光子放射線（と臨界が予想されている場合は中性子）に対して 0.4 mm の深さでの皮膚線量に関する情報を提供してくれる。

7.231 重篤な確定的影響が進む際の中性子の RBE（値 3）と中性子に対する放射線加重係数 w_R （ほとんどの中性子スペクトルで約 12）間の違いがあるので、特定の組織や臓器における AD_T を評価するために中性子被ばくの個人モニタリングを使う場合は特別な注意を払うべきである。このことは文献 [32] で検討されている。

7.232 緊急事態における末端部線量測定、特に手のためには単純な、単一素子線量計で十分なはずである。低エネルギーベータ放射線を最も正確に測定するには、検出器は、薄くて、厚さ 40 mg/cm²（又は 0.4 mm）の名目深さで線量を評価することができるように、代替組織によってフィルタリングする必要がある（7.230 (c) 項参照）。しかしながら、かかる線量計が容易に利用可能でない場合は、 $H_p(0.07)$ 又は $H_p(10)$ を使用した適切な代替手段の線量計を使用しても良い。

7.233 特別に追加の事故用線量計を必要としないために、日常モニタリング用の個人線量計は、少なくとも 10 Gy までの光子から、 $H_p(10)$ に関する情報を与えることが出来るべきである [148]。フィルム線量計などある種の線量計は、全てのエネルギーでこれを達成できないかもしれないことを認識しておくべきである。

7.234 警報（アラーム）線量計（又は線量率計）の着用は、著しい被ばくを防ぐのに有効であり得るし、事故が発生した場合に引き起こされる被ばく量を大幅に減らすのに役立つ可能性がある。警報線量計は非常に正確である必要はないが、特に高線量率場で、非常に信頼性あるものであるべきである。

7.235 核分裂性物質を含む臨界事故が発生した場合の線量測定に関する情報は、文献 [148] で提供されている。

内部被ばく

7.236 緊急事態における内部線量評価の概念的枠組みを図5に示す。

7.237 RBE加重預託線量の値を導出するために、放射性核種 j の摂取に対して、経口摂取には $(Ad(g)_{T,j,ing})$ 、吸入摂取には $(Ad(g)_{T,j,inh})$ に対する適切な線量係数（単位摂取当たりの RBE 加重線量）を乗ずる。急性摂取後 30 日間の RBE 加重預託線量は、重篤な確定的影響を発症する確率の指標として使用するべきである。線量係数 $Ad(g)_{T,j}$ を、補正した摂取量ではなく測定値 M_j に直接適用すると、預託線量は著しく過小評価することになりかねない。作業員による急性の摂取、吸入摂取、経口摂取後における、幾つかの放射性核種に対して使用する保持率と排泄率 $m(t)_j$ の勧告値が、文献[32]の付属書 XII に記載されている。放射性核種の混合物を取り込んだ場合には、摂取量は、それぞれの放射性核種に個別に評価され、それぞれの線量係数を乗じて使う。異なる放射性核種の摂取からの組織又は臓器での RBE 加重預託線量はまとめることができるだろう。作業員の吸入摂取、経口摂取の急性摂取後 30 日間の RBE 加重預託線量の係数の値は、文献[149]の表 18 及び 19 に示されている。

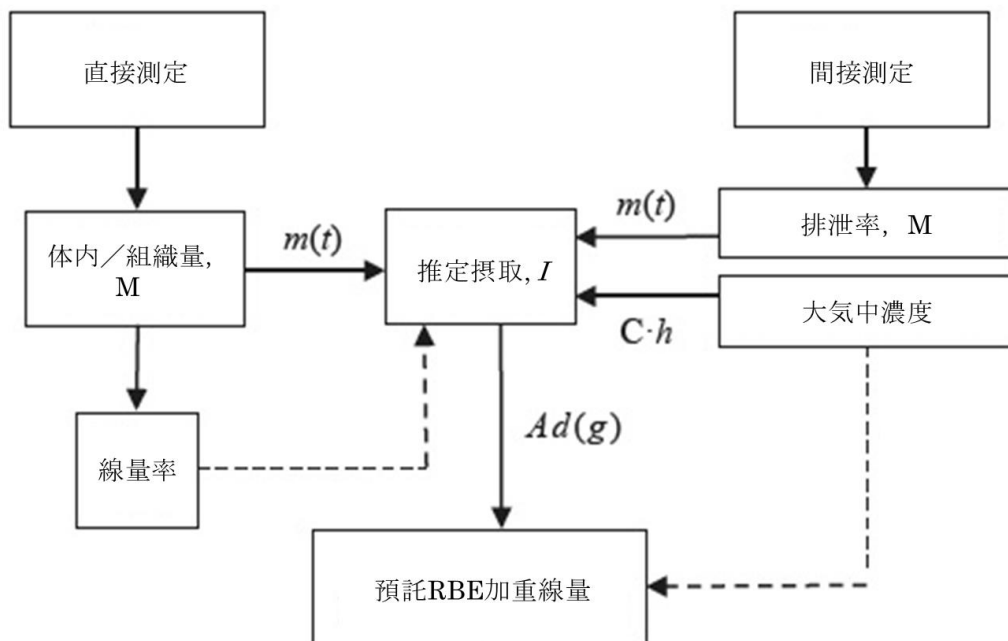


図5. 緊急時モニタリングの測定から内部線量評価のための一般的なスキーム

7.238 予期しない内部被ばく及び外部被ばくが組み合わさる場合には、重篤な確定的影響を発症するリスクの評価は、文献[149]で示されるように、事故被ばくを受ける作業員の被ばく履歴に基づくべきである。

7.239 事故内部又は外部被ばくに関する更なる情報が、被ばくした個人から採取した生体試料、被ばくした個人の私物、又は事故現場に存在した他の品物から遡及的線量測定手法を適用することで、事故後相当遅れてから得ることができる。このような手法の概要及び説明は、文献[33、150、151]に記載されており、また本安全指針の添付資料に要約を示した。

7.240 遡及的線量測定手法の選択は、とりわけ、測定する信号の経時安定性に応じて、関与する放射線放出体の種類、事故後の経過時間に依存する。分裂期前染色体凝縮フラグメント法、 γ -H2AXアッセイ、及び血球数又は血清タンパク質の変化の評価は、被ばく後数時間内でのみ使用すべきである。

7.241 ポリマー、髪と爪の蛍光測定は信号フェーディングが大きく被ばく後数日間のみ有効である。信号フェーディングのゆっくりした人工物質、例えば、ガラス、電子部品（例えば、携帯電話に使われているものなど）やメモリチップ（例えば、キャッシュカードやクレジットカードに組み込まれているもの）などがあり、それらは被ばく後数週間まで、線量再構築に使うことができる。

7.242 細胞中の二動原体染色体、小核、転移、あるいは突然変異のアッセイは、被ばく後数週間、あるいは数年後でも分析が可能であり、歯のエナメル質の電子常磁性共鳴測定、レンガや焼けた建物から抽出した石英中の放射化したCa又は蛍光シグナルの測定も同様である。生物学的線量測定は50～100 mSv未満の低線量被ばくには適さない。

7.243 さまざまな数値解析法が、個々人の線量の遡及的な推計に使用されている。これらのほとんどはモンテカルロ放射線輸送コードに基づいていて、放射線源及び環境におけるその位置や分布に関する既知（測定値）又は推定情報から放射線輸送及び

組織中での沈着をシミュレートしている。

皮膚汚染

7.244 皮膚汚染は外部被ばくをもたらし、また、放射性核種、化学形態、及び放射能濃度により、時には内部被ばくを生じることがある。

主たる目的

7.245 皮膚の被ばく並びに汚染のモニタリング及び評価の主要な目的は以下のよう
に要約することができる：

- (a) 線量限度以下であることを確認し、特に、確定的影響は起らないことを確実なものとする；
- (b) 過剰被ばくの場合には、適切な診察と介入を開始し/又はサポートすること。

概論

強透過性放射線

7.246 強透過性放射線では、実効線量を制限することで、皮膚を確率的影響から十分に防護できるのが通常である。‘ホットパーティクル’（7.247項を参照）を含む状況を除けば、皮膚のモニタリングのさらなる考慮は必要ない。

7.247 ‘ホットパーティクル’による被ばくが考えられる状況が起こりうる。これは1 mm以下の点在する放射線源からの空間的に不均等な被ばくにつながりうる。線量限度の遵守が第一義的な目的であるが、ICRPは、特に急性潰瘍が起こらないようにすることが具体的な最終目標であると指摘している[152]。これは、10～15 mg/cm²（0.10～0.15 mm）の深さで測定した1平方センチメートルの皮膚領域が数時間以内に受けた平均線量が1 Sv以下であるように制限されるべきであることを意味する。作業場の周辺放射線場内のホットパーティクルの検出は、その粒子からの放射線が非常

に局所的であるため、困難なことがある。重要視すべきことは、このようなホットパーティクルの発生を起こすような作業を特定し、また管理することである。

弱透過性放射線

7.248 弱透過性放射線の場合は、最も高い照射を受ける部分の面積1 cm²で平均した皮膚の等価線量を年間500 mSv以下に制限している（GSR Part 3[2]の付則Ⅲ）。測定における公称深さは7 mg/cm²（0.07 mm）である。

皮膚汚染のモニタリング

7.249 皮膚汚染は均等であることはまずなく、身体の特定の部分、特に手に最も起こりやすい。日常の管理目的では、汚染は約100 cm²の領域にわたって平均化されたものと見なすことが適切である。したがって、皮膚汚染の日常モニタリングは100 cm²の面積の平均等価線量に基づいて解釈されるべきである。殆どの皮膚汚染モニタリングでは、読み取りは誘導限度と比較し、实际的であれば汚染を低減する。誘導限度は関連する線量限度に等しい被ばくを来し得ると考えられるレベルとすべきである（通常はBq/cm²単位で表す）。誘導限度は、通常(単に皮膚の被ばくだけでなく)、考えられる全ての被ばく経路を考慮して設定される。これらの二次限度を超えない場合は、等価線量そのものは日常的には評価しない。しかし時には、汚染が続く場合や、最初が非常に高い場合、等価線量の評価が必要となる。このような場合には、線量は、汚染を含む1 cm²の領域にわたって平均化されるべきである。これらの推定は多くの場合非常に不正確であり、特に、汚染物質からの放射線が皮膚の表皮の下で吸収される場合は特にそうである。不確かさが二桁になることも珍しくない。したがって、このような推定は定性的な手続きとみなされ、通常的外部放射線のモニタリングとは別に考慮される。しかし、等価線量の推定が、該当する等価線量限度の十分の一を超えると判断される場合には、当該作業者の個人記録に含めるべきである。汚染の一部は体内に入り、内部被ばくを起こすことがある。

7.250 表面汚染モニターの校正は、文献[153-155]で扱っている。汚染モニターの型式試験は、文献[156、157]で説明されている。

職業被ばくの記録

7.251 GSR Part 3[2]の3.105項は以下のように述べている：

「職業被ばくの記録は、以下を含まなければならない：

- (a) 作業者が職業被ばくを受けた作業の一般的な性質に関する情報；
- (b) 規制機関により定められた該当する記録レベル以上の線量評価、被ばく及び取込みに関する情報並びに線量評価の基礎となるデータ；
- (c) 作業者が2名以上の雇用主に雇用されている間に被ばくするか又は被ばくしていた場合、各雇用主による雇用の日付及びそのような各雇用における線量、被ばく及び取込みに関する情報；
- (d) 緊急事態に取られた措置、又は事故若しくは他の異常事象による、線量、被ばく及び取込みの全ての評価の記録、これらは、通常の作業時の線量、被ばく、取込みの評価と区別され、いずれかの関連する調査の報告書の引用に含まれなくてはならない」。

7.252 法的要件の遵守していることを示す記録とは別に、記録保管は、次のようないくつかの別の目的に使用されうる。

- (a) 最適化プロセスの有効性を実証する；
- (b) 線量分布の収集データを提供する；
- (c) 被ばくの傾向を評価し、放射線防護プログラムの評価に必要な情報を提供する；
- (d) モニタリングのための効果的な手順やプログラムを開発する；
- (e) 新たな医療処置やプログラムからの被ばくデータを提供する；
- (f) 疫学研究や他の様々な研究のためのデータを提供する；
- (g) 訴訟に関連した目的又は作業員からの補償の要求に際して必要になる可能性のある情報を提供する。それらの情報は、実際のあるいは請求のあった被ばくから年数が経過後に提供が必要となる可能性がある。

個人モニタリングのための記録管理

7.253 個人の職業被ばく記録は、専ら当該作業員だけに関わるものであるべきである。

7.254 線量記録は、いつでも後日の結果再構成を可能にするために、データフィー

ルドの整合性を維持するべきである。記録は、必要な他の記録（例えば作業場モニタリングのデータとのリンク付け）との連携を可能にするものあるべきである。

7.255 各モニタリング期間についての記録は次からなるべきである：

- (a) 個人の特性とその人の就業状況。
- (b) 前回のモニタリング期間における線量の情報（すなわち、年間線量及び適切な5年間の線量）。
- (c) 外部被ばくの線量評価結果及び次の該当するものを含む評価方法：
 - (i) 強透過性放射線の被ばくに対する個人線量当量、 $H_p(10)$ ；
 - (ii) 弱透過性放射線の被ばくに対する個人線量当量、 $H_p(0.07)$ ；
 - (iii) 他の線量値：例えば末端部用線量計で求めた $H_p(0.07)$ 、眼の水晶体用の $H_p(3)$ 、複数の線量計を使用した場合の線量値（鉛エプロンを使用時の複数線量計使用等）、シミュレーションで推定された線量値（例えば、飛行乗務員の宇宙放射線被ばく）。
- (d) 次を含む内部被ばくの評価結果及び線量評価方法：
 - (i) 預託実効線量 $E(50)$ ；
 - (ii) 測定量の値（例えば、保持値又は毎日の排泄値）、及び評価に用いたモデルの詳細。これらには全身計測、胸部測定及びI又は甲状腺測定の結果とそれらの預託実効線量の評価結果を含むこと；
 - (iii) 該当する場合（例えば過剰被ばくの場合など）、最も高い被ばくを受ける組織の預託等価線量 $H_T(50)$ 。
- (e) 例えば線量計の紛失や損傷の場合など、欠損値を代替する線量（7.258項参照）。

7.256 個人線量計の読み取りの評価に際して光子線とベータ線を区別することは事実上不可能であるため、 $H_p(0.07)$ のベータとガンマのコンポーネントを個別に求めレポートすることはできない。しかし、異なる種類の高線エネルギー付与放射線はそれぞれ異なる線質係数を有するので、中性子線量は個別に記録するべきである。なお、個人線量当量の決定では、光子、中性子及びベータ線の被ばくによる線量を合計することを忘れてはならない。

7.257 個人モニタリングの関連における記録レベルは、実効線量（又は等価線量）あるいは摂取についての正式に定義されたレベルであるべきで、そのレベルは、それ以上であればモニタリングプログラムにおける測定値又は計算値を線量記録に含めることが十分意義のあるレベルとする。それ以外の結果は、記録の残されていない結果は全て記録レベル以下である旨を全体として述べておくことで十分である。この場合でも測定が実施されたことは記録しておくべきである。これを行うための最善の方法は、記録にゼロと入力することであろう。その場合、ゼロとは記録レベル以下の線量をさすことを明確にしておくべきである。

7.258 事態によっては、放射線作業者がモニタリングを受けている際（あるいは受けているべき際）の一定期間、線量評価ができない場合があるかもしれない。このようなことは、線量計の破損、損失、照射、又は、線量を記録しているが調査するとそれが有効でないと判断されるような場合に起こりうる。そのような場合、記録管理体制は規制機関又は認定された者が評価・推定する名目線量の導入ができるようにしておくべきである。そのことによる名目線量は、認定されたモニタリングサービスによる線量測定から評価された線量と区別できるように、線量記録にそのように特記されるべきである。もし評価・推定された線量が得られない場合は、記録値は空白にしておき、記録レベル以下の線量（ゼロ線量と記録）と区別出来るようにするべきである。

7.259 末端部用線量計（眼の水晶体線量計としての使用を含む）を使用する必要がある個人では、当該測定期間における各末端部の被ばくに対して（あるいは眼の水晶体の被ばくに対して）別々に記録しておくべきである。

7.260 内部被ばくモニタリングプログラムにおける基本的な記録は、直接的な測定データ及びその裏づけとなる書類の両方からなる。記録は、測定と線量評価のトレーサビリティを確実なものとする事ができるものであるべきである。直接的な情報には次が含まれる：

- (a) データ収集の日時及び管理連鎖の証拠；
- (b) 測定機器からの生データ、用いた測定手法（直接法又は間接法）、特定のエネルギー

ギーバンドでの計数率など；

- (c) バックグラウンドレベルの測定、計測装置の標準及び校正データ；
- (d) 身体放射能、又は日々排泄率のような計算結果とその統計分析；
- (e) 摂取の推定計算値及びそれに用いた体内動態モデル；
- (f) 推定預託実効線量及び用いた線量換算係数。

7.261 個人線量の記録は、評価した等価線量、摂取量の全てを含むべきである。異常な出来事に関与した詳細は、被ばく量推定ができなかった場合も、全て含むべきである。記録には目的、モニタリング方法、データ解析及び解釈のために使用されるモデルに関する記録を保存すべきである。これらの記録は線量記録を将来解釈するために必要とされる可能性がある。測定及び線量評価のトレーサビリティは、線量記録の将来の解釈のために確実なものとするべきである。

7.262 事故あるいは規制値に近いか上回る可能性がある摂取があった場合には、中間結果も被ばく記録に入れることで、適切な行政措置及びその他の措置が取ることが可能となる。結果には、測定結果、適切な体内動態モデルに基づく推定摂取量の値、及び対応する線量係数に基づいた推定預託実効線量の結果を含めるべきである。該当するなら、追跡モニタリング、作業場の制限に対する勧告を行うことが可能である。報告の情報元は、いかなる追加の情報でも必要な場合の連絡窓口として、明らかにしておくべきである。

7.263 測定値、計算値の不確かさは、報告に含めるべきである。それに代わる方法としては、線量測定サービス機関が、測定手順、不確かさを含めたその特性（限度）に関連した具体的な情報を示すリーフレットか報告書を発行することができる。

7.264 線量記録の機密性、利用可能性及び整合性に関して：

- (a) 個人情報処理が処理され、保存されている施設、ファイルのアーカイブ、コンピュータ及びサーバなどへのアクセスは制限すべきである。
- (b) 情報の流通は、特に電子情報ネットワークを利用する場合、安全であるべきである。
- (c) 線量記録のコピーのバックアップ手順、そのバックアップにも同等のセキュリティ

ィを持つべきである。

- (d) 能動形個人線量計、それに関連するソフトウェアの使用には、類似のセキュリティ対策を取るべきである。
- (e) 機密情報を含む文書又はその他のメディアは、保存の必要がなくなった場合に破壊する条項を作るべきである。
- (f) 記録データは、その整合性を保存できるために、不正使用又は意図しない変更から防護すべきである。

7.265 線量記録を収集し保守管理する中心機関として、国家線量登録制度の設立を考慮すべきである。国家線量登録での情報保存は、作業者が職業上被ばくした線量に関する情報を取得することが、業務をしている間でも退職した後でも、できるようなものであるべきである。長期にわたって国家線量登録が保管することには、次の目的にも役立つ。

- (a) 登録者又は許可取得者が当該国での活動を停止した場合に、個々人の線量データが失われることを防ぐ。
- (b) 国家レベルでの職業被ばくの状況の特徴づけるために、収集した全ての被ばくデータを定期的に分析することができる。

作業場モニタリングの記録管理

7.266 以下の情報を記録すべきである：

- (a) 規制を順守していることを示す；
- (b) 作業環境の大幅な変更を特定する；
- (c) 日付、時間、場所、放射線レベル、使用した計器、調査者その他の特記事項コメントなど、放射線調査の詳細を含める；
- (d) 基準遵守に悪影響を受ける可能性がある作業場について受取った報告を含める；
- (e) 妥当な活動全てを詳細に記述する。

7.267 管理区域、監視区域の指定及び場所を文書化した記録は保存すべきである。放射線調査の記録は、日付、時間と場所、測定した放射線レベル、及びなされた測定に関連する任意のコメントを含めて、保管すべきである。記録では、使用した計器類、調査した個人を特定すべきである。作業場モニタリングデータは、線量評価のために使用しない場合でも、将来の作業場条件検証のために保存すべきである。

7.268 モニタリング機材校正の適切な記録には以下の事項を特定することを含むべきである：

- (a) 機材；
- (b) 測定すべき放射線の種類に対しその動作範囲にわたる機材校正の正確さ；
- (c) 試験日；
- (d) 使用した校正標準；
- (e) 校正頻度；
- (f) 試験を指揮した有資格者の名前と署名。

記録の保存期間

7.269 GSR Part 3[2]の3.104項は次のように記述している：

「各作業者の職業被ばく記録は、作業者の就労期間中及び退職後少なくとも作業者が75歳に達するか達したと思われるまで、及び職業被ばくを伴う作業終了後少なくとも30年間、保存されなければならない」

7.270 個人被ばくの記録については、保存期間は作業者の職業被ばく記録の保管だけでなく、このような職業被ばくを決定するために使用した個人用モニタリング機材の校正記録の保管についても適用することと解釈すべきである。

7.271 規制機関は、職業被ばく記録のどの部分を規制目的のために管理者が保存すべきかを決定し、これらの各々についてその保管期間を指定すべきである。

7.272 作業場モニタリングの記録、モニタリング計器校正の記録は、一般的に5年の保存期間が勧められる。しかし、作業場モニタリング記録、例えば特定の放射線サーベイの詳細、の多くは、本来一時的なもので、特定のレビュー期間を通してのみ関連していて、長期間そのような記録を保存する必要がない可能性がある。その他の記録で、作業場の定義付けの決定に関連している可能性があって、その作業場が存続中は関連しているかもしれない記録もある。例えば、指定エリアの設定を文書化する記録は、これらの指定区域が存続在する限り、保存すべきである。

7.273 7.269項と7.272項で述べた保存期間は、規制機関によって設定するための最小要件を反映するものである。管理者は、今後の防護の最適化に用いることを考慮し、特定の活動に関するより詳細な記録を保存することを選択することもある。その活動としては、維持管理や改装の活動が含まれる場合がある。

8. 技術サービス提供者のためのマネジメントシステム

一般的考察

8.1 防護と安全のための技術サービス提供者は、一定の手続きをもとに資格を取るべきである。技術サービス提供者が提供するサービスは、以下の 2 つのカテゴリーに分類することができる。

(a) 以下を含むコンサルタント及び保守サービス：

- (i) 放射線安全関連コンサルタント；
- (ii) 遮蔽計算；
- (iii) 線量評価、閉じ込め及び換気のモデリング；
- (iv) 社内操業及び外部組織とのサービス契約に基づく保守サービス；
- (v) 装置/配管等の除染のための除染サービス。

(b) 以下を含む校正、試験及び検定サービス：

- (i) 個人モニタリング、作業場モニタリング及び環境モニタリングを含むモニタリングサービス；
- (ii) モニタリング装置及び放射線源に対する校正及び校正検証サービス。

8.2 放射線防護及び安全におけるサービス提供者のためのマネジメントシステムは、その活動範囲をもとにグレードで分類すべきである。サービス提供者は、方針、プロセス、手順及び指示内容を含む自身のマネジメントシステムを文書化すべきである。またこのマネジメントシステムは、提供するサービスの品質を確実なものとする上で必要な範囲で文書化すべきである。

8.3 サービス提供者のマネジメントシステムは、恒久施設で実施される作業、恒久施設から離れた場所、あるいは関連した一時施設や移動施設で実施される作業をカバーすべきである。

8.4 活動で放射線を利用する全てのサービス提供者にとって、防護と安全は最優先課題であるべきである。放射線を利用するサービス提供者のマネジメントシステムは、関連する全ての IAEA の安全基準の要件と勧告に沿うべきである [5、6]。

8.5 サービス提供者が大規模組織の一部門の場合、組織的な取決めは、その大規模組織は利益相反するかもしれない部門、例えば生産部門、営業部門あるいは財務部門が、サービス提供部門が自身のマネジメントシステムの要件に従う上で悪影響を与えないようにすべきである。

8.6 サービス提供者が第三者組織として認められることを希望する場合、提供者は自身が公平であり、かつ提供者やその職員が、技術的判断を損なわせる恐れのある商務、財務又はその他の不当な圧力を受けないことを実証し得るべきである。第三者組織は、自身の判断の独立性と、そのサービスにおける健全性に対する信頼を脅かす恐れのあるいかなる活動にも関与すべきではない。

8.7 多くの国において、上記の履行の実証は、第三者機関の監査、又は文献 [90] のような国際的に受け入れられているマネジメント規格の認定を受けるべきである。自身の活動を顧客のニーズを満足させるような方法で実証することはサービス提供者の責務であるべきである。

安全文化

8.8 サービス提供者にとって安全文化は以下により確立されるべきである：

- (a) 該当する安全基準についての知識を組織内で向上させること；
- (b) 適用する手順のリスク解析を実施すること；
- (c) 適切な規則と手順を確立し、規制要件を遵守してリスクを最小限に抑えること；

- (d) これら規則と手順の実施状況、及びその有効性を定期的に評価すること；
- (e) 関係管理者と職員が関与すること；
- (f) 確立された研修プログラムに則って職員を定期的に研修し、規則と手順に正しく従うようにすること；
- (g) 確立された研修プログラムについて、研修を受けた職員同士で議論すること；
- (h) 定期的に研修プログラムを更新し、そのプログラムを法的機関及び規制機関の要件に照らして調整し、プログラムの有効性を確認するべきである；
- (i) 事故その他の事象に関する知見を広め、かつ推進することにより、その発生や再発から教訓を学び、安全文化を向上させること；
- (j) インセンティブを持たせる制度により職員から安全に関連する提案を募ること。

マネジメントシステムの要件の適用におけるグレーデッドアプローチの応用

8.9 サービス提供者が通常採用しているグレーデッドアプローチは、製品やサービスに適用する管理上のいかなる相違も、最終製品の品質に与えるプロセスの影響をもとに、プロセスごとに特定すべきである。

8.10 採用したグレーデッドアプローチでは、組織の規模や機能も考慮すべきである。小規模組織の場合、全ての機能を個別の職員が担当するほど人材はいないであろう。しかし、機能（安全文化の促進、独立性を確実なものとする、文書化及び記録保持を含む）を全うし、ここにあげる実績の成果を達成することが非常に重要である。

マネジメントシステムの文書化

8.11 文書²¹は、適切なマネジメントシステムが採用されるかぎり、組織内で使用されるいかなる媒体を使用しても構わない。

8.12 マネジメントシステムの文書化は、以下を含むか、以下を含む付属文書を参照

²¹文書に含まれる可能性のあるものには、方針；手順書；指示書；仕様書及び図面（他の媒体で表現される場合もある）；研修教材；並びにその他プロセスを説明したものや要件を指定したもの、又は製品仕様を示したものがある。

した品質マニュアルに含まれることが多い：

- (a) マネジメントシステムの説明。
- (b) 管理文書、例えば 8.49 項～8.70 項にあるテーマのいくつかに関連した文書。
- (c) 詳細な作業文書及び業務記述文書。
- (d) 追加の技術文書及びデータで、以下を含むもの：
 - (i) 放射性核種のデータベース又は技術データベース；
 - (ii) 装置及びソフトウェアの操作マニュアル；
 - (iii) 試薬データシート；
 - (iv) 規制機関あるいは他の関連当局による要件（法律及び規制で決められた）；
 - (v) 管理及び技術上の基準。

8.13 追加技術文書は外部文書であることが多く、サービス提供者が影響を及ぼす範囲外にある。しかしながら、これら文書及びデータもまた管理すべきである。

8.14 こうした文書の組織内における管理手法を記した手順は、有効な文書の定期的レビューを含め、更新（改訂）の必要性を確認すべきである。

管理者の責任

管理者のコミットメント

8.15 「管理者のコミットメント」の文書は上級管理者²²が署名すべきもので、それによって、マネジメントシステムを確立する要件を果たし、必要な資源を提供し、必要に応じてシステムをレビュー・変更することを保証し、システムを治める組織の方針と目標を規定するマネジメントの責任を確認すべきものである。このコミットメント文書が発行されたら、その文書は職員に周知されるべきである。こうした状況にお

²²上級管理者とは、最高位において組織を指揮、管理、評価する人又はグループをいう。多くの異なる用語が、使用されている。例えば、最高経営責任者、総裁など、取締役会など、所長など、トップマネージャー、規制責任者、専務取締役など、及び研究所長を含んでいる。

ける「必要な資源」には、組織の目標達成に必要な職員、インフラストラクチャ、作業環境、情報、供給物及びパートナーシップ、自然資源及び財政的資源が含まれることがある。

顧客満足

8.16 防護と安全における技術サービスを提供する組織にとって、利害等関係者²³は、一般的に、顧客、職員、規制機関、供給者、公衆及び所有者である。その中でも顧客が最も重要であるが、それは、その他の利害等関係者の利害は一般的に既存の法律、規則及び規制を遵守することによって満足されるからである。

8.17 サービス契約を遂行する要件を特定し、書化するためのプロセスを確立すべきである。その場合、以下を明らかにすべきである：

- (a) 顧客の要件；
- (b) 関連した法令及び規制要件；
- (c) 組織として必要な資源；
- (d) 顧客とのコミュニケーション要件。

8.18 組織は、対顧客関係を考慮すべきである。よい反応も、そうでない反応も含めたフィードバックを集め、それを評価すべきである。このため管理者は、マネジメントシステムのもとに顧客の全ての反応を評価・分析するモニタリングプロセスを確立すべきである。その結果は組織が有効性と安全性を継続的に向上させるような処置を取り得るように役立てるべきである。

8.19 組織は、いかにして顧客の機密を保護するかを明記した手順書を整備し、また

²³ この文脈における利害等関係者とは、組織、ビジネス（事業）又はシステム（体制）のパフォーマンスに関心を有している個人、グループ、会社又はその他事業体のことである。事象に影響を及ぼし得る人々は、その見解を考慮する必要があるという意味において---実際上利害等関係者となることがある。一般的に利害等関係者に含まれるものは、次のとおりである：顧客、オーナー所有者と操業事業者、従業員、供給者、パートナー提携者、労働組合、規制される産業や専門職家集団；科学機関；政府機関又は規制機関（地方、地域及び国家）であって、その責任が原子力エネルギーを包含するもの；メディア；公衆（個人、地域社会のグループや関心を有するグループ）；その他の国家や、特に国境を越えて起こりうる強い影響に関する情報の交換を規定する協定を締結した隣接国、又はある種特定の技術や資材材料の輸出入に関係する諸国がそれである。

一方では個人線量限度の超過のような規制上の要請や限度に対する違反について規制機関にその旨通知すべき法的要請を認識し、同意すべきである。

組織の方針

8.20 一般的にサービス提供者は組織として唯一の方針を持つであろう。その方針はシンプル（簡潔）で、かつ当該組織の全員（職員）が容易に理解し得るものであるべきである。サービス提供者の組織方針では、以下のような事項の措置について簡単に説明すべきである：

- (a) 期待される顧客満足度のレベルの定義と、その維持；
- (b) 継続的向上の機会とそのニーズの明確化；
- (c) 業務遂行に必要な資源を提供する貢献の確保；
- (d) 供給者と提携者によるコミットメントの確保（供給者と提携者が、確立された品質基準に合致した物品とサービスを提供し得ることを確認すること）；
- (e) サービス提供において、専門的かつ適正な実施を行う旨のコミットメントの確保；
- (f) サービスの実施担当者の力量（資格）を確実なものとする旨のコミットメントの表明；
- (g) 該当基準の要件を満たす旨のコミットメントの表明；
- (h) 防護、安全、健康、品質、環境、セキュリティ、社会及び経済的側面に必要な注意を払うことの確保。

8.21 一旦組織の方針を確立したら、その方針を測定可能ないくつかの目的に分解すべきである。またマネジメントレビューの期間中、これら目的の達成状況をチェックするべきである。同様に、これら目的が既存のマネジメントシステムに照らして妥当であるか否かも、このマネジメントレビュー過程で評価するべきである。

計画

8.22 明確に定義された一連の目標を組織に提供する計画を立案すべきである。このことは、組織のさまざまなレベルにおいて一連の目標や目的を定めることを意味する。

これらの目的は、立案プロセスの期間中に確立するものであるが、同時に組織の方針に合致しているべきである。技術レベルにおいては、これらの目的は定量可能なものであるべきである。

8.23 内部監査報告書、プロセスレビュー、及び顧客からのフィードバックのような情報源は全て、目的を適切に特定する上で考慮すべきである。一例として、試験所の最初の目的は、一定の性能判断基準を満たす結果を顧客に提供することかもしれない。時間がたって組織として、これら判断基準を一貫性して満足することが実証できれば、短期間での試験による顧客満足度の向上といったことがさらなる目標となるかもしれない。こうして、組織の現在及び将来のニーズ、対象市場のニーズ、及び規制要件を含む多くの要因を考慮して、目標が確立されるべきである。

8.24 立案プロセスが、規定した目的に焦点を当てたものになっていることを確実なものとするには、立案活動が体系的で、また文書化すべきである。上級管理者は、規定した目標を達成し得るに足る十分な資源を提供することを確実なものとする責任を負う。

マネジメントシステムの責任と権限

8.25 防護と安全における技術サービスを提供する組織においては、トップマネージャーが 1 人の個人をマネジメントシステムマネージャーとして指名することが多い。このマネジメントシステムマネージャーは、自身が割り当てられた業務において適切な経験を有しているべきで、また以下を実行する権限を書面により付与されるべきである：

- (a) マネジメントシステムを整備・管理する。その内容は、該当基準を順守することを確認するよう計画された活動を行うこと、手順と文書を調和させること、操業状況をレビューすること、不適合（すなわち、要件を満足しないこと）を管理者に報告すること、及びマネジメントシステムについて職員に研修を実施すること；
- (b) 規制機関又は認定機関が要件とする品質課題について意思疎通を図る；
- (c) マネジメントシステムに関連した全て課題について常に直接上級管理者と意思疎

通を図る；

- (d) 品質及び改善提案に関する問題の報告において中心となって機能する；
- (e) 確立した手順に従わない作業は、それを止める；
- (f) マネジメントシステムを定期的に（通常年次に）レビューする。

プロセスの実施

資源の提供

8.26 資源はプロセスを実施していく上で必要な要素であり、それには、職員、設備及び支給品、情報、物理的施設、社会的基盤（インフラストラクチャ）サービス、適切な条件を備えた作業場、及び資金が含まれる。

人的資源

8.27 人的資源を考慮する際には、職員のレベル、教育、研修、経験、資格及び定期的な能力のレビューのような課題を考慮に入れるべきである。また人的資源は、事前に定めた職員への要件を満たすに十分なものであるべきである。

社会的基盤（インフラストラクチャ）と作業環境

8.28 各プロセスに対する社会的基盤上の要件をレビューし、所定の目的達成に必要な資源を特定すべきである。校正機関や試験所では作業環境が成果の品質に影響を与える恐れがあるが、こうした場合、規制機関は校正サービスに特別な当局を介入させるなど追加の要件を課して、装置の正しい認定と校正を確実なものとする必要がある。

8.29 モニタリング及び測定装置の管理プロセスは、こうした装置で発生したデータを報告書の結果、結論及び解釈の基盤として採用するに際し、要件とされる所定の正確さで合致していることを確実なものとする有効な手段として、高い確信をもって確立すべきである。モニタリング及び測定装置には、測定や調査に用いる計器、ソフト

ウェア及び校正基準が含まれる。

8.30 このプロセスによって、こうした装置が使用目的に適切であり、またこれらの装置が規定の性能限度内で機能していることを試験し、校正し、検証されていることを確認すべきである。またこれら装置には、プロセスの間違いの可能性を除去する目的で物理的保護を施すべきである。

8.31 データを収集し、それをもとに計算するソフトウェアは、使用前に確認すると共に、無断で改造しないよう保護すべきである。またコンピュータの基本オペレーティングシステムやネットワークの制御パラメータが変更された後、あるいは応用ソフトウェアの機能性に影響を与える恐れのある何らかの処置をした後には、ソフトウェアの機能性を検証すべきである。ソフトウェアのバージョンは、それを保持（保存）する必要性に考慮を払うべきで、ソフトウェアの特定のバージョンで生成した古い記録にアクセスし得るようにすべきである。

8.32 作業場や関連施設における一般的な防護と安全、個人のプライバシーやデータの機密性の保護、更には電子媒体に保存されている記録のバックアップなどに、別の規制機関が規定した追加要件が関与するかもしれない。

8.33 作業環境については、組織のパフォーマンス向上目標に向けて、人的要因と物理的要因の最善の組み合わせを形成する方法を考慮すべきである。

プロセスの開発

8.34 防護と安全に対する技術サービスを提供する組織の製品は、確立したプロセスを使って提供するそのサービス自体である。新しいサービス(製品)を提供する新規プロセスの開発については、注意深く計画すべきである。

8.35 技術サービスを提供する組織の管理者は、新規プロセスの計画担当者となる技術プロジェクトリーダーを指名すべきである。技術的知見と経験に加え、当該技術サービスに必要な製品要件の知識を適用しながら、新規プロセスの計画スケジュールを立案するのはプロジェクトリーダーの業務である。

8.36 スケジュール立案にあたっては、国際単位系（SI）の正しくかつ整合のとれた使用を含め、全ての測定結果の適切な基準へのトレーサビリティを確実なものとすると共に、測定結果の不確かさに関する情報を提供する必要性も考慮すべきである。

プロセス管理

8.37 防護と安全に対する技術サービスを提供する組織には、一般的に次の 2 種類のプロセスが存在する：

- (a) マネジメントシステムのプロセス（経営上のプロセスとキープロセス）；
- (b) 組織のサービスと製品を提供するプロセス（技術プロセスとコアプロセス）。

8.38 プロセスが有効であり、かつ顧客満足が得られていることを確実なものとするプロセスパフォーマンスのモニタリングに際して、サービス組織は以下の各内容をレビューすべきである：

- (a) 適時性；
- (b) 能力（該当要件を満たす能力）；
- (c) 効率（プロセスに割り当てた資源、及び品質や規制要件への遵守状況を損なうことなく資源を削減する可能性）。

8.39 データは、プロセスを進める中で、さまざまな種類のモニタリングを通じて得られる。こうしたデータは、適切な分析手段を用いて組織内部の意思決定基盤として利用することができる。生データに統計的手法を適用して改善や劣化状況を調べると、人や計器のパフォーマンスの傾向を知る上で特に有用となることがある。こうすることで、不具合を防ぐための早期の処置機会が得られるかもしれない。類似の統計的技法を顧客満足度のモニタリング、資源経済、及び供給者のパフォーマンスに適用することも、とりわけ、有用となろう。

製品の管理

8.40 防護と安全のためのサービスを提供する組織において、製品は生産（すなわち、サービス提供）プロセスの管理を通じて一般的に管理される。

8.41 組織のプロセスには、提供した製品又はサービスが顧客の要件と期待に応えることを確実なものとする上で必要な手段が全て含まれるべきである：

- (a) コンサルタントサービスに関して、この手段は次のようなものが含まれる可能性がある：
 - (i) 別のアルゴリズムを用いた追加の計算；
 - (ii) データ入力のチェック；
 - (iii) 過去の経験に照らした結果の比較。

- (b) 測定と校正サービスの場合、この手段は次のようなものとなる：
- (i) 反復試験（場合によっては、別の分析計器を用いて行う）；
 - (ii) ブランクサンプル又はテストサンプルを使ったチェック；
 - (iii) 結果の妥当性の試験（専門家の知識を適用して実施される）。

これらの結果は、生産プロセスの管理証明書として記録すべきである。

8.42 製品、又はその一部の適合性は、識別、貯蔵、取り扱い、保護及び発送の各条件を指定することで確実なものとするべきである。

8.43 さらに、発送後にしか製品の完全な検証ができない場合、生産に寄与する各プロセスを検証することにより、装置や使用した方法、並びに担当職員の資格に対して許容できる適切な判断基準を特定すべきである。各ステップの適切な完了に関連付けしたパラメータ表は、一般的に正確で一貫したプロセスを維持する上で有用である。通常、検証には、チェックリストのような記録を作成し、最終値を決めて評価することが必要である。実際、チェックリストはデータベースファイルへの記録形式となることがあり、また検証プロセスはソフトウェアルーチンを用いて確立できる。

8.44 製品の製作に数ステップが必要となる場合、規制要件によっては、各ステップの成果を確定するため製品状況の追跡が必要となることがある。必要な全ステップの完了を確認するチェックリストのような記録の作成が有用であろう。

8.45 知的所有権を含む顧客の財産は、全生産プロセスを通じて保護すべきである。顧客の財産やその保護方法は事前に規定すべきである。例えば、顧客が提供するデータには限られた数の人しかアクセスできないようにすべきである。

8.46 放射線防護に関するコンサルタントの場合、顧客の財産には、顧客の施設、被ばく又は線源に関するデータ、あるいは要請されたサービスに関連して顧客が開発した方法に関する詳細情報が含まれることになろう。さらに、放射線防護に関連して提供されるサービスも顧客の財産となり、関連情報（例えば、線量又は校正に関する報告書）も機密扱いとすべきである。

コミュニケーション

8.47 防護と安全に対するサービス提供組織におけるコミュニケーションは、以下を通じて達成することができる：

- (a) 重要な職員の定例的会議の開催；

- (b) コミュニケーションツール（例えば電子掲示板、イントラネット）の使用；
- (c) 類似の方法を使った内部コミュニケーション。

組織変更の管理

8.48 サービス提供組織において組織変更を考える場合、GS-G-3.1[6] に示されるガイダンスに準拠し、製品又はサービスの品質に悪影響が及ばないことを確実なものとするべきである。

パフォーマンスの測定、評価及び改善

マネジメントシステムの監視

8.49 技術サービスの開発と運用の全段階において、技術サービス提供者は、適用すべき基準、法律及び規制の順守を確実なものとし、改善する上で必要なマネジメントシステムに関連して測定と監視活動を規定し、計画し、実施すべきである。こうした活動には、統計的技法を含め適用できる方法の必要性を確認し、その適用規定を含めるべきである。

8.50 パフォーマンスの測定、分析、及び改善に対する一般的プロセスには、以下の内容が含まれる：

- (a) 改善が求められる領域の適切な測定基準による特定により、システムの全体的な有効性を監視するために進行中の基準のもとで採る処置。
- (b) 基本的統計手法（例えばヒストグラム、分布解析、平均値）の適用、あるいは顧客満足度、装置の性能、顧客に提供するサービスの有効性に対するスループット（訳注：一定時間内に処理される量）及び類似指標の測定に関するデータの監視に対する定性的解析手法の適用。
- (c) 不適合事項の防止、システムの改善及び対顧客サービスの最適化を目指して前向きに採用した処置；内部監査プロセスと改善活動はこれら処置の一部をなす。
- (d) 何よりも、自己評価、顧客の苦情、又は内部・外部監査により特定された不適合事項を是正するために採る処置。

自己評価

8.51 自己評価は、実作業者が改善の可能性を特定する手法である。サービス提供組織が自己評価の方法を採用しようとする場合、GS-G-3.1[6]にあるガイダンスに従うべきである。

独立評価

8.52 監査は年間を通じて実施されることもあり、また同時に行われることもある。累進スケジュールで行う内部監査には、次のような利点がある：

- (a) 内部監査プロセスは、マネジメントシステムを改善するために計画した中断のない活動である点を強調するのに役立つ。
- (b) 監査を行う個人の作業負荷が増えるのを低減するのに役立つ。
- (c) 潜在的な不適合事項や改善の余地がある領域を速やかに特定する上で有用である。
- (d) 過去の監査で勧告されたかも知れない是正処置の実施状況をモニタリングする上で役立つ。

8.53 監査の実施における独立性は、職能を横断して機能する（資源がある場合）相互監査部門を創設することによって達成することができる。監査チームあるいは監査員の所掌と範囲は明確にし、周知すべきである。

8.54 顧客の苦情、度重なる不適合事項、あるいは組織内に大きな変更があった場合は、特別の目的で内部監査が実施されることがあってもいいし、また考慮されるべきである。

8.55 組織内での技術的適用のさまざまな側面を通じて内部監査員は交替すべきである。こうすることで、従業員が組織のマネジメントシステムを維持する上で重要な役割を果たすようになり、仕事の満足度を高める上で役立つことがある。

8.56 内部監査プログラムでは、マネジメントシステムの全ての要素を取り上げるべきである。

8.57 監査スケジュールでは、組織の全部門におけるマネジメントシステムの全ての要素を年間ベースで包含することが一般的である。監査の範囲及び監査を受ける組織の部署は、職員又は方法の変更、作業負荷、顧客の苦情、以前の監査の所見、及び進行中の是正処置又は予防措置を考慮に入れて計画すべきである。

8.58 監査期間中に特定された問題によって、その作業が影響を受けた恐れのある顧客には、書面で通知すべきである。気づき事項次第では、正式の是正処置システムに従うべきであるが、さもないければ簡易な修復方法があろう。

8.59 是正処置の有効性を速やかに確認する必要がある場合、フォローアップ監査を考慮すべきである。採った是正手段は分析して、その有効性を評価すべきである。

マネジメントシステムレビュー

8.60 防護と安全に対するサービス提供組織は、GSR Part 2[5]で記述されているレビューインプットに加えて、試験所間比較や技能試験の結果を考慮すべきである。

8.61 マネジメントレビュー期間中に行った意思決定や、そこから生じる処置は記録すべきである。マネジメントレビュー報告書には、以下の内容を含めるべきである：

- (a) レビュー担当者；
- (b) 考慮した要因；
- (c) 到達した結論；
- (d) 計画した処置、その処置の責任者、及び決定したタイムスケジュール；
- (e) レビュー条件及び報告書の承認。

8.62 上記の結果は試験所の立案システムに盛り込み、次年度の目標、目的及び処置計画を含めるべきである。管理者は、立案した処置が合意した時間枠内に実施されると共に、その成果を文書化することを確実なものとするべきである。包括的な放射線安全監査で、放射線防護と安全に関する管理者の処置の状態状況が明らかになるだろう。

不適合、是正処置並びに予防措置

8.63 放射線防護と安全面でのサービスにおける不適合事項には、以下の内容が含まれ得る：

- (a) 誤って入力されたデータ；
- (b) 誤ったアルゴリズムを適用して得られた結果；
- (c) 誤った校正データや校正因子；
- (d) 適用範囲を外れた計器を使用して得られた測定結果；
- (e) 誤った照射条件下で得られた校正データ；
- (f) 誤った出力データの解析への使用；

(g) 誤って実施したサンプリング又はサンプル処理。

8.64 安全に対する不適合が判明した場合、その影響分析を実施すべきで、適切なレベルの管理者に通知すべきである。

8.65 顧客又は別の当事者から寄せられた苦情については、その解決に関する方針と手順が整備されているべきである。苦情又はフィードバックが顧客から寄せられたか、あるいは不適合が職員により、あるいは監査時に見つかった場合、是正処置手順を開始すべきである。是正処置は、問題の重大さと、関連したリスクの大きさに見合ったものであることべきである。また苦情と、その結果行った調査や是正処置については、全て記録を保持しておくべきである。

8.66 予防措置は、是正処置後に行うことや、単独で行うこと、あるいは新規の試験手順や管理手順の開発期間中や、更にはマネジメントレビューにおける意思決定に基づいて実施することもある。予防措置と是正処置は類似の道筋をたどるが、前者は予測的であるのに対し、後者は遡及的である。すなわち、予防措置は不適合事項の発生するであろうリスクを除去することを意図したものであるが、是正処置は既に発生している不適合に適用する。

8.67 是正処置は、問題の原因を確定する調査をもって開始される。問題の性質によっては、調査が非公式で行われることもあり、また公式かつ大規模に行われることもある。

8.68 問題の根本原因を確定する際に考慮すべき質問事項は、以下のとおりである：

- (a) その課題は問題として確認されているか？
- (b) 顧客の要件は変更されたか？
- (c) サンプルの特性は変わったか？
- (d) 作業環境は変わったか？
- (e) 業務遂行の方法と手続きは適切か？
- (f) 職員の追加の研修や技量の向上が必要か？
- (g) 関連する装置は正しく機能しているか？
- (h) 装置の校正は検証されているか？
- (i) 問題となっている運用の支援に使った消耗品の仕様は変わったか？

8.69 予防措置は、問題の特定や苦情に対応するというよりも、改善の機会を見極める前向きのプロセスである。運用手順のレビューとは別に、予防措置にはデータ分析

が関係することがあり、それには傾向分析、リスク分析及び及び技能試験結果の分析も含まれる。予防措置の計画、策定、実施及び及びモニタリングには、恐らく是正処置に類似した様式の活動が関係する。ただし、予防措置は、その性質上前向きであるという点が異なる。

サービスの改善

8.70 組織としては、顧客に対するサービス及び製品を得るために必要な内部プロセスの改善に常時取り組むべきである。組織はまた、自身のパフォーマンスや発生した事象をレビューすると共に、改善内容を特定、実施すべきである。

校正及び試験サービスの提供者向けの追加指針

組織

8.71 校正や試験²⁴のサービス提供組織が、文献 [90] のような国際的に認められている規格に対して第三者による認定を求めるべきであり、これは重要なことである。

8.72 確立された品質基準に準拠して試験と校正が確実に実施されるため、試験所では、方法と手順、各試験や校正の目的、並びに校正や試験の結果の評価に詳しい担当者により、試験・校正職員を適切に監視させるべきである。

8.73 試験所では、技術担当役員や品質管理者を含む主要な職員の代行を任命し、それによって第一の個人が不在のときでも適格な管理が継続されるようにすべきである。

要請事項、入札及び契約のレビュー

8.74 要請事項や入札、契約をレビューする際には、試験所職員は適切な試験方法や校正方法が選定されることを確実なものとし、かつ顧客の要件を確実に満たせるようにすべきである。また契約の審査は、試験所が下請け契約するどの作業にも拡張すべきである。

試験や校正の下請け契約

²⁴国によっては「試験 (test)」の代わりに「検定 (assay)」という用語が用いられている。

8.75 試験や校正の下請け契約を提案している試験所は、関連顧客にその旨書面で連絡すべきで、更に必要に応じて顧客の承認を、できれば書面で入手しておくべきである。

8.76 校正や試験を行う試験所にとって下請け契約とは、第一次の契約主体である試験所の直接の管理外にある第三者に自身の認定作業を委託することを意味する。この下請け契約には、例えば、標準試験所と契約して相互比較サンプルの提供を求めたり、人材派遣会社と契約して補助作業員の派遣を要請したり、あるいはその種の活動をするようなことは含まれない。下請け契約者の力量レベルは、提供すべき技術サービスに適合するものでなければならない。このことの実証は、自身が同等の認定資格を保持している下請け契約者であるか、若しくは、第一次契約者が下請け契約者の運用に対する品質システム監査を実証するかの何れかで可能である。

8.77 試験所は、試験や校正のために採用する全下請け契約者の登録簿を保持しておくべきである。各下請け契約者が当該作業への適用国際基準（技術及び管理面での）への準拠を確立する方法についても、証拠として記録しておくべきである。

対顧客サービス

8.78 顧客との良好なコミュニケーションの維持に加えて、試験所は自身の性能（パフォーマンス）を顧客にモニタリングさせるよう要求されることがある。そのため、試験や校正の立会いのために顧客を試験所に合理的にアクセスさせるか、検証目的の項目を提出する機会を与えるか、若しくは顧客のフィードバック調査やその他の方法を採用することになる。

8.79 顧客によるモニタリングを含む全ての活動は、試験所の他の顧客の機密を守るような方法で実施すべきである。顧客によるモニタリングのフィードバックは文書化し、マネジメントシステムの改善に用いるべきである。

記録の管理

8.80 技術事項の記録に関して、試験所は実務上可能な限り、当初の観測結果、導出されたデータ、監査の手がかりを掴むために十分な情報、校正記録、並びに特定の時期に発行された試験報告書や校正証明書の写しを保持すべきである。各試験や校正の記録には十分な情報を含め、必要に応じて、不確かさに影響を与える要因の特定を容易に可能にすると共に、可能な限り当初の条件に近い条件のもとで試験や校正を反復

し得るようにすべきである。これら記録には、サンプリング、試験や校正の実施、及び結果のチェックの責任者の特定情報を含めるべきである。

8.81 技術事項の記録は試験や校正の実施結果のデータや情報を集積したものであり、同時に品質パラメータ又はプロセスパラメータの規定値が得られたか否かを示すものである。この記録に含まれるものは、書式、契約書、ワークシート、ワークブック、チェックリスト、ワークノート、管理グラフ、内外の試験報告書及び校正証明書、顧客のノート、ペーパー及び顧客からのフィードバックに基づく情報である。観察結果やデータ及び計算結果は作成時に記録すべきであり、また関連した特定業務とリンクし得るようにすべきである。

8.82 記録にあるどんな誤りも取り消し（消去、判読不能、抹消するのではなく）、その側に正しい値を記入するべきである。記録に対するこうした修正については全て、訂正者が署名するか、頭文字を記載する。電子的な方法で保存した場合は、元のデータの喪失や変更が起きない方法で同等の処理をするべきである。

内部監査

8.83 監査の所見により、運用の有効性、あるいは試験所の試験や校正結果の正当性や妥当性に疑問が投げかけられた場合、試験所は時宜に適って是正処置を実施すべきであり、試験所の結果に影響が生じていた恐れがあることが調査結果より判明した場合は、その旨顧客に書面で通知すべきである。

試験所施設のインフラストラクチャ

8.84 全プロセスを一貫性があり、かつ習熟した条件のもとで実施し得るよう管理者は十分な試験所施設を提供すべきである。管理者は以下を確実なものとするべきである：

- (a) 技術基準及び要件が満たされていること（施設、コンピュータ及びプログラム）。
- (b) 適切な技術文書化が利用できること（ハンドブック、表及びマニュアル類）。
- (c) 必要な環境条件（結果に影響を与える可能性のある）が十分わかっており、正しく維持され、文書化され、モニタリングされ、かつ記録されている（しきい値及び業務を停止する責任分担を明確にすべきである）。
- (d) 施設へのアクセスが制限され、モニタリングされている。
- (e) 整理整頓の良好な手順が具体化され、文書化されている。
- (f) 一つの部屋での作業が隣室のプロセスに擾乱を与えない。

試験及び校正方法、並びに方法の妥当性確認

8.85 各測定方法は、必要と見なされる場合は業務をステップ毎に説明する手順に十分文書化すべきである。管理者は、職員が最新の方法を使って、文書化されたこれらの方法に従って日々の作業を遂行していることを確実なものとするべきである。また選定した方法が（精度、正確さ、繰り返し性、再現性、頑健性の面において）良く分かっているものであるべきで、測定における不確かさの範囲を把握し、測定報告書に明示すべきである。各測定方法は、試験所の妥当性確認手順に従って検証すべきである。

8.86 必要に応じて以下の各点を考慮すべきである：

- (a) 方法は、試験所の作業様式に適合するよう系統的に計画し、文書化すべきである。
- (b) 文書化においては、必要に応じてステップごとに測定方法を記載すると共に、必要な記録の保管方法に関する指針も含めるべきである。
- (c) 最初の妥当性確認方法として、新規開発した測定方法は、さまざまなパラメータを用いて試験すると共に、その結果を文書化し、かつ評価すべきである。
- (d) 「go/no go」の決定をする追加の検証ステップを方法に組み込むことがある。
- (e) 偏差（誤差）の発生時取るべき措置（すなわち、誰が、いつ、何をなすべきか）を確定すべきである。
- (f) 測定結果のデータ処理の流れ（誰がいかなる情報を何時、どのような様式で必要とするか、またいかにしてデータのバックアップを確実なものとするか）を組織化すべきである。

試験及び校正装置

8.87 試験所は、顧客に必要なサービスを提供するために十分な装置を所持すべきであるが、それにはサンプリング、サンプル作成、測定又は校正、計算及び及び報告も含まれる。測定結果を得るために必要な装置は、機能的で、日々の測定に使用し得るものであるべきである。

8.88 以下の各活動が取られるべきである：

- (a) 正しい測定結果を保証するために定期的に校正し、その結果を文書化すべきである。
- (b) 校正と次の校正の期間中に装置が正常に機能していることを試験する定期的な機能試験を行い、その結果を文書化すべきである。
- (c) 装置製造者による全ての保守作業を行い、その結果を装置ファイルに文書化する

べきである。

- (d) 各装置のオペレータの研修と定期的な再研修を行い、職員の当該装置に対する習熟度を確実なものとするべきである。

8.89 装置及び自社設計したソフトウェアは全て明確に特定すべきである。このことは、ソフトウェアの妥当性を確認する上で十分な文書化と装置の適切な設定で達成できるかもしれない。

8.90 装置が試験所外で使用される場合は、装置の出入りをチェックすべきである。

8.91 市販のソフトウェア（例えば、表計算ソフト）を用いて行われたものも含め、全ての計算は文書化し妥当性が確認されるべきである。

測定トレーサビリティ

8.92 測定結果にトレーサビリティがあることを確実にするため、測定結果に影響を与える各測定装置は使用に先立ち、また使用開始後も既定の頻度で校正すべきである。これらの校正に使用する基準は、国際単位系（SI）に照合して定量的であるべきである。また場合によっては（例えば ^{222}Rn に関する測定の場合）適切な国際相互比較演習に参加することが測定の信頼性を実証する上で推奨に値する。

8.93 校正サービスは、その基準と測定計器のトレーサビリティを確実なものにすべきで、それは、一連の切れ目のない校正あるいはその一連を通して国際単位系（SI）に整合した関連する一次標準に関係付ける比較によって行われる。測定サービスの場合、このトレーサビリティは校正サービスを使って達成できる。

8.94 校正サービスや測定サービスを継続機能させる上で、以下のことを実施することは有益となろう：

- (a) 使用する全ての校正基準の情報をデータベースファイルに入れて以下を示す：
 - (i) 校正データ；
 - (ii) 校正したユニットのシリアル番号；
 - (iii) 最後の校正と次回の校正の日付；
 - (iv) 試験者の場所と氏名。
- (b) 全ての校正手順とその結果、及び校正証明書を試験所内に保存すること。
- (c) タイムスケジュールプログラムによって定期的校正を支援すること。
- (d) 重要装置に対しては校正した予備品を利用可能な状態で保管し、誤作動時における

るダウンタイムの短縮をはかること。

サンプリング

8.95 試験所がサンプリングも実施する場合、受け入れられた基準か、又は文書化された手順に従って行動すべきである。下請け契約者か顧客がサンプリングを行う場合も、試験所と同一の制約や条件が適用されることを確実なものとするべきである。

8.96 サンプリングの手順を実行する場合は、必要に応じて、以下の各点を考慮すべきである：

- (a) 該当基準及び顧客の基準の要件（例えばサンプリング場所、サンプリング時間、サンプリング及び技術的条件に責任を有する者の氏名に関連した）を取り上げるべきである。
- (b) サンプリング、サンプルの搬送、ハンドリング、貯蔵、及び分析の期間中、サンプルに対する考えられる悪影響を回避すべきである。
- (c) 手順は確実に文書化すると共に、必要に応じて、測定プロセスに対して適切に特定されたサンプルとサンプルデータを提供するベースとして統計的手法を活用すべきである。
- (d) サンプリングプロセスによって問題や誤りが明らかになった場合、又はサンプリングが誤って実施された場合、顧客に情報を提供すべきである。

試験及び校正の品目の取り扱い

8.97 試験品目と校正品目は注意して取り扱うべきである。その個別性を維持するため、品目とその説明は決して分離してはならない。試験所は、以下のことを行う手順を整備しておくべきである：

- (a) 持ちこまれる試験品目と校正品目の特定とラベリング；
- (b) 取り扱う項目に何か異常が見つかった場合の報告；
- (c) 試験品目又は校正品目に対して維持すべき取り扱い、貯蔵及び輸送に関する指示、並びに維持すべき必要環境条件に関する指示；
- (d) 顧客への品目の返却に関する指示、又は承認された何らかの処分ルート。

試験結果及び校正結果の品質の保証*

* 原文 Ensuring : 8.98 の訳に合わせている。

8.98 試験所は、顧客に提供するサービスの品質の継続的管理を保証するためのプロセス及び手順を所持するべきである。

8.99 こうしたプロセスと手順の計画にあたっては、適切に以下の各点に考慮を払うべきである：

- (a) 校正用、内部品質管理用には、認定された（標準）材料のみを採用すること；
- (b) 全ての測定と校正は該当する文書に従って行うこと；
- (c) 試験所間の比較試験、又は技能試験プログラムに参加すること；
- (d) 同一の又は異なった方法により試験又は校正作業を反復すること；
- (e) 保留した品目については再試験か再校正を行うこと；
- (f) ある品目が有するさまざまな特性の結果の相関関係を把握すること；
- (g) 管理チャートのような統計的手法を用いて、長期間にわたる校正結果の品質を確定し、それによって計器劣化の潜在的傾向を特定すること。

結果の報告

8.100 結果は、顧客のニーズに応え、関連規制機関の全ての要件を満たすために正確かつわかりやすく顧客に報告されるべきである。

8.101 試験所は報告書のレイアウトを工夫し、その中で以下が分かるようにするべきである：

- (a) 関係規制機関の要件；
- (b) 該当基準の要件；
- (c) 組織内部の報告に関する内部規則。

下請け契約者からのデータは明確に示すよう留意する。原版に誤りが認められた場合、試験所は報告書を変更する手順を整えておくべきである。発行した全報告書は記録として見なし、またそのように取り扱うべきである。

9. 工学的管理、運営管理及び個人用防護具

一般的考察

9.1 施設の物理的な設備設計では放射性物質に対する十分な閉じ込めや遮蔽ができない場合、施設のシステムや機器を用いた追加の工学的管理手段を採用して、個人を防護すべきである。例えば、適切に設計・管理された換気システムは、地下鉱山や、放射性鉱物の乾式処理を行う建物内部のような空気汚染にさらされやすい作業場における被ばくを最小限に抑える有効な手段である。ヒュームフードやグローブボックス、マニピュレータの設置もまた工学的管理手段の例である。

9.2 工学的管理の妥当性と有効性を確定するには、適切なモニタリングを実施すべきである。例えば、換気、真空掃除機、あるいは閉じ込め装置のような工学的管理手段を使用して、作業環境における放射性核種の濃度を低減又は維持する場合、空気の品質をモニタリングすべきである。一般的に、ヒュームフードのような物理的設計上の設備を設置する場合、定点での空気サンプリングが望ましいが、可搬型の換気装置や真空掃除機の使用のような一時的な管理を行う際には、グラブサンプリングが好ましい。設置した管理装置の妥当性を確定するには、リアルタイムの空気モニタリングが適切な場合があり、またそれが要件となる状況もある。

9.3 保守、改造、除染及びデコミッションングのような非定常作業の場合は、一時的遮蔽、閉じ込め装置や可搬式又は補助換気装置のような一時的工学的管理手段を使用する必要性が生じることがある。こうした非定常作業の計画には、汚染拡大の可能性の評価や、その可能性を低減する工学的管理の有効性の評価を含めるべきである。

9.4 閉じ込めシステムで漏洩が発生する場合や、保守作業のため閉じ込めシステムを開放する必要がある場合の汚染拡大の管理には、特に一時的な閉じ込め装置が有効となることがある。こうした装置はその複雑さにおいて広範囲にわたり、漏洩箇所の下に置くプラスチック製の単純な受け皿のようなものから、作業エリアを完全に閉鎖する複雑な仮設建屋に至るものまでである。グローブポートや装置用ポート、換気装置、更には汚染低減用の出口ポートなどを備えた設計をもつものが多く市販されている。

9.5 汚染区域で使用する、真空掃除機のような可搬型送風システム*からの排気口に

* 訳注)原文 air handling equipment。換気を目的とすることから、このように訳した。

は、高性能粒子（high efficiency particulate air : HEPA）フィルタか適切な吸着装置のどちらか適当なものを備えるべきであり、また、その排気口を、必要に応じてその備えを装備した設置済のシステムに向けるべきである。しかし、トリチウムか放射性希ガスしか存在しないエリアや、収集する物質が十分湿気を帯びていて、システム（訳注：可搬型送風システム）の収集チャンバに吸引された後は再浮遊しない場合、上記のような装備は不要である。真空掃除機や可搬型送風システムの使用を誤ると、空气中浮遊放射性物質や遊離性表面汚染を発生することになる可能性がある。さらに、送風装置を長期に使用すると、ダクトやフィルタに放射性物質が大量に蓄積することがある。排気とアクセス可能な装置表面をモニタリングしてこうした装置の操作の放射線影響の評価を定期的に変更すべきである。

9.6 個人被ばくを制限する特殊な工学的管理を含む物理的な設計特性を採用することが現実的でないか不適切な場合、運用管理により、防護と安全を最適化することを確実なものとするべきことを考慮すべきであろう。運用管理の事例としては、作業の許認可制の採用や、汚染の可能性のある区域へのアクセス制限、又はアクセス管理が含まれる。

9.7 作業者の防護を確実なものとする個人用防護具に頼る前に、運用上の取決め及び職員への指導とともに、設計、据付け、保守、及び運転における品質のような管理手段を最大限に活用すべきである。作業者を十分なレベルにおいて防護する上で、工学的管理手段や運用管理手段が不十分な状況では、個人用防護具を提供して作業者の被ばくを制限すべきである。

遮蔽

9.8 遮蔽を行うことが有効な工学的管理の形態となることがある。設計段階において遮蔽材に十分な厚さを持たせ、通常の状態のみならず異常時においても作業者に許容可能なレベルの防護を提供するべきである。遮蔽設計は、通常作業状況下における個人の外部被ばく線量が線量拘束値未満になることを確実なものとするようすべきである。放射線防護上予見可能な最大（最悪の場合）の結果に至る事故時を含む異常時での遮蔽の妥当性についても評価すべきで、必要な場合は、さらなる遮蔽や工学的

管理手段（例えばインターロック）を考慮すべきである。許容できないレベルの個人線量に繋がる事象や事故の可能性を極めて低いレベルに維持すると共に、不十分な遮蔽が原因で年間線量限度を超えると想定される計画被ばく状況は回避すべきである。遮蔽の有効性については、固定式の作業場モニタリング計器及び/又は相応の資格を有する職員による定期的なエリア調査によって、能動形のモニタリングを実施すべきである。必要に応じて、局所的な追加遮蔽を行って放射線フィールドの低減を図るべきである。さまざまなエリアにおいて一定期間の積算線量を決定するために、受動形のエリアモニタも使用すべきである。これらの結果についてはトレンド分析を行い、必要に応じて遮蔽を改善すべきである。

9.9 X線、ガンマ線、中性子、及びその他の高エネルギー粒子（高エネルギーベータ粒子を含むこともあり得る）が関与する作業においては、遮蔽を考慮すべきである。適切な遮蔽の材質は、施設の種類に応じて選択されるべきである。例えば加速器施設の場合、加速器と蓄積リングの遮蔽は、さまざまな物質（例えば、コンクリート、鉛、ポリエチレン及び土壌）を適切に組み合わせて設置すべきであり、また通常の運転に対してはビームロスに関して保守的な仮定を用いて、作業者が受ける最大線量を制限するように設計すべきである。ガンマ線、電子、及びX線照射施設の構造遮蔽の設計と設置に関するさらなる指針が、IAEA安全基準シリーズSSG-8、ガンマ線、電子線、X線照射施設の放射線安全 [158] に記載されている。

換気

9.10 施設における主要な換気システムの目的は、作業場に新鮮な空気を供給して、操業によって生じた空気中に浮遊する汚染物質を除去することにある。空気の流速と流量の計算及び検証を含む換気ネットワークの設計には十分な注意を払い、空気汚染の十分な管理を確実なものとするようにすべきである。多くの施設において、空気汚染の管理は以下の方法で達成されている：

- (a) 大気圧に比して適切な負圧を維持すること。
- (b) 作業場の空気を十分に、又は規定された頻度で入れ替えること。
- (c) 適切な排気、オフガス・クリーニングシステム（スクラバ、収着装置及び/又は

HEPA フィルタを含む) の設置により、施設からの放出を規制度内に抑えること。排出ガスの放出は、適切な高さを有するスタックを経由して行い、放出濃度を公衆の構成員の防護を図るために必要な程度に希釈すべきである。

9.11 作業者が高レベルのラドンや、自然起源の放射性核種を含む空气中浮遊粉塵にさらされる恐れのある地下鉱山では、換気は極めて重要である。鉱山換気システムの設計は複雑であり、空気流の測定と解析には特殊な技量が要求される。したがって、こうした鉱山では適切な資格を有する換気担当者を採用して、鉱山管理者の上層部に直接報告させることが通例となっている。

9.12 鉱山における換気担当者は、3.177 項に規定されている責任を負う。

9.13 作業場によっては、特に地下鉱山や放射性鉱物の乾式処理を行う建屋では、主換気システムで供給する新鮮な空気のみでは作業場の特定の部分で換気を行うのでは不十分なことがある。そうした作業場の事例としては、地下鉱山のトンネル作業での進行先端部や、放射性鉱物の処理施設における製品袋詰めエリアが挙げられる。こうした状況のもとでは、フレキシブルダクトを介して作業場のこうした影響を受ける部分に補助換気が一般に供給される。補助換気ダクトの設置場所は、汚染空気が渦となって再循環しないように選定すべきである。

9.14 施設の全操業期間を通じて、主換気システム及び補助換気システムの適切な機能が確実なものにされるべきであり、必要なら制御室あるいは放射線防護監督者室の表示パネルに可視・音響警報を表示して、作業者を防護する迅速な処置を開始することができるようにすべきである。雇用主は、主送風機、補助送風機、及び暖房又は冷却システムを含む換気装置の検査・保守のプログラムを整備すべきである。このプログラムは文書化し、記録に残すべきである。

9.15 地下鉱山の場合、換気システムの設計は鉱山の計画や開発プロセス全体の一部となるべきもので、可能であれば「ワンパス」又は並行換気システムを設けることを目標として、良好な空気の品質を確保し、ラドンや空气中浮遊粉塵の蓄積を最小限に抑える。

9.16 施設における主換気システム及び補助換気システムを効果的に運転するには、以下のことが必要となる：

- (a) 給気口と排気口を可能な限り離す。
- (b) 換気は重要な安全に関係するシステムと考えるべきである。送風機、ブロワー及び HEPA フィルタシステムのような装置には、必要に応じて代替電源装置（ディーゼル発電機のような）を備えた予備システムの対策を考えるべきである。こうすると、全モニタリングシステムを稼働させたままで、保守活動の実施期間中にプロセスシステムを安全に停止させることができる。さらに、排気システムの故障や誤作動をオペレータに知らせるため、リアルタイム表示するシステム性能についても考慮すべきである。
- (c) 作業者の防護と安全面を考慮し、各作業場には、粉塵、ラドンその他放射性ガスのような空気に浮遊する汚染物質による被ばくを最小限に抑えること確実なものとするために十分な量と質の空気を供給すべきである。
- (d) 風速は空気中に浮遊する汚染物質を希釈するほど十分高速であるべきだが、余り高速過ぎて定着した粉塵が再浮遊しないようにすること。
- (e) 地下鉱山の場合、換気と粉塵制御の主システムは、連続運転することが望ましい。しかし、これらのシステムの連続運転が実際的でない場合、規制機関は次の (f) に従って間欠運転を許認可することができる。
- (f) 換気システムを変更した場合、故障又は停止した場合、作業者が自身の作業場に復帰することができるのは、換気システムが再起動し空気中に浮遊する汚染物質の濃度が許容可能なレベルまで低減されたことを確実なものとするための適切なモニタリングが行われた後である。

9.17 雇用主は、換気されていない鉱山内の地下エリアに許認可なしで立入るのを禁止する手段を取るべきである。換気システムが作動していない場合、装置や機械の運転を確実なものとするために必要不可欠な保守サービスは実施してもいいが、保守作業に従事する作業者が受ける線量を制限するためにあらゆる実行可能な手段を取るべきである。

9.18 地下鉱山や放射性鉱物の乾式処理を行う建屋内部のような状況のもとでは、換気システムの故障時において取るべき処置を、現場の運転指示書に明示しておくべきである。

9.19 空気の戻り道や、外部放射線が高いエリアに固定作業場を設置することは避けるべきである。適切な場合には、必要な防護を施すため、濾過された空気を供給する

操作ブースが、こうした状況下で使用されるべきである。

粉塵管理

9.20 例えば採鉱や鉱石処理のように大量の粉塵を発生する可能性のある作業現場では、珪素粒子の吸入のような放射線以外のハザードに対して作業者を防護するため、粉塵管理の手段の採用が通常は法的要件となっている所がほとんどである。一般的に、こうした手段は、空气中浮遊粉塵の濃度を十分に制限することで、粉塵に存在する可能性のある自然起源の放射性核種の吸入から作業者を適切に防護することを確実なものとする事となる。

9.21 地下鉱山及び放射性鉱物の乾式処理を行う建屋内部での粉塵管理に対する適切な手段を確実なものとするため、空気サンプリングと空气中浮遊粉塵コントロールに関するプログラムを定式化すべきである。そこで以下の手段を採用すべきである：

- (a) 採鉱及び鉱石処理の適切な技術を使用して、作業中の粉塵の発生を実行可能な範囲で低減すべきである。その方法は、例えば適切なパターンとタイミングで強風を送って吹き飛ばすとか、水、その他粉塵抑制法及び適切な装置の使用である。
- (b) 粉塵が発生する場所では、その発生源で粉塵を抑制すべきである。必要に応じ、かつ実行可能であれば、発生源を囲って負圧に保つ。空気は、環境に放出する前に濾過する必要があるかもしれない。
- (c) 発生源で抑制されなかった粉塵については、作業場の空気を頻繁に交換する方法によって、その濃度を許容可能なレベルまで希釈する必要があるだろう。ここでも、環境に放出する前に排気を濾過する必要があるかもしれない。
- (d) 高速空気流に起因した粉塵の再浮遊を回避するために注意を払うべきである。
- (e) 粉塵管理の手段によっても作業場の空気の品質が許容可能なレベルに達しない場合、作業者のために濾過空気を供給する閉鎖された操作ブースを設置すべきである。

放射性物質の漏出

9.22 雇用主は、施設から、あるいは施設間の輸送中において放射性物質が漏出した

ことにより生じるいかなるかなり深刻な放射線ハザードや、潜在的な放射線ハザードの事象において、従わなければならない標準作業手順書を策定すべきである。その標準作業手順書には、以下の手順を含むべきである：

- (a) 漏出物の除去；
- (b) 当該エリアへのアクセス制限；
- (c) 非常時計画の実施；
- (d) 影響を受けた人のモニタリング；
- (e) 放射線監督者あるいは資格を有する専門家からの助言を受けること；
- (f) 廃棄物の発生管理；
- (g) 必要に応じて規制機関あるいは他の関連当局への通知。

9.23 放射性物質が漏出した場合は実行可能な限り速やかに除去し、汚染の拡大を最小限に抑えるべきである。また当該エリアについては、全ての遊離性汚染や汚染物質を実行可能な限り除去して、除染すべきである。

表面汚染

汚染管理プログラム

9.24 非密封の放射性物質を取り扱う作業では、表面が汚染する可能性が生じる。汚染管理プログラムを実施して表面汚染の存在を特定すると共に、通常の操業条件下で規定値を超えるレベルの汚染が不用意に拡散しないようにすべきである。物理的な設計特性の活用と共に、必要に応じて追加の工学的管理や運用管理を含む汚染管理プログラムが、作業者の防護と安全の最適化を確実なものとすることを目指した包括的な放射線防護プログラムの必要不可欠な要素であるべきである。

9.25 汚染管理プログラムを実施する際には、発生源における表面汚染を管理する物理的な設計特性が最も重要な要素となるべきである。この汚染管理プログラムに使用する物理的な設計特性には次のものが含まれ得る：

- (a) 放射性物質を閉じ込め、表面汚染の原因を取り除くことを目的とした特定の設計特性もの；

(b) 空气中浮遊粒子の固着による表面汚染の蓄積を防止することを目的した換気システム。

9.26 9.25 項で述べたような物理的設計特性が、空气中浮遊粒子に含まれる放射性核種の吸入による作業者の内部被ばくに対する主要な管理手段となろう。装置の保守のような非定常作業時には特にそうである。このことは、浮遊粒子が粉塵源から直接放出されるか、汚染表面から空气中に再浮遊したかといったこととは関係ない。こうした物理的設計特性の利用は、次の 2 つの例で示せる：

- (a) HEPA フィルタや適切な収着装置を備えた設置型換気システムは、通常作業時の空气中浮遊放射性核種の濃度を管理する物理的設計特性に含めることができる。一方、HEPA フィルタや収着装置を使用した一時的な換気システムは、保守期間中に工学的管理として使用することができるだろう。
- (b) 適切に設計した排水システムは、汚染液体廃棄物を管理された回収場所（ホールドアップタンク）に移送するよう物理的に設計された設備として利用できるようにしておくべきである。一方、特別な作業許可のもとで、必要に応じて保守のためラインは開放することがあり、そのときは流出物を回収する工学的管理として、一時的な排水装置を設置することがある。核分裂性物質を含む液体廃棄物の場合は、更に特別な対策が必要となろう。

9.27 物理的設計特性（特定の工学的管理を含む）による個人被ばくの制限が実際的でないか、十分効果的でない場合、運用管理を実施すべきである。そうした運用管理としては、汚染区域への立ち入り制限や、汚染拡大を最小限に抑えるよう設計した特定の作業方法が採用されることもあろう。

9.28 汚染区域での作業は、近接の表面、その区域にいる個人、及び作業場の空間への汚染拡大を最小限に抑えるように行うべきである。汚染拡大を管理すると共に個人被ばくを制限するには、汚染区域及びその周辺に対して物理的バリア（履物の交換を含む）の設置や、当該区域の縄張りなどがなされるべきである。

9.29 放射線状況や潜在的ハザードを当該区域に入る作業者に知らせることを確実なものとするため、汚染区域へのアクセス管理が必要となろう。更に必要に応じて、作業には適切な個人用防護具を装着させる必要があるだろう。汚染レベルの視覚的表示や

注意喚起を目立つように掲示すべきである。また、放射性物質が人や装置を経由して汚染区域から不用意に移らないことを確実なものとするため、汚染区域から作業者が退出することを管理するべきである。さらに、施設内における汚染の程度や汚染区域の大きさと箇所を管理する取り組みも行うべきである。

9.30 汚染区域の出口には、汚染を当該区域内に留め置くと共に、個人とエリアをモニタリングする設備を装備し、管理の維持を確実なものとするべきである。汚染区域から出る人は、表面汚染の有無を必要に応じてモニタリングすべきである。少なくとも汚染区域から出る人は、可搬型モニタリング装置か又は自動モニタリング装置の適したものをを用いて表面汚染検査をすべきである。汚染区域が実験室の作業台表面やヒュームフードのみであるか、又は汚染の可能性が身体の特定の部位に限定されている場合、表面汚染検査は当該箇所に重点をおくべきである。出口におけるバックグラウンド放射線レベルやその他の状況によって表面汚染の検出ができない場合、出口の場所を、例えばバックグラウンド放射線レベルが低い所など、他の場所に移すべきである。しかし、出口の移動が実際上困難な場合は、作業者は出口から適切なエリアにまで直接進み、そこで必要なチェックを受けるべきである。汚染区域から持ち出す際には、道具、機材、装置、及び個人所有物を含む全ての物が力量のある職員によってモニタリングされるべきであり、作業者はこうしたモニタリングの必要性を認識しておくべきである。

9.31 トリチウムのような一部の放射性同位元素による皮膚汚染は、現状入手可能な手持ち式の装置や自動モニタリング装置では十分信頼のおける検出ができないため、個人の検査はこうした皮膚汚染の検出手段として適切とはいえない。個人がこうした汚染のハザードによる被ばくの恐れがある場合、バイオアッセイプログラムや日常の汚染モニタリング及び空気モニタリングなどに更に重点を置くべきである。

9.32 遊離性の汚染レベルが規定値を超える汚染エリアでは防護服を着用すべきである。要求される防護服の種類は、汚染レベル、汚染物質の化学・物理的形態、実施する活動、及び当該エリアへのアクセス性を考慮して決めるべきである。さらに、熱、炎、有害化学薬品、物理的障害物、感電、及び視界の制限など放射線以外のハザードも考慮すべきである。

9.33 上記で議論した管理手段は、遊離性汚染の発生と拡大を最小限に抑える上で有効であることが分かっている。しかし、固着性汚染のみが存在するエリアの場合、こうした手段は適切とはいえないであろう。固着性の表面汚染が管理区域、監視区域にある場合、エリア分類と立入り管理で必要なのは、出入り管理を適切にすることであるはずである。固着性汚染を、その表面を乱すような方法で不用意に又は許認可を得ずに除去することのないように、さらなる管理手段が必要となろう。定着性塗膜を用いて汚染を床面に固着させることもができるが、その使用は最小限に抑えるべきである。塗膜を施すまえに、実行可能な限り多く、汚染は取り除かれるべきである。

表面汚染のモニタリング

9.34 汚染モニタリングプログラムは事前の放射線的評価、日ごろの安全評価の一部として実施すべきで、それは同時に表面汚染の防止と管理手段の有効性検証にも役立つ。

9.35 汚染モニタリングに用いる計器と技術は、想定される放射線の種類、レベル、及びエネルギーに対して適切であるべきである。計器は定期的に保守し、一般的な環境条件で校正すると共に、その動作を日常的に試験すべきである。液体や粉末のような非密封放射性物質を使用する全ての場所で、適切な表面汚染計が備えられているべきである。汚染した可能性のある表面に計器が接触しないよう注意すべきである。レートメーターやプローブを備えた計器は、検出可能な放射性核種の範囲（さまざまなプローブを使用して）と、読み取りの容易さの両面から幅広く利用される。こぼれや汚染を日常的にモニタリングすべき表面には、身体、防護服、作業エリア（作業台、床面等）、装置、及び放射性物質輸送用の容器が含まれる。

9.36 自然起源の放射性物質で汚染した物品の表面汚染測定を行う場合、特別な注意が必要となる。アルファ放出体は通常最も懸念される放射性核種ではあるが、ものによっては、アルファモニタリング装置は全く不適當かもしれない。それは、汚染層におけるアルファ粒子の自己吸収が通常大き過ぎて、信頼のおける測定ができないからである。計器のアルファプローブは、測定表面から 5 mm 以内に保持すべきであるが、

表面が粗い場合や、平坦でない場合、それは不可能となることもある。さらに、アルファプローブの表面は損傷を受けやすいため、粗い表面や平坦でない表面を測定しようとする、プローブを傷つけることになりかねない。こうした困難な問題があるため、自然起源の放射性物質による汚染物品の測定には一般的にベータモニタリングが好まれる。しかし、より透過性の高いベータ線の場合でも、必要に応じて自己吸収を考慮すべきである。大部分のベータ線検出器はガンマ線に対しても感度がある。このことを正しく考慮しないと、周辺に存在するガンマ線を、汚染と誤って解釈することになるかもしれない。汚染層における放射性核種は平衡状態にないかもしれないため、放出されるベータ線の測定では、アルファ放出放射性核種の放射能濃度に関する十分な情報を与えないかもしれない。したがって事前に実験室で詳細な分析をして、汚染層に含まれる放射性核種の組成を確立しておくことが必要となろう。

9.37 表面汚染のレベルが極めて低いとしても、内部被ばくのリスクが生じることがある。表面汚染モニタリング計器の検出効率は、さまざまな放射性核種に対して 0～30%の範囲である。したがって測定は、当該放射性核種に対して事前に得られた最善の検出効率を備えた校正済みの計器を用いて実施すべきである。測定により得られる毎秒あたりのカウント数は、平方センチメートルあたりのベクレル値に変換すべきである。表面汚染計にはプログラム可能なものもある、つまりユーザーは、使用する放射性核種に対する機器の予想される応答を設定することで、表面汚染（平方センチメートルあたりのベクレル値）を直接読み取れる。

9.38 各表面汚染計測器は、特定の範囲の汚染物質を測定するように設計され、また型式試験も実施済みである。汚染に対する汚染計の応答は、以下の各項目によって決まる：

- (a) 汚染に存在する放射性核種から放出される放射線の種類とエネルギー；
- (b) 各放射性核種に対応した計器固有の検出効率で、これは検出器の特性、ウィンドウの厚さ、並びに全ての保護グリルの寸法によって決まる；
- (c) 検出器の寸法、汚染の広がり、汚染表面の性質、及び検出器と表面の距離を含む検出ジオメトリ；
- (d) 固有の電氣的ノイズ、計器部品の劣化や故障。

9.39 表面汚染モニタリング装置を選定する場合、汚染がある表面に均一に分布している場合（すなわち、単一の点状汚染の場合とは逆に）、計器の応答は、プローブの表面積と共に増加する点に注目すべきである。このことを、4種類の表面汚染計を用いて表6で説明する。管理者は放射線防護監督者又は資格を有する専門家と相談して、モニタリング装置の選定について適切なアドバイスを求めるべきである。

9.40 自然起源の放射性物質起因の表面汚染が発生する施設では、特別に設計した表面汚染モニタリング計測器が必要となろう。例えば、石油・ガス業界では火災又は爆発のリスクがあるため、本質的に安全な計装機器の使用が要求されよう。さらに、配管内に広がっている汚染については、円筒形の特殊なベータ検出器を使用する必要があるだろう（9.36項参照）。自然起源の放射性物質による表面汚染のモニタリングに用いるモニタリング計測器及び測定システムは、理想的には天然ウランや天然トリウムの標準線源の適切なものを使用して校正するべきである。

表6：表面汚染計測器：プローブの表面積に伴う感度の変化

表面汚染計測器の種類	プローブ表面積 (cm ²)	校正定数 (⁶⁰ Co 線源) (Bq/cm ² per count/s)
端窓型 GM 管	7	10.2
ZnS+プラスチックシンチレータ	50	0.5
プラスチックシンチレータ	65	0.1
キセノン計測装置	260	0.03

9.41 各モニタリング機器は、最初の使用前、定期的（典型的には年次単位で）、また機器の性能に影響を与えた可能性のある全ての修理後には、試験すべきである。これらの試験は、資格を有する専門家が、検出器と類似した有効表面積を有し、校正済みの均一に汚染させた校正済みのプラーク線源を用いて実施すべきである。また使用する放射性核種は、考えられる汚染物質が放出する放射線に類似した放射線を放出するものであるべきである。試験の目的は、次のとおりである：

- (a) 各検出器、特に交換可能なプローブについては、使用電圧を確定すること。その他電氣的及び機械的特性を試験することもある。
- (b) それぞれ該当する放射性核種に対する機器の検出効率を決める、又は確認する。

検出効率をもとに、校正時の応答をユーザーに提供して、機器の読み（毎秒あたりのカウント数）を表面密度（平方センチメートルあたりのベクレル値）に変換できるようにする。応答直線性とレンジ間差異についても調査できる。計器のユーザーは最新の正式な試験証明書を保管すると共に、計器の日常的なチェックを行うべきである。こうした目的のための線源はあって、汚染計の検出器カバーに付いていることもある。機器を使用する度に、バッテリー状態も確認すべきである。

個人衛生と応急手当

9.42 作業者の不用意な摂取を防ぐため、雇用主は、全作業者のために作業場から便利な場所に洗浄施設を用意し、休憩前、食事時、及びシフト終了時に各作業者が十分時間をかけて洗浄施設を利用し得るようにすべきである。雇用主は一汚染した作業エリア以外の場所で、全ての作業者が合理的にアクセスし得るべき場所に一水、良質の空気、手洗い施設、及びトイレを備えた清潔な食事エリアを設けるべきである。こうした施設は、規制機関が許容できる方法で設計し、監視し、維持すべきである。これらの施設を利用する作業者は、汚染の拡大を如何に防止するかについて教育を受けるべきである。

9.43 放射性物質が取り込まれる恐れのある作業エリアでは、誰も食べたり、飲んだり、ガムを噛んだり、タバコ（喫煙、噛みタバコや嗅ぎタバコ）を吸ったり、又は化粧品を使用することを許されるべきではない。

9.44 放射性汚染が存在するエリアで受けた傷や、汚染した装置が関係する傷の清浄には、特別の注意を払うべきである。そうした場合は、医療担当者の助言を求めるべきである（9.52 項も参照）。

9.45 作業者は、汚染があるかもしれない作業エリアに入る前に、全ての傷口や傷、特に手に受けた傷に防水性の包帯をしっかりと巻くべきである。

9.46 雇用主は、作業者が業務に固有の応急手当のトレーニングを受けることを确实

なものとするべきである。

装置及び職員の除染

装置、床面エリア及び壁面の除染

9.47 雇用主は、必要に応じて、保守作業に使用した汚染された装置や道具の除染のための施設と除染剤、並びに床面や壁面の汚染エリアの洗浄手段を提供すべきである。一般的に、除染剤としては水が好まれる。別の洗浄剤を選定することもできるが、その際は以下に基づいて選定すべきである：洗浄剤の有効性、危険性、発生する廃棄物の量、汚染面やその他の汚染している可能性のあるシステムや物品（防護服や廃棄物取扱システムを含む）との相性、及び処分の容易さ（さらなる情報については、文献 [159]、文献 [160] を参照）。除染方法の有効性は定期的にレビューし、目標レベルを現場の作業手順書に明記するべきである。

職員の除染

9.48 個人の汚染に含まれるものには、個人の衣服、皮膚、毛髪、眼、粘膜、及び及び傷の汚染がある。このうち、個人の衣服には雇用主が提供した作業服も含まれるが、汚染管理目的専用に提供される防護服は含まれない。

9.49 汚染を検出したら、放射線防護監督者に知らせるべきである。放射線防護監督者は、詳細な線量評価の実施及び除染手順の開始のため、汚染の範囲を評価し、必要に応じて汚染サンプルを保管して、高線量となる潜在的な可能性の適切な特性評価を確実なものとするべきである。サイト特有の放射性核種に対して、線量評価と除染方法の必要性をもたらす汚染レベルを策定しておくべきである。

9.50 組織の除去のような外科的な除染方法には医師の支援が必要となる。放射性ヨウ素のような汚染物質による皮膚汚染の場合、洗浄や洗剤による除染は有効とは限らない。また深刻な汚染の場合は、直ちに医師の助言を求めるべきである。

9.51 汚染された個人の衣服は、洗濯又はその他適切な方法で除染し、モニタリングして所有者に返すか、又は必要に応じ、放射性廃棄物として処分するべきである。

外傷

9.52 負傷箇所の治療は放射線防護上の配慮に優先する。放射性物質が関係する外傷は、直ちに緊急時医療処置を施すべきである（10.4（d）項を参照）。ただし、除染の試みも直ちに開始し、可溶性放射性核種が血液中に取り込まれないようにすべきである。

個人用防護具

9.53 個人用防護具は、問題となるハザードを考慮して選定すべきである。防護具は、単に適切な防護を提供するのみならず、扱いやすく、かつ楽に着用し得るものであるべきである。さらに個人用防護具を着用することで余分に拘束されて、被ばくが増大する可能性があることも考慮すべきである。

9.54 個人用防護具の例には、強化服、通気スーツ、防護眼鏡、及び呼吸用保護具が挙げられる。こうした装置を着用しなければならない可能性のある作業者は、その使用法、操作、保守及び制限事項について適切なトレーニングを受けるべきである。また個人用防護具が着用者に正しくフィットすることも確実なものとするべきである。

呼吸用保護具

9.55 雇用主は、一時的な状況や予測外の状況を除いて、作業者の線量限度を満足するために呼吸用保護具の使用に頼るべきではない。しかしながら、緊急時、修理や保守作業時、あるいは短期間の特別な状況下では呼吸用保護具が必要とされることがある。すなわち、呼吸用保護具は限定された特定の期間に対してのみ使用すべきものである。

9.56 空気中に浮遊する汚染物質が、施設管理者が指定した安全作業レベル（例えば、誘導空気中濃度）を超過する場合、こうした状況下で活動する人々は呼吸用保護具を着用すべきである。是正対策が取られている間、当該エリアをモニタリングし、被ばくの可能性を予測すべきである。また、被ばくが継続して、推奨安全作業レベル、誘導空気中濃度値、又は線量限度が超過しそうになった場合、雇用主は当該エリアから作業者を退避させるべきである。

9.57 呼吸用保護具とその使用は以下に準拠すべきである：

- (a) 呼吸用保護具の使用には注意深く監視し、所期の防護がなされることを確実なものとするべきである。
- (b) 管理者は、呼吸用保護具が正しくフィットし、正しく使用される確実なものとするべきである。
- (c) 作業者による実際の摂取を評価する防護要因を明らかにすべきである。
- (d) 使用者が呼吸用保護具を正しく使用する気がなくなるほどその使用期間を長くすべきではない。
- (e) フィルタ付き呼吸用保護具の呼吸抵抗は低く抑えると共に、対象粉塵の大きさに対して有効なものとするべきである。
- (f) 空気供給用の装置を使用する場合、供給空気は呼吸に適した品質のもので、かつ使用状態で漏洩のない十分な量であることを確実なものとするべきである。
- (g) 効果的な呼吸器の防護を確実なものとするのであれば、動力付き呼吸用保護具や保護面体付きヘルメットは、使用する作業者の快適さの面で他の種類に比して優先すべきである。
- (h) 特定の操作向けに呼吸用保護具を選定する場合、必要な防護要因に加えて、作業者の快適さに与える要因（例えば保護具の重量、視界の制限、温度や動きやすさに与える影響）、を考慮すべきである。
- (i) 呼吸用保護具は定期的に洗浄し保守すると共に、適切にトレーニングを受けた職員が、適切な装備を備えた施設内で適切な頻度で検査すべきである。
- (j) 呼吸用保護具は、使用に供する前と使用期間中も定期的に力量のある者が適宜、検査し、取り付け、試験すべきである。検査と試験の結果、及び全ての修理の詳細を記録すべきである。

- (k) 呼吸用保護具の試験頻度は、装置の種類、使用環境及びその取り扱い方をもとに決定すべきである。
- (l) 呼吸用保護具は、使用前に使用者が、更に洗浄後は安全保守職員がチェックすると共に、適宜圧力試験も行うべきである。

その他の個人用防護具

防護服

9.58 汚染の恐れがある場合、雇用主は、リスクのレベルをもとに、適切な防護服要件を指定すべきである。雇用主は、内部被ばく及び外部被ばくのリスクに応じ、適宜作業状況も考慮しながら、必要なオーバーオール、ヘッドカバー、手袋、ボイラースーツ、並びに不浸透性の履物とエプロン（場合によっては鉛エプロンを含む）を提供すべきである。さらに個人服が作業中に汚染される恐れのある作業員には全員、手袋及び履物を含む作業服を提供すべきである。

9.59 雇用主は、個人が汚染エリアから出る時にはシャワーを浴び、着替えをする必要があるケースを指定すると共に、適切な着替え施設と洗濯施設を提供すべきである。

9.60 個人は指定された防護服を着用すべきである。防護服を着用する前に、個人服と作業服を脱ぐほうがよい場合もある。個人服と作業服は、場合によっては中間に洗浄場を設けた別々のロッカールームで着替え、放射性汚染の拡大を管理すべきである。

9.61 汚染した作業服を保管、洗濯、さもなければ除染、あるいは処分する場合、雇用主は、他の職員や作業場への汚染の拡大を防止し、個人の被ばくと汚染物質の環境への放出を最小限に抑える手段を講じるべきである。雇用主はまた、適切な洗濯施設、ブーツ洗濯場、バキュームクリーナー、又は必要に応じてその他の除染手段を提供すべきである。

防護眼鏡

9.62 工学的管理や運用管理では眼の水晶体の防護を最適化することを確実なものとするに十分でない場合、適切な防護眼鏡を作業員が使用することで眼の水晶体を防護することを考えるべきである。被ばくが主にベータ線に起因する時は、パースペクス（風防ガラス）製の眼鏡で十分であろう。しかし、高エネルギーベータ線によって発生する制動放射線についても考慮すべきである。一方、被ばくが主に透過性放射線

(ガンマ線やX線) による場合、鉛を含んだレンズ付き防護眼鏡の着用を考えるべきである。

9.63 通常の産業用安全眼鏡を使用してベータ線被ばくを防護する場合、事前にその遮蔽特性を評価しておくべきである。同様に、鉛を含んだレンズ付き防護眼鏡についても使用前に評価しておくべきである。こうした眼鏡は低エネルギーX線の防護にも適しているが、より高いエネルギーのガンマ線には不適當となる場合がある。

9.64 眼鏡レンズの放射線減衰係数それ自体は、放射線被ばくの低減に対する眼鏡の有効性に対する記述子としては不適當である [161]。レンズがカバーするエリアも考慮すべきである。少量の鉛を含む装着性の高い眼鏡(側面遮蔽付き)は、眼の水晶体に必要な防護を施すことができるはずである [161]。特に画像誘導下でのインターベンション手技の場合など、最大限の有効性を求めるのであれば、防護眼鏡は、散乱放射線を可能な限り遮るものであるべきである。眼の水晶体に対する被ばくの可能性が高い作業場では、作業者はこのような防護眼鏡を着用すべきである。

ジョブローテーション

9.65 高レベルの放射線被ばくのおそれを伴うエリアが存在する作業場であって、かつ現実的な管理手段が得られない場合、個々の作業者の被ばくを制限する運用管理としてジョブローテーションを考えることができる。しかし、この方法に頼るのは最小限に抑えるべきであって、決してジョブローテーションを、個人被ばくの管理の適切な方法の採用やその発展の代替法とすべきではない。

自然起源の放射性物質を伴う鉱物処理作業に対する考慮事項

9.66 鉱物処理作業には、鉱物自体として、あるいは残留物や製品、又は副産物の形として自然起源の放射性物質の存在が関係することがある(3.162項)。こうした施設の設計において最初に考慮すべきことは、自然起源の放射性物質の閉じ込めである。例えば、粉碎・選別プラントの設計と操業では、汚染物質の排出を実行可能な限り抑えるべきである。また選鉱工場は、空气中浮遊汚染物質や液体汚染物質の発生を最小限に抑えるものであるべきである。

9.67 こうした施設におけるプロセス材を完全に閉じ込めることは多くの場合非現実的であることを認識すべきである。プロセス内に効果的に閉じ込め得ないため空气中

浮遊となる自然起源の放射性物質は全て、適切な換気システムで管理して、空气中浮遊汚染物質を除去し、職業被ばくを最小限に抑えるべきである（9.10－9.19 項参照）。

9.68 自然起源の放射性物質を伴う処理プラントの設計においては、汚染の蓄積を防止する側面を考えるべきである。蓄積する汚染物質を除去する保守作業を容易にするような設計をすべきである。

9.69 保守作業期間中、沈殿物の生成とスケールの蓄積によりプラント内の配管や容器中に蓄積する自然起源の放射性物質に起因する職業被ばくの管理には、特別な注意を払うべきである。

9.70 できる限り、危険物質は全て、負圧を維持した囲いの中にある自動装置で取り扱うべきである。このことは、そのハザードが高濃度の自然起源の放射性核種に起因するものか、それとも有毒化学成分によるものかには関係しない。

9.71 清掃し易くするために、壁面、ハンドレール、装置、備品やその他のものに使われる塗装色は、材料や処理する製品とは明らかに異なるものにすべきである。

9.72 処理作業によって生じる固体、液体及び気体残留物は、規制機関が承認した手順に従って作業員、公衆及び環境の防護のために管理すべきである。

10. 作業員の健康サーベイランス

責任

管理者

10.1 GSR Part 3[2]の 3.76 (f) 項、3.108 項及び 3.109 項について、管理者は、職業被ばくの可能性がある活動に従事する全ての作業員に対し、必要な作業員健康サーベイランス及び保健サービスが提供されることを確実なものとするべきである。働いている施設の管理下で線源にさらされる渡り労働者については、その施設管理者は、当該の渡り労働者が必要な作業員健康サーベイランスを受けられることを確実なものとするため、契約作業員の雇用主と特別に取り決めるべきである（6.34 (i) 項を参照）。

10.2 管理者は、作業員健康サーベイランスに適した診察施設を職場の近辺に設けるべきである。

労働衛生サービス

10.3 労働衛生サービスは、作業員の健康サーベイランスに関して次の責任を負うべきである：

- (a) 作業員の健康状態を評価すること。
- (b) 作業員の健康と作業員の労働条件の間の適合性を最初から継続的に確保するのを助けること。
- (c) 次の場合、有益な情報を提供する記録を作成すること：
 - (i) 予期しない被ばく又は職業病；
 - (ii) 労働条件に関連する可能性がある疾病の発生に関する統計的評価；
 - (iii) 職業被ばくが発生する可能性がある施設における防護と安全の管理に関する公衆衛生目的の評価；
 - (iv) 医療及び法務上の問い合わせ。
- (d) 作業員が受けるかもしれない放射線リスクに関して作業員にカウンセリングし、また、身体の汚染又は過剰被ばくの場合に助言及び治療サービスを行うこと。

産業医

10.4 作業員健康サーベイランスプログラムを担当する産業医は次の責任を負うべきである：

- (a) 作業員の診察を実施すること；
- (b) 作業員の健康状態と雇用主の業務要件に基づいて、所定の業務に対する作業員の適性に関して管理者に定期的に助言すること；
- (c) 作業員が医学的理由で通常の労働環境から離れた後、通常の労働環境に復帰することについて許可を与えること；
- (d) 放射線防護監督者と適宜協議し、作業の衛生及び創傷からの放射性核種の汚染除去に関する取り決めについて助言すること。

10.5 産業医は、非常勤の民間産業医も全て含めて、研修によって、また必要な場合、再研修によって、放射線被ばくの生物影響、被ばく管理手段、被ばくデータの解釈及び線量測定評価に関して知識を持つべきである [162]。適宜、専門家の力を借りながら、産業医は、作業員健康サーベイランスプログラムにその知識を活かし、放射線健

康リスクに関して、次に該当する作業者にカウンセリングする立場にあるべきである：

- (a) 妊娠に気づいている、又は妊娠した可能性がある、あるいは母乳授乳している職業被ばくを受けている作業者（6.2項～6.20項を参照）；
- (b) 線量限度を大幅に上回って被ばくしたか、又は被ばくした可能性がある個々の作業者；
- (c) 放射線被ばくを懸念するかもしれない作業者；
- (d) その他の点で、このようなカウンセリングを求める作業者。

10.6 作業者の労働適性を判断するには、産業医は、職場の作業内容と作業環境における条件に精通しているべきである。ある種の鉱山や鉱物処理施設の場合のように、通常と異なる作業条件の下での作業については、産業医は、作業場を定期的に視察して、その条件について常に認識しておくべきである。雇用主は、産業医が職場の作業内容と作業環境における条件に関して必要な程度に把握するための適切な機会を与えるべきである。

10.7 産業医は、過剰被ばくの疑いがある場合、ケース・マネジメントに対する責任を負うべきである。これには、関連する資格を有する専門家にケースの詳細を提出すること、作業者のカウンセリング、適宜、作業者の代理人及び家族への状況報告を含むべきである。この分野におけるさらなるガイダンスが、文献 [162] に記載されている。

作業者の健康サーベイランスプログラム

10.8 GSR Part 3 [2]の3.108項について、作業者の健康サーベイランスプログラムは、文献 [163] に提示されているような労働衛生の一般原則に基づき、所定の業務に対して初期及び継続的に作業者の適性を評価することを目的としなければならない。作業者の健康サーベイランスプログラムには更に次の目的がある：

- (a) 特定の危険物質に予期せず曝露され、又は職業病が発生した場合、作業者が被っている、あるいは被る可能性のある労働衛生上のリスク（放射線リスクを含む）に関する作業者のカウンセリングに利用できる情報のベースを与えること；
- (b) 過剰被ばくした作業者のケアを支援すること。

10.9 作業者の健康サーベイランスプログラムの主な要素は以下に示すものであるべきである：

- (a) 作業者が所定の業務に適していることを確実なものとするを目的とした作業者の健康評価；
- (b) 機密診療記録の作成及び保全；
- (c) 予期しない被ばくと過剰被ばくの処理及びその後の追跡調査に関する取り決め；
- (d) 管理者及び作業者に対する医師の助言の提供。

10.10 作業者健康サーベイランスプログラムの設計、作成、実施、管理責任者に関する詳細なガイダンスは、文献 [163] にある。

作業者の診察

10.11 職業被ばくを受ける作業者の診察は、職業病医学の一般原則に従うべきである。放射線に対する職業被ばくだけを理由として、作業者の診察を実施するわけではない。その他の理由としては、騒音、粉塵、化学物質のようなハザード要素への曝露がある。例えば、ほこりっぽい環境下で働く作業者の肺機能の定期的診断は非常に望ましく、産業医は、肺機能の検査や、適宜、胸部X線検査といった特別な検査の適否を検討すべきである。放射線被ばく又はその他の危険要素への曝露が該当限度を超える場合、特別な評価と検査が必要であろう。

10.12 いかなる医師と患者の関係性と同様に、産業医は、特定の検査の理由と、作業者の健康及び特定の労働環境に関する重要な所見について作業者へ継続的に十分伝えるべきである。

10.13 作業者の診察は、雇用の開始前と終了時、及び、その間に定期的を実施すべきである。

10.14 次の目的で各作業者の既往歴と医学的評価を確立すべきである：

- (a) 雇用される作業者所定の業務に対する適性を判断すること；
- (b) 特定の労働慣行の変更を検討するときに用いるベースを与えること；
- (c) 職業病又は過剰被ばくを評価するときに用いるベースを与えること。

10.15 最初の診察は、所定の業務に関する作業者の健康と適性を評価し、作業者が仕事中に特別な注意を必要とする状況にあるかどうかを確認することを目的とするべきである。ただし、放射線業務に対する作業者の適性判断や業務の一般的な条件は、労働環境全体のうち放射線の部分に余り左右されるべきではない。産業医が調査する

べき医学的条件には、防護服と設備を利用し着用する能力、警報を聞き取り、放射線ハザードに対応する能力、専門ツール及び設備を使用する能力に影響する条件を含むべきである。

10.16 次のとおりの例で示すように、放射線業務に対する適性は、作業者の健康状態と当該業務の種類によって決まる：

- (a) 作業者の職務が呼吸用保護具の使用を必要とする場合、産業医は、肺機能の健全性に関する検査を含め、呼吸用保護具の着用に対する作業者の適性を検査すべきである。
- (b) 作業者が非密封線源の取り扱いに従事する場合、湿疹や乾癬などの皮膚疾患があると、業務適性が影響され得る。そのような場合、適性の判断は、疾患の性質、程度、進行性と仕事の性質に基づくべきである。そのような疾病を有する作業者は、放射能が低く、例えば身体の患部を覆うなど適切な予防策が取られている限り、非密封放射性物質を扱う業務から必ずしも外すべきではない。
- (c) 作業者が放射線源を伴う業務を必要とする場合、業務適性は、精神的な不安に影響されることがある。そのような場合、症状の発現が安全に及ぼす影響を考慮して適性判断するべきである。主な懸念は、そのような作業者が自分自身又は同僚や公衆に危険性を示せるかどうかにある。

10.17 以前に放射線治療を受けたことがある作業者を放射線業務から外す本質的な理由はない。各ケースは、放射線治療の結果、一般的な予後その他の健康状態、作業者の理解と希望、業務内容を考慮して、個別に評価すべきである。

10.18 定期的な診察では、産業医は、放射線ハザードを含む労働衛生ハザードを伴う区域で働く間、作業者の健康を害する病態が発症していないことを確認するべきである。定期的な診察の内容は、実施する業務の種類と作業者の年齢及び健康状態、また場合によっては習慣（例えば、喫煙習慣）などの要因に基づいて決めるべきである。例えば：

- (a) 業務内容が被ばくによる局所的な皮膚損傷（特に手）の可能性がある場合、皮膚を検査すべきである。
- (b) 眼の水晶体への累積線量が、既に 0.5 Gy を超えている作業者や今後 2、3 年後にこのレベルを超えて線量を蓄積する可能性がある作業者は、定期的に眼科検診を受ける必要があるかもしれない。これは、検出可能な混濁及び視覚障害のリスクと関連しており、これらは、所定の業務を実行する作業者の能力（例えば、画像誘導下でのインターベンション手技の実施）に影響するかもしれない。

10.19 定期的な診察の頻度は、作業者の健康状態と当該業務の種類に基づいて決定すべきである。通常、放射線被ばくがそれ自体で、定期的な診察をいつもより頻繁に実施する理由となるべきではない。

10.20 労働衛生の良好事例を保つには、産業医が、傷害又は疾患のために欠勤していた作業者の復職が適正であることを確実なものとするべきである。

10.21 診察を終えると同時に、産業医は、その結論を作業者及び雇用主に書面で伝えるべきである。これらの結論は、医療情報を記載するべきではないが、少なくとも作業者を次のいずれかに分類するべきである：

- (a) 所定の業務に適している；
- (b) 一定の制限のもとで所定の業務（例えば、呼吸用保護具を必要としない業務）に適している；
- (c) 所定の業務に適さない。

上記の(c)に関して、産業医は、医学的な見地から、作業者が通常の業務に一時的又は永久的に適しないと判断したり、作業者の配置換えを推奨したりする権限を有するべきである。産業医はまた、そのような作業者を通常の職務に復帰させることに関して、医学的な見地から、雇用主に助言する権限を有するべきである。

10.22 普及している作業条件に起因する可能性がある疾患が観察された場合、産業医は、作業条件を調査する必要について管理者に助言するべきである。適宜、管理者は、産業医と相談して是正措置を進めるべきである。

10.23 雇用終了時の診察では、業務関連の障害がないかどうか確認するべきであり、必要な場合、雇用終了後も、作業者の医師による定期的な経過診察を行うための体制を整えるべきである（さらなるガイダンスは文献 [163] を参照）。これは、次のように述べている ILO 勧告 147 [164] に基づく：

「12. 所轄官庁は、職務終了後も作業者に適切な診察又は生物学的その他の検査又は調査を受けさせるための規定を設けることを確実なものとするべきである」。

10.24 医療評価から収集されたデータは、疫学研究に役立つかもしれない。

疾病及び過剰被ばくの通知

10.25 作業者は、重大な疾患を全て速やかに産業医に報告するように奨励されるべきである。

10.26 作業者は、放射性物質を予期せず摂取した疑いがあれば、自分の上長及び放射線防護監督者に報告するべきである。予期せぬ摂取量が規制機関によって指定された限度を超えた疑いがある場合、産業医は通知を受け、また、そのような摂取が実際に発生したかどうかを確認する調査の結果も通知されるべきである。産業医は、過剰被ばく調査手続きに参加することもあり得る。

10.27 作業者が調査レベル（3.122 項～3.127 項を参照）を超えた線量を受けた場合、規制機関は、被ばくの状況に関する通知と調査を要求することができる。

医療記録

10.28 医療記録は、全医療評価の記録（雇用前の評価、定期的な評価、特別な評価、疾患後の評価、雇用終了時の評価）、臨床検査報告、疾病報告、病歴報告を含むべきである。放射線被ばくに関する情報も、適宜、特に過剰被ばくのケースでは記録されるべきである。医療記録は、機密とするべきであり、また規制機関が承認した方法で保存されるべきである。医療記録は、少なくとも当該作業者の存命中は保存されるべきである。ただし、訴訟の可能性があるため、より長期的な記録の保存を考慮すべきである。

過剰被ばく作業者の管理

10.29 許認可条件に従って、管理者は、作業者が過剰被ばくする可能性がある状況に対応するための正式の計画を策定するべきである。これらの計画は、過剰被ばく作業者の管理及び想定される健康影響を取り上げるべきである。これらの計画は、必要な措置を明示し、管理者は、それらの措置を実行するための資源を割り当てるべきである。

10.30 予期せぬ被ばくの程度又は過剰被ばくが起きた場合、産業医は、管理者と協力し、被ばくの重篤さを評価するための適切な取決めが全て実行されることを確実なものとするべきである。

10.31 過剰被ばくが発生した疑いがある場合、管理者は、当該の作業者が受けた線

量を評価するための調査に速やかに着手するべきである。この調査には、個人線量計及びモニター装置、また、内部被ばくの場合、生体内モニタリング又は生体外モニタリングの読取り値を、適宜、含むべきである。

10.32 線量限度に近い評価線量の場合、適切な教訓を確認できるように原因の調査だけで恐らく十分である。この線量は、特別の医療検査や治療を必要としない。線量限度を大きく上回る線量（すなわち 0.1 Sv 以上の線量）の場合にのみ、生物学的線量測定を伴う特別の線量調査（例えば、体細胞、主としてリンパ球における染色体異常の解析）や、さらなる精密診断や治療が必要になる（4.30 項～4.32 項を参照）。高レベルの外部放射線を被ばくした人に対する治療は、有害健康影響、特に確定的影響に取り組むべきである。

10.33 作業者が放射性核種を多量に摂取した場合、預託線量の低減対策が必要かもしれない。そのような作業者には、状況によって取り込みを低減する医学的介入の可能性について知らせておくべきである。取るべき措置は、当該の放射性核種、関連器官に対する預託等価線量の大きさ、防護対策の有効性及び関連リスクに基づいて決定される。この措置は、線量低減が副作用を上回る場合にのみ実行されるべきである。そのような治療法の例としては、取り込まれたアクチニドの Ca-DTPA による身体からの排出率向上、トリチウム摂取後の強制利尿、汚染創の外科的切除などがある。

10.34 事故、その状況及び結果に関する詳細な調査には、さまざまな分野の専門家、特に産業医と放射線専門家が参加するべきである。治療のために取られた全ての措置が的確に調整されることを確実なものとするため、これらの専門家間の緊密な連携が必要である。受けた線量が確定的影響のしきい値に近いか、上回る疑いがある場合、調査によって吸収線量と体内分布を可能な限り正確に把握し、また、当該作業者に対する適切な診察を行うべきである。

付属書 I

自然起源の放射性物質による作業者の被ばく

I.1 他の職業上被ばくと同様、自然起源の放射性物質を被ばくした作業者が受けた実効線量を評価する唯一信頼できる方法は、適切に開発されたモニタリングプログラムを対象の作業場で実行することである。しかし、ガンマ線及び浮遊粉塵からの被ばくの場合は、物質の特性とその物質が使用される作業状況について妥当な知識があれば、予想される線量の大きな目安を事前に定めることが可能である。これは、線量はその物質中の放射性核種の放射能濃度に非常に強く影響され、それら 2 つのパラメータ間に基本的な直線的な相関があることによる。ガンマ線及び浮遊粉塵からの被ばくによる線量の大きな目安が得られると、加工過程中的物質（プロセスマテリアル）の放射能濃度に基づいて、防護と安全のための対策の必要性が最大になりそのような産業工程のタイプと被ばくのシナリオを特定する 1 つの優先手段として、事前の放射線学的評価時に利用することができる。

I.2 文献 [24] に示す説明は、自然起源の放射性物質を伴う産業活動で想定される一定範囲の加工過程中的物質と関連被ばくシナリオのための線量と放射能濃度の指標となる関係の導出に関するものである。加工過程中的物質については以下の 3 つの基本的カテゴリーが考えられる：

- (a) 大量の物質、例えば、鉍体又は大量の貯鉍；
- (b) 少量の物質（例えば精鉍、スケール、スラッジ）；
- (c) 高温プロセスで揮発した物質、すなわち、集塵装置の粉塵や炉の煙。

結果を表 7 に要約する。実際の状況では、線量のモデル化のプロセスで採用された仮定が保守的であることから、線量は大幅に低くなる可能性がある。

表7 ガンマ線及び浮遊粉塵からの職業上の被ばくに関する線量と放射能濃度の関係

物質のカテゴリー	例	最大放射能濃度の放射性核種についての単位放射能濃度あたりの年間線量 (mSv/年 per Bq/g)	
		最小	最大
バルク量	鉍体、大量の備蓄品	0.02	0.4
少量	精鉍、スケール、スラッジ	0.008	0.04
²¹⁰ Pb 及び ²¹⁰ Po のみが問題の揮発物質	炉の煙、集塵装置の粉塵	0.0006	0.003

出典：文献 [24] の表 2

I.3 表7 に示す結果が意味することは、以下の2つの例で説明することができる：

- (a) 作業者の作業は、定常的に、²³⁸U壊変系列又は²³²Th壊変系列における各放射性核種の最大平均放射能濃度5 Bq/gを有する、貯蔵物質500,000 tのごく近くまで接近することを含んでいる。物質の種類によって異なるが、作業者が被ばくする実効線量は、年間0.1 mSv (5 Bq/g×0.02 mSv/年 per Bq/g) から年間2 mSv (5 Bq/g×0.4 mSv/年 per Bq/g) の範囲になると予想される。このことは、グレーデッドアプローチにおいて、防護と安全に関して被ばくシナリオに係る懸念は最小限のものになりうることを示していると言える。
- (b) 作業者の作業は、定常的に、²³⁸U壊変系列又は²³²Th壊変系列における各放射性核種の最大平均放射能濃度250 Bq/gを有する、プロセス残留物100 kgのごく近くまで接近することを含んでいる。物質の種類によって異なるが、作業者が被ばくする実効線量は年間2 mSv (250 Bq/g×0.008 mSv/年 per Bq/g) から年間10 mSv (250 Bq/g×0.04 mSv/年 per Bq/g) の範囲になると予想される。このことは、グレーデッドアプローチにおいて、防護と安全に関して被ばくシナリオに係る懸念はかなり大きなものになりうることを示していると言える。

付属書 II

外部被ばく評価のための個人モニタリングの方法とシステム

II.1 個人モニタリングの目的に広く使用されている線量測定法は、数少ない。それらは放射線の検出に使用する手法において異なっている。その結果として、それらは、さまざまな種類及びエネルギーを持つ放射線を測定する性能、検出器のサイズ、感度、技術面の複雑さ、自動化の容易さや程度、気象条件に対する頑健性に関しても異なっている。線量測定システムの選定にあたっては、現場の環境に照合して、それらの特徴を慎重に考慮すべきである。

光子及びベータ線

写真用フィルムによる線量測定

II.2 写真用フィルムによる線量計は、適切なフィルタを含んでいるホルダー内部に写真用フィルムを収めたもので構成されるのが一般的である。このような構成で作成された線量計を、フィルムバッジと呼ばれる。

II.3 フィルムの感光乳剤は、ゲル状の溶剤内で懸濁された臭化銀結晶でできている。この乳剤の薄い層がプラスチック基板に均等に塗布されている。乳液内の粒子に対する電離放射線の作用で潜像が生成される。その後の現像で、潜像内の銀イオンが永続的に黒色化する。光学的密度は密度計で測定される。この密度は測定される放射線のタイプとエネルギーの関数である。写真用フィルムは光子とベータ線のモニタリングに最も広範に使用されている。写真用フィルムは、カドミウムフィルタを使った熱中性子の捕捉 ($n-\gamma$ 反応による) とその結果発生したガンマ線を中性子線量の指標とし、生じたフィルムの黒色化を評価することで、中性子線量の直接測定に使用することができる。

II.4 光子エネルギーの関数としてのフィルム感度はヒト組織の場合とは全く異なる。例えば、組織が受ける線量が同じ場合、50 keVでの光学的密度は、1.25 MeV (^{60}Co

の平均光子エネルギー) でヒト組織に同量の線量を与える光学的密度よりも 25 倍以上高い場合がある。このエネルギー依存性を補ういくつかの方法が開発されてきた。そのほとんどは、さまざまな金属 (アルミニウム、錫、銅、又は鉛及び錫) で構成されたさまざまな厚さのフィルムをフィルム前面のフィルムホルダに取り付けて使用している。このフィルタは、その光子エネルギーに依存する方法で放射線を減衰する。その結果、異なる光学的密度の領域が生じ、そこから放射線スペクトルに関する情報を引き出すことができる。エネルギーが約 0.1 MeV より高い光子には 1 つのフィルタの使用で十分であるが、より低いエネルギーの光子には複数フィルタシステム (例えば、銅、錫、鉛、及びプラスチックフィルタとオープンウィンドウ) を使用する必要がある。実際には、実験に基づいて開発されたアルゴリズムをさまざまな領域の「見かけのガンマ線量」と組み合わせることで、 $H_p(10)$ と $H_p(0.07)$ の量のある程度正確に推定できる。

II.5 適切なフィルタとアルゴリズムを使ったとしても、かなりの専門知識と放射線のエネルギースペクトルに関する若干の知識がない限り、約 20 keV 未満又は 3 MeV 超過の光子エネルギーの $H_p(10)$ を判断することは難しい。入射放射線の種類と線量は各種フィルタ通過後の応答から推定することができる。

II.6 フィルムの光学的密度は、放射線エネルギー、使用するフィルタ、線量のみではなく、フィルムの種類、現像液の温度、現像時間及び処理前にフィルムがさらされた気象条件 (温度と湿度) にも影響を受ける。フィルム線量計は温度と湿度の影響を受けやすく、結果として潜像が退色することになる [165]。

II.7 線量と密度の関係は線形ではなく S 字状であることから、一層の複雑な事態が生じる。このことは、顧客のフィルムと合わせて、(放射線量の全エネルギー範囲に露光するもので、一般的には ^{137}Cs 又は ^{60}Co ガンマ線を使用する) 一式の補正用フィルムを現像すべきことを意味している。これらのフィルムの光学的密度から、「見かけのガンマ線量」に関して全ての光学的密度を表現するために用いられる補正曲線を導き出すことができる。補正曲線は、曲線への当てはめ手順を適用して数学的な関数形で容易に表現できて、測定された光学的密度を見かけのガンマ線量に変換するのに使用できるということである。これは新たに購入されたフィルムのバッチごとに行うべきである。フィルムは 1 回だけしか照射できないため、バッチ内の感度の違いは考慮に入れようがない。

II.8 ほとんどの密度計は 0.02 から 4.0（フィルムを通して下がる光の透過率に対応する値として 95%から 0.01%）の間で光学的密度を測定することができる²⁵。これに対応する線量範囲はかなり限定されており、そのため、個人モニタリングに使用されるほとんどのフィルムの感光乳剤は 2 層になっている。キャリアのそれぞれの側に 1 層ずつあり、感度は約 100 の係数で異なる。露出過多が激しい場合は、その（飽和状態になる）感光層を除去することができ、残りの感光層を使って線量の定量的線量測定を約 2~10 Sv まで行うことができる。この感光乳剤には別の補正曲線が必要になる。

II.9 新たな種類のフィルムの使用が提案された場合や現像プロセスの変更が行われた場合には、型式試験を行う必要がある。フィルムバッジは一般に報告期間が最長 1 ヶ月の場合に使用されており、管理区域での使用に適している。報告期間がそれより長い場合は、フェーディングの問題に特別の注意を払うべきである。フィルム線量計は、既知の線量で同一のフィルムを照射し、それらの「管理フィルム」を線量計と同時に処理して補正する必要がある。

熱ルミネセンス線量測定

II.10 熱ルミネセンス線量測定は、放射線の電離による電子の励起（それに続く捕捉）とその後の加熱で捕捉した電子を放出させることを基礎にしている。これにより光が放出され、その量は物質が当初受けた放射線量と直接関連するものである。読み取り中に放出される光の量と測定すべき量の関係は校正によって決定される。通常、読み取り後にアニール処理をすることで、線量計は再使用可能である。

II.11 通常、読み取り中の熱ルミネセンス線量計からの光出力の定量的測定には、光電子増倍管を使う。温度の関数として描画された光電子増倍管の出力は「グロー曲線」(glow curve) と呼ばれる。グロー曲線の形は不純物の種類と量及び物質に存在する格子欠陥のほか物質の熱履歴や処理によって異なる。グロー曲線下の面積が線量

²⁵所定の光の波長に対する物質の光学的密度（吸光度 A ともいう）とは、物質を通過する光の強度 I の物質に当たる光の強度 I_0 に対する比率であり、対数的に $A = -lg(I/I_0)$ に従って、表される。

測定値として使用される。

II.12 原理的に、熱ルミネセンス線量計の使用は単純かつ容易である。ただし、常に正しい読み取りやアニール処理手順を適用することに注意を払う必要がある。さもないと、熱ルミネセンス線量計の感度に顕著な変動が生じ得るからである。フェーディングの程度はフィルム線量計の場合よりも少ないが、この現象は複雑である。したがって、適切な正確さと精度を持った測定を行うには注意と経験が求められる。

II.13 熱ルミネセンス線量計の使用には、個人被ばく測定への適用に役立ついくつかの特徴がある。その結果、長年にわたり広く適用されてきている、これは熱ルミネセンス線量計の材料の開発と線量計読み取り装置の現在の精緻化の進捗のおかげである。放射線量モニタリングの定常手段としての熱ルミネセンス線量計の利用成功は何度も、例えば、国際的相互比較研究で実証されてきた [166、167]。

II.14 多くの熱ルミネセンス線量計材料が製造され調査されてきたが、個人モニタリングプログラムに採用されたのはほんの少数である。最も広く使用されてきたのはフッ化リチウム (LiF:Mg, Ti 又は LiF:Mg, Cu, P) とほう酸リチウム ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7\text{:Mn}$) である。 LiF:Mg, Cu, P は、 LiF:Mg, Ti と比較して、感度が高く、フェーディングの影響が少ないため、ますます使われるようになってきた。実効原子番号が小さい (7.3~8.3) ため、これらの物質のエネルギー応答曲線は軟組織の場合の 20%以内に収まる。これは補正フィルタを使用する必要性を回避するものである。したがって、 $H_p(10)$ 及び $H_p(0.07)$ の測定において線量計の単純な設計を可能にする。ただし、エネルギーが約 20keV 未満の光子の測定に使用する場合は、熱ルミネセンス線量計は良好なエネルギー応答を示さないこともある [168]。

II.15 エネルギーが 12 keV 以下の光子又はベータ線を測定する場合に重要な数値 $H_p(0.07)$ には、非常に薄い ($\sim 4 \text{ mg/cm}^2$) 防護層で覆われた非常に薄い ($\sim 4 \text{ mg/cm}^2$) 検出装置を使用する必要がある。そのような薄い検出装置は商業的に入手可能で、2つのバリエーションがある。(i) より頑丈な放射線非感受性キャリア最上部の薄い放射性感受性層、及び(ii) 少量の炭素を装填した標準的な熱ルミネセンス線量計材料 (読み取りプロセス中に $4\sim 10 \text{ mg/cm}^2$ よりも深い層からの発光は炭素が妨げることで線量計には達しない)。線量測定に使える検出用材料が非常に少量であ

るので、薄い熱ルミネセンス線量計の感度は低い。ただし、 LiF:Mg, Cu, P を使用すると、これらの検出用物質は適切な検出閾値を持つため、ベータ線が関係する場合の四肢線量測定に最も適切な物質である [169]。

II.16 実効原子番号がより高い (10.2~16.3) 熱ルミネセンス線量計材料も、感度が高いことから使用される。その例には、フッ化カルシウム (CaF_2)、硫酸カルシウム ($\text{CaSO}_4\text{:Dy}$ 又は $\text{CaSO}_4\text{:Tm}$) 及び酸化アルミニウム (Al_2O_3) がある。これらの材料から構成される熱ルミネセンス線量計は複数のフィルタを備えたバッジに使用されている。これらの線量計は、基本的にフィルム線量計の特徴に似ていて、着用者が受ける線量のもとになる放射線のエネルギーを大まかに示している。

II.17 写真用フィルムの応答とは対照的に、熱ルミネセンス線量計の応答 (すなわち発光出力) は、非常に幅広い線量範囲でほぼ線形に変化して、 LiF については 2 Sv 又はより高い 5 Sv まで、 $\text{CaSO}_4\text{:Dy}$ については 5 Sv 以上まで線形関係が観られる。 LiF の挙動は数シーベルト以上から数千シーベルトでの飽和まで超線形である。最新の熱ルミネセンス線量計システム (すなわち、熱ルミネセンス線量計と関連読み取り装置の組み合わせ) は、満足すべき正確さと精度で最低 10 μSv まで線量を測定することができる。

II.18 手動式、半自動式のほか、非常に高機能の高度に自動化された熱ルミネセンス線量計システムも商業的に入手可能である (文献 [170] 参照)。より小規模のサービスでは、手動式又は半自動式のシステムで通常十分である。

フォトルミネセンス線量測定

II.19 フォトルミネセンスは、電離放射線に晒されると銀塗布リン酸塩ガラスに誘起されるフォトルミネセンスセンターの形成に基づくものである。その後ガラスが紫外放射線にさらされると、可視光が放出されるがその強度が、吸収された電離放射線からの線量と直線的に関係している。熱ルミネセンスとは異なり、電離放射線の効果-誘起されるフォトルミネセンスセンター-は、通常読み取りプロセスでは破壊されず、極めて安定している。したがって、室温でのフェーディングは数年間無視することができ、線量の情報は長期間にわたり線量が累積する間、いつでも入手することができる。

できる [171]。

II.20 リン酸塩ガラスは優れた再現性と一定した感度で大量生産できる。商業的に入手可能なパルス状紫外レーザー読み取り装置は「線量を受ける前の値」(pre-dose) —未照射ガラスからの見掛け読み取り値—を約 10 μSv の値まで低減する。これで、100 μSv 以下の線量を測定するにはガラスのクリーニングと線量を受ける前の値の減算が必要であった、それ以前の従来型読み取り手法の欠点の一部を解消するものである。

II.21 一部のガラス材料は原子番号が高いため、エネルギー補正フィルタが使用される。15 keV を超える光子エネルギーに対し、 $\pm 15\%$ 以内のエネルギー依存性が達成可能である。

II.22 フォトルミネセンス線量測定法の長所として、線量情報の永続的かつ長期の積算、優れた正確性、フェーディングを無視できること、必要に応じて線量計の読み取りを繰り返すことができることが挙げられる。紫外線レーザー誘起を利用する自動読み取り装置付の完全なリン酸塩ガラス線量測定システムは、大規模システムでの個人モニタリング用に適している [172、173]。フォトルミネセンス線量測定システムは、商業的に入手可能であり、既に広く使用され、相互比較においてよい結果が得られている。

光刺激ルミネセンス線量測定

II.23 光刺激ルミネセンス線量測定法は、原理上は熱ルミネセンス線量測定法、フォトルミネセンス線量測定法と類似している線量測定法である。光刺激ルミネセンス法は、電離放射線にさらされた後、発光物質に捕捉された電子のエネルギーを放出する光学的手法を使用する [174-178]。検出システムは酸化アルミニウム ($\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$) 発光物質の使用を基にしている。物質の励起に使用される光源は一般的にレーザー又は発光ダイオードで提供される。光刺激ルミネセンスはパルス状でも継続モードでも使える。後者のモードでは、励起光は一連のフィルタによって放出光と分離される。光刺激ルミネセンス法では、1 回の読み取りでは光刺激ルミネセンス信号のほんの一部が消されるだけなので、必要ならば線量計を後で再処理するオプションがある。リ

ン光体の感度が高いため、低レベルの線量も検出する。不利な点は、 $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ は組織等価ではなく、 $H_p(10)$ を決定するためにはフィルタの使用と適切な計算アルゴリズムが必要であるということである。読み取り中に放出される光の量と測定する線量の関係は校正によって決定される。

II.24 $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ に基づく光刺激ルミネセンス線量測定法は現在広く利用されている。それは所要の感度を有する物質と実用的な読み取りシステムの開発の結果である。光刺激ルミネセンスに基づく第二世代の市販線量測定システムが近年導入された。それは組織等価に近いという長所をもつ酸化ベリリウム (BeO) を使用しており、 $H_p(10)$ を決定するためのフィルタと計算アルゴリズムの使用を必要としない。

直接イオン記憶 (DIS) 線量測定

II.25 直接イオン記憶線量測定法は電離箱と非揮発性の電子負荷記憶素子の組み合わせに基づくものである。直接イオン記憶は受けた線量を積算するもので、現場の小型読み取り装置での反復読み取りが可能である。読み取りに要する時間はほんの数秒間で、作業者の便宜で行うことができる。線量計はリセット (例えば、年 1 回) を除いて、線量測定サービス機関に返す必要はない。読み取り装置に記録された結果は読み取りごとに自動的にサービス機関に送ることができる。直接イオン記憶は個人線量等価量 $H_p(10)$ 及び $H_p(0.07)$ を所要の精度内で測定するように設計されている [179、180]。その感度は高く、能動形個人線量計の感度と同様であり、フェーディングは示さず、気象条件に影響されることはない。直接イオン記憶線量計は、直接読み取りの出来る警報付線量計として特殊ホルダーで使用することもできるが、本来は受動形装置である。直接イオン記憶の利用はますます進んでおり、現在は複数の国で公認又は法定線量計として承認されている。

能動形個人線量測定

II.26 多くのタイプの能動形個人線量計が市販されている。この線量計は、通常、エネルギー補正の GM 計数装置又はシリコン検出器に基づいている。

II.27 これらの線量計の大部分は、管理区域内での使用又は作業者の被ばくの短時

間の放射線管理のための警報付線量計として有用であるが、必ずしも全てが公認又は法定線量計として適しているわけではない。その主な理由は、一部の線量計は光子に加えてベータ線を測定しないこと、一部は、 $H_p(10)$ 及び $H_p(0.07)$ の両方を記録しないこと、一部は光子に対するエネルギーの閾値が高すぎることである。その他の重要な要素は信頼性とデータ損失のリスクである [181]。さらに、ほとんどの装置でパルス状放射線を測定する難しさがある。一部の能動形個人線量計は $H_p(10)$ と $H_p(0.07)$ の両方は記録しないため、2種類の線量計の装着が必要な場合がある。

II.28 改良型線量計の開発が続いており、装置は現在では技術的にますます受動形装置と同等のものになっており、信頼性も高まってきている。最近、能動形個人線量計はいくつかの国 ([182]) で定常線量測定用の法定線量計として受け入れられてきた。そのような目的で使用する場合、警報とモニタリング両方の目的に役立つ線量計を一つだけ作業者が装着すべきである。入手可能な能動形個人線量計の概要がまとめられ、そのような数種類の線量計が適用規格に照らして評価されている [183、184]。それらの調査結果に基づいて明らかなのは、最近開発された能動形線量計のエネルギー及び方向特性はほとんどのケースで受動形線量計の場合と同等に優れていることである。データ転送の特性と信頼性のレベルは受動形線量計のレベルに匹敵するものであり、技術的特性は同様か上回っている。注意が必要なのは、低エネルギーX線照射野やパルス状の放射線場などの放射線場で能動形個人線量計を使用する場合である [185]。

中性子線

II.29 中性子に対する個人被ばくモニタリングに関する情報は文献 [188] に見ることができる。広い範囲の中性子用個人線量計が評価され、そこでは、線量計をある範囲の実際及び想定上の作業放射線場での基準値と比較した (文献 [61] 参照)。

原子核飛跡感光乳剤

II.30 高速中性子線量計には原子核飛跡感光乳剤を用いることができる。中性子は感光乳剤と周囲の物質内の水素原子核と相互作用して、弾性衝突による反跳陽子を生成する。電離粒子は感光乳液を通過して潜像をつくる。それを処理すると粒子飛跡に

沿ってフィルムが暗化する [187]。

II.31 原子核飛跡感光乳剤のエネルギー閾値は一般的に約 0.7 MeV であり、エネルギー反応度は低く、線量範囲は限られている。このタイプの線量計は約 50 mSv で飽和状態になる。

II.32 エネルギーが 10 eV 以下の中性子は、ゼラチンの窒素核との相互作用として、 $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ 反応から生じる反跳陽子によって検出できる。

II.33 感光乳液内の反跳飛跡の計数には顕微鏡を使用することができる。テレビカメラとモニターを装備した顕微鏡を使えば計数が容易になる。測定された線量の正確さは感光乳液内の反跳飛跡を見分ける操作者の技能に左右される。

II.34 原子核飛跡感光乳剤の欠点の 1 つは処理前のフェーディング率が高いことである。湿度と温度が高いとフェーディングが早まり、週に 75%程度になることがある。フィルムを調節雰囲気内で乾燥させ、使用前に防湿ポーチに密封すれば、問題発生を抑制することができる。

II.35 感光乳液に関するもう 1 つの深刻な問題は、光子照射は露光と現像をした後にフィルムを暗化することがあることで、それが中性子エネルギー閾値の高さとともに光子飛跡の識別を非常に難しくしている。それらの欠点があるため、原子核飛跡感光乳剤は、個人被ばくの測定では、他の方法に次第に置き換えられている。原子核飛跡感光乳剤を使った方法は一般的に避けた方が良い。

固体飛跡検出器

II.36 核分裂片、アルファ粒子、又は中性子が生み出す反跳粒子といった強い電離粒子は鉱物、ガラス及び各種プラスチックなど多くの物質の中のその経路に沿って構造的損傷を発生する [188]。適切な試薬を使って検出体の表面にエッチングを施すことにより、粒子の飛跡に沿った損傷域を除去することができる。拡大されたエッチピットは光学顕微鏡で見えるようになる。電気化学エッチングを適用すると飛跡サイズを大幅に拡大し、飛跡の密度を容易に測定できる（すなわち計数が可能になる）。

II.37 エッチング処理飛跡のサイズと形状は、衝突粒子の種類、エネルギー及び入射角、検出体材料の種類、エッチング条件（すなわち、エッチング液の濃度と温度及びエッチング時間）によって異なる。これらのパラメータは物質別及び特定の測定ごとに最適化すべきである。

II.38 中性子線量測定においては、一般的に 3 種類の検出器が使用されている。核分裂飛跡検出器、反跳飛跡検出器、(n,α) 飛跡検出器である。これらは II.39 項～II.42 項に簡潔に説明されている。測定技法のより詳細な説明が文献 [189] にある。

核分裂片飛跡検出器

II.39 核分裂性物質のラジエータ、コンバータは中性子に当てると核分裂片を放出する。核分裂片はポリカーボネートなど固体飛跡検出器で検出される。核分裂反応にはエネルギー閾値がある（例えば、 ^{237}Np の場合は 0.6 MeV、 ^{232}Th の場合は 1.3 MeV 並びに ^{238}U の場合は 1.5 MeV）か、あるいは熱中性子には非常に高い反応断面積がある（例えば、 ^{235}U ）。線量測定における核分裂性物質の使用は、その放射能が理由で、現在では制約されており、禁止されている国もいくつかある。

反跳飛跡検出器

II.40 ポリアリルジグリコールカーボネート又は CR-39（アリルジグリコールカーボネート）[188、190 - 192] などプラスチック検出装置の原子核は中性子の弾性散乱で、陽子又は炭素、酸素及び窒素のイオンのような荷電反跳粒子を生成することがある。これらの反跳粒子は潜伏性の飛跡を生成し、それがエッチングによって見えるようになる。小さな飛跡を拡大するには化学的又は電気化学的エッチングが使用される。飛跡密度は中性子の被ばく量に比例し、マイクロフィッシュリーダー又は自動粒子計測装置で計数できる。反跳粒子の線エネルギー付与と、重い粒子の飛程が短いことで、各種のプラスチックの中性子に対する感度が異なり、反応（率）も中性子エネルギーによって異なる。検出体材料ごと、又はラジエータ、吸収体及び検出体材料の組み合わせごとに、エッチング法を最適化すべきであり、又、エネルギー応答曲線を実験によって確定すべきである。ポリアクリルジグリコールカーボネートに加えて、

ポリカーボネートと硝酸セルロースも最も一般的な検出体材料である。

II.41 ポリクリルジグリコールカーボネートのみに基づく線量計のエネルギー閾値は約 100–150 keV であるが、その低エネルギー特性は窒素を含有するプラスチックフィルタの使用で改善できる。低エネルギー中性子は捕獲反応によって窒素と反応し、約 0.5MeV の陽子を生成する。その角度応答は良好ではないが、平均応答を角度 0°、20°、40°及び 60°で平均すると、0.15～14 MeV の範囲では±30%以内で平坦な応答が得られる。窒素性プラスチックフィルタの使用も、熱中性子から 10 keV までのエネルギー範囲で中性子からの満足すべき応答が得られる。このタイプの検出器は、光子に対する感度は低く、フェーディングの問題もほとんどない、線量閾値は 0.1 mSv ほどまで下げられる。要求される感度によって異なるが、作業場補正係数は不要かもしれない。このタイプの検出器と一緒に使用する自動読み取り装置も開発され市販されている。ただし、飛跡エッチング線量測定サービスには、高いレベルの技術的専門性が要求される；高精度のエッチング処理プロセスや形成された飛跡の解釈はどちらもよい結果を得るために重要である。

(n, α) 反応に基づく飛跡検出器

II.42 中性子は外部ラジエータ内で⁶Li又は¹⁰Bと相互作用する。中性子が数百 keV 以下の場合、(n,α) 反応によって生成されたアルファ粒子は、約 2.5 MeV (⁶Li) 及び 1.5 MeV (¹⁰B) の最大アルファエネルギーを有する。熱中性子に対する反応断面積は高く、中性子エネルギーの上昇とともに中性子の速度と反比例して低下する。市販されているプラスチック検出器のほとんどは、放出されるアルファ粒子を検出することができる。検出効率は材料の種類とエッチング条件によって異なる。

熱ルミネセンスアルベド線量計

II.43 アルベド線量測定は、さまざまなエネルギーの中性子を被ばくした人体から表面に出てくる低エネルギー中性子（アルベド中性子）の検出を基本にしている。したがって、人体表面に置かれた熱中性子検出器はどれでもアルベド検出器として有用であり得る。

II.44 アルベド線量計は、通常⁶LiFなどの熱ルミネセンス線量計を、ほう素充填プ

ラスチックカプセル内に置いて使用し、アルベド中性子を入射熱中性子と分離する。熱ルミネセンス線量計は光子にも感度を有するため、中性子線量の読み取りは ${}^6\text{LiF}$ と ${}^7\text{LiF}$ の検出器読み取り値の差として示される。

II.45 アルベド線量計は、熱中性子から 10 keV までのエネルギー範囲の中性子に対して、ほぼ一定の高い応答性で設計されてきた。ただし、応答性は 10 keV を超えると急速に低下する [193、194]。多くの中性子場で、アルベド検出器の相対的応答エネルギー特性は時にファクター20程で変化することが分かっている。

II.46 中性子応答は中性子エネルギースペクトルによって異なり、中性子スペクトルは作業場内で非常に大きく変動し得る。しかし、中性子スペクトルが既知であり一定であれば、サイト特定の補正係数を使用して補正することができる。アルベド線量計は、線量計が主に人体から表面に出てくる中性子を検出している関係で、作業者が装着する線量計の位置に非常に敏感である。

II.47 高速中性子場で使用するアルベド検出器のエネルギー依存性は、高速中性子を区別して測定するためにポリカーボネートなどの飛跡検出器を追加することで補正できる。そのような検出器の組み合わせでは、アルベド線量計が中性子の基本検出器として使え、通常熱ルミネセンス線量計読み取り装置を使って自動的に読み取ることができる。この場合、飛跡検出器は、熱ルミネセンス線量計が相当の被ばくを示した場合に限って処理する必要があるが出てくる。

バブル検出器

II.48 バブル検出器は、1本の管の中のポリマーゲル内に過熱液滴を散布したものである。検出器を通過する中性子が、閾値を超えるエネルギーを液滴内に蓄積することで、液滴は目に見える蒸気泡となる。それらは形成されたその場で捕捉される [195]。蒸気泡の数が中性子線量の尺度となる。バブル検出器は光子には不感で、中性子に対しては非常に感度が高く（下はマイクロシーベルトの範囲まで）、通常は約 100 keV の中性子エネルギー閾値以上で線量当量率に対してすぐれた応答がある。熱中性子については、内部に ${}^6\text{Li}$ を分散させた特殊なバブル検出器によって検出することができる。バブル検出器の欠点としては、エネルギー及び線量の範囲が限られること、衝撃

に対する感度や温度に対する依存性がある。ただし、温度補正をした検出器も利用可能である。バブル検出器には作業場に応じた補正因子は不要であるが、蒸気泡の計数には手間がかかる。バブル検出器は完全な受動形装置であり、必要になるまで保管しておくことができる。測定又は読み取りにはいかなる電子装置も不要である。ただし、大量の検出器が日常的に使用されているような場合には、読み取りのためにコンピュータ制御の自動読み取り装置を使用することができる。

電子式中性子線量計

II. 49 能動形の中性子用個人線量計が開発されてきている [196]。それらの作動原理は、ダイオードの前面にプラスチック材料を配置して中性子を陽子に変換し、その陽子を測定することを除けば、能動形の光子用個人線量計の場合と同様である。 ${}^6\text{Li}$ 又は ${}^{10}\text{B}$ を使えば熱中性子に対する線量計の感度を高めることができる。ガンマ線エネルギーはエネルギー付与の閾値を使って電子的に判別することができる。能動形個人中性子線量計には、直接読み取りと使いやすさという長所がある。しかしながら、現時点では、そのエネルギー応答は理想的ではなく、高速中性子に対する感度は低く、作業場に応じた補正因子を必要とする場合が多い。

臨界事故時線量計

II. 50 臨界事故時線量計は、(通常使う線量計とは) 別の種類の中性子線量計である。それらの機能は臨界事故の場合に受ける中性子線量を推定することである。臨界事故時線量計の作動原理は日常の中性子線量計の作動原理とは異なっている必要がある。臨界事故では、短パルスの高い中性子線量が予想されるからである。臨界事故時線量計は通常、金、カドミウム、インジウム及び硫黄のような元素を例とする放射化検出体を含んでいる。詳細は文献 [148] にある。

付属書 III

外部被ばく評価用の作業場モニタリング機器

III.1 作業場モニタリング機器は主として、作業場への立ち入りに関して判断するため、作業場内の線量率に関する情報を得ることを目的とする。職業被ばくを評価し、管理するには、さまざまな作業エリア内の線量率を知る必要がある。このことは、作業者が特定の区域にいる間や、作業者が入域を許可される前に当てはまる。通常、線量率をモニタリングするが、線量率が経時的に著しく変化しない場所では、このモニタリングは不要となる可能性がある。

III.2 固定式・据置型作業場モニタリング機器は、リモートディスプレイ又は音響警報を装備していることが多い。一部の技術的差異を別とすれば、固定式作業場モニタリング機器の検出器及び操作方法は、可搬型作業場モニタリング機器の検出器及び操作方法と同様である。モニタリング方法については、文献 [197、198] に包括的に述べられている。

光子（ガンマ線及びX線）

電離箱

III.3 電離箱は、最も簡単な形態の放射線検出器であり、さまざまな状況で放射線の検出に利用することができる。電離箱は、ガスを充填した検出器である。検出原理は、入射放射線によってガス内に生成されたイオン対の数から電荷を測定することである。電荷は、2つの電極間に電圧を印加することによって集められ、電流として（「電流モード」）又は電圧として（「パルスモード」）測定することができる。

III.4 出力信号が電離箱内で解放されたエネルギー量に比例することを確実なものとするため、正確な電圧が印加されるべきである。

III.5 手持ち式のモニタリング機器やいくつかの据置型の装置は、低い原子番号の物

質の壁を持った電離箱で、内部に満たされた空気は周辺の空気と平衡状態にある。そのような装置は、かつては、照射線量測定用だったが、現在では、周辺線量当量 H^* (10)の測定を目的とするのがほとんどであり、方向性線量当量 $H'(0.07, \Omega)$ 測定用のものもある。

Ⅲ.6 通常の職業被ばくレベル（すなわち 1 時間あたり数マイクロシーベルトの線量率）で使用する手持ち式の機器は、一般に $300 \sim 700 \text{ cm}^3$ のチャンバ容積を有している。ベータ線及び低エネルギー光子放射線が想定されない場所での使用に設計された据置型の装置ではしばしば、高圧アルゴンを充填した大型（約 5000 cm^3 ）のスチール壁のチャンバを有している。これらの装置は、測定範囲が約 $0.1 \mu\text{Sv/h} \sim 1 \text{ Sv/h}$ と大きい。

比例計数管

Ⅲ.7 比例計数管は、電離箱と同じ原理に基づくが、より高い電圧を電極間に印加することによって電子をガス増幅して感度を高めている。検出を最適化するため、一般に希ガスを用いて、陰イオンの生成を防いでいる。

Ⅲ.8 比例計数管は、 $0.1 \mu\text{Sv/h} \sim 10 \text{ Sv/h}$ の光子線量率を測定するパルス検出器として用いることができる。市販の比例計数管の主な利点は、高感度、広い線量率範囲、低いエネルギー依存性である。ただし、安定した増幅率を得るには、安定した高電圧源が必要であり、比例計数管は、電離箱や GM 計数管と比べてかなり費用がかかる。比例計数管は、連続式の電流検出器として用いることができるが、そうした使い方はほとんど見られない。比例計数管の信号は、非常に急速に下がるからである。

GM(ガイガー-ミュラー)計数管

Ⅲ.9 GM 計数管には強い電界があって、電離粒子が検出器をヒットする度に、アノード全体にわたってタウンゼント型電子雪崩（電子カスケード）を引き起こす。したがって、GM 計数管内の各イベントは、入射粒子のエネルギーに関係ない、同じ大きさの信号を検出器内に発生させる。これは、入射粒子のエネルギー情報が全て失われることを意味する。周辺線量当量を測定するには、GM 計数管のパルス頻度を、入射粒子の

エネルギーの関数として校正しなければならない。

Ⅲ.10 GM 計数管の光子検出効率は通常約 0.5%であり、広いエネルギー範囲にわたって事実上一定である。これは、周辺線量当量レスポンスがエネルギー依存的であることを意味する。効果的なフィルタを設計すれば、スチール壁検出器では約 50 keV より上、端窓型検出器では 15 keV より上で $H^*(10)$ に対して良好なエネルギー特性及び方向特性を得ることができる。

Ⅲ.11 GM 計数管は、X線場やガンマ線場では広く使われている。GM 計数管は、大きなパルスが発生するので計数、処理が容易である。ただし、測定範囲は、計数率が高い場合のデッドタイム損失によって制限される。外部クエンチング又は内部クエンチングによって、GM 計数管は、動作状態に復帰する。高計数率で線量率の指示が逆振れしていないことを確実なものとするため注意が必要である。このことは、型式検査時には、基本的テストとして実行するべきである。GM 計数管は、低いレベルの汚染や低線量率のモニターとして使用するのには最も適している。

Ⅲ.12 一部のX線発生装置などでみられるようなパルス放射線場で GM 計数管を使用する場合、測定する放射線量を著しく過小評価する可能性がある。そのため、そのような状況で GM 計数管（実際にはパルス計数する検出器はどれでも）を用いるときは、十分に注意しなくてはならない。

半導体検出器

Ⅲ.13 シリコンなどの半導体では、電離放射線と相互作用した後の電離により、電子が価電子帯から伝導帯に移行し、そこで電子は結晶全体を自由に移動する。自由電子を検出できるよう、結晶は、2つの電極によって囲まれている。

Ⅲ.14 価電子帯と伝導帯間のエネルギーギャップは、数 eV にすぎないため、電離エネルギーが通常約 30 eV となるガス充填検出器と比べて、出力信号が大きく、信号対雑音比が高い。小さいエネルギーギャップは、分解能の向上という利点も与える。ただし、荷電キャリアの熱擾乱を防ぐための処置を取るべきである。

Ⅲ.15 線量率は、シリコンダイオードをパルス発生器（低線量率で）又は光電流発生器（高線量率で）として使って測定することができる。シリコンは、組織よりも原子番号が高い。したがって、パルスモード及び電流モードの両方で、関心ある量に適した（訳注：測りたい線量に適した応答を示すように）エネルギー補償フィルタが必要である。これらのフィルタは、低エネルギー閾値を必然的に制限する。

シンチレーション検出器

Ⅲ.16 シンチレーション検出器では、電離放射線との相互作用で電子が励起され、可視光が発せられる。シンチレーターには2種類がある：

- (a) 無機シンチレーターは、高温炉で成長するアルカリハライド又は酸化物の結晶である。シンチレーション特性は、結晶構造の結果であり、したがって、固体物質でのみ存在する。
- (b) 有機シンチレーターは、芳香族炭化水素から成り、プラスチック又は液体の形態を取る。このシンチレーション過程は、分子そのものに遡ることができる。したがって、このシンチレーション過程は、物質の物理的状态によらない。

Ⅲ.17 シンチレーターは、光電子増倍管と組み合わせて、光信号を変換して増幅し、比較的容易に計測できる電子信号にする。

Ⅲ.18 NaI(Tl)結晶などの無機シンチレーターは、ガンマ線スペクトル分析で広く用いられており、非常に敏感な検出器を作る。ただし、その応答は、非常にエネルギー依存性がある。そのため、そのままでは線量の正確な測定には使えない。しかしながら、スペクトルを考慮した手法を利用した機器は使うことができ、その感度は非常に高い。

Ⅲ.19 照射線量率や空気カーマ率の測定に使うと、有機シンチレーターは実効原子番号では空気に近いので、エネルギーが約 0.1 MeV 未満の場合を除いて、エネルギー依存性の補正は、ほとんど必要ではない。例えば、アントラセンでは、単位カーマあたりの応答は（訳注：低エネルギーで）落ち込んでしまうが、これは主として、結晶の外層だけが照射されるからである。結晶の前に少量の高い原子番号を持つ物質を

組み合わせておくと、この低下をいくらか相殺することができる。したがって、市販のモニタリング機器でも、20 keV 程度の低エネルギー光子を測定することができる。

Ⅲ.20 シンチレーション機器は、どんなタイプの X 線とガンマ線の測定に対しても使うことができる [199]。シンチレーション機器の外形寸法は、電子部品のために電離箱並みの外形寸法となるが、検出部の容積は、はるかに小さくすることができる。1 cm³ の結晶で十分なことが多いが、より大きな結晶では、感度が上がり、自然バックグラウンドレベルの線量率の測定に使うことができる。

ベータ線及び低エネルギー光子

電離箱

Ⅲ.21 1つの検出器で、ベータ線（又は低エネルギー X 線）からの線量当量率及び強透過性光子からの線量当量率を両方とも測定することができる。この場合、検出器（電離箱）には、開閉可能な「窓」が備え付けられている（Ⅲ.22 項参照）。窓を閉じると、強透過性成分（すなわち約 20 keV を超えるエネルギーをもつ光子）を測定することができる。窓を開けると、両方の成分が測定され、線量当量率の弱透過性成分（ベータ粒子及び低エネルギー光子）は、引き算によって推定される。

Ⅲ.22 ベータ線及び低エネルギー光子のほとんどのサーベイ測定は、小型の可搬型電離箱で行われる。この電離箱は、X 線及びガンマ線のサーベイに使用することもできる。電離箱の片端は、薄い導電性プラスチックシートで構成されている。この部分は、光子を測定するとき（窓閉）には、1 cm 組織等価物質で覆われる。このカバーは、ベータ線の測定では取り外される [200]。全体が薄壁でできた別のタイプのベータサーベイメータもある。そのような電離箱は、方向性線量当量の測定には適切でない可能性がある。

Ⅲ.23 ベータ線測定に使用される電離箱の壁は、組織と組成が類似する物質で作るべきである。ただし、厳密な組成は、電子に対しては、X 線又はガンマ線用の電離箱の場合ほど重要ではない。電子の場合、壁の役割は、物体による吸収及び後方散乱を

単にシミュレートすることだけである。

GM(ガイガー-ミュラー)計数管

Ⅲ.24 薄壁又は薄窓の GM 計数管は、ベータ線の検出にも使われる。GM 計数管がベータ線を止めるのに十分な厚さのカバーを備えている場合、カバーの有無による読み値の差は、ベータ線とガンマ線（制動放射線を含む）を区別するために使うことができる。特に、薄い端窓をもつ GM 検出器は、作業場ベータ線量率のモニタリングにとってエネルギー依存性は許容できるレベルである可能性もあり、小型で、比較的低い線量率を検出できるという利点もある。

半導体検出器

Ⅲ.25 平均電流モードで動作する半導体検出器は、高線量率の測定に使うことができる。検出層が薄いため、ベータ線量測定に適している。ベータ線及び低エネルギー光子の測定では、薄い有感層をもつシリコンダイオードは、 $H'(0.07, Q)$ 評価に適している。しかし、この検出器の実効原子番号が高すぎるため、ガンマ線に対する応答は、ベータ線に対する応答よりも大きい。こうした検出器は通常、実際の放射線管理におけるベータ線及び低エネルギー光子による線量率測定には使われない。

シンチレーター検出器

Ⅲ.26 薄い ($3\sim 4 \text{ mg/cm}^2$) シンチレーターを使い、同様の厚さの遮光プラスチック窓で覆うと、ベータ線用の $H'(0.07, Q)$ に対する良好な線量率モニターが作れる。このシンチレーターは、低線量率では、GM 検出器と同様のパルス計数モードで、また高線量率では、電流モードで使用することができる。

中性子

減速材付サーベイメーター

Ⅲ. 27 減速材付サーベイメーターは、中性子場をモニタリングするための最も一般的な機器である [186、201]。減速材付サーベイメーターは、含水素減速材で構成され、これが中性子を減速し、フッ化ホウ素 (BF_3) 又は ^3He ガスで満たされた比例計数管や ^6LiI シンチレーターなどの検出器を使って、熱化した中性子を検出する。中性子は、 $^{10}\text{B}(\text{n},\alpha)^7\text{Li}$ 、 $^3\text{He}(\text{n},\text{p})^3\text{H}$ 又は $^6\text{Li}(\text{n},\alpha)^3\text{He}$ の反応によって検出される。この特性から、ガンマ線とはっきり区別できる。減速シールドの適切な厚さを選択し、又は壁厚やガス混合及び圧力を変化させることによって、中性子に対する応答を調整し、線量当量率とほぼ比例する出力を得ることができる。さまざまな直径をもつ球形減速材群の応答を数学的に分析することによって、大まかな中性子スペクトル測定が可能となる (解説は文献 [202] 参照)。実際の中性子場に対する複数の減速付中性子測定器の応答が文献 [203] に載っている。

Ⅲ. 28 含水素減速材内で熱中性子化することによって、10 MeV までの中性子の線量当量率に対してほとんどエネルギーに依存しない測定器が 1960 年代に開発された [204]。この測定器は、円筒形の減速材内で有孔カドミウム・シールドによって囲まれた BF_3 比例計数管を用いており、その応答は若干の方向依存性 (係数 2 以上) がある。この方向依存性は、直径 20~30 cm の球形ポリエチレン減速材の使用によって、かなり克服されたが、エネルギー特性が犠牲になる。 ^6LiI シンチレーター及び ^3He 比例計数管などの検出器は、 BF_3 比例計数管の代わりに用いられてきた。これらの測定器の主な特性は、中間エネルギーの中性子に過大応答してしまうことである。

Ⅲ. 29 1つのケース内に2個の球形減速材 (直径 107 mm 及び 64 mm) を用いた測定器 [205] もある。この測定器は、重量 3 kg で、線量当量範囲が $30 \mu\text{Sv/h} \sim 100 \text{mSv/h}$ 、熱中性子領域から 10 MeV までのエネルギー範囲で $\pm 30\%$ のエネルギー特性を有する。大きい球形減速材の方の応答は、2個の球形減速材からの計数率の比を用いて補正されるが、その比の値は、観測する中性子スペクトルによって 0.15 から 0.8 まで変化する。この範囲にわたって 1 から 30 まで変化する補正は、この測定器では自動的に行われる。

電離箱

Ⅲ.30 電離箱は当初、X線とガンマ線に対する被ばくを測定するために開発された。壁とガス内に水素を取り入れると、電離箱の中性子感度を上げることができる。しかし、電離箱は、光子にも感度がある。したがって、中性子に常に混在してくるガンマ線を補正するため、中性子に対して比較的感度をもたない別の電離箱（例えば、グラフィイト壁とCO₂ガス混合物、又はアルミニウム壁とアルゴンガスから成る電離箱）を用意する必要がある。そのような電離箱は、線量当量率ではなく、中性子吸収線量を測定する。

Ⅲ.31 単位線量あたりのガンマ線に対する電離箱の応答は、中性子に対する応答と類似しているため、2つの放射線タイプを単一の電離箱で効果的に区別することは不可能である。しかし、電離箱は、放射線場においてガンマ線と中性子の寄与を区別する必要のない場合では利用することができる。組織等価物質に近似するもので電離箱の壁を作り、組織等価ガスに近似するもので検出器を満たすことは可能である。そうすると、検出器内のエネルギー付与は、放射線の種類に関係なく、組織内でのエネルギー付与を模擬できる。これらの電離箱は、比例計数管モードで運用される。そのような組織等価比例計数管の多くは、低いガス圧で使用されており、したがって、マイクロシメトリ的な目的に用いることができる。しかし、それらは周辺モニターとしても役に立つ。

その他の中性子計測器

反跳陽子比例計数管

Ⅲ.32 反跳陽子比例計数管は通常、ポリエチレンで裏打ちされており、約 100 kPaのエチレン (C₂H₄) 又はシクロプロパン (C₃H₆) を充填されている。壁厚は、システムがブラック・グレイ原理の要件を満たすよう、エネルギーと飛程の関係計算に基づいて選択される。入射中性子スペクトルを推量するため、反跳陽子スペクトルを数学的に分析することができる。その後、このスペクトル情報を用いて、周辺線量当量を決定することができる。このシステムに対する実際的なエネルギー範囲は、約 10 keV~1.5 MeV である。

ロッシ比例計数管

Ⅲ.33 組織等価比例計数管は、線量の測定だけでなく、付与されたエネルギーに対する線エネルギー付与の測定にも使用することができる。その後、線エネルギー付与 (LET) を使って平均の線質係数 Q を決定することができる。その際に、ICRP (2.34 項及び文献 [3] を参照) が確立した Q -LET 関係を利用する。この Q が計測器の電子回路に取り入れられる。こうして、線量は個人線量当量に変換することができる。これらの計測器は、混在場における測定に用いることもできる。

シンチレーター検出器

Ⅲ.34 有機シンチレーション検出器は、組織等価物質で作ることができ、また容積が小さいため、簡便な中性子線量測定とスペクトル測定の方法として期待されている。しかし、2 つの重大な欠点がある。第一に、発光のシンチレーション効率は低く、通常、増倍型光電管の第 1 段階で 1 個の光電子を生成するのに 1~2 keV が必要である。第 2 に、ガンマ線に対して非常に敏感なことである。つまり、有機シンチレーション検出器は、反跳陽子から光電子を生成するのに、ガンマ光子から生成する場合の約 3 倍、アルファ粒子の場合の 10 倍のエネルギーを必要とする。しかし、パルス波形の違いを用いると、荷電粒子のイベントを電子によるイベントから分離することは可能である。また、反跳陽子のエネルギーと光パルスの大きさの間には非線形の関係があるが、これは、数学的に解析することにより中性子スペクトロメータで補正することができる。これらの制約で、検出器のエネルギー範囲は約 0.2~20 MeV に制限されている。

半導体検出器

Ⅲ.35 半導体検出器は通常、シリコン又はゲルマニウムを使用し、中性子測定に直接用いることはない。しかし、半導体検出器は、中性子スペクトロメータ内で、ホウ酸リチウム、ホウ素、 ${}^6\text{LiF}$ 、ポリエチレン、ポリカーボネートの薄膜コンバータで生成された陽子、三重陽子、アルファ粒子などの 2 次粒子を測定するために用いることができる。半導体検出器は、小型で高感度である。例えば、電離効率は、電離箱よりも約 10 倍大きい。また、その密度は、電離箱内のガス密度の約 1,000 倍である。

付属書IV

内部被ばくを評価するための体内動態モデル

IV.1 放射性核種の摂取は、さまざまな経路、すなわち吸入、経口、注射、経皮（無傷の皮膚又は創傷）によって発生する。職業被ばくでの主な摂取経路は吸入である。しかし、気道に蓄積した物質のごく一部は、線毛作用によって喉に移行し、嚥下され、胃腸管で吸収されることになる。経口摂取された放射性核種の一部は血中に吸収される。摂取はまた、直接経口によって、又は一部の放射性核種の場合、無傷の皮膚からの吸収によって起こり得る。切り傷や創傷といった皮膚の損傷も、放射性核種の摂取につながる。放射性核種の体内摂取、その後の体内移行、身体からの排出の経路を図6に示す。

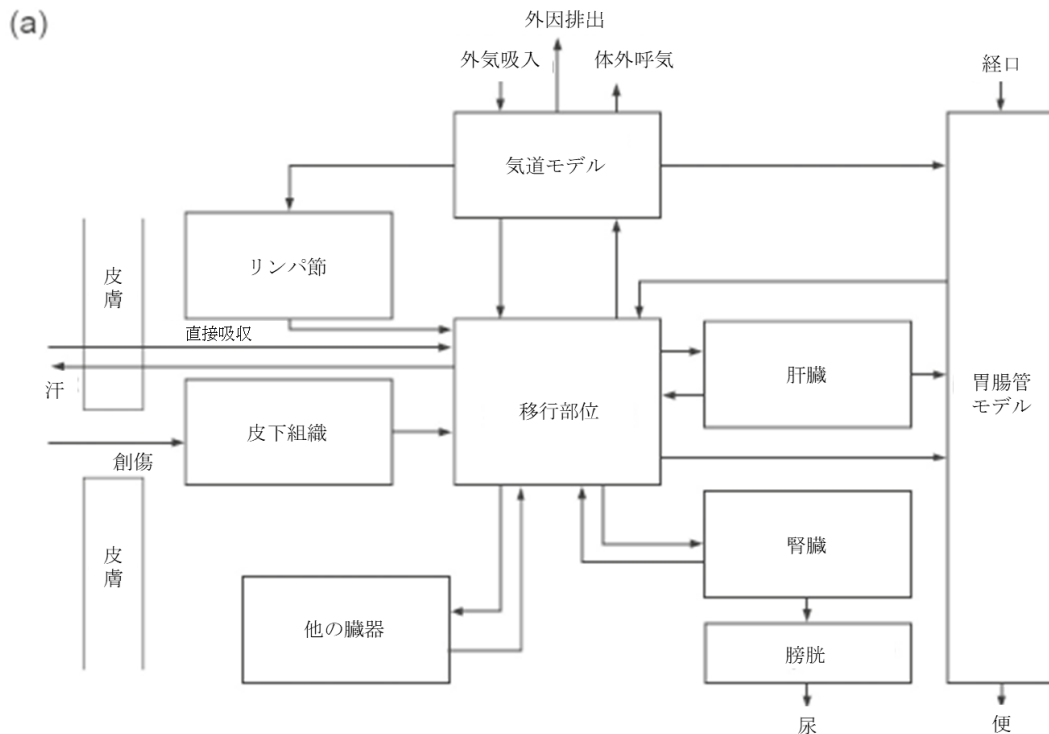


図6. 放射性核種の体内摂取、体内移行、体外への排出の経路 ([13])

IV.2 放射性核種の摂取、取り込み、体内移行、排出は、コンパートメント・モデルで記述できる。ICRP が職業被ばくする作業者のモデルを開発している。

IV.3 体内への放射性核種の侵入及び体内移行、その結果生じる血液への吸収や体内からの排出を定義するのに、消化管及び気道の体内動態モデルが用いられている。血液に吸収された放射性核種の挙動は、複雑さに幅がある元素別全身モデルで記述できる。

IV.4 このモデルは、線量係数の導出及びバイオアッセイデータの解釈の両方を目的としており、作業場の規制管理に適用できる。放射性核種の摂取に対する線量係数の算出に使用するモデルの概要を下記に示す。更なる詳細と情報は、文献に示されている。

さまざまな侵入経路モデル

吸入

IV.5 作業者が吸入した放射性核種の挙動は、文献 [133] のヒト気道モデルで説明されている。ヒト気道モデルの使用に関するガイダンスが、文献 [206] にある。

IV.6 ヒト気道モデルは、吸入された放射性核種の沈着及びクリアランスを分けて扱っている。ヒトの気道モデルは、気道の特定組織に対する線量を計算し、組織による放射線感受性の違いを考慮している。

IV.7 ヒトの気道は、胸郭外気道及び胸郭気道の 2 つの組織からなる。胸郭外気道は、2 つの領域に分けられ、1 つは前鼻粘膜、もう 1 つは後鼻粘膜、咽頭及び喉頭である。胸郭部位は、気管支、細気管支及び肺胞間隙、ガス交換領域である。リンパ組織は、胸郭外及び胸郭の両方の気道に関係している。寸法及び倍率の基準値は、このモデルで明示されている。

IV.8 吸入された微粒子の沈着は、気道の各部位について、吸気と呼気の両方を考慮

に入れて計算される。この計算は、粒径、呼吸パラメータ、作業負荷の関数として実行されるが、化学形に依らないことが前提とされている。年齢別沈着パラメータは、空気力学的放射能中央径（AMAD）0.6 nm から 100 μm の粒径範囲について与えられている。

IV.9 作業者による放射性核種の吸入について、標準人は軽い作業時に正常な鼻呼吸をするとしている。単純化のために、標準成人男性のみについて、気道での沈着とクリアランスを計算する。5 μm の AMAD が作業場の放射性核種の最適デフォルト粒径と見なされている [135] が、公衆の構成員には 1 μm の AMAD をデフォルトとして用いている。

IV.10 気道からのクリアランスは、粒子輸送（粘膜毛様体クリアランス又はリンパ節への移行による）と、血液への吸収という 2 つの競争過程として扱われる。血液に吸収されない沈着物質の大半は、粒子輸送によって胃腸管へ追いやられる。リンパ節に移行した少量の沈着物質は、気道と同率で体液に吸収され続ける。

IV.11 ヒト気道モデルは、気道沈着の初期パターンに基づいて、ガスと蒸気を 3 つのデフォルト可溶性/反応性クラスに割り当てている。その後の気道内滞留と体液への吸収は、ガス又は蒸気の化学特性によって決まる。

IV.12 ヒト気道モデルは、文献 [130] 及び GSR Part 3 [2] の表 III-2A で示された作業者による放射性核種の吸入に対する線量係数、及び文献 [13] で示されたバイオアッセイ関数の算出に使用されている。

IV.13 ICRP は最近、ヒト気道モデル [16] の改訂版を開発した。この改訂版では、モデル構造とそのパラメータ値に単純化と修正が加えられているが、モデルの基本的特徴は変わっていない。主な修正は、モデルの適用から得られた経験と、利用可能な実験データの新しい評価に基づいている。この最新のモデルに基づく作業者に対する新しい線量係数とバイオアッセイ関数は、文献 [16] に示されている。

経口摂取

IV.14 作業者が経口摂取した放射性核種の挙動は、4つの胃腸管区画（胃、小腸、大腸上部、大腸下部）に基づくモデルを使って文献 [207] で記述されている。4つの区画における平均滞留時間はそれぞれ1時間、4時間、13時間、24時間である。血液への取り込みは、小腸で起きて、取り込み割合 (f_1) で明示される。

IV.15 このモデルは、文献 [130] 及び GSR Part 3 [2] の表 III-2A で示された作業業者による放射性核種の経口摂取に対する線量係数、及び文献 [13] におけるバイオアッセイデータの解釈に対する線量係数を計算する基礎となる。

IV.16 経口摂取された放射性核種の挙動に関する新しいモデルである、ヒト消化管モデルが開発され、文献 [208] で説明されている。このモデルは、多くの領域（口腔、食道、胃、小腸、右結腸、左結腸、直腸 S 状結腸）を扱い、元素及びその放射性同位体が消化管のいくつかの部分から血液に吸収されることを考慮している。経口摂取された放射性核種の取り込みの全割合は記号 f_A で示されている。しかし、ほとんど全ての放射性核種に対して成り立つが、小腸で専ら吸収されること、すなわち、 f_A の数値は、小腸からの放射性核種の吸収割合に等しいことが、一般的前提とされている。さらに、モデル構造は、経口摂取された放射性核種が消化管壁の粘膜組織及び歯に滞留することを考慮している。

IV.17 この新しいヒト消化管モデルに基づいて、バイオアッセイデータを解釈するための新しい線量係数と勧告が最近 ICRP から刊行された [16]。

創傷からの侵入

IV.18 放射性物質の多くは、創傷部位に残るが、可溶性物質は、血液に移行するので、体内の他の部位にも移行する。不溶性物質は、局所リンパ組織に徐々に移行し、そこで次第に溶解し、最終的に血液に入り込む。不溶性物質は、個人の生存中、創傷部又はリンパ組織に様々な割合で滞留する。粒状物質が血液に直接入り込む場合、主に肝臓、脾臓、骨髄の貪食細胞内に沈着する。

IV.19 創傷部位に残った不溶性の放射性核種については、創傷の周辺組織が最も被ばくする。産業医と相談し、組織の汚染部位の切除を検討すべきである。このために

は、創傷部位における汚染の深さのばらつきを正確に確定すべきである。創傷部位及び局所リンパ節における吸収線量は、切除後の残留放射能、関連する放射性核種の特異性、照射された組織の質量、被ばくから経過した時間に基づいて評価できる。可溶性物質の場合、その可溶性に基づく速度で創傷部から血液に移行する。この可溶性成分の分布は、肺又は胃腸管から血液に入り込む物質の分布とほぼ同様であるが、血液に直接入り込む一部の化学形の放射性核種については、例外があるかもしれない。

IV. 20 創傷による放射性核種の取り込みに対する線量係数は、創傷モデル [212] を作業員に対する線量係数を計算するために用いた全身モデル [130] と組み合わせて、38 の放射性核種 [209] について計算されている。

無傷の皮膚からの侵入

IV. 21 トリチウム標識化合物、有機炭素化合物、ヨウ素化合物などの放射性物質は、無傷の皮膚に入り込める。放射能の一部が血液に入り込むが、一般的な線量評価モデルはなく、このためのモデルを開発する必要がある [211]。例えば、直接的な経皮吸収後のトリチウム有機化合物の挙動は、吸入又は経口摂取後の挙動とは著しく異なっているだろう。皮膚汚染については、汚染部位の皮膚等価線量と実効線量の両方を検討すべきである。

全身性の放射性核種モデル

IV. 22 全身体内動態モデルは、放射性核種が体循環開始後の放射性核種の時間依存的な体内分布と滞留及び体内からの排出を記述している。文献 [207] で用いられている全身体内動態モデルは、放射性核種が体循環から特定の臓器及び組織に移行し、その後、直接排出されるという比較的単純な構造であった。文献 [212-215] では、新しい生理学に基づく年齢別モデルが特定の放射性核種に関して開発された。これらのモデルは、沈着した放射性核種の再循環の可能性と排出経路のより現実的な記述を含んでいた。

IV. 23 これらの全身性の体内動態モデルは、ヒトの気道モデルと共に、文献 [130] 及び GSR Part 3 [2] の表 III-2A で示された作業員による放射性核種の経口摂取に対す

る線量係数、及び文献 [13] におけるバイオアッセイデータの解釈に対する線量係数を計算する基礎となる。

IV.24 全身体内動態モデルのさらなる開発がそれ以来進められ [16]、以前の ICRP 刊行物での記述より更に生理学的に現実味があるモデル構造が記述されるようになった。生理学的に記述したモデル化スキームがより広く適用され、モデル構造が僅かに修正された場合もある。さらに、放射性壊変による子孫核種のモデル化に対するアプローチも修正された。今までの一般的な前提は、鉛、ラジウム又はトリウムの同位体としての子孫核種や、テルルのヨウ素子孫核種及び様々な壊変系列で生じる希ガス同位体を例外として、子孫核種は、親核種と同じ体内動態の挙動に従うというものである。改訂モデルでは、親核種と子孫核種に別の全身体内動態が適用される。これらの改訂された全身体内動態モデルは、バイオアッセイデータの解釈のための最新の線量係数と勧告の策定に活用されており、最近 ICRP から刊行された [16]。

付属書V

内部汚染の個人モニタリングの方法

直接法

V.1 放射性核種が十分なエネルギーの透過性放射線（通常、X線あるいはガンマ放射線、時には制動放射線）を放出し、体外で検出可能な時は、取り込まれた1つやそれ以上の放射性核種の分布と全身含有量の直接測定が可能である。ほとんどのインビボ測定では、光子検出器は、身体の周囲の特定の位置に置かれるが、周囲の外部線源からの妨害を低減するため、通常は検出器及び/又は被検者に少なくとも部分的に遮蔽を設ける。低いレベルまで測定する全身計測装置は遮蔽された室内に設置される。

V.2 一般に、摂取と実効預託線量の評価の観点から見た直接測定値の解釈は、取り込まれた放射性核種の分布と残留を表す体内動態モデル、及びエネルギー付与の生物物理学的モデルに依存する。これらの側面はいずれも時間の経過と共に、また、個人間で顕著な違いがありうる。

測定の設定

V.3 検出器のさまざまな物理的配置が特定の目的のために工夫されてきた。全身に分布する放射性核種の場合、全身あるいはその大部分の計数が最大の感度をもたらす。全身計測は、1台以上の検出器による静的配置で実施されるか、又は静止検出器に対して被検者を動かしたり、静止した被検者の周りで検出器を移動させたりするスキャン方式実施される。静的な配置は、一般的に、立っているか仰向けになっている被検者に沿って配列した検出器、又は傾けた椅子や湾曲した台で横になる被検者に向けた検出器1台から成る。計測装置のジオメトリのいくつかを図7に示す。

V.4 身体の特定の臓器や組織に少なくとも一時的には集まる放射性核種については、特定の部位のモニタリングを実施すべきである。その例には、甲状腺によって取り込まれる放射性ヨウ素、肺に残留する吸入放射性微粒子がある。²⁴¹Am、及びプルトニウムとウランの同位体などの低エネルギー光子を放出する骨親和性放射性核種について

は、膝や頭蓋骨のような薄い組織層によって囲まれる骨を測定すべきである [216、217]。

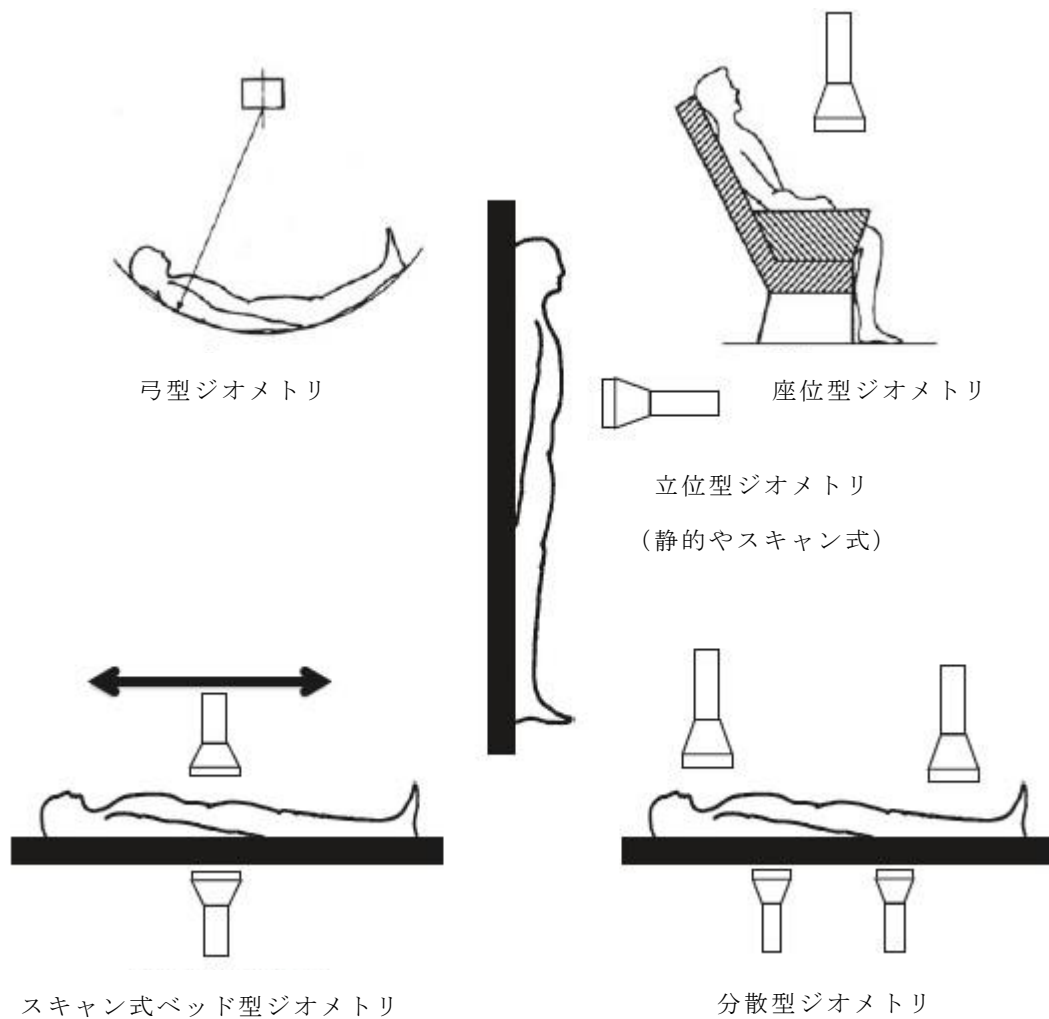


図 7. 全身計測装置に使用されるさまざまなジオメトリ

V.5 摂取が創傷経路の場合、あるいは体内の放射性核種の分布が決まる場合には、局所的なモニタリングを実施すべきである。全身計測はそれなりの量の局所的な放射能を完全に検出し損なう可能性は低い、量の正確な推定やその空間的分布に関する良質な情報を示したりしないおそれがある。ファントムの利用及びその限界については文献 [218] で説明されている。

V.6 いずれの場合でも、その方法は、被検者から測定されたシグナルを、問題となっている放射性核種を既知量含んでいる擬人ファントム、又はその代用となるものから同じ条件で求められたシグナルと比較するものであるべきである。校正用ファントムにおける放射性核種の分布は、可能な限り被検者で予想されるものと一致すべきである。ただし、この分布に対しては測定手法により感度が異なる。インビボモニタリングシステムは、その目的で専用に開発されたモンテカルロ法を使用して特性評価し、校正してもよい [219、220]。

検出方法

V.7 さまざまな検出システムがそれぞれ異なる目的で使用されている。原子番号が大きい物質の無機結晶、通常はタリウムで活性化されたヨウ化ナトリウム (NaI(Tl)) が、多くの核分裂生成物や放射化生成物によって放出されるようなエネルギーの光子 (100 keV 超) を検出するために一般的に使用されている。高いエネルギーの光子が結晶と相互作用して発生するシンチレーションが光電子増倍管によって検出される。これが電気パルスが発生して、処理することにより、結晶によって吸収される放射線のスペクトルを反映したスペクトルが得られる。

V.8 この種の測定システムは、体内の放射エネルギーを定量化する最も感度が高い方法である。しかし、検出器のエネルギー分解能には限りがあるため、デコンボリューション (逆重畳積分) 手法を使っても生成初期の核分裂生成物の混合物や、あるいはラドン及びその子孫によるバックグラウンドのように変化するバックグラウンドが存在する場合のスペクトルなど、複雑なスペクトルを生じる放射性核種を求めることはできないかもしれない。

V.9 半導体検出器はエネルギー分解能に関する大きな利点があるため、混合物内の放射性核種のほぼ明確な同定が可能であるが、液体窒素温度まで冷却する必要がある点で不便である。高純度ゲルマニウム検出器は室温までのサイクルに耐えることができ、使用時のみ冷却が必要である。電気冷却クライオスタット又は機械式冷却器を使うと、液体窒素なしでゲルマニウム検出器の使用が可能である。これらの検出器の効率は無機結晶及び他のシンチレーターの効率と比較して低いが、バックグラウンドノイズが低いこととエネルギー分解能が良いためにそれを十分補える。

V. 10 ^{239}Pu (13~20 keV) 及び ^{241}Am (60 keV) から放出されるような低エネルギー光子は、薄い NaI(Tl)結晶によって検出することができ、検出効率はより大きい結晶と同等でバックグラウンドがはるかに低い。反同時計数用のガード検出器として 2 番目の結晶、通常はタリウムで活性化したヨウ化セシウム (CsI(Tl)) を追加で使うと、高エネルギー光子の分布が取り除けるため、検出感度が改善される。通称「フォスウィッチ」(燐光体サンドウィッチ) として知られるそのような検出器は、これらの光子の検出限界を 1 桁以上上げることができる。複数のプレナ型高純度ゲルマニウム検出器が、その高い分解能と低いバックグラウンドによって、ますます低エネルギー光子の検出に使用されている。低エネルギー光子の計数(例えば、フォスウィッチ又は高純度ゲルマニウム検出器を使用して)には、検出効率を決定する際に、上を覆う組織の厚さを考慮しなければならない。

V. 11 小型半導体検出器、特に室温で動作するテルル化カドミウム (CdTe) を使用する検出器が、さらに利用しやすくなっている。 CdTe 検出器は低エネルギー光子の検出に高い感度を有する。そのサイズは小さいため(直径約 10 mm、厚さ 2 mm)、局所創傷のモニタリングに最適である。そのもう 1 つの利点は、労働者を遮蔽された囲いに閉じ込める必要がなく、外科切除処理の成否に関し素早い評価が可能な点である。しかし、これらの小型検出器はスペクトル測定による放射性核種の同定と定量には適さない。

V. 12 高度な体外計測設備を設ける際は一般的に、該当する可能性が高い特定の放射性核種に適する多様な検出システムを設置するべきである。

測定手順

V. 13 直接測定の被検者は外表面に汚染がなく、使い捨ての紙製衣服のような新しい衣服を着用すべきである。宝石類、腕時計、眼鏡のような身の回り品は取り外しておくべきである。そのような注意事項は誤って体内放射能を同定してしまうのを防止することに役立ち、計測装置への汚染の移動も防ぐのに役立つ。各個人は、一連の測定での再現性を確実なものとし、校正結果との比較を改善するため、実行可能な範囲で決められた計測姿勢を取るべきである。場合によっては、被検者は満足な測定精度を

得るために最長で 1 時間静止している必要がある。特に長い計数時間が必要な場合、囲まれた遮蔽体の中にいる被検者のために何らかのコミュニケーション手段を用意すべきである。

V. 14 通常、検出器内で生じるバックグラウンド計数は次の 4 つの発生源が原因であるとされる：

- (a) 宇宙放射線又はラドン及びその壊変生成物など、自然放射線源による周囲のバックグラウンド放射線；
- (b) 遮蔽体及びその他の装置に含まれる放射能によるバックグラウンド放射線；
- (c) 被検者の自然放射能からの放射線；
- (d) 被検者の周囲の放射線との相互作用により散乱されて、検出器に入ってくる放射線。

V. 15 シンチレーション計測に基づく計測システム（NaI(Tl)結晶又はフォスウィッチ検出器）の場合、検出器システムのバックグラウンド計数は、可能な限り被検者と似ていて、決められた計測位置に置かれる適切なファントムを使用して求めるべきである。バックグラウンドレベルは、被検者の内部汚染の計測を行う囲い（例えば、鉄室施設）の設計と遮蔽を適切に施すことで大幅に低減することができる。全身計測の場合には、性別、身長、体重を対応させた汚染されていない被検者を使用して求められるバックグラウンド計数で結果が改善できるであろう。しかし、正確な対応は不可能であろうし、 ^{40}K の含有量のような要素を制御することはできない。対応する対照群あるいは作業開始前に特定の個人を測定しておくこと、より良い結果を得ることができる。計測装置のバックグラウンド測定は、被検者の測定と可能な限り時間的に近い時に、理想を言えば直前及び直後に行うべきである。半導体検出器を使用する時は、対応するファントムによるバックグラウンド計数は必要でない。

間接法

V. 16 間接モニタリングは、身体から分離された生体物質、通常は尿、便、呼気又は血液、又は空気のサンプルや表面汚染のサンプルなど、作業環境から採取される物理的サンプルの放射能濃度の定量を基にする。

V. 17 間接法は透過性放射線を有意なレベルで強く放射しない放射性核種に使用すべきである。低エネルギー光子のみを放射するか、排泄物中に選択的に排泄される放射性核種のような一部の放射性核種の場合には、感度が不足し不確実な直接モニタリング測定より、間接法がより信頼できる摂取量を推定できる。間接法が直接モニタリングよりも実行可能であり、十分に正確となりうる場合もある。

V. 18 職業被ばくで一般的に関心のある全ての放射性核種に最適なバイオアッセイ測定手法に関する情報が文献 [13] で示されている。この情報は最近更新された [16]。

生体サンプル

V. 19 摂取の推定に最も一般的に使用される生体サンプルは尿と便であるが、呼気、血液、あるいは他のサンプルが特別な事例で使用される。例えば、鼻をかんだティッシュや鼻腔用綿棒での放射能を分析することで、吸入された混合物内の放射性核種の同定と相対的レベルに関する早期の推定ができる。しかし、この場合、サンプルの放射能濃度と摂取量の関係はあまりに不確かであるため、そうしたデータは摂取の大きさに関する目安を示すことができるのみである。

V. 20 バイオアッセイサンプルの選択は、摂取物の物理化学的形態及び関係する元素の体内動態モデルから判断される排泄の主要経路のみならず、収集、分析及び解釈のしやすさのような要素にも左右される。尿のサンプルは入手と分析が比較的容易である。一般的に、尿のサンプルはすぐに血液に移動される化学形態での放射性核種の摂取量に関する情報をもたらす。対照的に、不溶性物質の摂取は通常は便のサンプルから評価される。

尿

V. 21 血液に放射性核種が侵入し組織内で循環した後、身体からの排出は尿からとなる。尿には老廃物その他の物質、水も含まれているが、腎臓によって血液からろ過され、排尿まで最長で数時間以上膀胱に集められる。膀胱ではこのように混合されるので、急性摂取直後に得られる尿サンプル中の放射性核種のレベルは、注意深く解釈すべきである。摂取後すぐに膀胱から排尿すべきであり、その後、2 回目以降のサン

ルを得るべきである。全てのサンプルを分析すべきである。

V. 22 最初の 2～3 日後には、通常は尿の 24 時間サンプルが摂取量を評価するための最善の基礎となる。24 時間サンプルが得られなかった場合には、クレアチンの含有量、収集時間（すなわち、実際のサンプリング間隔の長さ）、体積、及び比重で正規化することで全排泄量を推定することができる [221、222]。文献 [223] では、クレアチンと比重の正規化による方法では、時間や体積によって正規化する方法に対し信頼性の改善が得られず、関係する研究室での追加の測定（及び費用）が必要になると報告されている。

V. 23 排泄の速やかな成分による放射性核種の日常モニタリングにおいては、被ばくのない時間が短い場合でもその前と後で採られたサンプル間で大きな相違がありうるため、サンプルが採取される日を考慮すべきである。

V. 24 トリチウム水の摂取の場合、尿中のトリチウム濃度は体内の水分と同じであり、排泄モデルを参照しなくても身体中の含有量と線量率を評価するために使用することができる。トリチウム水の摂取に関する線量評価法が文献 [224] の添付資料 VI で示される。

便

V. 25 便の試料には、水、胃腸管壁から失われる細胞残屑、胃腸管を通じて運ばれる未吸収の老廃物が含まれており、これには肺から排出される不溶性物質、及び肝臓から胆汁で排出される代謝産物が付随する。個々の糞便排泄物の質量と組成は極めて変動する可能性があり、食事に強く依存する。そのため、放射性核種の一日排泄量の推定が信頼できるのは通常は 3～4 日間の総集量に基づくときだけである。単独のサンプルはほとんどの場合にスクリーニング目的のみに使用すべきである。

V. 26 絶えず長寿命放射性核種に被ばくする労働者のモニタリングでは、理想を言えば、糞便のサンプルは休暇（少なくとも 10 日間の仕事からの離脱）の後、労働環境への復帰の前に収集すべきである。そうした休暇後の測定により、胃腸管から速やかに排出される吸入放射性核種と、時間をかけて排出される全身の放射能と肺内で長期的に沈着する不溶性の放射性核種の割合が区別できる。

呼気

V. 27 呼気は、直接吐き出されるか、ガス又は揮発性液体に代謝される僅かな物質の場合のみ排泄の重要な経路である。しかし、こうした事例の場合、呼気のサンプルは他のほとんどの汚染源の影響を受けずに排泄物の放射能を測定する便利な方法となりうる。

V. 28 呼気中の ^{220}Rn の測定は、さまざまな国でトリウムを含む鉱物の採鉱と処理に従事する労働者によるトリウムの摂取を求めするために使用されてきた [225~230]。吐き出される呼気に含まれる ^{220}Rn は ^{224}Ra 、したがって肺に存在する ^{232}Th の尺度として使用される。吐き出され ^{220}Rn の放射能は、自由に放射される親核の ^{224}Ra の放射能として表されるが、これが被検者の口で測定される ^{220}Rn の濃度を決めている。この方法は身体に吸入された中レベルのトリウムを検出する比較的安価で持ち運びできる手段となる。呼気中の ^{220}Rn を測定するための次の 2 つの基本的な方法が報告されている：

- (a) 例えば文献 [225、229] で説明されている第 1 の方法は、「二重フィルタ」システムに基づくものである。肺からの空気が両端にフィルタを備えたシリンダーに吐き出される。吐き出された ^{220}Rn は移動中に壊変し、子孫核種が出口フィルタで捕集される。子孫核種を壊変させるために 5 時間経過後、フィルタでのアルファ放射能がアルファ粒子の計数によって測定される。
- (b) 例えば文献 [227、231] で説明される第 2 の方法は、 ^{220}Rn の子孫である ^{212}Pb 、その 85~88% が正電荷を帯びていて、負電荷を帯びたマイラディスク上で静電捕集されることが基礎になっている。捕集期間後に、アルファ壊変を低レベルアルファスペクトル分析によって測定することができる [228]。

V. 29 呼気中 ^{220}Rn 法の欠点の 1 つは、摂取後トリウム被ばくを伴う作業から一時離れた後に測定しなければならない点である。これは、上部気道での放射能のクリアランスと、存在するかもしれない短寿命 ^{220}Rn 子孫を考慮するため、中断期間は少なくとも 12 時間あるべきで、 ^{212}Pb の 7 半減期間を取るために 72 時間が望ましい。

V. 30 もう 1 つの、より重大な欠点は、口で放射される ^{224}Ra 等価放射能として表される呼気中の ^{220}Rn と、トリウムの肺負荷との関係が分かっていることが必要な点で

ある。 ^{220}Rn 放射率と呼ばれるこの関係はトリウム汚染の特性に依存するようである。呼気の測定はトリウムの肺負荷の体外計測に対して校正するべきである [232]。校正手順には、作業者が測定場所において、ガンマ線の体外計測法によって検出するに十分なトリウムの肺負荷を有している必要である。 ^{220}Rn 放射率の推定値は 3.7% から 20% までの大きなばらつきがある [225、229、230、233~237]。この大きなばらつき及び付随する不確かさのため、呼気中 ^{220}Rn 法は日常線量評価への利用価値が限られている。

血液

V. 31 血液サンプルは体循環に存在する放射性核種を推定するための最も直接的な試料となるが、サンプリングプロセスへの医学的制約のために余り使用されない。オーストラリア西部の重金属鉱物砂作業者とインドのトリウムプラント作業者の血液中のトリウムの濃度の調査が文献 [238、239] で報告されている。しかし、僅かな例外を除いて（例えば、標識赤血球中の希釈トリチウム水、 ^{59}Fe 及び ^{51}Cr の検出）、血液サンプルから得られる摂取後の全身の放射能総量に関する情報はかなり限られている。これは、血液流からの排出が早く組織及び臓器に沈着するからである。

鼻をかんだティッシュ

V. 32 鼻をかんだティッシュ及び鼻腔用綿棒は摂取量推定に使用すべきものではないが、作業関連モニタリング及び特殊モニタリングでは有用な場合があって、放射性核種の混合物に含まれる成分を同定することが出来る。鼻をかんだティッシュ及び鼻腔用綿棒は、特にアクチニドのようなアルファ放射体による被ばくが起きた可能性がある時の、さらなるサンプリングと分析が必要かどうかを探るために使用できる。

組織のサンプル

V. 33 高い放射能毒性を持つ放射性核種（例えば、超ウラン元素）が創傷で局所的に沈積した場合、医師の助言を得て、摂取直後に汚染部位を切除することが通常は望ましい。切除された組織を破壊法又は非破壊法による放射化学分析をすれば放射性核種及びその相対濃度に関する情報が得られ、血液への取り込み評価とその後の処置の決定に役立つ可能性がある。

V. 34 毛髪と歯のようなその他の生体サンプルは摂取評価に使用できるが、一般的には定量的な線量評価には使用できない。

空気サンプル

V. 35 放射性気体や蒸気などのように空気中で容易に分散する化合物（例えば、 $^{14}\text{CO}_2$ やトリチウム水）の場合、据置き式エアースンプラーからのサンプルが、特に小さい部屋では、吸入された放射性核種の合理的な代表（標本）になり得る。据置き式エアースンプラーは作業場の固定位置に配備され、サンプリング量は典型的には約 20 L/分と比較的多い。しかし、再浮遊微粒子のようなその他の線源については、線源、サンプラー及び作業者の相対的位置関係によっては、そうしたサンプルは吸入物質の放射能の推定に 1 桁以上の誤差を生じるおそれがある。

V. 36 より代表的なサンプルが、個人エアースンプラー（PAS）から得ることができる。これは、電池で駆動されるシステムで作業者が携行し、呼吸域直近から空気のサンプルを吸引する。サンプリング量は一般的に 2 L/分と比較的少ない。ただし、これらのサンプルでも、エアロゾルの粒径と呼吸率に関する想定によっては、摂取量の過大評価や過小評価につながるおそれがある。

V. 37 どちらのサンプリング形態も、フィルタ媒体を通過する空気からの放射性核種の捕集を利用している。この媒体はある程度捕集すべき物質に特有性がある。例えば、微粒子物質は粗い繊維フィルタで捕集できる一方、ラドンガスとヨウ素蒸気のサンプリングには活性炭ろ過装置が用いられる。トリチウム水はウォータートラップで捕集することができる。

浮遊粉塵

V. 38 空気サンプルのサンプリング効率には内部被ばくの評価で考慮すべき要素である。エアースンプラーは、産業衛生サンプリング判断基準に基づく特定の粒径に対するサンプリング規則に従うように設計され、この粒径はサンプリングされる全浮遊粒子の割合に関係している。このサンプリング規則に関しては、サンプリングできる 3 つの粉塵の成分がある：

(a) 吸入可能粉塵成分は、全浮遊粒子のうち呼吸時に鼻又は口を通じて人体に入る割

合である。これには空気動力的径が約 100 μm 未満の粒子が含まれる。

- (b) 胸部粉塵成分は、吸入可能成分のうち、肺の気管肺胞領域に通過することができる割合である。これには空気動力的径が約 30 μm 未満の粒子が含まれる。
- (c) 呼吸性粉塵成分は、吸入可能成分のうち、呼吸細気管支、肺胞管、肺胞嚢を含む肺の肺胞領域に通過する割合である。これには空気動力的径が約 10 μm 未満の粒子が含まれる。

V. 39 浮遊粉塵中の ^{238}U 及び ^{232}Th 系列の放射性核種による被ばくを伴う職場では、以下の考慮がエアースAMPLING装置と手法に適用される：

- (a) エアースAMPLERは一般的には空气中放射能濃度を過小評価し、そのため吸入された放射能も過小評価する。過小評価の程度は、大気エアロゾルの AMAD と幾何標準偏差、空气中的ダスト負荷量、及び使用されるサンプラーのタイプに依存する [103]。過小評価の程度を最小化するため、補正率を適用することができる。AMAD が 5 μm で幾何標準偏差が 2.5（文献 [133] で実際の値が不明の職場における初期推奨値）の場合、この補正率は吸入可能成分サンプラーで 1.18、胸部成分サンプラーで 1.41、呼吸可能成分サンプラーで 2.5、である [103]。しかし、適切な補正率を使用しても、不確実性が全て取り除かれるわけではない。これは、AMAD と幾何標準偏差がダストの発生の場所、時間、及び状況によって異なり、そのために決して正確には分からないためである。
- (b) エアロゾルの粒径分布も線量係数に大きな影響があり、粒子の吸入による実効線量を評価する時に不確かさが増す原因となりうる。AMAD への線量係数の依存性は、肺吸収タイプ S の粒子の場合に特に強い。実効線量を評価する時は、該当する線量係数の AMAD への依存性に可能な限り近いサンプリング効率を持つサンプラーを選択することが重要である [103]。
- (c) 肺吸収タイプに関する知識は、線量係数を最も適切な値に決めるのみならず、粒径分布が良く分からないがゆえに生じ得る誤差を最小に抑えるサンプラーのタイプを決定するために活用すべきである [103]。
- (d) 実効線量評価において、生じ得る誤差を最小化するためのサンプリングの望ましいタイプは、肺吸収タイプ F の粒子には吸入可能成分サンプリング、肺吸収タイプ M 及び S の粒子には胸部サンプリングである [103]。肺吸収タイプ M 又は S の粒子は、多くの自然起源の放射性物質に関わる産業で遭遇する可能性が高い。しかし、現状胸部サンプラーは呼吸試料サンプラーほど広く入手可能でなく、ダスト粒子が平形フィルタよりは発泡体フィルタで捕集されるため、アルファ計測

に適さないことが多い。

- (e) 作業者が吸入する物質のアルファ放射能は過小評価される場合がある。これは、大きな粒子、多層、あるいはフィルタに沈着した小さい粒子の凝集体の中で、アルファ粒子の大きな自己吸収がある場合である。そのような場合、フィルタでのダストの目詰まりをそれ相応に制限する必要がある。さまざまなタイプのフィルタ用ろ過材とサンプリングカセットが入手できる。ダスト濃度が比較的 low（約 $1\sim 2\text{ mg/m}^3$ ）、サンプリングが 4～6 時間をかけて行われる場合には、フィルタ用ろ過材とカセットの選択は重要でない可能性が高い。しかし、ダスト濃度が比較的高く（約 3 mg/m^3 超）、サンプリングが 8 時間以上実施される時は、装置の選択に、より慎重な考慮が必要である。ポリ塩化ビニル（PVC）のような一部のタイプのフィルタ用ろ過材の場合、ダストが完全に表面に付着しない結果、サンプルの一部が失われる可能性がある。一部のモニタリングカセットのタイプの場合、ダストが内壁に付着するため、それを洗浄によって取り除き、分析前にフィルタで捕集された物質に加える必要が生じる場合がある [25]。
- (f) アルファ放射核種については、サンプルの計測に寄与する短寿命の ^{222}Rn と ^{220}Rn の子孫を壊変させるため、サンプルの捕集から計測までに時間が必要なことがある。

ラドン

V. 40 ラドン及びその子孫のための個人モニタリング装置は、受動タイプと能動タイプの両方がある。静的装置は作業者が必要な期間身につける固体飛跡検出器の形態である。被ばく後に、飛跡検出器は化学又は電気化学エッチングによって処理される。エッチング処理により、 ^{222}Rn の壊変によるアルファ粒子によって生じる放射線飛跡が見えてくる。飛跡の密度は使用期間中の ^{222}Rn による累積被ばく量に比例する。動的装置では電池式ポンプによりサンプリングフィルタを通して空気を吸引する。フィルタに沈着する ^{222}Rn の子孫からのアルファ放射線は、次のようにして記録される：

- (a) 全アルファ放射能に関する情報を与える熱ルミネセンス線量計の検出ディスク；
- (b) 同じく全アルファ放射能、あるいは核種固有の情報を与えるシリコン半導体検出器と不随する電子回路；
- (c) ^{222}Rn の個々の子孫に関する情報を与える固体飛跡検出器。

V. 41 空気中の ^{222}Rn の作業場モニタリングには、濃度は、単一の空気サンプルに基づく濃度の瞬時の測定値（「Grabサンプル」で知られる）、あるいは時間積分した測定値のいずれかとして求められる。瞬時測定は、アルファシンチレーションセルを使用して（一般的にルーカス・セルと呼ばれる）従来から行われてきた。この方法では、空気のサンプルは検出チェンバーに集められる。チェンバーの内面は銀活性化硫化亜鉛の層から成るシンチレーションコーティングが施されている。空気のサンプルはろ過をして ^{222}Rn の子孫を除去し、親放射性核種 ^{222}Rn のみをチェンバーに残す。 ^{222}Rn 及び生成している子孫核種が壊変時にアルファ粒子を放出すると、アルファ壊変によるシンチレーションがチェンバー最上部に取り付けられた光電子増倍管によって既知の平衡状態で計数される。

V. 42 ^{222}Rn の瞬時測定には他の手法もある。それにはパルス計数電離箱法と二重フィルタサンプラー法が含まれ、二重フィルタサンプラー法は ^{222}Rn と ^{220}Rn の双方の測定に使用することができる。空気は入口フィルタで ^{222}Rn の子孫と ^{220}Rn の子孫を除去した後にチェンバーに通される。チェンバー通過中に ^{222}Rn と ^{220}Rn の壊変により子孫が生成され、これが出口フィルタで捕集される。出口フィルタでの子孫からのアルファ線放出が計数され、その結果を逆算して ^{222}Rn と ^{220}Rn の濃度を定める。時間積分測定は、「ラドンカップ」として知られている放射線飛跡検出器を用いる方法、熱ルミネセンス線量計を使用する方法、あるいはエレクトレット受動環境ラドンモニタで知られる装置を使用して行うことができる。

V. 43 いわゆる「連続」モニタリング法が利用可能である。この手法は真に連続的に測定するものではなく、先に説明した瞬時サンプリング法を応用して頻繁な瞬時サンプリングを基本としたものや、他の特定の手法を基本とするものがある。ラドンガスを能動的に吸引するか若しくは拡散させて、高電圧チェンバーの有感部に導くと、生成する正電荷を帯びたラドンの子孫がシリコン表面障壁型検出器の表面に沈着し、それをその後アルファスペクトロメトリーで測定できる。この方法により ^{222}Rn と ^{220}Rn の分離が可能である。比較的堅牢で軽量の可搬型測定器が使用できる。これらは地下鉱山を含む採鉱環境で幅広く使用されてきた。可搬型の測定器には、 ^{222}Rn の指定濃度を超えると動作する警報装置を備えることができる。

V. 44 ^{222}Rn の短寿命子孫の作業場モニタリングは、フィルタを通して空気を吸引し子孫の放射性核種を捕集することでできる。 ^{222}Rn の子孫は半減期が短いため、フィルタでのアルファ又はベータ放射能の計数はサンプリング中、又はサンプリングの後

早期に実施すべきである。

V. 45 ^{222}Rn ガス濃度のモニタリングと同様に、 ^{222}Rn の子孫は瞬時測定、又は一定時間の測定によりモニタリングできる。サンプリングと分析の手法を自動化することで、積分測定を使用した半連続測定、及び連続測定のための装置が利用可能となっている。アルファ又はベータスペクトルを測定する一部の装置では、生データを装置に保存し、後でダウンロードして処理することで個々の放射性核種の経時的な濃度を求めることができる。

V. 46 ^{222}Rn とその子孫の濃度を測定するために使用される装置と計測方法は、一定の制約はあるものの、少なくとも原理的には、 ^{220}Rn 及びその子孫の濃度測定に応用することができる。 ^{220}Rn とその子孫を測定することができる連続測定装置がいくつかある。個人モニタリングでは、積分放射線飛跡検出器が使用できる。 ^{212}Po からのアルファ線放出を別に記録するため、 ^{220}Rn の子孫の直接測定が可能な個人アルファ線量計もある。

表面サンプル

V. 47 表面から人体への放射性核種移行のモデル化は特に不確かであるため、表面での放射性核種の濃度サンプルは主として有意な摂取があるかどうか、個人モニタリングが必要かどうかを探るために使用される。そのようなサンプルは、混合物中のさまざまな放射性核種の相対量や、バイオアッセイサンプルで検出されない放射性核種の存在も示唆し得る。

V. 48 表面サンプルは、通常、ろ紙や綿棒などの材料で表面の決められた領域を拭くことによって得られる。これらの材料は、分析のために予想される汚染物質を表面から拭き取る能力によって選択される。捕集効率は、表面と拭き取り材料の特定の組合せで決めるべきで、湿った綿棒とある程度の多孔性表面の組み合わせでは典型的には約10%と想定される。

サンプルの取扱い

V. 49 内部被ばくの評価に使用するサンプルの取扱いには特別な注意を払うべきである。それは、品質保証プログラムによって要求されるように、第1に、取扱い時の放

射能汚染や生物性汚染の移行を防ぐためであり、第 2 に、分析結果と元サンプルとのトレース可能なリンクを確実なものとするためである。

V. 50 汚染の潜在的危険性に関しては、生物学的汚染物質と放射性汚染物質の双方を考慮すべきである。生体サンプルには細菌やウイルスのような病原体が含まれる場合がある。こうした病原体はサンプル全体が灰にされるか、さもなければ滅菌されるまで活性がある可能性がある。したがって、そのようなサンプルは全て分析までの間、低温で貯蔵するか、できれば凍結させるべきである。この処理により、分子形態がその後の分析で考慮すべき重要な要素である、有機結合型トリチウムのようないくつかの物質を、無用に生物学的に劣化させてしまうことも低減される。劣化を予防するもう 1 つの方法はサンプルを酸で処理する方法である。

V. 51 トレーサビリティを確立するためには、サンプルの収集、輸送及び分析の各段階で、実施された移送を記述し、検証するための文書を作成することで、管理の連鎖が維持されるべきである。

V. 52 サンプル中の測定放射能が、体内からの排出のみを表すことを確実なものとするため、尿、便及び他の生体サンプルを放射能汚染されている区域では収集すべきではない。サンプルは、作業者の身元とサンプル採取の日時を示すために明確にマーキングすべきである。

V. 53 サンプルの実施すべき分析の種類を決める責任を持つ者は、作業者が被ばくした可能性がある区域について情報を得るべきである。特に、サンプルが高レベルの放射能を持つ可能性が高い場合はそうで、特別モニタリングの場合は大体そうである。責任者がサンプルの分析やその解釈に影響するおそれがある医薬品の服用や治療を知ること重要である。

分析方法

V. 54 生体サンプルや物理的サンプルの分析には、存在する放射性核種からの放射線を適切な計測機器で検出することと定量化することが伴う。放射性核種は、最初にサンプルの母体から分離することによって、感度が高く再現性のある検出ができるようにしなければならない場合が多い。検出器が類似した放射線を放出する放射性核種（いくつかのアクチニド）を区別できない場合、サンプルは計数の前に、元素を化学分離処理すべきである。

検出

V. 55 放射線計測評価に使う機器は、測定対象：アルファ粒子、ベータ粒子又は光子の放出、により3つに分けることができる。

V. 56 アルファ粒子はさまざまな手法によって検出できるが、それぞれに長所と欠点がある。全アルファ放射能を最も簡単に計数するには、硫化亜鉛検出器やガスフロー比例計数管を使用することができる。これらの方法は効率が良いが、異なるエネルギーのアルファ粒子を区別できず、混合物中の個々の放射性核種の同定や定量化ができない。個々の放射性核種のエネルギーが十分に異なる場合、それぞれの放射性核種を放射化学分離（V. 63項参照）したあとに、シリコン検出器を使用してアルファスペクトル分析をすれば、個々の放射性核種を定量できる。一般的に、適切な感度を確保するには、長い計数時間が必要である。個々の放射性核種の放射線分析は時間と費用がかかるため、個別の空気サンプリングフィルタの日常の分析には費用対効果が低い可能性が高い。しかし、非定期的測定としては、フィルタを保持し、長期間まとめることができ、長期間にわたる個々の放射性核種の総合的な摂取量を得るために、この感度の高い分析法で放射能を求めることができる。

V. 57 自然起源の放射性物質に関わる産業活動は、 ^{238}U 壊変系列及び/又は ^{232}Th 壊変系列のアルファ放出核種を含むダスト粒子を発生させ得る。空気サンプリングフィルタでのこのアルファ放射能の検出には以下の考慮が必要である：

- (a) 化学処理や熱処理を受けていない自然起源の放射性物質の場合、新しく発生するダスト粒子で ^{238}U 壊変系列と ^{232}Th 壊変系列の平衡が大きく乱される可能性は低い。捕集されたダスト粒子から捕集後に散逸する ^{222}Rn 又は ^{220}Rn を別として（(c) 項を参照）、空気サンプリングフィルタを総アルファ計数で分析する時は、一般的に平衡状態が想定できる。
- (b) 化学処理や熱処理を受けた自然起源の放射性物質の場合、浮遊粉塵粒子において平衡状態は想定できず、したがって、放射性核種の組成は総アルファ計数による空気サンプリングフィルタ分析前に求めるべきである。
- (c) 一部の ^{222}Rn や ^{220}Rn がサンプリングの時から分析の時までの間に捕集されたダスト粒子から散逸することがあるかもしれない。鉱石ダスト粒子で実施された調査によると、 ^{222}Rn と ^{220}Rn の喪失は0～50%の範囲にある [240]。ジルコンやモナザイトのように ^{222}Rn や ^{220}Rn のエマネーション係数が非常に低い鉱物が関わるダスト粒子では、 ^{222}Rn や ^{220}Rn のゼロ喪失を想定すべきである。ウラン鉱石やウラン-トリウム鉱石など、他の鉱物に伴うダスト粒子の場合は、 ^{222}Rn

や²²⁰Rnの何らかの喪失を予想すべきである。サンプリング時に平衡状態にあるウラン壊変系列及びトリウム壊変系列のダスト粒子については、²²²Rnや²²⁰Rn、及びこれらに伴う短寿命子孫の喪失を考慮するために、総アルファ放射能測定値に1~1.23の補正係数を乗じるべきである。²²²Rnや²²⁰Rnの25%という一般的な喪失[241]の場合、約1.10の補正係数を用いるべきである。

V. 58 ベータ粒子は、特に低エネルギーベータ放射体の場合、一般的に液体シンチレーション計測によって検出される。トリチウム、¹⁴C、³²Pのような混合物中の2つ以上のベータ放射体を分離することは、検出器の応答にエネルギーのウィンドウを設定することによって実現することができる場合がある。プランシエットやフィルタに沈着した高エネルギーベータ放射体のグロス測定はガスフロー比例検出器で求めることができる。高エネルギーベータ粒子は液体シンチレーションスペクトロメータでチェレンコフを計数によって検出することができる。

V. 59 フィルタでの個々の²²²Rnの子孫の濃度を求めるために、アルファ及び/又はベータスペクトロメータが一般的に使用されている。プレーナシリコン(PIPS)検出器を使用するアルファ-ベータスペクトル測定法がある。必要とする個々の²²²Rnの子孫に関する情報量に応じてさまざまな計測方法が用いられている。計数は1回のみ実施するか(すなわち、「シングルカウント」法)、サンプリング後に指定された間隔で一連の計数を行う(すなわち、「2カウント」及び「3カウント」法)。放射性核種の壊変と生成に関する方程式を解くことにより、²²²Rnの子孫の総放射能又は個々の子孫の放射能を求めることができる。

V. 60 物的サンプル又は生体サンプルから放出される光子は、通常はよく使われているガンマスペクトロメトリによって検出される。

V. 61 放射線測定以外の手法も使用できる。例えば、紫外蛍光測定法及び速度論的リン光分析法などのルミネッセンス法は、濃縮度にかかわらず、ウランの検定に使用することができる。検出限界の低いバイオアッセイ測定に関しては、誘導結合プラズマ質量分析が、尿中のウラン及びトリウムの測定に対して精度、速度及び又は試料調製の面で大きな利点を持っており[242]、同様に²³⁹Puに対しては、熱イオン化質量分析が利点を持っている[243]。核分裂飛跡分析及び中性子放射化分析など、特定の放射性核種の測定に使用できる手法が他にもあるが、時間と費用がかかるため、特別な状況でのみ必要とされる。

V. 62 V. 55 項~V. 61 項の全ての方法での計数時間は、サンプルの放射能、使用される測定機器、及び必要な精度に左右される。

放射化学分離

V. 63 多くの場合、放射能を確実に定量化できるようにするためには、放射性核種は計測前に、サンプルマトリクスから、又は他の元素の放射性同位元素から分離すべきである。このプロセスはかなりの程度、分離される元素に特有であるが、一般には試料調製と予備濃縮、精製、線源調製、及び収率の定量が含まれる。一般に、検出を改善するため、特定の放射性核種を妨害線源から隔離するためのさまざまなアプローチがとられる。このプロセスの重要な要素は、最終的な結果が初期サンプルの濃度を、信頼性を持って決めることができるように、各ステップでの放射性核種の回収をトレースすることである。バックグラウンドを測定するために、適切な空試料を用意すべきである。

参考文献

- [1] EUROPEAN ATOMIC ENERGY COMMUNITY, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- [2] EUROPEAN COMMISSION, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).
- [3] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 103, Elsevier (2007).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Justification of Practices, Including Non-medical Human Imaging, IAEA Safety Standards Series No. GSG-5, IAEA, Vienna (2014).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [7] INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, Guidelines on Occupational Safety and Health Management Systems, ILO-OSH 2001, ILO, Geneva (2001).
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation

(Revised), ICRU Report 85a, ICRU, Bethesda, MD (2011).

- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Publication 74, Pergamon Press, Oxford and New York (1996).
- [10] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, ICRU Report 39, ICRU, Bethesda, MD (1985).
- [11] BEHRENS, R., DIETZE, G., Monitoring the eye lens: Which dose quantity is adequate? *Phys. Med. Biol.* 55 (2010) 4047–4062.
- [12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, ICRU Report 51, ICRU, Bethesda, MD (1993).
- [13] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers, Publication 78, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [14] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Compendium of Dose Coefficients Based on ICRP Publication 60, Publication 119, Elsevier (2012).
- [15] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [16] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3, Publication 137, SAGE (2017).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Optimization of Radiation Protection in the Control of Occupational Exposure, Safety Reports Series No. 21, IAEA, Vienna (2002).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Radiation

Generators and Sealed Radioactive Sources, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.10, IAEA, Vienna (2006).

- [20] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants, NEA No. 6399, OECD, Paris (2009).
- [21] Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation, Official Journal of the European Communities No. L 159, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1996).
- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.4, IAEA, Vienna (2001).
- [23] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. I: Sources, United Nations, New York (2008) Annex B.
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessing the Need for Radiation Protection Measures in Work Involving Minerals and Raw Materials, Safety Reports Series No. 49, IAEA, Vienna (2006).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Production of Rare Earths from Thorium Containing Minerals, Safety Reports Series No. 68, IAEA, Vienna (2011).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and the Management of Radioactive Waste in the Oil and Gas Industry, Safety Reports Series No. 34, IAEA, Vienna (2003).
- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Titanium Dioxide and Related Industries, Safety Reports Series No. 76, IAEA, Vienna (2012).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and

Management of NORM Residues in the Phosphate Industry, Safety Reports Series No. 78, IAEA, Vienna (2013).

- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Zircon and Zirconia Industries, Safety Reports Series No. 51, IAEA, Vienna (2007).
- [30] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015).
- [31] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2, IAEA, Vienna (2011).
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Generic Procedures for Medical Response during a Nuclear or Radiological Emergency, EPR-Medical 2005, IAEA, Vienna (2005).
- [33] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Cytogenetic Dosimetry: Applications in Preparedness for and Response to Radiation Emergencies, Emergency Preparedness and Response, EPR-Biodosimetry 2011, IAEA, Vienna (2011).
- [34] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Remediation Process for

Areas Affected by Past Activities and Accidents, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-3.1, IAEA, Vienna (2007).

- [35] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2006 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. II, United Nations, New York (2009) Annex E.
- [36] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Radiation Protection against Radon in Workplaces other than Mines, Safety Reports Series No. 33, IAEA, Vienna (2003).
- [37] WORLD HEALTH ORGANIZATION, WHO Handbook on Indoor Radon: A Public Health Perspective, WHO, Geneva (2009).
- [38] EUROPEAN COMMISSION, Cosmic Radiation Exposure of Aircraft Crew: Compilation of Measured and Calculated Data, Radiation Protection 140, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (2004).
- [39] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Radiation Protection Guidance for Activities in Low-Earth Orbit, NCRP Report No. 132, NCRP, Bethesda, MD (2000).
- [40] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Operational Radiation Safety Program for Astronauts in Low-Earth Orbit: A Basic Framework, NCRP Report No. 142, NCRP, Bethesda, MD (2002).
- [41] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Assessment of Radiation Exposure of Astronauts in Space, Publication 123, Elsevier (2013).
- [42] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother, Publication 88, Pergamon Press, Oxford and New York (2002). (Supporting CD-ROM CD2, Database of Dose Coefficients: Embryo and Fetus).
- [43] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk, Publication 95, Elsevier (2004). (Supporting CD-ROM CD3, Database for Dose Coefficients: Dose to Infants from Mothers' Milk).

- [44] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection of Itinerant Workers, Safety Reports Series No. 84, IAEA, Vienna (2015).
- [45] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Electronic Counting Dosimeters for Pulsed Fields of Ionizing Radiation, IEC TS 62743:2012, IEC, Geneva (2012).
- [46] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiation, NCRP Report No. 122, NCRP, Bethesda, MD (1995).
- [47] JÄRVINEN, H., et al., Comparison of double dosimetry algorithms for estimating the effective dose in occupational dosimetry of interventional radiology staff, *Radiat. Prot. Dosim.* 131 (2008) 80–86.
- [48] ATOMIC ENERGY COMMISSION, “Report of EURADOS CONRAD WP7/SG 2: Double dosimetry with recommendations”, Radiation Protection Dosimetry in Medicine: Report of the Working Group No. 9 of the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS) Coordinated Network for Radiation Dosimetry (CONRAD — Contract EC No. FP6-12684), CEA-R-6220, Commissariat à l’énergie atomique, Gif-sur-Yvette (2009) 59–77.
- [49] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiological Protection: Procedures for Monitoring the Dose to the Lens of the Eye, the Skin and the Extremities, ISO 15382:2015, ISO, Geneva (2015).
- [50] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye, IAEA-TECDOC-1731, IAEA, Vienna (2013).
- [51] MANGER, R.P., BELLAMY, M.B., ECKERMANN, K.F., Dose conversion coefficients for neutron exposure to the lens of the human eye, *Radiat. Prot. Dosim.* 148 (2012) 507–513.
- [52] BEHRENS, R., “Monitoring the eye lens”, Living with Radiation — Engaging with Society (Proc. 13th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Glasgow, 2012), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2012).
- [53] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Dosimetry for Exposures to Cosmic Radiation in Civilian Aircraft, Part 1: Conceptual Basis

for Measurements, ISO 20785-1:2012, ISO, Geneva (2012).

- [54] Ibid., Part 2: Characterization of Instrument Response, ISO 20785-2:2011 (2011).
- [55] Ibid., Part 3: Measurements at Aviation Altitudes, ISO 20785-3:2015 (2015).
- [56] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication 75, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [57] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources: Part II, ICRU Report 43, ICRU, Bethesda, MD (1988).
- [58] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations, ICRU Report 47, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [59] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Operational Dose Equivalent Quantities for Neutrons, ICRU Report 66, ICRU, Bethesda, MD (2001).
- [60] EUROPEAN COMMISSION, Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation, Radiation Protection 160, Office of the European Union, Luxembourg (2009).
- [61] SCHUHMACHER, H., et al., Evaluation of Individual Dosimetry in Mixed Neutron and Photon Radiation Fields, PTB-N-49, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (2006).
- [62] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Determination of the Characteristic Limits (Decision Threshold, Detection Limit and Limits of the Confidence Interval) for Measurements of Ionizing Radiation: Fundamentals and Application, ISO 11929:2010, ISO, Geneva (2010).
- [63] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, Publication 35, Pergamon Press, Oxford and New York (1982).
- [64] BOEHM, J., "Some remarks on accuracy and precision in individual monitoring", Intercomparison for Individual Monitoring (Proc. IAEA Research Co-ordination Mtg Vienna, 1989), PTB-DOS-20, Vol. 2, Physikalisch-Technische

Bundesanstalt, Braunschweig (1991) 317.

- [65] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, International Vocabulary of Metrology: Basic and General Concepts and Associated Terms (VIM), JCGM 200:2008, JCGM (2008).
- [66] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, Evaluation of Measurement Data: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, JCGM 100:2008, JCGM (2008).
- [67] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, Evaluation of Measurement Data: An Introduction to the “Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement” and Related Documents, JCGM 104:2009, JCGM (2009).
- [68] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Uncertainty of Measurement, Part 1: Introduction to the Expression of Uncertainty in Measurement, ISO/IEC Guide 98-1:2009, ISO, Geneva (2009).
- [69] Ibid., Part 3: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, ISO/IEC Guide 98-3:2008 (2008).
- [70] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement Quality Assurance for Ionizing Radiation Dosimetry, ICRU Report 76, ICRU, Bethesda, MD (2006).
- [71] EUROPEAN COOPERATION FOR ACCREDITATION, Expression of the Uncertainty of Measurement in Calibration, EA-4/02 M, EA, Paris (1999).
- [72] TAYLOR, B.N., KUYATT, C.E., Guidelines for Evaluating and Expressing the Uncertainty of NIST Measurement Results, NIST Technical Note 1297, National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD (1994).
- [73] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Determination of Uncertainty in Measurement, IEC TR 62461:2015, IEC, Geneva (2015).
- [74] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiation for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, Part 1: Radiation Characteristics and Production Methods, ISO 4037-1:1996, ISO,

Geneva (1996).

- [75] Ibid., Part 2: Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges from 8 keV to 1.3 MeV and 4 MeV to 9 MeV, ISO 4037-2:1997 (1997).
- [76] Ibid., Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and the Measurement of Their Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO 4037-3:1999 (1999).
- [77] Ibid., Part 4: Calibration of Area and Personal Dosimeters in Low Energy X Reference Radiation Fields, ISO 4037-4:2004 (2004).
- [78] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Nuclear Energy: Reference Beta-particle Radiation, Part 1: Methods of Production, ISO 6980-1:2006, ISO, Geneva (2006).
- [79] Ibid., Part 2: Calibration Fundamentals Related to Basic Quantities Characterizing the Radiation Field, ISO 6980-2:2004 (2004).
- [80] Ibid., Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and the Determination of Their Response as a Function of Beta Radiation Energy and Angle of Incidence, ISO 6980-3:2006 (2006).
- [81] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Reference Neutron Radiations, Part 1: Characteristics and Methods of Production, ISO 8529-1:2001, ISO, Geneva (2001).
- [82] Ibid., Part 2: Calibration Fundamentals of Radiation Protection Devices Related to the Basic Quantities Characterizing the Radiation Field, ISO 8529-2:2000 (2000).
- [83] Ibid., Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and Determination of Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO 8529-3:1998 (1998).
- [84] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Measurement of Personal Dose Equivalents $H_p(10)$ and $H_p(0.07)$ for X, Gamma, Neutron and Beta Radiations — Direct Reading Personal Dose Equivalent Meters, IEC 61526:2010, IEC, Geneva (2010).
- [85] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Passive Integrating Dosimetry Systems for Personal and Environmental Monitoring of Photon and Beta Radiation, IEC 62387:2012,

IEC, Geneva (2012).

- [86] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Passive Neutron Dosimetry Systems, Part 1: Performance and Test Requirements for Personal Dosimetry, ISO 21909-1:2015, ISO, Geneva (2015).
- [87] BEHRENS, R., On the operational quantity $H_p(3)$ for eye lens dosimetry, J. Radiol. Prot. 32 (2012) 455–464.
- [88] BEHRENS, R., et al., $H_p(0.07)$ photon doseimeters for eye lens dosimetry: Calibration on a rod vs a slab phantom, Radiat. Prot. Dosim. 148 (2011) 139–142.
- [89] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, Publication 116, Elsevier (2010).
- [90] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, General Requirements for the Competence of Testing and Calibration Laboratories, ISO/IEC 17025:2017, ISO, Geneva (2017).
- [91] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Criteria and Performance Limits for the Periodic Evaluation of Processors of Personal Doseimeters for X and Gamma Radiation, ISO 14146:2000, ISO, Geneva (2000).
- [92] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Installed Dose Rate Meters, Warning Assemblies and Monitors — X and Gamma Radiation of Energy between 50 keV and 7 MeV, IEC 60532:2010, IEC, Geneva (2010).
- [93] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants: Instrumentation and Control Important to Safety — Classification of Instrumentation and Control Functions, IEC 61226:2009, IEC, Geneva (2009).
- [94] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Ambient and/or Directional Dose Equivalent (Rate) Meters and/or Monitors for Beta, X and Gamma Radiation, Part 1: Portable Workplace and Environmental Meters and Monitors, IEC 60846-1:2009, IEC, Geneva (2009).

- [95] Ibid, Part 2: High Range Beta and Photon Dose and Dose Rate Portable Instruments for Emergency Radiation Protection Purposes, IEC 60846-2:2015 (2015).
- [96] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Neutron Ambient Dose Equivalent (Rate) Meters, IEC 61005:2014, IEC, Geneva (2014).
- [97] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Transportable, Mobile or Installed Equipment to Measure Photon Radiation for Environmental Monitoring, IEC 61017:2016, IEC, Geneva (2016).
- [98] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (2000).
- [99] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Reference Radiation Fields: Simulated Workplace Neutron Fields, Part 1: Characteristics and Methods of Production, ISO 12789-1:2008, ISO, Geneva (2008).
- [100] Ibid., Part 2: Calibration Fundamentals Related to the Basic Quantities, ISO 12789-2:2008 (2008).
- [101] JULIUS, H.W., Some remaining problems in the practical application of the ICRU concepts of operational quantities in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* 66 (1996) 1–8.
- [102] SWINTH, K.L., SISK, D.R., Recent developments and performance of survey instruments for the monitoring of weakly penetrating radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* 39 (1991) 149–156.
- [103] VAN DER STEEN, J., et al., Strategies and Methods for Optimisation of Protection against Internal Exposures of Workers from Industrial Natural Sources (SMOPIE), NRG Report 20790/04.60901, Nuclear Research Group, Petten (2004).
- [104] ETHERINGTON, G., et al., “OMINEX: Development of guidance on monitoring for internal exposure”, *Widening the Radiation Protection World (Proc. 11th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Madrid, 2004)*, IRPA, Fontenay-aux-Roses (2004) 359–369.

- [105] EUROPEAN COMMISSION, Optimisation of Monitoring for Internal Exposure (OMINEX), https://cordis.europa.eu/publication/rcn/8870_en.html
- [106] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Monitoring of Workers Occupationally Exposed to a Risk of Internal Contamination with Radioactive Material, ISO 20553:2006, ISO, Geneva (2006).
- [107] LIPSZTEIN, J.L., GRYNSPAN, D., DANTAS, B.M., BERTELLI, L., WRENN, M.E., Thorium exposure: Problems in bioassay interpretation, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 156 (1992) 389–400.
- [108] [108] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Dose Assessment for the Monitoring of Workers for Internal Radiation Exposure, ISO 27048:2011, ISO, Geneva (2011).
- [109] CASTELLANI, C.M., et al., IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data, EURADOS Report 2013-01, European Radiation Dosimetry, Braunschweig (2013).
- [110] STRADLING, N., HODGSON, A., PHIPPS, A.W., FELL, T.P., ETHERINGTON, G., “Can low doses from inhaled natural thorium be confirmed by personal monitoring?”, *Health Effects of Incorporated Radionuclides: Emphasis on Radium, Thorium, Uranium and their Daughter Products (Proc. 9th Int. Conf. Neuherberg, 2004)*, GSF–National Research Center for Environment and Health, Neuherberg (2005) 261–268.
- [111] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Direct Determination of the Body Content of Radionuclides, ICRU Report 69, ICRU, Bethesda, MD (2005).
- [112] WEISE, K., et al., Bayesian decision threshold, detection limit and confidence limits in ionising-radiation measurement, *Radiat. Prot. Dosim.* 121 (2006) 52–63.
- [113] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Performance Criteria for Radiobioassay, ISO 28218:2010, ISO, Geneva (2010).
- [114] CURRIE, L.A., Limits for qualitative detection and quantitative determination: Application to radiochemistry, *Anal. Chem.* 40 (1968) 586–593.
- [115] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND

MEASUREMENTS, Phantoms and Computational Models in Therapy, Diagnosis and Protection, ICRU Report 48, ICRU, Bethesda, MD (1992).

- [116] KRAMER, G.H., BURNS, L., NOEL, L., The BRMD BOMAB phantom family, *Health Phys.* 61 (1991) 895–902.
- [117] THIEME, M., HUNT, E.L., KÖNIG, K., SCHMITT-HANNIG, A., GÖDDE, R., European whole body counter measurement intercomparison, *Health Phys.* 74 (1998) 465–471.
- [118] COHEN, N., SPITZ, H.B., WRENN, M.E., Estimation of skeletal burden of ‘bone-seeking’ radionuclides in man from in vivo scintillation measurements of the head, *Health Phys.* 33 (1977) 431–441.
- [119] NEWTON, D., et al., “The Livermore phantom as a calibration standard in the assessment of plutonium in lungs”, *Assessment of Radioactive Contamination in Man 1984 (Proc. Int. Symp. Paris, 1984)*, IAEA, Vienna (1985) 183–199.
- [120] PALMER, H.E., BREITENSTEIN, B.D., DURBIN, P.W., HEID, K.R., McINROY, J.F., “Calibration of whole body counters for transuranic radionuclides by using total-body donations to the United States transuranium registry”, *Ibid.*, 201.
- [121] HICKMAN, D.P., COHEN, N., Reconstruction of a human skull calibration phantom using bone sections from an ^{241}Am exposure case, *Health Phys.* 55 (1988) 59–65.
- [122] NETON, J., A Method for the In Vivo Measurement of Americium-241 at Long Times Post-Exposure, PhD Thesis, New York Univ. (1988).
- [123] KRAMER, G.H., GAMARNIK, K., NOËL, L., BURNS, L., MEYERHOF, D., The BRMD thyroid-neck phantom: Design and construction, *Health Phys.* 71 (1996) 211–214.
- [124] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., SUNG, J., The LLNL voxel phantom: Comparison with the physical phantom and previous virtual phantoms, *Health Phys.* 93 (2007) 696–700.
- [125] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., The StandFast whole body counter: Efficiency as a function of BOMAB phantom size and energy modeled by MCNP5, *Health Phys.* 92 (2007) 290–296.
- [126] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., Effect of lung volume on counting efficiency:

A Monte Carlo investigation, *Health Phys.* 88 (2005) 357–363.

- [127] FRANCK, D., Potential of modern technologies for improving internal exposure monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* 127 (2007) 233–239.
- [128] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure, Safety Reports Series No. 18, IAEA, Vienna (2000).
- [129] MILLER, G., Statistical modelling of Poisson/log-normal data, *Radiat. Prot. Dosim.* 124 (2007) 155–163.
- [130] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 68, Pergamon Press, Oxford and New York (1994).
- [131] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Statement on Radon, ICRP Ref. 00/902/09, ICRP, Ontario (2009).
- [132] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. I: Sources, United Nations, New York (2000).
- [133] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, Publication 66, Pergamon Press, Oxford and New York (1994).
- [134] HARIDASAN, T.K., SURENDRAN, T., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Detection systems for monitoring intakes of actinides at Trombay, *Radiat. Prot. Dosim.* 51 (1994) 47–58.
- [135] SURENDRAN, T., HARIDASAN, T.K., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Experiences at Trombay in monitoring actinide intakes by occupational workers by direct external counting, *Radiat. Prot. Dosim.* 59 (1995) 15–24.
- [136] GUILMETTE, R.A., MUGGENBURG, B.A., Modelling the effect of continuous infusion DTPA therapy on the retention and dosimetry of inhaled actinides, *Radiat. Prot. Dosim.* 26 (1989) 359–364.
- [137] PIECHOWSKI, J., et al., Model and practical information concerning the radiotoxicological assessment of a wound contaminated by plutonium, *Radiat. Prot. Dosim.* 26 (1989) 265–270.

- [138] JECH, J.J., ANDERSEN, B.V., HEID, K.R., Interpretation of human urinary excretion of plutonium for cases treated with DTPA, *Health Phys.* 22 (1972) 787–792.
- [139] HALL, R.M., PODA, G.A., FLEMING, R.R., SMITH, J.A., A mathematical model for estimation of plutonium in the human body from urine data influenced by DTPA therapy, *Health Phys.* 34 (1978) 419–431.
- [140] LA BONE, T., A Comparison of Methods Used to Evaluate Intakes of Transuranics Influenced by Chelation Therapy, WSRC-MS-2002-00417 (2002).
- [141] BAILEY, B.R., ECKERMAN, K.F., TOWNSEND, L.W., An analysis of a puncture wound case with medical intervention, *Radiat. Prot. Dosim.* 105 (2003) 509–512.
- [142] FRITSCH, P., et al., Modelling of bioassay data from a Pu wound treated by repeated DTPA perfusions: Biokinetics and dosimetric approaches, *Radiat. Prot. Dosim.* 127 (2007) 120–124.
- [143] JAMES, A.C., SASSER, L.B., STUIT, D.B., GLOVER, S.E., CARBAUGH, E.H., USTUR whole body Case 0269: Demonstrating effectiveness of IV Ca-DTPA for Pu, *Radiat. Prot. Dosim.* 127 (2007) 449–455.
- [144] BREUSTEDT, B., et al., “Modeling of DTPA decorporation therapy: Still puzzling after all these years”, *Living with Radiation — Engaging with Society* (Proc. 13th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Glasgow, 2012), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2012).
- [145] BIRCHALL, A., PUNCHER, M., MARSH, J.W., Avoiding biased estimates of dose when nothing is known about the time of intake, *Radiat. Prot. Dosim.* 127 (2007) 343–346.
- [146] PUNCHER, M., BIRCHALL, A., Estimating uncertainty on internal dose assessments, *Radiat. Prot. Dosim.* 127 (2007) 544–547.
- [147] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY, A Review of Criticality Accidents: 2000 Revision, LA-13638, LANL, Los Alamos, NM (2000).
- [148] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dosimetry for Criticality Accidents, Technical Reports Series No. 211, IAEA, Vienna (1982).
- [149] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dangerous Quantities of Radioactive Material (D-Values), Emergency Preparedness and Response, EPR-

D-VALUES 2006, IAEA, Vienna (2006).

- [150] AINSBURY, E.A., et al., Review of retrospective dosimetry techniques for external ionising radiation exposures, *Radiat. Prot. Dosim.* 147 (2011) 573–592.
- [151] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Retrospective Assessment of Exposures to Ionising Radiation, ICRU Report 68, ICRU, Bethesda, MD (2002).
- [152] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication 59, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [153] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Measurement of Radioactivity: Measurement and Evaluation of Surface Contamination, Part 1: General Principles, ISO 7503-1:2016, ISO, Geneva (2016).
- [154] Ibid., Part 2: Test Method Using Wipe-test Samples, ISO 7503-2:2016 (2016).
- [155] Ibid., Part 3: Apparatus Calibration, ISO 7503-3:2016 (2016).
- [156] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Alpha, Beta and Alpha/Beta (Beta Energy >60 keV) Contamination Meters and Monitors, IEC 60325:2002, IEC, Geneva (2002).
- [157] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Installed Personnel Surface Contamination Monitoring Assemblies, IEC 61098:2003, IEC, Geneva (2003).
- [158] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Safety of Gamma, Electron and X Ray Irradiation Facilities, IAEA Safety Standards Series No. SSG-8, IAEA, Vienna (2010).
- [159] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Decontamination of Radioactively Contaminated Surfaces: Method for Testing and Assessing the Ease of Decontamination, ISO 8690:1988, ISO, Geneva (1988).
- [160] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Decontamination of Radioactively Contaminated Surfaces: Testing of Decontamination Agents for Textiles, ISO 9271:1992, ISO, Geneva (1992).
- [161] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Radiation Dose Management for Fluoroscopically Guided

Interventional Medical Procedures, NCRP Report No. 168, NCRP, Bethesda, MD (2010).

- [162] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Health Surveillance of Persons Occupationally Exposed to Ionizing Radiation: Guidance for Occupational Physicians, Safety Reports Series No. 5, IAEA, Vienna (1998).
- [163] INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Technical and Ethical Guidelines for Workers' Health Surveillance, Occupational Safety and Health Series No. 72, ILO, Geneva (1998).
- [164] INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, Recommendations concerning Prevention and Control of Occupational Hazards caused by Carcinogenic Substances and Agents, Recommendation No. 147, ILO, Geneva (1974).
- [165] ROED, H., FIGEL, M., Comparing different error-conditions in film dosimeter evaluation, *Radiat. Prot. Dosim.* 125 (2007) 23–27.
- [166] AMBROSI, P., et al., Results of the IAEA intercomparison for individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* 54 (1994) 5–17.
- [167] BORDY, J.M., et al., Performance test of dosimetric services in the EU Member States and Switzerland for the routine assessment of individual doses (photon, beta and neutron), *Radiat. Prot. Dosim.* 89 (2000) 107–154.
- [168] OLKO, P., Advantages and disadvantages of luminescence dosimetry, *Radiat. Measur.* 45 (2010) 506–511.
- [169] GINJAUME, M., et al., Extremity ring dosimetry intercomparison in reference and workplace fields, *Radiat. Prot. Dosim.* 131 (2008) 67–72.
- [170] LUO, L.Z., VELBECK, K.J., ROTUNDA, J.E., Experience of type testing Harshaw advanced TLD system to new IEC-61066 standard, *Radiat. Measur.* 43 (2008) 594–598.
- [171] BURGKHARDT, B., UGI, S., VILGIS, M., PIESCH, E., Experience with phosphate glass dosimeters in personal and area monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* 66 (1996) 83–88.
- [172] YAMAMOTO, T., et al., The recent investigations of radiophotoluminescence and its application, *Radiat. Measur.* 46 (2011) 1554–1559.

- [173] HSU, S.-M., et al., Synthesis and physical characteristics of radiophotoluminescent glass dosimeters, *Radiat. Measur.* 42 (2007) 621–624.
- [174] MILLER, S.D., YODER, C., Cooled optical luminescence dosimetry in plastic matrices, *Radiat. Prot. Dosim.* 66 (1996) 89–93.
- [175] AKSELROD, M.S., BØTTER-JENSEN, L., McKEEVER, S.W.S., Optically stimulated luminescence and its use in medical dosimetry, *Radiat. Measur.* 41 Suppl. 1 (2006) S78–S99.
- [176] PERKS, C.A., LE ROY, G., PRUGNAUD, B., Introduction of the InLight monitoring service, *Radiat. Prot. Dosim.* 125 (2007) 220–223.
- [177] SOMMER, M., JAHN, A., HENNIGER, J., A new personal dosimetry system for $Hp(10)$ and $Hp(0.07)$ photon dose based on OSL-dosimetry of beryllium oxide, *Radiat. Measur.* 46 (2011) 1818–1821.
- [178] YUKIHARA, E.G., Luminescence properties of BeO optically stimulated luminescence (OSL) detectors, *Radiat. Measur.* 46 (2011) 580–587.
- [179] WERNLI, C., KAHILAINEN, J., Direct ion storage dosimetry systems for photon, beta and neutron radiation with instant readout capabilities, *Radiat. Prot. Dosim.* 96 (2001) 255–259.
- [180] BOSCHUNG, M., FIECHTNER, A., WERNLI, C., A legally approved personal dosimeter for photon and beta radiation based on direct ion storage, *Radiat. Prot. Dosim.* 101 (2002) 271–274.
- [181] BOLOGNESE-MILSZTAJN, T., et al., Active personal dosimeters for individual monitoring and other new developments, *Radiat. Prot. Dosim.* 112 (2004) 141–168.
- [182] CLARKE, P.W., WEEKS, A.R., Implementation of an electronic personal dosimetry system (EPD) at Oldbury-on-Severn power station, *J. Radiol. Prot.* 21 (2001) 45–55.
- [183] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, EUROPEAN RADIATION DOSIMETRY GROUP, Intercomparison of Personal Dose Equivalent Measurements by Active Personal Dosimeters: Final Report of a Joint IAEA–EURADOS Project, IAEA-TECDOC-1564, IAEA, Vienna (2007).
- [184] GINJAUME, M., et al., Overview of active personal dosimeters for individual monitoring in the European Union, *Radiat. Prot. Dosim.* 125 (2007) 261–266.

- [185] BARTLETT, D.T., Electronic doseimeters: Use in personal dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* 47 (1993) 335–339.
- [186] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [187] HÖFERT, M., PIESCH, E., Neutron dosimetry with nuclear emulsions, *Radiat. Prot. Dosim.* 10 (1985) 189–195.
- [188] GRIFFITH, R.V., TOMMASINO, L., “Etch track detectors in radiation dosimetry”, *The Dosimetry of Ionizing Radiation*, Vol. III (KASE, K.R., BJÄRNGARD, B.E., ATTIX, F.H., Eds), Academic Press, San Diego, CA (1990) 323–426.
- [189] HARRISON, K.G., TOMMASINO, L., Damage track detectors for neutron dosimetry, II: Characteristics of different detection systems, *Radiat. Prot. Dosim.* 10 (1985) 219–235.
- [190] BURGKHARDT, B., et al., Experience in long-term neutron dose equivalent measurements using etched track detectors with (n, α) converters in moderators, *Radiat. Prot. Dosim.* 101 (2002) 579–584.
- [191] GILVIN, P.J., BARTLETT, D.T., SHAW, P.V., STEELE, J.D., TANNER, R.J., The NRPB PADC neutron personal dosimetry service, *Radiat. Prot. Dosim.* 96 (2001) 191–195.
- [192] TANNER, R.J., BARTLETT, D.T., HAGER, L.G., Operational and dosimetric characteristics of etched-track neutron detectors in routine neutron radiation protection dosimetry, *Radiat. Measur.* 40 (2005) 549–559.
- [193] PIESCH, E., BURGKHARDT, B., Albedo neutron dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* 10 (1985) 175–188.
- [194] SCHWARTZ, R.B., EISENHAUER, C.M., Calibration of neutron albedo doseimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* 102 (2002) 23–30.
- [195] VANHAVERE, F., D’ERRICO, F., Standardisation of superheated drop and bubble detectors, *Radiat. Prot. Dosim.* 101 (2002) 283–287.
- [196] LUSZIK-BHADRA, M., Compliance of electronic personal neutron doseimeters with the new International Standard IEC 61526, *Radiat. Prot. Dosim.* 125 (2007) 15–18.
- [197] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND

MEASUREMENTS, Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection, NCRP Report No. 57, NCRP, Washington, DC (1978).

- [198] KIEFER, H., MAUSHART, R., MEJDAHL, V., “Radiation protection dosimetry”, Radiation Dosimetry, Vol. III: Sources, Fields, Measurements, and Applications, 2nd edn (ATTIX, F.H., TOCHILIN, E., Eds), Academic Press, New York (1969) 557–615.
- [199] RAMM, W.J., “Scintillation detectors”, Radiation Dosimetry, Vol. II: Instrumentation, 2nd edn (ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., Eds), Academic Press, New York (1966) Ch. 11.
- [200] BURGESS, P.H., MARSHALL, T.O., PIESCH, E.K.A., The design of ionisation chambers for the measurement of weakly penetrating radiations, Radiat. Prot. Dosim. 39 (1991) 157–160.
- [201] COSACK, M., LESIECKI, H., Dose equivalent survey meters, Radiat. Prot. Dosim. 10 (1985) 111–119.
- [202] BRAMBLETT, R.I., EWING, R.I., BONNER, T.W., A new type of neutron spectrometer, Nucl. Instrum. Methods 9 (1960) 1–12.
- [203] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical Reports Series No. 318, IAEA, Vienna (1990).
- [204] ANDERSSON, I.O., BRAUN, J., “A neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV to 10 MeV”, Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Harwell, 1962), Vol. 2, IAEA, Vienna (1963).
- [205] MOURGUES, M., CAROSI, J.C., PORTAL, G., “A light REM-counter of advanced technology”, Neutron Dosimetry (Proc. 5th Symp. Munich, 1984), Vol. 2, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1984).
- [206] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Guide for the Practical Application of the ICRP Human Respiratory Tract Model, ICRP Supporting Guidance 3, Pergamon Press, Oxford and New York (2002).
- [207] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 30, Part 1, Pergamon Press, Oxford and New York (1979).

- [208] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Alimentary Tract Model for Radiological Protection, Publication 100, Elsevier (2006).
- [209] TOOHEY, R.E., BERTELLI, L., SUGARMAN, S.L., WILEY, A.L., CHRISTENSEN, D.M., Dose coefficients for intakes of radionuclides via contaminated wounds, *Health Phys.* 100 (2011) 508–514.
- [210] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Development of a Biokinetic Model for Radionuclide-Contaminated Wounds and Procedures for Their Assessment, Dosimetry and Treatment, NCRP Report No. 156, NCRP, Bethesda, MD (2007).
- [211] EAKINS, J.D., HUTCHINSON, W.P., LALLY, A.F., The radiological hazard from tritium sorbed on metal surfaces, *Health Phys.* 28 (1975) 213–224.
- [212] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, Publication 56, Pergamon Press, Oxford and New York (1990).
- [213] Ibid., Part 2: Ingestion Dose Coefficients, Publication 67 (1993).
- [214] Ibid., Part 3: Ingestion Dose Coefficients, Publication 69 (1995).
- [215] Ibid., Part 4: Inhalation Dose Coefficients, Publication 71 (1995).
- [216] NAVARRO, J.F., LÓPEZ, M.A., NAVARRO, T., GOMEZ ROS, J.M., MORALEDA, M., Assessment of the internal dose of ^{241}Am in bone by in vivo measurements of activity deposited in knee, *Radiat. Prot. Dosim.* 127 (2007) 531–534.
- [217] HANINGER, T., et al., In vivo measurements on the human skull for retrospective assessment of individual intakes of natural radionuclides, *Int. Congr. Series* 1225 (2002) 95–100.
- [218] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Adult Reference Computational Phantoms, Publication 110, Elsevier (2009).
- [219] HEGENBART, L., Numerical Efficiency Calibration of In Vivo Measurement Systems, KIT Scientific Publishing, Karlsruhe (2010).
- [220] LOPEZ, M.A., et al., EURADOS intercomparison on measurements and Monte Carlo modelling for the assessment of americium in a USTUR leg phantom, *Radiat. Prot. Dosim.* 144 (2011) 295–299.

- [221] BOENIGER, M.F., LOWRY, L.K., ROSENBERG, J., Interpretation of urine results used to assess chemical exposure with emphasis on creatinine adjustments: A review, *Am. Ind. Hyg. Assoc. J.* 54 (1993) 615–627.
- [222] GRAUL, R.J., STANLEY, R.L., Specific gravity adjustment of urine analysis results, *Am. Ind. Hyg. Assoc. J.* 43 (1982) 863.
- [223] CARBAUGH, E.H., BIHL, D.E., MACLELLAN, J.A., ANTONIO, C.L., HILL, R.L., Methods and Models of the Hanford Internal Dosimetry Program, PNNL-MA-860, PNNL-15614, Rev. 1, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA (2009).
- [224] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methods for Assessing Occupational Radiation Doses due to Intakes of Radionuclides, Safety Reports Series No. 37, IAEA, Vienna (2004).
- [225] JAISWAL, D.D., DANG, H.S., SHARMA, R.C., “Internal dosimetry of thorium for occupational workers” (IARP Top. Mtg Bombay, 1992).
- [226] MAYYA, Y.S., PRASAD, S.K., NAMBIAR, P.P., KOTRAPPA, P., SOMASUNDARAM, S., Measurement of ^{220}Rn in exhaled breath of Th plant workers, *Health Phys.* 51 (1986) 737–744.
- [227] CHEN, X.-An, et al., “A twenty-year follow-up study on health effects following long-term exposure to thorium dusts”, (Proc. 11th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Madrid, 2004).
- [228] EISENMENGER, A., TSCHAMMER, A., RIEDEL, W., Monitoring of thorium incorporation by thoron in breath measurement: Methodology improvements and determination of burdens of workers, *Radiat. Prot. Dosim.* 89 (2000) 203–206.
- [229] TERRY, K.W., HEWSON, G.S., Thorium lung burdens of mineral sands workers, *Health Phys.* 69 (1995) 233–242.
- [230] TERRY, K.W., HEWSON, G.S., BURNS, P.A., Further thorium lung burden data on mineral sands workers, *Radiat. Prot. Dosim.* 71 (1997) 297–304.
- [231] GENICOT, J.L., BRUGGEMAN, M., The in vivo assessment of thorium body burden by gamma ray spectrometry, *Radiat. Prot. Dosim.* 97 (2001) 173–176.
- [232] PILLAI, P.M.B., MANIYAN, C.G., RADHAKRISHNAN, S., KHAN, A.H., NAIR, M.G., Thorium in urine and thoron (^{220}Rn) in exhaled breath as indicators of internal exposures in monazite and thorium processing, *Radiat. Prot.*

Environ. 24 (2001) 105–108.

- [233] STEHNEY, A.F., et al., Health Status and Body Radioactivity of Former Thorium Workers, NUREG/CR-1420 ANL-80-37, Argonne National Laboratory, IL (1980).
- [234] TOOHEY, R.E., KEANE, A.T., RUNDO, J., Measurement techniques for radium and the actinides in man at the Center for Human Radiobiology, Health Phys. 44 (1983) 323–341.
- [235] STEBBINGS, J.H., “Personal factors affecting thoron exhalation from occupationally acquired thorium body burdens”, Environmental Research Division, Annual Report: Center for Human Radiobiology (Jul. 1983–Jul. 1984), ANL-84-103, Part II, Argonne National Laboratory, IL (1985) 60–73.
- [236] CHEN, XING-AN, CHENG, YONG-E., RONG, ZHEN, Recent results from a study of thorium lung burdens and health effects among miners in China, J. Radiol. Prot. 25 (2005) 451–460.
- [237] MANIYAN, C.G., PILLAI, P.M.B., KHAN, A.H., Studies on clearance of thorium from lungs and chest of occupationally exposed persons in a thorium/monazite processing facility, Radiat. Prot. Environ. 24 (2001) 109–112.
- [238] HEWSON, G.S., FARDY, J.J., Thorium metabolism and bioassay of mineral sands workers, Health Phys. 64 (1993) 147–156.
- [239] SUNTA, C.M., DANG, H.S., JAISWAL, D.D., SOMAN, S.D., Thorium in human blood serum, clot, and urine comparison with ICRP excretion model, J. Radioanal. Nucl. Chem. 138 (1990) 139–144.
- [240] DUPORT, P., HORVATH, F., Practical aspects of monitoring and dosimetry of long-lived dust in uranium mines and mills: Determination of the annual limit on intake for uranium and uranium/thorium ore dust, Radiat. Prot. Dosim. 26 (1989) 43–48.
- [241] DUPORT, P.J., EDWARDSON, E., “Characterization of radioactive long-lived dust present in uranium mines and mills atmospheres”, Occupational Radiation Safety in Mining (Proc. Int. Conf. Toronto, 1984) (STOCKER, H., Ed.), Vol. 1, Canadian Nuclear Association, Ontario (1985) 189–195.
- [242] OEH, U., et al., Implementation of bioassay methods to improve assessment of incorporated radionuclides, Radiat. Prot. Dosim. 125 (2007) 444–448.

[243] ELLIOT, N.L., BICKEL, G.A., LINAUSKAS, S.H., PATERSON, L.M.,
Determination of femtogram quantities of ^{239}Pu and ^{240}Pu in bioassay samples
by thermal ionization mass spectrometry, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 267 (2006)
637–650.

添付資料

遡及的線量評価のための手法

A-1 この添付資料は、2011年レビュー [A-1] の短縮版である。

血液学的手法

A-2 血球百分率は、被ばく後適用できる最初の定量的なバイオインジケータである。このアッセイは、多くの病態を調査するための標準的診断ツールであるため、容易に入手可能であり、自動化されており、また安価である。測定には、複数のサンプルに対して数分の1時間ほどしか要しない。

A-3 放射線被ばくについては、このアッセイは、急性放射線症候群の血液学的要素につながる可能性がある急性被ばく及び全身被ばく（又は、ほぼ全身での被ばく）の検出に関して定量化される。

A-4 計数における通常の個人間変動と個人内の変動にはバックグラウンド「ノイズ」があり、線量 1.0 Gy 以上ないと数値が正常範囲から逸脱したと判断できない。初期の応答で最も有益なのは、リンパ球と顆粒球の計数である。血小板の計数は、循環血液中の血小板の寿命が長いため、応答に時間がかかる。

A-5 臨床管理の時間的経過全体を通して繰り返しサンプリングを実行し、最初のサンプルを被ばく前のバックグラウンド値に近いと見なして、最初のサンプルからの差分の変化をプロットする。したがって、最初の血液サンプルは、被ばく後できるだけ早く採取すべきである。

細胞遺伝学的手法

A-6 末梢血リンパ球の細胞遺伝学的損傷には、二動原体染色体、染色体異常、小核、

転移などがある。二動原体染色体アッセイ、分裂期前染色体凝縮法、小核法は、最近の被ばくからの線量の評価に最も良く適用されるが、蛍光 *in situ* ハイブリダイゼーション (FISH) 法は、数年前又は数十年前に起きた、又は慢性の被ばくに関して、安定した転移を検出するのに最適のアッセイである。

二動原体染色体アッセイ

A-7 二動原体染色体は、専ら電離放射線によって誘発される。二動原体の自然頻度は、健康な母集団全体では非常に低い（細胞 1000 個につき約 1 個の二動原体）。末梢血リンパ球内の二動原体の頻度は、急性の光子被ばくに対して明瞭な線形二次の線量効果関係を最大約 5 Gy まで示すことができる。これらの特性により、二動原体のアッセイは、500～1000 の中期スプレッドのアッセイに基づいて、最小で約 0.1 Gy の全身線量を検出することが可能である。二動原体のアッセイは、理想的には被ばくから 2～3 日以内の血液サンプルに対して用いられる。

A-8 同アッセイの所要時間は、分析された細胞の数、自動化の水準、職員の経験に左右される。1 回のアッセイには、少なくとも 51 時間のサンプル調製を含めて、3 日以上かかる。20～50 個の細胞の分析（1～2.5 時間）に基づく線量推定値は、かなりの誤差（±0.5 Gy）を含むとしても、被ばくの程度を推定するには十分である。部分的な体内被ばくや遷延被ばく線量を考慮に入れるための数学的な手順がある [A-2、A-3]。

分裂期前染色体凝縮法

A-9 分裂期前染色体凝縮法は、周期細胞と非周期細胞の両方における中間期中の染色体異常を視覚化することができる。自然発生する分裂期前染色体凝縮断片の頻度は、1000 個の細胞に 1～3 の割合である。通常、線エネルギー付与の小さい放射線に対して、1 Gy あたり細胞 1 個につき 4～5 の過剰断片が観察される。分裂期前染色体凝縮アッセイについては、未刺激リンパ球を被ばく後直ちに隔離することによって、有糸分裂のチャイニーズハムスター卵巣 (CHO) 細胞による融解を実行することができる。サンプリングが遅れた場合、分裂期前染色体凝縮断片に対する修復動態を考慮に入れるべきである。

A-10 血液収集からスライド作製までの全過程には、最大 3 時間かかる。ギムザ染色試料の顕微鏡スコアリングには時間を要する。しかし、現在開発中の分裂期前染色体凝縮断片の自動スコアリングシステムを使えば、分析を迅速化できる可能性がある。

A-11 化学的に誘発された分裂期前染色体凝縮 C のアッセイは、ホスファターゼ阻害剤としてカリクリン A とオカダ酸を使う。これらは、未刺激リンパ球ではなく、S 及び G2 期の細胞で染色体凝結を誘発する。したがって、このアッセイは、少なくとも 40 時間を要する。これは、特に高線量被ばくにおいて、環状染色体の分析に適していることが判明している [A-4]。

小核法

A-12 小核は、細胞分裂中に子孫核に組み込まれない染色体断片や完全な染色体から生じる。小核は、放射線に特有なものではなく、多くの染色体異常誘発性及び異数性誘発性の作用物質へのばく露によって引き起こされる場合がある。二動原体と同様に、小核は、不安定な染色体異常を示すものであり、暴露後徐々に消滅する。したがって、小核の使用は、比較的最近の暴露に制限される。

A-13 二動原体のアッセイと比較して、小核のスコアリングは、単純かつ迅速であり、細胞遺伝学的な経験を余り必要としない。小核スコアリングが自動化できることに加えて、この手法は、高スループット分析にとって魅力的であり、限定された件数ながら、放射線事故において、良好な線量評価ツールとしての妥当性が確認されている [A-2]。ただし、小核は、本質的に過剰分散するため、この手法は、部分身被ばくの評価には適していない。

A-14 この小核アッセイ手法の最大の限界点は、最初の線量推定値の取得に時間がかかること（少なくとも 75 時間。これは、リンパ球が刺激後の細胞質分裂に入り込むまでに 3 日を要するためである）と、小核の自然発生率が比較的高く、変動することである。小核の自然発生率は、年齢と共に増加する傾向があり、また女性のほうが顕著である [A-5]。検出限界は、スコアリングをセントロメア陰性小核に制限することによって 0.05~0.1 Gy に下げることができる。これは小核の発生頻度が、年齢に依

存した増加による影響を受けないからである [A-6]。

蛍光 *in situ* ・ハイブリダイゼーション法

A-15 最も一般的な手法は、単色蛍光 FISH 法であり、これは、二動原体や転位などの相互交換を検出することができる。さまざまな標識染色体間の誘発転位を評価するため、多色蛍光 FISH 法と、完全なゲノム分析用に多重-FISH 法が開発されている。多重-FISH 法は、複雑な染色体間再配置の研究に最適の方法である。これは、体細胞のサンプルにおける染色体のサイズ、形状、数を確認し評価する 24 色手法である。

A-16 転位頻度は、循環性リンパ球では長年継続することがわかっていること [A-7～A-10] から、この手法は、長期被ばくの場合や古い被ばくを評価するときには非常に有利である。FISH 法は、線エネルギー付与の低い放射線に被ばくした人に対して最も広く使われてきた手法であるが、線エネルギー付与の高い放射線に被ばくした人に使われたこともある。

A-17 冗長なハイブリッド化プロトコルのために、処理時間は血液サンプルの受領から約 5 日である。バックグラウンド頻度は、年齢と共に著しく増加し [A-11、A-12]、年齢と線量履歴が等しい個人間でも大きく異なる。喫煙習慣は、重要な付加的交絡因子であると示唆されている [A-12]。

遺伝学的手法

体細胞変異アッセイ

A-18 染色体異常分析に代わる生物学的線量計として使用するため、グリコホリン A 変異アッセイとヒポキサンチン-グアニン-ホスホリボシルトランスフェラーゼ変異アッセイという 2 つの体細胞変異アッセイが提案されている。複数の調査で、これらのアッセイの 1 つ又は両方が染色体異常分析と比較された。そして、いずれの結論でも、染色体異常分析は、遡及的生物線量評価における最適の手法であるとされている [A-13～A-15]。

遺伝子発現アッセイ

A-19 多くの遺伝子の発現レベルは、電離放射線に対する被ばくに応じて調整される。放射線作業者と放射線治療患者では、遺伝子発現プロファイルが評価されてきた [A-19～A-16]。配列フォーマットにこのアッセイを適用する際の主な処置は、RNA 抽出、標識付け、ハイブリッド化である。10 個未満のサンプルに対する線量推定には、約 2 日を必要とするかもしれない。

タンパク質バイオマーカー

A-20 細胞、組織又は全身性のレベルでの被ばくに対する生体応答の結果として、タンパク質の存在量と局在のさまざまな変化や酵素の変化が起こる。そのような変化は、一連のプロテオーム解析を使って、尿サンプル又は血液サンプルで確認することができる。サンプルの受領から結果が出るまでの時間は通常、これらのアッセイに要する数時間である。

ガンマ-H2AX

A-21 DNA 二重鎖切断部で形成されるリン酸化ヒストンガンマ-H2AX をフォーカスとする免疫蛍光検査法による微視的検出は、複数の臨床設定で試験され、放射線被ばくに対する高感度なバイオマーカーであることが証明されている。ガンマ-H2AX フォーカスは、線量依存的に被ばくした後、数分間以内に形成される。フォーカスレベルは、1 時間未満にピークに達した後、急速に衰え、受け取った線量に応じて、1 日から数日以内にベースラインレベルに復帰する。

A-22 この配列の感度は、基準線レベルの大きな個人間変動によって、またフォーカスの急速な減少によって低下する。したがって、これは、ごく最近 (1 日未満) の被ばくのみ、確実に適用することができる。自動フォーカス・スコアリング手法は、スコアリング判断基準の再現性を確実なものとする [A-20]。

C反応性タンパク

A-23 高レベルの放射線被ばくは、炎症反応を誘発し、サイトカインを通して、被ばく後 2、3 日間、C 反応性タンパクを発生させる。C 反応性タンパクは、多数の急性又は慢性の病状で増加するため、放射線に特有なものではない。したがって、独立型の生物学的線量評価ツールとしては不適當である。

A-24 C 反応性タンパクアッセイの利点は、既に十分に自動化されているため、臨床生化学部門のある最新式の病院では迅速に（数時間以内に）実行できることである。さらに、手持ちで使える C 反応性タンパクアッセイシステムは、日常的に使用可能である。したがって、迅速な選別ツールとして利用できる。

血清アミラーゼ

A-25 唾液組織の被ばく後、急性炎症性及び変性変化の誘発の結果として血清アミラーゼ活性の上昇（高アミラーゼ血症）が観察される。C 反応性タンパクと同様に、血清アミラーゼ・レベルは、線量依存的に上昇し、被ばく後 18～30 時間でピークに達し、2～3 日以内に基準線レベルに戻る [A-21]。この手法の明白な限界は、唾液腺が受ける線量に限定されることである。なぜなら、他の組織の被ばくは、アミラーゼ・レベルの顕著な変化を起こさないからである。さらに、C 反応性タンパクと同様に、血清アミラーゼは、放射線に特有なものではない。したがって、独立型の生物学的線量評価ツールとしては不適當である。

A-26 ヒト放射線被ばくについては、他のさまざまなタンパク質マーカーが提案されている [A-22、A-23]。

物理学的手法

A-27 物理学的手法は、髪、爪、歯牙エナメル質、骨などの生物組織を対象に実施する場合であっても、生物学的な作用よりも放射線による物理学的な作用を調べるものである。通常、サンプル受領から線量推定までの時間は、必要とされる精度に応じて、

1～48 時間である。

電磁常磁性共鳴線量測定

A-28 電磁常磁性共鳴（EPR）法は、電離放射線によって明確に生成されるラジカルや点欠陥などの常磁性中心を検出することで吸収線量を推定することができる。主用途は、歯牙エナメル質 [A-24、A-25] や、骨生検が入手可能な場合、骨組織 [A-26] を用いる EPR 分光法である。ただし、両方とも、侵襲性のサンプル収集を必要とする。非侵襲性の手順で収集できるその他の適切な材料には、砂糖、プラスチック、ガラス、羊毛、綿、髪、爪などがある。

A-29 EPR 信号の時間安定性は、プラスチック [A-27] に対する 5～7 日から歯のエナメル質 [A-28] に対する約 10^6 年まで、材料間で大きく異なる。EPR における放射線以外のバックグラウンドの原因で発生する信号の存在は、この手法の検出限界に影響し、歯のエナメル質に対する約 100 mGy から綿に対する 10 Gy まで広範に及ぶ。

A-30. EPR 線量測定に対するサンプルの作製は通常、比較的簡単である。材料に応じて、個々の測定は、数分から数時間を要する。読み出しは、非破壊的であるため、同じサンプルを何度も測定することができる。EPR スペクトロメータの一つの欠点は、高価なことであり、高い能力の適格の職員が運用に必要なことである。

A-31 歯の生体内 EPR 測定の手法は、従来の生体外測定に用いられたマイクロ波周波数（約 10 GHz）よりも低い 1 GHz のマイクロ波周波数を用いる [A-29]。低周波マイクロ波によって、X 帯域分光測定と比較して係数 5～10 の感度低下が計算から予想される。このことから、検出限界は 0.5～1 Gy の範囲にあると予想される。

ルミネセンス線量測定

A-32 遡及的な線量評価におけるルミネセンス法に係る基準は、予測的な線量評価におけるルミネセンス法に対する付録 II で説明された基準と同様である。レンガなど焼成建物材料から抽出された石英は現在、遡及的なルミネセンス線量測定のために用いられている主な鉱物である。最近では、石英に加えて、都市環境や一般的な母集団

[A-30] が身に付けている又は近くに持っている品に見付かる他のりん光体についても研究された。

A-33 そのような物品の例は、テレホンカードのメモリーチップ・モジュール、身分証明書、健康保険証、キャッシュカード、クレジットカード [A-34~A-30]、携帯電話などの携帯用電子機器のセラミック抵抗器 [A-34、A-35]、歯の詰め物 [A-31、A-36]、歯牙エナメル質 [A-37、A-38]、家庭及び作業場の化学薬品 [A-39、A-40]、ガラス [A-41] などである。

A-34 サンプル調製及び測定プロトコルの手順はさまざまであるが、ほとんどの物質に対して比較的迅速で簡単である。したがって、個人的な物品から得たサンプルの処理は、1 時間未満以内に終わることができる。これらの品目の大半は、広い線量範囲にわたって線形の線量応答性を示し、約 10 mGy の検出限界は、ほとんどの物質に関して達成することができる。

放射化手法

A-35 中性子放射化法は、血液、髪又は爪などの生物組織や、コイン、貴金属又はベルト・バックル等、被害者が身に付けていた金属要素との中性子相互作用によって発生する放射能の測定に基づいている。

A-36 放射化手法は、臨界事故の緊急時対応の管理や、中性子被ばくから何年も経った後の線量再構築において用いることができる。臨界事故の管理の初期段階では、迅速で効率的なトリアージは、人体中の放射化ナトリウムの測定によって実行することができる。事故現場では、被害者の腹部に簡素なガンマ線測定器を当てることによって、 ^{24}Na が放出するガンマ線を非常に迅速に測定することができる。このガンマ線は、体内の $^{24}\text{Na}^*$ の放射化によって生じる。半減期は 14.96 時間であり、1.36 MeV 及び 2.75 MeV にピークを持つガンマ線を発する。被害者の体内にあるナトリウムからの放射能のより精密な推定は、全身計数装置を使って、又は血液サンプルのガンマ線スペクトロメトリによって、後で実行することができる。

A-37 髪や爪の中にある放射化硫黄の測定値も、事故後の線量復元に用いられている。

この場合、体内の ^{32}S の活性化によって生成される ^{32}P が放出したベータ粒子は、GM 計数器を使って直接測定することができるが、簡単な化学的手順に従う液体シンチレーション手法によって測定することもできる。

A-38 もう 1 つの可能性は、環境サンプル（銅サンプルの ^{63}Ni 及び花コウ岩墓石の ^{152}Eu 、 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{41}Ca 、 ^{39}Ar 、 ^{36}Cl 、 ^{14}C 、 ^{10}Be ）、又は日本の原爆被災者に対して実施されたように、生体物質（例えば歯牙エナメル質の ^{41}Ca ）における長寿命の放射化核を測定して線量を決定することである。

*) 訳注 原文では ^{24}Na であるが、 ^{23}Na の誤りと考えられる。

添付資料の参考文献

- [A-1] AINSBURY, E.A., et al., Review of retrospective dosimetry techniques for external ionising radiation exposures, *Radiat. Prot. Dosim.* 147 (2011) 573–592.
- [A-2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, *Cytogenetic Dosimetry: Applications in Preparedness for and Response to Radiation Emergencies, Emergency Preparedness and Response, EPR-Biodosimetry 2011*, IAEA, Vienna (2011).
- [A-3] AINSBURY, E.A., BARQUINERO, J.F., *Biodosimetric tools for a fast triage of people accidentally exposed to ionising radiation: Statistical and computational aspects*, *Ann. Ist. Super. Sanità* 45 (2009) 307–312.
- [A-4] HAYATA, I., KANDA, R., MINAMIHISAMATSU, M., FURUKAWA, M., SASAKI, M.S., *Cytogenetical dose estimation for 3 severely exposed patients in the JCO criticality accident in Tokai-mura*, *J. Radiat. Res.* 42 Suppl. (2001) S149–S155.
- [A-5] FENECH, M., *The cytokinesis-block micronucleus technique: A detailed description of the method and its application to genotoxicity studies in human populations*, *Mutat. Res.* 285 (1993) 35–44.

- [A-6] THIERENS, H., VRAL, A., The micronucleus assay in radiation accidents, *Ann. Ist. Super. Sanità* 45 (2009) 260–264.
- [A-7] TAWN, E.J., WHITEHOUSE, C.A., Persistence of translocation frequencies in blood lymphocytes following radiotherapy: Implications for retrospective radiation biodosimetry, *J. Radiol. Prot.* 23 (2003) 423–430.
- [A-8] LLOYD, D.C., MOQUET, J.E., ORAM, S., EDWARDS, A.A., LUCAS, J.N., Accidental intake of tritiated water: A cytogenetic follow-up case on translocation stability and dose reconstruction, *Int. J. Radiat. Biol.* 73 (1998) 543–547.
- [A-9] LINDHOLM, C., EDWARDS, A., Long-term persistence of translocations in stable lymphocytes from victims of a radiological accident, *Int. J. Radiat. Biol.* 80 (2004) 559–566.
- [A-10] EDWARDS, A.A., et al., Review of translocations detected by FISH for retrospective biological dosimetry applications, *Radiat. Prot. Dosim.* 113 (2005) 396–402.
- [A-11] WHITEHOUSE, C.A., et al., Translocation yields in peripheral blood lymphocytes from control populations, *Int. J. Radiat. Biol.* 81 (2005) 139–145.
- [A-12] SIGURDSON, A.J., et al., International study of factors affecting human chromosome translocations, *Mutat. Res.* 652 (2008) 112–121.
- [A-13] KLEINERMAN, R.A., ROMANYUKHA, A.A., SCHAUER, D.A., TUCKER, J.D., Retrospective assessment of radiation exposure using biological dosimetry: Chromosome painting, electron paramagnetic resonance and the glycophorin A mutation assay, *Radiat. Res.* 166 (2006) 287–302.
- [A-14] JONES, I.M., et al., Three somatic genetic biomarkers and covariates in radiation exposed Russian cleanup workers of the Chernobyl nuclear reactor 6–13 years after exposure, *Radiat. Res.* 158 (2002) 424–442.
- [A-15] EDWARDS, A., et al., Biological estimates of dose to inhabitants of Belarus and Ukraine following the Chernobyl accident, *Radiat. Prot. Dosim.* 111 (2004) 211–219.
- [A-16] SAKAMOTO-HOJO, E.T., et al., Gene expression profiles in human cells submitted to genotoxic stress, *Mutat. Res.* 544 (2003) 403–413.

- [A-17] MORANDI, E., et al., Gene expression changes in medical workers exposed to radiation, *Radiat. Res.* 172 (2009) 500–508.
- [A-18] MEADOWS, S.K., et al., Gene expression signatures of radiation response are specific, durable and accurate in mice and humans, *PLoS One* 3 (2008) e1912.
- [A-19] FACHIN, A.L., et al., Gene expression profiles in radiation workers occupationally exposed to ionizing radiation, *J. Radiat. Res.* 50 (2009) 61–71.
- [A-20] ROTHKAMM, K., HORN, S., Gamma-H2AX as protein biomarker for radiation exposure, *Ann. Ist. Super. Sanità* 45 (2009) 265–271.
- [A-21] CHEN, I.W., KEREIAKES, J.G., SILBERSTEIN, E.B., ARON, B.S., SAENGER, E.L., Radiation-induced change in serum and urinary amylase levels in man, *Radiat. Res.* 54 (1973) 141–151.
- [A-22] MARCHETTI, F., COLEMAN, M.A., JONES, I.M., WYROBEK, A.J., Candidate protein biodosimeters of human exposure to ionizing radiation, *Int. J. Radiat. Biol.* 82 (2006) 605–639.
- [A-23] GUIPAUD, O., BENDERITTER, M., Protein biomarkers for radiation exposure: Towards a proteomic approach as a new investigation tool, *Ann. Ist. Super. Sanità* 45 (2009) 278–286.
- [A-24] FATTIBENE, P., CALLENS, F., EPR dosimetry with tooth enamel: A review, *Appl. Radiat. Isot.* 68 (2010) 2033–2116.
- [A-25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Electron Paramagnetic Resonance Dosimetry with Tooth Enamel for Retrospective Dose Assessment, IAEA-TECDOC-1331, IAEA, Vienna (2002).
- [A-26] CLAIRAND, I., HUET, C., TROMPIER, F., BOTTOLLIER-DEPOIS, J.-F., Physical dosimetric reconstruction of a radiological accident due to gammagraphy equipment that occurred in Dakar and Abidjan in summer 2006, *Radiat. Meas.* 43 (2008) 698–703.
- [A-27] TROMPIER, F., BASSINET, C., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on plastics by EPR spectrometry, *Health Phys.* 98 (2010) 388–394.
- [A-28] SCHWARCZ, H.P., ESR studies of tooth enamel, *Nucl. Tracks Radiat. Meas.* (1982) 10 (1985) 865–867.

- [A-29] IWASAKI, A., GRINBERG, O., WALCZAK, T., SWARTZ, H.M., In vivo measurements of EPR signals in whole human teeth, *Appl. Radiat. Isot.* 62 (2005) 187–190.
- [A-30] CORRECHER, V., GARCIA-GUINEA, J., RIVERA, T., Thermoluminescence sensitivity of daily-use materials, *Radiat. Eff. Defects Solids* 164 (2009) 232–239.
- [A-31] GÖKSU, H.Y., BAILIFF, I.K., Luminescence dosimetry using building materials and personal objects, *Radiat. Prot. Dosim.* 119 (2006) 413–420.
- [A-32] WODA, C., SPÖTTL, T., On the use of OSL of wire-bond chip card modules for retrospective and accident dosimetry, *Radiat. Meas.* 44 (2009) 548–553.
- [A-33] GÖKSU, H.Y., Telephone chip-cards as individual doseimeters, *Radiat. Meas.* 37 (2003) 617–620.
- [A-34] BASSINET, C., TROMPIER, F., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on electronic components by OSL, *Health Phys.* 98 (2010) 440–445.
- [A-35] INRIG, E.L., GODFREY-SMITH, D.I., KHANNA, S., Optically stimulated luminescence of electronic components for forensic, retrospective, and accident dosimetry, *Radiat. Meas.* 43 (2008) 726–730.
- [A-36] VERONESE, I., et al., Study of TSL and OSL properties of dental ceramics for accidental dosimetry applications, *Radiat. Meas.* 45 (2010) 35–41.
- [A-37] GODFREY-SMITH, D.I., Toward in vivo OSL dosimetry of human tooth enamel, *Radiat. Meas.* 43 (2008) 854–858.
- [A-38] DEWITT, R., KLEIN, D.M., YUKIHARA, E.G., SIMON, S.L., McKEEVER, S.W., Optically stimulated luminescence (OSL) of tooth enamel and its potential use in post-radiation exposure triage, *Health Phys.* 98 (2010) 432–439.
- [A-39] THOMSEN, K.J., BØTTER-JENSEN, L., MURRAY, A.S., Household and workplace chemicals as retrospective luminescence doseimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* 101 (2002) 515–518.
- [A-40] BERNHARDSSON, C., CHRISTIANSSON, M., MATTSSON, S., RÄÄF, C.L., Household salt as a retrospective doseimeter using optically stimulated luminescence, *Radiat. Environ. Biophys.* 48 (2009) 21–28.

[A-41] BASSINET, C., TROMPIER, F., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on glass by TL and EPR spectrometry, Health Phys. 98 (2010) 400–405.

略語

AMAD	activity median aerodynamic diameter
DTPA	diethylenetriaminepentaacetic acid
EPR	electron paramagnetic resonance
FISH	fluorescence in situ hybridization
HEPA	high efficiency particulate air
ICRP	International Commission on Radiological Protection
ICRU	International Commission on Radiation Units and Measurements
IEC	International Electrotechnical Commission
RBE	relative biological effectiveness

草案の作成と査読のための協力者

Cruz Suarez, R.	International Atomic Energy Agency
Delves, D.	International Atomic Energy Agency
Doty, R.	Consultant
Gaunt, M.R.	Rolls-Royce plc, United Kingdom
Giussani, A.	Federal Office for Radiation Protection, Germany
Hajek, M.	International Atomic Energy Agency
Haridasan, P.P.	International Atomic Energy Agency
Kutkov, V.	International Atomic Energy Agency
Ma, J.	International Atomic Energy Agency
Nestoroska, M.S.	International Atomic Energy Agency
Niu, S.	International Labour Office
Okyar, H.B.	International Atomic Energy Agency
Pradeepkumar, K.S.	Bhabha Atomic Research Centre, India
Pushparaja, P.	Radiation Protection and Environment, India
Saigusa, S.	National Institute of Radiological Sciences, Japan
Shaw, J.	Public Health England, United Kingdom
Suzuki, T.	National Institute of Radiological Sciences, Japan
Vanhavere, F.	Belgian Nuclear Research Centre, Belgium
Wymer, D.G.	Consultant
Xia, Y. China	Institute of Atomic Energy, China
Zodiates, T.	EDF Energy Nuclear Generation Ltd, United Kingdom

※この協力者一覧は、正本に記載のあるものを転記したものであり、これらの協力者は日本語翻訳版の作成には一切関係はありません。

国際基準による安全

「政府、規制機関及び事業者は、あらゆるところで、核物質と放射線源が有益に、安全にそして倫理的に使用されることを確実なものとしなければならない。IAEA 安全基準は、これを推し進めることを意図して作成されており、私は、全ての加盟国が IAEA 安全基準を使用することを奨励する。」

天野 之弥
事務局長