



UNPROTECTED/NON PROTÉGÉ

ORIGINAL/ORIGINAL

CMD : 21-M23

Date signed/Signé le : 26 MAY 2021

Approve Regulatory Document

Approuver le document d'application  
de la réglementation

**REGDOC-2.7.1, *Radiation  
Protection***

**REGDOC-2.7.1,  
*Radioprotection***

**REGDOC-2.7.2,  
*Dosimetry, Volume I:  
Ascertaining  
Occupational Dose***

**REGDOC-2.7.2,  
*Dosimétrie, tome I :  
Détermination de la dose  
professionnelle***

Public Meeting

Réunion publique

Scheduled for:  
June 8, 2021

Prévue pour le :  
8 juin 2021

Submitted by:  
CNSC Staff

Soumis par :  
Le personnel de la CCSN

**Summary**

This CMD pertains to a request to the Commission to approve the following draft regulatory documents:

- REGDOC-2.7.1, *Radiation Protection*
- REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose*

The following documents are attached:

- draft REGDOC-2.7.1, Detailed Comments Table and Consultation Report
- draft REGDOC-2.7.2, Volume I, Detailed Comments Table and Consultation Report

**Résumé**

Ce document à l'intention des commissaires (CMD) concerne une demande de décision au sujet de :

- l'ébauche du document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.1, *Radioprotection*
- l'ébauche du document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle*

Les pièces suivantes sont jointes :

- l'ébauche du REGDOC-2.7.1, avec le rapport de consultation et le tableau des réponses aux commentaires reçus
- l'ébauche du REGDOC-2.7.2, tome I, avec le rapport de consultation et le tableau des réponses aux commentaires reçus

**Signed/signé le**



Recoverable Signature

X *A.K.*

---

Jason K. Cameron

Signed by: Cameron, Jason

**Jason K. Cameron**

**Vice-President**

Regulatory Affairs Branch

**Vice-président**

Direction générale des affaires réglementaires

## TABLE OF CONTENTS

<b>EXECUTIVE SUMMARY .....</b>	<b>1</b>
<b>1 OVERVIEW .....</b>	<b>2</b>
1.1 Background .....	2
1.2 Highlights .....	2
<b>2 CONSULTATION .....</b>	<b>4</b>
<b>3 IMPLEMENTATION .....</b>	<b>5</b>
<b>4 OVERALL CONCLUSIONS AND RECOMMENDATIONS .....</b>	<b>5</b>
4.1 Overall Conclusions .....	5
4.2 Overall Recommendations .....	6



## EXECUTIVE SUMMARY

This Commission Member Document presents two regulatory documents that provide guidance and clarity for licensees and applicants on meeting the requirements found in the *Radiation Protection Regulations*, as well as guidance for ascertaining occupational dose and making changes to dose-related information filed with the National Dose Registry. The regulatory documents included are REGDOC-2.7.1, *Radiation Protection*, and REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose*.

Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) staff have extensively consulted on the content of the draft regulatory documents, beginning with the discussion paper DIS-16-02, *Radiation Protection and Dosimetry*, published in April 2016. As described in Section 2 of this CMD, stakeholders have had various opportunities to submit comments on both REGDOCs, including public consultations, feedback on comments, targeted consultation, and a meeting with industry members.

Based on comments received through consultation activities, CNSC staff reviewed and revised, as appropriate, each draft regulatory document to address feedback. The attached consultation reports and detailed comments tables provide more details.

# 1 OVERVIEW

## 1.1 Background

In November 2020, the *Radiation Protection Regulations* (RPR) were amended to enhance radiation protection for workers, the public and the environment, based on international standards for radiation protection and Canadian Nuclear Safety Commission's (CNSC) regulatory operational experience.

The CNSC is committed to maintaining a radiation protection regulatory framework that is modern and consistent with national and international standards and best practices. To that end, this Commission Member Document (CMD) presents, for Commission approval, two draft regulatory documents (REGDOCs) related to radiation protection, to enhance the existing framework.

REGDOC-2.7.1, *Radiation Protection*, and REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose*, were developed to reflect the latest requirements set out in the RPR and to modernize the CNSC's regulatory framework related to radiation protection.

## 1.2 Highlights

CNSC staff are presenting two REGDOCs on radiation protection to the Commission for its approval. These documents bring together ten documents and update their contents to align with the recently amended RPR, and with international best practices and guidance.

These draft REGDOCs are a result, in part, of the CNSC's initiative to modernize the regulatory framework in the areas of radiation protection. Table 1 shows which documents would be superseded by these draft REGDOCs, should they be approved by the Commission.

**Table 1: Modernized documents**

REGDOC	Supersedes:
REGDOC-2.7.1, <i>Radiation Protection</i>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• G-91, <i>Ascertaining and Recording Radiation Doses to Individuals</i> (2003)</li> <li>• G-121, <i>Radiation Safety in Educational, Medical and Research Institutions</i> (2000)</li> <li>• G-129, revision 1, <i>Keeping Radiation Exposures and Doses "As Low As Reasonable Achievable (ALARA)"</i> (2004)</li> <li>• G-228, <i>Developing and Using Action Levels</i> (2001)</li> <li>• GD-150, <i>Designing and Implementing a Bioassay Program</i> (2010)</li> <li>• G-313, <i>Radiation Safety Training Programs for Workers Involved in Licensed Activities with Nuclear Substances and</i></li> </ul>

	<i>Radiation Devices, and with Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment (2006)</i>
REGDOC-2.7.2, <i>Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose</i>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• GD-150, <i>Designing and Implementing a Bioassay Program</i> (2010)</li> <li>• G-91, <i>Ascertaining and Recording Radiation Doses to Individuals</i> (2003)</li> <li>• G-147, <i>Radiobioassay Protocols for Responding to Abnormal Intakes of Radionuclides</i> (2003)</li> <li>• RD-58, <i>Thyroid Screening for Radioiodine</i> (2008)</li> <li>• S-260, <i>Making Changes to Dose-Related Information Filed With the National Dose Registry</i> (2004)</li> </ul>

REGDOC-2.7.1 is structured to align with each section of the RPR, and covers topics that are currently not addressed in other CNSC's regulatory documents, such as radiation protection programs, principles of worker dose control and principles of radiological hazard control. It also provides guidance on new requirements in the RPR, including provisions and accommodations for breastfeeding nuclear energy workers (NEWs), provision of information to NEWs regarding emergencies, and selection, testing and calibration of radiation detection and measurement instrumentation.

REGDOC-2.7.2, Volume I updates and integrates existing CNSC guidance on occupational dosimetry. It elaborates and expands on methods and techniques to ascertain dose for licensees that do not use licensed dosimetry.

New guidance in this draft REGDOC includes extremity and lens of the eye dosimetry, calculating whole-body external effective dose from multiple dosimeters, assessment of equivalent dose associated with skin contamination events, and assessment of dose in relation to infants of breastfeeding NEWs.

## 2 CONSULTATION

### Discussion Paper

In April 2016, the CNSC published discussion paper [DIS-16-02, Radiation Protection and Dosimetry](#), to solicit feedback on its proposal to create two new REGDOCs for radiation protection and dosimetry that would supersede existing CNSC regulatory documentation and align guidance with the proposed amendments to the RPR. At industry's request, the CNSC held an information session in September 2016 to provide clarification before industry submitted their comments. A [What we Heard Report](#) was published in May 2017, which summarized comments received and CNSC staff responses, and outlined the path forward for the two REGDOCs.

### Draft REGDOCs

The CNSC posted drafts REGDOC-2.7.1 and REGDOC-2.7.2, Volume I for consultation between March 21 to July 19, 2019 and April 24 to July 19, 2019 respectively, in anticipation of the consultation in the *Canada Gazette* Part I of the RPR in the summer of 2019. These consultations were followed by a 15-day period for feedback on comments, from August 14 to September 4, 2019.

After the RPR were published in *Canada Gazette* Part II on November 25, 2020, the CNSC provided a 45-day review period for the updated versions of both REGDOCs to those who previously commented on the documents, as well as civil society organizations (CSOs) who had specifically requested an additional opportunity to comment. Additional comments were received from members of industry, and no comments were received from CSOs.

The REGDOCs were revised, as appropriate, to address the feedback received. Table 2 shows the consultation dates and the number of comments received for each draft REGDOC. The list of commenters is available in the attached comment disposition tables.

**Table 2: Public Consultation Periods for each REGDOC and Number of Comments Received**

	REGDOC-2.7.1	REGDOC-2.7.2, Volume I
Public consultation	March 21 to July 19, 2019 131 comments	April 24 to July 19, 2019 76 comments
Feedback on comments	August 14 to September 4, 2019 No comments received	August 14 to September 4, 2019 No comments received
Targeted consultation with commenters and CSOs	November 26, 2020 to January 11, 2021 16 comments	November 26, 2020 to January 11, 2021 12 comments
Comments leading to document changes	98 of the 147 comments received led to changes	69 of the 88 comments received led to changes

**Meeting with Industry**

Following the second round of consultation, industry stakeholders requested a meeting to discuss outstanding issues. The meeting was held on March 10, 2021.

Stakeholders submitted comments to CNSC staff prior to the meeting, and these have been included in the attached detailed comments tables.

Details on the comments received are summarized in the attached consultation reports. All comments received on the draft REGDOCs and CNSC staff responses are included in the detailed comment tables.

**3 IMPLEMENTATION**

REGDOC-2.7.1 and REGDOC-2.7.2, Volume I, will provide detailed guidance for applicants and licensees to assist them in meeting the requirements found in the RPR.

Should the Commission approve the publication of the documents, they will be published on the CNSC's website. They will supersede the documents listed in Table 1.

**4 OVERALL CONCLUSIONS AND RECOMMENDATIONS****4.1 Overall Conclusions**

The radiation protection REGDOCs were developed through extensive consultation. The REGDOCs provide guidance for licensees and applicants on meeting the requirements found in the *Radiation Protection Regulations*, as well

as guidance for ascertaining occupational dose and making changes to dose-related information filed with the National Dose Registry.

CNSC staff conclude that the REGDOCs are ready for final approval by the Commission.

## **4.2 Overall Recommendations**

CNSC staff recommend that the Commission approve REGDOC-2.7.1, *Radiation Protection*, and REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose*.



# Radiation Protection

# **Radiation Protection**

---

REGDOC-2.7.1

June 2021

# DRAFT



## **Radiation Protection**

Regulatory document REGDOC-2.7.1

© Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) 20XX

Cat. No. NNNNN

ISBN NNNNN

Extracts from this document may be reproduced for individual use without permission provided the source is fully acknowledged. However, reproduction in whole or in part for purposes of resale or redistribution requires prior written permission from the CNSC.

*Également publié en français sous le titre : Radioprotection*

### **Document availability**

This document can be viewed on the [CNSC website](#). To request a copy of the document in English or French, please contact:

Canadian Nuclear Safety Commission  
280 Slater Street  
P.O. Box 1046, Station B  
Ottawa, ON K1P 5S9  
Canada

Tel.: 613-995-5894 or 1-800-668-5284 (in Canada only)

Fax: 613-995-5086

Email: [cnscccsn@canada.ca](mailto:cnscccsn@canada.ca)

Website: [nuclearsafety.gc.ca](http://nuclearsafety.gc.ca)

Facebook: [facebook.com/CanadianNuclearSafetyCommission](https://facebook.com/CanadianNuclearSafetyCommission)

YouTube: [youtube.com/cnscccsn](https://youtube.com/cnscccsn)

Twitter: [@CNSC\\_CCSN](https://twitter.com/CNSC_CCSN)

LinkedIn: [linkedin.com/company/cnsc-ccsn](https://linkedin.com/company/cnsc-ccsn)

### **Publishing history**

[Month year]

Version x.0



## Preface

This regulatory document is part of the CNSC's radiation protection series of regulatory documents, which also covers dosimetry and radiation protection guidelines for the safe handling of decedents. The full list of regulatory document series is included at the end of this document and can also be found on the [CNSC's website](#).

Regulatory document REGDOC-2.7.1, *Radiation Protection*, aligns with the *Radiation Protection Regulations*. This document provides guidance on radiation protection programs, the principles of worker dose control and the principles of radiological hazard control to ensure the protection of workers and the public.

For information on the implementation of regulatory documents in the licensing basis and on the graded approach, see REGDOC-3.5.3, *Regulatory Fundamentals*.

The words “shall” and “must” are used to express requirements to be satisfied by the licensee or licence applicant. “Should” is used to express guidance or that which is advised. “May” is used to express an option or that which is advised or permissible within the limits of this regulatory document. “Can” is used to express possibility or capability.

Nothing contained in this document is to be construed as relieving any licensee from any other pertinent requirements. It is the licensee's responsibility to identify and comply with all applicable regulations and licence conditions.

## Table of Contents

<b>1.</b>	<b>Introduction.....</b>	<b>1</b>
1.1	Purpose.....	1
1.2	Scope.....	1
<b>2.</b>	<b>Interpretation and Application of the <i>Radiation Protection Regulations</i> .....</b>	<b>2</b>
<b>3.</b>	<b>Administration of Nuclear Substance for Medical Purposes.....</b>	<b>3</b>
<b>4.</b>	<b>Radiation Protection Program.....</b>	<b>3</b>
4.1	Application of ALARA .....	4
4.1.1	Commitment to ALARA .....	5
4.1.2	Allocation of resources .....	5
4.1.3	Process for the application of ALARA .....	6
4.1.4	Taking into account social and economic factors .....	7
4.1.5	Oversight of the application of ALARA.....	7
4.2	Management control over work practices.....	9
4.3	Personnel qualification and training .....	10
4.4	Control of occupational and public exposure to radiation .....	11
4.4.1	Engineered controls for radiation protection .....	11
4.4.2	Administrative controls for radiation protection.....	13
4.4.3	Personal protective equipment.....	13
4.4.4	Respiratory protection from airborne nuclear substances.....	14
4.5	Planning for unusual situations .....	15
4.6	Nuclear substances released as a result of a licensed activity.....	15
4.6.1	Workplace monitoring programs .....	16
<b>5.</b>	<b>Ascertainment and Recording of Doses .....</b>	<b>16</b>
5.1	Methods to measure exposure and doses directly .....	17
5.2	Methods to estimate exposures and doses .....	17
5.3	Direct measurement versus estimation of exposures and doses.....	18
5.4	Dosimetry.....	19
5.4.1	External dosimetry .....	19
5.4.2	Internal dosimetry.....	19
<b>6.</b>	<b>Action Levels .....</b>	<b>20</b>
6.1	Developing, using and revising action levels.....	21
6.2	Monitoring .....	22
6.3	Responding when an action level is reached .....	22

<b>7.</b>	<b>Provision of Information to Nuclear Energy Workers.....</b>	<b>23</b>
<b>8.</b>	<b>Requirement To Use a Licensed Dosimetry Service .....</b>	<b>25</b>
<b>9.</b>	<b>Collection of Personal Information .....</b>	<b>27</b>
<b>10.</b>	<b>Obligations of Nuclear Energy Workers .....</b>	<b>27</b>
<b>11.</b>	<b>Pregnant and Breastfeeding Nuclear Energy Workers.....</b>	<b>27</b>
11.1	Accommodations for nuclear energy workers who are pregnant.....	28
11.2	Accommodations for nuclear energy workers who are breastfeeding .....	29
<b>12.</b>	<b>Interpretation of Radiation Dose Limits.....</b>	<b>30</b>
<b>13.</b>	<b>Effective Dose Limits .....</b>	<b>30</b>
<b>14.</b>	<b>Equivalent Dose Limits.....</b>	<b>31</b>
<b>15.</b>	<b>Emergencies.....</b>	<b>33</b>
<b>16.</b>	<b>Exceedance of a Regulatory Dose Limit .....</b>	<b>35</b>
<b>17.</b>	<b>Authorization of Return to Work.....</b>	<b>36</b>
<b>18.</b>	<b>Application for a Licence To Operate a Dosimetry Service.....</b>	<b>37</b>
<b>19.</b>	<b>Obligations of Licensees .....</b>	<b>37</b>
<b>20.</b>	<b>Labelling of Containers and Devices.....</b>	<b>37</b>
<b>21.</b>	<b>Posting of Signs at Boundaries and Points of Access .....</b>	<b>39</b>
<b>22.</b>	<b>Use of the Radiation Warning Symbol.....</b>	<b>40</b>
<b>23.</b>	<b>Frivolous Posting.....</b>	<b>40</b>
<b>24.</b>	<b>Records To Be Kept by Licensees.....</b>	<b>40</b>
<b>25.</b>	<b>Radiation Detection and Measurement Instrumentation.....</b>	<b>40</b>
25.1	Selection of instruments and equipment used for radiation measurements .....	41
25.2	Testing of instruments and equipment used for radiation measurements .....	42
25.3	Calibration of instruments and equipment used for radiation measurements .....	42
<b>Appendix A:</b>	<b>Guidance on the Provision of Radiation Protection Training by Work Group .....</b>	<b>44</b>
A.1	Management.....	44
A.2	Radiation protection personnel .....	44
A.3	Nuclear energy workers .....	44
A.4	General employees.....	45

A.5	Contractor personnel.....	45
A.6	Visitors.....	45
A.7	Emergency response personnel.....	46
<b>Appendix B: Guidance on Workplace Monitoring Programs .....</b>		<b>47</b>
B.1	Contamination control .....	47
B.1.1	Contamination control limits .....	48
B.1.2	Decontamination of personnel and equipment .....	48
B.2	Radiation dose rate monitoring and control.....	49
B.3	Airborne radioactivity monitoring and control .....	49
<b>Appendix C: Monitoring for Radioactive Contamination .....</b>		<b>51</b>
C.1	Method of measurement .....	51
C.2	Purpose of contamination monitoring.....	51
C.3	Frequency of confirmatory contamination monitoring.....	51
C.4	Decontamination.....	51
C.5	Monitoring records .....	52
C.6	Direct measurement of contamination using a portable meter .....	52
C.7	Indirect measurement of contamination with wipes .....	52
C.8	Detector efficiency.....	53
C.9	Relating measurement readings to contamination criteria.....	53
C.10	Minimum detectable activity .....	54
C.11	Calculating and reporting results with uncertainty .....	55
C.12	Instrument sensitivity.....	55
C.13	Selection of contamination monitoring instruments .....	56
C.13.1	Window thickness and composition .....	56
C.13.2	Detector density .....	56
C.13.3	Detector output .....	56
<b>Appendix D: Calibration of Radiation Survey Meters and Direct Reading Dosimeters.....</b>		<b>60</b>
D.1	Calibration procedure documentation.....	60
D.2	Radiation survey meter pre-calibration check .....	60
D.3	Physical and environmental conditions for jigs and radiation survey meters or direct reading dosimeters .....	60
D.4	Calibration sources .....	61
D.5	Radiation survey meter calibration .....	62
D.6	Direct reading dosimeter calibration.....	63
D.7	Record of calibration .....	63

<b>Glossary .....</b>	<b>65</b>
<b>References.....</b>	<b>66</b>

## Radiation Protection

### 1. Introduction

REGDOC-2.7.1, *Radiation Protection*, aligns with the *Radiation Protection Regulations* (RPR, the Regulations).

REGDOC-2.7.1, along with Volumes I and II of REGDOC-2.7.2, *Dosimetry* [1, 2], supersedes the following previously published regulatory documents on topics related to radiation protection:

- G-121, *Radiation Safety in Educational, Medical and Research Institutions*
- G-129, Revision 1, *Keeping Radiation Exposures and Doses “As Low as Reasonably Achievable (ALARA)”*
- G-91, *Ascertaining and Recording Radiation Doses to Individuals*
- GD-150, *Designing and Implementing a Bioassay Program*
- G-228, *Developing and Using Action Levels*
- G-313, *Radiation Safety Training Programs for Workers Involved in Licensed Activities with Nuclear Substances and Radiation Devices, and With Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment*

This regulatory document provides new guidance on the following topics:

- Radiation protection programs
- Principles of worker dose control
- Principles of radiological hazard control

#### 1.1 Purpose

This regulatory document provides guidance and clarity on requirements for the application of the RPR. This regulatory document will help ensure that licensees implement adequate measures for radiation protection in accordance with the [Nuclear Safety and Control Act](#) (NSCA, the Act) and the RPR. This regulatory document is intended for use by CNSC licensees and applicants.

#### 1.2 Scope

This regulatory document provides guidance and clarity on requirements for the application and implementation of the RPR to ensure the protection of workers and members of the public. The scope of this regulatory document does not include guidance related to environmental protection, which is provided in REGDOC-2.9.1, *Environmental Principles, Assessments and Protection Measures* [3].

Guidance on ascertaining and recording doses is included in this regulatory document. However, REGDOC-2.7.2, *Dosimetry*, Volumes I and II [1, 2], should be referred to for more information. Volume I contains more information on ascertaining occupational exposures and Volume II has more details on technical and quality management system requirements for dosimetry services.

## 2. Interpretation and Application of the *Radiation Protection Regulations*

Section 1 of the RPR provides interpretations relevant to the requirements set out in the Regulations:

- Subsection 1(1) and 1(2) of the RPR provides the definitions that apply to the Regulations.
- Subsection 1(3) specifies the dose limit for the general public as 1 mSv per calendar year.

Section 2 of the Regulations states the applicability of the RPR. Subsection 2(1) stipulates that the RPR apply generally to all licensees for the purposes of the NSCA.

Subsection 2(2) stipulates that the RPR do not apply to a licensee in respect of a dose of radiation received by or committed to a person:

- in the course of a person's examination, diagnosis or treatment, as directed by a medical practitioner who is qualified to examine, diagnose or treat the person under the applicable provincial legislation

Note: Medical exposures are confined to exposures incurred by individuals as part of an examination, medical diagnosis or treatment.

- as a result of a person's voluntary participation in a biomedical research study supervised by a medical practitioner who is qualified to provide such supervision under the applicable provincial legislation

Note: The CNSC issues licences for human research studies. Licence applicants must meet requirements specified in REGDOC-1.6.1, *Licence Application Guide: Nuclear Substances and Radiation Devices* [4]. Among the requirements to obtain a licence, the application must include the proposed radiation dose constraints for each study. In addition, the applicant must demonstrate that they have a policy and procedures for obtaining and ensuring the informed consent of the human studies volunteers.

- while a person is acting as caregiver

Note: A caregiver is a person who willingly and voluntarily – and not as an occupation – helps in the support and comfort of a patient who has been administered a nuclear substance for therapeutic purposes. A caregiver can include a family member of a patient, other than young children and infants, directly involved in the care of the patient.

Although the requirements of the RPR do not apply to licensees in respect of a dose received by a caregiver, the CNSC recommends that doses to caregivers be kept as low as reasonably achievable (ALARA), social and economic factors being taken into account. The International Commission on Radiological Protection's (ICRP) Publication 103, [\*The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection\*](#) [5], recommends that doses to caregivers of patients treated with radionuclides be kept ALARA and below 5 mSv per episode (i.e., for the duration of a given release after therapy).

### 3. Administration of Nuclear Substance for Medical Purposes

Section 3 of the RPR specifies the obligations of licensees when a nuclear substance is administered to a person for therapeutic purposes. Licensees are required to inform the person of methods to reduce radiation exposure to others that can occur as a result of their treatment, including anyone providing that person with care and assistance.

For information on providing instructions to patients, see REGDOC-1.6.1, *Licence Application Guide: Nuclear Substances and Radiation Devices* [4], and REGDOC-1.4.1, *Licence Application Guide: Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment* [6].

### 4. Radiation Protection Program

Section 4 of the RPR requires every licensee to implement a radiation protection program that meets the regulatory requirements and ensures that doses to persons are ALARA, taking into account social and economic factors. Licensees must observe this requirement by implementing the following: management control over work practices, personnel qualification and training, control of occupational and public exposure to radiation, and planning for unusual situations.

As part of the radiation protection program, licensees must also ascertain the quantity and concentration of any nuclear substance released to the environment as a result of the licensed activity, by direct measurement as a result of monitoring. If the time and resources required for direct measurement as a result of monitoring outweigh the usefulness of ascertaining the quantity and concentration using that method, then quantity and concentration may be estimated. This requirement is also considered as part of an environmental protection program; additional information on these requirements is provided in section 4.6 of this regulatory document, and in REGDOC-2.9.1, *Environmental Principles, Assessments and Protection Measures* [3].

#### Program development and implementation

An effective radiation protection program includes a policy, strategy, and method for radiation protection and the achievement of ALARA. Implementation of the ALARA principle must be integrated into all aspects of the radiation protection program, including measures to prevent or reduce potential exposures and to mitigate the consequences of accidents. The application of ALARA is discussed in further detail in subsection 4.1 of this regulatory document.

The radiation protection program should be developed following the licensees' management system principles. Licensees and applicants should consult REGDOC-2.1.1, *Management System* [7], for information on management systems that are applicable to different types of CNSC licensees.

There should be a process that guides regular review of the radiation protection program and procedures, to ensure that the program remains current and incorporates best practices. This documented review should include the outcomes and follow-up, such as updating procedures, equipment and facilities where improvements are warranted.

The effectiveness of the radiation protection program's implementation should be evaluated against the performance objectives set for the program, at regular intervals established by the licensee. Performance monitoring against established objectives should be done using performance indicators or metrics that are easily gathered as part of the program's outputs. Examples of such indicators include:



- individual and collective doses to workers and the public
- exceedances of radiation dose action levels
- surface and personnel contamination events
- performance of portable and fixed radiological survey instruments in terms of calibration and source-test failures

Additionally, performance targets should be set to monitor the effectiveness of ALARA measures. More information on this topic is found in subsection 4.1.5.

The basic structure of a radiation protection program should include the policies and procedures for key elements of the radiation protection framework, including:

- application of the ALARA principle (see subsection 4.1)
- management control over work practices (see subsection 4.2)
- personnel qualification and training (see subsection 4.3)
- control of occupational and public exposure to radiation (see subsection 4.4)
- planning for unusual situations (see subsection 4.5)
- ascertaining the quantity and concentration of any nuclear substance released as a result of the licensed activity (see subsection 4.6)

The graded approach should be applied in the design and complexity of the radiation protection program, commensurate with the radiological hazards / radiological risks associated with the licensed activities. Additionally, specific requirements for radiation protection programs are found in the following CNSC licence application guides and should be consulted by applicants and licensees as appropriate:

- [REGDOC-1.1.2, Licence Application Guide: Licence To Construct a Nuclear Power Plant](#) [8]
- [REGDOC-1.1.3, Licence Application Guide: Licence To Operate a Nuclear Power Plant](#) [9]
- [REGDOC-1.4.1, Licence Application Guide: Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment](#) [6]
- [REGDOC-1.6.1, Licence Application Guide: Nuclear Substances and Radiation Devices](#) [4]

#### **4.1 Application of ALARA**

Paragraph 4(a) of the RPR requires licensees to implement measures to keep the effective dose and equivalent dose received by and committed to persons ALARA, taking into account social and economic factors. It is insufficient for a licensee to just respect the appropriate dose limits; efforts must be made to further minimize doses whenever it is possible and reasonable to do so. Management and workers must be committed to the principle of maintaining doses ALARA and taking appropriate measures to reduce doses where practical.

From a practical viewpoint, the ALARA principle calls for an approach that:

- considers all possible actions involving the nuclear substance, radiation device and/or prescribed equipment, and the way workers operate with or near the nuclear substance, radiation device and/or prescribed equipment
- implies a “management by objective” process with the following sequence: planning, setting objectives, monitoring, measuring performance, evaluating and analyzing performance to define improvement initiatives and/or corrective actions, and setting new objectives

- should be adapted to take into account any significant change or evolution in the state of techniques and technology, the resources available, and the prevailing social context
- requires ownership and encourages accountability and engagement, such that all parties adopt a responsible attitude towards the process
- encourages creative thinking and organized efforts to identify opportunities for improving and learning from operating experience

#### **4.1.1 Commitment to ALARA**

A policy committing to the ALARA principle should be adopted by licensees as evidence of compliance with paragraph 4(a) of the RPR.

It is essential that all levels of management, particularly at the senior level, within a licensee's organization commit to a policy of safety and sound radiation protection practices in order to keep all doses ALARA. This commitment should be made through written policy statements from the highest level of management and through clear and demonstrable support (e.g., management leadership) for those persons with direct responsibility for radiation protection in the workplace.

Licensees should develop an approach to implement the ALARA policy commitment. In some instances, the application of sound radiation protection principles by well-trained employees will be all that is required to fulfill the policy statement in maintaining doses ALARA.

To translate the policy commitment into effective action, licensees should identify appropriate organizational arrangements and assign clear responsibilities and authorities to implement them. Mechanisms should be in place to encourage all persons within the organization to be involved in the development of methods to keep doses ALARA, and to provide opportunities for them to give feedback on the effectiveness of radiation protection measures.

Radiation protection is part of the safety culture of a licensee's organization. Management has a role in fostering a safety culture in which everyone in the organization recognizes the importance of optimizing doses from exposure to radiation. Requirements and guidance for fostering and assessing safety culture are provided in REGDOC-2.1.2, *Safety Culture* [10].

#### **4.1.2 Allocation of resources**

As part of its policy commitment to ALARA, a licensee should contribute to the control of doses to persons by providing appropriate resources, both financial and human.

The provision of appropriate resources from a financial perspective relates to adequate equipment and facilities to support radiation protection and financial means to implement ALARA initiatives. Economic factors are considered as part of the ALARA process and are discussed in more detail in subsection 4.1.4. The provision of human resources to support the application of ALARA may relate to staffing of supporting roles, such as oversight of radiation protection and ALARA (which is discussed in more detail in subsection 4.2), and training. In allocating appropriate human resources, licensees should ensure that staff have sufficient time to dedicate to the program. For this reason, care should be taken when assigning more than one role to an individual who has responsibilities for radiation protection and the application of ALARA. For some licensees, an integrated health and safety approach towards the application of ALARA (i.e., one in which the resources allocated to reduce radiological and non-radiological risks are considered together) would be advantageous. This approach prevents introducing dose reduction

at the expense of controlling conventional risks that may have greater impact on health and safety.

The best option for minimizing doses is always specific to the exposure situation and takes into account the best level of protection that can be achieved under the prevailing circumstances. The best option is usually a result of an evaluation (discussed further in subsection 4.1.3), which considers the detriment from the exposure against the resources available for enhancing the protection of individuals. Thus, the best option is not necessarily the one with the lowest dose. For example, in a case where doses are already at very low levels, the best option may be to put available resources towards enhancing other health and safety aspects for workers and the workplace, rather than towards additional dose reduction efforts. Furthermore, while the dose to some workers or work groups may be higher than the licensee's average dose, the dose may already be considered ALARA, making further dose reduction efforts impractical for the given circumstance. Dose reduction efforts should not be directed solely at workers with the highest dose, as practical means of reducing dose may be found for other workers whose doses are lower.

The CNSC may consider that an ALARA assessment is not required if, during the initial analysis, the licensee can demonstrate that:

- individual occupational doses are unlikely to exceed 1 mSv per year  
or
- doses to individual members of the public are unlikely to exceed 50 µSv per year

If an ALARA assessment is not required, this would minimize the commitment of resources likely to result in limited safety improvements.

#### **4.1.3 Process for the application of ALARA**

The application of the ALARA principle should be considered at all stages – from design of facilities, processes, structures, systems and components, to construction, through to operation, decommissioning and waste management. The application of ALARA should be implemented by licensees through an ongoing, cyclical process (i.e., the optimization process or the ALARA process). It should include:

- evaluation of the exposure situation to identify the need for action (framing of the process)
- identification of the possible options to keep the exposure ALARA
- selection of the best option under the prevailing circumstances
- implementation of the selected option through an effective optimization program
- regular review of the exposure situation to evaluate if the prevailing circumstances call for the implementation of corrective actions

Judgment of reasonableness is inherent in the ALARA process. Understanding, good practice and feasibility help in judging the reasonableness of an action:

- Understanding is based on experience, knowledge and the exercise of professional judgement (e.g., a very low-cost, practical change that reduces dose should be made even if doses are already low).
- Good practice considers the radiation protection practices and performance of other, similar operations.

- Feasibility includes approaching improvements in radiation protection pragmatically (i.e., weighing cost versus benefits of implementing changes in accordance with their practical significance).

ICRP Publication 101b, *The Optimisation of Radiological Protection: Broadening the Process* [11], provides some guidance on developing an optimization process. The following steps provide an example of a process for assessing options for achieving ALARA:

1. Identify the exposure situation and make a preliminary analysis of the type and level of doses expected.
2. Identify the radiation protection options (refer to section 4.4):
  - a. Application of engineered controls (elimination of the hazard, use of shielding, distancing location of persons from sources of radiation, etc.)
  - b. Application of administrative controls (restricting access and the time in proximity to sources of radiation, use of personal protective equipment (PPE), etc.)
3. Quantify, where possible, the impact of the radiation protection options in terms of cost, dose, time, etc. (for some factors, a qualitative assessment may be necessary).
4. Compare the options.
5. Select and implement an optimized solution.
6. Monitor performance of the implemented solution and reassess when warranted.

Increases in dose levels are not normally expected if the circumstances of the exposure situation do not change. Changes may impact worker dose levels and are considered opportunities to revisit the ALARA option(s) being implemented for a given practice. Justification is required for any proposal that may result in a predicted increase in worker doses.

#### 4.1.4 Taking into account social and economic factors

The ALARA principle takes into account social and economic factors. Licensees are responsible for assessing and documenting the justification and rationale for how they will take these factors into account in the application of the ALARA principle in order to substantiate their decisions.

Social factors that can be considered include equity, sustainability, individual benefit, social benefit and social trust. The views of the public may also be relevant.

Economic factors can include, for example, the financial impact of protection measures as balanced against the benefit obtained. Some decisions on whether the efforts to reduce doses are economically justifiable may be made using cost-benefit analysis or other quantitative techniques. However, it may be inappropriate to solely consider quantitative arguments in judging reasonableness. A discussion of the monetary value of the unit collective dose can be found in IAEA Safety Reports Series No. 21, [\*Optimization of Radiation Protection in the Control of Occupational Exposure\*](#) [12], which provides guidance when such decisions are made. Additional guidance is found in ICRP Publication 55: *Optimization and Decision-Making in Radiological Protection* [13].

#### 4.1.5 Oversight of the application of ALARA

The ALARA principle incorporates the notion that the level of effort that should be applied to optimize doses depends on the magnitude of projected or historical doses. The regular review of dose records and other appropriate indicators, such as the frequency of contamination incidents,

form a critical part of the oversight of the application of ALARA. These reviews identify trends that enable licensees to evaluate the effectiveness of dose reduction efforts.

As well as reviewing doses and other relevant statistics, licensees can demonstrate effective oversight of the application of ALARA by regularly reviewing information on new technologies and procedures that might enhance radiation protection measures. In a manner that is commensurate with the specific radiological risks, licensees should keep themselves informed of technological advances in protective equipment and instrumentation in order to identify improved methods for exposure monitoring and dose reduction.

Licensees should also ensure that periodic internal reviews and inspections of the workplace are conducted by management to observe, first-hand, workers' adherence to the established radiation protection and conventional safety practices. These inspections should be documented to capture the way in which the ALARA principle is being implemented. The information should be shared throughout the organization.

Other measures that may be integrated into day-to-day operations by licensees to help oversee the application of the ALARA principle include the following examples:

- ALARA programs may help organize and document initiatives and activities, helping to demonstrate that actions are being taken to keep doses ALARA.
- Committees consisting of management and workers can be beneficial. Typically, committees will develop ALARA initiatives, review performance in achieving these initiatives, and discuss and review incidents. Multi-disciplinary membership should be considered, as this can increase awareness and engagement in ALARA initiatives throughout the organization.
- Setting ALARA performance targets and tracking performance against these targets enables management and workers to focus efforts on those areas of radiation protection that require improvement. A target may be defined in terms of a statistic such as average dose or collective dose during a specified period, or in terms of the frequency of an event (e.g., contamination incidents). The specified period is the time interval that has been chosen for monitoring performance (e.g., quarterly, semi-annually). A review of performance in meeting targets may also suggest that the licensee set more stringent targets for subsequent periods. ALARA performance targets should be established at set frequencies in accordance with a documented process. Progress towards achieving the targets should be monitored and appropriate corrective actions taken. Targets should be adjusted periodically to ensure that they are realistic. Targets should be challenging and forward-looking.
- Exposure control levels can be developed and documented into work planning and procedures – for example, for the performance of a specific work activity. Work planning can include a work permit system and use of operating experience, trends and doses from previous jobs. Use of facility conditions and operating experience can allow licensees to plan actions and set conservative exposure control levels for work activities. This also allows for retrospective analysis following work activities, and for identifying and incorporating lessons learned into future work-planning activities.
- Dose constraints can be used prospectively in optimizing radiation protection in various situations encountered in planning and executing tasks, and in designing facilities or equipment. They should therefore be determined and documented on a case-by-case basis according to the specific characteristics of the exposure. Dose constraints may be in units of individual dose, collective doses or ambient dose rate. The process of deriving a dose constraint for any specific situation should include a review of operating experience and feedback from similar situations, if possible, as well as considerations of economic, social

and technical factors. For occupational exposure, experience and benchmarking with industry best practices are of particular importance in setting dose constraints.

#### **4.2 Management control over work practices**

Subparagraph 4(a)(i) of the RPR requires the implementation of management control over work practices as part of a radiation protection program. Licensees can best ensure that radiation protection program requirements are achieved if all levels of the organization – managers and workers – contribute constructively. The respective individual contributions of these persons will depend upon regulatory requirements and workers' responsibilities as mandated by corporate decisions and structures.

Responsibility for implementation of the radiation protection program should be allocated by management to staff as appropriate. The responsibilities of each hierarchical level (from top management to workers involved in specific tasks) regarding each aspect of the radiation protection program should be clearly delineated and documented in written policy statements, to ensure that all staff are aware of them.

Licensees typically assign overall corporate responsibility for regulatory compliance and radiation protection matters to senior managers. In turn, these managers usually delegate routine responsibilities for the day-to-day administration and enforcement of radiation protection to suitably qualified staff. However, notwithstanding any such delegation, licensees remain legally responsible for compliance with CNSC regulatory requirements.

Managers have responsibilities for ensuring the safety of staff, workers and the public during the conduct of licensed activities. Accordingly, managers at all levels should strive to promote a positive safety culture within the workplace and the organization at large. By promoting, implementing and enforcing appropriate policies, programs, practices, procedures and controls, managers can demonstrate both personal and corporate commitment to radiation protection in the workplace.

Accordingly, managers should ensure that any staff assigned responsibilities for routine administration of radiation protection matters act effectively. Managers should encourage positive job performance by establishing adequate communication, reporting and supervision links with the staff involved. Managers should provide the authority as well as the physical and financial resources required to do the job. To reflect the importance of radiation protection, key staff with responsibilities for administration of the radiation protection program should report directly to a senior manager with adequate authority and resources. In order to achieve and maintain adequate standards of workplace safety, licensees' senior management should provide any essential human, physical and financial resources. For example, senior managers of such institutions typically retain and assign persons to oversee and ensure radiation protection on a daily basis.

#### **Division of responsibilities for radiation protection**

Licensees should have a management policy and organizational structure related to the radiation protection program, and it should complement the policy considerations for ALARA, discussed in section 4.1.1. The description should include assignment of responsibilities for radiation protection to different management levels, as well as the necessary resources to support the program delivery.

A description of the administrative organization of the radiation protection program, including authority and responsibility of each position, should be documented. The description should

include the applicable responsibilities and the related activities to be conducted by individuals responsible for radiation protection. Experience and qualification requirements for each position responsible for conducting aspects of the radiation protection program should also be documented.

Licensees should appoint a person(s) or position(s) within the organization to be responsible for the day-to-day administration and control of the radiation protection program on behalf of the employer. These positions include the following: a radiation safety officer (RSO); an RSO certified in accordance with section 15.04 of the [Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment Regulations](#), a position certified in accordance with subsection 9(2) of the [Class I Nuclear Facilities Regulations](#), or any other position responsible for implementing radiation protection for the licensed activity. The necessary competence in terms of educational training and practical experience required for this position will vary according to the responsibilities assigned to the individual, and the magnitude, complexity or diversity of the licensed activities. Competence in radiation protection matters may be gained by completion of classroom instruction in radiation protection, relevant work experience, or any appropriate combination of formal training and practical experience.

The qualifications and experience required of personnel who administer and enforce licensee radiation protection programs will vary accordingly. Additional information on requirements for RSOs may be found in section 4.3 and in the following CNSC regulatory documents:

- [REGDOC-1.6.1, Licence Application Guide: Nuclear Substances and Radiation Devices](#), [4]
- [REGDOC-1.4.1, Licence Application Guide: Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment](#) [6]
- [REGDOC-2.2.3, Personnel Certification: Radiation Safety Officers](#) [14]
- [REGDOC-2.2.3, Volume III: Certification of Persons Working at Nuclear Power Plants](#) [15]

Positions that are delegated radiation protection responsibilities should not be assigned competing duties or priorities that might detract significantly from their ability or availability to participate in or to supervise radiation protection matters.

### **4.3 Personnel qualification and training**

Subparagraph 4(a)(ii) of the RPR requires the implementation of personnel training and qualification as part of a radiation protection program. Radiation protection knowledge and skills should be identified for and provided to all persons accessing the site of the licensed activity, including workers, radiation protection personnel, contractor personnel and visitors. Radiation protection training programs should be developed to accommodate the specific needs and requirements of the persons in each of these categories.

REGDOC-2.2.2, *Personnel Training* [16], sets out the CNSC's requirements for licensees regarding the development and implementation of a training system for nuclear facilities. The regulatory document also serves as a guideline for licensees holding Class II nuclear facilities and prescribed equipment licences or nuclear substances and radiation devices licences.

The topics that should be covered by a training program, and the depth to which they should be addressed, will depend on the complexity of the licensed activity, the specific duties of workers,

the radiological risk associated with those duties, as well as previous training and experience. Training should cover topics such as:

- risks associated with ionizing radiation
- basic quantities and units used in radiation protection
- radiation protection principles (ALARA, regulatory dose limits, etc.)
- fundamentals of practical radiation protection (time, distance, shielding, use of PPE, behaviour in designated areas, etc.)
- specific task-related issues
- responsibility to inform a designated person immediately in the event of any unforeseen occurrence involving increased radiological risk
- where appropriate, actions that may need to be taken in the event of an emergency

Consideration should be given to the use of mock-ups or simulators for training.

Workers' knowledge of the fundamentals of radiation protection, their level of training and their competence to perform the specified tasks safely should be evaluated and determined to be adequate prior to any unsupervised assignment. Licensees should establish a process for the qualification of workers based on their knowledge, level of training and competence.

Additional guidance on provision of training by work group is provided in appendix A.

#### **4.4 Control of occupational and public exposure to radiation**

Subparagraph 4(a)(iii) of the RPR requires the implementation of measures for the control of occupational and public exposure to radiation as part of a radiation protection program.

The preferred method of exposure control is through the elimination or reduction of the hazard. If elimination or significant reduction is not possible, the primary means of controlling occupational and public exposure to radiation is typically through engineered controls. When the use of physical design features, including specific engineered controls to limit radiation exposures, is impractical or inadequate, the implementation of administrative controls may need to be considered to ensure that protection is optimized. Examples of administrative controls are provided in section 4.4.2.

Control measures such as quality in design, maintenance and operation, together with administrative arrangements and operating procedures/instruction, should be used to the maximum extent possible before relying on PPE for ensuring the protection of workers. In circumstances in which engineered and administrative controls are not sufficient to provide adequate levels of worker protection, PPE should be provided to minimize the exposures of the workers. Additional guidance on this topic is provided in section 4.4.4.

See REGDOC-2.9.1, *Environmental Principles, Assessments and Protection Measures* [3], for information on measures for controlling radioactive releases to the environment to control public exposures.

##### **4.4.1 Engineered controls for radiation protection**

To ensure radiation protection, licensees should provide essential facilities and equipment. These typically include a properly designed workplace as well as appropriate personnel safety, radiation monitoring and emergency response equipment. These provisions should be selected, designed,



constructed, operated and maintained to ensure radiation protection while accommodating work activities. The design should account for frequently occupied locations, and support the need for human access to locations and equipment. Following the hierarchy of control, engineering considerations are preferred when elimination or substitution is not possible.

From a radiological protection perspective, the licensee should assess the access requirements for operation, inspection, maintenance, repair, replacement and decommissioning of equipment; these considerations should be incorporated into the design.

General guidance on design features for radiation protection is provided in the following subsections. Specific CNSC requirements and guidance on radiation protection in the design of Class II nuclear facilities, reactor facilities, radiography installations, nuclear substance laboratories and nuclear medicine rooms are found in the following CNSC regulatory documents:

- [REGDOC-1.4.1, Licence Application Guide: Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment](#) [6]
- [REGDOC-2.5.2, Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants](#) [17]
- [REGDOC-2.5.5, Design of Industrial Radiography Installations](#) [18]
- [GD-52, Design Guide for Nuclear Substance Laboratories and Nuclear Medicine Rooms](#) [19]<sup>1</sup>
- [RD-367, Design of Small Reactor Facilities](#) [20]<sup>2</sup>

### Shielding

The provision of shielding can be an effective form of engineered control. At the design stage, adequate thickness of the shield material should be provided to give an acceptable level of protection to the workers during normal as well as abnormal situations. The adequacy of the shielding in abnormal conditions, including accident situations leading to maximum foreseeable (worst-case) radiological consequences, should be evaluated and, where necessary, additional shielding or other engineered controls (e.g., interlocks) should be considered. The effectiveness of the shielding should be actively monitored by installed workplace radiation dose-rate monitoring instruments and/or by regular area radiation dose rate surveys performed by suitably qualified personnel. Additional local shielding should be provided to reduce the radiation dose rates as needed.

### Ventilation and containment systems

The primary ventilation system in a facility provides fresh air to the workplaces. Careful attention should be given to the design of the ventilation and containment systems network, including the calculation and verification of rates and velocities of air flow, to ensure that they are adequate for controlling airborne contamination. Installed fume hoods and glove boxes are also examples of engineered controls. For radioactive areas in a facility or activity where airborne contamination is

---

<sup>1</sup> GD-52 will be superseded by REGDOC-2.5.6, *Design of Rooms Where Unsealed Nuclear Substances Are Handled*. See the document history of [REGDOC-2.5.6](#) for more information.

<sup>2</sup> RD-367 will be merged with REGDOC-2.5.2, *Design of Reactor Facilities*. See the document history of [REGDOC-2.5.2](#) for more information.

possible, the design philosophy of ventilation systems is to contain and confine nuclear substances by:

- maintaining adequate negative pressure with respect to the atmospheric pressure
- providing a directed flow of air from potentially lower radioactive areas to potentially higher radioactive areas
- providing an adequate number of air changes in the work atmosphere

[REGDOC-2.5.4, \*Design of Uranium Mines and Mills: Ventilation Systems\*](#) [21], contains information for applicants on the CNSC requirements for the submission of ventilation-related information when applying for a licence to site and construct, operate or decommission a uranium mine or mill.

### **Classification of areas and access control**

Facilities should be divided into zones based on considerations such as predicted dose rates, radioactive contamination levels, concentration of airborne nuclear substances, access requirements and any other specific requirements.

Inter-zonal boundaries should be clearly marked, and radiation detection equipment available and used as required (for personnel, tools, equipment and material) at points of exit from radiation zones and/or contaminated zones. Provisions should be made for controlling the exit(s) from the radiation zones. Monitoring of personnel and materials should be established at the access and egress points for the radiation zones. Access to areas of high dose rates or high levels of radioactive contamination should be controlled through the provision of a robust barrier (for example, lockable doors and interlocks). Routes for personnel through radiation zones and contamination zones should be minimized in order to reduce the time spent in transiting these zones. Radiation zones where personnel spend substantial time should be designed to the lowest practical dose rates and ALARA. Within the radiation zones, changing areas for personnel should be provided at selected locations to prevent the spread of radioactive contamination. Within these changing areas, consideration should be given to the need for decontamination facilities for personnel, radiation monitoring instruments and storage areas for protective clothing. A physical barrier should clearly separate the clean area from the potentially contaminated area.

#### **4.4.2 Administrative controls for radiation protection**

Examples of administrative controls for radiation protection include work procedures such as written safety policies, work authorizations (such as radiation work permits) and restrictions, access controls to areas with the potential for radiological hazards, and training. Administrative controls should have an emphasis on limiting the time spent by workers in proximity to the source of radiation, and increasing the distance between workers and the source of radiation. Administrative controls are only supplements to the engineered controls described in section 4.4.1.

#### **4.4.3 Personal protective equipment**

Personal protective equipment (PPE) should be selected with due consideration of the hazards involved. The equipment should not only provide adequate protection, but should also be convenient and comfortable to use. Examples of PPE include reinforced clothing, ventilated suits, gloves, laboratory coats/smocks, and protective glasses. Workers who may have to use such

equipment should be properly trained in its use, operation, maintenance and limitations. It is important that PPE fit the wearer correctly.

Consideration should be made to determine if the benefit afforded by the PPE is outweighed by the consequence of wearing the equipment. All radiological hazard types, as well as conventional hazards, should be considered when selecting PPE. For example, the use of a respirator may provide the wearer a high degree of protection from intakes of radionuclides in the air. However, the respirator may impede the wearer's mobility, thereby adding time to completing a task in a high-radiation area and leading to an elevated external dose.

Licensees should ensure that their staff and workers have access to the personnel safety equipment that is necessary to limit radiation exposures in accordance with the ALARA principle, regulatory dose limits and corporate procedures. Since safety equipment needs may vary or fluctuate according to case-specific circumstances, the personnel safety measures should be reviewed at regular intervals to confirm whether they remain adequate.

Several factors influence the success of PPE as a control measure. These include:

- selection of PPE for the task and the hazard, with regard to both the type and fit of PPE
- training in the use of PPE
- donning and doffing of PPE
- maintenance of PPE (maintenance includes storage, cleaning, inspection and disposal/replacement of PPE)

PPE should be used and maintained in accordance with the manufacturer's directions.

Where there is the potential for contamination, PPE should be removed in suitable changing areas to control the spread of radioactive contamination. When contaminated PPE are stored, laundered or otherwise decontaminated or disposed of, licensees should put in place measures to prevent the spread of contamination to other persons or workplaces and to minimize the exposures of individuals and the release of contaminants to the environment. The licensee should provide suitable laundry facilities, boot washes, vacuum systems or other means of decontamination, as necessary.

#### **4.4.4 Respiratory protection from airborne nuclear substances**

Respirators for protection from airborne nuclear substances should only be used if other hazard control methods are not practical or possible. Respirators should not be the first choice for dose reduction in workplaces. They should only be used:

- when the hierarchy of control is not possible (elimination, substitution, engineering or administrative controls)
- while engineering controls are being installed or repaired
- when emergencies or other temporary situations arise (e.g., infrequent maintenance operations)

Before considering use of a respirator by workers, licensees should have a documented respiratory protection program that describes the proper procedures for selection, use (including fit testing) and care of respiratory protection equipment. The correct use of a respirator is just as important as the selection of the appropriate respirator. Licensees should align their respiratory protection programs with CSA standard Z94.4-18, *Selection, Use and Care of Respirators* [22].

A program for the care and maintenance of respirators should be established and include cleaning and sanitizing, inspection, testing and repair, storage and record keeping. Respirators should be cleaned and sanitized according to the manufacturer's instructions or procedures authorized by the respiratory protection program in consultation with the respirator's manufacturer. Respirators designed for a single use should be disposed of after use.

Since respirator filters capture particles, cartridges and filters should be replaced on a regular basis as per the manufacturers' recommendations. Re-use of cartridges should follow manufacturers' recommendations and procedures.

#### **4.5 Planning for unusual situations**

Subparagraph 4(a)(iv) of the RPR requires the implementation of planning for unusual situations as part of a radiation protection program. A situation is considered unusual when it is outside of routine operations for which work planning would be needed to maintain radiation doses ALARA and below the regulatory dose limits stipulated in sections 13 and 14 of the RPR. An unusual situation can include the potential for high doses where routine doses are low. For such operations, radiation protection efforts should be directed to reducing, to the extent possible, the probability of occurrence of events that can result in high doses. If the unusual situation cannot be managed within the dose limits prescribed in sections 13 and 14 of the RPR, then section 15 of the RPR would apply.

Work plans should be developed for work in areas where existing or potential radiological hazards may result in workers accumulating significant doses. The radiation protection component of work plans should include sufficient information to guide the worker in executing the task safely and keeping their dose ALARA. This information should include the following as a minimum:

- Radiological surveys of the hazards present
- Estimates of optimum time to be spent by workers in radiation fields
- An estimate of doses to the workers involved
- Identification of protective equipment and clothing to be used
- Actions such as back-out, to be taken should the anticipated radiation fields (airborne radioactivity concentration, dose or dose rate) be exceeded

Review of work plans by management, radiation protection staff, and those conducting the work, prior to and following execution of the work, also contribute to keeping the doses ALARA. Experience gained from the reviews done following the completion of a project can be used in planning future jobs of a similar nature, with a view to further reducing worker doses where possible. The level of review and approval of work plans should be commensurate with the potential or existing hazard level of the work activity.

#### **4.6 Nuclear substances released as a result of a licensed activity**

Paragraph 4(b) of the RPR requires that, as part of a radiation protection program, licensees must ascertain the quantity and concentration of any nuclear substance released as a result of the licensed activity. This can be done by direct measurement as a result of monitoring or by estimating quantity and concentration, if the time and resources required for direct measurement outweigh the usefulness of that method.

Appendix C provides guidance on contamination monitoring in order to ascertain quantities of nuclear substances in work areas or for release from a nuclear facility as a result of the licensed activity.

For guidance on effluent and/or emission monitoring in order to ascertain quantities of nuclear substances for release from a nuclear facility, refer to REGDOC-2.9.1, *Environmental Protection: Environmental Principles, Assessments and Protection Measures* [3].

#### **4.6.1 Workplace monitoring programs**

Licensees should establish, maintain and review workplace monitoring under the radiation protection program. The type and frequency of workplace monitoring should allow for evaluation and review of the radiological conditions in all workplaces, as well as assessment of radiation exposures. It should also be based on dose rate, radioactivity concentration in air and surface contamination, and their expected fluctuations, and on the likelihood and magnitude of exposures in anticipated operational occurrences and accident conditions.

Provisions for workplace monitoring within the radiation protection program should specify:

- the quantities to be measured
- where, when, and at what frequency the measurements are to be made
- the most appropriate measurement methods and procedures
- administrative and/or action levels, and the actions to be taken if they are exceeded

This information should be used in support of pre- and post-job evaluations, work planning, contamination control and management of radiation dose rates. Significant changes in monitoring results should be identified and trends analyzed periodically. Corrective actions should be taken as necessary.

Workplace monitoring records should be readily available to workers.

Particular attention should be given to selection and use of instruments to ensure that their performance characteristics are appropriate for the specific workplace monitoring situation. This should include consideration of alarming capabilities of instrumentation where warranted. Guidance on considerations related to the selection, testing and calibration of radiation instrumentation and equipment are provided in section 25.

Additional guidance on workplace monitoring programs is provided in appendix B.

## **5. Ascertainment and Recording of Doses**

Section 5 of the RPR requires all licensees to ascertain and record doses assigned to anyone who performs duties associated with licensed activities or who is present at the site of licensed activities. This section introduces the approaches that may be used by licensees to ascertain and record radiation exposures and doses. Comprehensive guidance on ascertaining and recording doses, as required by section 5 of the RPR, is detailed in REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume I: Ascertain Occupational Dose* [1].

Under paragraph 27(a) of the [Nuclear Safety and Control Act](#) (NSCA), every licensee is required to keep any records prescribed by the regulations under the NSCA, as well as a record of the dose received by or committed to each person who performs duties in connection with any activity that

is authorized by the NSCA or who is present at a place where that activity is conducted. Radiation exposures due to naturally occurring nuclear substances must be considered only if those exposures occur as a direct result of a CNSC-licensed activity, such as exposures to radon and radon progeny in uranium mining and milling.

Records of occupational exposure should be kept up to date, and procedures should be established to ensure that assessments of exposure from any monitoring period are incorporated into the individual's exposure record promptly.

Accordingly, CNSC licensees should keep the following dose-related records to satisfy regulatory requirements or to facilitate regulatory review:

- A record of the dose received by or committed to each person who performs duties in connection with any activity that is authorized by the NSCA or who is present at a place where that activity is carried on (paragraph 27(a) of the NSCA)
- A record of the time period over which the above dose was accumulated
- A description of the dosimetric model that was used to obtain the dose from measured data, as applicable
- Any other dosimetry record or information required by a condition of the licence, the NSCA or the CNSC pursuant to paragraph 3(1)(m) of the [\*General Nuclear Safety and Control Regulations\*](#)

Retention periods for such records are discussed in section 24.

### **5.1 Methods to measure exposure and doses directly**

A radiation exposure or dose may be ascertained by direct measurement as a result of monitoring. A direct measurement typically involves the use or application of personal monitoring equipment and techniques. In each situation involving direct measurement as a result of monitoring, the choice of the most appropriate equipment and techniques will depend upon case-specific factors. Such factors include whether the source of the radiation that is to be measured is external to the person's body, or whether it can be incorporated into the body (e.g., by inhalation or ingestion).

For example, personal monitoring devices that are worn or carried on a person's body (e.g., an optically stimulated luminescent dosimeter) can be used to directly measure the person's exposure to radiation from sources that remain outside the body. Alternatively, a person's exposure to radiation taken into the body may be ascertained by direct measurements on the body (e.g., *in vivo* measurements using instruments such as whole-body counters, thyroid probes, lung counters) or by direct measurements on material that is excreted, exhaled or otherwise sampled from the body (i.e., *in vitro* measurements of urine, feces and sputum).

Typically, a radiation dose that is ascertained by direct measurement as a result of monitoring is reasonably representative of the actual dose received.

### **5.2 Methods to estimate exposures and doses**

A radiation exposure or dose may be estimated by indirect methods that take into account non-personal monitoring results and other relevant data.

For example, in a case in which a person occupies, for a known period of time, an area that has a known concentration of airborne radioactivity or a known radiation field, this knowledge can be

used, in conjunction with other information, to estimate the person's radiation exposure during that occupancy. This approach is often used where an airborne nuclear substance is the source of exposure. In such instances, the concentration in air of radon progeny or other radionuclides is measured by air sampling or another method, and the time spent in the area by a person is recorded. The measured concentrations of airborne radioactivity, the recorded period of occupancy, representative metabolic data, and air-inhalation rates are then used to estimate the exposures of the person to airborne radiation.

### **5.3 Direct measurement versus estimation of exposures and doses**

When deciding on whether to measure directly or to estimate a radiation exposure or radiation dose, licensees should take into account the advice of radiation protection experts, as well as any other relevant factors. The relevant factors can include:

- the number of workers involved
- the nature of the work activity and its processes
- the nature, number, activity and size of the associated radiation sources
- the magnitude, distribution and range of the anticipated radiation exposures or doses
- what techniques and equipment are available and suitable for measuring and monitoring the exposure or dose

For situations that can involve radiation exposures or doses from multiple sources or via different pathways, licensees should determine which is appropriate for each contributing component: direct measurement as a result of monitoring, or estimation of the associated exposures or doses through indirect monitoring or dose modelling.

The need for and appropriateness of direct monitoring of persons will depend on factors such as:

- the amount of nuclear substance present and the radionuclide(s) involved, or the maximum energy and potential dose rates to which persons will be exposed as a result of the operation of radiation devices and prescribed equipment, and the duration of their exposure
- the physical and chemical form of the nuclear substance, where applicable
- the type of containment or shielding used
- the operations performed
- the expected levels and likely variations in the dose rates, doses or intakes
- the complexity of the measurement and interpretation procedures that make up the measurement program
- general working conditions

The need for direct monitoring is likely to be greater in the early stages of an operation. As experience in the workplace is gained, the need for routine direct monitoring can be reviewed to decide on the need for continuance of direct monitoring or whether estimation through workplace monitoring is sufficient for radiation protection purposes. Consideration should also be given to the potential for accidental exposures in determining the necessity for individual monitoring.

Any proposal to ascertain dose by estimation should be technically sound and substantiated. The decision to estimate should be justified on the basis of the time and resources that would otherwise be required for direct measurement.

An estimation method should be consistent with good quality practices and accepted techniques, which are further described in REGDOC-2.7.2, Volume I [1].

## 5.4 Dosimetry

This section of the regulatory document introduces guidance on dosimetry and radiation protection program considerations.

### 5.4.1 External dosimetry

External dosimetry is the measurement of dose when the radiation source is outside of (or external to) the body. External dosimetry should be used, handled and stored in accordance with radiation protection program requirements. Procedures should be in place to estimate the dose in the event of the loss of or damage to a dosimeter, or an unexpected/unusual dosimeter reading. Guidance on external dosimetry, including decisions on when to use external dosimetry, is provided in REGDOC-2.7.2, Volume I [1].

In general, wearing periods for external dosimetry should be determined considering the radiological hazards present in the facility, and the technical and performance specifications for the dosimeter type (e.g., minimum detection limits), as well as practical and logistical considerations. For licensed dosimetry, wearing periods should also be informed by consultation with the dosimetry service provider. Licensees who possess, use or produce exposure devices have specific requirements for dosimetry stipulated in paragraph 30(1)(c) and subsection 31(3) of the [\*Nuclear Substances and Radiation Devices Regulations\*](#).

### 5.4.2 Internal dosimetry

Internal dosimetry is the measurement of doses due to nuclear substances that have entered the body by way of ingestion, inhalation or other means. It may consist of measurements of the activity of radionuclides in the body (known as either *in vivo* monitoring or *in vivo* bioassay; the terms are equivalent), monitoring of excreta (known as either *in vitro* monitoring or *in vitro* bioassay), air sampling with personal air samplers, or a combination of these methods.

Bioassay programs ensure that intakes of radionuclides are accurately determined and recorded, and in some instances, facilitate dose assignment. The primary objective of a bioassay monitoring program is to assess a worker's body burden from exposure to radionuclides in order to ensure the safety of workers.

The principal components of a bioassay monitoring program are the criteria for participation in the program, the frequency of monitoring, and the actions taken on the basis of measurement results. The type and frequency of bioassay sampling and measurement is based upon the likelihood of intake, the potential for large acute uptakes, and suitable dosimetry methods being available. Monitoring workers for potential intakes of radionuclides may be accomplished by either individual measurement methods or workplace measurements.

Personal air sampling can also be performed to estimate breathing zone concentrations of radionuclides. If used for internal dose assignments, personal air sampling equipment should include the following elements as appropriate: equipment worn or located in an appropriate environment and position; a quality control program; a preventive maintenance program; and appropriate minimum detection limits.



Guidance on internal dosimetry, including decisions on when to use internal dosimetry, is provided in REGDOC-2.7.2, Volume I [1].

## 6. Action Levels

Section 6 of the RPR defines an action level as “a specific dose of radiation or other parameter that, if reached, may indicate a loss of control of part of a licensee's radiation protection program and triggers a requirement for specific action to be taken.”

The definition of “action level” in the [\*Uranium Mines and Mills Regulations\*](#) encompasses both radiation protection and environmental protection, whereas the definition of “action level” in the RPR refers only to radiation protection. For the purposes of section 6 of the RPR, action levels are those developed for the parameters of the radiation protection program. See CSA standard N288.8-17, *Establishing and Implementing Action Levels for Releases to the Environment From Nuclear Facilities* [23], for more information on action levels for environmental protection.

Action levels are designed to alert licensees before regulatory dose limits are reached. Action levels may be established as part of licensees' radiation protection programs. Licensees are responsible for identifying the parameters of their program that represent timely indicators of potential losses of control of their program. For this reason, action levels are facility- or activity-specific and can change with significant developments and/or fundamental changes in operational and radiological conditions. By definition, if an action level is reached, a loss of control of some part of the associated radiation protection program may have occurred, and specific action is required. If an action level is reached, the specified actions under the RPR are to establish the cause for reaching the action level; to determine the impact, if any, on the effectiveness of the radiation protection program; to restore the effectiveness of the radiation protection program (if required); and to notify the CNSC within a specified period of time.

Exceeding an action level is not considered a non-compliance. The exceedance of an action level and the successful implementation of the required follow-up activities (notification, investigation and implementation of corrective actions) to restore the effectiveness of the program is a clear demonstration of due diligence and of a well-maintained and well-managed control system. However, failure to inform the CNSC, complete an investigation and implement corrective actions (if required) is considered non-compliance.

It is important to note that occasional exceedances indicate that the action level chosen is likely an adequately sensitive indicator of a potential loss of control of the radiation protection program. Action levels that are never exceeded may not be sensitive enough to detect the emergence of a potential loss of control. For this reason, licensee performance is not based on the number of action level exceedances in a given period, but rather on how the licensee responds and identifies corrective actions (if required) to enhance program performance and prevent recurrence.

CNSC licensees may use action levels to help them monitor and maintain the effectiveness of the radiation protection programs. In particular, licensees may set action levels and monitor related parameters, so as to provide early warnings of any actual or potential losses of control of the parts of the radiation protection program to which the action levels apply. This maximizes opportunities for follow-up investigations and any interventions that may be necessary to restore control.

Action levels may be expressed in terms of any parameters that, if reached, may indicate a loss of control of an associated part of the licensee's radiation protection program. Some examples of such parameters are:

- the quantity of radiation exposure or dose that an individual receives ("individual dose")
- a radiation level within a work area ("ambient dose rate")
- radioactivity per unit surface area ("surface contamination level")
- an air-exchange rate in a workplace ("ventilation rate")
- a concentration or a quantity of a nuclear substance in a workplace

Action levels are typically facility- or activity-specific. An action level value for a particular parameter for one licensee may lie within the normal operating range of another licensee. Over the lifetime of a facility or activity, an action level may be dynamic or static. That is, it may be revised upwards or downwards to accommodate the prevailing circumstances. For example, an action level for a new facility or activity may warrant refinement once sufficient operating experience is gained. Similarly, if conditions at a facility change, a related action level may also need to be reviewed and revised accordingly.

Licensees are encouraged to develop administrative levels in conjunction with their action levels. Administrative levels are internal tools for dose monitoring and control, and exceedances of these levels do not typically require reporting to the CNSC. Administrative levels are usually set based on the expected high end of normal operations or based on the statistics from past performance for similar work activities. The exceedance of an administrative level should trigger an internal investigation and disposition according to the licensee's corrective action program.

## **6.1 Developing, using and revising action levels**

Typically, an action level for a nuclear facility or licensed activity will be developed as part of the CNSC licensing process, in accordance with paragraph 3(l)(f) of the [\*General Nuclear Safety and Control Regulations\*](#).

If it is to be useful and credible, an action level must be a meaningful indicator of the state of a radiation protection program over a defined time period. An action level for a nuclear facility should take into account the facility's design and relevant operating experience. A licence applicant who lacks such experience, as in the case of new activities or operations, may be able to draw upon the experience of comparable designs and operations. To facilitate regulatory review of any proposed action level, the licence applicant should thoroughly and clearly explain the rationale for the level and its planned use.

Accordingly, the following steps for developing and using action levels may be helpful:

- From the design, identify those processes and activities that can result in doses to workers or the public.
- For activities and processes that can result in doses to workers or the public, identify the measurable parameters that will indicate, directly or indirectly, whether the radiation protection program is adequately controlled.
- On the basis of realistic assumptions, select appropriate action levels, expressed in terms of the appropriate parameters, for all key processes and activities.
- Incorporate use of the selected action levels into the proposed radiation protection program.
- Implement the radiation protection program and the associated action levels in accordance with the CNSC licence.

- As operating experience accumulates, revise action levels accordingly as needed to ensure that they remain a meaningful indicator of a potential loss of control of the radiation protection program.

The radiation protection program should include requirements for regular review of – and when appropriate, revision of – action levels. To revise an action level that is referenced in a licence, the licensee must obtain an appropriate licensing action from the CNSC, such as a licence amendment or revision to the licence conditions handbook. When applying for this action, the applicant should demonstrate that the proposed revision is appropriate for the purposes of section 6 of the RPR and any relevant requirements of the licence.

## **6.2 Monitoring**

To serve as an effective indicator of a possible loss of control of a part of a radiation protection program, an action level must be supported by a monitoring program that can accurately detect when the action level is reached. Accordingly, licence applications that include any proposed action level should also describe the monitoring program that the applicant plans to implement in order to detect when the action level is reached.

Since the purpose of monitoring action levels is to provide timely warning of any potential or actual loss of control of part of the radiation protection program, a corresponding monitoring proposal should consist of an appropriate methodology and frequency of sampling or measurement. This selection of methodology and frequency will be influenced by case-specific factors and should be commensurate with the probability and consequences of a loss of control of a part of the radiation protection program. For example, as the probability increases that regulatory dose limits are approached or exceeded as a consequence of a loss of control of part of a radiation protection program, more rigorous action level monitoring programs may be appropriate.

When a proposal for an action level is accepted and incorporated into a CNSC licence, the licensee must ensure that the program is implemented and maintained in accordance with the licence.

## **6.3 Responding when an action level is reached**

When an action level referred to in a licence is reached, specific actions are required pursuant to subsection 6(2) of the RPR. The licensee must conduct an investigation to determine the cause, take action to restore the effectiveness of the radiation protection program if required, and notify the CNSC within the time period specified in the licence.

Although an action level is not an enforceable dose limit, a failure to meet the above obligations would contravene the RPR and would constitute an offence under the NSCA.

Reaching an action level can occur due to any number of causes. An action level may be reached repeatedly as a consequence of chronic deficiencies in the associated radiation protection program. Ongoing occurrences can be triggered by a shift in normal operating conditions. Occasional occurrences can be triggered by transient conditions that might not relate to a loss of control of the radiation protection program or to a significant change in the radiation doses associated with normal operating conditions. For any of the above cases, repeatedly reaching an action level would be cause for additional analysis and may be an indicator that either the action

level is not set appropriately, or that the corrective actions implemented have not been effective in restoring control of the radiation protection program.

The investigation that a licensee undertakes to determine why an action level referred to in a licence has been reached may first need to confirm whether the evidence (e.g., measurements, observations or calculations) that indicates that the action level has been reached is valid (i.e., whether the action level has indeed been reached).

Further to determining the cause for reaching an action level, the licensee must identify and take actions to restore the effectiveness of the radiation protection program. These actions should be appropriate to the circumstances and commensurate with the level of risk associated with the reaching of the action level. If the licensee cannot restore effectiveness immediately, the licensee should propose interim measures for CNSC consideration. The measures to restore the effectiveness of the radiation protection program, whether interim or final, should be based on credible experience, data or analyses, and should take into account the consequences of the loss of control.

Typically, the greater the radiological hazards that result when an action level is reached, the more immediate, complex or rigorous the measures will be to restore the effectiveness of the radiation protection program.

In addition to the above responses when an action level is reached, paragraph 6(2)(c) of the RPR requires the licensee to notify the CNSC within the period specified by the licence.

## **7. Provision of Information to Nuclear Energy Workers**

Section 7 of the RPR requires licensees to provide certain information to all nuclear energy workers (NEWs).

There is an obligation on licensees to identify individuals as NEWs. In accordance with the NSCA, a NEW is any person that is required, in the course of their business or occupation in connection with a nuclear substance or nuclear facility, to perform duties in such circumstances that there is a reasonable probability that the person may receive a dose greater than the prescribed limit for the general public (which is 1 mSv per calendar year). There is no provision in the NSCA or its regulations that sets out the process for determining whether a person is a NEW. The licensee is responsible for determining whether a person meets the definition of a NEW under the NSCA and its regulations. This requires that a case-by-case determination be made, based on the potential occupational exposure related to the duties that will be performed by the person for the licensee. Licensees should also be aware that the [Canada Labour Standards Regulations](#) allow the employment of persons under the age of 17 as long as it “is not work as a nuclear energy worker as defined in the NSCA” (subparagraph 10(1)(b)(iii)).

The risk information provided to NEWs should be relevant to the radiological risks that they may encounter during regular work activities. Licensees should provide risk information to NEWs prior to NEWs commencing their work activities, as practicable. As a best practice, risk information should be offered to all persons working where licensed activities are taking place. Risk information may be provided in either electronic or paper format. NEWs must also be provided with information on the applicable effective dose limits and equivalent dose limits prescribed in sections 13, 14 and 15 of the RPR.

Licensees are required to inform NEWs of their dose levels. The dose levels are the radiation doses (effective and equivalent) that have been ascertained and recorded by a licensee (as required by section 5 of the RPR) for a NEW as a result of the NEW performing the duties associated with the licensed activity. See section 5 for additional guidance on ascertaining and recording doses.

Dose levels must be communicated annually to NEWs in writing. That is, licensees must provide NEWs with their dose results for the current dosimetry period at least once per year, or more frequently if desired (e.g., monthly or quarterly). Dose levels may be communicated in either electronic or paper format. Workers are informed of their dose levels in order to ensure that they are aware of their exposure results relative to the dose limits for a given year, that they understand their specific situation, and that they know who to contact if they have questions or concerns. An informed workforce leads to a stronger culture of safety and individual accountability. The licensee's radiation protection program should document how workers are informed of their dose levels. The process should be reviewed periodically to ensure that it is effective.

Licensees' obligations to inform NEWs of their dose levels do not cease if the NEW's employment ends (e.g., end of contract, retirement or termination) during the course of a year. Licensees must make reasonable efforts to inform any NEW who has left their employment of their radiation dose levels once this information is available.

Licensees must inform all NEWs, in writing (in either electronic or paper format), of their responsibilities during an emergency, including the risks associated with radiation to which the worker may be exposed during the control of an emergency. Commensurate with licensee emergency plans, licensees should provide training to workers as necessary to meet this regulatory requirement. Some workers may simply need to be trained in evacuation procedures, whereas others may require training related to their specific roles during emergencies. Certain licensees would also need to provide this information to offsite authorities' emergency response personnel, who may be expected to assist during an emergency. Training of emergency response personnel is also discussed in appendix A.7.

Licensees must inform each female NEW, in writing (in either electronic or paper format):

- of the risks associated with the exposure of embryos and fetuses to radiation
- of the risks to breastfed infants from intakes of nuclear substances
- of the importance of informing the licensee, upon becoming aware of her pregnancy or if she is breastfeeding
- of the female NEW's rights, specified in section 11 of the RPR, if they are pregnant or breastfeeding

Providing this information to female NEWs will assist them in deciding if and when they will inform the licensee that they are pregnant or breastfeeding.

Once a female NEW notifies the licensee in writing (in either electronic or paper format), the licensee must assess working conditions and, where necessary, make accommodations to ensure that the dose limit for a pregnant NEW is respected, and to limit the potential for intakes of nuclear substances by the breastfeeding worker. See section 11 for more information on accommodations for pregnant or breastfeeding NEWs.

All NEWs must provide written acknowledgement to the licensee, attesting that they have been informed of their NEW status and the corresponding radiological risks commensurate with their

work. Written acknowledgement may be provided in either electronic or paper format. In addition, each female NEW must provide written acknowledgement that she has been informed of the risks associated with the exposure of embryos and fetuses to radiation and of the risks to breastfed infants from intakes of nuclear substances, and that she has been informed of the importance of informing the licensee, in writing, upon becoming aware of her pregnancy or if she is breastfeeding. Records of written acknowledgments by NEWs must be retained by the licensee in accordance with subsection 28(1) of the [General Nuclear Safety and Control Regulations](#).

## 8. Requirement To Use a Licensed Dosimetry Service

Section 8 of the RPR requires licensees to use a CNSC-licensed dosimetry service to measure and monitor the doses of radiation received by and committed to NEWs who have a reasonable probability of receiving:

- an effective dose greater than 5 mSv in a one-year dosimetry period
- an equivalent dose to the skin, or to the hands and feet, that is greater than 50 mSv in a one-year dosimetry period

These requirements ensure that doses are monitored with sufficient accuracy and precision. For more information on requirements relating to licensed dosimetry services, see REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume II: Technical and Quality Management System Requirements for Dosimetry Services* [2].

When determining when licensed dosimetry is required, licensees should consider the anticipated doses to be received as a result of the worker's duties for a given licensed activity. An occupational dose that may have been received by the NEW under another licensee's program is not used in the determination of whether licensed dosimetry is required. Instead, the NEW's previous dose history is used by the licensee to ensure that the regulatory dose limits are not exceeded. Additional guidance on this subject is provided in section 10.

Licensees are required to ascertain doses to all persons who are exposed to radiation due to the licensed activity, even if NEWs may not have a reasonable probability of receiving an effective dose greater than 5 mSv in a one-year dosimetry period or an equivalent dose to the skin or the hands and feet greater than 50 mSv in a one-year dosimetry period. Licensees may choose to use a CNSC-licensed dosimetry service, or other dosimetry methods for ascertaining doses in these circumstances. Section 5 of this regulatory document provides additional guidance on ascertaining and recording doses, and dosimetry methods are elaborated further in REGDOC-2.7.2, Volume I [1].

To determine whether NEWs have a reasonable probability of receiving an effective dose greater than 5 mSv in a one-year dosimetry period, or an equivalent dose to the skin or the hands and feet greater than 50 mSv in a one-year dosimetry period, licensees may estimate the expected doses, refer to the typical doses received at similar licensed facilities or activities, or benchmark with similar/historical doses received by NEWs in connection to their licensed activity.

All radiation dose components and pathways that comprise the total effective dose to NEWs (i.e., internal dose and external dose) must be considered in determining whether to use a CNSC-licensed dosimetry service. If there is a reasonable probability that the effective dose to a NEW, from a single contributing dose component, will exceed 5 mSv in a one-year dosimetry period, a licensed dosimetry service must be used to ascertain the NEW's effective dose from that

component. For example, if a NEW is only exposed to a sealed source which presents an external radiological hazard that may result in an effective dose to the NEW exceeding 5 mSv, then a whole-body dosimeter, licensed by the CNSC, must be used to ascertain the external dose. If there is a reasonable probability that the effective dose to a NEW from more than one contributing dose component will exceed 5 mSv in a one-year dosimetry period, licensees should use CNSC-licensed dosimetry services, if available and practicable, to measure each dose component that is likely to contribute more than 1 mSv towards the total effective dose. If there is no licensed dosimetry technique available for a given dose pathway, or the benefits of using the licensed dosimetry service outweigh the usefulness of the dose result, licensees should propose a method to estimate the doses received, as part of their licence application. Non-licensed dosimetry methods should be developed using quality requirements described in REGDOC-2.7.2, Volume I [1]. If the effective dose to a NEW is likely to be less than 1 mSv in a one-year dosimetry period, the effective dose may be ascertained using CNSC-licensed dosimetry or by other dosimetry methods (direct, indirect or dose modelling).

Hands and feet (also referred to as extremities) should be monitored when they are preferentially exposed in exposure situations, and there is uncertainty as to whether the criterion for licensed dosimetry applies. If there is a reasonable probability of receiving an equivalent dose greater than 50 mSv to the skin, hands or feet, a radiation monitoring instrument may be used to determine if licensed dosimetry is needed. Another option is to use direct monitoring for the skin, hands, or feet and assess whether it is necessary to use licensed dosimetry based on the results.

Licensees who use a licensed dosimetry service are required to provide certain personal information to the dosimetry service operator with respect to each NEW, including the worker's given names, surname and any previous surname; the worker's social insurance number; the worker's gender (i.e., categories of male, female, and X, which aligns with Service Canada's practices for collecting such information); the worker's job category; and the worker's date, province and country of birth. Where dose measurements are recorded by a licensed dosimetry service, records for NEWs are submitted to the National Dose Registry (NDR)<sup>3</sup>, along with this specific personal information. An individual's dose that has been submitted to the NDR is commonly referred to as a "dose of record."

The specific personal information of the NEW, collected by the licensee, facilitates the transmission of dose information to the NDR by dosimetry services licensed by the CNSC. All of the information listed is required in order to avoid errors in the maintenance of occupational exposure records in the NDR. For example, every NEW must be assigned a job category that is compatible with those used in the NDR. Job category designations are selected by each licensee based on a standard list maintained by the NDR. Some licensees may have their own job classifications schemes; however, they need to be translated into the NDR's standardized list. Job

---

<sup>3</sup> The NDR is a database owned and operated by Health Canada, which tracks the lifetime dose history of registered individuals. Health Canada provides the CNSC with access to the NDR and informs the CNSC of any records indicating that a dose limit has been exceeded. Prompt identification of such records allows the CNSC to act immediately to ensure that licensees have taken appropriate actions. Access to the NDR allows the CNSC to gain information on trends of dose data for facilities or groups of facilities, detailed dose information for individuals and licensees, and necessary information for health studies, including epidemiological studies.

categories compatible with the NDR are available to licensees from dosimetry services licensed by the CNSC.

## **9. Collection of Personal Information**

Section 9 of the RPR requires that if a licensee collects personal information, as defined in section 3 of the [Privacy Act](#), that may be required to be disclosed to the Commission, another government institution as defined in that section, or a dosimetry service, the licensee must inform the person to whom the information relates why it is being collected.

Although there are no specific requirements under the NSCA, any personal information collected as a result of the licensed activity is subject to protection under the *Privacy Act*.

## **10. Obligations of Nuclear Energy Workers**

As per section 10 of the RPR, every NEW must, on request by the licensee, inform the licensee of their given names, surname and any previous surname; social insurance number; gender; date, province and country of birth; and dose record for the current one-year and five-year dosimetry periods. This information provided by every NEW facilitates various obligations of the licensee under the RPR.

The NEW's dose records may be obtained from the NDR with the individual's written permission. However, the information in the NDR may not contain information on doses received by the NEW outside of Canada or doses ascertained through estimation and dosimetry methods that are not licensed by the CNSC. For this reason, as a best practice, the licensee should also request information on any doses received by the NEW in the one-year and five-year dosimetry period that may not be included in the NDR, in order to take doses into consideration for optimization purposes.

The licensee uses the dose record for the current one-year and five-year dosimetry periods to properly control the worker's dose for the remainder of the one-year and five-year dosimetry period and ensure compliance with the regulatory dose limits provided in sections 13 and 14 of the RPR. The radiation protection program should provide instructions for the use of this information, including related dose control measures. The radiation protection program should also specify restrictions on the work that may be conducted by the NEW until the complete dose record is obtained.

## **11. Pregnant and Breastfeeding Nuclear Energy Workers**

Section 11 of the RPR specifies the rights of pregnant and breastfeeding NEWs.

When a licensee is informed, in writing, that a NEW is pregnant or breastfeeding, the licensee is required to make the necessary accommodations or adaptations to the working conditions that will not cause undue financial hardship or business inconvenience. The requirements only relate to the duty to accommodate the NEW with respect to radiation protection. The accommodations will cease when the licensee is informed by the NEW that they are no longer pregnant or breastfeeding.

The duty to make accommodations for pregnant and breastfeeding NEWs is not meant to prevent the worker from entering or working in a designated radiation and/or contamination zone.



Accommodations should, however, ensure that under normal operating conditions, the dose to the NEW is kept ALARA and that the dose limits are respected. The revised working conditions should also ensure that, in the event of an accident or other event, any radiological exposure (internal or external) that may result in a dose above the dose limit is avoided.

The licensee will also need to identify if the pregnant or breastfeeding NEW needs further information and training as a result of any change of working conditions related to accommodations made pursuant to section 11 of the RPR.

Once informed by a NEW that she is pregnant or breastfeeding, the licensee should also redefine the dosimetry monitoring program for the NEW. For example, a shorter monitoring period (i.e., a greater frequency) may be necessary in order to monitor and control radiological exposures, including possible inadvertent exposures to the NEW. A wearing period for an external dosimeter worn by a pregnant NEW should be chosen in consideration of the technical and performance specifications for the dosimeter type (e.g., minimum detection limit). An active dosimeter – i.e., a direct reading dosimeter (DRD) – may also be used to help control radiological exposures. Modification of the monitoring program for internal exposures may also be necessary for both pregnant and breastfeeding NEWs, especially in consideration of nuclear substances handled by the worker that may be of more relevance for a developing embryo, fetus, or infant.

### **11.1 Accommodations for nuclear energy workers who are pregnant**

Once informed of a pregnancy, the licensee must ensure that the working conditions of the pregnant NEW will be such that her external exposures to, and intakes of, nuclear substances are kept ALARA and remain below the effective dose limit of 4 mSv for the balance of her pregnancy. Therefore, the licensee will need to review the pregnant NEW's work practices, including the nuclear substances handled, in order to identify where accommodations can be made to limit the radiological exposures of the pregnant NEW and, by extension, of the embryo or fetus. Accommodations can include changes to work assignments that significantly reduce or eliminate the pregnant NEW's potential for radiological exposures. Other options can be the use of shielding, PPE, and respiratory protection by the pregnant NEW. The licensee should inform the pregnant NEW of the accommodations to be made, including if there is a need to apply more stringent work restrictions to ensure that the effective dose limit for the pregnant NEW is respected, and that the radiological exposure of the embryo or fetus during pregnancy is kept ALARA. Furthermore, working conditions should be adapted so as to avoid any significant potential exposure due to accidents or other events that may result in high radiation doses received by the pregnant NEW from an external or internal exposure.

For external exposures, radiation doses to an embryo and/or fetus tend to be lower than the dose received by the pregnant NEW due to protection afforded by the uterus and surrounding tissues. Special consideration should be given to situations where an intake of a nuclear substance by a pregnant NEW is possible. In these cases, it is important to be aware that some nuclear substances, if taken into the body of the pregnant NEW, may be absorbed more readily by the tissues of the placenta, resulting in a higher committed effective dose and/or equivalent dose to a sensitive organ of the embryo or fetus, when compared to that of the pregnant NEW. The gestational age of the embryo and fetus will also influence the resultant dose received by it. For example, exposure of the pregnant NEW to volatile radioiodine (e.g. iodine-125 and iodine-131) can result in an internal dose to the pregnant NEW as well as an elevated equivalent dose to the fetal thyroid (because of fetal organ sensitivity). In addition to radioiodines, intakes of other nuclear substances by the pregnant NEW that may result in a higher committed effective dose and/or equivalent dose to an organ of an embryo or fetus include: tritiated water, carbon-14,

sulfur-35, phosphorus-32, and isotopes of calcium and strontium. If the pregnant NEW's work activities involve any of these nuclear substances, additional steps should be taken to implement controls to completely avoid intakes, to the extent possible. This may include more stringent work restrictions and possible cessation of work activities with these nuclear substances by the pregnant NEW. ICRP Publication 88, *Doses to the Embryo and Fetus From Intakes of Radionuclides by the Mother* [24], provides dose coefficients for the embryo and fetus, and can be consulted by licensees for calculating doses to a developing embryo or fetus from intakes of nuclear substances by a pregnant NEW. Licensees may use this information when preparing risk information to provide to pregnant NEWs pursuant to section 7 of the RPR. Further, such dose calculations can be used to inform decisions on necessary accommodations and possible work restrictions for the pregnant NEW such that doses to the embryo or fetus remain ALARA for the duration of the pregnancy.

There are radiation-related risks throughout pregnancy that are related to the stage of pregnancy and absorbed dose. Radiation risks are most significant during organogenesis and in the early fetal period, somewhat less in the second trimester, and least in the third trimester. Prenatal exposure to ionizing radiation may induce brain damage in embryos/fetuses following an acute dose exceeding 100 mSv between weeks 8 and 15 of pregnancy, or following an acute dose exceeding 200 mSv between weeks 16 and 25 of pregnancy, as these time periods are important for the development of the central nervous system. Before week 8 or after week 25 of pregnancy, human studies have not shown radiation risk to fetal brain development. Epidemiological studies indicate that the cancer risk (i.e., all childhood cancers) after fetal exposure to radiation is similar to the risk after exposure in early childhood. For more information, see the World Health Organization's fact sheet [Ionizing Radiation, Health Effects and Protective Measures](#) [25].

## **11.2 Accommodations for nuclear energy workers who are breastfeeding**

A licensee that is informed by a NEW that she is breastfeeding must make necessary accommodations to the breastfeeding NEW's working conditions in order to limit intakes of nuclear substances by the breastfeeding NEW. The licensee will need to review the breastfeeding NEW's work practices, including the nuclear substances handled, when identifying accommodations to be taken to limit her intakes of nuclear substances. This will ensure that the dose to the breastfed infant remains ALARA. In assessing whether an intake by the NEW may result in a dose to the breastfed infant, the licensee should be aware that certain nuclear substances, when taken into the body, are more likely to become concentrated in breast milk and that the dose to the infant may be more elevated relative to the dose received by the breastfeeding NEW (for example, in the cases of tritiated water, sulfur-35, iodine-125 and iodine-131). Additional information on assessing the dose to a breastfed infant can be found in REGDOC-2.7.2, Volume I [1].

Accommodations made by the licensee to limit intakes of nuclear substances by the breastfeeding NEW can include changes to work assignments such that the potential for intakes is significantly reduced or eliminated. Other options can be the use of PPE and respiratory protection by the NEW. The licensee should inform the breastfeeding NEW of any accommodations to be made. In the event that an intake occurs, the licensee should assess the dose to the breastfeeding NEW and the resultant dose to the infant in the event that the NEW wants to continue to breastfeed. The licensee should advise the NEW of the associated risks of continuing to breastfeed, and if necessary, make recommendations to stop breastfeeding for a period of time to ensure that the dose to the infant is kept ALARA. For work activities that do not have the potential for intakes of nuclear substances, no accommodations for a NEW who is breastfeeding are required.

## 12. Interpretation of Radiation Dose Limits

Section 12 of the RPR specifies that for the purposes of sections 13 and 14, doses of radiation include those received from X-rays or other artificially produced sources of radiation. Therefore, a person's total dose, for the purposes of compliance with this requirement, must include any components received occupationally as X-rays or from any other artificially produced sources of ionizing radiation. Artificially produced sources refer to sources that are inherently tied to a CNSC-licensed facility/activity and to which the workers are exposed as a result of their occupation. Examples of licensees who would be affected include those who employ radiographers who also perform non-destructive testing using X-ray machines, and hospital staff in nuclear medicine departments who work with dual modality imaging devices and/or in proximity to radiology departments.

## 13. Effective Dose Limits

Effective dose is the sum of doses, measured in sieverts, received from external radiation exposures and committed doses from intakes of radioactive substances, during the same time period. Effective dose limits are in place to reduce the risk of stochastic effects, which may lead to later effects or illness such as cancer. Stochastic effects are effects that occur by chance with a probability that is proportional to the dose magnitude.

Section 13 of the RPR establishes the effective dose limits for a NEW, a pregnant NEW and a person who is not a NEW. As required by subsection 13(1) of the RPR, every licensee must ensure that the effective dose received by and committed to a person described in column 1 of the table to this subsection, during the period set out in column 2, does not exceed the effective dose set out in column 3.

**Table 1: Effective dose limits**

Item	Column 1	Column 2	Column 3
	Person	Period	Effective dose (mSv)
1	Nuclear energy worker, including a female nuclear energy worker who is breastfeeding and a female nuclear energy worker who is pregnant but who has not yet informed the licensee in writing that she is pregnant	(a) One-year dosimetry period	50
		(b) Five-year dosimetry period	100
2	Pregnant nuclear energy worker who has informed the licensee in writing that she is pregnant	Balance of the pregnancy starting from the date on which the licensee has been informed of the pregnancy	4
3	Person who is not a nuclear energy worker	One calendar year	1

The ICRP recommends that dose limits for workers should be set in such a way and at such a level that the total effective dose received by an individual during a full working life will not exceed about 1 sievert (Sv), received somewhat uniformly year by year. The application of the radiological protection system should be such that this lifetime dose (1 Sv over a full working life) would rarely be approached. Annual dose limits have historically been used as a means of

managing exposures over time. In 1990, to allow for further flexibility, the ICRP introduced a limit for effective dose that applies over a period of 5 years, while retaining an annual limit. The objective of the five-year dosimetry period dose limit is to optimize worker exposures over the duration of their full working life. This general concept has been widely adopted by many nuclear regulators, and most regulators set a 5-year dose limit as well as an annual dose limit.

It is the licensee's obligation to ensure that NEWs, persons who are not NEWs, and pregnant NEWs (who have informed the licensee of the pregnancy in writing) do not receive doses in excess of applicable effective dose limits in subsection 13(1) of the RPR. When determining an individual's accrued dose for the purposes of comparing against the effective dose limits, previously assigned doses associated with exposure to ionizing radiation from activities not regulated under the NSCA and its regulations should also be taken into account by a licensee (as discussed in section 12). In addition, if a worker is a NEW, the licensee must also consider available dose information before the NEW commences the work for the licensee, in order to ensure the worker's dose remains below effective dose limits. Licensees should obtain occupational dose information for NEWs who perform work at other facilities (such as contractor personnel) where they may have been exposed to ionizing radiation.

The five-year dosimetry period has been defined as a fixed period of 5 calendar years, at the end of which a new period begins. A new five-year dosimetry period began on January 1, 2021, and will end on December 31, 2025.

There is flexibility provided in subsection 13(2) of the RPR, which allows for situations in which the end of a dosimeter-wearing period or a bioassay sampling period does not coincide with the end of a dosimetry period. A licensee may extend or reduce a dosimetry period by 2 weeks in order to align with the dosimeter-wearing period or bioassay sampling period. For example, a dosimetry period ending on December 31 may end as early as December 17 if a reduction of up to 2 weeks is necessary, or may be extended to January 14 of the following calendar year.

More detailed information on the concept of effective dose, including ascertaining effective doses, may be found in REGDOC-2.7.2, Volume I [1].

## **14. Equivalent Dose Limits**

Equivalent dose limits are in place to avoid tissue reactions (previously referred to as deterministic (threshold) effects). Equivalent doses, or doses to specific tissues or organs, are distinguished from effective or whole-body doses in order to account for the particular sensitivity of certain organs and body parts to radiation. Separate dose limits are necessary to control radiation exposure to the lens of the eye, the skin, and the hands and feet in order to prevent tissue reactions and organ dysfunction. Tissue reactions only occur above a certain threshold dose and increase in severity with increased dose. They are distinguished from stochastic effects, which have no known dose thresholds and whose severity is independent of the magnitude of the dose.

Section 14 of the RPR establishes the equivalent dose limits for NEWs and any other person (i.e., a person who is not a NEW).

As required by subsection 14(1) of the RPR, every licensee must ensure that the equivalent dose received by and committed to an organ or tissue, as set out in column 1 of table 2, of a person described in column 2 for that organ or tissue, during the period set out in column 3 for that organ or tissue, does not exceed the equivalent dose set out in the corresponding column 4.

**Table 2: Equivalent dose limits**

Item	Column 1	Column 2	Column 3	Column 4
	Organ or Tissue	Person	Period	Equivalent dose (mSv)
1	Lens of an eye	(a) Nuclear energy worker	One-year dosimetry period	50
		(b) Any other person	One calendar year	15
2	Skin	(a) Nuclear energy worker	One-year dosimetry period	500
		(b) Any other person	One calendar year	50
3	Hands and feet	(a) Nuclear energy worker	One-year dosimetry period	500
		(b) Any other person	One calendar year	50

It is the licensee's obligation to ensure that NEWs and any other persons do not exceed the applicable equivalent dose limits in subsection 14(1) of the RPR. When determining an individual's accrued dose for the purposes of comparing against the equivalent dose limits, previously assigned doses associated with exposure to ionizing radiation from activities not regulated under the NSCA and its regulations should also be taken into account by a licensee (as discussed in section 12). In addition, for a worker is a NEW, the licensee must also consider available dose information before the NEW commences work for the licensee, in order to ensure that the worker's dose remains below equivalent dose limits. Licensees should obtain dose information for NEWs who perform work (i.e., contractor personnel) at other facilities where they may be exposed to ionizing radiation.

"Equivalent dose" means the product, in Sv, obtained by multiplying the absorbed dose by the weighting factor of a given type of radiation.

When living matter absorbs radiation, the radiation can produce a biological effect. Since different types of ionizing radiation vary in how they interact with biological materials, absorbed doses of equal value do not necessarily have equal biological effects. For example, a given quantity of alpha radiation is more harmful to tissue than the same quantity of beta radiation. This is because an alpha particle is more heavily charged and deposits its energy much more densely along its path.

A radiation weighting factor is used to equate different types of radiation with different levels of biological effectiveness. The concept of equivalent dose allows different types of ionizing radiation to be considered equally with respect to their potential to cause harm.

As equivalent dose limits are set based on preventing tissue reactions, it is important to note that the equivalent dose limit for the hands and feet is for each individual hand and foot. Therefore, when assessing the dose to the left hand and the right hand, or to the left foot and the right foot, they are treated as separate entities, with separate equivalent dose limits.

The ICRP recommends an equivalent dose limit for the lens of an eye for occupational exposures in planned situations of 20 mSv in a year, averaged over defined 5-year periods, with no single year exceeding 50 mSv. The recommendation is based on a threshold in absorbed dose for radiation-induced lens opacities, considered to be 0.5 Gy. The CNSC's equivalent dose limit for NEWs is 50 mSv in a one-year dosimetry period. In order to manage NEWs' doses to the lens of the eye, licensees must implement measures with the intent of keeping cumulative doses to the

lens of the eye ALARA, through the setting of action and administrative levels (as described in section 6) and consideration of the use of dose constraints and other ALARA tools, as described in section 4.1.5.

There is flexibility provided in subsection 14(2) of the RPR for situations in which the end of a dosimeter-wearing period does not coincide with the end of a dosimetry period for equivalent dose limits. For example, a dosimetry period ending on December 31 may end as early as December 17 if a reduction by up to 2 weeks is needed, or may be extended to as late as January 14 of the following calendar year if an extension is needed.

Subsection 14(3) of the RPR also specifies that when skin is unevenly irradiated, the equivalent dose received by the skin is the average equivalent dose over the 1-cm<sup>2</sup> area that received the highest equivalent dose.

More detailed information on the concept of equivalent dose, including ascertaining dose to the lens of the eye, the skin, and the hands and feet, may be found in REGDOC-2.7.2, Volume I [1].

## 15. Emergencies

Section 15 of the RPR details regulatory requirements related to exposures of persons who form part of the licensee's response organization during the control of an emergency. The dose limits specified in section 15 of the RPR are applied when the control of an unusual situation cannot be managed within the dose limits prescribed in sections 13 and 14 of the RPR.

REGDOC-2.10.1, *Nuclear Emergency Preparedness and Response* [26], sets out the emergency preparedness requirements and guidance related to the development of emergency measures for licensees and licence applicants of Class I nuclear facilities and uranium mines and mills.

An emergency preparedness program establishes how nuclear facilities prepare for and plan to respond to emergencies (including nuclear or radiological emergencies), in order to protect workers, the public and the environment.

As part of the preparedness and response measures, licensees must establish an emergency response organization (ERO), which is defined as a group of inter-related responders who undertake the emergency response function during an emergency. Licensees should ensure that there is clarity on the roles and responsibilities and authorities of each position within the ERO. In addition, licensees must develop and document emergency radiation protection measures and provide training to individuals to ensure that they are qualified and able to fulfill their assigned emergency response role. Licensees' responsibilities for providing information to NEWs regarding their responsibilities during an emergency, including the risks associated with radiation to which the worker may be exposed during the control of an emergency, are covered in more detail in section 7. Additional guidance on provision of radiation protection training for all other persons, such as emergency response personnel, is provided in A.7.

The management of exposures of persons who are part of emergency response organizations under the authority of the local jurisdiction, the province or a federal entity is outside the scope of the requirements of section 15 of the RPR. Guidance values for restricting exposures of these emergency responders are addressed in Health Canada's *Generic Criteria and Operational Intervention Levels for Nuclear Emergency Planning and Response* [27].

If it is deemed necessary to declare an emergency, which requires the application of the dose limits specified in section 15 of the RPR, it is important to note that the doses received during the control of the emergency situation are considered separate from doses received during normal planned exposure situations, as per subsection 15(1) of the RPR.

As per subsection 15(2) of the RPR, for the purposes of the emergency, a licensee who requests a person to participate in the control of an emergency must ensure that the person does not receive an effective dose greater than 50 mSv or an equivalent dose to the skin greater than 500 mSv for the duration of their participation in the control of the emergency, unless that person is taking an emergency action described in column 1 of the table in subsection 15(3) of the RPR.

- Action item 1 (actions to minimize dose consequences for members of the public associated with the release of radioactive material) may include taking actions to establish emergency management and operations; identifying, notifying and activating; assessing the initial phase; assisting in the implementation of urgent protective actions; and managing the medical response.
- Action item 2 (actions to prevent health effects of radiation that are fatal or life-threatening, or that result in permanent injury) may involve, for example, action required by a person to remove an injured or unconscious fellow person from a very high-hazard area.
- Action item 3 (actions to prevent the development of conditions that could significantly affect people and the environment) may include mitigating actions taken by the operator or first responder.

Subsection 15(4) requires that if, on the request of a licensee, a person takes emergency actions described in more than one item of the table to subsection 15(3) of the RPR, the licensee must ensure that the effective dose received by that person does not exceed 500 mSv and that the equivalent dose to the skin received by that person does not exceed 5,000 mSv.

Further, subsection 15(5) of the RPR requires licensees to limit effective dose and equivalent dose received by and committed to all persons participating in the control of an emergency by applying the ALARA principle, taking into account social and economic factors. Planning for such actions should be done as part of emergency preparedness and response as outlined in REGDOC-2.10.1, *Nuclear Emergency Preparedness and Response*, [26].

Subsection 15(6) of the RPR requires licensees to notify the person who received a dose of radiation, and the Commission as soon as feasible, in the event that the licensee becomes aware that any of the dose limits prescribed in section 15 of the RPR may have been exceeded. This notification process should occur in a timely manner to ensure that necessary actions can be initiated to restrict further exposure of the individual in order to minimize any radiation-related health effects.

As per subsection 15(7) of the RPR, licensees must not request a pregnant woman to participate in the direct control of an emergency. This restriction extends to all pregnant women who have informed the licensee, in writing, that they are pregnant, and who may be involved in the control of an emergency, including emergency response personnel and other workers (including those employed by the licensee) who provide assistance during an emergency. As described in sections 7 and A.7, risk information to NEWs and emergency response personnel should include the risks associated with the exposure of embryos and fetuses to radiation, and the importance of females informing the licensee, in writing, if they are pregnant. The CNSC acknowledges that a pregnant worker may play an active role in aiding emergency response activities, but must not be subject to the dose limits prescribed in section 15 of the RPR because of the potential risks to the

developing embryo or fetus. It is possible for a pregnant worker to contribute to the emergency response, but only from a radiologically stable and safe location where she would continue to be subject to the dose limits prescribed in sections 13 and 14 of the RPR.

A female who is breastfeeding an infant is not exempt from participating in the control of an emergency. However, if the licensee has been informed that a female is breastfeeding an infant, measures should be taken to ensure the protection of the breastfed infant. If there are internal radiological hazards that the female may be exposed to as a result of the emergency response activities, the licensee should take action to limit her intakes of nuclear substances. Measures may include assignment of tasks that do not have the potential for internal exposures. When this is not possible, the licensee should provide protective equipment to limit intakes of nuclear substances by the female. Cessation of breastfeeding for a period of time may be required, if the protective measures are not effective in limiting the potential exposure to the breastfed infant.

The dose limits prescribed by subsections 15(2) and (3), and sections 13 and 14 of the RPR, may be exceeded by a person acting voluntarily to save or protect human life, as per subsection 15(8) of the RPR.

Once the emergency is terminated, occupational exposures continue to be managed under the requirements of the licensee's radiation protection program and the dose limits prescribed in sections 13 and 14 of the RPR. As a general principle, a person should not be prevented from returning to future planned work because of doses received during an emergency. However, a case-by-case consideration for return to work may be required, and should take into account the magnitude of the doses received and any relevant medical advice, and may entail certain conditions as specified by the Commission.

## **16. Exceedance of a Regulatory Dose Limit**

Section 16 of the RPR specifies the actions that licensees must take upon becoming aware that an applicable dose limit as prescribed by section 13 or 14 of the RPR has been exceeded.

A person who may have received an exposure in excess of a dose limit for a NEW must not perform work involving possible radiation exposure that would add to the dose in order to:

- allow for the investigation to be completed
- avoid further exposures that could cause a risk to the individual

The licensee cannot permit the person to return to their duties with the potential for occupational radiation exposure until the Commission or a designated officer authorized under paragraph 37(2)(h) of the NSCA formally authorizes the return to work pursuant to section 17 of the RPR. Additional information on the authorization of the return to work of a person is found in section 17.

Paragraph 48(h) of the NSCA makes it an offence to terminate or vary the conditions of employment of a NEW who has received, or is committed to, a dose of radiation in excess of the regulatory limits, except in the prescribed manner and circumstances. When a dose limit is exceeded, it may be accidental or it may be the result of some faulty practice on the part of the licensee or the NEW. When the investigation reveals that the cause was accidental or the licensee was responsible, the NEW should not be subject to unjust economic penalties (i.e., terminated or placed on leave without compensation). When the investigation concludes that the cause was the



result of a faulty practice of the NEW, the licensee should identify corrective actions that will address any human performance issues that the NEW may have before considering disciplinary action.

It is important to note that the requirement to remove the person from work only applies to situations in which the person may have exceeded a dose limit for a NEW.

When a dose limit has been exceeded, licensees must conduct an investigation to determine the magnitude of the dose and to establish the causes of the overexposure. The investigation into the magnitude of the dose will vary depending on the nature of the exposure – external, internal, skin contamination, and so on – and whether a CNSC-licensed dosimetry service was used at the time of the event to ascertain the dose. If a licensed dosimetry service was not in use, a dose reconstruction will be necessary as part of the investigation into the magnitude of the dose.

If a dose reconstruction is required to determine the amount of radiation exposure due to a radiation source outside the person's body or due to skin contaminations, licensees should refer to REGDOC-2.7.2, Volume I [1] for guidance.

When investigating an internal dose resulting from a nuclear substance taken into the person's body, licensees should refer to REGDOC-2.7.2, Volume I for guidance in collecting and handling radiobioassay samples, determining monitoring frequencies and other procedures to verify the magnitude of the dose.

Corrective actions may be required as a result of the investigation into the event. If the dose limit was exceeded, the objective is to identify and apply corrective actions that will prevent a reoccurrence to the same or a different person. Remedial measures may include identifying and correcting physical deficiencies in the workplace, revising procedures and retraining workers. If the investigation determines that the dose limit was not exceeded, and the CNSC agrees with this conclusion, the cause(s) of the event should be investigated and corrective actions proposed to address causes such as an inappropriate dosimeter storage location, inadequate worker training, improper dosimeter handling or human error.

The actions to be completed must be formally documented by the licensee and available for review by the Commission.

## **17. Authorization of Return to Work**

Once the investigation required by section 16 of the RPR is complete, the cause of the real or apparent dose limit exceedance has been investigated, and corrective actions have been implemented by the licensee to the satisfaction of the CNSC, the licensee must submit a written request to the CNSC for authorization of the return to work of a person, as per section 17 of the RPR.

This written request should include a declaration that the person involved has been informed of the results of the investigation and, if a dose limit has been exceeded, of the risks associated with the exposure itself and with returning to work. The Commission or a designated officer authorized by the Commission will then consider authorizing the return to work of a person.

When the Commission, or a designated officer, authorizes the return to work of a person, the authorization may specify conditions to protect the health and safety of the person. Before a

person is authorized to return to work, they may be subject to conditions, including but not limited to:

- prorated dose limits for the remainder of the one-year and/or five-year dosimetry period
- additional training requirements for workers
- requirements for the licensee to modify work practices and/or possibly the method of dose control

If the investigation reveals that an official dose record, which has been filed with the NDR, requires a change, the authorization of the return to work of a person will include a request that the dose change request be filed by a specified date. Further information on the requirements for making changes to dose-related information filed with the NDR may be found in REGDOC-2.7.2, Volume I [1].

## **18. Application for a Licence To Operate a Dosimetry Service**

Section 18 of the RPR lists the information that will form the basis for granting a CNSC licence to operate a dosimetry service. Licensees who operate their own dosimetry services require a separate licence. A licensed dosimetry service will also need a nuclear substance licence for any radioactive sources it may possess.

Full details of the criteria for granting a dosimetry service licence can be found in REGDOC-2.7.2, Volume II [2].

## **19. Obligations of Licensees**

Section 19 of the RPR lists the data that a CNSC-licensed dosimetry service operator is obliged to submit to the NDR for the purpose of uniquely identifying each NEW for whom a dose of radiation has been measured and monitored. The service operator should ensure the privacy of all personal information. Further information on this topic can be found in REGDOC-2.7.2, Volume II [2].

## **20. Labelling of Containers and Devices**

Section 20 of the RPR outlines the requirements for the labelling of containers and devices containing nuclear substances in order to alert persons to the presence of a nuclear substance and the existing or potential radiological hazard. The labelling is important because it alerts persons to the contents of the container or device, and by extension, to the associated radiation risk.

Licensees should define, in their radiation protection programs, how all of the requirements of section 20 of the RPR are implemented. This includes situations where labelling requirements do not apply, as per subsection 20(2), and provisions for managing containers temporarily holding nuclear substances, as per subsection 20(3).

Containers or devices that contain a nuclear substance must be labelled with the radiation warning symbol and the words “RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION”. The radiation warning symbol and the words should be directly adjacent to one another. The radiation warning symbol, as set out in Schedule 3 of the RPR, must be displayed as further described in section 22. The

following information included on the label is considered to satisfy the requirements of the RPR; any alternative approaches should be discussed with the CNSC:

- The name of the nuclear substance should be reported in standard nuclear notation (i.e., carbon-14, C-14,  $^{14}\text{C}$ ). If there is more than one nuclear substance present, either each nuclear substance should be identified, or the primary nuclear substance(s) should be identified. Alternatively, the primary group of nuclear substances should be identified, where a group may be denoted as, for example, mixed fission and activation products, transuranics, natural uranium, depleted uranium, or enriched uranium.
- Quantity should be in units of measure, such as activity; e.g., Becquerel (Bq) or activity concentration (Bq/g), mass (g) or a mass concentration (ppm).
- Date of measurement is the date upon which the quantity measurement was made.
- Form is the chemical or physical form of the nuclear substance (solid, liquid or gas, special form, etc.).

Labelling requirements do not apply if a container or device meets one or more of the following criteria. Situations where labelling requirements would not apply should be discussed with the CNSC:

- **It is an essential component of the operation of the nuclear facility at which it is located:** An example of an essential component is a vessel, hopper, tank, pump or pipe that contains a nuclear substance as part of the operation of a nuclear facility.
- **It is used to hold nuclear substances for current or immediate use and is under the continuous direct observation of the licensee:** This particular exemption allows for that type of use of a container or device that is holding a nuclear substance without the burden of having to label it. This exemption should be applied in situations where there is continuous control of the container or device by a trained worker.
- **The quantity of nuclear substances is less than or equal to the exemption quantity:** Containers and devices containing nuclear substances in quantities below the exemption quantities dictated in Schedule 1 of the [\*Nuclear Substances and Radiation Devices Regulations\*](#) are exempt from labelling requirements.
- **It is used exclusively for transporting nuclear substances and labelled in accordance with the *Packaging and Transport of Nuclear Substances Regulations, 2015*:** If the container or device is used exclusively for transporting nuclear substances, it must be labelled in a manner specified in the [\*Packaging and Transport of Nuclear Substances Regulations, 2015\*](#).
- **The device is a radium luminous device, provided that a radium luminous compound is the only nuclear substance in the device and the device is intact and not tampered with:** Devices that only contain a radium luminous compound, and are intact and not damaged, are exempt from labelling requirements.

Subsection 20(3) of the RPR applies to containers that are used to temporarily hold nuclear substances. For example, containers used for collecting waste where contents may be changing as it is used. Another example is a container holding contaminated items removed from service awaiting reuse or decontamination. Such containers would only need to be labelled with the radiation warning symbol (trefoil) and the words “RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION” to alert workers to the potential radiological hazards of the contents. All labelling requirements – including the name, quantity, date of measurement, and form of the nuclear substances in the container – would apply in full once the container is no longer being used to temporarily hold the nuclear substances. In this context, “temporarily” refers to the duration of

use of the container used to hold nuclear substances, relative to the activities related to the use of the container. Such containers may be used beyond current or immediate use, and may not always be under the continuous direct observation of the licensee. It is understood that when the container used to temporarily hold nuclear substances is either full or no longer required, the contents are characterized so that all requirements of subsection 20(1) of the RPR may be met.

## 21. Posting of Signs at Boundaries and Points of Access

Every licensee is required by section 21 of the RPR to post and keep posted, at the boundary of and at every point of access to an area, room, vehicle or enclosure, a durable and legible sign that bears the radiation warning symbol set out in Schedule 3 (as described in section 22) and the words “RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION”, if there is a nuclear substance in a quantity greater than 100 times its exemption quantity in the area, room, vehicle or enclosure, or if there is a reasonable probability that a person in the area, room, vehicle or enclosure will be exposed to an effective dose rate greater than 25  $\mu\text{Sv/h}$ .

The words “RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION” must be complete and must appear as indicated in the RPR.

Exemption quantities are specified in Schedule 1 of the [Nuclear Substances and Radiation Devices Regulations](#).

Where areas, rooms or enclosures within a building are used to store or handle nuclear substances, signs should be prominently displayed on all access points/doors to these areas, rooms or enclosures, or alternatively, where they are visible immediately upon entry to the area, room or enclosure.

The interpretation of “dose rate greater than 25  $\mu\text{Sv/h}$ ” should be that of effective dose rate, and should therefore exclude dose rate measurements made on contact with sources of radiation inside an area, room, vehicle or enclosure. The effective dose rate can be ascertained either by direct measurement or by estimation. If a direct measurement is taken, it should be at a working distance (no less than 30 cm) from the source of radiation, using a calibrated radiation survey meter, in any accessible space inside an area, room, vehicle or enclosure. In this instance, the operational quantity  $H^*10$  (used for the calibration of radiation survey meters) is used as a surrogate for effective dose rate. If the dose rate is ascertained by estimation, published effective dose rate constants, such as those found in the CNSC’s [Radionuclide Information Booklet](#) [28], should be used to calculate dose rates at working distances no smaller than 30 cm from the source of radiation in any accessible space inside the area, room, vehicle or enclosure.

Vehicles containing a consignment as defined by the [Packaging and Transport of Nuclear Substance Regulations, 2015](#) are exempt from the posting requirements dictated in section 21 of the RPR. However, if a vehicle is not in transit<sup>4</sup> but is used to store a nuclear substance, the regulatory requirement applies if the conditions stipulated for posting of signs exist.

---

<sup>4</sup> As defined in the *Packaging and Transport of Nuclear Substances Regulations, 2015*, “transit” means the process of being transported through Canada after being imported into and before being exported from Canada, in a situation where the place of initial loading and the final destination are outside Canada.

## **22. Use of the Radiation Warning Symbol**

Section 22 of the RPR requires the radiation warning symbol as set out in Schedule 3 of the RPR to be displayed. The 3 blades and the central disk of the symbol must be magenta or black, and located on a yellow background. When the radiation warning symbol (trefoil) set out in Schedule 3 is used, the RPR require that it be fully visible, of a size appropriate for the size of the container or device to which it is affixed or attached, or the area, room or enclosure in respect of which it is posted, in the proportions depicted in Schedule 3, and oriented with one blade pointed downward and centred on the vertical axis. There must be no wording superimposed on it.

## **23. Frivolous Posting**

Section 23 of the RPR requires that no person post or keep posted a sign that indicates the presence of radiation, a nuclear substance or prescribed equipment at a place where the radiation, nuclear substance or prescribed equipment indicated on the sign is not present.

Signs must be removed when the radiological hazard is no longer present. However, it is not considered frivolous to post signs where there is a potential for contamination or radiation exposure (e.g., signs posted in areas in the proximity of X-ray facilities).

## **24. Records To Be Kept by Licensees**

As per section 24 of the RPR, every licensee must retain certain records in order to meet regulatory requirements. They include the name and job category of each NEW (collected as per subsection 8(2) and section 10 of the RPR), and records of doses received by persons who perform duties in connection with any activity that is authorized by the NSCA or who are present at a place where that activity is carried on.

Licensees must ensure that the records are accurate and maintained. Dose records must be retained for a period of 5 years after the date that the information was collected. This retention period allows for the management and control of doses to persons in accordance with regulatory requirements, including NEWs, over the one-year and five-year dosimetry periods. This retention period also takes into consideration that doses to NEWs who use a licensed dosimetry service are also stored in the NDR. This registry is the most appropriate database for the retention of cumulative occupational dose records for future use (i.e., epidemiological studies, litigation).

In addition to meeting regulatory requirements, the maintenance and retention of dose records enables the licensee to evaluate the effectiveness of the radiation protection program and the effectiveness of the optimization process, and also enables them to identify trends in exposure. Further, the licensee can use this information to develop and improve upon their monitoring procedures and programs.

## **25. Radiation Detection and Measurement Instrumentation**

Licensees are required by section 25 of the RPR to ensure that instruments and equipment used for radiation measurements are appropriately selected, tested and calibrated for their intended use. Selection, testing and calibration processes for all instruments and equipment must be documented within CNSC licensees' radiation protection programs, as applicable.

Radiation measurements are essential in order to assess, verify or demonstrate the credibility and effectiveness of a radiation protection program. For the purposes of section 25 of the RPR, a radiation measurement is a measurement of dose, dose rate or activity for reasons related to the assessment or control of exposure to persons from radiation or nuclear substances, and the interpretation of the results. Sampling may be involved as a preliminary step to a radiation measurement. Radiation measurements may be made of radiation levels, airborne activity concentrations, levels of contamination, quantities of nuclear substances, or individual doses (typically a measurement of a dose equivalent quantity as proxy (i.e., substitute) for a dose quantity that cannot be measured directly). The results of these radiation measurements may be used to assess radiological hazards or doses resulting or potentially resulting from exposure.

Instruments and equipment used for radiation measurements include those that are fixed and portable, automated or manual, multi-purpose or single purpose. For example, fixed and portable radiation survey meters may be used to perform radiation measurements to assess or confirm radiation fields at different locations or over large areas. Both fixed and portable contamination detection instruments may be needed to detect or assess radioactive contamination of equipment, premises or persons. As well, DRDs (both active [electronic] and passive) and air monitoring/sampling equipment may be used for radiation measurements in order to measure, estimate or control radiological exposures.

### **25.1 Selection of instruments and equipment used for radiation measurements**

The RPR require that instruments and equipment used for radiation measurements be selected appropriately to ensure that a radiation measurement can be made. The quantities and types of instruments and equipment used for radiation measurements in a specific situation will depend on such factors as the type, forms, location, magnitude and extent of the type(s) of radiation. The quantities and types of instruments and equipment available should be adequate for anticipated needs in normal operations and emergencies, as well as during calibration, maintenance and repairs. Defective or out-of-tolerance instruments should be identified and properly labelled, and corrective measures taken in a timely manner.

The conditions of use are also a factor in the selection of instruments and equipment. If radiation measurements are to be made in extreme environmental conditions (such as extreme cold or warm temperatures, high humidity, or areas with vibrations), the manufacturer's manual should be consulted to confirm that the instrument or equipment will function in such environments (within the range of normal/optimal operating conditions). Some radiation survey meters and electronic DRDs may also over- or under-respond in high radiation fields. Licensees should consult qualified experts as appropriate for advice in the selection of the instruments and equipment.

Appendix C.13 provides additional guidance on selection and functionality of instruments and equipment used for contamination monitoring. Contamination monitoring instruments and equipment must be appropriate for the types, levels and energies of the radiation and nuclear substance(s) encountered. A suitable instrument/equipment for contamination monitoring should be available wherever unsealed nuclear substances such as liquids and powders are in use. However, care should be taken to avoid the instrument coming into contact with potentially contaminated surfaces.

## 25.2 Testing of instruments and equipment used for radiation measurements

The RPR require that instruments and equipment used for radiation measurements be tested in order to assure persons that the unit is functioning properly. Testing is the performance of measurements and other operational checks to confirm that an instrument is functioning correctly.

All instruments and equipment must be routinely tested, which can include physical inspections, battery check, high-voltage check, alarm (audible and visual) tests, a radiation source response check, and a background radiation measurement. Instruments and equipment that are not operating within the parameters of the tests, or that show anomalous background or radiation source measurements, should not be used until their proper operation can be verified. These should be tagged indicating that they are out of service and should not be used until their proper operation has been verified.

## 25.3 Calibration of instruments and equipment used for radiation measurements

The RPR require that instruments and equipment used for radiation measurements must be calibrated in order to assure persons that the readings obtained are representative of the actual conditions. A calibration is a process conducted under specified conditions that establish the relationship between values indicated by a measuring instrument, and the conventionally true values of the quantity or variable being measured or compared against. Actions associated with the calibration of instruments and equipment used for radiation measurements include the following:

- For radiation survey meters and DRDs, making adjustments of observed measurements in a known radiation field to within  $\pm 20\%$  of the conventionally true dose rate
- For contamination monitoring instruments and equipment, determination of the detector efficiency and response relative to a known radiation source
- For rotameters and flow meters, determination of response and making adjustments against conventionally true values associated with devices that are traceable to a national or international standards laboratory
- For air monitoring instruments, determination of efficiency and response using radioactive sources exhibiting the radiation type and energies of the airborne radioactivity to be monitored
- For equipment and instruments used for thyroid screening, determination of the detector efficiency for the radioiodine of interest

Appendix C.8 provides a calibration process (i.e., determination of detector efficiency and response) for instruments and equipment used for demonstrating compliance to contamination control limits specified in a CNSC licence or documented in a CNSC licensee's radiation protection program, as applicable.

Appendix D provides an example calibration process for radiation survey meters and DRDs that are used to make radiation measurements that are directly compared against a regulatory criterion and/or limit. Examples include radiation measurements for confirming posting requirements dictated by paragraph 21(b) of the RPR, or when DRDs are used as primary dosimetry for workers. Additional regulatory requirements for the availability of calibrated radiation survey meters are specified in section 20 of the [Nuclear Substances and Radiation Devices Regulations](#) and in subsection 18(1) of the [Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment Regulations](#). Subparagraphs 30(3)(d)(iii) and (e)(iv) of the [Nuclear Substances and Radiation Devices](#)

[Regulations](#) specify additional requirements for the calibration of DRDs used by certified exposure device operators.

A similar approach should be taken by licensees when calibrating radiation instruments and equipment as per the example calibration process in Appendix D.

Instruments and equipment must be calibrated before the very first use, at regular intervals (at a minimum annually), and after any repair that may have affected the instrument's performance.

A record of calibration must be maintained, and calibrated instruments and equipment should be clearly and indelibly identified (e.g., through the use of labels).



## **Appendix A: Guidance on the Provision of Radiation Protection Training by Work Group**

### **A.1 Management**

Licensees (or their managers, in larger organizations) have the ultimate responsibility for ensuring worker safety. They should therefore have a good understanding of the NSCA and of any other legislation and regulations relevant to their licensed activities. They should also know the principles of radiation protection and safety culture, and understand their responsibility for managing radiological risks by implementing the ALARA principle.

Senior management should be trained in the risks associated with radiation, the basic principles of protection and safety, their main responsibilities regarding radiological risk management, and the principal elements of the radiation protection program.

### **A.2 Radiation protection personnel**

Radiation protection personnel are responsible for ensuring the radiation protection of workers, and may be assisted by technical personnel responsible for performing specific tasks. All licensees, regardless of their size, will have someone responsible for radiation protection, licensing and compliance matters. These individuals should understand the NSCA, the applicable regulations made pursuant to the NSCA, and the conditions of the licence under which their activities are being carried out. Radiation protection personnel should also be well informed about the current radiation protection principles, methods and practices related to the licensed activity.

Training for radiation protection personnel should cover at least all topics associated with radiation protection at the level of detail required by their responsibility in ensuring the day-to-day safety of workers and of the public. Radiation protection personnel should also be trained in methods and techniques for controlling, using, handling, storing and disposing of nuclear substances and prescribed equipment, and for controlling, using or operating the applicable radiation devices and prescribed equipment. Training should cover the methods and techniques for monitoring radioactive contamination and supervising decontamination work, and for monitoring and controlling the radiation dose rates and radiation exposure of all workers.

### **A.3 Nuclear energy workers**

NEWs are defined in the NSCA as persons having a reasonable probability of exceeding the annual regulatory effective dose limit of 1 mSv for a member of the public due to the nature of their work activities in connection to a CNSC-licensed activity or facility. In practical terms, NEWs are individuals who routinely use nuclear substances or operate radiation devices or prescribed equipment. As such, they are occupationally exposed to radiation and are closely monitored for the radiation dose they may receive.

NEWs generally require more extensive and specialized radiation protection training than workers who may only occasionally be exposed to radiation. The training objectives for these workers and the level of detail with which each topic should be covered depend on the licensed activity, the radiological hazards to which they may be exposed, the nature of their jobs and the associated tasks and responsibilities, and the difficulty, importance and frequency of those tasks. For example, workers operating an irradiation facility or involved in radiation therapy, whose duties involve the continuous use of nuclear substances or

prescribed equipment, would likely need more extensive training than those who work in the vicinity of fixed nuclear gauges.

Where appropriate and safe, training for NEWs should include practical exercises and on-the-job-training. In some cases, NEWs should work under supervision for a period of time after training is completed, until they have acquired sufficient experience and self-confidence to independently perform their jobs safely and competently.

#### **A.4 General employees**

This group includes workers whose duties do not typically involve the direct use of nuclear substances, prescribed equipment or radiation devices, but who may occasionally go into areas where they could be exposed to radiation. Whether or not a worker can be classified as a general employee depends on several factors, including the frequency with which they may be required to enter areas where radiological hazards exist, the duration of their stay in those areas, the magnitude of potential exposure, and the level of supervision.

This group typically includes cleaning and maintenance staff; storage, shipping and receiving personnel; and administrative staff; and may include some categories of nurses, visitors and students. These workers should be provided with radiation awareness training that addresses the radiological hazards present in the workplace, the level of exposure they may receive, basic protective measures against radiation, and how to recognize radiation warning signs and symbols.

#### **A.5 Contractor personnel**

Some licensees outsource specific work to an outside contractor. Contractor personnel may include general labourers, technicians, consultants, and maintenance and security personnel. In all cases, radiation protection training for contractor personnel should be similar to that required by full-time personnel performing identical tasks, and should be commensurate with the radiological hazards to which they may be exposed. Previous training can be identified from the contractor personnel's documented experience and assessed through training program entry testing. If previous training is inadequate, the licensee should ensure that contractor personnel receive additional training appropriate to their duties, or should arrange for them to be directly supervised by suitably trained workers.

Some contractors may provide services that require them to be defined as NEWs, and therefore guidance for provision of training for nuclear energy workers should be referred to.

#### **A.6 Visitors**

Individuals entering a licensed facility for brief periods of time, such as members of a visiting group, personnel of a delivery firm or messengers, are usually accompanied by an escort and normally should not need any radiation protection training. They should, however, be informed of the radiological hazards in the facility. For institutions such as hospitals and universities, where members of the public routinely have unescorted access, licensees should ensure that visitors entering controlled areas, such as nuclear medicine departments or laboratories using nuclear substances, are informed of any mandatory safety requirements.

Other individuals visiting a facility for longer periods than those described above, such as scientists and students, should undergo appropriate training similar to what is discussed in A.5.

## A.7 Emergency response personnel

Emergency situations may occur at any licensed facility, and the potential radiological risk to workers, the public and the environment in emergency situations is directly proportional to the nature of the radiological hazards present.

During an emergency, there may be a need for intervention by specialized personnel other than the licensee's workers, such as firefighters, police and medical personnel. In some situations, emergency response personnel from outside organizations may not have received radiation protection training.

To ensure adequate preparedness of all parties, the CNSC recommends that the licensee liaise with emergency response personnel to coordinate the response capability and to provide information pertaining to provincial, territorial and federal health and safety regulations associated with the facility or the activities carried out therein. Emergency response personnel should be informed about the hazards they may encounter and the associated risks, including the risks associated with the exposure of embryos and fetuses to radiation, and the importance for females to inform the licensee, in writing, if they are pregnant. In the event of an emergency, emergency response personnel should be accompanied and closely supervised by the licensee's radiation protection personnel while carrying out their response duties.

Further information on the provision of information to NEWs regarding their duties and responsibilities during an emergency is discussed in section 7.

Additional guidance on emergency preparedness and response at nuclear facilities may be found in REGDOC-2.10.1, *Nuclear Emergency Preparedness and Response* [26].

## Appendix B: Guidance on Workplace Monitoring Programs

### B.1 Contamination control

Work with unsealed nuclear substances creates the potential for contamination of surfaces and persons. A contamination control program should be implemented as part of the radiation protection program to identify surface contamination and prevent the inadvertent transfer of such contamination.

In implementing a contamination control program, physical design features for controlling surface contamination at source is very important. The physical design features used in a contamination control program may include:

- specific design features aimed at containment of the nuclear substance to prevent it from causing surface contamination in the first place
- ventilation systems aimed at preventing the buildup of surface contamination as a result of the settling of airborne particles

Guidance on monitoring for radioactive contamination is provided in appendix C. Additional information about the selection, testing and calibration of instruments and equipment is found in section 25.

Particularly during non-routine work such as equipment maintenance, design features may be the primary methods of controlling workers' internal exposures from inhalation of radionuclides in airborne particles. When the use of physical design features (including specific engineered controls) to restrict individual exposures is impractical or not sufficiently effective, administrative controls should be implemented. Such administrative controls might include restrictions on access to a contaminated area or the use of specific work practices designed to minimize contamination transfer.

Work in contaminated areas should be conducted in a manner that minimizes the spread of contamination to adjacent surfaces, to individuals in the area and to the workplace atmosphere. To control the spread of contamination and restrict individual exposures, a graded, multiple-tier system, such as a physical barrier or cordoning of the affected areas, should be used in and around contaminated areas.

Control of access to contaminated areas may be necessary to ensure that workers entering the area are informed of the radiological status and potential hazards and, if necessary, are provided with the appropriate protective equipment. Visual display of the levels of contamination and caution boards should be prominently displayed. Control of the workers' exit from contaminated areas ensures that nuclear substances are not inadvertently removed from the area by personnel or equipment. Efforts should be made to limit the degree of contamination and the size and number of contaminated areas within a facility.

Personnel contamination monitoring should be performed to keep radiation exposures ALARA. Personnel leaving contaminated areas should use appropriate radiation monitoring equipment to monitor their hands, feet and other areas suspected of being contaminated. Adequate decontamination facilities should be made available. To minimize the spread of contamination, licensees should provide washing facilities for all workers, and should allow sufficient time for each worker to use washing facilities before breaks and at the end of shifts. Exits from contaminated areas should include provisions to facilitate retention of contamination in the area and provisions for monitoring of individuals and the area to ensure control has been maintained. Any personal items carried into the area should be monitored for surface contamination.

No person should eat, drink, chew or smoke in working areas where nuclear substances could be ingested. Licensees should provide – at locations that are reasonably accessible to every worker – clean eating areas that are supplied with water, good-quality air and handwashing facilities to prevent the intake of nuclear substances.

### **B.1.1 Contamination control limits**

Contamination control limits should be established in all areas/locations at a nuclear facility or site of a licensed activity where unsealed nuclear substances are handled, used or stored. Areas/locations should include clean areas (such as eating areas) as well as areas where work with nuclear substances or prescribed equipment is conducted. These areas should be monitored at regular intervals to ensure that the contamination present is below the established contamination control limits. Additional guidance on classification of areas and access control is discussed in section 4.4.1.

Contamination control limits for each area or zone should be established based on the principles of isolating contamination at the source and maintaining levels of contamination ALARA. The contamination control limits for each area should be determined in consideration of the work activities to be conducted in the area, expected levels of contamination resulting from the activities, and PPE that is appropriate for use in the area. Areas with the highest contamination control limits should always be separated from the public domain by transitioning areas/zones with lower allowable limits. It is best practice to have a zero-tolerance policy for any detectable loose contamination; it should be cleaned up immediately upon detection.

Certain CNSC licences authorizing the use of unsealed nuclear substances contain a condition that states the regulatory criteria pertaining to radioactive contamination. Other types of licences do not contain any conditions directly pertaining to surface contamination control limits. In these cases, appropriate criteria must be established and licensees should be prepared to provide justification for the values chosen. Criteria in the American National Standards Institute/Health Physics Society (ANSI/HPS) N13.12-2013, *Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance* [29], may be used as guidance as it includes surface contamination criteria conservatively derived based on an annual dose of 10  $\mu\text{Sv}$  to the most exposed person.

### **B.1.2 Decontamination of personnel and equipment**

Licensees should provide, as necessary, a dedicated area and decontamination agents for the decontamination of equipment and contaminated tools, and the means for cleaning contaminated areas of floors and walls. Cleaning agents should be selected based upon their effectiveness, hazardous properties, amount of waste generated, compatibility with the contaminated surface and other systems or items that may be contaminated (including protective clothing and waste handling systems), and ease of disposal.

Adequate decontamination facilities should also be made available if personnel contamination is detected. When skin or personal clothing contamination is detected, the responsible radiation protection personnel should be informed in order to ensure adequate characterization of the potential for significant skin dose by assessing the extent of the contamination, retaining samples of the contamination as necessary to perform a detailed dose assessment, and initiating decontamination procedures. Levels of contamination that trigger the need for dose assessments should be established for site-specific radionuclides; additional guidance may be found in REGDOC-2.7.2, Volume I [1]. Skin decontamination methods should be established for site-specific radionuclides.

Contaminated personal clothing should be decontaminated by laundering or other appropriate methods (such as holding for decay in the case of short-lived nuclear substances), monitored and returned to the owner or, if necessary, disposed of as radioactive waste.

Medical treatment of injuries takes precedence over radiological considerations. Emergency medical care should be administered immediately for injuries involving nuclear substances. The use of universal precautions (e.g., gloves, face mask) is generally sufficient for protecting medical personnel from any contamination transferred from the patient. Decontamination efforts should start immediately thereafter to minimize the potential uptake of soluble nuclear substances, which could lead to a radiation dose to the individual.

## **B.2 Radiation dose rate monitoring and control**

The workplace monitoring program should include frequent radiation dose rate surveys to ensure radiation exposures are kept ALARA, commensurate with the radiological hazards present. Radiation dose rate surveys should be performed by qualified and trained individuals with appropriate and properly functioning and calibrated radiation detection instrumentation.

The radiation protection program should include a radiation dose rate monitoring and survey program that includes provisions for the following:

- routine monitoring (conducted to demonstrate that the working environment is satisfactory for continued operations and that no change has taken place that would call for a reassessment of operational procedures)
- task-related monitoring (to supply information about a particular task or operation and to provide, if necessary, a basis for immediate decisions on the execution of the task)
- special monitoring (such as during the commissioning stage for new facilities, following major modifications to either facilities or procedures, or when operations are being carried out under abnormal circumstances such as those following an incident or an accident)

The description of the methods for monitoring and performing surveys, as well as the frequency, types and locations of the measurements to be performed, should be documented in the radiation protection program.

Radiation dose rates above established control limits should be investigated and timely action should be taken to address unusual conditions.

Additional information the selection, testing and calibration of instruments and equipment is found in section 25.

## **B.3 Airborne radioactivity monitoring and control**

To ensure that adequate methods for the control of airborne radioactive contamination are in place, a program for the air sampling and control of airborne contaminants should be formalized in the radiation protection program with the objective of ensuring adequate protection of workers against the inhalation of airborne contaminants. As part of this program, the following measures should be taken:

- The generation of airborne radioactive contaminants in operations should be reduced to the extent reasonably feasible by the use of appropriate techniques such as the use of water and other suppression techniques and the use of appropriate equipment. Extra care should be taken for work

that involves the opening of any radioactive system, and during the welding, burning or grinding of any surfaces where there is a potential for loose or fixed contamination.

- Where necessary and practicable, the source should be enclosed under negative air pressure.
- Care should be taken to avoid the resuspension of dust or any loose contamination as a result of high air velocities.

Workplace air sampling should be performed in work areas to monitor concentrations of radionuclides in workers' breathing zones to ensure that concentrations remain ALARA. Use of workplace air sampling equipment should include the following elements:

- Equipment located in an appropriate environment and position
- Quality control program
- Preventive maintenance program
- Appropriate minimum detection limits

Performance specifications for airborne radioactivity monitoring instrumentation should be developed and documented in the radiation protection program. ANSI N42.17B-1989, *American National Standard Performance Specifications for Health Physics Instrumentation: Occupational Airborne Radioactivity Monitoring Instrumentation* [30], should be consulted for guiding principles.

Continuous air monitors (CAMs) can be used in areas where airborne radioactivity levels can fluctuate or change rapidly due to an upset condition or nature of the work activities being performed. If CAMs are used, they should also be appropriately deployed throughout the facility. For example, CAMs should be deployed in work areas to provide immediate feedback to those working in the areas. Requirements and guidance on the placement of CAMs to ensure their effectiveness should be established in the radiation protection program. Consideration should be given to CAM placement that is representative of the workers' breathing zone, including in work areas, areas where protective equipment is removed by workers after work completion, and nearby areas where workers are not typically donning respiratory protection. The operation and maintenance of CAMs should be performed in accordance with the licensee's management system principles and requirements, which ensure that the systems are functioning as required. CAMs' alarm set points should be set appropriately for the work areas and work activities where they are located.

Testing and calibration of all air monitoring instrumentation and associated components (such as rotameters and pumps) must be done at regular intervals depending on the conditions of use, or at least annually. Additional guidance may be found in section 25. In addition, ANSI/IEEE N323c-2009, *Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration – Air Monitoring Instruments* [31], should be consulted for guiding principles.

## **Appendix C: Monitoring for Radioactive Contamination**

This appendix provides general guidance on monitoring and controlling radioactive contamination and relating the monitoring results to contamination control limits specified in a CNSC licence or documented in a CNSC licensee's radiation protection program, as applicable. The appendix also provides guidance on contamination monitoring instrument selection and a calibration process for contamination monitoring instruments for the purposes of section 25 of the RPR.

Licensees must ensure appropriate calculations are used; the equations provided may not apply in all situations. The specific limitations of each equation are not included.

### **C.1 Method of measurement**

Radioactive contamination may be measured directly or indirectly. Direct measurement means the use of portable radiation detection instruments to detect both fixed and removable contamination. Direct measurement may be used when background radiation levels are negligible compared to licence criteria. Indirect measurement only detects removable contamination by means of a sampling program.

### **C.2 Purpose of contamination monitoring**

Contamination monitoring, such as weekly wipe tests, is intended to confirm that operational controls that have been implemented to limit the spread of contamination are effective. Contamination monitoring should be performed at set locations, following a schedule, based on the risk for contamination. Follow up monitoring should be performed any time contamination is identified through routine monitoring or as identified and reported through other means.

The locations selected for contamination monitoring should be numbered on a plan of the work area. These locations should include working surfaces (such as benches, countertops or fume hoods), storage areas and non-working surfaces (such as floors, instruments and equipment, door handles, light switches, sink taps and telephones). Several random locations should also be monitored. If the set of locations is too rigid, problem areas may be overlooked. A review of the list of locations should be conducted at a specific frequency to ensure that the list is current or determine whether new locations should be added as required.

### **C.3 Frequency of confirmatory contamination monitoring**

Contamination monitoring frequencies should conform to the requirements indicated in the licensee's radiation protection program. When nuclear substances are not used for a prolonged period of time, contamination monitoring is not required, but such a period should be identified in the records.

### **C.4 Decontamination**

Any area that is found to have non-fixed contamination exceeding the contamination criteria should typically be cleaned and monitored again. If the area cannot be cleaned to meet those criteria, the contaminated area must be sealed or shielded until the criteria are met or some other provisions are made to ensure the contamination remains contained.

Note: For short-lived radionuclides, the room or area may be posted with a radiation warning sign and secured until the radioisotope decays.



## C.5 Monitoring records

Contamination monitoring records should include:

- date of measurement
- name of the person performing the measurement
- make and model of the instrument
- monitoring locations
- contamination monitoring results in Bq/cm<sup>2</sup> before and after decontamination, if applicable
- results of operational tests and background measurements
- standard measurement results
- measured or predicted efficiency
- recording and updating of instrument servicing records as necessary
- demonstration that the chosen instrument and counting methods yield a minimum detectable activity below the applicable criteria

## C.6 Direct measurement of contamination using a portable meter

Direct measurement instrument readings include both fixed and non-fixed contamination. Subsequently, a direct reading may be used to satisfy licence criteria for non-fixed contamination.

However, in cases where licensees have separate criteria for both fixed and removable contamination, wipes, followed by decontamination, followed by direct measurements, should be performed.

## C.7 Indirect measurement of contamination with wipes

The following steps may be used for indirect measurements of removable contamination with wipes.

Wipe each of the locations shown on the plan of the working area with a filter paper, wipe or cotton swab. The wipe may be dry, or lightly moistened with alcohol or water to improve collection efficiency. However, if a wetting agent is used, contamination may be absorbed into the wipe material, and may lead to a significant underestimate of alpha and low-energy beta contamination with some counting methods. For example, alpha counting should not be conducted on a wet wipe.

Use one numbered wipe per location. If contamination is found, the contaminated area must be identified and decontaminated.

The area to be surveyed (wiped) should be as identified in the workplace monitoring program. Using uniform and constant pressure, wipe the entire area.

Count the wipes in a low-background area and record all results.

If the wipes are to be counted on a contamination meter, the wipe should be smaller than or equal to the sensitive area of the detector. Note that the geometry of the wipe material (flat like filter paper or round like a swab) may change results.

Clean any contaminated areas and monitor again. Record results before and after decontamination.

## C.8 Detector efficiency

Each instrument must be calibrated to determine its detection efficiency using traceable, uniform planar sources with an active area of similar dimensions to the detector, where practical. The nuclear substance used should emit radiation similar to that of the potential contaminant. The objectives are:

- to determine the operating voltage for each detector, especially interchangeable probes; other electrical and mechanical features may also be tested
- to obtain or confirm the detection efficiency of the instrument for each relevant radionuclide

The detector efficiency depends upon:

- the type of detector (e.g., Geiger-Müller, NaI scintillation, plastic/organic scintillation, proportional counter)
- the detector size and shape
- the distance from the detector to the radioactive material
- the nuclear substance and type of radiation measured (alpha, beta and gamma radiations and their energies)
- the backscatter of radiation toward the detector
- the absorption of the radiation before it reaches the detector (by air, by the material itself, and by the detector covering)

The detector efficiency can be determined by:

- counting an appropriate standard source of known activity with your detector, in counts per second (cps)<sup>5</sup>:

$$\text{absolute efficiency} = \frac{\text{detector count rate} - \text{background count rate}}{\text{known activity of standard source}}$$

- referring to the documentation supplied by the vendor for your specific nuclear substance(s); if not specified, by contacting the vendor for the required information

Even low levels of surface contamination may give rise to a risk of internal exposure. Portable contamination monitoring instruments have detection efficiencies ranging from 0 to 40% (at best) for different nuclear substances (excluding contributions from progeny in secular equilibrium<sup>6</sup>). Measurements must therefore be made using an efficiency-checked instrument with the best available predetermined detection efficiency for the radionuclide(s) of concern.

## C.9 Relating measurement readings to contamination criteria

The readings from contamination meters can be related to contamination criteria if the efficiency of the instrument for a specific nuclear substance is known. Using the detection efficiency, a response can then

<sup>5</sup> If the source surface area exceeds the detector surface area, then appropriate correction should be applied to account for the actual activity from the standard source seen by the detector.

<sup>6</sup> Secular equilibrium is a type of radioactive equilibrium in which the half-life of the precursor (parent) radioisotope is so much longer than that of the product (progeny) that the radioactivity of the progeny becomes equal to that of the parent with time.

be provided to convert the reading to surface activity concentration (in Bq/cm<sup>2</sup>). The linearity of response and inter-range differences may also be investigated.

Examples of acceptable approaches for mixtures of nuclear substances include identifying the isotope for which the detector has the lowest response at the applicable contamination limit, or use of a source that contains the nuclear substance mixture to be measured. This can be done by multiplying the contamination limit (Bq/cm<sup>2</sup>) by the detector efficiency (counts/Bq) by the area measured (cm<sup>2</sup>). The result will indicate the lowest count that would indicate the presence of contamination at the limit. The nuclear substance associated with the lowest count rate at the limit is the most restrictive when using that instrument. Combinations of instruments may be required to demonstrate compliance with the limits for nuclear substance mixtures.

Using the following equation, calculate the measurement results in Bq/cm<sup>2</sup>:

$$\text{Removable activity} = \frac{N - NB}{E \times 60 \times A \times F}$$

Where:

N = total count rate in counts per minute (cpm) measured directly or on the wipe

NB = normal background count rate (in cpm) from a portable survey instrument or the count rate (in cpm) from measuring a blank wipe using a benchtop instrument

E = instrument efficiency factor (expressed as a decimal, i.e., for 5% efficiency, E=0.05) for the nuclear substance being measured. Consult the manufacturer or determine using a nuclear substance with a known amount of activity in a counting geometry similar to that used when surveying for contamination

60 = sec/min

A = area wiped (typically not to exceed 100 cm<sup>2</sup> with the exception of applying the *Packaging and Transport of Nuclear Substances Regulation, 2015*, for areas of 300 cm<sup>2</sup>) or open detector area in cm<sup>2</sup> (for direct measurement)

F = collection factor for the wipe (used only when calculating indirect wipe monitoring results). If F is not determined experimentally, a value of F=0.1 (i.e., 10%) must be used

### C.10 Minimum detectable activity

The minimum detectable activity (MDA) is defined as the minimum amount of activity in a sample that can be detected with a 5% probability of erroneously detecting radioactivity when none is present, and, a 5% probability of not detecting radioactivity when it is present. For any given system designed to count and quantify radioactivity, the MDA is calculated for the most restrictive scenario (e.g., for the nuclide that has lowest detection efficiency and most restrictive regulatory criterion). The units of the MDA (Bq, Bq/g, Bq/cm<sup>2</sup>) should be the same as those expressed in the licence or regulatory criterion, as applicable. The MDA, in Bq/cm<sup>2</sup>, can be calculated as follows:

$$\text{MDA (Bq/cm}^2\text{)} = \frac{2.71 + 4.66 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F}$$

See appendix C.9 for the meaning of the terms NB, E, A and F. “T” is the counting time, in seconds, for indirect wipe monitoring, and is the instrument response time for direct measurements (or the actual time if performing scalar counting). For scanning/frisking, T is equal to the detector width (cm) divided by the scanning speed (cm/s). The instrument response time will vary between instruments and is a parameter that can be selected by the user on some devices, that is, via either software selection of the actual time, or a “fast/slow” switch set to predefined times specified in the user manual. Other instruments may auto-select the response time based on the count rate. Longer response times will improve the MDA.

Note: The efficiency, and hence the MDA, of the instrument is highly dependent on the distance between the source and the detector. The MDA should be calculated for the distance at which the detector will be when monitoring.

### C.11 Calculating and reporting results with uncertainty

Licensees should be in a position to calculate the associated  $2\sigma$  uncertainty (i.e., 95% confidence) for any measurement that is made and compared against a contamination criterion specified in a CNSC licence or documented in a CNSC licensee’s RP program. The requirement to report and/or document the uncertainties associated to radiation measurements will depend on the circumstances. For example, a decommissioning report or formal laboratory report should provide uncertainty values next to each measurement above the MDA. Conversely, a logbook maintained by a licensee, for example, showing count rates measured on the surface of items or clothing with a contamination meter at a zone boundary would not require the inclusion of uncertainty values. Licensees should nonetheless ensure that any threshold or trigger value in cpm (or cps) used to ensure compliance against a surface activity criterion is both above the MDA of the instrument, and corresponds to an activity value sufficiently below the regulatory criterion being compared against as to account for typical uncertainties given the counting conditions. The  $2\sigma$  uncertainty can be calculated as follows for measurements reported in Bq/cm<sup>2</sup>:

$$2\sigma \text{ uncertainty (Bq/cm}^2\text{)} = \pm 2 \times \frac{\sqrt{N \times [T/60] + NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F}$$

See appendix C.9 for the meaning of the terms N, NB, E, A, and F, and appendix C.10 for T, which is assumed to be the same value for both the background and sample.

### C.12 Instrument sensitivity

Portable and benchtop contamination monitoring instruments must be capable of making reproducible measurements below any applicable contamination criteria. Licensees must be able to demonstrate that for the nuclear substance(s) of interest, the corresponding contamination criterion or limit specified in a CNSC licence or documented in a CNSC licensee’s RP program can be detected using the proposed instrumentation. This requires determination of both the MDA for the detector and isotope of interest, and the uncertainty ( $2\sigma$ ). There are various methods for ensuring that the chosen counting time translates to an MDA that is sufficiently below the contamination criterion of interest.

The following are 2 examples of how to establish adequate instrument sensitivity for a given nuclear substance:

- 1) For conservatism, the MDA was set at 0.5 times the applicable contamination criterion or limit:

$$\frac{2.71 + 4.66 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq 0.5 \times \text{contamination limit}$$

- 2) Assume that a typical measurement near the applicable criterion is twice the background measurement (i.e.,  $N = 2NB$ ) and that the counting time  $T$  is identical for both:

$$\frac{2.71 + 4.66\sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} + 2\frac{\sqrt{3NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq \text{contamination limit}$$

Which equates to:

$$\frac{2.71 + 8.12\sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq \text{contamination limit}$$

See appendix C.9 for the meaning of the terms  $NB$ ,  $E$ ,  $A$ , and  $F$ , and appendix C.10 for  $T$ , which is assumed to be the same value for both the background and the sample.

### C.13 Selection of contamination monitoring instruments

The MDA for a nuclear substance will depend on both the types and energies of radiation emitted by that nuclear substance, and on the type of detector used. In general, there are 3 basic detector design considerations that will impact instrument sensitivity, and each of these parameters will have a different impact, depending upon the type and energy of radiation being detected.

#### C.13.1 Window thickness and composition

Consideration should be given to whether the window density is small enough to allow the radiation emitted by source to enter the detector. This is critical for low-energy beta radiation and alpha radiation, which can be completely absorbed, even by materials as thin as a sheet of paper. Note that some isotopes, such as H-3 or Ni-63, cannot be detected by most instruments because the beta radiation they emit gets completely absorbed within the window. For such isotopes, indirect monitoring using liquid scintillation is generally the best choice.

#### C.13.2 Detector density

Every radiation detector functions by detecting interactions between the radiation and a material within the detector. There are 2 broad classes of detectors: gas-filled detectors, and solid or liquid scintillators. Gas-filled detectors, such as Geiger detectors and proportional counters, will generally work well for detecting alpha or beta radiation, since these types of radiation will cause interactions even in low-density materials. Conversely, gamma rays may readily pass through a low-density gas without interaction, especially at high energies. Solid scintillators, such as NaI detectors, are generally much better suited to detecting gamma radiation. Thin crystal detectors are suitable for low-energy gamma emitters such as Tc-99m, while thicker detectors will enhance sensitivity for high-energy gammas such as those from Cs-137 or Co-60.

#### C.13.3 Detector output

Every time radiation interacts with a detector, a tiny amount of energy is released within the detector. This energy is then converted into an electronic signal that can be measured. Some detectors, such as Geiger counters, produce uniform pulses, which can be counted. Other systems, such as scintillators or

proportional counters, may produce a signal that is proportional to the amount of energy released in the initial radiation interaction. This can be used to distinguish between different types of radiation or different energies of radiation of the same type. Such detectors are useful in applications for which distinguishing between multiple different isotopes may be necessary.

Table C.1 provides guidance on recommended applications of a variety of hand-held and non-portable contamination monitoring instruments.

**Table C.1: Recommended applications of contamination monitoring instruments**

<b>Hand-held contamination monitoring instrument<sup>1</sup></b>	<b>Recommended applications<sup>2</sup></b>
Thin-window G-M detector	Beta emitters, alpha emitters
Gas-filled proportional detector	Variable, refer to manufacturer's specifications
Thin-crystal sodium iodide scintillation detector	Low-energy gamma emitters (<200 keV)
Thick-crystal sodium iodide scintillation detector	High-energy gamma emitters (>200 keV)
Organic/plastic scintillation detector	Generally specifically designed for alpha and beta detection with low background. Gamma detection is variable; refer to manufacturer's specifications.
Zinc sulphide scintillation detector	Alpha emitters
Thick zinc sulphide scintillator with proprietary discrimination	Beta emitters, alpha emitters, gamma emitters
<b>Non-portable contamination monitoring instruments (wipe counters)</b>	<b>Recommended applications<sup>2</sup></b>
Liquid scintillation counter	Alpha and beta wipe samples, especially for very low-energy beta emitters such as H-3, Ni-63, and C-14
Sodium iodide well counter	Gamma wipe samples, allows for spectroscopic analysis of different isotopes if multiple isotopes are being used
Gas-flow proportional counter	Alpha and beta wipe samples
Semiconductor gamma spectrometer (high-purity germanium)	Gamma wipe samples, allows for high-resolution spectroscopic analysis of different isotopes if multiple isotopes are being used
Passivated implanted planar silicon	Alpha and beta wipe samples

<sup>1</sup> Ion chambers are another major type of portable detector. These devices are intended for measurement of radiation dose rates rather than contamination. In general, they are poorly suited to contamination monitoring and should not be used for this purpose.

<sup>2</sup> Nuclear substances that decay via emission of alpha or beta particles often also emit gamma rays. Many isotopes, especially high atomic number materials such as uranium and radium, may exist in equilibrium with the other isotopes in their "decay chain," which in turn emit many different types and energies of radiation. When choosing a contamination monitor, it is important to consider exactly what types of radiation will be present. For example, positron emission tomography isotopes decay by the emission of a

positron ( $\beta^+$ ), which in turn produces 2 high-energy (511 keV) gamma rays. It is the gamma rays that are of primary importance in the use of these isotopes, and a thick crystal NaI scintillator will detect these gammas very efficiently. However, a thin-window Geiger detector will detect the  $\beta^+$  emissions even more efficiently, and will generally have a much lower background (NB) count rate.

For further information on nuclide-specific instrument selection, see the CNSC's [Radionuclide Information Booklet](#) [28].



## **Appendix D: Calibration of Radiation Survey Meters and Direct Reading Dosimeters**

This appendix provides an example calibration process for radiation survey meters and direct reading dosimeters (DRDs) that are used to conduct radiation measurements that are directly compared against a regulatory criterion and/or limit. A similar approach for calibrating radiation survey meters and DRDs should be taken by licensees as per the example calibration process in this appendix.

Nothing in the appendix shall be construed to imply that the CNSC authorizes, certifies or licences persons to conduct survey meter and DRD calibrations. It is the responsibility of the licensee to ensure that any person conducting a radiation survey meter and DRD calibration on their behalf can do so in accordance with CNSC regulatory requirements. This should be performed using the licensee's contractor validation and verification process management system.

### **D.1 Calibration procedure documentation**

To ensure the calibration of a radiation survey meter or DRD is done correctly and consistently, a documented calibration procedure includes:

- a general description of the method of calibration
- an identification and proof of verification of uncertainties associated with the jig, the exposure or air kerma (Ka) reference rate, the source activity, the attenuators, and the decay correction that are associated with the total uncertainty of the calibration
- step-by-step procedures, preferably including manufacturers' manuals, to show that sufficient information about the radiation survey meter or DRD is available to operate, to perform pre-calibration checks and to calibrate the radiation survey meter or DRD

### **D.2 Radiation survey meter pre-calibration check**

The pre-calibration check of the radiation survey meter consists of:

- a battery check to ensure a satisfactory voltage as per the manufacturer's specifications (as applicable) can be maintained throughout the calibration
- a verification of operating voltage as applicable
- a comprehensive functional check on all ranges of the radiation survey meter as applicable

### **D.3 Physical and environmental conditions for jigs and radiation survey meters or direct reading dosimeters**

For the calibration to be accurate, the beam calibrator jig and the radiation survey meter or DRD are configured in the following manner:

1. To minimize radiation scatter, the jig is at least 0.5 metre (m) from the floor, the ceiling and any wall.

2. The distance between any scattering object and the source is at least 0.5 m<sup>7</sup>:
  - a. in an area free of interference from sources of ionizing radiation other than the calibration source, and
  - b. in an area where electrostatic, electrical and magnetic fields and other non-ionizing radiation, such as radio frequency and microwave, will not affect instrument response.
3. The radiation survey meter or DRD to be calibrated:
  - a. is positioned on the jig to minimize bias due to geotropism, directional dependence, and non-uniformity of the source radiation beam across and through the detector volume
  - b. has any beta window or shield in the optimum position (normally closed) for best (i.e., flattest) energy response and
  - c. in the case of a DRD that is used as the primary dosimetry for a worker, is placed on a torso phantom (30 cm x 30 cm x 15 cm), or alternate torso phantom surrogate, to be consistent with the intended application of the dosimeter.
4. The uncertainty in calibration distance cannot be greater than 2% and is the quadratic sum of the uncertainty of the jig distance scale, the uncertainty in physical placement and repositioning of the radiation survey meter or DRD, the uncertainty in location of the source centre when on the jig, and the uncertainty of the centre of the sensitive volume of the radiation survey meter detector.
5. The calibration is carried out where the level of background radiation is known and the appropriate corrections are made to compensate for the contribution from this potential source of error. This is particularly important when measuring at the lowest ranges on the radiation survey meter or DRD.

#### **D.4 Calibration sources**

It is preferable to use the same reference isotope as the manufacturer for the calibration source, especially if the manufacturer's specified energy response is to be assumed. Whatever isotope is used, the energy dependence of the dose rate response of the device to be calibrated is known and is within 30% of the true dose rate over the energy spectrum of interest.

If the conventionally true dose rate is established directly from a source activity, the calibration source activity is known to an uncertainty of not greater than  $\pm 10\%$ . This uncertainty includes attenuators (used singly or in combination) if they are an integral part of the source assembly. The calibration source is traceable through a source supplier to a national or international standard, and the calibration source activity is corrected for decay at a frequency to ensure its activity is within 1% of its specified value. Conventionally true doses of radiation can be established using the following dose rate conversion factors from a known source activity.

---

<sup>7</sup> Excluding box calibrators that have been characterized using appropriate radiation survey instruments that have been calibrated on a free-in-air calibrator.

**Table D.1: Air kerma, exposure and dose conversion factors per MBq (point source) at 1 metre**

Isotope	Air kerma (Ka) Gy/h	Exposure (Roentgens) R/h	Effective dose (E) anterior-posterior geometry Sv/h	Ambient dose equivalent (H*10) Sv/h	Personal dose equivalent (H <sub>p</sub> 10) Sv/h
Cs-137	7.699E-08	8.789E-06	7.789E-08	9.268E-08	9.353E-08
Co-60	3.055E-07	3.487E-05	3.045E-07	3.543E-07	3.521E-07

Note: Air kerma and effective dose calculated based on the ICRP's fluence-to-dose conversion coefficients (linearly interpolated when necessary) provided in ICRP Publication 116, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures* [32]. Fluence was calculated based on the photon energies and probabilities obtained from the Nuclear Energy Agency's (NEA) [Joint Evaluated Fission and Fusion File \(JEFF\) 3.1](#) nuclide library [33]. All photon emissions above 15 keV with a probability above 0.01% were considered in the calculation. Operational quantities calculated based on the air-kerma-to-dose conversion coefficients (linearly interpolated when necessary) provided in ICRP Publication 74, *Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation* [34].

If the conventionally true dose rate is established using a measurement of exposure or air kerma rate, a calibration certificate is needed for any transfer standards (e.g., ion chamber and electrometer) used to make the measurement. Exposure rates (R/h) are converted to air kerma rates in Grays per hour (Gy/h) using the following conversion: 1 R = 0.00876 Gy. Air kerma rates are then converted to the operational quantities H\*10 for the purposes of calibrating gamma dose rate meters and H<sub>p</sub>10 for the purposes of calibrating electronic DRDs measuring deep gamma dose using the following conversion factors:

Cs-137: H\*10: 1.204 Sv/Gy, H<sub>p</sub>10: 1.215 Sv/Gy

Co-60: H\*10: 1.160 Sv/Gy, H<sub>p</sub>10: 1.153 Sv/Gy

## **D.5 Radiation survey meter calibration**

Each radiation survey meter is calibrated up to its highest range. The manufacturer's recommended calibration method, if any, is followed, and the calibration is verified at approximately 20 to 25% and 75 to 80% of the measurement of each range. For auto-ranging meters, the calibration is verified at a minimum of one dose rate per decade throughout the meter's entire operating dose rate range. Meters cannot be placed at a distance smaller than 0.5 m from the source of radiation.

When possible, dose rates measured using survey meters are performed using a scaler function, with a minimum integration time of 60 seconds. When scaler functions are not available, the meter can be exposed for 60 seconds in the beam, followed by another 60-second exposure where readings are observed remotely, with the highest and lowest dose rate readings noted. The measured dose rate reading is the average of both readings.

Measurements are recorded before and after any necessary (or preferred) calibration adjustments. A survey meter meets the criteria for calibration when each observed measurement is within  $\pm 20\%$  of the conventionally true dose rate.

If dose rates cannot be delivered throughout a meter's entire range, this limitation is clearly stipulated on the calibration certificate with the maximum calibrated dose rate displayed on the calibration sticker. However, each range is checked to ensure response and, as far as practicable, by decreasing the calibration distance and confirming the increasing dose rate response.

## **D.6 Direct reading dosimeter calibration**

The manufacturer's recommended calibration method for the DRD, if any, is followed.

For each dose measurement made using a DRD, the exposure time in the beam is a minimum of 60 seconds. Measurements are recorded before and after any necessary (or preferred) calibration adjustments. A DRD meets the criteria for calibration when each observed measurement is within  $\pm 20\%$  of the conventionally true dose rate.

Dose measurements are made at dose rates that are equivalent to 0.01%, 0.1%, 1% and 10% of the manufacturer's specified maximum dose rate, up to the highest dose rates that can be achieved at a distance no smaller than 0.5 m from the calibration source.

For pencil-type ion chamber DRDs, a single dose delivered between 20% and 80% of the measurement dose range at any dose rate is considered adequate. If so equipped, the alarm features of DRDs (e.g., for dose rate and cumulative dose levels) are verified to operate at the required alarm set points.

## **D.7 Record of calibration**

Following calibration, the person performing the calibration completes a record of calibration, and completes and affixes to the radiation survey meter or DRD a durable calibration sticker bearing the date of calibration, or the date for the required future calibration. The person conducting the calibration returns the original record of calibration with the radiation survey meter or DRD to the user.

If a radiation survey meter or DRD fails to meet the criteria for calibration, the person conducting the calibration immediately notifies the person who requested the calibration.

If requested to do so, the person conducting the calibration may, if qualified through training or other certification, repair a radiation survey meter or DRD before returning it to the user. Subsequent to any repair that exceeds the manufacturer's instructions for normal maintenance, a radiation survey meter or DRD is recalibrated.

A record of calibration for each radiation survey meter or DRD includes the following information, as applicable:

1. Licensee name and CNSC licence number
2. Radiation survey meter or DRD make and model, including serial number of the detector unit and the probe used in the calibration, if applicable
3. Calibration source used, including isotope and activity, or the voltage, current, and effective energy for X-ray calibration sources
4. Results of the calibration, including:
  - a. battery condition, if applicable
  - b. operating voltage, if applicable
  - c. temperature, pressure and humidity, at the time of calibration

- d. the conventionally true dose rate(s) used for the calibration, along with the applicable operational quantity and total uncertainty for each range on the radiation survey meter or DRD that was calibrated
- e. the observed dose rate(s) on the radiation survey meter or DRD, with units, including both pre- and post-calibration, for each range on the radiation survey meter or DRD that was calibrated
- f. the calculated percent variance of the observed dose rate versus the conventionally true dose rate
- g. any notes of concerns or anomalies for that range
- h. any notes of anomalies or problems associated with the calibration of the radiation survey meter or DRD, in general
- i. the date of the calibration of the radiation survey meter or DRD
- j. the name and signature of the person who conducted the calibration
- k. acknowledgement that the calibration was carried out in accordance with these requirements

A record of each radiation survey meter or DRD calibration is retained by the licensee, as required by the NSCA and regulations, and for the period specified in the licence or the regulations, as appropriate.

## Glossary

For definitions of terms used in this document, see [REGDOC-3.6, \*Glossary of CNSC Terminology\*](#), which includes terms and definitions used in the [Nuclear Safety and Control Act](#) and the regulations made under it, and in CNSC regulatory documents and other publications. REGDOC-3.6 is provided for reference and information.

## References

The CNSC may include references to information on best practices and standards such as those published by CSA Group. With permission of the publisher, CSA Group, all nuclear-related CSA standards may be viewed at no cost through the CNSC Web page “[How to gain free access to all nuclear-related CSA standards](#)”.

1. Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), [REGDOC-2.7.2, Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose](#), Ottawa, 2021.
2. CNSC, [REGDOC-2.7.2, Dosimetry, Volume II: Technical and Quality Management System Requirements for Dosimetry Services](#), Ottawa, 2020.
3. CNSC, [REGDOC-2.9.1, Environmental Principles, Assessments and Protection Measures](#), Ottawa, 2017.
4. CNSC, [REGDOC-1.6.1, Licence Application Guide: Nuclear Substances and Radiation Devices](#), Ottawa, 2017.
5. International Commission on Radiological Protection (ICRP) Publication 103, [The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection](#), Annals of the ICRP, Vol. 37, Nos. 2–4, 2007.
6. CNSC, [REGDOC-1.4.1, Licence Application Guide: Class II Nuclear Facilities and Prescribed Equipment](#), Ottawa, 2021.
7. CNSC, [REGDOC-2.1.1, Management System](#), Ottawa, 2019.
8. CNSC, [REGDOC-1.1.2, Licence Application Guide: Licence To Construct a Nuclear Power Plant](#), Ottawa, 2019.
9. CNSC, [REGDOC-1.1.3, Licence Application Guide: Licence To Operate a Nuclear Power Plant](#), Ottawa, 2017.
10. CNSC, [REGDOC-2.1.2, Safety Culture](#), Ottawa, 2018.
11. ICRP, Publication 101b, *The Optimisation of Radiological Protection: Broadening the Process*, Annals of the ICRP, Vol. 36, No. 3, 2006.
12. International Atomic Energy Agency (IAEA), Safety Reports Series No. 21, [Optimization of Radiation Protection in the Control of Occupational Exposure](#), Vienna, 2002.
13. ICRP Publication 55, *Optimization and Decision-Making in Radiological Protection*, Annals of the ICRP, Vol. 20, No. 1, 1990.
14. CNSC, [REGDOC-2.2.3, Personnel Certification: Radiation Safety Officers](#), Ottawa, 2014.
15. CNSC, [REGDOC-2.2.3, Volume III: Certification of Persons Working at Nuclear Power Plants](#), Ottawa, 2019.
16. CNSC, [REGDOC-2.2.2, Personnel Training](#), Ottawa, 2016.
17. CNSC, [REGDOC-2.5.2, Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants](#), Ottawa, 2014.
18. CNSC, [REGDOC-2.5.5, Design of Industrial Radiography Installations](#), Ottawa, 2018.
19. CNSC, [GD-52, Design Guide for Nuclear Substance Laboratories and Nuclear Medicine Rooms](#), Ottawa, 2010. GD-52 will be superseded by REGDOC-2.5.6, *Design of Rooms Where Unsealed Nuclear Substances Are Handled*. See the [document history for REGDOC-2.5.6](#) for more information.

20. CNSC, [RD-367, Design of Small Reactor Facilities](#), Ottawa, 2011. RD-367 will be merged with REGDOC-2.5.2, *Design of Reactor Facilities*. See the [document history for REGDOC-2.5.2](#) for more information.
21. CNSC, [REGDOC-2.5.4, Design of Uranium Mines and Mills: Ventilation Systems](#), Ottawa, 2018.
22. CSA Group, [CSA Z94.4-18, Selection, Use and Care of Respirators](#), Mississauga, 2018.
23. CSA Group, [CSA N288.8-17, Establishing and Implementing Action Levels for Releases to the Environment From Nuclear Facilities](#), 2017.
24. ICRP Publication 88, *Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother*, Annals of the ICRP, Vol. 31, No.1–3, 2001.
25. World Health Organization, [Ionizing Radiation, Health Effects and Protective Measures](#), Geneva, 2016.
26. CNSC, [REGDOC-2.10.1, Nuclear Emergency Preparedness and Response](#), Ottawa, 2017.
27. Health Canada, [Generic Criteria and Operational Intervention Levels for Nuclear Emergency Planning and Response](#).
28. CNSC, [Radionuclide Information Booklet](#), Ottawa, 2018.
29. American National Standards Institute / Health Physics Society, ANSI/HPS N13.12-2013, *Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance*, Washington, 2013.
30. American National Standards Institute, ANSI N42.17B-1989, *American National Standard Performance Specifications for Health Physics Instrumentation. Occupational Airborne Radioactivity Monitoring Instrumentation*, Washington, 1989.
31. American National Standards Institute / IEEE Standards Association, ANSI/IEEE N323c-2009, *Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration – Air Monitoring Instruments*, Washington, 2009.
32. ICRP, Publication 116, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures*, Annals of the ICRP, Vol. 40, Nos. 2–5, Oxford, 2010.
33. Nuclear Energy Agency, [Joint Evaluated Fission and Fusion File \(JEFF\) 3.1 Evaluated Data Library](#).
34. ICRP, Publication 74, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection Against External Radiation*, Annals of the ICRP, Vol. 26, Nos. 3–4, Oxford, 1996.



## CNSC Regulatory Document Series

Facilities and activities within the nuclear sector in Canada are regulated by the CNSC. In addition to the *Nuclear Safety and Control Act* and associated regulations, these facilities and activities may also be required to comply with other regulatory instruments such as regulatory documents or standards.

CNSC regulatory documents are classified under the following categories and series:

### 1.0 Regulated facilities and activities

- |        |     |  |
|--------|-----|--|
| Series | 1.1 | Reactor facilities                       |
|        | 1.2 | Class IB facilities                      |
|        | 1.3 | Uranium mines and mills                  |
|        | 1.4 | Class II facilities                      |
|        | 1.5 | Certification of prescribed equipment    |
|        | 1.6 | Nuclear substances and radiation devices |

### 2.0 Safety and control areas

- |        |      |  |
|--------|------|--|
| Series | 2.1  | Management system                        |
|        | 2.2  | Human performance management             |
|        | 2.3  | Operating performance                    |
|        | 2.4  | Safety analysis                          |
|        | 2.5  | Physical design                          |
|        | 2.6  | Fitness for service                      |
|        | 2.7  | Radiation protection                     |
|        | 2.8  | Conventional health and safety           |
|        | 2.9  | Environmental protection                 |
|        | 2.10 | Emergency management and fire protection |
|        | 2.11 | Waste management                         |
|        | 2.12 | Security                                 |
|        | 2.13 | Safeguards and non-proliferation         |
|        | 2.14 | Packaging and transport                  |

### 3.0 Other regulatory areas

- |        |     |                                  |
|--------|-----|----------------------------------|
| Series | 3.1 | Reporting requirements           |
|        | 3.2 | Public and Indigenous engagement |
|        | 3.3 | Financial guarantees             |
|        | 3.4 | Commission proceedings           |
|        | 3.5 | CNSC processes and practices     |
|        | 3.6 | Glossary of CNSC terminology     |

**Note:** The regulatory document series may be adjusted periodically by the CNSC. Each regulatory document series listed above may contain multiple regulatory documents. Visit the CNSC's website for the latest [list of regulatory documents](#).



# Radioprotection

# **Radioprotection**

---

REGDOC-2.7.1

Juin 2021

# ÉBAUCHE



## **Radioprotection**

Document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.1

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 20XX

N° de cat. NNNNN

ISBN NNNNN

La reproduction d'extraits de ce document à des fins personnelles est autorisée à condition que la source soit indiquée en entier. Toutefois, sa reproduction en tout ou en partie à des fins commerciales ou de redistribution nécessite l'obtention préalable d'une autorisation écrite de la CCSN.

*Also available in English under the title: Radiation Protection*

## **Disponibilité du document**

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le [site Web de la CCSN](#) ou l'obtenir, en français ou en anglais, en communiquant avec la :

Commission canadienne de sûreté nucléaire  
280, rue Slater  
C.P. 1046, succursale B  
Ottawa (Ontario) K1P 5S9  
Canada

Téléphone : 613-995-5894 ou 1-800-668-5284 (au Canada seulement)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : [cnsccinfo@ccsn.ca](mailto:cnsccinfo@ccsn.ca)

Site Web : [suretenucleaire.gc.ca](http://suretenucleaire.gc.ca)

Facebook : [facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire](https://facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire)

YouTube : [youtube.com/ccsnccsc](https://youtube.com/ccsnccsc)

Twitter : [@CCSN\\_CNSC](https://twitter.com/CCSN_CNSC)

LinkedIn : [linkedin.com/company/cnsc-ccsn](https://linkedin.com/company/cnsc-ccsn)

## **Historique de publication**

[Mois 20xx]

Version x.0

## Préface

Ce document d'application de la réglementation fait partie de la série de documents d'application de la réglementation de la CCSN intitulée « Radioprotection », qui porte également sur les lignes directrices en matière de dosimétrie et de radioprotection pour la manipulation sécuritaire des dépouilles. La liste complète des séries de documents d'application de la réglementation figure à la fin de ce document et elle peut être consultée sur le [site Web de la CCSN](#).

Le document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.1, *Radioprotection* s'aligne sur le *Règlement sur la radioprotection*. Ce document énonce l'orientation relatives aux programmes de radioprotection ainsi qu'aux principes de contrôle des doses aux travailleurs et de contrôle des dangers radiologiques pour assurer la protection des travailleurs et le public.

Pour en savoir plus sur la mise en œuvre des documents d'application de la réglementation inclus dans le fondement d'autorisation et sur l'approche graduelle, consultez le REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation*.

Le terme « doit » est employé pour exprimer une exigence à laquelle le titulaire ou le demandeur de permis doit se conformer; le terme « devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée; le terme « pourrait » exprime une option ou une mesure conseillée ou acceptable dans les limites de ce document d'application de la réglementation; et le terme « peut » exprime une possibilité ou une capacité.

Aucune information contenue dans le présent document ne doit être interprétée comme libérant le titulaire de permis de toute autre exigence pertinente. Le titulaire de permis a la responsabilité de prendre connaissance de tous les règlements et de toutes les conditions de permis applicables et d'y adhérer.

## Table des matières

<b>1.</b>	<b>Introduction.....</b>	<b>1</b>
1.1	Objet .....	1
1.2	Portée .....	1
<b>2.</b>	<b>Interprétation et application du <i>Règlement sur la radioprotection</i> .....</b>	<b>2</b>
<b>3.</b>	<b>Administration de substances nucléaires à des fins thérapeutiques.....</b>	<b>3</b>
<b>4.</b>	<b>Programme de radioprotection .....</b>	<b>3</b>
4.1	Application du principe ALARA.....	4
4.1.1	Engagement vis-à-vis du principe ALARA.....	5
4.1.2	Attribution des ressources.....	6
4.1.3	Processus d'application du principe ALARA.....	7
4.1.4	Prise en compte des facteurs sociaux et économiques.....	8
4.1.5	Surveillance de l'application du principe ALARA.....	8
4.2	Maîtrise des pratiques de travail par la direction .....	10
4.3	Qualifications et formation du personnel.....	11
4.4	Contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public au rayonnement ...	12
4.4.1	Contrôles techniques pour la radioprotection .....	13
4.4.2	Contrôles administratifs pour la radioprotection .....	15
4.4.3	Équipement de protection individuelle .....	15
4.4.4	Protection respiratoire contre les substances nucléaires en suspension dans l'air	16
4.5	Préparation aux situations inhabituelles.....	16
4.6	Substances nucléaires rejetées en raison d'une activité autorisée.....	17
4.6.1	Programmes de surveillance en milieu de travail .....	17
<b>5.</b>	<b>Contrôle et enregistrement des doses .....</b>	<b>18</b>
5.1	Méthodes de mesure directe de l'exposition et des doses.....	19
5.2	Méthodes d'estimation des expositions et des doses .....	19
5.3	Exposition et doses : mesure directe ou estimation .....	20
5.4	Dosimétrie.....	21
5.4.1	Dosimétrie externe.....	21
5.4.2	Dosimétrie interne.....	21
<b>6.</b>	<b>Seuils d'intervention .....</b>	<b>22</b>
6.1	Élaboration, utilisation et révision des seuils d'intervention .....	23
6.2	Surveillance .....	24
6.3	Mesures à prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint .....	25

<b>7.</b>	<b>Renseignements à fournir aux travailleurs du secteur nucléaire .....</b>	<b>25</b>
<b>8.</b>	<b>Obligation d'utiliser un service de dosimétrie autorisé .....</b>	<b>27</b>
<b>9.</b>	<b>Collecte de renseignements personnels .....</b>	<b>29</b>
<b>10.</b>	<b>Obligations des travailleurs du secteur nucléaire .....</b>	<b>30</b>
<b>11.</b>	<b>Travailleuses enceintes du secteur nucléaire et celles qui allaitent .....</b>	<b>30</b>
11.1	Mesures d'adaptation pour les travailleuses du secteur nucléaire qui sont enceintes.....	31
11.2	Mesures d'adaptation pour les TSN qui allaitent.....	32
<b>12.</b>	<b>Interprétation des limites de dose de rayonnement .....</b>	<b>33</b>
<b>13.</b>	<b>Limites de dose efficace .....</b>	<b>33</b>
<b>14.</b>	<b>Limites de dose équivalente.....</b>	<b>35</b>
<b>15.</b>	<b>Urgences.....</b>	<b>37</b>
<b>16.</b>	<b>Dépassement d'une limite de dose réglementaire .....</b>	<b>39</b>
<b>17.</b>	<b>Autorisation de retourner au travail.....</b>	<b>40</b>
<b>18.</b>	<b>Services de dosimétrie – Demande de permis d'exploitation .....</b>	<b>41</b>
<b>19.</b>	<b>Obligations du titulaire de permis.....</b>	<b>41</b>
<b>20.</b>	<b>Étiquetage des récipients et des appareils.....</b>	<b>41</b>
<b>21.</b>	<b>Affichage aux limites et aux points d'accès .....</b>	<b>43</b>
<b>22.</b>	<b>Utilisation du symbole de mise en garde contre les rayonnements .....</b>	<b>44</b>
<b>23.</b>	<b>Affichage frivole de panneaux .....</b>	<b>44</b>
<b>24.</b>	<b>Documents à tenir par le titulaire de permis.....</b>	<b>44</b>
<b>25.</b>	<b>Instruments de détection et de mesure du rayonnement.....</b>	<b>45</b>
25.1	Choix des instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement.....	45
25.2	Essai des instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement .....	46
25.3	Étalonnage des instruments et des équipements utilisés pour les mesures du rayonnement .....	46
	<b>Annexe A : Orientation concernant la prestation de la formation en radioprotection .....</b>	<b>48</b>
A.1	Gestion .....	48
A.2	Personnel de radioprotection.....	48
A.3	Travailleurs du secteur nucléaire .....	48

A.4	Employés généraux.....	49
A.5	Personnel de l'entrepreneur .....	49
A.6	Visiteurs .....	49
A.7	Personnel d'intervention d'urgence .....	50
<b>Annexe B : Orientation relative aux programmes de surveillance en milieu de travail.....</b>		<b>51</b>
B.1	Contrôle de la contamination .....	51
B.1.1	Limites de contrôle de la contamination .....	52
B.1.2	Décontamination du personnel et de l'équipement.....	52
B.2	Surveillance et contrôle du débit de dose de rayonnement .....	53
B.3	Surveillance et contrôle de la radioactivité en suspension dans l'air.....	54
<b>Annexe C : Surveillance de la contamination radioactive.....</b>		<b>56</b>
C.1	Méthode de mesure.....	56
C.2	Objet de la surveillance de la contamination .....	56
C.3	Fréquence de la surveillance de confirmation de la contamination .....	56
C.4	Décontamination.....	56
C.5	Registres de surveillance.....	57
C.6	Mesure directe de la contamination à l'aide d'un radiamètre portatif .....	57
C.7	Mesure indirecte de la contamination par frottis .....	57
C.8	Efficacité du détecteur .....	58
C.9	Relation entre les valeurs mesurées et les critères de contamination.....	59
C.10	Activité minimale décelable .....	60
C.11	Calcul et présentation des résultats avec les incertitudes.....	60
C.12	Sensibilité des appareils.....	61
C.13	Choix des contaminamètres .....	61
C.13.1	Épaisseur et composition de la fenêtre.....	62
C.13.2	Densité du détecteur.....	62
C.13.3	Sortie du détecteur .....	62
<b>Annexe D : Étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe.....</b>		<b>65</b>
D.1	Documentation de la procédure d'étalonnage .....	65
D.2	Vérification pré-étalonnage des radiamètres.....	65
D.3	Conditions physiques et environnementales pour les gabarits et les radiamètres et dosimètres à lecture directe.....	65
D.4	Sources d'étalonnage.....	66
D.5	L'étalonnage des radiamètres .....	67
D.6	L'étalonnage des dosimètres à lecture directe .....	68

D.7	Relevé d'étalonnage.....	68
<b>Glossaire .....</b>		<b>70</b>
<b>Références.....</b>		<b>71</b>



## Radioprotection

### 1. Introduction

Le REGDOC-2.7.1 s'aligne sur le *Règlement sur la radioprotection* (ci-après le Règlement ou RRP).

Le REGDOC-2.7.1 ainsi que les tomes I et II du REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie* [1, 2], remplacent les documents d'application de la réglementation suivants qui traitent de sujets touchant la radioprotection :

- G-121, La radioprotection dans les établissements d'enseignement, de santé et de recherche
- G-129, rév. 1, Maintenir les expositions et les doses au « niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) »
- G-91, Contrôle et enregistrement des doses de rayonnement aux personnes
- GD-150, Conception et mise en œuvre d'un programme d'essais biologiques
- G-228, Élaboration et utilisation des seuils d'intervention
- G-313, Formation en radioprotection des travailleurs exécutant des activités autorisées avec des substances nucléaires et des appareils à rayonnement, dans des installations nucléaires et avec de l'équipement réglementé de catégorie II

Le présent document d'application de la réglementation (REGDOC) offre une nouvelle orientation sur les sujets suivants :

- les programmes de radioprotection
- les principes de contrôle des doses aux travailleurs
- les principes de contrôle des dangers radiologiques

#### 1.1 Objet

Le présent REGDOC fournit une orientation et des précisions concernant les exigences relatives à l'application du Règlement. Ce document permettra de s'assurer que les titulaires de permis mettent en œuvre des mesures adéquates de radioprotection conformément à la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#) (LSRN, la Loi) et au Règlement. Ce REGDOC est destiné à être utilisé par les demandeurs les titulaires de permis à la CCSN.

#### 1.2 Portée

Ce document présente de l'orientation et des précisions concernant les exigences relatives à l'application et la mise en œuvre du Règlement afin d'assurer la protection des travailleurs et des membres du public. La portée de ce document ne comporte pas d'orientation liée à la protection de l'environnement, car ce sujet est traité par le REGDOC-2.9.1, *Politique, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement* [3].

L'orientation sur la détermination et la consignation des doses sont incluses dans le présent document. Cependant, on devrait consulter le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie*, tomes I et II [1, 2], pour obtenir de plus amples renseignements. Le tome I contient davantage d'information sur la détermination des expositions professionnelles et le tome II inclue les détails en lien avec les exigences techniques et de qualité concernant les systèmes de gestion pour les services de dosimétrie.

## 2. Interprétation et application du *Règlement sur la radioprotection*

L'article 1 du Règlement fournit des interprétations pertinentes pour celui-ci.

- Les paragraphes 1(1) et 1(2) du Règlement présentent les définitions qui s'appliquent à celui-ci.
- Le paragraphe 1(3) stipule que la limite de dose fixée pour la population est de 1 mSv par année civile.

L'article 2 du Règlement décrit le champ d'application du Règlement. Le paragraphe 2(1) stipule que le Règlement s'applique de façon générale à tous les titulaires de permis aux fins de la Loi.

Le paragraphe 2(2) stipule que le Règlement ne s'applique pas au titulaire de permis dans le cas d'une dose de rayonnement qui est reçue par une personne, ou engagée à son égard, lorsque la personne :

- fait l'objet d'un examen, notamment diagnostique, ou d'un traitement par un médecin qualifié à cet égard conformément aux lois provinciales applicables

Note : Les expositions médicales se limitent aux expositions encourues par les personnes dans le cadre d'un examen, d'un diagnostic médical ou d'un traitement :

- à la suite de la participation volontaire d'une personne à une recherche biomédicale sous la surveillance d'un médecin qualifié à cet égard conformément aux lois provinciales applicables

Note : La CCSN délivre des permis pour des études et des recherches sur les humains. Les demandeurs de permis doivent satisfaire aux exigences énoncées dans le REGDOC-1.6.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement* [4]. Parmi les exigences à respecter pour obtenir un permis, la demande doit inclure les contraintes de dose de rayonnement proposées pour chaque étude. En outre, le demandeur doit démontrer qu'il dispose d'une politique et de procédures permettant d'obtenir et de garantir le consentement éclairé des personnes qui participent volontairement aux études sur les humains.

- pendant qu'une personne agit à titre de personne soignante

Note : Une personne soignante est une personne qui, volontairement et en pleine connaissance de cause – et non en tant que professionnel – contribue au soutien et au confort d'un patient à qui l'on a administré une substance nucléaire à des fins thérapeutiques. Une personne soignante peut être un membre de la famille du patient, autre qu'un jeune enfant ou un nourrisson, qui participe directement aux soins du patient.

Bien que les exigences du Règlement ne s'appliquent pas aux titulaires de permis en ce qui concerne une dose reçue par un soignant, la CCSN recommande que les doses aux soignants soient maintenues au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), compte tenu des facteurs sociaux et économiques. La publication 103 de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), [\*Recommandations 2007 de la Commission internationale de protection radiologique\*](#) [5], recommande que les doses au personnel soignant des patients traités avec des radionucléides soient maintenues au niveau ALARA et sous 5 mSv par épisode (c.-à-d. pendant la durée d'une sortie suivant un traitement).

### 3. Administration de substances nucléaires à des fins thérapeutiques

L'article 3 du Règlement précise les obligations des titulaires de permis lorsqu'une substance nucléaire est administrée à une personne à des fins thérapeutiques. Les titulaires de permis sont tenus d'informer la personne des méthodes visant à réduire l'exposition d'autres personnes aux rayonnements, exposition qui peut résulter de leur traitement, y compris toute personne qui fournit des soins et de l'aide à cette personne.

Pour de plus amples renseignements sur les instructions à donner aux patients, consulter le REGDOC-1.6.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement* [4] et le REGDOC-1.4.1, *Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II* [6].

### 4. Programme de radioprotection

L'article 4 du Règlement exige que chaque titulaire de permis mette en œuvre un programme de radioprotection qui respecte les exigences réglementaires et maintient les doses aux personnes au niveau ALARA, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques. Les titulaires de permis doivent respecter cette exigence en mettant en œuvre les mesures suivantes : maîtrise des pratiques de travail par la direction, qualification et formation du personnel, contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public aux rayonnements, et planification des situations inhabituelles.

Dans le cadre du programme de radioprotection, les titulaires de permis doivent également vérifier la quantité et la concentration de toute substance nucléaire rejetée dans l'environnement à la suite de l'activité autorisée, par des relevés directs dans le cadre d'une activité de surveillance. Si le temps et les ressources nécessaires à la prise d'un relevé direct résultant de la surveillance l'emportent sur l'utilité de déterminer la quantité et la concentration à l'aide de cette méthode, alors la quantité et la concentration peuvent être estimées. Cette exigence est également considérée comme faisant partie d'un programme de protection de l'environnement. Des renseignements additionnels concernant ces exigences sont présentés à la section 4.6 ci-dessous et dans le REGDOC-2.9.1, *Protection de l'environnement : Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement* [3].

#### Élaboration et mise en œuvre d'un programme

Un programme de radioprotection efficace comprend une politique, une stratégie et une méthode pour assurer la radioprotection et réaliser le principe ALARA. L'application du principe ALARA doit être intégrée à tous les aspects du programme de radioprotection, y compris les mesures visant à prévenir ou à réduire les expositions potentielles et à atténuer les conséquences des accidents. L'application du principe ALARA est traitée plus en détail à la sous-section 4.1 du présent document.

Le programme de radioprotection devrait être élaboré conformément aux principes du système de gestion des titulaires de permis. Les demandeurs et les titulaires de permis devraient consulter le REGDOC-2.1.1, *Système de gestion* [7] pour obtenir des renseignements supplémentaires sur les systèmes de gestion qui s'appliquent à différents titulaires de permis de la CCSN.

Il devrait y avoir un processus qui guide l'examen régulier du programme et des procédures de radioprotection afin que le programme demeure à jour et incorpore les meilleures pratiques. Cet examen documenté devrait comprendre les résultats et le suivi, notamment la mise à jour des procédures, de l'équipement et des installations lorsque des améliorations sont justifiées.

L'efficacité et la mise en œuvre du programme de radioprotection devraient être évaluées par rapport aux objectifs de rendement fixés pour le programme et aux intervalles réguliers établis par le titulaire de permis. Le suivi du rendement par rapport aux objectifs établis devrait être fondé sur des indicateurs de rendement ou des paramètres qui sont faciles à recueillir dans le cadre des extrants du programme. Voici quelques exemples de ces indicateurs :

- les doses individuelles et collectives aux travailleurs et au public
- les dépassements des seuils d'intervention relatifs au rayonnement
- les événements de contamination en surface et du personnel
- le rendement des instruments fixes et portatifs de contrôle radiologique en termes d'étalonnage et des échecs des essais des sources

En outre, des objectifs de rendement devraient être fixés pour contrôler l'efficacité des mesures ALARA. On trouvera de plus amples renseignements à ce sujet à la sous-section 4.1.5.

La structure de base d'un programme de radioprotection devrait comprendre les politiques et les procédures relatives aux principaux éléments du cadre de radioprotection, notamment :

- application du principe ALARA (voir la sous-section 4.1)
- contrôle de la direction à l'égard des pratiques de travail (voir la sous-section 4.2)
- qualification et formation du personnel (voir la sous-section 4.3)
- contrôle de l'exposition des travailleurs et du public au rayonnement (voir la sous-section 4.4)
- planification en vue des situations inhabituelles (voir la sous-section 4.5)
- la détermination de la quantité et de la concentration de toute substance nucléaire rejetée à la suite de l'activité autorisée (voir la sous-section 4.6 ci-dessous)

La conception et la complexité du programme de radioprotection devraient s'appuyer sur une approche graduelle, en fonction des dangers et des risques radiologiques associés aux activités autorisées. De plus, des exigences particulières concernant les programmes de radioprotection se trouvent dans les guides de demande de permis de la CCSN ci-dessous. Les demandeurs et les titulaires de permis devraient les consulter au besoin :

- [REGDOC-1.1.2, Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire](#) [8]
- [REGDOC-1.1.3, Guide de présentation d'une demande de permis : Permis d'exploitation d'une centrale nucléaire](#) [9]
- [REGDOC-1.4.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II](#) [6]
- [REGDOC-1.6.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement](#) [4]

#### **4.1 Application du principe ALARA**

L'alinéa 4a) du Règlement exige que les titulaires de permis mettent en œuvre des mesures pour maintenir la dose efficace et la dose équivalente reçues par les personnes et engagées envers elles au niveau ALARA, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques. Il ne suffit pas qu'un titulaire de permis respecte les limites de dose appropriées. Il faut s'efforcer de réduire davantage les doses chaque fois qu'il est possible et raisonnable de le faire. La direction et les travailleurs doivent s'engager à respecter le principe du maintien des doses au niveau ALARA et à prendre les mesures appropriées pour réduire les doses dans la mesure du possible.

D'un point de vue pratique, le principe ALARA requiert une approche qui :

- examine toutes les mesures possibles concernant la substance nucléaire, l'appareil à rayonnement ou l'équipement réglementé et la façon dont les travailleurs travaillent avec la substance nucléaire, l'appareil à rayonnement ou l'équipement réglementé ou à proximité de ceux-ci
- s'appuie sur un processus de « gestion par objectifs » selon la séquence suivante : planification, établissement d'objectifs, suivi, mesure du rendement, évaluation et analyse du rendement pour définir des initiatives d'amélioration ou des mesures correctives, et établissement de nouveaux objectifs
- est adaptée pour tenir compte de toute évolution ou de tout changement significatif de l'état des techniques et de la technologie, des ressources disponibles et du contexte social existant
- exige l'appropriation et encourage la responsabilisation et l'engagement, de sorte que toutes les parties adoptent une attitude responsable à l'égard du processus
- encourage la pensée créative et les efforts organisés pour trouver des possibilités d'amélioration et d'apprentissage à partir de l'expérience d'exploitation

#### **4.1.1 Engagement vis-à-vis du principe ALARA**

Les titulaires de permis devraient adopter une politique par laquelle ils s'engagent à respecter le principe ALARA comme preuve de conformité à l'alinéa 4a) du Règlement.

Il est essentiel que tous les niveaux de la direction au sein, – en particulier au niveau de la haute direction – de l'organisation d'un titulaire de permis s'engagent à adopter une politique de sûreté et de saines pratiques de radioprotection afin de maintenir toutes les doses au niveau ALARA. Cet engagement devrait être pris par l'entremise d'énoncés de politique écrits provenant du plus haut niveau de la direction, et s'appuyer sur un soutien clair et démontrable (p. ex., leadership de la direction) pour les personnes ayant une responsabilité directe en matière de radioprotection en milieu de travail.

Les titulaires de permis devraient élaborer une approche afin de mettre en œuvre les engagements pris à l'égard de la politique ALARA. Dans certains cas, l'application des principes de radioprotection par des employés bien formés sera tout à fait suffisante pour respecter l'énoncé de politique concernant le maintien des doses au niveau ALARA.

Pour traduire cet engagement en mesures efficaces, les titulaires de permis devraient établir des dispositions organisationnelles appropriées et attribuer clairement les responsabilités et les pouvoirs nécessaires à la mise en œuvre de ces mesures. Des mécanismes devraient être mis en place afin d'encourager toutes les personnes de l'organisation à participer à l'élaboration des méthodes visant à conserver les doses au niveau ALARA, et à leur donner l'occasion de faire part de leurs commentaires sur l'efficacité des mesures de radioprotection.

La radioprotection fait partie de la culture de sûreté de l'organisation d'un titulaire de permis. La direction a un rôle à jouer dans la promotion d'une culture de sûreté au sein de laquelle tous les membres de l'organisation reconnaissent l'importance d'optimiser les doses découlant de l'exposition aux rayonnements. Les exigences et l'orientation visant à favoriser et à évaluer la culture de sûreté sont présentées dans le REGDOC-2.1.2, *Culture de sûreté* [10].

#### 4.1.2 Attribution des ressources

Dans le cadre de son engagement fondamental envers le principe ALARA, un titulaire de permis devrait contribuer au contrôle des doses aux personnes en fournissant les ressources appropriées, tant financières qu'humaines.

D'un point de vue financier, ces ressources appropriées consistent à financer les installations et les équipements adéquats pour soutenir le programme de radioprotection, et les moyens financiers pour mettre en œuvre les initiatives ALARA. Les facteurs économiques sont considérés comme faisant partie du processus ALARA et sont traités plus en détail à la sous-section 4.1.4. Pour ce qui est des ressources humaines, il s'agit d'offrir les ressources permettant d'appliquer le principe ALARA en dotant des postes de soutien, comme la surveillance de la radioprotection et du programme ALARA (il en est question plus en détail à la sous-section 4.2) et la formation. Lorsqu'il alloue des ressources humaines appropriées, le titulaire de permis devrait s'assurer que le personnel dispose de suffisamment de temps à consacrer au programme. C'est pourquoi il faut faire preuve de prudence lorsque l'on attribue plus d'un rôle à une personne qui a des responsabilités en matière de radioprotection et d'application du programme ALARA. Pour certains titulaires de permis, il serait avantageux de recourir à une approche intégrée en matière de santé et de sécurité en vue de l'application du principe ALARA (c.-à-d. une approche dans laquelle les ressources affectées à la réduction des risques radiologiques et non radiologiques sont considérées dans leur ensemble). Ainsi, on pourrait éviter de réduire la dose au détriment du contrôle des risques classiques qui peuvent avoir un impact plus important sur la santé et la sécurité.

La meilleure option pour minimiser les doses dépend toujours du contexte de l'exposition et doit tenir compte du meilleur niveau de protection qui peut être atteint, compte tenu des circonstances. La meilleure option est habituellement déterminée à la suite d'une évaluation (il en est question plus en détail à la sous-section 4.1.3), qui tient compte du préjudice causé par l'exposition par rapport aux ressources disponibles pour améliorer la protection des personnes. Ainsi, la meilleure option n'est pas nécessairement celle qui offre la dose la plus faible. Par exemple, dans les cas où les doses sont déjà très faibles, la meilleure option pourrait consister à consacrer les ressources disponibles à l'amélioration d'autres aspects de la santé et de la sécurité des travailleurs et du lieu de travail, plutôt qu'à des efforts supplémentaires visant à réduire les doses. De plus, même si la dose reçue par certains travailleurs ou groupes de travailleurs peut être plus élevée que la dose moyenne autorisée pour le titulaire de permis, la dose peut déjà être considérée comme étant au niveau ALARA, ce qui rend inutile tout effort supplémentaire visant à réduire la dose dans de telles circonstances. Les efforts de réduction de la dose ne devraient pas viser uniquement les travailleurs ayant reçu la dose la plus élevée. Des moyens pratiques de réduire la dose peuvent être trouvés pour d'autres travailleurs pour lesquels les doses sont plus basses.

La CCSN peut considérer qu'une évaluation du programme ALARA n'est pas requise si le titulaire de permis peut démontrer ce qui suit durant l'analyse initiale, :

- il est peu probable que la dose individuelle des travailleurs dépasse 1 mSv par année, ou
- il est peu probable que la dose reçue par les membres du public dépasse 50 µSv par année,

Si l'évaluation du programme ALARA n'est pas requise, cela permettrait de réduire l'engagement de ressources susceptibles d'avoir un rendement limité en matière d'amélioration de la sûreté.

### 4.1.3 Processus d'application du principe ALARA

L'application du principe ALARA devrait être envisagée à toutes les étapes – de la conception des installations, des processus, des structures, des systèmes et des composants et de la construction à l'exploitation, au déclassement et à la gestion des déchets. Le principe ALARA devrait être mis en œuvre par les titulaires de permis dans le cadre d'un processus continu et cyclique (c.-à-d. le processus d'optimisation ou le processus ALARA). Elle devrait comprendre :

- évaluation de la situation de l'exposition afin de déterminer s'il y a lieu de prendre des mesures (formulation du processus);
- détermination des options possibles pour maintenir l'exposition au niveau ALARA
- choix de la meilleure option compte tenu des circonstances
- mise en œuvre de l'option choisie grâce à un programme d'optimisation efficace
- examen régulier de la situation de l'exposition afin d'évaluer si les circonstances exigent des mesures correctives

Le jugement du caractère raisonnable est inhérent au processus ALARA. La compréhension, les bonnes pratiques et la faisabilité aident à juger du caractère raisonnable d'une action :

- La compréhension est fondée sur l'expérience, les connaissances et l'exercice du jugement professionnel (p. ex., un changement pratique à très faible coût qui réduit la dose devrait être apporté même si les doses sont déjà faibles).
- Les bonnes pratiques tiennent compte des pratiques de radioprotection et du rendement d'autres activités similaires.
- La faisabilité comprend les approches pragmatiques visant à améliorer la radioprotection (c.-à-d. en tenant compte des coûts et des avantages associés à la mise en œuvre des changements en fonction de leur importance pratique).

La publication 101b de la CIPR, *The Optimisation of Radiological Protection : Broadening the Process* [11], fournit de l'orientation sur l'élaboration d'un processus d'optimisation. Les étapes suivantes présentent un exemple de processus d'évaluation des options pour atteindre l'objectif ALARA :

1. définir le contexte de l'exposition et faire une analyse préliminaire du type et du niveau des doses prévues
2. déterminer les options de radioprotection (voir la section 4.4) :
  - a. appliquer des contrôles techniques (élimination du danger, utilisation de blindage, éloignement des personnes des sources de rayonnement, etc.)
  - b. appliquer des contrôles administratifs (limiter l'accès et le temps à proximité des sources de rayonnement, utiliser un équipement de protection individuelle (EPI), etc.)
3. quantifier, dans la mesure du possible, l'impact des options de radioprotection en termes de coût, de dose, de temps, etc. (pour certains facteurs, une évaluation qualitative peut être nécessaire)
4. comparer les options
5. choisir et mettre en œuvre une solution optimisée
6. surveiller le rendement de la solution mise en œuvre et réévaluer si nécessaire

On ne s'attend normalement pas à une augmentation des doses si les circonstances propres au contexte de l'exposition ne changent pas. Les changements peuvent avoir une incidence sur les niveaux de dose des travailleurs et sont considérés comme des occasions de revoir les options

ALARA mises en œuvre pour une pratique donnée. Toute proposition susceptible d'entraîner une augmentation prévue des doses aux travailleurs doit être justifiée.

#### 4.1.4 Prise en compte des facteurs sociaux et économiques

Le principe ALARA prend en compte les facteurs sociaux et économiques. Il incombe aux titulaires de permis d'évaluer et de documenter la justification et la raison d'être de la façon dont ils prendront en compte ces facteurs dans l'application du principe ALARA afin d'étayer leurs décisions.

Les facteurs sociaux qui peuvent être pris en compte comprennent l'équité, la durabilité, les avantages individuels, les avantages sociaux et la confiance sociale. Le point de vue du public peut également être pertinent.

Les facteurs économiques peuvent inclure, p. ex., l'impact financier des mesures de protection par rapport à l'avantage obtenu. Certaines décisions sur la question de savoir si les efforts de réduction des doses sont économiquement justifiables peuvent être prises au moyen d'une analyse coûts-avantages ou par d'autres techniques quantitatives. Cependant, il peut s'avérer inapproprié de tenir compte uniquement d'arguments quantitatifs pour juger du caractère raisonnable. On trouvera une analyse de la valeur monétaire de la dose collective unitaire dans le document n° 21 de la série de rapports de sûreté de l'AIEA, [\*L'optimisation de la radioprotection dans le cadre de la maîtrise de l'exposition professionnelle\*](#) [12], qui offre de l'orientation sur le moment où de telles décisions sont prises. On trouvera de l'orientation additionnelle dans la publication 55 de la CIPR, *Optimization and Decision-Making in Radiological Protection* [13].

#### 4.1.5 Surveillance de l'application du principe ALARA

Le principe ALARA intègre la notion que le niveau d'effort qui devrait être appliqué pour optimiser les doses dépend de l'ampleur des doses projetées ou historiques. L'examen régulier des dossiers de dosimétrie et d'autres indicateurs appropriés, comme la fréquence des incidents de contamination, constitue un élément essentiel de la surveillance de l'application du principe ALARA. Ces examens déterminent les tendances qui permettent aux titulaires de permis d'évaluer l'efficacité de leurs efforts de réduction des doses.

En plus d'examiner les doses et d'autres statistiques pertinentes, les titulaires de permis peuvent démontrer qu'ils exercent une surveillance efficace de l'application du principe ALARA en examinant régulièrement l'information sur les nouvelles technologies et procédures qui pourraient améliorer les mesures de radioprotection. D'une manière qui est proportionnée aux risques radiologiques spécifiques, les titulaires de permis devraient se tenir informés des progrès technologiques en matière d'équipement et d'instruments de protection afin d'être au fait des méthodes améliorées pour la surveillance de l'exposition et la réduction des doses.

Les titulaires de permis devraient également s'assurer que la direction effectue des examens et des inspections internes périodiques des lieux de travail pour observer directement le respect, par les travailleurs, des pratiques établies en matière de radioprotection et de sécurité classique. Ces inspections devraient être documentées afin de saisir la façon dont le principe ALARA est mis en œuvre. L'information devrait être partagée dans l'ensemble de l'organisation.



Parmi les autres mesures que les titulaires de permis peuvent intégrer à leurs activités quotidiennes pour faciliter la surveillance de l'application du principe ALARA, mentionnons les exemples suivants :

- Les programmes ALARA peuvent aider à organiser et à documenter les initiatives et activités, ce qui permet de démontrer que des mesures sont prises pour maintenir les doses au niveau ALARA.
- Des comités composés de membres de la direction et de travailleurs peuvent être bénéfiques. En règle générale, les comités élaborent les initiatives ALARA, examinent le rendement en vue de réaliser ces initiatives, et ils discutent ensuite des incidents et les examinent. On devrait envisager de créer des comités pluridisciplinaires, car cela peut accroître la sensibilisation et la mobilisation à l'égard des initiatives ALARA dans l'ensemble de l'organisation.
- L'établissement d'objectifs de rendement d'un programme ALARA et le suivi du rendement par rapport à ces objectifs permettent à la direction et aux travailleurs de concentrer leurs efforts sur des domaines de la radioprotection qui doivent être améliorés. On peut définir des objectifs en ce sens sous forme d'un paramètre statistique, comme la dose moyenne ou la dose collective pendant une période donnée, ou en fonction de la fréquence d'un événement (p. ex., incidents de contamination). La période spécifiée est l'intervalle de temps choisi pour la surveillance du rendement (p. ex., chaque trimestre, chaque semestre). Un examen du rendement, pour ce qui est d'atteindre ces objectifs, peut également amener le titulaire de permis à fixer des cibles plus rigoureuses pour les périodes subséquentes. Les objectifs de rendement d'un programme ALARA devraient être établis à des fréquences fixes, conformément à un processus documenté. Les progrès réalisés afin d'atteindre les objectifs devraient faire l'objet d'un suivi, et des mesures correctives appropriées devraient être prises. Enfin, on devrait ajuster périodiquement les objectifs pour s'assurer qu'ils sont réalistes. Les objectifs doivent être ambitieux et prospectifs.
- Les niveaux de contrôle de l'exposition peuvent être développés et documentés dans la planification du travail et les procédures – p. ex., pour l'exécution d'une tâche particulière. Cette planification peut inclure un système de permis de travail et s'appuyer sur l'expérience d'exploitation, les tendances et les doses associées aux tâches précédentes. En tenant compte des conditions de l'installation et de l'expérience d'exploitation, les titulaires de permis peuvent planifier des mesures et établir des niveaux prudents de contrôle de l'exposition pour les tâches. Cela permet également de procéder à une analyse rétrospective des tâches une fois terminées, et de répertorier et d'intégrer les leçons apprises dans les futures activités de planification du travail.
- Enfin, on peut recourir aux contraintes de dose de façon prospective pour optimiser la radioprotection dans diverses situations rencontrées lors de la planification et de l'exécution des tâches, et lors de la conception des installations ou des équipements. Ces contraintes doivent donc être déterminées et documentées au cas par cas en fonction des caractéristiques particulières de l'exposition. Les contraintes de dose peuvent être exprimées en unités de dose individuelle, de dose collective ou de débit de dose ambiante. Le processus d'établissement d'une contrainte de dose pour toute situation particulière devrait comprendre un examen de l'expérience d'exploitation et de la rétroaction concernant des situations similaires, si possible, ainsi que la prise en compte des facteurs économiques, sociaux et techniques. En ce qui concerne l'exposition professionnelle, l'expérience et les analyses comparatives avec les meilleures pratiques de l'industrie sont d'une importance particulière dans l'établissement des contraintes de dose.

## **4.2 Maîtrise des pratiques de travail par la direction**

L'alinéa 4a)(i) du Règlement exige la mise en œuvre de la maîtrise des pratiques de travail par la direction dans le cadre d'un programme de radioprotection. Les titulaires de permis peuvent s'assurer que les exigences du programme de radioprotection sont respectées si tous les niveaux de l'organisation – autant la direction que les travailleurs – y contribuent de manière constructive. Les contributions respectives de ces personnes, à titre individuel, dépendront des exigences réglementaires et des responsabilités des travailleurs telles qu'elles sont établies par les décisions et les structures de l'entreprise.

La responsabilité de la mise en œuvre du programme de radioprotection devrait être attribuée par la direction au personnel, le cas échéant. Les responsabilités de chaque niveau hiérarchique (de la haute direction aux travailleurs réalisant des tâches précises) concernant chaque aspect du programme de radioprotection devraient être clairement délimitées et documentées dans des énoncés de politique écrits afin de s'assurer que tout le personnel en ait connaissance.

Les titulaires de permis confient généralement aux cadres supérieurs la responsabilité globale de l'entreprise en matière de conformité à la réglementation et de radioprotection. En retour, ces cadres supérieurs délèguent habituellement les responsabilités courantes de l'administration quotidienne et de l'application de la radioprotection à un personnel qualifié. Cependant, nonobstant une telle délégation, les titulaires de permis demeurent légalement responsables du respect des exigences réglementaires de la CCSN.

Les gestionnaires ont la responsabilité d'assurer la sécurité du personnel, des travailleurs et du public pendant la conduite des activités autorisées. Par conséquent, les gestionnaires de tous les niveaux devraient s'efforcer de promouvoir une culture de sûreté positive au sein du milieu de travail et de l'organisation en général. En faisant ainsi la promotion de la sûreté et de la sécurité, en mettant en œuvre et en appliquant les politiques, programmes, pratiques, procédures et contrôles appropriés, les gestionnaires peuvent démontrer leur engagement personnel et celui de l'organisation envers la radioprotection dans le milieu de travail.

Par conséquent, les gestionnaires devraient s'assurer que tout le personnel chargé de l'administration courante des questions de radioprotection agit de façon efficace. Les gestionnaires devraient encourager un rendement positif au travail en établissant des liens adéquats en matière de communications, de rapports et de supervision avec le personnel concerné. Les gestionnaires devraient fournir les responsabilités ainsi que les ressources matérielles et financières nécessaires à l'exécution des tâches. Afin de souligner l'importance de la radioprotection, le personnel clé chargé de l'administration du programme de radioprotection devrait relever directement d'un cadre supérieur disposant des pouvoirs et des ressources adéquates. Afin d'atteindre et de maintenir des normes adéquates de sécurité en milieu de travail, la haute direction des titulaires de permis devrait fournir toutes les ressources humaines, physiques et financières essentielles. Par exemple, les cadres supérieurs s'assurent de retenir et d'assigner les personnes appropriées pour superviser et assurer la radioprotection sur une base quotidienne.

### **Répartition des responsabilités en matière de radioprotection**

Les titulaires de permis devraient disposer d'une politique de gestion et d'une structure organisationnelle liées au programme de radioprotection, en sus des aspects fondamentaux du programme ALARA, dont il est question à la section 4.1.1. La description devrait comprendre l'attribution des responsabilités en matière de radioprotection aux différents paliers de gestion, ainsi que les ressources nécessaires pour soutenir l'exécution du programme.

Il faudrait documenter une description de l'organisation administrative du programme de radioprotection, y compris les pouvoirs et les responsabilités de chaque poste. Cette description devrait inclure les responsabilités applicables et les activités connexes que doivent mener les personnes responsables de la radioprotection. Les exigences en matière d'expérience et de qualification pour chaque poste responsable de la réalisation des aspects du programme de radioprotection devraient également être documentées.

Les titulaires de permis devraient nommer une ou des personne(s) ou un ou des poste(s) au sein de leur organisation, qui serait responsable de l'administration quotidienne et du contrôle du programme de radioprotection au nom de l'employeur. Ces postes comprennent : un responsable de la radioprotection (RRP); un RRP accrédité conformément au paragraphe 15.04 du [Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II](#), un poste accrédité conformément au paragraphe 9(2) du [Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I](#) ou tout autre poste responsable de la mise en œuvre de la radioprotection pour l'activité autorisée. Les compétences nécessaires en termes de formation et d'expérience pratique requises pour le présent poste varieront selon les responsabilités assignées à la personne, ainsi que selon l'ampleur, la complexité ou la diversité des activités autorisées. Les compétences en matière de radioprotection peuvent être acquises par des cours en classe sur la radioprotection, par une expérience de travail pertinente ou par toute combinaison appropriée de formation officielle et d'expérience pratique.

Les qualifications et l'expérience requises pour le personnel chargé de l'administration et de l'application des programmes de radioprotection du titulaire de permis varieront en conséquence. Des renseignements supplémentaires sur les exigences concernant les RRP figurent à la sous-section 4.3 et dans les REGDOC suivants de la CCSN :

- [REGDOC-1.6.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Substances nucléaires et appareils à rayonnement](#) [4]
- [REGDOC-1.4.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II – orientation](#) [6]
- [REGDOC-2.2.3, Accréditation du personnel : Responsables de la radioprotection](#) [14]
- [REGDOC-2.2.3, Accréditation du personnel, tome III : Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires](#) [15]

Pour ce qui est des titulaires de postes qui ont des responsabilités en matière de radioprotection, on ne devrait pas leur attribuer des tâches ou des priorités concurrentes qui pourraient nuire considérablement à leur capacité ou à leur disponibilité de participer à la radioprotection ou à superviser des questions touchant la radioprotection.

#### **4.3 Qualifications et formation du personnel**

L'alinéa 4a)(ii) du Règlement exige la mise en œuvre d'un programme de formation et de qualification du personnel dans le cadre d'un programme de radioprotection. Les connaissances et les compétences en radioprotection devraient être définies et fournies à toutes les personnes qui accèdent au site de l'activité autorisée, y compris les travailleurs, le personnel de radioprotection, le personnel de l'entrepreneur et les visiteurs. Des programmes de formation en radioprotection devraient être élaborés pour répondre aux besoins et aux exigences spécifiques des personnes de chacune de ces catégories.

Le REGDOC-2.2.2, *Formation du personnel*, version 2 [16], énonce les exigences de la CCSN pour les titulaires de permis concernant l'élaboration et la mise en œuvre d'un système de formation pour les installations nucléaires. Ce REGDOC offre également de l'orientation pour les

titulaires de permis d'installations nucléaires et d'équipement réglementé de catégorie II ou de substances nucléaires et d'appareils à rayonnement.

Les sujets qui devraient être couverts par un programme de formation, et la profondeur à laquelle ils devraient être abordés, dépendront de la complexité de l'activité autorisée, des fonctions particulières des travailleurs, du risque radiologique associé à ces fonctions, ainsi que de la formation et de l'expérience antérieures des travailleurs. La formation devrait porter sur les points suivants :

- les risques associés aux rayonnements ionisants
- les quantités et unités de base utilisées en radioprotection
- les principes de la radioprotection (ALARA, limites de dose réglementaires, etc.)
- les principes fondamentaux de la radioprotection pratique (temps, distance, blindage, utilisation de l'EPI, comportement dans les zones désignées, etc.)
- les questions liées à des tâches particulières
- la responsabilité d'informer immédiatement une personne désignée en cas d'événement imprévu comportant un risque radiologique accru
- les mesures qui, le cas échéant, pourraient devoir être prises en cas d'urgence

On devrait également envisager d'utiliser des maquettes ou des simulateurs pour la formation.

La connaissance qu'ont les travailleurs des principes fondamentaux de la radioprotection, leur niveau de formation et leur compétence à exécuter les tâches spécifiées en toute sécurité devraient être évalués et jugés adéquats avant toute affectation à des tâches non supervisées. Les titulaires de permis devraient établir un processus de qualification des travailleurs en fonction de leurs connaissances, de leur niveau de formation et de leurs compétences.

Des orientations supplémentaires sur la formation offerte par groupe de travail sont fournies à l'annexe A.

#### **4.4 Contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public au rayonnement**

Le sous-alinéa 4a)(iii) du Règlement exige la mise en œuvre de mesures de contrôle de l'exposition professionnelle et de l'exposition du public aux rayonnements dans le cadre d'un programme de radioprotection.

La méthode préférée de contrôle de l'exposition est l'élimination ou la réduction du danger. Si l'élimination ou une réduction importante n'est pas possible, le principal moyen de contrôler l'exposition professionnelle et du public aux rayonnements est généralement le recours à des contrôles techniques. Lorsque l'utilisation d'éléments de conception matérielle, y compris des contrôles techniques explicites pour limiter l'exposition aux rayonnements, est impraticable ou inadéquate, la mise en œuvre de contrôles administratifs peut devoir être envisagée pour assurer une protection optimale. Des exemples de contrôles administratifs sont présentés à la section 4.4.2.

Les mesures de contrôle telles que la qualité de la conception, de l'entretien et de l'exploitation, ainsi que les dispositions administratives et les procédures ou instructions d'exploitation devraient être utilisées dans toute la mesure du possible avant de recourir à l'EPI pour assurer la protection des travailleurs. Dans les situations où les contrôles techniques et administratifs ne sont pas suffisants pour assurer des niveaux adéquats de protection des travailleurs, on devrait leur fournir de l'EPI afin de minimiser leur exposition. De l'orientation supplémentaire à ce sujet est présentée à la section 4.4.4.

Consulter le REGDOC-2.9.1, *Politique, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement*, version 1.1 [3], pour de plus amples renseignements sur les mesures de contrôle des rejets radioactifs dans l'environnement afin de contrôler l'exposition du public.

#### 4.4.1 Contrôles techniques pour la radioprotection

Afin d'assurer la radioprotection, les titulaires de permis devraient fournir les installations et l'équipement essentiels. Il s'agit généralement d'offrir un milieu de travail bien conçu, d'assurer la sécurité du personnel et une surveillance radiologique, et de prévoir un équipement d'intervention d'urgence. Ces dispositions devraient être choisies, conçues, établies, mises en œuvre et actualisées de manière à assurer la radioprotection tout en tenant compte des tâches à réaliser. La conception devrait tenir compte des emplacements fréquemment occupés, et répondre au besoin d'accès par les personnes aux emplacements et à l'équipement. Selon la hiérarchie des contrôles, les considérations techniques sont préférables lorsque l'élimination ou la substitution n'est pas possible.

Du point de vue de la radioprotection, le titulaire de permis devrait évaluer les exigences relatives à l'accès pour l'exploitation, l'inspection, l'entretien, la réparation, le remplacement et le déclassement des équipements. Ces considérations devraient être incorporées dans la conception.

De l'orientation générale concernant les caractéristiques de conception pour la radioprotection est fournie dans les sections suivantes. Les exigences et l'orientation spécifiques de la CCSN concernant la radioprotection pour la conception des installations nucléaires de catégorie II, des installations dotées de réacteurs, des installations de gammagraphie, des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire se trouvent dans les documents d'application de la réglementation de la CCSN suivants :

- [REGDOC-1.4.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II](#) [6]
- [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#) [17]
- [REGDOC-2.5.5, Conception des installations de gammagraphie industrielle](#) [18]
- [GD-52, Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire](#) [19]<sup>1</sup>
- [RD-367, Conception des installations dotées de petits réacteurs](#) [20]<sup>2</sup>

#### Blindage

La mise en place d'un blindage peut être une forme efficace de contrôle technique. Au stade de la conception, l'épaisseur du matériau de blindage doit être suffisante pour assurer un niveau de protection acceptable aux travailleurs dans les situations normales et anormales. Le caractère adéquat du blindage dans des conditions anormales, y compris les situations d'accident menant à des conséquences radiologiques maximales prévisibles (pire cas), devrait être évalué et, le cas échéant, un blindage supplémentaire ou d'autres contrôles techniques (p. ex., des interverrouillages) devraient être envisagés. L'efficacité du blindage devrait être activement surveillée par des instruments de surveillance des doses de rayonnement installés sur les lieux de

---

<sup>1</sup> GD-52 sera remplacé par le REGDOC-2.5.6, *Conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées*. Voir [l'historique du REGDOC-2.5.6](#) pour plus d'information.

<sup>2</sup> RD-367 sera inclus dans le REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs*, version 2. Voir [l'historique du REGDOC-2.5.2](#) pour plus d'information..

travail, ou par des contrôles radiologiques réguliers effectués dans les zones d'intérêt par un personnel dûment qualifié. Un blindage local supplémentaire devrait être mis en place afin de réduire les débits de dose de rayonnement, selon les besoins.

### **Systèmes de ventilation et de confinement**

Le système de ventilation primaire d'une installation fournit de l'air frais dans le lieu de travail. On devrait accorder une attention particulière à la conception du réseau de ventilation et de confinement, y compris le calcul et la vérification des débits et des vitesses des flux d'air, afin de s'assurer qu'ils sont adéquats pour contrôler la contamination de l'air. Les hottes et les boîtes à gants installées sont également des exemples de contrôles techniques. La conception des systèmes de ventilation des zones radioactives d'une installation ou d'une activité où il y a un risque de contamination atmosphérique devrait reposer sur l'idée de confiner les substances nucléaires par les moyens suivants :

- maintenir une pression négative adéquate par rapport à la pression atmosphérique
- fournir un flux d'air dirigé des zones potentiellement moins radioactives vers les zones potentiellement plus radioactives
- assurer un nombre adéquat de changements d'air dans l'atmosphère du lieu de travail

Le REGDOC-2.5.4, *Conception des mines et des usines de concentration d'uranium : Systèmes de ventilation* [21], contient des renseignements à l'intention des demandeurs au sujet des exigences de la CCSN en matière de présentation de renseignements sur la ventilation lorsqu'ils demandent un permis pour construire, exploiter ou déclasser une mine ou une usine de concentration d'uranium.

### **Classification des zones et contrôle de l'accès**

Les installations devraient être divisées en zones en fonction de divers critères, notamment le débit de dose prévu, les niveaux de contamination radioactive, la concentration de substances nucléaires en suspension dans l'air, les exigences en matière d'accès et toute autre exigence particulière.

Les limites interzones devraient être clairement marquées et des équipements de détection du rayonnement devraient être disponibles et utilisés au besoin (pour le personnel, les outils, l'équipement et le matériel) aux points de sortie des zones de rayonnement ou des zones contaminées. Il faudrait prendre des dispositions pour contrôler la sortie (ou les sorties) des zones de rayonnement. Il faudrait établir une surveillance du personnel et du matériel aux points d'entrée et de sortie des zones de rayonnement. L'accès aux zones à haut débit de dose ou à forte contamination radioactive devrait être contrôlé par la mise en place d'une barrière robuste (p. ex., des portes verrouillables et des dispositifs de verrouillage). Il faudrait minimiser les itinéraires empruntés par le personnel dans les zones de rayonnement et les zones contaminées afin de réduire le temps passé à traverser ces zones. Les zones de rayonnement où le personnel passe un temps considérable devraient être conçues en fonction des débits de doses les plus faibles possibles et du principe ALARA. Dans les zones de rayonnement, il faudrait prévoir des vestiaires pour le personnel à des endroits choisis afin d'éviter la propagation de la contamination radioactive. Dans ces vestiaires, il faudrait déterminer si on a besoin d'installations de décontamination pour le personnel, d'instruments de détection du rayonnement et de zones de stockage pour les vêtements de protection. Une barrière physique devrait clairement séparer le secteur propre de la zone potentiellement contaminée.

#### 4.4.2 Contrôles administratifs pour la radioprotection

Parmi les exemples de contrôles administratifs pour la radioprotection, mentionnons les procédures de travail, dont les politiques de sécurité écrites, les autorisations de travail (p. ex., les permis de travail sous rayonnement) et les restrictions, les contrôles d'accès aux zones présentant des dangers radiologiques potentiels, et la formation. Les contrôles administratifs devraient chercher à limiter le temps passé par les travailleurs à proximité des sources de rayonnement, et à augmenter la distance entre les travailleurs et ces sources. Les contrôles administratifs ne sont que des compléments aux contrôles techniques décrits à section 4.4.1.

#### 4.4.3 Équipement de protection individuelle

L'équipement de protection individuelle (EPI) doit être choisi en tenant compte des risques encourus. L'équipement doit non seulement assurer une protection adéquate, mais aussi être pratique et confortable à utiliser. Parmi les exemples d'EPI, mentionnons les vêtements renforcés, les combinaisons ventilées, les gants, les blouses de laboratoire et les lunettes de protection. Les travailleurs qui peuvent être amenés à utiliser ce type d'équipement devraient avoir reçu une formation appropriée concernant leur utilisation, leur fonctionnement, leur entretien et leurs limitations. Il est important que l'EPI s'adapte correctement à la personne qui le porte.

Il convient de déterminer si les avantages offerts par l'EPI sont compensés par les conséquences du port de l'équipement. Tous les types de dangers radiologiques, ainsi que les dangers non radiologiques, devraient être pris en compte lors du choix de l'EPI. Par exemple, l'utilisation d'un respirateur peut offrir à l'utilisateur un degré élevé de protection contre l'incorporation de radionucléides dans l'air. Cependant, un respirateur peut entraver la mobilité de l'utilisateur, ce qui allonge le temps nécessaire à l'exécution d'une tâche dans une zone à fort rayonnement et entraîne une dose externe élevée.

Les titulaires de permis devraient s'assurer que leur personnel et leurs travailleurs ont accès à un équipement de protection individuelle qui limite l'exposition aux rayonnements conformément au principe ALARA, aux limites de dose réglementaires et aux procédures de l'entreprise. Comme les besoins en équipement de sécurité peuvent varier ou fluctuer selon les circonstances propres à chaque situation, les mesures de sécurité du personnel devraient être revues à intervalles réguliers pour confirmer si elles sont toujours adéquates.

Plusieurs facteurs influent sur le succès du port de l'EPI comme mesure de contrôle. Les voici :

- le choix de l'EPI pour la tâche et le danger en cause, tant pour le type que pour l'ajustement de l'EPI
- la formation sur l'utilisation de l'EPI assigné
- l'enfillement et l'enlèvement de l'EPI
- l'entretien de l'EPI (l'entretien comprend l'entreposage, le nettoyage, l'inspection et l'élimination ou le remplacement de l'EPI)

L'EPI doit être utilisé et entretenu conformément aux instructions du fabricant.

Lorsqu'il y a un risque de contamination, les personnes doivent retirer leur EPI dans des vestiaires appropriés afin de contrôler la propagation de la contamination radioactive. Lorsque de l'EPI contaminé est entreposé, lavé ou autrement décontaminé ou éliminé, les titulaires de permis devraient mettre en place des mesures pour prévenir la propagation de la contamination à d'autres personnes ou milieux de travail, et également pour minimiser l'exposition des individus et le rejet des contaminants dans l'environnement. Les titulaires de permis devraient fournir des

installations de buanderie adéquates, des lave-bottes, des systèmes d'aspiration ou d'autres moyens de décontamination, au besoin.

#### **4.4.4 Protection respiratoire contre les substances nucléaires en suspension dans l'air**

Les respirateurs visant à assurer la protection contre les substances nucléaires en suspension dans l'air ne devraient être utilisés que si d'autres méthodes de contrôle des dangers ne sont ni pratiques ni possibles. Les respirateurs ne devraient pas être le premier choix pour la réduction des doses en milieu de travail. Ils ne devraient servir que dans les cas suivants :

- lorsqu'il n'est pas possible de suivre la hiérarchie des mesures de contrôle (élimination, substitution, mesures d'ingénierie, mesures administratives)
- lorsque les mécanismes techniques sont en cours d'installation ou en réparation
- en cas d'urgences ou d'autres situations temporaires (p. ex., activités d'entretien peu fréquentes)

Avant d'envisager l'utilisation d'un respirateur par les travailleurs, les titulaires de permis devraient disposer d'un programme de protection respiratoire documenté qui décrit les procédures appropriées pour la sélection, l'utilisation (y compris les tests d'ajustement) et l'entretien de l'équipement de protection respiratoire. L'utilisation correcte d'un respirateur est tout aussi importante que le choix d'un respirateur approprié. Les titulaires de permis devraient aligner leurs programmes de protection respiratoire sur la norme CSA Z94.4-18, *Sélection, utilisation et entretien des respirateurs* [22].

Un programme de soin et d'entretien des respirateurs devrait être établi, et comprendre le nettoyage, l'assainissement, l'inspection, les essais, les réparations, l'entreposage et la tenue des dossiers. Les respirateurs doivent être nettoyés et désinfectés conformément aux instructions du fabricant ou aux procédures autorisées par le programme de protection respiratoire, en consultation avec le fabricant du respirateur. Les respirateurs conçus pour une utilisation unique devraient être jetés après usage.

Comme les filtres des respirateurs capturent les particules, les cartouches et les filtres devraient être remplacés régulièrement, conformément aux recommandations des fabricants. La réutilisation des cartouches devrait également se faire selon les recommandations et les procédures des fabricants.

#### **4.5 Préparation aux situations inhabituelles**

L'alinéa 4a)(iv) du Règlement exige la mise en œuvre d'une préparation aux situations inhabituelles dans le cadre d'un programme de radioprotection. Une situation est jugée inhabituelle lorsqu'elle sort du cadre des activités courantes pour lesquelles une planification du travail est nécessaire afin de maintenir les doses de rayonnement conformes au principe ALARA et inférieures aux limites de doses réglementaires stipulées dans les articles 13 et 14 du RRP. Une situation inhabituelle pourrait entraîner des doses élevées, alors que les doses courantes sont faibles. Pour de telles activités, les efforts de radioprotection devraient viser à réduire, dans la mesure du possible, la probabilité que de tels événements surviennent et entraînent des doses élevées. Si la situation inhabituelle ne peut être gérée dans le respect des limites de doses prescrites dans les articles 13 et 14 du RRP, l'article 15 du RRP s'applique.

Il y aurait lieu d'élaborer des plans de travail pour les travaux effectués dans les zones où les dangers radiologiques existants ou potentiels peuvent entraîner l'accumulation de doses importantes par les travailleurs. Le volet radioprotection de ces plans de travail devrait



comprendre suffisamment d'information pour guider le travailleur dans l'exécution de ses tâches en toute sécurité et le maintien de ses doses au niveau ALARA. Ces renseignements devraient comprendre au moins les éléments suivants :

- le contrôle radiologique des dangers présents
- les estimations du temps optimal que les travailleurs doivent passer dans les champs de rayonnement
- une estimation des doses aux travailleurs concernés
- l'équipement et les vêtements de protection à utiliser
- les mesures à prendre en cas de dépassement des champs de rayonnement prévus (concentration de radioactivité dans l'air, dose ou débit de dose)

L'examen, avant et après l'exécution des travaux, des plans de travail par la direction, le personnel de radioprotection et les travailleurs qui effectuent les travaux, contribue à maintenir les doses au niveau ALARA. L'expérience tirée des examens effectués à la suite de l'achèvement d'un projet peut être utilisée dans la planification des travaux futurs de nature similaire en vue de réduire davantage les doses aux travailleurs, dans la mesure du possible. Le niveau d'examen et d'approbation des plans de travail devrait être proportionnel au niveau de danger potentiel ou existant associé à la tâche.

#### **4.6 Substances nucléaires rejetées en raison d'une activité autorisée**

L'alinéa 4b) du Règlement exige que, dans le cadre d'un programme de radioprotection, les titulaires de permis vérifient la quantité et la concentration des substances nucléaires rejetées par suite de l'activité autorisée. Cela peut se faire par relevé direct dans le cadre d'un programme de surveillance ou par estimation de la quantité et de la concentration, si le temps et les ressources nécessaires au relevé direct l'emportent sur l'utilité de cette méthode.

L'annexe C fournit de l'orientation sur la surveillance de la contamination afin de déterminer les quantités de substances nucléaires dans les zones de travail ou pour les rejets d'une installation nucléaire découlant d'une activité autorisée.

Pour connaître l'orientation concernant la surveillance des effluents ou des émissions afin de déterminer les quantités de substances nucléaires pouvant être rejetées par une installation nucléaire, veuillez consulter le REGDOC-2.9.1, *Protection de l'environnement : Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement* [3].

##### **4.6.1 Programmes de surveillance en milieu de travail**

Les titulaires de permis devraient établir, maintenir et réviser la surveillance du milieu de travail dans le cadre du programme de radioprotection. Le type et la fréquence de la surveillance du milieu de travail devraient permettre l'évaluation et la révision des conditions radiologiques dans tous les milieux de travail, ainsi que l'évaluation de l'exposition aux rayonnements. Cette surveillance devrait également être fondée sur le débit de dose, la concentration de radioactivité dans l'air, la contamination de surface et leurs fluctuations prévues ainsi que sur la probabilité et l'ampleur des expositions en cas d'incidents de fonctionnement prévus et dans les conditions d'accident.

Les dispositions relatives à la surveillance en milieu de travail dans le cadre du programme de radioprotection devraient préciser :

- les quantités à mesurer
- où et quand les mesures doivent être effectuées et à quelle fréquence
- les méthodes et procédures de mesure les plus appropriées
- les seuils administratifs et/ou d'intervention, et les mesures à prendre en cas de dépassement

Ces renseignements devraient être utilisés en appui aux évaluations qui se déroulent avant et après la réalisation des tâches, à la planification du travail, au contrôle de la contamination et à la gestion des débits de dose de rayonnement. Les changements importants dans les résultats de la surveillance devraient être relevés et les tendances analysées périodiquement. Au besoin, on devra prendre des mesures correctives.

Les dossiers de surveillance du lieu de travail devraient être facilement accessibles aux travailleurs.

On devrait accorder une attention particulière à la sélection et à l'utilisation des instruments afin de s'assurer que leurs caractéristiques de rendement conviennent à la situation spécifique de surveillance du milieu de travail. On devrait notamment tenir compte des capacités d'alarme des instruments lorsque cela est justifié. La section 25 contient de l'orientation concernant la sélection, les essais et l'étalonnage des instruments et de l'équipement de mesure de rayonnement.

Davantage d'orientation sur les programmes de surveillance du milieu de travail figure à l'annexe B du présent document.

## 5. Contrôle et enregistrement des doses

L'article 5 du Règlement exige que tous les titulaires de permis contrôlent et enregistrent les doses attribuées à toute personne qui exerce des fonctions associées aux activités autorisées ou qui est présente sur le site des activités autorisées. Cette section présente les approches qui peuvent être utilisées par les titulaires de permis pour contrôler et enregistrer l'exposition aux rayonnements et les doses. Une orientation complète sur la détermination et l'enregistrement des doses, comme l'exige l'article 5 du Règlement, figure dans le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle* [1].

En vertu de l'alinéa 27a) de la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#) (LSRN), tout titulaire de permis est tenu de conserver les registres prescrits par les règlements pris en vertu de la LSRN, ainsi qu'un registre de la dose reçue par chaque personne qui exerce des fonctions liées à une activité autorisée par la LSRN ou qui est présente à un endroit où cette activité est exercée. L'exposition aux rayonnements produits par des substances nucléaires naturelles doit être prise en considération seulement si cette exposition est le résultat direct d'une activité autorisée par la CCSN, p. ex., l'exposition au radon et aux produits de filiation du radon dans les mines et les usines de concentration d'uranium.

Les dossiers de l'exposition professionnelle devraient être tenus à jour, et des procédures devraient être établies pour s'assurer que les évaluations de l'exposition, pour toute période de surveillance, sont versées rapidement au dossier d'exposition de la personne en cause.

Par conséquent, les titulaires de permis de la CCSN devraient conserver les dossiers dosimétriques suivants pour satisfaire aux exigences réglementaires ou faciliter l'examen réglementaire :

- un registre de la dose reçue par chaque personne qui exerce des fonctions dans le cadre d'une activité autorisée par la LSRN ou qui est présente à un endroit où cette activité est exercée (alinéa 27a) de la LSRN)
- un registre des périodes au cours desquelles la dose ci-dessus a été accumulée
- une description du modèle dosimétrique qui a été utilisé pour calculer la dose à partir des données mesurées, le cas échéant
- tout autre document ou renseignement de dosimétrie exigé par une condition de permis, la LSRN ou la CCSN en vertu de l'alinéa 3(1)m) du [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#).

Les délais de conservation de ces documents sont traités à la section 24.

### 5.1 Méthodes de mesure directe de l'exposition et des doses

Une exposition aux rayonnements ou une dose peut être déterminée par mesure directe à la suite d'une surveillance. Une mesure directe comporte généralement l'utilisation ou l'application d'équipement et de techniques de surveillance personnelle. Dans chaque situation nécessitant une mesure directe résultant de la surveillance, le choix de l'équipement et des techniques les plus appropriés dépendra de facteurs propres à chaque cas. Il s'agit notamment de déterminer si la source du rayonnement à mesurer est externe au corps de la personne ou si elle peut être incorporée dans son corps (p. ex., par inhalation ou ingestion).

Par exemple, les appareils de surveillance personnelle qui sont portés sur le corps d'une personne (comme un dosimètre à luminescence stimulée optiquement) peuvent être utilisés pour mesurer directement l'exposition de la personne aux rayonnements provenant de sources qui demeurent à l'extérieur du corps. Par ailleurs, l'exposition d'une personne aux rayonnements absorbés dans le corps peut être déterminée par les mesures directes sur le corps (p. ex., des mesures *in vivo* utilisant des instruments tels que des dosimètres de corps entier, des sondes thyroïdiennes, des compteurs pulmonaires) ou par des mesure directes prises sur les matières éliminées, exhalées ou autrement prélevées du corps (c.-à-d. mesures *in vitro* de l'urine, des matières fécales et des crachats).

En règle générale, une dose de rayonnement déterminée par mesure directe à la suite d'une surveillance est raisonnablement représentative de la dose réelle reçue.

### 5.2 Méthodes d'estimation des expositions et des doses

Une exposition aux rayonnements ou à une dose peut être estimée par des méthodes indirectes qui tiennent compte des résultats de surveillance des doses non personnelles et d'autres données pertinentes.

Par exemple, dans le cas où une personne occupe, pendant une période connue, une zone de radioactivité connue dans l'air ou un champ de rayonnement connu, cette connaissance peut être utilisée, de concert avec d'autres renseignements, pour estimer l'exposition de cette personne au rayonnement pendant cette occupation. Cette approche est souvent utilisée lorsqu'une substance nucléaire en suspension dans l'air est la source d'exposition. Dans de tels cas, la concentration dans l'air des produits de filiation du radon ou d'autres radionucléides est mesurée par échantillonnage de l'air ou par une autre méthode, et le temps passé dans la zone par cette

personne est enregistré. Les concentrations mesurées de radioactivité dans l'air, la période d'occupation enregistrée, les données métaboliques représentatives et les taux d'inhalation de l'air sont ensuite utilisés pour estimer l'exposition de la personne au rayonnement dans l'air.

### 5.3 Exposition et doses : mesure directe ou estimation

Lorsqu'un titulaire de permis décide de mesurer directement ou d'estimer l'exposition au rayonnement ou la dose de rayonnement, il devrait tenir compte des conseils d'experts de la radioprotection, ainsi que de tout autre facteur pertinent. Les facteurs pertinents peuvent comprendre :

- le nombre de travailleurs concernés
- la nature de l'activité professionnelle et de ses processus
- la nature, le nombre, l'activité et la taille des sources de rayonnement connexes
- l'ampleur, la distribution et la plage des expositions ou des doses de rayonnement prévues
- les techniques et l'équipement disponibles et appropriés pour mesurer et surveiller l'exposition ou la dose

Dans le cas des situations qui peuvent comporter des expositions aux rayonnements ou des doses provenant de sources multiples ou de voies différentes, les titulaires de permis devraient déterminer ce qui convient pour chaque élément contributif : mesure directe par surveillance, ou estimation des expositions ou des doses associées par surveillance indirecte ou par modélisation des doses.

La nécessité et la pertinence d'une surveillance directe des personnes dépendront de plusieurs facteurs, notamment :

- la quantité de substance nucléaire présente, et le ou les radionucléides en cause, ou encore l'énergie maximale et le débit de dose potentiel auxquels les personnes seront exposées à la suite de l'utilisation d'appareils à rayonnement et d'équipement réglementé, ainsi que la durée de leur exposition
- la forme physique et chimique de la substance nucléaire, s'il y a lieu
- le type de confinement ou de blindage utilisé
- les opérations effectuées
- les niveaux prévus et les variations probables des débits de dose, des doses ou de l'absorption
- la complexité des procédures de mesure et d'interprétation qui composent le programme de mesure
- les conditions de travail générales

La nécessité d'une surveillance directe est probablement plus grande aux premiers stades d'une activité. Au fur et à mesure que l'on acquiert de l'expérience sur le lieu de travail, la nécessité d'une surveillance directe régulière peut être envisagée pour décider s'il est nécessaire de poursuivre la surveillance directe ou si l'estimation par la surveillance du lieu de travail est suffisante aux fins de la radioprotection. On doit également tenir compte du risque d'exposition accidentelle pour déterminer la nécessité d'une surveillance individuelle.

Toute proposition visant à déterminer la dose par estimation doit être techniquement fondée et étayée. La décision de recourir à l'estimation devrait être justifiée sur la base du temps et des ressources qui seraient autrement nécessaires pour procéder à une mesure directe.

Une méthode d'estimation doit être conforme aux bonnes pratiques de qualité et aux techniques acceptées qui sont décrites plus en détail dans le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle* [1].

## 5.4 Dosimétrie

Cette section du REGDOC décrit l'orientation concernant les éléments à prendre en compte pour les programmes de dosimétrie et de radioprotection.

### 5.4.1 Dosimétrie externe

La dosimétrie externe est la mesure de la dose lorsque la source de rayonnement se trouve à l'extérieur du corps. Les données de dosimétrie externe devraient être utilisées, manipulées et enregistrées conformément aux exigences du programme de radioprotection. On devrait mettre en place des procédures pour estimer la dose en cas de perte ou d'endommagement d'un dosimètre ou d'une lecture inattendue ou inhabituelle du dosimètre. L'orientation concernant la dosimétrie externe, y compris les décisions relatives à la pertinence d'utiliser la dosimétrie externe, figure dans le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle* [1].

En règle générale, on devrait déterminer les périodes de port des dosimètres externes en tenant compte des dangers radiologiques présents dans l'installation et des spécifications techniques et de rendement compte tenu du type de dosimètre (p. ex., limites minimales de détection), ainsi que des considérations pratiques et logistiques. Dans le cas de la dosimétrie par un service autorisé, les périodes de port des dosimètres devraient également être basées sur les renseignements obtenus en consultation avec le fournisseur de services de dosimétrie. Les titulaires de permis qui possèdent, utilisent ou fabriquent des appareils d'exposition sont visés par des exigences précises en matière de dosimétrie stipulées à l'alinéa 30(1)c) et au paragraphe 31(3) du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#).

### 5.4.2 Dosimétrie interne

La dosimétrie interne est la mesure des doses dues aux substances nucléaires qui sont entrées dans le corps par ingestion, par inhalation ou par d'autres moyens. Il peut s'agir de mesures de l'activité des radionucléides dans l'organisme (on parle également de surveillance *in vivo* ou d'essai biologique *in vivo*; les deux termes sont équivalents), de surveillance des matières fécales (on parle alors de surveillance *in vitro* ou d'essai biologique *in vitro*), d'échantillonnage de l'air à l'aide d'échantillonneurs d'air personnel, ou d'une combinaison de ces méthodes.

Les programmes d'essais biologiques permettent de s'assurer que l'incorporation des radionucléides est déterminée et enregistrée avec précision et, dans certains cas, qu'ils facilitent l'assignation des doses. L'objectif premier d'un programme de surveillance des essais biologiques est d'évaluer la charge au corps d'un travailleur à la suite d'une exposition aux radionucléides afin d'assurer sa sécurité.

Les principales composantes d'un programme de surveillance des essais biologiques sont les critères de participation au programme, la fréquence de surveillance et les mesures prises en fonction des résultats des mesures. Le type et la fréquence de l'échantillonnage et des mesures des essais biologiques sont fondés sur la probabilité d'incorporation, la possibilité d'absorption aiguë de grandes quantités et les méthodes de dosimétrie convenables qui sont accessibles. La surveillance de l'incorporation potentielle des radionucléides peut être effectuée soit par des méthodes de mesure individuelle, soit par des mesures sur le lieu de travail.

L'échantillonnage de l'air personnel peut également être effectué pour estimer les concentrations de radionucléides. S'il est assigné au contrôle de la dose interne, l'équipement d'échantillonnage de l'air personnel devrait comprendre ce qui suit, le cas échéant : l'équipement porté et placé dans un environnement et une position appropriés, un programme de contrôle de la qualité, un programme d'entretien préventif, et des seuils de détection minimaux appropriés.

De l'orientation sur la dosimétrie interne, y compris les décisions concernant la pertinence d'utiliser la dosimétrie interne, figure dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1].

## 6. Seuils d'intervention

Selon la définition précisée à l'article 6 du Règlement, le seuil d'intervention « s'entend d'une dose de rayonnement déterminée ou de tout autre paramètre qui, lorsqu'il est atteint, peut dénoter une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection du titulaire de permis et rend nécessaire la prise de mesures particulières ».

La définition de « seuil d'intervention » dans le [\*Règlement sur les mines et les usines de concentration d'uranium\*](#) couvre à la fois la radioprotection et la protection de l'environnement, tandis que la définition de « seuil d'intervention » dans le Règlement porte uniquement sur la radioprotection. Aux fins de l'article 6 du Règlement, les « seuils d'intervention » sont ceux qui sont élaborés pour les paramètres du programme de radioprotection. Consulter la norme N288.8-17 de la CSA, *Établissement et mise en œuvre de seuils d'intervention pour les rejets dans l'environnement par les installations nucléaires* [23], pour de plus amples renseignements sur les seuils d'intervention concernant la protection de l'environnement.

Les seuils d'intervention sont conçus pour alerter les titulaires de permis avant que les limites de dose réglementaires ne soient atteintes. Les seuils d'intervention peuvent être établis dans le cadre des programmes de radioprotection des titulaires de permis. Il incombe aux titulaires de permis de déterminer les paramètres de leur programme qui représentent des indicateurs opportuns des pertes potentielles de maîtrise du programme. Pour cette raison, les seuils d'intervention sont propres à l'installation ou à l'activité et peuvent changer en fonction d'avancées et/ou de modifications significatives dans les conditions opérationnelles et radiologiques. Par définition, si un seuil d'intervention est atteint, cela signifie qu'une perte de contrôle d'une partie quelconque du programme de radioprotection connexe peut s'être produite. Des mesures précises sont alors requises. Si un seuil d'intervention est atteint, la mesure précisée en vertu du RRP consiste à établir la cause de l'atteinte du seuil d'intervention, à déterminer l'impact, s'il y a lieu, sur l'efficacité du programme de radioprotection, à restaurer l'efficacité du programme de radioprotection (le cas échéant) et à aviser la CCSN dans les délais prescrits.

Le dépassement d'un seuil d'intervention n'est pas considéré comme une non-conformité. Le dépassement d'un seuil d'intervention et la mise en œuvre réussie des activités de suivi requises (notification, enquête et mise en œuvre de mesures correctives) pour rétablir l'efficacité du programme sont une démonstration claire de diligence raisonnable et d'un système de contrôle bien entretenu et bien géré. Cependant, le défaut d'informer la CCSN, de mener une enquête et de mettre en œuvre des mesures correctives (le cas échéant) est considéré comme une non-conformité.

Il est important de noter que les dépassements occasionnels indiquent que le seuil d'intervention choisi est probablement un indicateur adéquatement sensible d'une perte potentielle de contrôle du programme de radioprotection. Des seuils d'intervention qui ne sont jamais dépassés peuvent ne pas être suffisamment sensibles pour détecter une perte potentielle de contrôle. Pour cette

raison, le rendement du titulaire de permis n'est pas fondé sur le nombre de dépassements des seuils d'intervention au cours d'une période donnée, mais plutôt sur la façon dont il réagit et détermine les mesures correctives (le cas échéant) pour améliorer le rendement du programme et éviter que les événements ayant donné lieu à un dépassement de seuil ne se reproduisent.

Les titulaires de permis de la CCSN peuvent utiliser les seuils d'intervention pour les aider à surveiller et à maintenir l'efficacité de leurs programmes de radioprotection. En particulier, ils peuvent établir des seuils d'intervention et surveiller les paramètres connexes afin d'être avertis rapidement de toute perte réelle ou potentielle de contrôle des parties du programme de radioprotection auxquelles les seuils d'intervention s'appliquent, maximisant ainsi leurs possibilités de procéder à des enquêtes de suivi et à des interventions qui peuvent être nécessaires pour rétablir le contrôle.

Les seuils d'intervention peuvent être exprimés en fonction de tout paramètre qui, s'il est atteint, peut indiquer une perte de contrôle d'une partie connexe du programme de radioprotection du titulaire de permis. Voici quelques exemples de ces paramètres :

- la quantité de rayonnements ou la dose qu'une personne reçoit (« dose individuelle »)
- un niveau de rayonnement à l'intérieur d'une zone de travail (« débit de dose ambiante »)
- la radioactivité par unité de surface (« niveau de contamination de surface »)
- un taux de renouvellement d'air dans un lieu de travail (« taux de ventilation »)
- une concentration ou une quantité d'une substance nucléaire dans un milieu de travail

Les seuils d'intervention sont généralement propres à l'établissement ou à l'activité. Une valeur de seuil d'intervention établi par un titulaire de permis donné pour un paramètre particulier peut se situer dans la plage d'exploitation normale d'un autre titulaire de permis. Au cours de la durée de vie d'une installation ou d'une activité, un seuil d'intervention peut être dynamique ou statique. C'est-à-dire qu'il peut être révisé à la hausse ou à la baisse pour tenir compte des circonstances. Par exemple, un seuil d'intervention pour une nouvelle installation ou activité peut justifier un ajustement une fois que l'on a obtenu suffisamment d'expérience en exploitation. De même, si les conditions d'une installation changent, un seuil d'intervention connexe peut aussi devoir être examiné et révisé en conséquence.

Les titulaires de permis sont encouragés à établir des seuils administratifs en même temps que leurs seuils d'intervention. Les seuils administratifs sont des outils internes de surveillance et de contrôle des doses, et les dépassements de ces niveaux n'ont généralement pas à être signalés à la CCSN. Les seuils administratifs sont habituellement établis en fonction de l'extrémité supérieure prévue des opérations normales ou en fonction des statistiques sur le rendement antérieur pour des activités de travail semblables. Le dépassement d'un seuil administratif devrait déclencher une enquête interne et une décision selon le programme de mesures correctives du titulaire de permis.

## **6.1 Élaboration, utilisation et révision des seuils d'intervention**

Habituellement, un seuil d'intervention pour une installation nucléaire ou une activité autorisée sera établi dans le cadre du processus d'autorisation de la CCSN, conformément à l'alinéa 3(l)f) du [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#).

Pour être utile et crédible, un seuil d'intervention doit être un indicateur significatif, couvrant une période définie, de l'état d'un programme de radioprotection. Un seuil d'intervention pour une installation nucléaire devrait tenir compte de la conception de l'installation et de l'expérience pertinente en matière d'exploitation. Un demandeur de permis qui n'a pas une telle expérience,

comme dans le cas de nouvelles activités ou d'une nouvelle exploitation, peut être en mesure de tirer parti de l'expérience acquise avec des activités ou des conceptions similaires. Afin de faciliter l'examen réglementaire de tout seuil d'intervention proposé, le demandeur de permis devrait expliquer en détail et clairement la raison d'être du seuil et de son utilisation prévue.

Par conséquent, les étapes suivantes pourraient s'avérer utiles pour ce qui est d'élaborer et d'utiliser des seuils d'intervention :

- lors de la conception, déterminer les processus et activités qui peuvent entraîner des doses aux travailleurs et au public
- dans le cadre des activités et des processus qui peuvent entraîner des doses aux travailleurs ou au public, déterminer les paramètres mesurables qui indiquent, directement ou indirectement, si le programme de radioprotection est adéquatement contrôlé
- sur la base d'hypothèses réalistes, choisir des seuils d'intervention appropriés, exprimés en termes de paramètres pertinents, pour tous les processus et toutes les activités clés
- intégrer l'utilisation des seuils d'intervention choisis dans le programme de radioprotection proposé
- mettre en œuvre le programme de radioprotection et les seuils d'intervention connexes conformément au permis de la CCSN
- au fur et à mesure que l'expérience en exploitation s'accumule, réviser les seuils d'intervention au besoin pour s'assurer qu'ils demeurent un indicateur significatif d'une perte potentielle de contrôle du programme de radioprotection

Le programme de radioprotection devrait comprendre des exigences d'examen régulier et, le cas échéant, de révision des seuils d'intervention. Pour réviser un seuil d'intervention indiqué dans un permis, le titulaire de permis doit obtenir de la CCSN une mesure d'autorisation appropriée, p. ex., une modification de permis ou une révision du manuel des conditions de permis. Lorsqu'il demande une telle mesure, le titulaire de permis doit démontrer que la révision proposée est appropriée et convient aux fins de l'article 6 du Règlement et de toute exigence pertinente du permis.

## **6.2 Surveillance**

Pour servir d'indicateur efficace d'une éventuelle perte de contrôle d'une partie d'un programme de radioprotection, un seuil d'intervention doit être soutenu par un programme de surveillance qui peut détecter avec précision le moment où le seuil d'intervention est atteint. Par conséquent, les demandes de permis qui comprennent un seuil d'intervention proposé devraient également décrire le programme de surveillance que le demandeur prévoit mettre en œuvre afin de détecter l'atteinte de ce seuil d'intervention.

Comme l'objet de la surveillance des seuils d'intervention est de signaler en temps utile toute perte potentielle ou réelle de contrôle d'une partie du programme de radioprotection, la proposition de surveillance correspondante devrait comporter une méthode et une fréquence d'échantillonnage ou de mesure appropriée. Ce choix de méthode et de fréquence sera tributaire des facteurs propres à chaque cas et devrait être proportionnel à la probabilité et aux conséquences d'une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection. Par exemple, si la probabilité que les limites de dose réglementaires soient approchées ou dépassées augmente en raison d'une perte de contrôle d'une partie d'un programme de radioprotection, un programme de surveillance comportant des mesures plus rigoureuses pourrait être approprié.



Lorsqu'une proposition de seuil d'intervention est acceptée et incorporée dans un permis de la CCSN, le titulaire de permis doit s'assurer que le programme est mis en œuvre et maintenu conformément au permis.

### **6.3 Mesures à prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint**

Lorsqu'un seuil d'intervention prescrit dans un permis est atteint, des mesures spécifiques sont requises en vertu du paragraphe 6(2) du Règlement. Le titulaire de permis doit faire enquête pour en établir la cause, prendre des mesures pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection si nécessaire, et aviser la CCSN dans le délai prévu au permis.

Bien qu'un seuil d'intervention ne constitue pas une limite de dose exécutoire, le non-respect des obligations susmentionnées contreviendrait au *Règlement sur la radioprotection* et constituerait une infraction en vertu de la LSRN.

Un seuil d'intervention peut être atteint pour un nombre quelconque de causes. Un seuil d'intervention pourrait être atteint de façon répétée en raison de déficiences chroniques dans le programme de radioprotection connexe. Des déclenchements constants peuvent être dus à un changement dans les conditions d'exploitation normale. Des déclenchements occasionnels peuvent être dus à des conditions transitoires sans lien avec une perte de contrôle du programme de radioprotection ou un changement significatif des doses de rayonnement associées aux conditions d'exploitation normale. Dans l'un ou l'autre des cas susmentionnés, l'atteinte répétée d'un seuil d'intervention justifierait une analyse supplémentaire et pourrait indiquer que le seuil d'intervention n'est pas fixé de façon appropriée, ou encore que les mesures correctives mises en œuvre n'ont pas permis de rétablir le contrôle du programme de radioprotection.

L'enquête qu'un titulaire de permis entreprend pour déterminer pourquoi un seuil d'intervention indiqué dans un permis a été atteint pourrait d'abord devoir confirmer si les preuves (p. ex., mesures, observations ou calculs) qui indiquent l'atteinte du seuil d'intervention sont valides (en d'autres mots, on doit déterminer si le seuil d'intervention a réellement été atteint).

En plus de déterminer pourquoi un seuil d'intervention a été atteint, le titulaire de permis doit définir et appliquer des mesures pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection. Ces mesures doivent être adaptées aux circonstances et convenir au niveau de risque associé à l'atteinte du seuil d'intervention. Si le titulaire de permis ne peut pas rétablir immédiatement l'efficacité de son programme de radioprotection, il devrait proposer des mesures provisoires qu'il soumettra à l'examen de la CCSN. Les mesures visant à rétablir l'efficacité du programme de radioprotection, qu'elles soient provisoires ou définitives, devraient se fonder sur l'expérience, des données ou des analyses crédibles, et tenir compte des conséquences de la perte de contrôle.

Normalement, plus les dangers radiologiques sont grands lorsqu'un seuil d'intervention est atteint, plus les mesures seront immédiates, complexes ou rigoureuses pour restaurer l'efficacité du programme de radioprotection.

Outre les réponses ci-dessus, lorsqu'un seuil d'intervention est atteint, l'alinéa 6(2)c) du Règlement exige que le titulaire de permis avise la CCSN dans le délai prévu au permis.

## **7. Renseignements à fournir aux travailleurs du secteur nucléaire**

L'article 7 du Règlement exige des titulaires de permis qu'ils fournissent certaines informations à tous les travailleurs du secteur nucléaire (TSN).

Les titulaires de permis sont tenus d'identifier les personnes qui sont des TSN. Conformément à la LSRN, un TSN est toute personne qui, du fait de sa profession ou de son occupation et des conditions dans lesquelles elle exerce ses activités, si celles-ci sont liées à une substance ou une installation nucléaire, risque vraisemblablement de recevoir une dose de rayonnement supérieure à la limite réglementaire fixée pour la population en général (qui est de 1 mSv par année civile). Il n'y a aucune disposition dans la LSRN ou ses règlements d'application qui établit le processus à suivre pour déterminer si une personne est un TSN. Il incombe au titulaire de permis de déterminer si une personne répond à la définition de TSN en vertu de la LSRN et de ses règlements. Cela exige qu'une détermination au cas par cas soit faite, compte tenu de l'exposition potentielle professionnelle liée aux fonctions qui seront exercées par la personne pour le titulaire de permis. Les titulaires de permis devraient également savoir que le [Règlement du Canada sur les normes du travail](#) permet l'emploi de personnes âgées de moins de 17 ans à condition qu'il ne s'agisse pas d'un « travail d'un travailleur du secteur nucléaire » au sens de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaire* (sous-alinéa 10(1)b)(iii)).

Les renseignements sur les risques fournis aux TSN devraient être représentatifs des risques radiologiques qu'ils pourraient rencontrer au cours de leurs activités professionnelles régulières. Le titulaire de permis devrait fournir des renseignements sur les risques aux TSN avant que ces derniers entament leurs activités professionnelles, dans la mesure du possible. À titre de meilleure pratique, les renseignements sur les risques devraient être fournis à toutes les personnes travaillant dans le cadre d'activités autorisées. Les renseignements sur les risques pourraient être fournis sous forme électronique ou sur papier. Les TSN doivent également recevoir des informations sur les limites de dose efficaces et les limites de dose équivalentes applicables prescrites aux articles 13, 14 et 15 du Règlement.

Les titulaires de permis sont tenus d'informer les TSN de leurs niveaux de dose. Les niveaux de dose sont les doses de rayonnement (efficace et équivalente) qui ont été déterminées et enregistrées par un titulaire de permis (conformément à l'article 5 du Règlement) pour un TSN à la suite de l'exécution, par le TSN, des fonctions associées à l'activité autorisée. Voir l'article 5 pour une orientation supplémentaire sur la détermination et l'enregistrement des doses.

Les niveaux de doses doivent être communiqués à chaque année par écrit aux TSN. En d'autres termes, les titulaires de permis doivent fournir aux TSN les résultats de leur dose pour la période de dosimétrie en cours au moins une fois par an, ou plus fréquemment si souhaité (p. ex., tous les mois, tous les trimestres, etc.). Les niveaux de doses peuvent être communiqués sous forme électronique ou papier. En informant les travailleurs des doses qu'ils ont reçues, on désire s'assurer qu'ils sont au courant des résultats de leurs expositions par rapport aux limites de dose pour une année donnée, qu'ils comprennent leur situation particulière et qu'ils savent à qui s'adresser s'ils ont des questions ou des préoccupations. Une main-d'œuvre informée est synonyme d'une forte culture de sûreté et de sécurité et d'une plus grande responsabilité individuelle. Le titulaire de permis devrait documenter la façon dont il informe les travailleurs de leurs niveaux de dose dans le programme de radioprotection. Le processus devrait être revu périodiquement pour s'assurer qu'il demeure efficace.

L'obligation des titulaires de permis d'informer les TSN de leurs niveaux de dose ne cesse pas lorsque les TSN quittent leur emploi au cours d'une année (p. ex., personnel de l'entrepreneur, départs à la retraite et fin de la période d'emploi). Les titulaires de permis doivent faire des efforts raisonnables afin que tout TSN ayant quitté son emploi connaisse ses niveaux de dose de rayonnement dès que cette information est disponible.

Les titulaires de permis doivent informer tous les TSN par écrit (sous forme électronique ou papier) de leurs responsabilités pendant une urgence, y compris les risques associés aux

rayonnements auxquels les travailleurs pourraient être exposés pendant la maîtrise d’une situation d’urgence. Selon leurs plans d’urgence, les titulaires de permis devraient fournir aux travailleurs la formation requise pour satisfaire à cette exigence réglementaire. Certains travailleurs peuvent simplement devoir être formés aux procédures d’évacuation, tandis que d’autres peuvent nécessiter une formation liée à leur rôle précis en cas d’urgence. Certains titulaires de permis devront aussi fournir ces renseignements au personnel d’intervention d’urgence des organismes hors site, dont on pourrait solliciter l’aide en cas d’urgence. La formation du personnel d’intervention en cas d’urgence est également abordée à l’annexe A.7.

Les titulaires de permis doivent informer chaque travailleuse du secteur nucléaire par écrit (sous forme électronique ou papier) :

- des risques associés à l’exposition des embryons et des fœtus au rayonnement
- des risques pour les nourrissons allaités en cas d’incorporation de substances nucléaires
- de l’importance d’informer le titulaire de permis, dès que la travailleuse prend connaissance de sa grossesse ou si elle allaite
- des droits de la travailleuse, stipulés à l’article 11 du Règlement, si elle est enceinte ou si elle allaite

En fournissant ces renseignements, les travailleuses du secteur nucléaire seront en mesure de décider si et quand elles feront savoir au titulaire de permis qu’elles sont enceintes ou qu’elles allaitent.

Lorsqu’une travailleuse du secteur nucléaire avise le titulaire de permis par écrit (sous forme électronique ou papier), celui-ci doit évaluer les conditions de travail et, s’il y a lieu, prendre les mesures d’adaptation pour garantir que la limite de dose pour une TSN enceinte est respectée et pour limiter le risque d’incorporation de substances nucléaires par une travailleuse qui allaite. Voir la section 11 pour de plus amples renseignements sur les mesures d’adaptation pour les TSN enceintes ou allaitantes.

Toutes les TSN doivent fournir au titulaire de permis une reconnaissance écrite attestant qu’elles ont été informées de leur statut de TSN et des risques radiologiques correspondant à leur travail. La confirmation écrite peut être fournie sous forme électronique ou papier. En outre, chaque travailleuse du secteur nucléaire doit fournir une attestation écrite indiquant qu’elle a été informée des risques associés à l’exposition des embryons et des fœtus au rayonnement et des risques pour les nourrissons allaités en cas d’incorporation de substances nucléaires, et qu’elle a été informée également de l’importance d’aviser le titulaire de permis, par écrit, dès qu’elle prend connaissance de sa grossesse ou si elle allaite. Le titulaire de permis doit conserver dans ses dossiers les accusés de réception écrits des TSN conformément au paragraphe 28(1) du [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#).

## **8. Obligation d’utiliser un service de dosimétrie autorisé**

L’article 8 du Règlement exige des titulaires de permis qu’ils utilisent un service de dosimétrie autorisé par la CCSN pour mesurer et contrôler les doses de rayonnement reçues par les TSN et engagées à leur égard lorsqu’ils risquent vraisemblablement de recevoir :

- une dose efficace supérieure à 5 mSv au cours d’une période de dosimétrie d’un an
- une dose équivalente à la peau, aux mains ou aux pieds qui est supérieure à 50 mSv au cours d’une période de dosimétrie d’un an

Ces exigences garantissent que les doses sont contrôlées avec suffisamment d'exactitude et de précision. Pour de plus amples renseignements sur les exigences concernant les services de dosimétrie autorisés, veuillez consulter le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie* [2].

Au moment de déterminer quand des services de dosimétrie autorisés sont requis, les titulaires de permis devraient tenir compte des doses prévues à recevoir, en raison des fonctions du travailleur, pour une activité autorisée donnée. Une dose professionnelle qui peut avoir été reçue par un TSN dans le cadre d'un programme d'un autre titulaire de permis n'est pas utilisée pour déterminer si un service de dosimétrie autorisé est nécessaire. Le titulaire de permis utilisera plutôt l'historique des doses antérieures du TSN pour s'assurer que les limites de dose réglementaires ne sont pas dépassées. De l'orientation supplémentaire à ce sujet est fournie à la section 10.

Les titulaires de permis sont tenus de vérifier les doses reçues par toutes les personnes qui sont exposées au rayonnement en raison de leur activité autorisée, même s'il est vraisemblable que les TSN ne recevront pas une dose efficace supérieure à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an ou une dose équivalente à la peau, aux mains ou aux pieds supérieure à 50 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an. Les titulaires de permis peuvent choisir d'utiliser un service de dosimétrie autorisé par la CCSN, ou encore d'autres méthodes de dosimétrie pour déterminer les doses dans ces circonstances. La section 5 du présent REGDOC fournit une orientation supplémentaire concernant la détermination et l'enregistrement des doses, et les méthodes de dosimétrie sont décrites plus en détail dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1].

Pour déterminer si les TSN ont une probabilité raisonnable de recevoir une dose efficace supérieure à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, ou une dose équivalente à la peau, aux mains ou aux pieds supérieure à 50 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, les titulaires de permis peuvent estimer les doses prévues, consulter les doses typiques reçues dans des installations ou des activités autorisées similaires, ou encore comparer les doses similaires/historiques reçues par les TSN dans le cadre de leurs activités autorisées.

Toutes les composantes et voies de diffusion des doses de rayonnement qui constituent la dose totale efficace pour les TSN (c.-à-d. la dose interne et la dose externe) doivent être prises en compte pour déterminer s'il y a lieu d'utiliser un service de dosimétrie autorisé par la CCSN. S'il existe une probabilité raisonnable que la dose efficace reçue par un TSN, provenant d'une seule composante de dose contributive, dépasse 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, on doit recourir à un service de dosimétrie autorisé pour déterminer la dose efficace reçue par le TSN due à cette composante. Par exemple, si un TSN est seulement exposé à une source scellée qui présente un risque radiologique externe pouvant entraîner une dose efficace supérieure à 5 mSv, on doit alors utiliser un dosimètre de corps entier, autorisé par la CCSN, pour déterminer la dose externe. S'il existe une probabilité raisonnable que la dose efficace reçue par un TSN provenant de plus d'une composante de dose contributive dépasse 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, les titulaires de permis devraient utiliser un service de dosimétrie autorisé par la CCSN, si cela est possible et s'il est disponible, pour mesurer chaque composante de dose susceptible de contribuer plus de 1 mSv à la dose efficace totale. S'il n'existe pas de service de dosimétrie autorisé pour une voie de diffusion de dose donnée ou si les avantages de l'utilisation d'un service de dosimétrie autorisé l'emportent sur l'utilité du résultat de la dose, les titulaires de permis devraient proposer une méthode pour estimer les doses reçues dans le cadre de leur demande de permis. Les méthodes de dosimétrie non autorisées devraient être élaborées selon les exigences de qualité décrites dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1]. Si la dose efficace reçue par un TSN est susceptible d'être inférieure à 1 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, la dose efficace pourrait être déterminée par un service de dosimétrie autorisé par la CCSN ou par d'autres méthodes de dosimétrie (directe, indirecte ou modélisation de la dose).

Les mains et les pieds (c'est-à-dire les extrémités) devraient être surveillés lorsqu'ils sont exposés de manière préférentielle dans des situations d'exposition, et s'il est incertain que le critère de dosimétrie autorisée s'applique. S'il existe une probabilité raisonnable de recevoir une dose équivalente supérieure à 50 mSv sur la peau, les mains ou les pieds, on pourrait utiliser un instrument de surveillance du rayonnement pour déterminer si un service de dosimétrie autorisé est nécessaire. Une autre option consiste à procéder à la surveillance directe de la peau, des mains ou des pieds et à évaluer s'il est nécessaire d'utiliser un service de dosimétrie autorisé en fonction des résultats.

Les titulaires de permis qui font appel à un service de dosimétrie autorisé sont tenus de fournir certains renseignements personnels à l'opérateur du service en question en ce qui concerne chaque TSN, y compris le prénom, le nom de famille et tout nom de famille antérieur du travailleur, son numéro d'assurance sociale, son sexe (c.-à-d. homme, femme ou X, selon les pratiques de Service Canada concernant la collecte de ces renseignements), la catégorie d'emploi du travailleur, ainsi que la date, la province et le pays de naissance du travailleur. Lorsque les mesures de dose sont enregistrées par un service de dosimétrie autorisé, les dossiers des TSN sont soumis au Fichier dosimétrique national (FDN)<sup>3</sup>, avec leurs renseignements personnels. La dose d'une personne qui a été soumise au FDN est communément appelée « dose enregistrée ». Les renseignements personnels particuliers du TSN, recueillis par le titulaire de permis, facilitent la transmission des renseignements sur les doses au FDN par les services de dosimétrie autorisés par la CCSN. Tous les renseignements indiqués sont requis afin d'éviter les erreurs dans la tenue des dossiers de l'exposition professionnelle dans le FDN. Par exemple, chaque TSN doit se voir attribuer une catégorie d'emploi compatible avec celles qui sont utilisées dans le FDN. Les désignations des catégories d'emploi sont choisies par chaque titulaire de permis d'après une liste standard tenue à jour par le FDN. Certains titulaires de permis peuvent avoir leur propre système de classification des emplois. Cependant, ils doivent être mis en correspondance avec la liste normalisée du FDN. Les titulaires de permis peuvent obtenir les catégories d'emploi compatibles avec le FDN en s'adressant aux services de dosimétrie autorisés par la CCSN.

## 9. Collecte de renseignements personnels

L'article 9 du Règlement exige que le titulaire de permis qui recueille des renseignements personnels au sens de l'article 3 de la [Loi sur la protection des renseignements personnels](#), renseignements qu'il pourrait être tenu de communiquer à la Commission, à une autre institution fédérale ou à un service de dosimétrie, avise la personne en cause des fins auxquelles les renseignements sont recueillis.

---

<sup>3</sup> Le FDN est une base de données appartenant à Santé Canada et exploitée par ce ministère, qui permet de suivre l'historique des doses reçues au cours de la vie des personnes inscrites. Santé Canada donne à la CCSN l'accès au FDN et informe la CCSN de tout dossier indiquant qu'une limite de dose a été dépassée. L'identification rapide de tels dossiers permet à la CCSN d'agir immédiatement pour s'assurer que les titulaires de permis ont pris les mesures qui s'imposent. L'accès au FDN permet à la CCSN d'obtenir des renseignements sur les tendances dans les données de doses pour des installations ou groupes d'installations, des renseignements détaillés sur les doses pour des particuliers et des titulaires de permis, ainsi que les renseignements nécessaires aux études sur la santé, y compris les études épidémiologiques.

Bien qu'il n'y ait pas d'exigences particulières en vertu de la LSRN, les renseignements personnels recueillis à la suite de l'activité autorisée sont protégés en vertu de la *Loi sur la protection des renseignements personnels*.

## **10. Obligations des travailleurs du secteur nucléaire**

Conformément à l'article 10 du Règlement, le travailleur du secteur nucléaire fournit sur demande au titulaire de permis les renseignements suivants : son prénom, son nom de famille et tout nom de famille antérieur; son numéro d'assurance sociale; son sexe; sa date, sa province et son pays de naissance; le dossier de ses doses pour les périodes de dosimétrie d'un an et de cinq ans en cours. Les renseignements fournis par chaque TSN permettent au titulaire de permis de respecter ses diverses obligations en vertu du Règlement.

Les dossiers de doses des TSN peuvent être obtenus du FDN avec la permission écrite de la personne concernée. Cependant, les renseignements contenus dans le FDN pourraient ne pas contenir des renseignements sur les doses reçues par le TSN à l'extérieur du Canada ou sur les doses déterminées par des méthodes d'estimation et de service de dosimétrie qui ne sont pas autorisés par la CCSN. C'est pourquoi, à titre de pratique exemplaire, le titulaire de permis devrait également demander des renseignements sur les doses reçues par le TSN au cours de la période de dosimétrie d'un an et de cinq ans qui peuvent ne pas être incluses dans le FDN, pour tenir compte de ces doses à des fins d'optimisation.

Le titulaire de permis utilise le dossier de doses pour les périodes de dosimétrie actuelles d'un an et de cinq ans afin de contrôler adéquatement la dose du travailleur pour le reste de la période de dosimétrie d'un an et de cinq ans et de s'assurer de respecter les limites de dose réglementaires prévues aux articles 13 et 14 du Règlement. Le programme de radioprotection devrait contenir des instructions concernant l'utilisation de ces renseignements, y compris les mesures connexes de contrôle des doses. Le programme de radioprotection devrait également préciser les restrictions concernant les travaux qui peuvent être effectués par le TSN jusqu'à ce que son dossier dosimétrique complet soit obtenu.

## **11. Travailleuses enceintes du secteur nucléaire et celles qui allaitent**

L'article 11 du Règlement précise les droits des travailleuses enceintes du secteur nucléaire et de celles qui allaitent.

Lorsqu'un titulaire de permis est avisé par écrit qu'une TSN est enceinte ou qu'elle allaite, il est tenu de prendre les mesures d'adaptation nécessaires des conditions de travail qui ne lui causeront pas de difficultés financières ou de désagréments commerciaux injustifiés. Les exigences concernent uniquement l'obligation de prendre des mesures d'adaptation en matière de radioprotection pour la TSN. Ces mesures cesseront lorsque le titulaire de permis sera avisé de nouveau par la TSN qu'elle n'est plus enceinte ou qu'elle n'allait plus.

L'obligation de prendre des mesures d'adaptation pour les TSN enceintes et qui allaitent ne vise pas à les empêcher d'entrer ou de travailler dans une zone de rayonnement et/ou de contamination désignée. Ces mesures d'adaptation devraient cependant faire en sorte que, dans des conditions d'exploitation normale, la dose reçue par la TSN est maintenue au niveau ALARA et que les limites de dose sont respectées. Les conditions de travail révisées devraient également garantir qu'en cas d'accident ou d'autre événement, toute radioexposition (interne ou externe) pouvant entraîner une dose supérieure à la limite de dose est évitée.

Le titulaire de permis devra également déterminer si une TSN enceinte ou qui allaite a besoin de renseignements et de formation supplémentaires à la suite de toute modification des conditions de travail liées aux mesures d'adaptation prises en vertu de l'article 11 du Règlement.

Lorsqu'un titulaire de permis est informé qu'une TSN est enceinte ou qu'elle allaite, il devrait également modifier le programme de surveillance de la dosimétrie pour la TSN. Par exemple, il pourrait être nécessaire d'écourter la période de surveillance (c.-à-d., accroître la fréquence) afin de surveiller et de contrôler la radioexposition, y compris toute possible exposition accidentelle de la TSN. La période de port d'un dosimètre externe par une TSN enceinte devrait être déterminée en fonction des spécifications techniques et de rendement du type de dosimètre (p. ex., limite de détection minimale). Un dosimètre actif, c.-à-d., un dosimètre à lecture directe (DLD) peut également faciliter le contrôle de la radioexposition. Il pourrait également être nécessaire de modifier le programme de surveillance de l'exposition interne tant pour les TSN enceintes que celles qui allaitent, particulièrement en vue de tenir compte des substances nucléaires manipulées par la travailleuse qui pourraient avoir une incidence accrue sur l'embryon, le fœtus ou le nourrisson.

### **11.1 Mesures d'adaptation pour les travailleuses du secteur nucléaire qui sont enceintes**

Dès qu'il apprend qu'une TSN est enceinte, le titulaire de permis doit veiller à ce que les conditions de travail de cette dernière soient modifiées de manière à réduire au niveau ALARA son exposition externe aux substances nucléaires et l'incorporation de celles-ci et à les maintenir en deçà de la limite de dose efficace de 4 mSv jusqu'à la fin de la grossesse. Par conséquent, le titulaire de permis devra examiner les pratiques de travail de la TSN enceinte, y compris les substances nucléaires qu'elle manipule, afin de déterminer quelles mesures d'adaptation pourraient être prises pour limiter la radioexposition de la TSN enceinte et, par extension, de l'embryon ou du fœtus. Les mesures d'adaptation peuvent inclure des changements dans les affectations de travail en vue de réduire grandement ou d'éliminer le potentiel d'exposition de la TSN enceinte au rayonnement. D'autres options peuvent comprendre l'utilisation d'un blindage, d'EPI et d'une protection respiratoire pour la TSN enceinte. Le titulaire de permis devrait informer la TSN enceinte des mesures d'adaptation à prendre, notamment s'il est nécessaire de resserrer davantage les restrictions de travail afin de garantir que la limite de dose efficace pour la TSN enceinte est respectée et que l'exposition aux rayonnements de l'embryon ou du fœtus pendant la grossesse est maintenue au niveau ALARA. En outre, les conditions de travail devraient être adaptées de manière à éviter toute exposition potentielle importante due à des accidents ou à tout autre événement pouvant entraîner une exposition externe ou interne de la TSN à des doses de rayonnement élevées.

En ce qui concerne les expositions externes, les doses de rayonnement à un embryon ou un fœtus sont généralement plus faibles que celles reçues par la TSN enceinte en raison de la protection assurée par l'utérus et les tissus environnants. Il faudrait accorder une attention particulière aux situations où l'incorporation d'une substance nucléaire par une TSN enceinte est possible. Dans ces cas, il est important de savoir que certaines substances nucléaires, si elles se retrouvent dans le corps d'une TSN enceinte, pourraient être absorbées plus facilement par les tissus du placenta, ce qui entraînerait une dose efficace engagée et/ou une dose équivalente plus élevée pour un organe sensible de l'embryon ou du fœtus, par rapport à celle de la TSN enceinte. L'âge gestationnel de l'embryon et du fœtus influera également sur la dose résultante reçue par celui-ci. Par exemple, l'exposition d'une TSN enceinte à de l'iode radioactif volatil (p. ex., l'iode 125 et l'iode 131) peut entraîner une dose interne pour la TSN enceinte, ainsi qu'une dose équivalente élevée pour la thyroïde du fœtus (en raison de la sensibilité des organes du fœtus). En plus de l'iode radioactif, l'incorporation d'autres substances nucléaires par la TSN enceinte pourrait

entraîner une dose efficace engagée plus élevée et/ou une dose équivalente pour un organe de l'embryon ou du fœtus, notamment : l'eau tritiée, le carbone 14, le soufre 35, le phosphore 32, ainsi que les isotopes du calcium et du strontium. Si les activités professionnelles de la TSN enceinte impliquent l'une de ces substances nucléaires, on devrait prendre des mesures supplémentaires pour instaurer des contrôles afin d'éviter complètement leur incorporation, dans la mesure du possible. Cela pourrait comprendre des restrictions de travail accrues et l'arrêt éventuel du travail avec ces substances nucléaires par la TSN enceinte. La publication 88 de la CIPR, *Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother* [24], fournit des coefficients de dose pour l'embryon et le fœtus, et les titulaires de permis peuvent consulter ce document pour calculer les doses à un embryon ou à un fœtus en développement dues à l'incorporation de substances nucléaires par une TSN enceinte. Les titulaires de permis peuvent utiliser ces informations lorsqu'ils préparent les renseignements sur les risques à communiquer aux TSN enceintes conformément à l'article 7 du Règlement. De plus, ces calculs de dose peuvent être utilisés pour éclairer les décisions concernant les mesures d'adaptation nécessaires et les éventuelles restrictions de travail pour les TSN enceintes, de sorte que les doses à l'embryon ou au fœtus demeurent au niveau ALARA pendant toute la durée de la grossesse.

Il existe tout au long de la grossesse des risques radiologiques qui sont liés à l'étape de la grossesse et à la dose absorbée. Les risques radiologiques sont les plus importants durant l'organogenèse et au début de la période fœtale, un peu moindre au deuxième trimestre et les plus faibles au cours du troisième trimestre. L'exposition prénatale aux rayonnements ionisants pourrait causer des dommages au cerveau chez l'embryon/le fœtus à la suite d'une dose aiguë dépassant 100 mSv entre les 8<sup>e</sup> et 15<sup>e</sup> semaines de grossesse et 200 mSv entre les 16<sup>e</sup> et 25<sup>e</sup> semaines de grossesse, car ces périodes sont importantes pour le développement du système nerveux central. Avant la 8<sup>e</sup> semaine ou après la 25<sup>e</sup> semaine de grossesse, les études sur les humains n'ont pas démontré de risque radiologique pour le développement du cerveau du fœtus. Des études épidémiologiques indiquent que le risque de cancer (c.-à-d., tous les cancers infantiles) à la suite de l'exposition du fœtus au rayonnement est semblable au risque à la suite d'une exposition durant l'enfance. Pour en savoir plus, consulter la fiche d'information de l'Organisation mondiale de la santé [Rayonnements ionisants, effets sur la santé et mesures de protection](#) [25].

## 11.2 Mesures d'adaptation pour les TSN qui allaitent

Un titulaire de permis qui est informé par une TSN qu'elle allaite doit prendre les mesures d'adaptation nécessaires concernant les conditions de travail de cette TSN afin de limiter l'incorporation de nouvelles substances nucléaires par celle-ci. Le titulaire de permis devra examiner les pratiques de travail de la TSN allaitante, y compris les substances nucléaires manipulées, afin de déterminer les mesures d'adaptation à prendre pour limiter l'incorporation de substances nucléaires. Cela permettra de garantir que la dose reçue par le nourrisson allaité demeure au niveau ALARA. Lorsqu'il évalue si l'incorporation par la TSN peut entraîner une dose au nourrisson allaité, le titulaire de permis devrait savoir que certaines substances nucléaires, lorsqu'elles sont incorporées, sont plus susceptibles de se concentrer dans le lait maternel et que la dose au nourrisson pourrait être plus élevée par rapport à la dose reçue par la TSN qui allaite (p. ex., l'eau tritiée, le soufre 35, l'iode 125 et l'iode 131). Le REGDOC-2.7.2, tome I fournit des renseignements supplémentaires sur l'évaluation de la dose reçue par un nourrisson allaité [1].

Les mesures d'adaptation prises par le titulaire de permis pour limiter l'incorporation de substances nucléaires par une TSN qui allaite peuvent comprendre des changements dans les affectations de travail, de sorte que le risque d'incorporation soit considérablement réduit, voire éliminé. D'autres options existent : le port d'un EPI et d'un appareil respiratoire par la TSN. Le



titulaire de permis devrait aviser la TSN qui allaite de toute mesure d'adaptation prise. Advenant un événement d'incorporation, le titulaire de permis devrait évaluer la dose reçue par la TSN qui allaite et la dose qui en résulte pour le nourrisson si la TSN désire continuer à allaiter. Le titulaire de permis devrait informer la TSN des risques associés à la poursuite de l'allaitement et, au besoin, lui recommander de cesser l'allaitement pendant un certain temps pour s'assurer que la dose au nourrisson est maintenue au niveau ALARA. Pour ce qui est des activités professionnelles qui ne comportent pas de danger d'incorporation de substances nucléaires, aucune mesure d'adaptation n'est nécessaire pour une TSN qui allaite.

## **12. Interprétation des limites de dose de rayonnement**

L'article 12 du Règlement précise qu'aux fins des articles 13 et 14, les doses de rayonnement comprennent les doses reçues à partir de rayons X ou d'autres sources artificielles de rayonnement. Par conséquent, afin de se conformer à cette exigence, la dose totale d'une personne doit inclure toutes les composantes reçues à titre professionnel sous forme de rayons X ou de toute autre source artificielle de rayonnement ionisant. Les sources artificielles désignent les sources qui sont intrinsèquement liées à une installation ou à une activité autorisée par la CCSN et auxquelles les travailleurs sont exposés en raison de leur profession. Parmi les titulaires de permis qui seraient touchés, mentionnons ceux qui emploient des radiographes qui effectuent également des essais non destructifs à l'aide d'appareils à rayons X, ainsi que le personnel des services de médecine nucléaire dans les hôpitaux qui travaille avec des appareils d'imagerie à double modalité ou à proximité des services de radiologie.

## **13. Limites de dose efficace**

La dose efficace est la somme des doses, mesurées en sieverts, reçues à la suite d'expositions externes aux rayonnements et des doses engagées reçues à la suite de l'incorporation de substances radioactives au cours de la même période. Les limites de dose efficace sont en place pour réduire les risques d'effets stochastiques, qui peuvent mener à des effets ultérieurs ou à des maladies comme le cancer. Les effets stochastiques sont des effets qui se produisent par hasard avec une probabilité proportionnelle à l'ampleur de la dose.

L'article 13 du Règlement établit les limites de dose efficace pour les TSN, les travailleuses enceintes du secteur nucléaire et les personnes autres que des TSN. Comme le stipule le paragraphe 13(1) du Règlement, chaque titulaire de permis doit s'assurer que la dose efficace reçue par une personne décrite dans la colonne 1 du tableau ci-dessous, pendant la période indiquée dans la colonne 2, ne dépasse pas la dose efficace figurant dans la colonne 3.

**Tableau 1 : Limites de dose efficace**

Article	Colonne 1	Colonne 2	Colonne 3
	Personne	Période	Dose efficace (mSv)
1	Travailleur du secteur nucléaire, y compris une travailleuse du secteur nucléaire qui allaite et une TSN qui est enceinte, mais qui n'a pas encore informé le titulaire de permis par écrit de sa grossesse	(a) Période de dosimétrie d'un an	50
		(b) Période de dosimétrie de cinq ans	100
2	Travailleuse enceinte du secteur nucléaire qui a informé le titulaire de permis par écrit de sa grossesse	Le reste de la grossesse, à partir de la date à laquelle le titulaire de permis a été informé par la travailleuse de sa grossesse	4
3	Toute personne qui n'est pas un travailleur du secteur nucléaire	Une année civile	1

La CIPR recommande que les limites de dose pour les travailleurs soient fixées de telle manière et à un niveau tel que la dose efficace totale reçue par une personne au cours de sa vie professionnelle complète ne dépasse pas environ 1 sievert (Sv) et qu'elle soit reçue de manière assez uniforme d'année en année. L'application du système de radioprotection devrait être telle que cette dose à vie (1 Sv sur une vie professionnelle complète) serait rarement approchée. Les limites de dose annuelle ont toujours été utilisées comme moyen de gérer l'exposition au fil du temps. Afin de permettre plus de souplesse, la CIPR a introduit en 1990 une limite de dose efficace qui s'applique sur une période de 5 ans, tout en conservant une limite annuelle. L'objectif de la limite de dose pour la période de dosimétrie de cinq ans est d'optimiser l'exposition des travailleurs sur la durée de leur vie professionnelle complète. Ce concept général a été largement adopté par de nombreux organismes de réglementation nucléaire, c'est-à-dire que la plupart d'entre eux fixent une limite de dose sur 5 ans ainsi qu'une limite de dose annuelle.

Le titulaire de permis a l'obligation de s'assurer que les TSN, les personnes qui ne sont pas des TSN et les TSN enceintes (qui ont informé par écrit le titulaire de permis de leur grossesse) ne dépassent pas les limites de dose efficace applicables prévues au paragraphe 13(1) du Règlement. Lorsqu'on détermine la dose accumulée par une personne aux fins de comparaison avec les limites de dose efficace, le titulaire de permis devrait également prendre en compte les doses précédemment attribuées associées à l'exposition aux rayonnements ionisants dans le cadre d'activités non réglementées en vertu de la LSRN et de ses règlements d'application (comme il en est question à la section 12). En outre, si un travailleur est un TSN, le titulaire de permis doit également tenir compte des renseignements disponibles sur les doses avant le début des travaux réalisés pour le titulaire de permis, afin de s'assurer que celui-ci gère la dose du travailleur pour la maintenir sous les limites de dose efficace. Les titulaires de permis devraient obtenir des renseignements sur la dose professionnelle reçue par les TSN qui effectuent des travaux dans d'autres installations (p. ex., le personnel des entrepreneurs) dans d'autres installations où ils peuvent avoir été exposés à des rayonnements ionisants.

La période de dosimétrie de cinq ans a été définie comme une période fixe de 5 années civiles, à la fin de laquelle une nouvelle période commence. Une nouvelle période de dosimétrie de cinq ans a débuté le 1<sup>er</sup> janvier 2021 et se terminera le 31 décembre 2025.

Une certaine souplesse est prévue par le paragraphe 13(2) du Règlement, qui autorise les situations dans lesquelles la fin d'une période de port du dosimètre ou d'une période d'échantillonnage pour les essais biologiques ne coïncide pas avec la fin d'une période de dosimétrie. Un titulaire de permis peut prolonger ou réduire la période de dosimétrie de 2 semaines afin de l'harmoniser avec la période de port des dosimètres ou la période d'échantillonnage des essais biologiques. Par exemple, une période de dosimétrie se terminant le 31 décembre peut se terminer dès le 17 décembre si une réduction de 2 semaines est nécessaire, ou peut être prolongée jusqu'au 14 janvier de l'année civile suivante.

Des renseignements plus détaillés sur le concept de dose efficace, y compris la détermination des doses efficaces, figurent dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1].

#### 14. Limites de dose équivalente

Des limites de doses équivalentes sont en place pour éviter les réactions des tissus (auparavant appelée effets déterministes [effets de seuil]). On établit une différence entre d'une part les doses équivalentes, ou les doses pour des tissus ou des organes spécifiques, et d'autre part les doses efficaces ou les doses au corps entier afin de tenir compte de la sensibilité particulière de certains organes et parties du corps au rayonnement. Des limites de dose distinctes sont nécessaires pour contrôler l'exposition au rayonnement du cristallin de l'œil, de la peau, des mains et des pieds afin de prévenir la réaction des tissus et le dysfonctionnement des organes. Les réactions des tissus ne se manifestent qu'à partir d'une certaine dose seuil et leur gravité augmente avec la dose. Ils se distinguent des effets stochastiques, qui n'ont pas de seuils de dose connus et dont la gravité est indépendante de l'ampleur de la dose.

L'article 14 du Règlement établit les limites de dose équivalente pour les TSN et toute autre personne (c.-à-d. les personnes autres que les TSN).

Conformément au paragraphe 14(1) du Règlement, le titulaire de permis veille à ce que la dose équivalente qui est reçue par un organe ou un tissu mentionné à la colonne 1 du tableau du présent paragraphe, et engagée à son égard, d'une personne visée à la colonne 2 durant la période prévue à la colonne 3 ne dépasse pas la dose équivalente figurant à la colonne 4 :

**Tableau 2 : Limites de dose équivalente**

Point	Colonne 1 Organe ou tissu	Colonne 2 Personne	Colonne 3 Période	Colonne 4 Dose équivalente (mSv)
1	Cristallin de l'œil	(a) Travailleur du secteur nucléaire	Période de dosimétrie d'un an	50
		(b) Toute autre personne	Une année civile	15
2	Peau	(a) Travailleur du secteur nucléaire	Période de dosimétrie d'un an	500
		(b) Toute autre personne	Une année civile	50
3	Mains et pieds	(a) Travailleur du secteur nucléaire	Période de dosimétrie d'un an	500
		(b) Toute autre personne	Une année civile	50

Le titulaire de permis a l'obligation de veiller à ce que les TSN et toute autre personne ne dépassent pas les limites de dose équivalente applicables prévues au paragraphe 14(1) du

Règlement. Lorsqu'on détermine la dose accumulée par une personne aux fins de comparaison avec les limites de dose équivalente, les doses précédemment assignées associées à l'exposition aux rayonnements ionisants due à des activités non réglementées en vertu de la LSRN et de ses règlements devraient également être prises en compte par le titulaire de permis (comme il est décrit à la section 12). En outre, si le travailleur est un TSN, le titulaire de permis doit également tenir compte des renseignements disponibles sur les doses avant le début des travaux réalisés pour lui, afin de s'assurer qu'il gère la dose du travailleur pour la maintenir sous les limites de dose équivalente. Les titulaires de permis devraient obtenir des renseignements sur les doses reçues par les TSN qui effectuent des travaux (c.-à-d. le personnel des entrepreneurs) dans d'autres installations où ils peuvent être exposés à des rayonnements ionisants.

L'expression « dose équivalente » désigne le produit, en sieverts, obtenu en multipliant la dose absorbée par le facteur de pondération pour un type de rayonnement donné.

Lorsqu'une matière vivante absorbe le rayonnement, celui-ci peut produire un effet biologique. Étant donné que l'interaction avec les matières biologiques varie en fonction des différents types de rayonnement ionisant, des doses absorbées de valeur identique n'ont pas nécessairement les mêmes effets biologiques. Par exemple, une quantité donnée de rayonnement alpha est plus nocive pour les tissus que la même quantité de rayonnement bêta. Cela est dû au fait que les particules alpha ont une charge plus grande et communiquent leur énergie de manière plus condensée le long de leur trajectoire.

Un facteur de pondération radiologique est utilisé pour mettre en équivalence les différents types de rayonnement et leur efficacité biologique respective. Le concept de dose équivalente permet de comparer le degré de nocivité potentielle des différents types de rayonnement ionisant.

Comme les limites de dose équivalente sont fixées afin de prévenir les réactions des tissus, il est important de noter que la limite de dose équivalente pour les mains et les pieds s'applique à chaque main et à chaque pied. Par conséquent, lors de l'évaluation de la dose à la main gauche et à la main droite, ou au pied gauche et au pied droit, ces extrémités sont traitées comme des entités séparées, avec des limites de dose équivalente distinctes.

Dans le cas d'une exposition professionnelle du cristallin, la CIPR recommande une limite de dose équivalente dans les situations prévues de 20 mSv par année, moyenne établie sur des périodes définies de 5 ans, sans jamais dépasser 50 mSv par année. La recommandation est basée sur un seuil de dose absorbée pour l'opacification du cristallin induite par le rayonnement, seuil établi à 0,5 Gy. La limite de dose équivalente de la CCSN pour les TSN est de 50 mSv sur une période de dosimétrie d'un an. Afin de gérer les doses au cristallin des TSN, les titulaires de permis doivent mettre en œuvre des mesures visant à maintenir les doses cumulatives au niveau ALARA, en fixant des seuils d'intervention et des seuils administratifs (comme il est décrit à la section 6) et ils doivent envisager l'utilisation de contraintes de dose et d'autres outils ALARA, comme il est décrit à la section 4.1.5.

Le paragraphe 14(2) du Règlement offre une certaine souplesse pour les situations dans lesquelles la fin d'une période de port du dosimètre ne coïncide pas avec la fin d'une période de dosimétrie pour les limites de dose équivalente. Par exemple, une période de dosimétrie se terminant le 31 décembre peut se terminer dès le 17 décembre si une réduction de 2 semaines au maximum est nécessaire, ou peut être prolongée jusqu'au 14 janvier de l'année civile suivante si une prolongation est nécessaire.

Le paragraphe 14(3) du Règlement précise également que lorsque la peau est irradiée de façon non uniforme, la dose équivalente reçue est la dose équivalente moyenne reçue par 1 cm<sup>2</sup> de peau ayant reçu la dose équivalente la plus élevée.

Le REGDOC-2.7.2, tome I [1], fournit de plus amples renseignements sur le concept de dose équivalente, y compris la détermination de la dose reçue par le cristallin, la peau, les mains et les pieds.

## 15. Urgences

L'article 15 du Règlement décrit en détail les exigences réglementaires concernant l'exposition des personnes qui font partie de l'organisation d'intervention du titulaire de permis pendant la maîtrise d'une situation d'urgence. Les limites de doses énoncées à l'article 15 du RRP s'appliquent lorsqu'une situation inhabituelle ne peut être maîtrisée dans le respect des limites de doses prescrites dans les articles 13 et 14 du RRP.

Le REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires, version 2* [26], énonce les exigences en matière de préparation aux situations d'urgence et l'orientation relative à l'élaboration de mesures d'urgence pour les titulaires de permis et les demandeurs de permis d'installations nucléaires de catégorie I et de mines et usines de concentration d'uranium.

Un programme de préparation aux situations d'urgence établit la façon dont les installations nucléaires préparent et planifient les interventions en cas d'urgence (y compris les urgences nucléaires ou radiologiques), afin de protéger les travailleurs, le public et l'environnement.

Dans le cadre des mesures de préparation et d'intervention, les titulaires de permis doivent établir une organisation d'intervention d'urgence (OIU), définie comme étant un groupe d'intervenants interreliés dont les rôles et les responsabilités sont prédéfinis et qui travaillent ensemble pour atténuer les conséquences d'une situation d'urgence. Les titulaires de permis devraient s'assurer que les rôles, les responsabilités et les pouvoirs de chaque poste au sein de l'OIU sont clairement définis. De plus, les titulaires de permis doivent élaborer et documenter les mesures de radioprotection d'urgence et fournir une formation aux personnes afin de s'assurer qu'elles sont qualifiées et capables de remplir leur rôle d'intervention d'urgence qui leur a été assigné. La section 7 décrit plus en détail les responsabilités du titulaire de permis pour ce qui est de fournir des renseignements aux TSN concernant leurs responsabilités pendant une urgence, y compris les risques associés au rayonnement auxquels ils pourraient être exposés dans une situation d'urgence. Une orientation additionnelle concernant la prestation d'une formation en radioprotection pour toutes les autres personnes, notamment le personnel d'intervention d'urgence, figure à l'annexe A.7.

La gestion de l'exposition des personnes qui font partie des OIU de compétence locale, provinciale ou fédérale n'entre pas dans le champ d'application des exigences de l'article 15 du Règlement. Les valeurs indicatives visant à limiter l'exposition de ces intervenants d'urgence sont présentées dans le document de Santé Canada *Critères génériques et niveaux opérationnels d'intervention pour la planification et les interventions en cas d'urgence nucléaire* [27].

S'il est jugé nécessaire de déclarer une situation d'urgence qui nécessite l'application des limites de dose spécifiées à l'article 15 du Règlement, il est important de noter que les doses reçues pendant la maîtrise d'une situation d'urgence sont considérées comme étant distinctes des doses reçues pendant les situations normales d'exposition planifiée, conformément au paragraphe 15(1) du Règlement.

Selon le paragraphe 15(2) du Règlement, le titulaire de permis qui demande à une personne de participer à la maîtrise d'une situation d'urgence veille à ce que la dose efficace que cette dernière reçoit ne dépasse pas 50 mSv et que la dose équivalente qu'elle reçoit par la peau ne dépasse pas 500 mSv pour la durée de son intervention, à moins qu'elle ne prenne une mesure d'urgence visée à la colonne 1 du tableau du paragraphe 15(3) du Règlement.

- La mesure 1 (mesure visant à réduire, pour les membres du public, les conséquences de la dose qui sont liées au rejet de matériel radioactif) peut comprendre la prise de mesures pour établir la gestion et les opérations d'urgence; l'identification, la notification et l'activation; l'évaluation de la phase initiale; l'aide à la mise en œuvre des mesures de protection urgentes; la gestion de l'intervention médicale.
- La mesure 2 (mesure visant à prévenir les effets d'un rayonnement sur la santé qui sont fatals, mettent la vie en danger ou entraînent une blessure permanente) peut comprendre, entre autres, les mesures qu'une personne doit prendre pour retirer une autre personne blessée ou inconsciente d'une zone à risque très élevé.
- La mesure 3 (mesure visant à prévenir le développement de conditions qui pourraient sérieusement affecter les personnes et l'environnement) peut comprendre des mesures d'atténuation prises par l'exploitant ou le premier intervenant.

Le paragraphe 15(4) stipule que si, à la demande du titulaire de permis, la personne prend des mesures visées à plus d'un article du tableau du paragraphe 15(3) du Règlement, le titulaire de permis veille à ce que la dose efficace que cette dernière reçoit ne dépasse pas 500 mSv et que la dose équivalente qu'elle reçoit à la peau ne dépasse pas 5 000 mSv.

De plus, le paragraphe 15(5) du Règlement exige que le titulaire de permis limite la dose efficace et la dose équivalente reçue ou engagée par toutes les personnes participant à la maîtrise d'une situation d'urgence en appliquant le principe ALARA, compte tenu des facteurs sociaux et économiques. La planification de telles mesures devrait être faite dans le cadre de la préparation et de l'intervention relatives aux urgences, comme il est décrit dans le REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires* [26].

Le paragraphe 15(6) du Règlement stipule que les titulaires de permis doivent aviser la personne qui a reçu une dose de rayonnement, ainsi que la Commission, dès que possible, dans le cas où le titulaire de permis se rend compte que l'une des limites de dose prescrites à l'article 15 du Règlement peut avoir été dépassée. Ce processus de notification devrait se faire dans les meilleurs délais pour s'assurer que les mesures nécessaires peuvent être prises afin de limiter l'exposition ultérieure de la personne et réduire au minimum les effets sur la santé liée au rayonnement.

Conformément au paragraphe 15(7) du Règlement, les titulaires de permis ne doivent pas demander à une femme enceinte de participer à la maîtrise directe d'une situation d'urgence. Cette restriction s'étend à toutes les femmes enceintes qui ont informé par écrit le titulaire de permis qu'elles sont enceintes et qui pourraient devoir participer à la maîtrise d'une situation d'urgence, y compris le personnel d'intervention d'urgence et les autres travailleurs (dont ceux qui sont employés par le titulaire de permis) qui fournissent une assistance pendant une situation d'urgence. Comme il est décrit à la section 7 et à la section A.7, les renseignements sur les risques qui doivent être communiqués aux TSN et au personnel d'intervention d'urgence devraient comprendre les risques associés à l'exposition des embryons et des fœtus au rayonnement, et l'importance pour les femmes d'aviser par écrit le titulaire de permis si elles sont enceintes. La CCSN reconnaît qu'une travailleuse enceinte pourrait jouer un rôle actif dans les activités d'intervention en cas d'urgence, mais qu'elle ne doit pas être assujettie aux limites de dose prescrites à l'article 15 du Règlement en raison des risques pour l'embryon ou le fœtus en

développement. Il est possible, dans certaines situations, qu'une travailleuse enceinte contribue à une intervention d'urgence, mais seulement à partir d'un endroit stable et sûr sur le plan radiologique, où elle demeurerait assujettie aux limites de dose prescrites aux articles 13 et 14 du Règlement.

Une femme qui allaite un enfant n'est pas exemptée de participer à la maîtrise d'une situation d'urgence. Toutefois, si le titulaire de permis a été informé qu'une femme allaite un nourrisson, des mesures devraient être prises pour assurer la protection du nourrisson allaité. S'il existe des risques d'exposition interne pour la TSN dans le contexte des activités d'intervention d'urgence, le titulaire de permis devrait prendre des mesures pour limiter son incorporation de substances nucléaires. Les mesures peuvent comprendre l'attribution de tâches qui ne présentent pas de risque d'exposition interne. Lorsque cela n'est pas possible, le titulaire de permis devrait fournir un équipement de protection pour limiter l'incorporation de substances nucléaires par la femme. Il peut s'avérer nécessaire de cesser l'allaitement pendant un certain temps si les mesures de protection ne sont pas efficaces pour limiter l'exposition potentielle du nourrisson allaité.

Les limites de dose prescrites par les paragraphes 15(2) et (3) et les articles 13 et 14 du Règlement peuvent être dépassées par une personne agissant volontairement pour sauver ou protéger la vie humaine, conformément au paragraphe 15(8) du Règlement.

Lorsque l'urgence est terminée, les expositions professionnelles continuent d'être gérées conformément aux exigences du programme de radioprotection du titulaire de permis et aux limites de dose prescrites aux articles 13 et 14 du Règlement. En règle générale, on ne devrait pas empêcher une personne de retourner au travail planifié en raison des doses reçues pendant une situation d'urgence. Toutefois, un examen au cas par cas pour le retour au travail peut s'avérer nécessaire et devrait tenir compte de l'ampleur des doses reçues et de tout avis médical pertinent, et pourrait comporter certaines conditions précisées par la Commission.

## **16. Dépassement d'une limite de dose réglementaire**

L'article 16 du Règlement précise les mesures que les titulaires de permis doivent prendre lorsqu'ils apprennent qu'une limite de dose applicable, comme il est prescrit par l'article 13 ou 14 du Règlement, a été dépassée.

Une personne qui peut avoir été exposée à une dose dépassant une limite de dose pour un TSN ne doit pas effectuer de travail comportant une exposition possible au rayonnement qui ajouterait à la dose, afin de :

- permettre l'achèvement de l'enquête
- éviter d'autres expositions qui pourraient présenter un risque pour cette personne

Le titulaire de permis ne peut permettre à la personne de reprendre ses fonctions comportant un risque d'exposition professionnelle au rayonnement jusqu'à ce que la Commission ou un fonctionnaire désigné autorisé en vertu de l'alinéa 37(2)h) de la LSRN autorise officiellement le retour au travail en vertu de l'article 17 du Règlement. Des renseignements supplémentaires sur l'autorisation de retour au travail d'une personne figurent à la section 17.

Selon l'alinéa 48h) de la LSRN, commet une infraction quiconque modifie les conditions d'emploi d'un TSN qui a reçu une dose de rayonnement supérieure à la dose réglementaire, sauf de la manière prescrite. Lorsqu'une limite de dose est dépassée, il peut s'agir d'un accident ou d'une pratique défectueuse de la part du titulaire de permis ou du TSN. Si l'enquête révèle que la

cause était accidentelle ou que le titulaire de permis était responsable, le TSN ne devrait pas être assujéti à des pénalités économiques injustes (c.-à-d. congédiement ou congé sans rémunération). Si l'enquête conclut que la cause est le résultat d'une pratique défectueuse du TSN, le titulaire de permis devrait déterminer les mesures correctives qui permettront de régler tout problème de performance humaine que pourrait avoir le TSN avant d'envisager des mesures disciplinaires.

Il est important de noter que l'exigence de retirer la personne du travail ne s'applique qu'aux situations dans lesquelles la personne peut avoir dépassé une limite de dose pour un TSN.

Lorsqu'une limite de dose a été dépassée, les titulaires de permis doivent mener une enquête afin de déterminer l'ampleur de la dose et d'établir les causes de la surexposition. L'enquête sur l'ampleur de la dose variera selon la nature de l'exposition : externe, interne, contamination de la peau, etc., et si un service de dosimétrie autorisé par la CCSN a été utilisé ou non au moment de l'événement pour déterminer la dose. Si un service de dosimétrie autorisé n'a pas été utilisé, il faudra alors reconstituer la dose dans le cadre de l'enquête sur l'ampleur de la dose.

S'il faut procéder à la reconstruction de la dose pour déterminer l'ampleur de l'exposition au rayonnement attribuable à une source de rayonnement à l'extérieur du corps de la personne ou à la contamination de la peau, les titulaires de permis devraient consulter le REGDOC-2.7.2, tome I [1], à titre d'orientation.

Lorsqu'un titulaire de permis fait enquête sur une dose interne résultant de l'incorporation d'une substance nucléaire dans le corps d'une personne, il devrait consulter le REGDOC-2.7.2, tome I [1], qui donne de l'orientation sur la collecte et la manipulation des échantillons d'essais biologiques, la détermination des fréquences de surveillance et d'autres procédures de vérification de l'ampleur de la dose.

Des mesures correctives peuvent être requises à la suite de l'enquête sur l'événement. Si la limite de dose a été dépassée, l'objectif est de définir et d'appliquer les mesures correctives qui permettront d'éviter que le même événement se reproduise pour cette personne ou une personne différente. Les mesures correctives peuvent comprendre la détermination et la correction des déficiences matérielles sur le lieu de travail, la révision des procédures et une formation de recyclage pour les travailleurs. Si l'enquête détermine que la limite de dose n'a pas été dépassée et si la CCSN est d'accord avec cette conclusion, la ou les causes devraient faire l'objet d'une enquête et des mesures correctives devraient être proposées pour remédier à ces causes, p. ex., un emplacement inapproprié pour le stockage des dosimètres, une formation inadéquate du personnel, la manipulation incorrecte des dosimètres ou une erreur humaine.

Les mesures à prendre doivent être officiellement documentées par le titulaire de permis et être mises à la disposition de la Commission aux fins d'examen.

## **17. Autorisation de retourner au travail**

Lorsque l'enquête exigée par l'article 16 du Règlement est terminée, que la cause du dépassement réel ou apparent de la limite de dose a fait l'objet d'une enquête et que le titulaire de permis a mis en œuvre des mesures correctives à la satisfaction de la CCSN, le titulaire de permis doit présenter une demande écrite à la CCSN pour obtenir l'autorisation de retour au travail d'une personne, conformément à l'article 17 du Règlement.

Cette demande écrite devrait comprendre une déclaration selon laquelle la personne concernée a été informée des résultats de l'enquête et, si une limite de dose a été dépassée, des risques



associés à l'exposition et au retour au travail. La Commission, ou un fonctionnaire désigné autorisé par la Commission, envisagera alors d'autoriser le retour au travail d'une personne.

Lorsque la Commission, ou un fonctionnaire désigné, autorise le retour au travail d'une personne, l'autorisation peut préciser les conditions visant à protéger la santé et la sécurité de la personne. Avant qu'une personne soit autorisée à retourner au travail, elle peut être assujettie à diverses conditions, notamment :

- des limites de dose établies au prorata pour le reste de la période de dosimétrie d'un an ou de cinq ans
- des exigences supplémentaires en matière de formation des travailleurs
- l'obligation pour le titulaire de permis de modifier les pratiques de travail, voire la méthode de contrôle des doses

Si l'enquête révèle qu'un dossier dosimétrique officiel, qui a été déposé auprès du FDN, doit être modifié, l'autorisation de retour au travail d'une personne exigera qu'une demande de changement de dose soit déposée avant une date précise. De plus amples renseignements sur les exigences relatives à la modification des renseignements sur les doses versés dans le FDN figurent dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1].

## **18. Services de dosimétrie – Demande de permis d'exploitation**

L'article 18 du Règlement énumère les renseignements qui serviront à établir le fondement d'autorisation d'un permis délivré par la CCSN pour l'exploitation d'un service de dosimétrie. Les titulaires de permis qui exploitent leur propre service de dosimétrie doivent obtenir un permis distinct. Un service de dosimétrie autorisé devra également disposer d'un permis de substances nucléaires pour toutes les sources radioactives qu'il possède.

Tous les détails des critères d'octroi d'un permis de service de dosimétrie se trouvent dans le REGDOC-2.7.2, tome II [2].

## **19. Obligations du titulaire de permis**

L'article 19 du Règlement énumère les données qu'un exploitant de service de dosimétrie titulaire d'un permis de la CCSN est tenu de soumettre au FDN afin d'identifier de façon unique chaque TSN pour lequel une dose de rayonnement a été mesurée et contrôlée. L'exploitant du service doit assurer la confidentialité de tous les renseignements personnels. On trouvera plus de renseignements sur ce sujet dans le REGDOC-2.7.2, tome II [2].

## **20. Étiquetage des récipients et des appareils**

L'article 20 du Règlement décrit les exigences relatives à l'étiquetage des récipients et des appareils contenant des substances nucléaires afin d'alerter les personnes de la présence d'une substance nucléaire et du danger radiologique existant ou potentiel. L'étiquetage est important parce qu'il avertit les personnes du contenu du récipient ou de l'appareil, et donc du risque associé de rayonnement.

Le titulaire de permis devrait déterminer, dans son programme de radioprotection, de quelle façon toutes les exigences de l'article 20 du RRP sont mises en œuvre. Cela comprend les situations où les exigences en matière d'étiquetage ne s'appliquent pas, conformément au paragraphe (2), et les

dispositions relatives à la gestion des contenants qui accueillent temporairement des substances nucléaires, conformément au paragraphe (3).

Les récipients ou appareils qui contiennent une substance nucléaire doivent porter le symbole de mise en garde contre les rayonnements et la mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION ». Le symbole et la mention de mise en garde contre les rayonnements devraient être directement adjacents l'un à l'autre. Le symbole de mise en garde contre les rayonnements, tel qu'il figure à l'annexe 3 du Règlement, doit être affiché de la manière décrite plus en détail à la section 22. Les renseignements suivants figurant sur l'étiquette sont considérés comme satisfaisant aux exigences du Règlement. Toute autre approche devrait être discutée avec la CCSN :

- Le nom de la substance nucléaire devrait être indiqué en notation nucléaire standard (p. ex., carbone 14, C-14 ou  $^{14}\text{C}$ ). S'il y a plus d'une substance nucléaire présente, chaque substance nucléaire devrait être identifiée, ou la ou les substances nucléaires principales devraient être identifiées. D'autre part, le groupe principal de substances nucléaires devrait être identifié lorsqu'il est composé de constituants désignés, p. ex., des produits mixtes de fission et d'activation, des transuraniens, de l'uranium naturel, de l'uranium appauvri ou de l'uranium enrichi.
- La quantité devrait être exprimée en unités de mesure, comme l'activité (p. ex., en becquerels [Bq], la concentration d'activité [Bq/g], la masse [g] ou une concentration de masse [ppm]).
- La date de mesure est la date à laquelle la mesure de la quantité a été effectuée.
- La forme est la forme chimique ou physique de la substance nucléaire (solide, liquide ou gaz, forme spéciale, etc.).

Les exigences en matière d'étiquetage ne s'appliquent pas si un récipient ou un appareil répond à un ou plusieurs des critères suivants. Les situations où les exigences en matière d'étiquetage ne s'appliquent pas devraient faire l'objet de discussions avec la CCSN :

- **Il s'agit d'un élément essentiel à l'exploitation de l'installation nucléaire où il se trouve :** Un exemple de composant essentiel serait une cuve, une trémie, un réservoir, une pompe ou une conduite qui contient une substance nucléaire dans le cadre de l'exploitation d'une installation nucléaire.
- **Il est utilisé pour contenir des substances nucléaires en vue d'une utilisation courante ou immédiate et est sous l'observation directe du titulaire de permis :** Cette exemption particulière permet ce type d'utilisation d'un contenant ou d'un appareil qui contient une substance nucléaire sans devoir l'étiqueter. Elle devrait s'appliquer dans des situations où un travailleur formé assure un contrôle continu du contenant ou de l'appareil.
- **La quantité de substances nucléaires est inférieure ou égale à la quantité d'exemption :** Les récipients et appareils contenant des substances nucléaires en quantités inférieures aux quantités d'exemption prévues à l'annexe 1 du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#) sont exemptés des exigences en matière d'étiquetage.
- **Il est utilisé exclusivement pour le transport de substances nucléaires et est étiqueté conformément au Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015) :** Si le contenant ou l'appareil sert exclusivement au transport de substances nucléaires, il doit être étiqueté de la manière établie dans le [Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires \(2015\)](#).
- **L'appareil est un dispositif lumineux au radium, à la condition que le composé lumineux au radium soit la seule substance nucléaire dans l'appareil et que celui-ci soit intact et n'ait pas été altéré :** Les appareils contenant uniquement des composés lumineux

au radium, qui sont intacts et qui n'ont pas été endommagés sont exemptés des exigences relatives à l'étiquetage.

Le paragraphe 20(3) du Règlement s'applique aux récipients qui sont utilisés pour contenir temporairement des substances nucléaires. Par exemple, les contenants servant à la collecte des déchets et dont le contenu peut changer selon leur utilisation. Un autre exemple serait un contenant recueillant des articles contaminés qui ont été retirés du service et qui doivent être réutilisés ou décontaminés. De tels récipients devraient seulement porter une étiquette avec le symbole de mise en garde contre les rayonnements (trèfle) et la mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION » pour alerter les travailleurs des risques radiologiques potentiels du contenu. Toutes les exigences d'étiquetage – y compris le nom, la quantité, la date de la mesure et la forme des substances nucléaires contenues dans le récipient – s'appliqueraient intégralement dès que le récipient ne serait plus utilisé pour contenir temporairement les substances nucléaires. Dans ce contexte, le terme « temporairement » fait référence à la durée d'utilisation du récipient servant à contenir des substances nucléaires, par rapport aux activités liées à l'utilisation du récipient. Ces récipients peuvent être utilisés à d'autres fins que leur utilisation actuelle ou immédiate et ne sont pas toujours sous l'observation directe et continue du titulaire de permis. Il est entendu que lorsque le récipient utilisé pour contenir temporairement des substances nucléaires est plein ou n'est plus nécessaire, son contenu est caractérisé de manière à ce que toutes les exigences du paragraphe 20(1) du Règlement puissent être respectées.

## 21. Affichage aux limites et aux points d'accès

En vertu de l'article 21 du Règlement, chaque titulaire de permis place et maintient aux limites et à chaque point d'accès d'une zone, d'une pièce, d'un véhicule ou d'une enceinte un panneau durable et lisible portant le symbole de mise en garde contre les rayonnements figurant à l'annexe 3 (qui est décrit à la section 22) et la mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION », s'il s'y trouve des substances nucléaires en quantité supérieure à 100 fois la quantité d'exemption dans la zone, la pièce, le véhicule ou l'enceinte; ou s'il y a un risque vraisemblable qu'une personne se trouvant dans la zone, la pièce, le véhicule ou l'enceinte soit exposée à un débit de dose efficace supérieur à 25  $\mu\text{Sv/h}$ .

La mention « RAYONNEMENT – DANGER – RADIATION » doit être complète et figurer comme il est indiqué dans le Règlement.

Les quantités d'exemption sont précisées à l'annexe 1 du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#).

Lorsque des zones, des pièces ou des enceintes à l'intérieur d'un bâtiment sont utilisées pour entreposer ou manipuler des substances nucléaires, des panneaux devraient être placés bien en évidence sur tous les points d'accès à ces zones, pièces ou enceintes, ou à un endroit d'où ils sont visibles dès l'entrée dans la zone, la pièce ou l'enceinte.

L'interprétation de l'exigence « débit de dose efficace supérieur à 25  $\mu\text{Sv/h}$  » est comme suit : c'est le débit de dose efficace, et elle ne comprend donc pas les mesures du débit de dose prises au contact de sources de rayonnement à l'intérieur d'une zone, d'une pièce, d'un véhicule ou d'une enceinte. Le débit de dose efficace peut être déterminé soit par mesure directe, soit par estimation. Si une mesure directe est prise, elle doit l'être à une distance de travail (pas moins de 30 cm) de la source de rayonnement, à l'aide d'un radiamètre étalonné, dans tout espace accessible à l'intérieur d'une zone, d'une pièce, d'un véhicule ou d'une enceinte. Dans ce cas, la quantité opérationnelle  $H*10$  (utilisée pour l'étalonnage des radiamètres) est employée comme

substitut du débit de dose efficace. Si le débit de dose est déterminé par estimation, on devrait utiliser les constantes de débit de dose efficace publiées, comme celles qui figurent dans le [Livret d'information sur les radionucléides](#) de la CCSN [28], pour calculer les débits de dose à des distances de travail d'au moins 30 cm de la source de rayonnement dans tout espace accessible à l'intérieur de la zone, de la pièce, du véhicule ou de l'enceinte.

Les véhicules contenant un envoi tel que défini par le [Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires](#) (2015) sont exemptés des exigences d'affichage prescrites à l'article 21 du Règlement. Toutefois, si un véhicule n'est pas en transit<sup>4</sup>, mais est utilisé pour le stockage d'une substance nucléaire, l'exigence réglementaire s'applique si les conditions stipulées pour l'affichage des panneaux existent.

## **22. Utilisation du symbole de mise en garde contre les rayonnements**

L'article 22 du Règlement stipule que le symbole de mise en garde contre les rayonnements, présenté à l'annexe 3 du Règlement, doit être affiché. Les 3 pales et le disque central du symbole doivent être de couleurs magenta ou noire, sur fond jaune. Lorsque le symbole de mise en garde contre les rayonnements (trèfle) figurant à l'annexe 3 est utilisé, le Règlement exige qu'il soit entièrement visible, d'une taille appropriée à la taille du récipient ou de l'appareil auquel il est apposé, ou de la zone, de la pièce ou de l'enceinte à l'égard de laquelle il est affiché, dans les proportions indiquées à l'annexe 3, et orienté de telle sorte qu'une pale soit dirigée vers le bas et centrée sur l'axe vertical. Aucun mot ne doit être superposé au symbole.

## **23. Affichage frivole de panneaux**

L'article 23 du Règlement interdit à quiconque d'afficher un panneau signalant la présence de rayonnement, d'une substance nucléaire ou d'équipement réglementé là où il ne s'en trouve pas.

Les panneaux doivent être enlevés lorsque le danger radiologique n'est plus présent. Toutefois, il n'est pas considéré comme frivole de poser des affiches lorsqu'il y a un risque de contamination ou d'exposition au rayonnement (p. ex., des affiches placées dans des endroits à proximité d'installations de rayons X).

## **24. Documents à tenir par le titulaire de permis**

Selon l'article 24 du Règlement, chaque titulaire de permis doit conserver certains dossiers afin de répondre aux exigences réglementaires. Ces dossiers comprennent le nom et la catégorie d'emploi de chaque TSN (recueillis conformément au paragraphe 8(2) et à l'article 10 du Règlement), et les registres des doses reçues par les personnes qui exercent des fonctions en rapport avec une activité autorisée par la LSRN ou qui sont présentes dans un lieu où cette activité est exercée.

---

<sup>4</sup> Comme il est défini dans le *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires* (2015), le mot « transit » désigne le processus de transport via le Canada après l'importation et avant l'exportation, lorsque le point de chargement initial et la destination finale sont à l'étranger.

Les titulaires de permis doivent s'assurer que les documents sont exacts et tenus à jour. Les dossiers dosimétriques doivent être conservés pendant une période de 5 ans après la date à laquelle les renseignements ont été recueillis. Cette période de conservation permet la gestion et le contrôle des doses aux personnes conformément aux exigences réglementaires, y compris pour les TSN au cours des périodes de dosimétrie d'un an et de cinq ans. Cette période de conservation tient compte également du fait que les doses reçues par les TSN qui utilisent un service de dosimétrie autorisé sont également enregistrées dans le FDN. Ce registre est la base de données la plus appropriée pour la conservation des documents sur les doses professionnelles cumulatives en vue d'une utilisation future (c.-à-d. études épidémiologiques, litiges).

En plus de satisfaire aux exigences réglementaires, la tenue et la conservation des dossiers de doses permettent au titulaire de permis d'évaluer l'efficacité du programme de radioprotection et du processus d'optimisation, et également d'établir les tendances en matière d'exposition. De plus, le titulaire de permis peut utiliser cette information pour élaborer et améliorer ses procédures et programmes de surveillance.

## **25. Instruments de détection et de mesure du rayonnement**

L'article 25 du Règlement exige des titulaires de permis qu'ils s'assurent que les instruments et l'équipement utilisés pour les mesures du rayonnement sont choisis, testés et étalonnés en fonction de l'usage auquel ils sont destinés. Les processus de sélection, d'essai et d'étalonnage de tous les instruments et équipements doivent être documentés dans le cadre des programmes de radioprotection des titulaires de permis de la CCSN, le cas échéant.

Les mesures du rayonnement sont essentielles pour évaluer, vérifier ou démontrer la crédibilité et l'efficacité d'un programme de radioprotection. Aux fins de l'article 25 du Règlement, une mesure du rayonnement consiste en une mesure de la dose, du débit de dose ou de l'activité pour des raisons liées à l'évaluation ou au contrôle de l'exposition des personnes au rayonnement ou aux substances nucléaires, et comprend l'interprétation des résultats. L'échantillonnage peut être une étape préliminaire à la mesure du rayonnement. Les mesures du rayonnement peuvent porter sur les niveaux de rayonnement, les concentrations d'activité dans l'air, les concentrations de contaminants, les quantités de substances nucléaires ou les doses individuelles (généralement une mesure d'une dose équivalente en quantité, employée comme valeur de substitution pour une quantité de dose qui ne peut être mesurée directement). Les résultats de ces mesures de rayonnement peuvent être utilisés pour évaluer les dangers radiologiques ou les doses résultantes ou pouvant résulter d'une exposition.

Les instruments et l'équipement utilisés pour les mesures du rayonnement sont divers : fixes ou portatifs, automatisés ou manuels, polyvalents ou à usage unique. Par exemple, des radiamètres fixes et portatifs peuvent être utilisés pour mesurer le rayonnement afin d'évaluer ou de confirmer les champs de rayonnement à différents endroits ou sur de grandes superficies. Des instruments fixes et portatifs de détection de la contamination peuvent être nécessaires pour détecter ou évaluer la contamination radioactive de l'équipement, des locaux et des personnes. De même, les DLD (tant les appareils actifs (électroniques) que passifs) et les équipements de surveillance/échantillonnage de l'air peuvent être utilisés aux fins de mesure du rayonnement pour mesurer, estimer ou contrôler l'exposition aux rayonnements.

### **25.1 Choix des instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement**

Le Règlement exige que les instruments et les équipements utilisés pour les mesures du rayonnement soient sélectionnés de manière appropriée afin de garantir que les rayonnements

puissent être mesurés. Les quantités et les types d'instruments et d'équipements utilisés pour les mesures du rayonnement dans une situation précise dépendront de facteurs tels que le type, les formes, l'emplacement, l'ampleur et l'étendue du ou des types de rayonnement. Les quantités et les types d'instruments et d'équipements disponibles devraient être suffisants pour répondre aux besoins prévus pendant les activités normales et les situations d'urgence, et pendant les travaux d'étalonnage, d'entretien et de réparation. Les instruments défectueux ou hors tolérance devraient être identifiés et correctement étiquetés, et des mesures correctives devraient être prises en temps opportun.

Les conditions d'utilisation sont également un facteur à considérer dans le choix des instruments et des équipements. Si les mesures du rayonnement doivent être effectuées dans des conditions environnementales extrêmes (p. ex., des températures extrêmement froides ou chaudes, une humidité élevée ou des zones comportant des vibrations), on devrait consulter le manuel du fabricant pour confirmer que l'instrument ou l'équipement fonctionnera dans de telles conditions (dans la plage des conditions de fonctionnement normales/optimales). Certains radiamètres et DLD électroniques peuvent également réagir de manière excessive ou insuffisante dans un champ de rayonnement élevé. Les titulaires de permis devraient consulter des experts pour obtenir des conseils sur le choix des instruments et des équipements.

L'annexe C.13 fournit des conseils supplémentaires sur le choix et les fonctionnalités des instruments et équipements utilisés pour la surveillance de la contamination. Ces instruments et équipements doivent être adaptés aux types, niveaux et énergies des rayonnements et des substances nucléaires rencontrés. Un instrument ou un équipement approprié pour la surveillance de la contamination devrait être disponible partout où des substances nucléaires non scellées, p. ex., des liquides et des poudres, sont utilisées. Il faudrait toutefois veiller à ce que l'instrument n'entre pas en contact avec des surfaces potentiellement contaminées.

## **25.2 Essai des instruments et équipements utilisés pour les mesures du rayonnement**

Le Règlement stipule que les instruments et les équipements utilisés pour mesurer le rayonnement doivent être testés afin de garantir aux personnes qu'ils fonctionnent correctement. Les essais visent à vérifier le rendement de la prise des mesures et à effectuer d'autres vérifications opérationnelles pour confirmer que l'instrument fonctionne correctement.

Tous les instruments et équipements doivent être régulièrement testés, ce qui peut comporter des inspections physiques, un contrôle des piles et des batteries, un contrôle de la tension élevée, des tests d'alarme (auditifs et visuels), un contrôle de la réponse à la source de rayonnement et une mesure du rayonnement de fond. Les instruments et équipements qui ne fonctionnent pas selon les paramètres d'essai, ou qui présentent des mesures anormales du rayonnement de fond ou des sources de rayonnement, ne devraient pas être utilisés tant que leur bon fonctionnement ne puisse être vérifié. On devrait apposer sur ces instruments une étiquette indiquant qu'ils sont hors service et qu'ils ne devraient pas être utilisés tant que leur bon fonctionnement n'a pas été vérifié.

## **25.3 Étalonnage des instruments et des équipements utilisés pour les mesures du rayonnement**

Le Règlement exige que les instruments et les équipements utilisés pour mesurer le rayonnement soient étalonnés afin de garantir aux utilisateurs que les lectures obtenues sont représentatives des conditions réelles. Un étalonnage est un processus mené dans des conditions précises et qui établit la relation entre les valeurs indiquées par l'instrument de mesure et les valeurs jugées vraies par convention de la quantité ou de la variable mesurée ou comparée. Les activités

d'étalonnage des instruments et des équipements utilisés pour les mesures du rayonnement comprennent :

- pour les radiamètres et DLD : ajustements des mesures observées dans un champ de rayonnement connu à  $\pm 20\%$  du débit de dose jugé vrai par convention
- pour les instruments et équipements de surveillance de la contamination : détermination de l'efficacité du détecteur et de la réponse par rapport à une source de rayonnement connue
- pour les rotamètres et débitmètres : détermination de la réponse et ajustements par rapport aux valeurs jugées vraies par convention associées aux appareils et qui sont traçables à un laboratoire de normalisation national ou international
- pour les instruments de surveillance de l'air : détermination de l'efficacité et de la réponse en utilisant des sources radioactives présentant le type de rayonnement et les énergies de la radioactivité en suspension dans l'air que l'on désire surveiller
- pour les équipements et instruments utilisés pour le dépistage thyroïdien : détermination de l'efficacité de l'appareil pour détecter l'iode radioactif d'intérêt

L'annexe C.8 présente un processus d'étalonnage (c.-à-d. la détermination de l'efficacité et de la réponse du détecteur) pour les instruments et équipements utilisés afin de démontrer le respect des limites de contrôle de la contamination indiquées dans un permis de la CCSN ou documentées dans un programme de radioprotection du titulaire de permis de la CCSN, selon ce qui s'applique.

L'annexe D donne un exemple de processus d'étalonnage pour les radiamètres et les DLD servant à prendre des mesures du rayonnement qui sont directement comparées à un critère ou à une limite réglementaire. Mentionnons, par exemple, les mesures de rayonnement pour confirmer l'exigence d'affichage stipulée à l'alinéa 21b) du Règlement, ou lorsque les DLD sont utilisés comme appareils de dosimétrie primaire pour les travailleurs. Des exigences réglementaires supplémentaires concernant la disponibilité de radiamètres étalonnés sont décrites à l'article 20 du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#) et au paragraphe 18(1) du [Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II](#). Les sous-alinéas 30(3)d)(iii) et e)(iv) du [Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement](#) prescrivent des exigences supplémentaires concernant l'étalonnage des DLD utilisés par les opérateurs d'appareils d'exposition accrédités.

Le titulaire de permis devrait adopter une approche semblable lors de l'étalonnage de ses dispositifs et appareils à rayonnement, conformément aux exemples de processus d'étalonnage présentés à l'annexe D. Les instruments et équipements doivent être étalonnés avant la toute première utilisation, puis à intervalles réguliers (au minimum une fois par an), et après toute réparation qui aurait pu affecter le rendement de l'instrument.

Un registre d'étalonnage doit être tenu, et les instruments et équipements étalonnés devraient être identifiés de façon claire et indélébile (p. ex., par des étiquettes).

## **Annexe A : Orientation concernant la prestation de la formation en radioprotection**

### **A.1 Gestion**

Les titulaires de permis (ou leurs gestionnaires dans les grandes organisations) ont la responsabilité ultime d'assurer la sécurité des travailleurs. Ils devraient donc avoir une bonne compréhension de la LSRN et de toute autre loi et tout règlement pertinent pour leurs activités autorisées. Ils devraient également connaître les principes de la radioprotection et de la culture de sûreté, et comprendre leur responsabilité à l'égard de la gestion des risques radiologiques en appliquant le principe ALARA.

La haute direction devrait recevoir une formation sur les risques associés aux rayonnements, les principes de base de la radioprotection et de la sûreté, leurs principales responsabilités en matière de gestion des risques radiologiques et les principaux éléments du programme de radioprotection.

### **A.2 Personnel de radioprotection**

Le personnel de radioprotection est chargé d'assurer la radioprotection des travailleurs et peut être assisté par du personnel technique chargé d'exécuter des tâches spécifiques. Tous les titulaires de permis, quelle que soit la taille de leur organisation, auront au sein de leur personnel une personne responsable de la radioprotection, de la délivrance des permis et des questions touchant la conformité. Ces personnes devraient comprendre la LSRN et ses règlements d'application, ainsi que les conditions du permis autorisant les activités réalisées. Le personnel de radioprotection devrait également être bien informé au sujet des principes, méthodes et pratiques de radioprotection en vigueur liés à l'activité autorisée.

La formation du personnel de radioprotection devrait couvrir au moins tous les sujets associés à la radioprotection au niveau de détail requis par leur responsabilité afin d'assurer la sécurité quotidienne des travailleurs et du public. Le personnel de radioprotection devrait également être formé quant aux méthodes et techniques de contrôle, d'utilisation, de manutention, de stockage et d'évacuation des substances nucléaires et de l'équipement réglementé, ainsi que sur le contrôle, l'utilisation ou le fonctionnement des appareils à rayonnement et équipements réglementés applicables. La formation devrait porter sur les méthodes et les techniques de surveillance de la contamination radioactive et de supervision des travaux de décontamination, ainsi que sur la surveillance et le contrôle des débits de dose de rayonnement et de l'exposition aux rayonnements de tous les travailleurs.

### **A.3 Travailleurs du secteur nucléaire**

Les TSN sont définis dans la LSRN comme des personnes ayant une probabilité vraisemblable de dépasser la limite de dose efficace réglementaire annuelle de 1 mSv pour un membre du public en raison de la nature de leurs tâches liées à une activité ou à une installation autorisée par la CCSN. En termes pratiques, les TSN sont des personnes qui utilisent régulièrement des substances nucléaires, des appareils à rayonnement ou de l'équipement réglementé. À ce titre, ils sont exposés aux rayonnements en milieu de travail et font l'objet d'une surveillance étroite de la dose de rayonnement qu'ils peuvent recevoir.

En règle générale, les TSN doivent recevoir une formation en radioprotection plus approfondie et plus spécialisée que les travailleurs occasionnellement exposés au rayonnement. Les objectifs de formation de ces travailleurs et le niveau de détails couverts pour chaque sujet abordé devraient être fonction du type d'activité autorisée, des dangers radiologiques auxquels ils pourraient être exposés, de la nature du travail, des tâches et des responsabilités, ainsi que de la difficulté, de l'importance et de la fréquence des tâches. Par exemple, les travailleurs d'une installation d'irradiation ou le personnel de radiothérapie utilisant



continuellement des sources de rayonnement devront fort probablement suivre une formation plus approfondie que les travailleurs utilisant une jauge nucléaire fixe.

Lorsque cela est possible et sécuritaire, la formation devrait comporter des exercices pratiques et une formation en milieu de travail. Dans certains cas, les TSN devraient être supervisés pendant quelque temps après leur formation jusqu'à ce qu'ils aient acquis l'expérience et la confiance voulues pour exécuter leurs fonctions de façon efficace et sécuritaire.

#### **A.4 Employés généraux**

On retrouve dans ce groupe les travailleurs dont les fonctions ne comportent pas l'utilisation directe de matières radioactives ou de sources de rayonnement, mais les amènent parfois dans des aires où ils sont susceptibles d'y être exposés. Plusieurs facteurs entrent en ligne de compte lorsqu'il faut établir si des travailleurs font partie de cette catégorie, entre autres, la fréquence de leur présence dans une aire où des dangers radiologiques existent et la durée de cette présence, le degré éventuel d'exposition et le degré de supervision.

Ce groupe comprend habituellement les préposés au nettoyage, à l'entretien, à l'entreposage, à l'expédition et à la réception, le personnel administratif de même que certaines catégories de personnel infirmier, les visiteurs et les étudiants. Ces personnes devraient recevoir une formation de sensibilisation à la radioprotection qui porte sur les dangers associés à l'exposition aux rayonnements en milieu de travail, les doses de rayonnement qu'elles sont susceptibles de recevoir, les mesures élémentaires de radioprotection et la façon d'interpréter les panneaux et les symboles de mise en garde contre les rayonnements.

#### **A.5 Personnel de l'entrepreneur**

Certains titulaires de permis font exécuter certaines tâches par des entrepreneurs. Les employés d'un entrepreneur peuvent inclure les ouvriers généraux, les techniciens, les consultants, les préposés à l'entretien et à la sécurité, etc. La formation en radioprotection de ces personnes devrait être semblable à celle qui est dispensée aux employés exécutant des tâches semblables et le niveau de formation devrait être proportionnel aux dangers radiologiques auxquels ces personnes peuvent être exposées. Ces personnes peuvent avoir déjà reçu une formation, comme peuvent le démontrer des documents fournis par l'entrepreneur, et cette formation peut être évaluée au moyen d'un test de niveau d'entrée. Si la formation antérieure n'est pas acceptable, le titulaire de permis doit veiller à ce que le personnel contractuel reçoive une formation appropriée à ses fonctions ou prendre des dispositions pour qu'il soit directement supervisé par des travailleurs ayant reçu une formation appropriée.

Certains entrepreneurs peuvent offrir des services pour lesquels ils doivent être désignés comme TSN, et, le cas échéant, on devrait se reporter aux directives concernant la prestation de formation pour les travailleurs du secteur nucléaire.

#### **A.6 Visiteurs**

Les personnes qui entrent pour une brève durée dans une installation autorisée (visiteurs, livreurs, messagers, etc.) sont habituellement escortées et n'auront normalement pas besoin d'une formation en radioprotection. Elles devraient cependant être avisées des dangers radiologiques de l'installation. Dans le cas des établissements comme les hôpitaux et les universités, où les membres du public ont régulièrement accès sans escorte, les titulaires de permis devraient s'assurer que les visiteurs qui entrent dans les zones contrôlées, comme les services de médecine nucléaire ou les laboratoires utilisant des substances nucléaires, sont informés de toute exigence obligatoire en matière de sécurité.

Les personnes en visite prolongée (chercheurs, étudiants, etc.) devraient recevoir une formation appropriée semblable à celle dont il est question à la section A.5 du présent document.

### **A.7    Personnel d'intervention d'urgence**

Une urgence peut survenir dans toute installation autorisée et les risques qu'elle peut présenter pour les travailleurs, le public et l'environnement sont directement proportionnels aux dangers radiologiques présents.

En cas d'urgence, il peut être nécessaire de faire intervenir du personnel spécialisé autre que les travailleurs du titulaire de permis, comme les pompiers, les policiers et le personnel médical. Dans certaines situations, le personnel d'intervention d'urgence provenant d'organisations extérieures peut ne pas avoir reçu de formation en radioprotection.

Afin que toutes les parties concernées soient prêtes à intervenir, le personnel de la CCSN recommande au titulaire de permis d'assurer la liaison avec le personnel affecté aux urgences afin de coordonner la capacité d'intervention et de fournir les renseignements exigés par les règlements fédéraux et provinciaux sur la santé et la sécurité visant l'installation et les activités autorisées. Le personnel d'intervention d'urgence devrait être informé des dangers qu'il peut rencontrer et des risques connexes, y compris les risques associés à l'exposition des embryons et des fœtus aux rayonnements, et de l'importance pour les femmes d'aviser par écrit le titulaire de permis si elles sont enceintes. En cas d'urgence, le personnel d'intervention d'urgence devrait, pendant qu'il exerce ses fonctions, être accompagné et étroitement supervisé par le personnel de radioprotection du titulaire de permis.

De plus amples renseignements sur les renseignements à fournir aux TSN concernant leurs tâches et leurs responsabilités en cas d'urgence sont présentés à la section 7.

Le REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires* [26], présente de l'orientation additionnelle relative à la préparation et aux interventions en cas d'urgence dans les installations nucléaires.

## **Annexe B : Orientation relative aux programmes de surveillance en milieu de travail**

### **B.1 Contrôle de la contamination**

Le travail avec des substances nucléaires non scellées crée un potentiel de contamination des surfaces et des personnes. Il faudrait mettre en œuvre un programme de contrôle de la contamination dans le cadre du programme de radioprotection afin d'identifier la contamination de surface et de prévenir son transfert accidentel.

Lorsqu'on met en œuvre un programme de contrôle de la contamination, un aspect très important consiste à établir les caractéristiques de la conception matérielle pour contrôler la contamination de surface à la source. Les caractéristiques de conception matérielle utilisées dans un programme de contrôle de la contamination peuvent comprendre :

- des caractéristiques de conception précises visant à confiner la substance nucléaire afin qu'elle ne cause pas de contamination de surface en premier lieu
- des systèmes de ventilation visant à prévenir l'accumulation de contamination de surface à la suite du dépôt de particules en suspension dans l'air

L'annexe C fournit une orientation concernant la surveillance de la contamination radioactive. On trouvera des renseignements supplémentaires sur le choix, l'essai et l'étalonnage des instruments et des équipements à la section 25.

Les caractéristiques de conception peuvent être la principale méthode de contrôle de l'exposition interne des travailleurs à la suite de l'inhalation de radionucléides dans les particules en suspension dans l'air, en particulier lors de travaux non programmés, p. ex., l'entretien de l'équipement. Lorsqu'il est peu pratique ou pas suffisamment efficace d'utiliser les caractéristiques de conception matérielle (y compris des contrôles techniques particuliers) pour limiter les expositions individuelles, on devrait alors mettre en œuvre des contrôles administratifs. Ces contrôles administratifs peuvent comprendre la restriction de l'accès aux zones contaminées ou l'utilisation de pratiques de travail conçues expressément pour minimiser le transfert de la contamination.

Le travail dans les zones contaminées devrait être réalisé de manière à réduire au minimum la propagation de la contamination vers les surfaces adjacentes, les personnes présentes dans la zone ou l'atmosphère du milieu de travail. Pour contrôler la propagation de la contamination et réduire l'exposition des personnes, on devrait recourir à un système progressif à paliers multiples, comme des barrières physiques ou le bouclage des zones touchées à l'intérieur et autour des zones contaminées.

Il pourrait s'avérer nécessaire de contrôler l'accès aux zones contaminées afin de s'assurer que les travailleurs qui y pénètrent sont informés de la situation radiologique et des dangers potentiels et, le cas échéant, qu'ils sont munis de l'équipement de protection approprié. L'affichage visuel des niveaux de contamination et des panneaux de mise en garde devrait être bien visible. Le contrôle des travailleurs à la sortie des zones contaminées garantit que des substances nucléaires ne sont pas emportées par inadvertance hors de ces zones par le personnel ou l'équipement. Il faudrait s'efforcer de limiter le degré de contamination, ainsi que la taille et le nombre de zones contaminées dans une installation.

On devrait surveiller la contamination du personnel afin de maintenir l'exposition aux rayonnements au niveau ALARA. Les membres du personnel quittant les zones contaminées devraient utiliser l'équipement de surveillance radiologique approprié pour surveiller leurs mains, leurs pieds et d'autres

endroits susceptibles d'être contaminés. Des installations de décontamination adéquates devraient être mises à leur disposition. Afin de réduire au minimum la propagation de la contamination, les titulaires de permis devraient fournir des installations de lavage pour tous les travailleurs et prévoir suffisamment de temps pour que chaque travailleur puisse utiliser ces installations avant les pauses et à la fin des quarts de travail. Les sorties des zones contaminées devraient être pourvues d'équipement permettant de retenir la contamination dans la zone et de surveiller les personnes et la zone pour s'assurer de maintenir le contrôle. Il faudrait également contrôler la contamination de surface de tout objet personnel amené dans la zone.

Personne ne devrait manger, boire, mâcher ou fumer dans les zones de travail où des substances nucléaires pourraient être ingérées. Les titulaires de permis devraient fournir – à des endroits raisonnablement accessibles à tous les travailleurs – des aires de restauration propres offrant de l'eau et de l'air de bonne qualité, ainsi que des installations de lavage des mains afin d'empêcher l'ingestion de substances nucléaires.

### **B.1.1 Limites de contrôle de la contamination**

On devrait établir des limites de contrôle de la contamination dans toutes les zones et tous les emplacements d'une installation nucléaire ou d'un site où une activité autorisée est réalisée et où des substances nucléaires non scellées sont manipulées, utilisées ou stockées. Ces zones et emplacements devraient comprendre des zones propres (p. ex., des aires de restauration), ainsi que des zones de travail avec les substances nucléaires ou l'équipement réglementé. Ces zones devraient être surveillées à intervalles réguliers pour s'assurer que la contamination présente est inférieure aux limites établies de contrôle de la contamination. La section 4.4.1 traite de la classification des zones et du contrôle de l'accès.

Les limites de contrôle de la contamination pour chaque zone ou secteur devraient être établies en fonction des principes d'isolement de la contamination à la source et de maintien des niveaux de contamination au niveau ALARA. On devrait déterminer les limites de contrôle de la contamination pour chaque zone en tenant compte des activités à effectuer dans la zone, des niveaux prévus de contamination résultant des activités et de l'EPI qui convient dans cette zone. Les zones où les limites de contrôle de la contamination sont les plus élevées devraient toujours être séparées du domaine public par des zones de transition, pour lesquelles les limites permises sont plus basses. Il est préférable d'avoir une politique de tolérance zéro pour toute contamination détectable. En d'autres mots, on devrait nettoyer la contamination dès qu'elle est détectée.

Certains permis de la CCSN autorisant l'utilisation de substances nucléaires non scellées comportent une condition qui énonce les critères réglementaires relatifs à la contamination radioactive. D'autres types de permis ne contiennent pas de conditions directement liées aux limites de contrôle de la contamination de surface. Dans ces cas, des critères appropriés doivent être établis et les titulaires de permis devraient être prêts à justifier les valeurs choisies. On peut utiliser comme guide les critères figurant dans la norme N13.12-2013 de l'American National Standards Institute/Health Physics Society (ANSI/HPS), *Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance* [29], car ils comprennent des critères de contamination de surface établis de manière prudente sur la base d'une dose annuelle de 10 µSv à la personne la plus exposée.

### **B.1.2 Décontamination du personnel et de l'équipement**

Les titulaires de permis devraient fournir au besoin une zone réservée et des agents de décontamination pour l'équipement et les outils contaminés, ainsi que des moyens de nettoyer les planchers et les murs des zones contaminées. On devrait choisir les agents nettoyants en fonction de leur efficacité, de leurs

propriétés non dangereuses, de la quantité de déchets produits, de leur compatibilité avec la surface contaminée et autres systèmes ou articles susceptibles d'être contaminés (y compris les vêtements de protection et les systèmes de manutention des déchets), et enfin on devrait tenir compte de leur facilité d'élimination.

Des installations de décontamination adéquates devraient également être disponibles si on détecte que le personnel est contaminé. Lorsqu'on détecte que la peau ou les vêtements du personnel sont contaminés, le personnel chargé de la radioprotection devrait en être informé afin qu'il caractérise la contamination pour déterminer si la personne a reçu une dose cutanée importante, en évaluant pour ce faire l'étendue de la contamination, en conservant des échantillons de la contamination au besoin en vue d'une évaluation détaillée de la dose et en amorçant des procédures de décontamination. Les niveaux de contamination qui déclenchent l'évaluation des doses devraient être établis pour les radionucléides propres au site. De l'orientation additionnelle figure dans le REGDOC-2.7.2, tome I [1]. Des méthodes de décontamination de la peau devraient être établies pour les radionucléides propres au site.

Les vêtements personnels contaminés devraient être décontaminés par lavage ou d'autres méthodes appropriées (p. ex., retenir les vêtements jusqu'à la décroissance de la radioactivité dans le cas de substances nucléaires à période courte), contrôlés et retournés au propriétaire ou, au besoin, éliminés comme déchets radioactifs.

Le traitement médical des blessures a préséance sur les considérations radiologiques. Les soins médicaux d'urgence devraient être administrés immédiatement en cas de blessures mettant en cause des substances nucléaires. L'utilisation de précautions universelles (p. ex., port de gants et d'un masque facial) est généralement suffisante pour protéger le personnel médical contre toute contamination que pourrait lui transférer le patient. Les efforts de décontamination devraient commencer immédiatement après la contamination pour réduire au minimum l'absorption potentielle de substances nucléaires solubles, ce qui pourrait entraîner une dose de rayonnement pour la personne.

## **B.2 Surveillance et contrôle du débit de dose de rayonnement**

Le programme de surveillance du milieu de travail devrait comprendre des relevés fréquents des débits de dose de rayonnement afin de s'assurer que l'exposition au rayonnement est maintenue au niveau ALARA, compte tenu des dangers radiologiques présents. Les contrôles du débit de dose de rayonnement devraient être effectués par des personnes qualifiées et formées, utilisant des instruments appropriés, fonctionnels et étalonnés de détection du rayonnement.

Le programme de radioprotection devrait comprendre la surveillance du débit de dose de rayonnement et un programme de contrôle radiologique comprenant des dispositions pour assurer :

- une surveillance régulière (menée pour démontrer que le milieu de travail est satisfaisant pour la poursuite de l'exploitation et qu'aucun changement susceptible d'entraîner une nouvelle évaluation des procédures d'exploitation n'a eu lieu)
- une surveillance liée aux tâches (pour fournir des renseignements au sujet d'une tâche ou d'une activité particulière et servir, au besoin, de fondement aux décisions immédiates à prendre concernant l'exécution de la tâche)
- une surveillance spéciale (p. ex., durant l'étape de mise en service de nouvelles installations, à la suite de modifications majeures apportées aux installations ou aux procédures, ou lorsque les activités s'effectuent dans des conditions anormales, telles que celles en vigueur à la suite d'un incident ou d'un accident)

La description des méthodes de surveillance et d'exécution des contrôles radiologiques, ainsi que la fréquence, les types et les emplacements des mesures à effectuer devraient être documentés dans le programme de radioprotection.

Les débits de dose de rayonnement dépassant les limites de contrôle établies devraient faire l'objet d'une enquête et des mesures devraient être prises en temps opportun pour gérer les conditions inhabituelles.

Des renseignements supplémentaires sur le choix, les essais et l'étalonnage des instruments et des équipements figurent à la section 25.

### **B.3 Surveillance et contrôle de la radioactivité en suspension dans l'air**

Pour s'assurer que des méthodes adéquates de contrôle de la contamination radioactive dans l'air sont en place, il faudrait inclure officiellement un programme d'échantillonnage de l'air et de contrôle des contaminants atmosphériques dans le programme de radioprotection, afin d'assurer une protection adéquate des travailleurs contre l'inhalation de contaminants atmosphériques. Dans le cadre de ce programme, les mesures suivantes devraient être prises :

- La production, par les activités, de contaminants radioactifs en suspension dans l'air devrait être réduite autant que possible par l'utilisation de techniques appropriées, p. ex., l'eau, d'autres techniques de suppression et de l'équipement approprié. On devrait également prendre des précautions supplémentaires pour les travaux qui comportent l'ouverture de tout système radioactif, et pendant le soudage, la combustion ou le meulage de toute surface où il y a un risque de contamination fixée ou non fixée.
- Lorsque cela est nécessaire et réalisable, la source devrait être enfermée sous une pression d'air négative.
- Il faudrait prendre soin d'éviter la remise en suspension de la poussière ou de tout autre contaminant libre en raison des vitesses trop élevées de l'air.

Il faudrait échantillonner l'air sur les lieux et dans les zones de travail afin de surveiller les concentrations de radionucléides dans les zones respiratoires des travailleurs, pour s'assurer que les concentrations demeurent au niveau ALARA. L'utilisation de matériel d'échantillonnage de l'air sur les lieux de travail devrait comprendre les éléments suivants :

- le matériel est placé dans un environnement et une position appropriés
- un programme de contrôle de la qualité
- un programme d'entretien préventif
- des quantités minimales détectables appropriées

On devrait élaborer des spécifications de rendement pour les instruments de surveillance de la radioactivité dans l'air et les documenter dans le programme de radioprotection. On devrait consulter les principes directeurs figurant dans le document ANSI N42.17B-1989, *American National Standard Performance Specifications for Health Physics Instrumentation: Occupational Airborne Radioactivity Monitoring Instrumentation* [30].

Dans les zones où les niveaux de radioactivité en suspension dans l'air peuvent fluctuer ou changer rapidement en raison d'une perturbation ou de la nature des activités de travail qui y sont effectuées, on peut utiliser des moniteurs d'air en continu (MAC). Si on emploie des MAC, il faudrait les déployer de façon appropriée dans l'ensemble de l'installation. Par exemple, on devrait déployer les MAC dans les zones de travail afin qu'ils fournissent une rétroaction immédiate aux personnes qui travaillent dans ces zones. Les exigences et l'orientation concernant l'emplacement des MAC pour assurer leur efficacité

devraient être établies dans le programme de radioprotection. Il faudrait tenir compte de l'emplacement des MAC afin qu'ils couvrent la zone respiratoire des travailleurs, y compris dans les zones de travail, les zones où l'équipement de protection est retiré par les travailleurs après la fin du travail et les zones voisines où les travailleurs ne portent généralement pas de protection respiratoire. L'utilisation et l'entretien des MAC devraient respecter les principes et exigences du système de gestion du titulaire de permis, ce qui permet de s'assurer du bon fonctionnement des systèmes. On devrait régler de façon appropriée les niveaux de déclenchement d'alarme des MAC en fonction des zones et des activités de travail où ils sont situés.

Les essais et l'étalonnage de tous les instruments de surveillance de l'air et de leurs composants connexes (p. ex., les rotamètres et les pompes) doivent être effectués à intervalles réguliers en fonction des conditions d'utilisation, ou au moins une fois par an. De l'orientation supplémentaire figure à la section 25. En outre, le document ANSI/IEEE N323c-2009 : *Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration – Air Monitoring Instruments* [31] présente des principes directeurs à ce sujet.

## **Annexe C : Surveillance de la contamination radioactive**

La présente annexe fournit une orientation générale sur la surveillance et le contrôle de la contamination radioactive. On y décrit également comment comparer les résultats de la surveillance aux limites de contrôle de la contamination spécifiées dans un permis de la CCSN ou documentées dans le programme de radioprotection d'un titulaire de permis de la CCSN, le cas échéant. L'annexe fournit également une orientation sur le choix des contaminamètres et sur un processus d'étalonnage des contaminamètres aux fins de l'article 25 du RRP.

Les titulaires de permis doivent s'assurer que les calculs appropriés sont utilisés et savoir également que les équations fournies peuvent ne pas s'appliquer dans toutes les situations. Les limites spécifiques de chaque équation ne sont pas incluses.

### **C.1 Méthode de mesure**

La contamination peut être mesurée directement ou indirectement. Par mesure directe, on entend l'utilisation de radiamètres portatifs capables de détecter la contamination fixée et non fixée. On peut recourir à la mesure directe lorsque le rayonnement de fond est négligeable par rapport aux critères du permis. Par mesure indirecte, on entend un programme d'échantillonnage qui ne peut que détecter la contamination non fixée.

### **C.2 Objet de la surveillance de la contamination**

La surveillance de la contamination, comme les contrôles hebdomadaires par frottis, vise à confirmer que la surveillance opérationnelle, qui a été mise en œuvre pour limiter la propagation de la contamination, est efficace. Elle devrait être réalisée dans des emplacements précis, selon un horaire et en fonction du risque de contamination. Un contrôle de suivi devrait être effectué chaque fois qu'une contamination est relevée dans le cadre de la surveillance courante ou relevée et signalée par d'autres moyens.

Il faudrait dresser un plan des aires de travail et y indiquer, en les numérotant, les sites devant faire l'objet d'une surveillance de la contamination. Ces sites comprennent les surfaces de travail (p. ex., les établis, les comptoirs, les hottes d'évacuation, etc.), les zones d'entreposage et les autres surfaces (comme les planchers, les appareils et le matériel, les poignées de porte, les commutateurs d'éclairage, les robinets d'évier et les téléphones). On devrait également surveiller plusieurs sites choisis de façon aléatoire. Si l'ensemble des sites est trop rigide, les zones posant problème pourraient être négligées. On devrait revoir la liste des sites à une fréquence établie pour s'assurer qu'elle est à jour ou pour déterminer si de nouveaux sites devraient y être ajoutés, au besoin.

### **C.3 Fréquence de la surveillance de confirmation de la contamination**

La fréquence de la surveillance de la contamination devrait être conforme aux exigences indiquées dans le programme de radioprotection du titulaire de permis. Lorsque des substances nucléaires ne sont pas utilisées pendant une période prolongée, la surveillance de la contamination n'est pas nécessaire, mais cette période devrait néanmoins figurer dans les dossiers.

### **C.4 Décontamination**

Toute zone où l'on constate une contamination non fixée dépassant les critères de contamination devrait généralement être nettoyée et surveillée de nouveau. Si la zone contaminée ne peut être nettoyée pour



satisfaire à ces critères, la zone contaminée doit être scellée ou blindée jusqu'à ce que les critères soient respectés ou que d'autres dispositions soient prises pour s'assurer que la contamination demeure confinée.

Remarque : Dans le cas des radionucléides à période courte, on peut identifier la pièce ou la zone contaminée par un panneau de mise en garde contre le rayonnement et la sécuriser jusqu'à ce que la radioactivité du radio-isotope décroisse.

### **C.5 Registres de surveillance**

Les dossiers de surveillance de la contamination devraient inclure ce qui suit :

- la date de la mesure
- le nom de la personne qui effectue la mesure
- la marque et le modèle de l'instrument
- les lieux de surveillance
- les résultats de mesure de la contamination en Bq/cm<sup>2</sup> avant et après la décontamination, le cas échéant
- les résultats des essais opérationnels et des mesures du rayonnement de fond
- les résultats des mesures d'étalon
- l'efficacité mesurée ou prévue
- l'enregistrement et la mise à jour des dossiers d'entretien de l'instrument, au besoin
- la démonstration que l'instrument choisi et les méthodes de comptage permettent de mesurer une activité détectable minimale inférieure aux critères applicables

### **C.6 Mesure directe de la contamination à l'aide d'un radiamètre portatif**

Les instruments de mesure directe comptent à la fois la contamination fixée et la contamination non fixée. Par la suite, on peut faire une lecture directe pour vérifier le respect des critères du permis pour la contamination non fixée.

Cependant, dans les cas où les titulaires de permis ont des critères distincts pour la contamination fixée et non fixée, des frottis, suivis d'une décontamination et de mesures directes, devraient être effectués.

### **C.7 Mesure indirecte de la contamination par frottis**

On peut suivre les étapes suivantes pour mesurer indirectement la contamination non fixée par frottis.

Prélever un échantillon à chacun des endroits indiqués sur le plan du secteur de travail à l'aide d'un papier filtre, d'un matériau pour frottis ou d'un coton-tige. Le tampon peut être sec ou légèrement humecté avec de l'eau ou de l'alcool pour accroître l'efficacité du prélèvement. Toutefois, si un agent mouillant est utilisé, la contamination pourrait être absorbée dans le matériau du tampon et mener à une sous-estimation considérable de la contamination alpha et de la contamination bêta de faible énergie pour certaines méthodes de comptage. Par exemple, le comptage de particules alpha ne devrait pas être effectué au moyen d'un tampon mouillé. Utiliser un tampon de frottis numéroté par emplacement. Si une contamination est découverte, la zone contaminée doit être identifiée et décontaminée.

La zone à contrôler (par frottis) devrait être telle qu'elle est définie dans le programme de surveillance des lieux de travail. En utilisant une pression uniforme et constante, frotter toute la zone.

Mesurer la contamination accumulée sur les tampons de frottis dans une zone à faible rayonnement de fond et noter tous les résultats.

Si les frottis sont mesurés à l'aide d'un détecteur de contamination, la taille du frottis doit être inférieure ou égale à celle de la zone sensible du détecteur. Il convient de noter que selon la forme du tampon de frottis (plane comme le papier filtre ou arrondie comme le coton-tige), les résultats peuvent être différents.

Nettoyer tout secteur contaminé et prendre une nouvelle mesure. Noter les résultats avant et après la décontamination.

## C.8 Efficacité du détecteur

Chaque instrument doit être étalonné pour que l'on détermine son efficacité de détection en utilisant des sources planaires uniformes et traçables avec une zone active de dimensions similaires à celles du détecteur, si possible. La substance nucléaire utilisée devrait émettre un rayonnement similaire à celui du contaminant potentiel. Les objectifs sont les suivants :

- déterminer la tension de fonctionnement de chaque détecteur, en particulier les sondes interchangeables; d'autres caractéristiques électriques et mécaniques peuvent également être testées
- obtenir ou confirmer l'efficacité de détection de l'instrument pour chaque radionucléide pertinent

L'efficacité du détecteur dépend des paramètres suivants :

- le type de détecteur (p. ex., Geiger-Müller, scintillation NaI, scintillation plastique/organique, compteur proportionnel, etc.)
- la taille et la forme du détecteur
- sa distance par rapport à la substance radioactive
- la substance nucléaire et le type de rayonnement mesuré (alpha, bêta, gamma et leurs énergies)
- la rétrodiffusion du rayonnement vers le détecteur
- l'absorption du rayonnement avant qu'il n'atteigne le détecteur (absorption par l'air, par le matériau lui-même et par le couvercle du détecteur)

Pour déterminer l'efficacité du détecteur :

- mesurer une source standard d'activité connue avec le détecteur, en coups par seconde (cps)<sup>5</sup> :

$$\text{efficacité absolue} = \frac{\text{taux de comptage du détecteur} - \text{taux de comptage du rayonnement de fond}}{\text{activité connue de la source standard}}$$

- consulter la documentation fournie par le fournisseur de la ou des substances nucléaires en cause; si cette information n'est pas fournie, communiquer avec le fournisseur pour obtenir les renseignements requis

Même de faibles niveaux de contamination en surface peuvent donner lieu à un risque d'exposition interne. Les instruments portatifs de surveillance de la contamination ont des taux d'efficacité de détection allant de 0 à 40 % (au mieux) pour différentes substances nucléaires (à l'exclusion des

---

<sup>5</sup> Si la superficie de la source dépasse celle du détecteur, on devrait alors appliquer un facteur de correction approprié pour tenir compte de l'activité réelle de la source standard telle qu'elle est vue par le détecteur.

contributions provenant des produits de filiation en équilibre séculaire)<sup>6</sup>. Les mesures doivent donc être prises à l'aide d'un instrument dont l'efficacité a été vérifiée avec la meilleure efficacité de détection prédéterminée disponible pour le ou les radionucléides en cause.

### C.9 Relation entre les valeurs mesurées et les critères de contamination

Les lectures données par les contaminamètres peuvent être liées à des critères de contamination si on connaît l'efficacité de l'instrument pour une substance nucléaire donnée. En utilisant l'efficacité de détection, on peut alors fournir une réponse pour convertir la lecture en concentration d'activité surfacique (en Bq/cm<sup>2</sup>). La linéarité de la réponse et les différences entre les plages peuvent également être étudiées.

Parmi les approches acceptables pour les mélanges de substances nucléaires, notons l'identification de l'isotope pour lequel le détecteur a la plus faible réponse à la limite de contamination applicable, ou l'utilisation d'une source qui contient le mélange de substances nucléaires à mesurer. Dans le cas des mélanges de substances nucléaires, on identifie d'abord l'isotope pour lequel le détecteur a la réponse la plus faible à la limite de contamination applicable. Pour ce faire, on multiplie la limite de contamination (Bq/cm<sup>2</sup>) par l'efficacité du détecteur (coups/Bq) par la zone mesurée (cm<sup>2</sup>). Le résultat donnera le nombre de coups le plus bas qui indiquerait la présence d'une contamination à la limite. La substance nucléaire associée au taux de comptage le plus bas à la limite est la valeur la plus restrictive pour cet instrument. On peut devoir utiliser diverses combinaisons d'instruments pour démontrer la conformité aux limites applicables dans le cas de mélanges de substances nucléaires.

À l'aide de la formule suivante, calculer les résultats des mesures en Bq/cm<sup>2</sup> :

$$\text{Activité non fixée} = \frac{N - NB}{E \times 60 \times A \times F}$$

Où :

N = taux de comptage total en coups par minute (cpm) mesuré directement ou sur frottis.

NB = taux de comptage normal de fond (en cpm) donné par un radiamètre portatif ou taux de comptage (en cpm) obtenu par la mesure d'un frottis de blanc à l'aide d'un instrument de table.

E = facteur d'efficacité de l'instrument (exprimé en fraction décimale, c.-à-d. pour une efficacité de 5 %, E = 0,05) pour la substance nucléaire mesurée. Consulter le fabricant ou se baser sur l'utilisation d'une substance nucléaire ayant une activité connue avec une géométrie de comptage semblable à celle qui est utilisée lors des contrôles de contamination.

60 = sec/min

A = surface essuyée par le frottis (ne dépasse habituellement pas 100 cm<sup>2</sup>, exception faite des cas où s'applique le *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015)*,

---

<sup>6</sup> L'équilibre séculaire est un type d'équilibre radioactif dans lequel la demi-vie du radio-isotope précurseur (parent) est tellement plus longue que celle du produit de filiation, que la radioactivité du produit de filiation devient égale à celle du parent au fil du temps.

pour les superficies supérieures à 300 cm<sup>2</sup>) ou superficie ouverte du détecteur en cm<sup>2</sup> (pour une mesure directe).

F = facteur de rétention du frottis (à utiliser seulement pour le calcul des résultats des mesures indirectes par frottis). Si F n'est pas déterminé de façon expérimentale, on doit utiliser une valeur de F = 0,1 (c.-à-d. 10 %).

### C.10 Activité minimale décelable

L'activité minimale décelable (AMD) est définie comme étant la quantité minimale d'activité dans un échantillon qui peut être détectée avec une probabilité de 5 % de détection erronée de la radioactivité lorsqu'il n'y en a pas, et une probabilité de 5 % de ne pas détecter la radioactivité lorsqu'elle est présente. Pour tout système conçu pour compter et quantifier la radioactivité, on calcule l'AMD pour le scénario le plus restrictif (p. ex., pour le nucléide dont l'efficacité de détection est la plus faible et le critère réglementaire le plus restrictif). Les unités de l'AMD (Bq, Bq/g, Bq/cm<sup>2</sup>) devraient être les mêmes que celles qui sont indiquées dans le permis ou le critère réglementaire, selon le cas. On calcule l'AMD, en Bq/cm<sup>2</sup>, comme suit :

$$\text{AMD (Bq/cm}^2\text{)} = \frac{2.71 + .66 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F}$$

Voir l'annexe C.9 pour la signification des termes NB, E, A et F. La valeur « T » est le temps de comptage, en secondes, pour la surveillance indirecte par frottis, et c'est le temps de réponse de l'instrument dans le cas des mesures directes (ou le temps réel si on procède à un comptage scalaire). Pour la surveillance par balayage/palpation, T est égal à la largeur du détecteur (cm) divisée par la vitesse de balayage (cm/s). Le temps de réponse de l'appareil varie selon les appareils. C'est un paramètre qui peut être sélectionné par l'utilisateur sur certains appareils, soit par sélection logicielle de l'heure réelle, soit par commutateur « rapide/lent » réglé sur des temps prédéfinis spécifiés dans le manuel de l'utilisateur. D'autres instruments peuvent sélectionner automatiquement le délai de réponse d'après le taux de comptage. Des temps de réponse plus longs amélioreront l'AMD.

Remarque : L'efficacité, et donc l'AMD, de l'instrument dépend grandement de la distance entre la source et le détecteur. On devrait calculer l'AMD pour la distance à laquelle le détecteur sera utilisé pendant la surveillance.

### C.11 Calcul et présentation des résultats avec les incertitudes

Les titulaires de permis devraient être en mesure de calculer l'incertitude de 2σ associée (c.-à-d., niveau de confiance de 95 %) pour toute mesure effectuée et comparée à un critère de contamination établi dans un permis de la CCSN ou documenté dans un programme de radioprotection d'un titulaire de permis de la CCSN. L'obligation de signaler et/ou de documenter les incertitudes associées aux mesures de rayonnement dépendra des circonstances. Par exemple, dans un rapport de déclassement ou un rapport officiel de laboratoire, chaque mesure supérieure à l'AMD devrait être accompagnée de son incertitude. À l'inverse, il ne serait pas nécessaire d'inclure les valeurs d'incertitude dans un journal de bord tenu par un titulaire de permis pour indiquer, par exemple, les taux de comptage mesurés à la surface d'articles ou de vêtements avec un contaminamètre à la limite d'une zone. Les titulaires de permis devraient néanmoins s'assurer que tout seuil ou toute valeur de déclenchement en cpm (ou cps) utilisé pour garantir la conformité à un critère d'activité de surface est à la fois supérieur à l'AMD de l'instrument, et correspond à une valeur d'activité suffisamment inférieure au critère réglementaire auquel il est comparé pour tenir compte des incertitudes typiques, compte tenu des conditions de comptage. L'incertitude de 2σ se calcule comme suit pour les mesures rapportées en Bq/cm<sup>2</sup> :

$$\text{Incertitude de } 2\sigma \text{ (Bq/cm}^2\text{)} = \pm 2 \times \frac{\sqrt{N \times [T/60] + NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F}$$

L'annexe C.9 donne la signification des termes N, NB, E, A et F, et l'annexe C.10 donne l'explication de T, que l'on présume avoir la même valeur pour le rayonnement de fond et l'échantillon.

## C.12 Sensibilité des appareils

Les instruments portatifs et de table pour surveiller la contamination doivent pouvoir fournir des résultats reproductibles inférieurs à tout critère de contamination applicable. Les titulaires de permis doivent être en mesure de démontrer que, pour la ou les substances nucléaires d'intérêt, le critère ou la limite de contamination correspondant établi dans un permis de la CCSN ou documenté dans un programme de radioprotection d'un titulaire de permis de la CCSN peut être détecté à l'aide de l'instrument proposé.

Pour ce faire, il faut déterminer l'AMD par le détecteur et pour l'isotope visé, et calculer l'incertitude ( $2\sigma$ ). Il existe diverses méthodes pour s'assurer que le temps de comptage choisi se traduit par une AMD suffisamment inférieure au critère de contamination d'intérêt.

Voici 2 exemples de la façon dont on établit la sensibilité adéquate des instruments pour une substance nucléaire donnée :

- 1) Par souci de prudence, l'AMD a été fixée à 0,5 fois le critère ou la limite de contamination applicable :

$$\frac{2,71 + 4,66 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq 0,5 \times \text{limite de contamination}$$

- 2) Supposons qu'une mesure type près du critère applicable est le double de la mesure de fond (c.-à-d.  $N = 2NB$ ) et que le temps de comptage T est identique pour les deux :

$$\frac{2,71 + 4,66 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} + 2 \frac{\sqrt{3NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq \text{limite de contamination}$$

Ce qui équivaut à :

$$\frac{2,71 + 8,12 \sqrt{NB \times [T/60]}}{E \times T \times A \times F} \leq \text{limite de contamination}$$

L'annexe C.9 donne la signification des termes NB, E, A et F, et l'annexe C.10 donne l'explication de T, que l'on présume avoir la même valeur pour le rayonnement de fond et l'échantillon.

## C.13 Choix des contaminamètres

L'AMD d'une substance nucléaire dépendra à la fois des types et des énergies du rayonnement émis par cette substance nucléaire et du type de détecteur utilisé. En règle générale, 3 facteurs fondamentaux ont

une incidence sur la sensibilité des instruments. Chacun de ces facteurs aura une incidence différente selon le type de rayonnement et la forme d'énergie auxquels l'instrument est exposé.

### **C.13.1 Épaisseur et composition de la fenêtre**

On doit se demander si la densité de la fenêtre est suffisamment faible pour permettre au rayonnement émis par la source de pénétrer dans le détecteur. Cette question est essentielle dans le cas du rayonnement bêta de faible énergie et du rayonnement alpha, qui peuvent être entièrement absorbés par des matériaux aussi minces qu'une feuille de papier. Il faut savoir que la plupart des instruments n'arrivent pas à détecter certains isotopes, p. ex., le  $^3\text{H}$  ou le  $^{63}\text{Ni}$ , parce que le rayonnement bêta qu'ils émettent est entièrement absorbé par la fenêtre. Pour de tels isotopes, la surveillance indirecte par scintillation liquide constitue habituellement la meilleure solution.

### **C.13.2 Densité du détecteur**

Tous les radiamètres détectent les interactions entre le rayonnement et une matière à l'intérieur de l'appareil. Il existe 2 grandes catégories de radiamètres : les détecteurs remplis de gaz et les scintillateurs solides ou liquides. Les détecteurs remplis de gaz, p. ex., les détecteurs Geiger et les compteurs proportionnels, sont efficaces pour la détection du rayonnement alpha ou bêta, car ces types de rayonnement provoquent des interactions, même dans des matériaux de faible densité. À l'inverse, les rayons gamma traversent facilement les gaz de faible densité sans qu'il y ait interaction, en particulier lorsque l'énergie est élevée. Les scintillateurs solides, p. ex., les détecteurs à l'iodure de sodium (NaI), détectent habituellement beaucoup mieux le rayonnement gamma. Les détecteurs à cristaux conviennent aux émetteurs de rayons gamma de faible énergie, p. ex., le Tc-99m, tandis que les détecteurs plus épais augmentent la sensibilité aux émetteurs de rayons gamma de haute énergie, p. ex., le Cs-137 ou le Co-60.

### **C.13.3 Sortie du détecteur**

Chaque fois que le détecteur est exposé à une source de rayonnement, il produit une infime quantité d'énergie. L'énergie est convertie en signal électronique, lequel peut être mesuré. Certains détecteurs, notamment les compteurs Geiger, produisent des impulsions régulières qui peuvent être comptées. D'autres systèmes, p. ex., les scintillateurs ou les compteurs proportionnels, produisent un signal en fonction de la quantité d'énergie produite lors de l'interaction initiale avec le rayonnement. Ce signal permet de distinguer divers types de rayonnement et diverses formes d'énergie (dans le cas des rayonnements de même type). De tels détecteurs sont utiles lorsqu'il peut être nécessaire de différencier parmi de nombreux isotopes différents.

Le tableau C.1 présente de l'orientation concernant les applications recommandées de divers contaminamètres portatifs et non portatifs.

**Tableau C.1 : Applications recommandées des contaminamètres**

<b>Contaminamètres portatifs<sup>1</sup></b>	<b>Applications recommandées<sup>2</sup></b>
Détecteur Geiger-Müller à fenêtre mince	Émetteurs bêta, émetteurs alpha
Détecteur proportionnel à circulation de gaz	Variables, veuillez consulter les spécifications du fabricant
Détecteur à scintillation, à cristal mince d'iodure de sodium	Émetteurs gamma de basse énergie (< 200 keV)
Détecteur à scintillation, à cristal épais d'iodure de sodium	Émetteurs gamma de haute énergie (< 200 keV)
Détecteur à scintillation organique/polymère	Généralement conçu spécialement pour la détection du rayonnement alpha et bêta en présence de faible rayonnement de fond. La détection du rayonnement gamma est variable; veuillez consulter les spécifications du fabricant.
Détecteur à scintillation, à sulfure de zinc	Émetteurs alpha
Scintillateur à couche épaisse de sulfure de zinc avec discrimination exclusive	Émetteurs alpha, bêta et gamma
<b>Contaminamètres non portatifs (compteurs de contamination sur frottis)</b>	<b>Applications recommandées<sup>2</sup></b>
Compteur à scintillation liquide	Prélèvements alpha et bêta par frottis, surtout pour les émetteurs bêta de très faible énergie, p. ex., le <sup>3</sup> H, le <sup>63</sup> Ni et le <sup>14</sup> C.
Compteur à puits avec cristal d'iodure de sodium	Prélèvement par frottis pour rayonnement gamma. Permet l'analyse spectroscopique de divers isotopes si des isotopes multiples sont utilisés.
Compteur proportionnel à débit de gaz	Échantillons de frottis pour rayonnements alpha et bêta
Spectromètre gamma à semi-conducteurs (germanium de grande pureté)	Prélèvement gamma par frottis. Permet l'analyse spectroscopique haute résolution de divers isotopes si des isotopes multiples sont utilisés.
Détecteur à couche planaire de silicium passivé	Échantillons de frottis pour rayonnements alpha et bêta

<sup>1</sup> La chambre d'ionisation est un autre type important de détecteur portatif. Ces appareils mesurent le débit de dose de rayonnement plutôt que la contamination. En règle générale, ils se prêtent mal à la surveillance de la contamination et ne devraient pas servir à cette fin.

<sup>2</sup> Les substances nucléaires qui se désintègrent par émission de particules alpha ou bêta émettent également souvent des rayons gamma. De nombreux isotopes, surtout les matières à numéro atomique élevé, p. ex., l'uranium et le radium, peuvent être présents en équilibre avec les autres isotopes qui se trouvent dans leur « chaîne de désintégration » qui, à leur tour, émettent de nombreux types et énergies de rayonnement différents. Au moment de choisir un radiamètre, il est important de tenir compte des types de rayonnement qui seront mesurés. Par exemple, les isotopes utilisés en tomographie par émission de positrons se désintègrent en émettant un positron (bêta+) qui à son tour produit 2 rayons gamma de haute énergie (511 keV). Quand on utilise ces isotopes, ce sont les rayons gamma qu'il faut surtout vérifier, et un scintillateur à cristal épais d'iodure de sodium sera très efficace pour détecter ces rayons gamma. Cependant, un détecteur Geiger à fenêtre mince détectera les émissions bêta+ encore plus efficacement, et aura en général un taux de comptage du rayonnement de fond beaucoup plus faible.

Pour de plus amples renseignements sur le choix d'instruments propres à différents nucléides, veuillez consulter le [Livret d'information sur les radionucléides](#) [28] de la CCSN.



## **Annexe D : Étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe**

Cette annexe donne un exemple de processus d'étalonnage pour les radiamètres et les dosimètres à lecture directe (DLD) servant à prendre des mesures du rayonnement qui sont directement comparées à un critère ou à une limite réglementaire. Le titulaire de permis devrait adopter une approche de l'étalonnage des radiamètres et des DLD semblable à l'exemple de processus d'étalonnage présenté dans l'annexe.

Aucun élément de la présente annexe ne peut être interprété de manière à signifier que la CCSN délivre des autorisations, des certificats ou des permis autorisant des personnes à étalonner des radiamètres et des DLD. Il incombe au titulaire de permis de s'assurer que toute personne effectuant l'étalonnage de radiamètres ou de DLD en son nom peut le faire conformément aux exigences réglementaires de la CCSN. Cela devrait être fait à l'aide du système de gestion des processus de validation et de vérification des entrepreneurs travaillant pour le titulaire de permis.

### **D.1 Documentation de la procédure d'étalonnage**

Pour s'assurer que l'étalonnage du radiamètre ou de DLD est effectué correctement et uniformément, une procédure documentée d'étalonnage comprend ce qui suit :

- la description générale de la méthode d'étalonnage
- la détermination et la preuve de vérification des incertitudes associées au gabarit, au taux de référence d'exposition ou de kerma (Ka) de l'air, à l'activité de la source, aux atténuateurs et à la correction de la désintégration qui sont associés à l'incertitude totale de l'étalonnage
- les procédures, étape par étape, comprenant de préférence les manuels du fabricant, pour montrer que l'information sur le radiamètre ou le DLD est suffisante pour pouvoir l'utiliser, pour effectuer les vérifications préalables à l'étalonnage et pour étalonner le radiamètre ou le DLD

### **D.2 Vérification pré-étalonnage des radiamètres**

Le contrôle pré-étalonnage du radiamètre consiste en ce qui suit :

- une vérification de la pile pour s'assurer que la tension est suffisante selon les spécifications du fabricant (le cas échéant) et qu'elle peut être maintenue pendant toute la durée de l'étalonnage
- une vérification de la tension de fonctionnement, s'il y a lieu
- un contrôle fonctionnel complet de toutes les plages de mesure du radiamètre, le cas échéant

### **D.3 Conditions physiques et environnementales pour les gabarits et les radiamètres et dosimètres à lecture directe**

Pour que l'étalonnage soit précis, le gabarit de l'étalonneur de faisceau et le radiamètre ou le DLD sont configurés comme suit :

1. Pour réduire au minimum la dispersion, le gabarit est placé à au moins 0,5 m du plancher, du plafond et de tout mur.

2. La distance minimale entre la source et tout objet diffuseur doit être de 0,5 m<sup>7</sup> :
  - a. dans un endroit exempt de toute interférence provenant de sources de rayonnements ionisants autres que la source d'étalonnage
  - b. dans un endroit où les champs électrostatique, électrique et magnétique et les autres rayonnements non ionisants, comme les ondes radiofréquence et les hyperfréquences n'auront pas d'incidence sur la réponse de l'instrument.
3. Radiamètre ou le DLD à étalonner :
  - a. est placé sur le gabarit de manière à minimiser les distorsions dues au géotropisme, à la dépendance directionnelle et au manque d'uniformité du faisceau de rayonnement de la source à travers le volume du détecteur
  - b. a une ouverture bêta ou un écran en position optimale (habituellement fermée) pour la meilleure réponse en énergie (c.-à-d. la plus plate) et
  - c. dans le cas d'un DLD utilisé comme dosimètre principal d'un travailleur, est placé sur un fantôme de torse (30 cm x 30 cm x 15 cm), ou sur un substitut de fantôme de torse, afin de correspondre à l'application prévue du dosimètre
4. L'incertitude de la distance d'étalonnage ne peut être supérieure à 2 % et correspond à la somme quadratique des incertitudes pour l'échelle de distance du gabarit, le positionnement physique et le repositionnement du radiamètre ou du DLD, l'emplacement du centre de la source lorsqu'il est sur le gabarit, et le centre du volume sensible du détecteur du radiamètre.
5. L'étalonnage est effectué aux endroits où l'on sait qu'il y a présence de rayonnement naturel et l'on doit apporter les corrections appropriées afin de compenser cette source d'erreur potentielle. Cela est particulièrement important lorsqu'on prend des mesures dans les plages les plus faibles du radiamètre ou du DLD.

#### D.4 Sources d'étalonnage

La source d'étalonnage devrait contenir le même isotope de référence que celui que le fabricant utilise, surtout lorsque celui-ci indique qu'on doit présumer la réponse d'énergie. Quel que soit l'isotope utilisé, la dépendance énergétique de la réponse du débit de dose de l'appareil à étalonner est connue et se situe à moins de 30 % du débit de dose réel sur le spectre d'énergie d'intérêt.

Si le débit de dose vrai par convention est établi directement à partir de l'activité d'une source, l'activité de la source d'étalonnage est connue avec une incertitude ne dépassant pas  $\pm 10$  %. Cette incertitude comprend les atténuateurs (utilisés seuls ou en combinaison) s'ils font partie intégrante de l'assemblage de la source. La source d'étalonnage est traçable jusqu'à un étalon national ou international, et l'activité de la source d'étalonnage est corrigée pour tenir compte de la désintégration à une fréquence permettant de s'assurer que son activité se situe à moins de 1 % de sa valeur spécifiée. Par convention, les doses vraies de rayonnement peuvent être établies à l'aide des facteurs de conversion de débit de dose suivants à partir d'une activité de source connue.

---

<sup>7</sup> Excluding box calibrators that have been characterized using appropriate radiation survey instruments that have been calibrated on a free-in-air calibrator.

**Tableau D.1 : Facteurs de conversion du kerma de l'air, de l'exposition et de la dose par MBq (source ponctuelle) à 1 m**

Isotope	Kerma de l'air (Ka) Gy/h	Exposition (Roentgens) R/h	Dose efficace (E) – géométrie antérieure-postérieure Sv/h	Équivalent de dose ambiante (H*10) Sv/h	Équivalent de dose personnelle (H <sub>p</sub> 10) Sv/h
Cs-137	7,699E-08	8,789E-06	7,789E-08	9,268E-08	9,353E-08
Co-60	3,055E-07	3,487E-05	3,045E-07	3,543E-07	3,521E-07

Remarque : Le kerma de l'air et la dose efficace ont été calculés d'après les coefficients de conversion fluence-dose de la CIPR (valeurs interpolées linéairement au besoin), présentés dans la publication 116 de la CIPR, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures* [32]. La fluence a été calculée sur la base des énergies et des probabilités photoniques obtenues à partir de la bibliothèque de nucléides de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN), [Joint Evaluated Fission and Fusion File \(JEFF\) 3.1](#) [33]. Toutes les émissions de photons supérieures à 15 keV présentant une probabilité supérieure à 0,01 % ont été prises en compte dans le calcul. Les quantités opérationnelles ont été calculées sur la base des coefficients de conversion kerma de l'air-dose (avec interpolation linéaire au besoin) présentés dans la publication 74 de la CIPR, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation* [34].

Si le débit de dose vrai par convention est établi à l'aide d'une mesure de l'exposition ou du débit de kerma de l'air, un certificat d'étalonnage est nécessaire pour tout étalon de transfert (p. ex., chambre à ions et électromètre) utilisé pour effectuer la mesure. Les taux d'exposition (R/h) sont convertis en taux de kerma de l'air en gray par an (Gy/h) selon la conversion suivante : 1 R = 0,00876 Gy. Les taux de kerma de l'air sont ensuite convertis en quantités opérationnelles H\*10 aux fins d'étalonnage des débitmètres gamma et H<sub>p</sub>10 aux fins d'étalonnage des DLD électroniques qui mesurent la dose gamma profonde à l'aide des facteurs de conversion suivants :

Cs-137 : H\*10 : 1,204 Sv/Gy, H<sub>p</sub> 10 : 1,215 Sv/Gy

Co-60 : H\*10 : 1,160 Sv/Gy, H<sub>p</sub> 10 : 1,153 Sv/Gy

## D.5 L'étalonnage des radiamètres

Chaque radiamètre est étalonné jusqu'à sa plage la plus élevée. La méthode d'étalonnage recommandée par le fabricant, le cas échéant, est suivie, et l'étalonnage est vérifié à environ 20 à 25 % et 75 à 80 % de la mesure de chaque plage. Dans le cas des radiamètres à télémétrie automatique, l'étalonnage est vérifié à un débit de dose minimal par décade jusqu'à ce que l'on couvre toute la plage opérationnelle des débits de dose du radiamètre. Les radiamètres ne peuvent pas être placés à une distance inférieure à 0,5 m de la source de rayonnement.

Dans la mesure du possible, les débits de dose mesurés à l'aide des radiamètres le sont à l'aide d'une fonction de mise à l'échelle, avec un temps d'intégration minimal de 60 secondes. Lorsque les fonctions de mise à l'échelle ne sont pas disponibles, l'appareil peut être exposé pendant 60 secondes dans le faisceau, suivi d'une autre exposition de 60 secondes pendant laquelle les lectures sont observées à

distance, et les lectures de débit de dose les plus élevées et les plus basses sont consignées. Le débit de dose mesuré est la moyenne des deux lectures.

Les mesures sont enregistrées avant et après tout ajustement d'étalonnage nécessaire (ou préférable). Un radiamètre répond aux critères d'étalonnage lorsque chaque mesure observée se situe à  $\pm 20\%$  du débit de dose vrai par convention.

Si les débits de dose ne peuvent être obtenus sur toute la plage d'un débitmètre, cette limitation est clairement indiquée sur le certificat d'étalonnage, et le débit de dose étalonné maximal est affiché sur l'étiquette d'étalonnage. Cependant, on doit vérifier chaque plage pour s'assurer de la réponse et, dans la mesure du possible, en diminuant la distance d'étalonnage et en confirmant l'augmentation du débit de dose.

## **D.6 L'étalonnage des dosimètres à lecture directe**

La méthode d'étalonnage recommandée par le fabricant pour le DLD est suivie, le cas échéant.

Pour chaque mesure de dose effectuée à l'aide d'un DLD, le temps d'exposition dans le faisceau est d'au moins 60 secondes. Les mesures sont enregistrées avant et après tout ajustement d'étalonnage nécessaire (ou préférable). Un DLD répond aux critères d'étalonnage lorsque chaque mesure observée se situe à  $\pm 20\%$  du débit de dose vrai par convention.

Les mesures de dose sont effectuées à des débits de dose équivalents à 0,01 %, 0,1 %, 1 % et 10 % du débit de dose maximal spécifié par le fabricant, jusqu'aux débits de dose les plus élevés qui peuvent être atteints à une distance d'au moins 0,5 m de la source d'étalonnage.

Dans le cas des DLD à chambre d'ionisation de type crayon, une dose unique délivrée entre 20 % et 80 % de la plage de doses mesurées, quel que soit le débit de dose, est jugée adéquate. Si tel est le cas, on vérifie les caractéristiques d'alarme des DLD (p. ex., pour le débit de dose et les niveaux de dose cumulative) pour s'assurer qu'ils fonctionnent aux seuils requis de déclenchement d'alarme.

## **D.7 Relevé d'étalonnage**

Après l'étalonnage, la personne qui effectue l'opération doit remplir un relevé d'étalonnage et remplir et apposer sur le radiamètre ou le DLD une étiquette durable indiquant la date de cet étalonnage ou la date du prochain étalonnage requis. La personne qui effectue l'étalonnage remet en même temps que l'appareil le relevé d'étalonnage original de chaque radiamètre ou DLD à l'utilisateur.

Si un radiamètre ou un DLD ne répond pas aux critères d'étalonnage, la personne qui effectue l'étalonnage en avise immédiatement la personne qui a demandé l'étalonnage.

La personne qui effectue l'étalonnage peut, sur demande et si elle est qualifiée en raison d'une formation ou d'une accréditation appropriée, réparer un radiamètre ou un DLD avant de le retourner à l'utilisateur. Après toute réparation qui va au-delà des instructions du fabricant pour l'entretien normal, un radiamètre ou un DLD doit être réétalonné.

Le relevé d'étalonnage de chaque radiamètre ou DLD comprend les renseignements suivants, le cas échéant :

1. le nom du titulaire de permis et le numéro de permis de la CCSN
2. la marque et le modèle du radiamètre ou du DLD, le numéro de série du bloc détecteur et le type de sonde utilisée pour l'étalonnage, le cas échéant
3. la source d'étalonnage utilisée, y compris l'isotope et l'activité, ou la tension, le courant et l'énergie efficace des sources d'étalonnage des rayons X
4. les résultats de l'étalonnage, y compris :
  - a. l'état des piles, le cas échéant
  - b. la tension de fonctionnement, le cas échéant
  - c. la température, la pression et l'humidité pendant l'étalonnage
  - d. le ou les débits de dose vrais par convention utilisés pour l'étalonnage, de même que la quantité opérationnelle applicable et l'incertitude totale pour chaque plage du radiamètre ou du DLD qui a été étalonné
  - e. le ou les débits de dose observés sur le radiamètre ou le DLD, avec les unités, y compris le pré-étalonnage et le post-étalonnage, pour chaque plage du radiamètre ou du DLD qui a été étalonné
  - f. le pourcentage de variance calculé du débit de dose observé par rapport au débit de dose vrai par convention
  - g. toute anomalie observée pour cette plage d'énergie
  - h. toute anomalie ou tout problème constaté lors de l'étalonnage du radiamètre ou du DLD en général
  - i. la date d'étalonnage du radiamètre ou du DLD
  - j. le nom et la signature de l'étalonneur
  - k. une attestation écrite indiquant que l'étalonnage a été effectué conformément aux normes prescrites dans le présent document

Le relevé d'étalonnage de chaque radiamètre ou DLD est conservé par le titulaire de permis, en vertu de la LSRN et ses règlements d'application, pour la période prescrite par le permis ou la réglementation, le cas échéant.

## Glossaire

Les définitions des termes utilisés dans le présent document figurent dans le [REGDOC-3.6, \*Glossaire de la CCSN\*](#), qui comprend des termes et des définitions tirés de la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#), de ses règlements d'application ainsi que des documents d'application de la réglementation et d'autres publications de la CCSN. Le REGDOC-3.6 est fourni à titre de référence et pour information.

## Références

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). [REGDOC-2.7.2, Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle](#), Ottawa, 2020.
2. CCSN. [REGDOC-2.7.2, Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie](#), Ottawa, 2020.
3. CCSN. [REGDOC-2.9.1, Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement](#), Ottawa, 2017.
4. CCSN. [REGDOC-1.6.1, Guide de présentation d'une demande de permis: Substances nucléaires et appareils à rayonnements](#), Ottawa, 2017.
5. Commission internationale de protection radiologique (CIPR). Publication 103, [Recommandations 2007 de la Commission Internationale de Protection radiologique](#), Annales de la CIPR, vol. 37, n<sup>os</sup> 2–4, 2007.
6. CCSN. [REGDOC-1.4.1, Guide de présentation d'une demande de permis : Installations nucléaires et équipement réglementé de catégorie II](#), Ottawa, 2021.
7. CCSN. [REGDOC-2.1.1, Système de gestion](#), Ottawa, 2019.
8. CCSN. [REGDOC-1.1.2, Guide de présentation d'une demande de permis, Permis de construction d'une centrale nucléaire](#), Ottawa, 2019.
9. CCSN. [REGDOC-1.1.3, Guide de présentation d'une demande de permis: Permis d'exploitation d'une centrale nucléaire](#), Ottawa, 2017.
10. CCSN. [REGDOC-2.1.2, Culture de sûreté](#), Ottawa, 2018.
11. CIPR. Publication 101b, *The Optimisation of Radiological Protection: Broadening the Process*, Annales de la CIPR, vol. 36, n<sup>o</sup> 3, 2006.
12. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Collection Rapports de sûreté n<sup>o</sup> 21, [L'optimisation de la radioprotection dans le cadre de la maîtrise de l'exposition professionnelle](#), 2002.
13. CIPR. Publication 55, *Optimization and Decision-Making in Radiological Protection*, Annales de la CIPR, Vol. 20, n<sup>o</sup> 1, 1990.
14. CCSN. [REGDOC-2.2.3, Accréditation du personnel: Responsables de la radioprotection](#), Ottawa, 2014.
15. CCSN. [REGDOC-2.2.3, Volume III : Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires](#), Ottawa, 2019.
16. CCSN. [REGDOC-2.2.2, La formation du personnel \(version 2\)](#), Ottawa, 2016.
17. CCSN. [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#), Ottawa, 2014.

18. CCSN. [REGDOC-2.5.5, Conception des installations de gammagraphie industrielle](#), Ottawa, 2018.
19. CCSN. [GD-52 : Guide de conception des laboratoires de substances nucléaires et des salles de médecine nucléaire](#), Ottawa, 2010. GD-52 sera remplacé par le REGDOC-2.5.6, *Conception des salles où sont manipulées des substances nucléaires non scellées*. Voir [l'historique du REGDOC-2.5.6](#) pour plus d'information.
20. CCSN. [RD-367 : Conception des installations dotées de petits réacteurs](#), Ottawa, 2011. RD-367 sera incluse dans le REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs*, version 2. Voir [l'historique du REGDOC-2.5.2](#) pour plus d'information.
21. CCSN. [REGDOC-2.5.4, Conception des mines et des usines de concentration d'uranium : Systèmes de ventilation](#), Ottawa, 2018.
22. Groupe CSA. [CSA Z94.4-18, Choix, utilisation et entretien des appareils de protection respiratoire](#), Mississauga, 2018.
23. Groupe CSA. [CSA N288.8-F17, Établissement et mise en œuvre de seuils d'intervention pour les rejets dans l'environnement par les installations nucléaires](#), Mississauga, 2017.
24. CIPR. Publication 88, *Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother*, Annales de la CIPR, Vol. 31, n<sup>os</sup> 1-3, 2001.
25. Organisation mondiale de la santé, [Rayonnements ionisants, effets sur la santé et mesures de protection](#), Genève, 2016.
26. CCSN. [REGDOC-2.10.1, Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires](#), Ottawa, 2016.
27. Santé Canada. [Critères génériques et niveaux opérationnels d'intervention pour la planification et les interventions en cas d'urgence nucléaire](#).
28. CCSN. [Livret d'information sur les radionucléides](#), 2018.
29. American National Standards Institute / Health Physics Society. ANSI/HPS N13.12-2013, *Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance*, 2013.
30. American National Standards Institute. ANSI N42.17B-1989, *American National Standard Performance Specifications for Health Physics Instrumentation. Occupational Airborne Radioactivity Monitoring Instrumentation*, 1989.
31. American National Standards Institute / IEEE Standards Association. ANSI/IEEE N323c-2009, *Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration – Air Monitoring Instruments*, 2009.
32. CIPR. Publication 116, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures*, Annales de la CIPR, vol. 40, n<sup>os</sup> 2–5, 2010.
33. Agence pour l'énergie nucléaire. [Joint Evaluated Fission and Fusion File \(JEFF\) 3.1 evaluated data library](#).



34. CIPR. Publication 74, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*, Annales de la CIPR, Vol. 26, n<sup>os</sup> 3–4, 1996.

## Séries de documents d'application de la réglementation de la CCSN

Les installations et activités du secteur nucléaire du Canada sont réglementées par la CCSN. En plus de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et de ses règlements d'application, il pourrait y avoir des exigences en matière de conformité à d'autres outils de réglementation, comme les documents d'application de la réglementation ou les normes.

Les documents d'application de la réglementation préparés par la CCSN sont classés en fonction des catégories et des séries suivantes :

### 1.0 Installations et activités réglementées

- |        |     |  |
|--------|-----|--|
| Séries | 1.1 | Installations dotées de réacteurs                |
|        | 1.2 | Installations de catégorie IB                    |
|        | 1.3 | Mines et usines de concentration d'uranium       |
|        | 1.4 | Installations de catégorie II                    |
|        | 1.5 | Homologation d'équipement réglementé             |
|        | 1.6 | Substances nucléaires et appareils à rayonnement |

### 2.0 Domaines de sûreté et de réglementation

- |        |      |   |
|--------|------|---|
| Séries | 2.1  | Système de gestion                          |
|        | 2.2  | Gestion de la performance humaine           |
|        | 2.3  | Conduite de l'exploitation                  |
|        | 2.4  | Analyse de la sûreté                        |
|        | 2.5  | Conception matérielle                       |
|        | 2.6  | Aptitude fonctionnelle                      |
|        | 2.7  | Radioprotection                             |
|        | 2.8  | Santé et sécurité classiques                |
|        | 2.9  | Protection de l'environnement               |
|        | 2.10 | Gestion des urgences et protection-incendie |
|        | 2.11 | Gestion des déchets                         |
|        | 2.12 | Sécurité                                    |
|        | 2.13 | Garanties et non-prolifération              |
|        | 2.14 | Emballage et transport                      |

### 3.0 Autres domaines de réglementation

- |        |     |   |
|--------|-----|---|
| Séries | 3.1 | Exigences relatives à la production de rapports |
|        | 3.2 | Mobilisation du public et des Autochtones       |
|        | 3.3 | Garanties financières                           |
|        | 3.4 | Séances de la Commission                        |
|        | 3.5 | Processus et pratiques de la CCSN               |
|        | 3.6 | Glossaire de la CCSN                            |

**Remarque :** Les séries de documents d'application de la réglementation pourraient être modifiées périodiquement par la CCSN. Chaque série susmentionnée peut comprendre plusieurs documents d'application de la réglementation. Pour obtenir la plus récente [liste de documents d'application de la réglementation](#), veuillez consulter le site Web de la CCSN.

## **Consultation Report: REGDOC-2.7.1, *Radiation Protection***

### **Rapport de consultation: REGDOC-2.7.1, *Radioprotection***

#### **Introduction**

REGDOC-2.7.1 provides clarity and guidance on meeting the requirements found in the *Radiation Protection Regulations* (RPR). This regulatory document will help CNSC licensees and applicants implement acceptable measures for radiation protection, in accordance with the *Nuclear Safety and Control Act* (NSCA) and RPR.

#### **Consultation process**

On March 21, 2019, a draft version of REGDOC-2.7.1 was issued for public consultation until July 19, 2019.

During this consultation period, the CNSC received 131 comments from 12 commenters: Alberta Health Services, A. Lee, Bruce Power, Cameco Corporation, Canadian Nuclear Association, Canadian Nuclear Laboratories, Énergie NB Power, Ministère de la santé et des services sociaux du Québec, Nordion, Ontario Power Generation, Shared Health Manitoba, and the Ottawa Hospital.

Comments received through the consultation were posted for feedback from August 14 to September 4, 2019. No comments were received during this second round of consultation.

After the RPR were published on November 25, 2020 in *Canada Gazette* Part II, the CNSC provided an additional review period to those who previously commented on the document, as well as Civil Society Organizations (CSOs) who had specifically requested an additional opportunity to comment. This targeted consultation was held

e-Doc 6423539

#### **Introduction**

REGDOC-2.7.1 fournit une orientation et des précisions concernant les exigences relatives à l'application du *Règlement sur la radioprotection* (RRP). Ce document de réglementation permettra de s'assurer que les titulaires de permis de la CCSN et les demandeurs mettent en œuvre des mesures adéquates de radioprotection conformément à la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) et au RRP.

#### **Processus de consultation**

Du 21 mars au 19 juillet 2019, une ébauche du REGDOC-2.7.1 a été publiée aux fins de consultation publique.

Au cours de la période de consultation, la CCSN a reçu 131 commentaires de 12 répondants : Alberta Health Services, A. Lee, Bruce Power, Cameco Corporation, l'Association nucléaire canadienne, Laboratoires Nucléaires Canadiens, Énergie NB Power, Ministère de la santé et des services sociaux du Québec, Nordion, Ontario Power Generation, Shared Health Manitoba et l'Hôpital d'Ottawa.

Les commentaires reçus ont été affichés du 14 août au 4 septembre 2019 aux fins de rétroaction sur les commentaires. Aucun autre commentaire n'a été reçu durant cette étape de consultation.

Après la publication de la nouvelle version du RRP le 25 novembre 2020 dans la Partie II de la *Gazette du Canada*, la CCSN a accordé une période additionnelle de 45 jours pour l'examen du REGDOC-2.7.2, tome I à tous ceux qui ont formulé des commentaires lors de la première période de consultation et aux

from November 26, 2020 to January 11, 2021 and 16 additional comments were received from industry: Canadian Nuclear Association, Bruce Power, Nordion, Canadian Nuclear Laboratories and Cameco Corporation. No comments were received from CSOs.

Following a request from industry commenters, CNSC staff held a meeting with industry representatives on March 10, 2021 to discuss outstanding issues.

All responses to stakeholder feedback on draft REGDOC-2.7.1 can be found in the detailed comments table included as part of the Commission Member Document package.

### **Key comments**

The following summarizes some of the comments received throughout the consultation process and provides an overview of CNSC staff's responses.

#### **Comment 1:**

Commenters requested further clarity between guidance and requirements throughout the document.

#### **CNSC staff response:**

The language in the document was reviewed and revised to clarify that the document consists of guidance, unless where a regulatory requirement is referenced.

#### **Comment 2:**

Commenters raised concerns about the section on labelling of containers and devices containing nuclear substances and requested a

e-Doc 6423539

organisations de la société civile (OSC) qui avaient demandé une occasion supplémentaire de faire des commentaires. Cette consultation ciblée a eu lieu entre le 26 novembre 2020 au 11 janvier 2021. 12 nouveaux commentaires ont été soumis par des représentants de l'industrie : l'Association nucléaire canadienne, Bruce Power, Nordion, Laboratoires Nucléaires Canadiens et Cameco Corporation. Aucun commentaire n'a été formulé par les OSC.

Pour donner suite à une demande des membres de l'industrie, le personnel de la CCSN a tenu un atelier le 10 mars 2021 pour discuter des questions en suspens.

Les réponses complètes aux observations des parties intéressées relatives au projet de REGDOC-2.7.1 figurent dans le tableau de réponse aux commentaires faisant partie de la trousse de documents à l'intention des commissaires.

### **Principaux commentaires**

La partie suivante présente un résumé de certains des commentaires reçus au cours du processus de consultation et un aperçu des réponses du personnel de la CCSN.

#### **Commentaire 1**

Les répondants ont demandé des éclaircissements sur la différence entre l'orientation et les exigences énoncées dans le document.

#### **Réponse du personnel de la CCSN**

Le libellé dans le document a été examiné et révisé pour préciser que ce dernier offre une orientation, à moins qu'une exigence réglementaire y soit mentionnée.

#### **Commentaire 2**

Les répondants ont exprimé leurs préoccupations liées à la section sur l'étiquetage des conteneurs et des appareils

workshop with CNSC staff. CNSC staff note that similar concerns were raised by commenters during the *Canada Gazette* Part I consultation on the proposed amendments to the RPR.

**CNSC staff response:**

The section on labelling was reviewed and revised for clarity, taking into account some of the proposed changes requested by stakeholders.

The REGDOC provides guidance for all applicants and licensees for the labelling of containers and devices containing nuclear substances. Given the breadth of licensed activities, it is not possible to detail every scenario. Licensee-specific situations should be discussed with CNSC staff and assessed on a case-by-case basis using the general principles outlined in the REGDOC.

**Comment 3:**

Commenters expressed concerns regarding the guidance provided for the new requirements in the RPR on radiation detection and measurement instrumentation. Commenters sought clarity in a number of areas, and also expressed concerns that the REGDOC seemed to broaden requirements for calibrations of all instruments and equipment being used to measure radiation. A number of technical clarifications and suggestions were also provided by commenters for the calibration of radiation survey meters and direct reading dosimeters.

renfermant des substances nucléaires et ont demandé au personnel de la CCSN d'organiser un atelier. Le personnel de la CCSN a constaté que des préoccupations semblables ont été exprimées par des répondants lors de la consultation en lien avec la publication dans la Partie I de la *Gazette du Canada* sur les modifications proposées au RRP.

**Réponse du personnel de la CCSN**

La section sur l'étiquetage a été examinée et révisée aux fins de précision, et tient compte de certains des changements proposés par les parties intéressées.

Le REGDOC fournit une orientation à tous les demandeurs et titulaires de permis pour l'étiquetage des conteneurs et des appareils renfermant des substances nucléaires. Étant donné la diversité des activités réglementées, il n'est pas possible de décrire tous les scénarios possibles. Les situations propres à un titulaire de permis doivent être communiquées à la CCSN et celles-ci seront évaluées au cas par cas conformément aux principes généraux énoncés dans le REGDOC.

**Commentaire 3**

Les répondants ont fait part de leurs préoccupations concernant l'orientation fournie relativement aux nouvelles exigences du RRP sur les appareils de détection et de mesure du rayonnement. Ils aimeraient obtenir plus de détails dans bon nombre de domaines et ont aussi exprimé des inquiétudes, car les exigences liées à l'étalonnage de l'ensemble des instruments et de l'équipement utilisés pour la mesure du rayonnement semblent avoir été élargies dans le REGDOC. Les répondants ont également fourni un certain nombre de précisions et de suggestions techniques concernant l'étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe.

**CNSC staff response:**

In consideration of the comments received, section 25 and Appendix D of the REGDOC were reviewed and revised to include additional guidance and technical clarifications to not only address concerns raised by commenters, but to also improve the guidance provided. Revisions were also made by removing all references to “expectations” and “shall” statements in Appendix D that implied requirements.

Consequential revisions to the REGDOC also included:

- defining what is meant by a “radiation measurement”
- defining the terms “selected”, “tested” and “calibrated”
- clarifying that Appendix D provides an example of a calibration process for radiation survey meters and direct reading dosimeters

**Comment 4:**

Commenters expressed concerns regarding the guidance related to monitoring for radioactive contamination. Commenters requested clarification, and provided a number of editorial and technical recommendations and suggestions to improve the guidance.

**CNSC staff response:**

In consideration of the comments received, Appendix C was revised to provide the requested clarifications, and to include the majority of the suggestions to improve the guidance.

**Comment 5:**

Commenters requested additional guidance on accommodations for Nuclear Energy Workers (NEWs) who inform licensees, in writing, that

**Réponse du personnel de la CCSN**

À la lumière des commentaires reçus, la section 25 et l’annexe D du REGDOC ont fait l’objet d’un examen et d’une révision afin d’y inclure une orientation supplémentaire et des précisions techniques pour donner suite aux préoccupations des répondants et améliorer l’orientation fournie. Des modifications ont aussi été apportées à l’annexe D pour supprimer tous les énoncés utilisant le terme « attentes » et le verbe « doit ».

Les révisions du REGDOC comprennent aussi les changements suivants :

- la définition d’une « mesure du rayonnement »
- la définition des termes « sélectionné », « testé » et « étalonné »
- l’ajout d’un passage pour indiquer que l’annexe D fournit un exemple d’étalonnage des radiamètres et des dosimètres à lecture directe

**Commentaire 4**

Les répondants ont exprimé leurs préoccupations à l’égard de l’orientation sur la surveillance de la contamination radioactive. Ils ont demandé d’obtenir des éclaircissements, en plus de fournir un certain nombre de suggestions et de recommandations rédactionnelles et techniques pour améliorer l’orientation.

**Réponse du personnel de la CCSN**

Compte tenu des commentaires reçus, l’annexe C a fait l’objet d’un examen et d’une révision pour fournir les éclaircissements demandés et y inclure la majorité des suggestions formulées par les répondants pour améliorer l’orientation.

**Commentaire 5**

Les répondants ont demandé une orientation supplémentaire sur les mesures d’adaptation pour les travailleuses du secteur nucléaire

they are pregnant or breastfeeding.

Clarification was also requested, in the context of emergencies, regarding ensuring that licensees do not request persons who are pregnant to participate in the control of an emergency.

**CNSC staff response:**

The REGDOC was revised to provide the necessary clarification. Additional guidance was added for emergencies since the requirements pertain to all persons, including emergency response personnel who are not employees of the licensee. The revisions include guidance on informing emergency response personnel of the hazards they may encounter and the associated risks. This includes the risks associated with exposure of embryos and fetuses to radiation, and the importance of informing the licensee if the person is pregnant.

**Concluding remarks**

This project has undergone extensive stakeholder consultations. CNSC staff have carefully listened to concerns and the document has been modified, as appropriate.

(TSN) qui informent par écrit les titulaires de permis qu'elles sont enceintes ou qu'elles allaitent.

Ils ont aussi demandé des éclaircissements sur les situations d'urgence afin de s'assurer que les titulaires de permis ne demandent pas aux femmes enceintes de participer à la maîtrise d'une situation d'urgence.

**Réponse du personnel de la CCSN**

Le personnel de la CCSN a modifié le REGDOC pour fournir les éclaircissements requis. Une orientation supplémentaire a été ajoutée pour les situations d'urgence, puisque celle-ci s'applique à toutes les personnes, y compris le personnel d'intervention d'urgence n'étant pas employé par le titulaire de permis. Les révisions comprennent une orientation sur la façon d'informer le personnel d'intervention d'urgence des dangers auxquels il pourrait être exposé et des risques connexes, notamment ceux associés à l'exposition des embryons et des fœtus au rayonnement, ainsi que sur l'importance d'informer le titulaire de permis si la personne est enceinte.

**Mot de la fin**

Ce projet a fait l'objet de vastes consultations auprès des parties intéressées. Le personnel de la CCSN a entendu les préoccupations et a modifié le document, au besoin.

**REGDOC-2.7.1 Radiation Protection / REGDOC-2.7.1 Radioprotection**  
**Comments received from public consultation / Commentaires reçus dans le cadre du processus de consultation**

Comments received:

- Table A: public consultation period (March 21, 2019 to July 19, 2019): 131 comments from twelve (12) reviewers – **Comments 1 to 131**
- Feedback on comments period (August 14 to September 4, 2020): no comments recieved
- Table B: Feedback period with industry and civil society organizations (November 26, 2020 to January 11, 2021): sixteen (16) comments from six (6) reviewer – **Comments 132 to 147**
- Table C : Feedback from March 10, 2021 workshop with industry: 4 comments received – **Comments 148 to 151**

Commentaires reçus :

- Tableau A : période de consultation publique (du 25 novembre 2019 au 7 février 2020): 75 commentaires reçus de huit (8) examinateurs – **Commentaires 1 to 131**
- Période des observations (du 14 août au 4 septembre 2019): aucun commentaire reçu
- Tableau B : Période des observations avec l’industrie et les organisations de la société civile (du 26 novembre 2020 au 11 janvier, 2021): seize (16) commentaires reçus de six (6) examinateurs - **Commentaires 132 to 147**
- Tableau C : Atelier avec l’industrie le 10 mars 2021: 4 commentaires reçus – **Commentaires 148 à 151**

**Table A : Public consultation period/ Période de consultation publique**

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
1.	General	Alberta Health Services, Cancer Control Alberta	<p>Thank you for the opportunity to provide feedback on the draft REGDOC 2.7.1 “Radiation Protection” published March 2019. The document was reviewed by our radiation safety staff and the observations, comments, and request for clarification have been collected in Attachment A.</p> <p>In summary, we support the CNSC’s work in producing guidance documents such as REGDOC 2.7.1. We hope that our feedback helps in its continued development.</p>	<p>Noted.</p>
2.	General	Cameco Corporation	<p>In general, Cameco sees the REGDOC as part of two negative trends in REGDOC drafting. The first is that REGDOCs are increasingly adding requirements to legislated requirements when REGDOCs should be used to provide guidance on how licensees may meet the legislated requirements. This two-tier regulatory scheme creates uncertainty and inconsistency with respect to compliance expectations and enforcement without the necessary checks and balances.</p> <p>Further, REGDOCs blur the line between guidance and requirements, such that it is unclear whether an enforceable requirement is identified as a “must” only and does not</p>	<p>Agreed, the text has been revised. Language on requirements versus guidance has been clarified.</p> <p>REGDOC-2.7.1 provides guidance on how licensees may meet the legislated requirements in the <i>Radiation Protection Regulations</i> (RPR). The requirements are dictated by the RPR.</p>



#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>include a closely associated “should” or “may”. Compliance is best achieved when licensees and CNSC inspectors have a common understanding of what is a requirement and what is an option and REGDOC would be improved by removing s and guidance that may suggest confuse the two while focusing on guidance.</p> <p>The REGDOC Preface and Scope sections state that the REGDOC relates to “the protection of workers and members of the public” and the Scope section qualifies its application to members of the public by excluding applicable guidance provided in REGDOC-2.9.1. Cameco believes the scope of the REGDOC would be clearer if it were revised to read as follows: “to ensure the protection of workers, contractors and visitors to licensed facilities” and expressly excludes the information applicable to members of the public located in REGDOC-2.9.1.</p>	<p>“Should”, “may” and “can” statements are not requirements. As per comment #4, the REGDOC was reviewed to remove “could” statements where applicable. One instance of the term “could” remains in section 15 of the REGDOC since the term is used within section 15 of the RPR which is being referred to.</p> <p>Guidance is included in the REGDOC for members of the public, and as examples, for caregivers and persons receiving nuclear substances for therapeutic purposes, and in the design of facilities to keep doses to members of the public ALARA. The REGDOC does not include guidance as it relates to environmental protection, which is provided in CNSC regulatory document REGDOC 2.9.1, <i>Environmental Principles, Assessments and Protection Measures, version 1.1</i>.</p>
3.	General	Bruce Power, Canadian Nuclear Association (CNA), Canadian Nuclear Laboratories (CNL), NB Power, Nordion, Ontario Power Generation	<p>It is premature to review this draft until amendments to the Radiation Protection Regulations (RPRs) are finalized. This draft is based on the proposed version of the Regulations in DIS-13-01, though some feedback from the "What we Heard Report" was not incorporated.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Wait for the RPRs to be officially updated and extend the consultation phase of REGDOC 2.7.1 until the proclamation of any changes to the Radiation Protection Regulations.</p> <p>Industry is concerned that the CNSC is not expecting changes in draft regulations as shown in the REGDOC. While licensees’ existing programs already capture much of what is in the existing RPRs, proposed new language in this draft -- like that in the instrumentation section and the requirement to demonstrate a monitoring program for action levels -- will be challenging from a compliance perspective. The abundance of new requirements in this draft will require updates to <i>REGDOC-3.1.1, Reporting Requirements for Nuclear Power Plants</i> and will increase the number of unscheduled reports.</p> <p>While many of these new requirements are common practice across the industry, they have been effectively managed through industry standards and internal procedures, not regulations. With proposed changes to the RPRs and REGDOC-2.7.1, deviations from these industry standards will now be considered a noncompliance with the NSCA and RPRs and reportable as such.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however no changes made. The REGDOC will not come into force until approved by the Commission, thus consultations will proceed. REGDOC-2.7.1 aligns with the amended RPRs following all consultation periods.</p> <p>With regards to “new requirements”, the REGDOC describes how to meet the amendments to the RPR.</p> <p>Section 25 has been revised as a result of the consultation for REGDOC 2.7.1.</p>
4.		A. Lee	<p>“Can” is used to express possibility or capability.”</p> <p>“Could” is also used in this REGDOC to express possibility or capability.</p> <p>Consider including “could” with “can”, or revise the document to replace the use of “could”.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>All instances of “could” were replaced with “can” or “may”, as appropriate.</p> <p>See also the disposition to comment #2.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
5.	Preface / Introduction	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The Radiation Protection Regulations are referred to as the Regulations throughout the text, but are never referenced specifically (i.e., the RPRs are not referenced in the reference section and the grey box at the top of page 1 will eventually be deleted). Its definition can be inferred from the text used in Section 2. However, the term “Regulations” is used before Section 2, so the reader could be confused about which regulations are specifically being considered (i.e., the RPRs or any and all CNSC regulations).</p> <p>Some referenced sections (like 20(3)) don't exist. There are multiple cases of this ambiguity.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Upon first reference, clarify what regulations are being cited. For instance, amend the 1<sup>st</sup> sentence of the Purpose to read, “This regulatory document provides requirements and guidance for the application of the Radiation Protection Regulations.”</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>It is noted that references are made to sections within the RPR that do not exist (i.e. that were not yet in force at the time this REGDOC was undergoing public consultation). This is highlighted prior to the Introduction (section 1) of the REGDOC.</p>
6.	Section 1.2, Para 1	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Industry has concerns with the inclusion of members of the public in this REGDOC. If members of the public relate to people outside the site boundary, not visitors or contractors, this REGDOC provides very little guidance and in almost all cases, points to <i>REGDOC 2.9.1</i> for environmental protection. The issue is conflicting requirements between the Safety and Control Areas of Radiation Protection and Environmental Protection. It should be acceptable for both REGDOC 2.7.1 and 2.9.1 to elaborate on respective requirements of the Radiation Protection Regulations.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Revise the scope to read, “...ensure the protection of workers and site visitors and contractors.” State that protection of members of the public, in terms of radiological risk and all other aspects of risk, are addressed in CNSC REGDOC-2.9.1.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Guidance is included in the REGDOC for members of the public, and as examples, for caregivers and persons receiving nuclear substances for therapeutic purposes, and in the design of facilities to keep doses to members of the public ALARA.</p> <p>The scope of the REGDOC does not include guidance as it relates to environmental protection, which is provided in CNSC regulatory document REGDOC 2.9.1, <i>Environmental Principles, Assessments and Protection Measures, version 1.1</i>.</p> <p>See also the disposition to comment #2.</p>
7.	2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Including the role of the “caregiver” is appropriate in this REGDOC, but may be out of place in Section 2. In the proposed amendments to the RPRs, the role of the “caregiver” is to be defined in Section 1, with other definitions.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Move the caregiver definition/description to Section 3, which is more suitable for medical-related discussions.</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The REGDOC sections are structured to align with the corresponding section of the RPR. Therefore, guidance for caregivers is better suited in section 2 which corresponds to section 2 of the RPR where the exemption is located.</p> <p>Please note, text has been added to reflect Section 1 for context.</p>
8.	2	A. Lee	<b>2. Interpretation and Application of the Radiation Protection Regulations</b>	Agreed, the text has been revised.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>“doses to caregivers be kept as low as reasonably achievable (ALARA)”</p> <p>The proper definition of ALARA is “as low as is reasonably achievable, social and economic factors being taken into account”. Using this definition of ALARA means that it will not be necessary to add phrases after ALARA, for example in Section 4 “taking into account social and economic factors”.</p> <p><b>Change to:</b></p> <p>“doses to caregivers be kept as low as reasonably achievable, social and economic factors being taken into account (ALARA)”</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>The complete wording as per Section 4 of RPR was added.</p>
9.	Sections 3 to 25.2	A. Lee	<p><b>Sections 3 to 25.2</b></p> <p>As stated in Section 1, REGDOC-2.7.1 provides requirements and guidance for the application of the Radiation Protection Regulations.</p> <p>However, the text in Sections 3 to 25.2 does not consistently state requirements and guidance using “shall” or “must” for requirements and “should”, “may” or “can” for guidance.</p> <p>Some examples are:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• “Licensees are required to”,</li><li>• “The application of the ALARA principle needs to be considered at all stages”,</li><li>• “There is an obligation on licensees to identify individuals as NEWs”, and</li><li>• “It is the licensee’s obligation to ensure that”.</li></ul> <p>Consistent use of “shall” or “must” for requirements and “should” “may” or “can” for guidance for guidance would make REGDOC-2.7.1 more consistent with the other REGDOCs that have been issued. Furthermore, the document would be improved in terms of reader comprehension by using a sub-heading of “Requirements” before the statements of requirements and “Guidance” before the statements of guidance in each section and sub- section.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The document has been reviewed and revised to ensure requirements and guidance are clear.</p> <p>See also the disposition to comment #2 and #4.</p>
10.	4	A. Lee	<p><b>4. Radiation Protection Program</b></p> <p>“Implementation of the ALARA principle should be integrated into all aspects of the radiation protection program ...”</p> <p>Paragraph 4(a) of the Radiation Protection Regulations states ALARA as a requirement for the licensee’s radiation protection program.</p> <p><b>Change to</b></p> <p>“Implementation of the ALARA principle shall be integrated into all aspects of the radiation protection program ...”</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<b>Major</b> REGDOC-2.7.1 must be clear that implementation of ALARA is a regulatory requirement for an acceptable radiation protection program.	
11.	4	A. Lee	<b>4. Radiation Protection Program</b> “Additionally, performance targets may be set to monitor the effectiveness of ALARA measures, and additional information on this topic may be found in subsection 4.1.5.” Since the additional information is provided in subsection 4.1.5, the above cited sentence should state “is”, rather than “may be”. <b>Change to</b> “Additionally, performance targets may be set to monitor the effectiveness of ALARA measures, and additional information on this topic is found in subsection 4.1.5.” <b>Clarification</b>	Agreed, the text has been revised.
12.	4	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	Industry believes the bullet list of examples under “Program development and implementation” may create more confusion than clarity regarding requirements and guidance. <b>Suggested Change:</b> Delete the examples, which may be interpreted as mandatory by some readers. <b>Request for Clarification</b>	Noted, however no changes made. It is assumed that the commenter is referring to the bulleted list of examples for indicators used to monitor radiation protection program performance. The list is prefaced that these are examples of indicators used to monitor RP program performance. These examples are not mandatory.
13.	4, para. 2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	There is no accepted methodology for directly measuring dose to the lens of the eye in mixed beta and gamma radiation fields and the cost of developing such a method, or a method to estimate the dose based on surrogate measurements, would be significant. Also, surrogate measurements are overly conservative. <b>Suggested Change:</b> Amend to read, “ <u>If the time and resources the absence of an accepted methodology for required for direct measurement as a result of monitoring outweigh the usefulness of prevents the licensee from ascertaining the quantity and concentration using that method,</u> then quantity and concentration may be estimated.” <b>MAJOR</b>	Noted, however no changes made. The text is verbatim of what is stated in Section 4 of the RPR. Please note, the text is specific to nuclear substances released as a result of a licensed activity, not measuring doses to persons.
14.	Section 4, Para 2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	Effluent monitoring is well prescribed in REGDOC 2.9.1 and is generally considered a part of the Environmental Protection Program – not the Radiation Protection Program. Furthermore, it is stated that the decision for direct measurement is based on “usefulness” of measurement. In contrast, REGDOC 2.9.1 refers to direct measurement where releases are not low risk, or release quantities are low and difficult to measure. <b>Suggested Change:</b>	Noted, however no changes made. REGDOC 2.9.1 is referenced here for completeness. See also the disposition to comment #13.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			Remove the entire paragraph. <b>MAJOR</b>	
15.	4, para. 5	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>“The effectiveness of the radiation protection program’s implementation should be evaluated at regular intervals established by the licensee, and performance goals and objectives should be used. Monitoring of performance against established goals and objectives should be done using performance indicators or metrics that are <u>easily gathered</u> as part of the program’s outputs.”</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>How can this be evaluated in the case of the lens of the eye dose measurement? Lens of the eye dose cannot be “easily gathered as part of the program’s outputs.”</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>This paragraph is not specific to lens of the eye dose measurements. Performance indicators should be achievable and selected by licensees based on the program objectives.</p> <p>With regards to the lens of the eye, if a new dose limit is legislated, licensees will need to demonstrate compliance with the limit and may need to develop appropriate performance indicators depending on how lens of the eye dose is estimated.</p>
16.	4.1.1	Ministère de la Santé et des Services sociaux	<p><b>4.1.1 Engagement vis-à-vis du principe ALARA</b></p> <p>Il est essentiel que tous les niveaux de la direction au sein de l’organisation d’un titulaire de permis – en particulier au niveau de la haute direction – s’engagent à adopter une politique de sûreté et de saines pratiques de radioprotection afin de maintenir toutes les doses au niveau ALARA. Cet engagement devrait être pris par voie d’énoncés de politique écrits provenant du plus haut niveau de la direction et s’appuyer sur un soutien clair et démontrable (p. ex., leadership de la direction) pour les personnes ayant une responsabilité directe en matière de radioprotection en milieu de travail.</p> <p>et la section <b>4.2 Maîtrise des pratiques de travail par la direction</b></p> <p>Nous apprécions cet élément du document d’application, car il responsabilise l’organisation. Du même souffle, nous notons que dans le contexte législatif québécois, seul un ingénieur peut être légalement responsable de la radioprotection et raison de la présence d’un champ de compétence réservé. Toutefois, il existe une exception pour les physiciens. Ainsi, selon la Loi sur les ingénieurs :</p> <p>EXERCICE DE LA PROFESSION D’INGÉNIEUR</p> <p><b>2.</b> Les travaux de la nature de ceux ci-après décrits constituent le champ de la pratique de l’ingénieur :</p> <p>c) les travaux électriques, mécaniques, hydrauliques, aéronautiques, électroniques, thermiques, nucléaires, métallurgiques, géologiques ou miniers, ainsi que ceux destinés à l’utilisation des procédés de chimie ou de <b>physique appliquée</b>;</p> <p>i) les ouvrages ou équipements industriels <b>impliquant la sécurité du public ou des employés</b></p>	<p>Commentaire noté. Le document n’a toutefois pas été modifié.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p><b>3.</b>L'exercice de la profession d'ingénieur consiste à faire, pour le compte d'autrui, l'un ou l'autre des actes suivants, lorsque ceux-ci se rapportent aux travaux de l'article 2 :</p> <p><i>a)</i>donner des consultations et des avis;</p> <p><i>b)</i>faire des mesurages, des tracés, préparer des rapports, calculs, études, dessins, plans, devis, cahiers des charges;</p> <p><i>c)</i>inspecter ou surveiller les travaux.</p> <p><b>5.</b> Rien dans la présente loi ne doit :</p> <p>f) empêcher une personne d'exercer la profession... de physicien...;</p> <p>Par conséquent, il faut s'assurer que lorsque l'on accorde la licence, qu'il y ait toujours un ingénieur ultimement responsable dans le processus qui s'adjoindra un physicien compétent dans le domaine, si cela est requis.</p>	
17.	4.1.2	Ministère de la Santé et des Services sociaux	<p>Nous notons qu'outre l'analyse initiale, une évaluation ALARA n'est pas nécessaire dans les circonstances suivantes :</p> <p><b>4.1.2 Attribution des ressources</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>• il est peu probable que la dose individuelle des travailleurs dépasse 1 mSv par année</li><li>• il est peu probable que la dose reçue par les membres du public dépasse 50 µSv par année</li></ul> <p>Nous notons que cette limite est nettement plus élevée que niveau de libération conditionnelle de 10 µSv/an du <i>Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement</i> (DORS/2000-207, basée sur AEIA RS-G-1.7), ce qui peut soulever des interrogations sur la cohérence de l'ensemble réglementaire.</p>	<p>Commentaire noté. Le document n'a toutefois pas été modifié.</p> <p>Ce texte est tiré du document de la CCSN G-129, rév. 1, <i>Maintenir les expositions et les doses au « niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) »</i>. La valeur de 50 µSv est un seuil pratique servant à déterminer si un titulaire de permis devrait effectuer une évaluation ALARA, tandis que la valeur de 10 µSv, recommandée par l'AIEA, sert à décider si une pratique devrait être exemptée du système d'autorisation, et du cadre réglementaire en général. Ces concepts ne sont pas les mêmes.</p>
18.	4.1.3	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The section “process for the application of ALARA” does not actually describe a process.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>The example process (steps 1-6 on page 7) should be deleted. Implementation of this example process for all work is not achievable. It is sufficient to make reference to ICRP publication 101b which is already preceding the list. Delete “The following steps provide an example of a process for assessing options for achieving ALARA...and subsequent list”</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The example process on page 7 is, as indicated, an example only. Licensees have the freedom to develop processes for the application of ALARA suitable to their needs, as long as the underlying principles are considered.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
19.	Section 4.1.4	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>Second paragraph: It would be reasonable to interpret this statement to mean that licensees must receive and consider the views of the public in all instances when the process described above is silent on public consultation. The use of qualified absolutes leads to misunderstandings by the public and we recommend that “all” be replaced by “some” in this sentence.</p>	Agreed, text has been revised.
20.	4.1.4, para. 2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>A member of the public would not influence the dose of a Nuclear Energy Worker in every instance.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>“Social factors that could be considered include equity, sustainability, individual benefit, social benefit and social trust. In all <u>some</u> instances, the views of the public may also be relevant.”</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Agreed, text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #19.</p>
21.	Section 4.1.5	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>Second paragraph: The recommendation in the last sentence should recognize the graded approach by revising the sentence to read “In a manner that is commensurate with the specific radiological risks, licensees should keep themselves informed...”</p>	Agreed, text has been revised.
22.	Section 4.1.5, Para 2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The last sentence refers to staying informed of technological advances in protective equipment and instrumentation. As there is with the ALARA concept, there should be a graded approach referred to in this recommendation.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Revise last sentence to read: “<u>In a manner that is commensurate with the specific radiological risks</u>, licensees should keep themselves...”</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #21.</p>
23.	Section Dose constraints (4.1.5)	Cameco Corporation	<p>CNSC decided it was unnecessary to include dose constraints in the <i>Radiation Protection Regulations</i> (RPR) because the regulatory expectations for radiation protection programs and the licensee progress in adopting the optimization principle were sufficient. Cameco is concerned that including dose constraints in the REGDOC could lead to an expectation by CNSC that it should be used to manage work and be treated as a <i>de facto</i> regulatory limit. This would introduce an additional administrative burden.</p> <p><b>Recommendation:</b></p> <p>Cameco recommends that numbered paragraph 5 be deleted</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Dose constraints are an example amongst a list of other measures that could help facilitate day-to-day oversight of the application of ALARA.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
24.	Section 4.1.5, Pg. 8, last paragraph (point 5) – “Dose constraints...”	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Is there a need to include this paragraph? The dose constraint aspect was intentionally <b>NOT</b> included in the revised Regulations. The CNSC’s rationales were written in the DIS-13-01, <i>Proposals to Amend the Radiation Protection Regulations</i> and the industry agreed with those rationales:</p> <p>-“The CNSC has also noted that licensees have made significant progress in incorporating the ALARA concept into their radiation protection programs. In addition, the CNSC verifies, on an ongoing basis, that licensees are continually seeking opportunities to incorporate the principle of optimization into their programs and work practices.”</p> <p>-“It decided that introducing a requirement for dose constraints is unnecessary at this time. This decision was made in light of the current, very clear regulatory expectations for radiation protection programs, as well as significant licensee progress in adopting the optimization principle.”</p> <p><b>Suggested Change:</b> Remove it.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>See also the disposition to comment #23.</p>
25.	section 4.2 paragraph 4	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The statement to commitment to conventional safety does not belong in this REGDOC.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Last sentence should be revised to read, “...managers can demonstrate both personal and corporate commitments to <del>conventional safety</del> and radiation protection in the workplace</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p>
26.	Section 4.3	Cameco Corporation	<p>There are several instances of this REGDOC duplicating information provided in another REGDOC and this redundancy makes documents unnecessarily complex and/or can create inconsistent compliance requirements. For example,</p> <p>The information in 4.3 information is covered in REGDOC-2.2.2, but provides examples that introduce confusion.</p> <p><b>Recommendation:</b> Cameco recommends that all the information provided in another REGDOC should be deleted and only the references to the other REGDOC should be retained.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>REGDOC-2.2.2 version 2, <i>Personnel Training</i>, was reviewed and repetitive guidance was removed from section 4.3 of REGDOC-2.7.1</p> <p>Remaining guidance is of particular benefit to nuclear substance licensees.</p>
27.	Section 4.3 Section 4.4.3	Ministère de la Santé et des Services sociaux	<p>Dans cette section,</p> <p><b><i>4.3 Qualifications et formation du personnel</i></b></p> <p>« Les connaissances et les compétences en radioprotection devraient être définies et fournies à toutes les personnes qui accèdent au site de l’activité autorisée, y compris les</p>	<p>Commentaire noté. Le texte portant sur les étudiants n’a toutefois pas été modifié.</p> <p>La première phrase du troisième paragraphe de la section 4.4.3 est répétitive et a été retirée.</p>



#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>travailleurs, le personnel de radioprotection, le personnel de l'entrepreneur et les visiteurs. »</p> <p>Les étudiants ne sont pas mentionnés. Même s'il est évident qu'ils devraient être couverts étant donné que ce n'est pas explicite, cela peut poser problème. Cette situation est couverte dans certaines juridictions (UE 2013).</p> <p>À la section 4.4.3 Équipement de protection individuelle, la première phrase du troisième paragraphe : « Les travailleurs devraient recevoir une formation concernant l'utilisation de l'EPI avant de l'utiliser. » est redondante avec la troisième phrase du premier paragraphe « Les travailleurs qui peuvent être amenés à utiliser ce type d'équipement devraient avoir reçu une formation appropriée concernant leur utilisation, leur fonctionnement, leur entretien et leurs limitations. »</p>	<p>La section 4.3 présente de l'orientation générale en tenant compte du REGODC-2.2.2 ainsi que de l'orientation retrouvée à l'annexe A (Orientation concernant la prestation de la formation en radioprotection par groupe de travail). À la section A.6 (Visiteurs) on clarifie que les personnes en visite prolongée, tel que des chercheurs et des étudiants, devraient recevoir une formation appropriée semblable à celle dont il est question au point A.5 (Personnel contractuel).</p>
28. 8.	4.3	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Industry notes that REGDOC-2.2.2 fully covers requirements for establishing training requirements. Inclusion of additional information or examples introduces confusion. For example, The word “indoctrination” is associated with negative connotations, and is not appropriate. Also, retraining could be interpreted as a full repeat / redo of initial training.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Delete all except reference to REGDOC-2.2.2.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>REGDOC-2.2.2 version 2 was reviewed and repetitive guidance was removed from section 4.3 of REGDOC-2.7.1 Remaining guidance is of particular benefit to nuclear substance licensees.</p> <p>See also the disposition to comment #26.</p>
29.	Section 4.4.1	Cameco Corporation	<p>There are several instances of this REGDOC duplicating information provided in another REGDOC and this redundancy makes documents unnecessarily complex and/or can create inconsistent compliance requirements. For example,</p> <p>The last bullet in the ventilation section of 4.4.1 refers to emissions in the environmental monitoring program available in REGDOC-2.9.1.</p> <p>Action levels for environmental protections are described in REGDOC-2.9.1.</p> <p><b>Recommendation:</b></p> <p>Cameco recommends that all the information provided in another REGDOC should be deleted and only the references to the other REGDOC should be retained.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Action levels for environmental protection are described in REGDOC-2.9.1. However, there is no mention of action levels in section 4.4.1.</p>
30.	Section 4.4.1	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>Classification of areas and access control: The sentence beginning “Access to areas of high dose rates...” recommends the use of “lockable doors” which is a very specific control for a risk described in general and vague terms. Cameco recommends replacing</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			“lockable door” with a general term like “robust barrier” to recognize a range of suitable controls.	
31.	Section 4.4.1, Pg. 13, 5 <sup>th</sup> para – Access to areas...interlocks.”	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The phrase “lockable doors” sounds too descriptive for vague terms “high dose rates” and “high level of contamination”.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Industry suggests replacing it with “robust barrier” rather than “lockable doors” because descriptive wording used for vague words, e.g. high level of contamination.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #30.</p>
32.	Section 4.4.1, “Ventilation and containment systems”, last bullet	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>“...discharges from the facility will be as per authorized levels” could be interpreted (especially by the public) that releases to the environment are at release limits, when in fact they must be below release limits.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Revise last bullet to read: “...so that discharges from the facility will be below authorized release limits.”</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #29.</p>
33.	Section 4.4.3	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>Personal protective equipment: The paragraph related to training should be revised to make it clear that training is only required for equipment and workers that require training. As drafted, the first two sentences could be interpreted to require broader training and result in an unintended administrative burden. We recommend that the first sentence be revised to “Workers should receive training necessary for the PPE that a worker may be required to use prior to its use.”</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #27.</p>
34.	Section 4.4.3, Pg. 14, para 2 <sup>nd</sup>	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>It should be emphasized that this philosophy should be applied to all radiological hazard types (e.g. alpha, beta/gamma). Conventional hazards should be considered as well when selecting RPPE.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Add words such as, “all radiological hazard types (e.g. alpha, beta/gamma), as well as conventional hazards should be considered when selecting RPPE.”</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>All radiological hazard types, as well as conventional hazards, should be considered when selecting PPE.</p>
35.	Section 4.4.3, Pg. 14, 3 <sup>rd</sup> , 1 <sup>st</sup> sentence – “Workers should be trained in the	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>At some facilities, not all workers are required to be trained to use PPE, particularly workers who are under direct protection of a qualified person. In this situation, the qualified personnel providing the protection would perform the selection and required inspections prior to use for unqualified personnel.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Suggest revising as follows:</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #27 and #33.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
	use of PPE prior to use.”		“PPE should be selected and inspected by personnel who have obtained training.” <b>MAJOR</b>	
36.	Section 4.4.3, Pg. 14, 7 <sup>th</sup> para – “Individuals should shower... contaminated workplaces”	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	The proposal is overly onerous and unnecessary from a worker safety perspective. There are instances where a worker may enter the contaminated places several times in the shift or day. There is no need to take a shower every time an entry is made if no contamination on the body occurs. <b>Suggested Change:</b> Remove this sentence. <b>MAJOR</b>	Noted, however no changes made. This is a recommendation and not a requirement.
37.	Section 4.4.4, Pg. 15, 3 <sup>rd</sup> para.	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	Clogged filters do not result in a leak through a filter. In addition, a pressure differential testing is not necessarily required for re-useable cartridges. This is also addressed in CSA-Z94.4-18, section 10.2.2.4 Particulate Filters 10.2.2.4.1 Particulate filters shall be replaced a) If they become damaged or unhygienic; or b) Based on the employer’s change-out schedule. 10.2.2.4.2 Particulate filters (N, P, and R filters) shall be replaced when breathing becomes difficult or as recommended by the manufacturer. <b>Suggested Change:</b> Consider revising this paragraph and/or referencing CSA-Z94.4-18. Since respirator filters capture particles, cartridges and filters should be replaced on a regular basis as per the manufacturers’ recommendations. Re-use of cartridges should follow manufacturers’ recommendations/procedure. <b>MAJOR</b>	Agreed, the text has been revised.
38.	Section Respiratory protection (4.4.4)	Cameco Corporation	The last paragraph in this section includes some inaccuracies. For example, clogged filters do not result in a leak through a filter and a pressure differential testing is not necessarily required for re-useable cartridges. In addition, following the testing and cleaning recommendations in this paragraph could be inconsistent with manufacturer recommendations and create a safety risk and/or an administrative burden for licensees. <b>Recommendation:</b>	Agreed, the text has been revised.  See also the disposition to comment #37.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			Cameco recommends deleting this paragraph and revising the last sentence in the second paragraph to read "Licensees should align their respiratory protection programs and practices with CSA standard Z94.4-18, Selection, use and care of respirators..."	
39.	Section 4.5, Pg. 15, last paragraph, last sentence – "At a minimum...supervising the job."	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>This sentence implies that approval of work plans can be done without being reviewed by a qualified Radiation Safety professional such as a Health Physicist. This can introduce a risk of getting a radiological event as radiological hazards may NOT be assessed properly.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Delete the last sentence in Section 4.5.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	Agreed, the text has been revised.
40.	Section 4.6	Cameco Corporation	<p>There are several instances of this REGDOC duplicating information provided in another REGDOC and this redundancy makes documents unnecessarily complex and/or can create inconsistent compliance requirements. For example,</p> <p>Section 4.6 suggests that a radiation protection program includes monitoring of the release of nuclear substances from a facility when, in fact, this is a function of an environmental protection program. This same paragraph goes on to imply that the decision to use direct measurement is based on 'usefulness' contrary to the guidance in REGDOC-2.9.1.</p> <p>In the last paragraph in 4.6, a specific reference to the guidance on effluent and emissions monitoring in REGDOC-2.9.1 when the reference is in the Scope section is adequate.</p> <p><b>Recommendation:</b> Cameco recommends that all the information provided in another REGDOC should be deleted and only the references to the other REGDOC should be retained.</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>With regards to the comment on section 4.6 as a whole; the first paragraph is verbatim of what is stated in Section 4 of the RPR, including the use of the word "usefulness".</p> <p>With regards to the last paragraph, reference to REGDOC-2.9.1 is considered necessary for context.</p>
41.	Section 4.6	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Licensees have significant concerns with the section on monitoring. As currently written, it repeats information contained in other parts of the REGDOC, including Section 25 and Appendix B.2, which inadvertently promotes more confusion than clarity. The section also provides guidance through a series of examples and "should" statements which surround a single "must" statement to make monitoring records available to CNSC staff. Based on experience with other REGDOCs, licensees are concerned that guidance will be improperly viewed as defacto requirements by some inspectors.</p> <p><b>Suggested Change:</b> <b>Amend to read,</b> "Licensees should establish, maintain and review workplace monitoring under the radiation protection program to support The type and frequency of workplace</p>	<p>Agreed, the text has been revised. Please note, that this guidance benefits all licensees.</p> <p>Section 25 of the REGDOC has been rewritten, and Section 4.6 reviewed and revised to ensure there is no duplication with section 25 and Appendix B.2.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p><del>monitoring should allow for the evaluation and review of the radiological conditions in all radiological workplaces, as well as assessment of radiation exposures. It should also be based on dose rate, radioactivity concentration in air and surface contamination, and their expected fluctuations, and on the likelihood and magnitude of exposures in anticipated operational occurrences and accident conditions. This information should be used in support of pre- and post-job evaluations, work planning, contamination control and management of radiological control operations. Significant changes in monitoring results should be identified, and trends analyzed periodically. G and corrective actions should be taken as necessary.</del></p> <p>Workplace monitoring records must be available for inspection by CNSC staff. The records and should also be readily available to workers.</p> <p>The programs for monitoring of the workplace should specify:</p> <ul style="list-style-type: none"><li><del>• the quantities to be measured</del></li><li><del>• where and when the measurements are to be made and at what frequency</del></li><li><del>• the most appropriate measurement methods and procedures</del></li><li><del>• investigation levels and the actions to be taken if they are exceeded</del></li></ul> <p><del>Particular attention should be given to the selection and use of instruments to ensure that their performance characteristics are appropriate for the specific workplace monitoring situation. This should include consideration of alarming capabilities of instrumentation where warranted. Guidance on considerations related to the acquisition, use, maintenance, calibration and testing of radiation instrumentation and equipment are provided in section 25.</del></p> <p>Additional guidance on workplace monitoring programs is provided in appendix B.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	
42.	Section 5	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>Third bullet: It is unclear whether this bullet refers to certain internal dose estimates and relates to 5.2 or includes total licensed dosimetry within the control of a dosimetry service. Cameco recommends adding “as applicable” to the bullet.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note that this is existing text from CNSC’s G-91.</p>
43.	5	Ministère de la Santé et des Services sociaux	<p>Nous nous interrogeons sur la portée des obligations de suivi de dose :</p> <p><b>5. Contrôle et enregistrement des doses</b></p> <p>L’exposition aux rayonnements due à des substances nucléaires naturelles doit être prise en considération si cette exposition est le résultat direct d’une activité autorisée par la CCSN, par exemple l’exposition au radon et aux produits de filiation du radon dans les mines et les usines de concentration d’uranium.</p>	<p>Commentaire noté. Le document n’a toutefois pas été modifié.</p> <p>La portée du <i>Règlement sur la radioprotection</i> n’inclue pas les expositions dans les situations mentionnées dans le commentaire.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>D’une part, les matières radioactives naturelles peuvent être présentes à fortes concentrations dans d’autres industries. Il est donc un peu incongru de distinguer les industries liées directement au secteur nucléaire des autres.</p> <p>D’autre part, le personnel navigant des aéronefs est exposé à des doses importantes de radiation et provenance des rayons cosmiques. Le suivi dosimétrique pour ces travailleurs est déjà couvert par une directive de Transport Canada (Transport Canada 2006). À des fins de cohérence, il serait pertinent que ces travailleurs soient aussi couverts dans le régime de radioprotection d’autant plus que l’aviation est un domaine de compétence fédérale.</p> <p>Nonobstant la recommandation 189 de la Publication 103 de la CIPR et en cohérence avec l’article 4.1.2 de la présente proposition, nous notons au passage que certains voyageurs d’affaires pourraient dépasser la limite de 1 mSv/an lors de leur déplacement (Alvarez et al 2016) et devraient par conséquent bénéficier d’un suivi dosimétrique de la même façon que le personnel navigant. Ce service devrait être disponible pour tout employé volant plus de 200 heures par an pour affaire (Aw 2003). Dans ce cas, il faudra convenir d’une entente de collaboration entre le gouvernement fédéral et les provinces et territoire en raison du conflit de juridiction.</p>	
44.	5	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>More clarity could be inserted into the final sentence of the 2<sup>nd</sup> paragraph, which currently reads, “Radiation exposures due to naturally occurring nuclear substances must be considered if those exposures occur as a direct result of a CNSC-licensed activity, such as exposures to radon and radon progeny in uranium mining and milling.”</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>The implication is that nuclear power plants do not need to consider exposures due to NORM, in particular radon and progeny. For clarity, the point should be explicitly (not implicitly) made.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>There is a related comment from the RPR Canada Gazette Part I (CGI) consultation (#13), where it was requested that REGDOC-2.7.1 be amended to clarify that exposures to radon and radon progeny applies to exposures occurring as a direct result of a CNSC-licensed activities (e.g. uranium mines and mills) only and that radon and radon progeny from natural sources do not need to be included in effective dose calculations.</p>
45.	Section 5, 3 <sup>rd</sup> bullet	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>“A description of the dosimetric model that was used to obtain the dose from measured data” is not entirely clear. Is this applicable to TLD measurements? If so, this would be the responsibility of a dosimetry service. If this is only applicable to internal dose estimation, that should be specified.</p> <p>In addition, use of a dosimetric model is not applicable to all internal doses, i.e. radon and radon progeny.</p> <p>If it relates to Section 5.2, a cross-reference should be made.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Add more detail to this bullet so the licensee knows which dose-related records to keep.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note, this is existing text from CNSC’s G-91, <i>Ascertaining and Recording Radiation Doses to Individuals</i>.</p> <p>See also the disposition to comment #42.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<b><i>Request for Clarification</i></b>	
46.	Section 5.4.1, Pg. 19, 2 <sup>nd</sup> para., second last sentence –“Licensees who possess... Devices Regulations.”	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>We are paraphrasing the NSRD regulations; which can lead to inconsistencies.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Recommend to reference to the NSRD regulations instead of specifying the length of the wear period.</p> <p>Remove the paraphrasing of the regulations.</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	Agreed, the text has been revised.
47.	5.4.2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>PAS program includes appropriate location, QC program, PM program, and MDLs.</p> <p>This only applies if PAS is used to assign dose.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Add this clarification to this section</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>This clarification is covered by the first sentence of the 4<sup>th</sup> paragraph in section 5.4.2.</p>
48.	Pg. 20-21, section 6	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The context of the section does not meet the intent of the definition of the Action Level. Action Level is designed as being indicative of a significant loss of RP control. Lowering Action Level means more events are to be expected, this may cause unnecessary concerns to workers and members of public. Industry suggests that the section should be written such that it's tied to a significant event/incident rather than a continual improvement concept. Industry use administrative levels (or precursor indicators) to alert potential issues.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>The action Level is not the level that should keep changing over time. That is more appropriate for administrative levels or other systems used for optimization. Therefore, the CNSC should consider revising this section to allow flexibility in monitoring the performance. Allowance for administrative levels or other mechanisms can be recommended.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however action levels are a concept of continual improvement to the RP program and should be reviewed and revised to ensure they remain sensitive indicators.</p> <p>There is guidance on the use of administrative levels provided in section 6 as well. Please note, the text has been revised to reflect significant developments and or fundamental changes in operational and radiological conditions.</p>
49.	Section 6, Para 2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Action levels for environmental protection are for releases of nuclear substances, hazardous substances and physical stressors (not physical parameters).</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Remove as this is covered in RegDoc-2.9.1.</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	Agreed, the text has been revised.
50.	Section Action Levels (6)	Cameco Corporation	The guidance in this section creates ambiguity. An Action Level is defined as a potential loss of control and the sentence that discusses changing the Action Level due to	Agreed, the text has been revised.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>changing circumstance could be interpreted to imply that periodic changes to Action Levels may be appropriate to reflect changes based on small ongoing continual improvements.</p> <p>Optimization or physical modifications to an operation can improve performance and not change the upper limit of normal operational ranges and are not related to setting an appropriate Action Level. Further, minor deviations from continual improvement efforts should not be considered a potential loss of control and should never be used to lower an action level.</p> <p><b>Recommendation:</b></p> <p>We suggest the following language: “For this reason, action levels are facility/activity-specific and could change with significant developments or fundamental changes in operational and radiological conditions.”</p>	
51.	6	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>How are the “administrative levels” different from the “investigation levels” in section 4.6.1?</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>If intended to be the same, use the same words throughout the document. Preference is for Investigation level since it reduces confusion when abbreviating.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	Agreed, the text has been revised.
52.	Section 6.1, 3 <sup>rd</sup> bullet	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>There appears to be a formatting or punctuation issue in the 3<sup>rd</sup> bullet.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Add formatting or punctuation before “incorporate use of the selected action levels...”.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	Agreed, the text has been revised.
53.	7	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Licensees already have internal processes to determine who is a NEW.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Remove the sentence: “This requires that a case-by-case factual determination be made.....for the licensee.”</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>This is relevant guidance for all licensees to help inform internal processes for determination of positions requiring NEW status.</p> <p>Please note, the word factual was removed.</p>
54.	Section Written Acknowledgements of Nuclear	Cameco Corporation	<p><b>Recommendation:</b></p> <p>Cameco recommends that the last paragraph in 7 expressly provide that nuclear energy workers (NEWs) may provide required written acknowledgements in either an electronic</p>	Agreed, the text has been revised throughout Section 7.



#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
	Energy Workers (7)		or paper format. Electronic documents are more practical and reduce administration burden.	
55.	Section 7	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>First bullet on page 25: This should be revised to read, “. . . of the female NEW's rights after she declares that she is pregnant or breastfeeding” to reinforce the triggering event for the licensees’ obligations.</p>	Agreed, the text has been revised.
56.	7 Para 5, pg. 24	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The term ‘timely manner’ is ambiguous</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Replace ‘timely manner’ with ‘a minimum of annually’</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #58.</p>
57.	Provision of Information to Nuclear Energy Workers (page 24)	Alberta Health Services, Cancer Control Alberta	<p>“Licensees should be aware that the <b>Canada Labour Standards Regulations restricts the employment of persons under the age of 17</b> in work activities that would require NEW status, as defined in the NSCA.”</p> <p>Does the Canada Labour Standards Regulations (CLSR) apply to all licensees? We don’t believe this is a true statement.</p> <p>Our understanding is that the CLSR applies only to “federal work, undertaking or business” that is within the legislative authority of Parliament. Not all occupations working with sources of radiation would fall explicitly under federal jurisdiction.</p> <p>Healthcare workers, for example, are provincially regulated occupations and the CLSR would not apply.</p> <p>We agree with restricting the NEW classification to persons 17 or older, but the wording of the sentence is not factually correct and should be corrected or removed.</p> <p>Restricting the age of an NEW would be better addressed globally by adding it to section 10 of the Radiation Protection Regulations.</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Although CLSR may not apply to all licensees, it is important for licensees to be aware of this stipulation.</p>
58.	Provision of Information to Nuclear Energy Workers (page 24)	Alberta Health Services, Cancer Control Alberta	<p>“Licensees’ <b>obligations</b> to inform NEWs of their dose levels <b>do not cease</b> if the NEW leaves employment during the course of a year (e.g., contractor personnel, retirees and employee terminations). Licensees <b>should</b> make efforts to inform any NEW who has left their employment of their radiation dose levels in a timely manner, once this information is available.”</p> <p>These two sentences seem to be slightly contradictory.</p> <p>The first sentence states the certainty of the licensee’s obligation to inform the NEW of their dose level, while the second sentence gives the impression that the effort to inform the NEW is optional.</p> <p>If the obligation is certain, then the second sentence could be reworded as:</p> <p>“Licensees <b>must</b> make <b>reasonable</b> efforts to inform any NEW who has left their</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #56.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			employment of their radiation dose levels in a timely manner, once this information is available”  The addition of “reasonable” is necessary as contacting departed employees is not always possible or done in a timely manner.	
59.	Provision of Information to Nuclear Energy Workers (page 24)	Alberta Health Services, Cancer Control Alberta	<p>“Licensees must <b><u>inform all workers</u></b> of the risks associated with potential emergency activities in relation to the dose limits established in section 15 of the Regulations, and of how they should protect themselves while conducting their assigned duties during the emergency.”</p> <p>According to the proposed Radiation Protection Regulation amendments, the requirement is to notify Nuclear Energy Workers and not all workers.</p> <p>Additionally, this seems more appropriate as training content rather than notification. The NEW classification informs a worker of their higher dose level and potential risks associated with the possible higher dose. Describing the actions necessary to protect themselves during an emergency would be better delivered and received as part of a training program rather than an information document.</p> <p>When a worker provides written acknowledgement that he or she has received the information, does this imply the worker is familiar with their responsibilities during an emergency and the employer is not obligated to provide training?</p> <p>If not, then what is the purpose of informing the worker to begin with if they are going to receive emergency response training regardless?</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The term “workers” was replaced with “NEWs”.</p> <p>The provision of information to NEWs may be accomplished through training. This meets the intent of the requirement.</p>
60.	Provision of Information to Nuclear Energy Workers (page 25)	Alberta Health Services, Cancer Control Alberta	<p>“Records of written acknowledgments by NEWs must be retained by the licensee in <b><u>accordance with subsection 28(1)</u></b> of the General Nuclear Safety and Control Regulations.”</p> <p>The subsection defines the record retention period in this case as “one year past expiry of the licence”.</p> <p>For longer period licences (such as a Class II operating licence for a radiotherapy facility), the requirement would be the NEW record for an employee that leaves in the first year of the licence period be kept for another 10 years.</p> <p>What is the benefit of keeping this record for such a length of time? The employees training records and dose records are not kept as long. The NEW record should be maintained with the same period as the employee’s training record.</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>For records that have no specific retention period specified in regulations, GNSCR 28(1) applies.</p>
61.	7.0 Provision of Information to Nuclear Energy Workers	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The requirement to inform all NEWs of their activities during an emergency may not be realistic depending on the level of detail expected. Emergencies, by their very nature, are not always predictable and it may not be possible to accurately foresee the emergent conditions.</p> <p><b><u>Suggested Change:</u></b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #59.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			Amend the requirement to indicate that licensees should provide a general description of expected responsibilities during emergency scenarios and include an explanation of risks with doses up to the emergency dose limits without explaining specific responsibilities. <b>MAJOR</b>	
62.	7.0 Provision of Information to Nuclear Energy Workers	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	Industry supports the repeal of the provision for a female NEW to self-disclose her pregnancy to the licensee as long as the regulations and this supporting REGDOC are clear with regard to licensees' obligations. This proposal aligns with the international practice of voluntary self-disclosure of pregnancy and nursing. <b>Suggested Change:</b> Amend this section to clarify that the responsibility lies with the pregnant or nursing NEW to declare their status to the licensee in writing. Until such a declaration is provided, the licensee has no obligation to accommodate work assignment or dose limits associated with pregnant or nursing status. Specifically, amend the bullet at the top of page 25, to read, "of the female NEW rights once they declare if they are pregnant or breastfeeding." <b>MAJOR</b>	Agreed, the text has been revised. See also the disposition to comment #55.
63.	Section 7, Pg. 23, last paragraph – "There is an obligation... for the general public (which is 1 mSv per calendar year)."	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	It is not clear whether this statement excludes those (e.g. helpers, volunteers, policemen, etc.) who participate in the control of an emergency. <b>Suggested Change:</b> should add: "... limit for the general public (which is 1 mSv per calendar year) under normal operational conditions." Or "...limit for the general public (which is 1 mSv per calendar year), excluding dose received from emergency activities." <b>MAJOR</b>	Noted, however no changes made. The statement is directly from the Act. Section 15 of the Regulations pertain to emergencies and section 15 of the REGDOC provides this clarification. Please note, the proposed text is not an appropriate interpretation of the Act.
64.	Section 7, Pg. 25, 3 <sup>rd</sup> para.	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	In addition to the paper-based format, written acknowledgement can also be in digital format such as email, completion of a computer-based training, etc. <b>Suggested Change:</b> Revise to include: "In addition to the paper-based format, written acknowledgement can also be in digital format such as email, completion of a computer-based training, etc." <b>MAJOR</b>	Agreed, the text has been revised. See also the disposition to comment #54.
65.	Section 8, third para.	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	Industry seeks clarification on the intent of the 3 <sup>rd</sup> paragraph. As currently written, it inadvertently suggests that non-nuclear energy workers would require similar training to NEWs.	Noted, however no changes made. This is only presented as best practice and is not a requirement.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Clarify whether this section means all users of dosimetry must be informed of risks, regardless of their NEW status (e.g. a non-NEW using dosimetry to get from point A to point B, which may require traversing a short section in Zone 2?).</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	The guidance in section 8 is to help decide when licensed dosimetry is required to be issued to NEWs, and not linked to training or informing persons of risks.
66.		Ministère de la Santé et des Services sociaux	<p>11. Travailleuses enceintes du secteur nucléaire et celles qui allaitent Mesures d'adaptation à l'intention des travailleuses enceintes du secteur nucléaire</p> <p>Dès qu'il apprend qu'une TSN est enceinte, le titulaire de permis doit veiller à ce que les conditions de travail de cette dernière soient modifiées de manière à réduire au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre son exposition externe aux substances nucléaires et l'incorporation de celles-ci et à les maintenir en deçà de la limite de dose efficace de 4 mSv jusqu'à la fin de la grossesse.</p> <p>Notre position est que nous devrions adopter la recommandation 186 de la Publication 103 de la CIPR :</p> <p>Les conditions de travail d'une femme enceinte exposée professionnellement, après déclaration de sa grossesse, doivent permettre de garantir que la dose additionnelle à l'embryon ou au fœtus ne dépasse pas environ 1 mSv pendant le reste de sa grossesse.</p> <p>Cette position serait aussi cohérente avec la directive de Transport Canada sur la protection du personnel navigant (Transport Canada 2006). Elle correspond aussi à la pratique en vigueur en Europe (UE 2013).</p>	<p>Commentaire noté. Le document n'a toutefois pas été modifié.</p> <p>Ce commentaire va au-delà de la portée du REGDOC-2.7.1, qui offre de l'orientation sur le <i>Règlement sur la radioprotection</i>.</p> <p>Le Comité de radioprotection fédéral-provincial-territorial a discuté de cette situation lors de la rencontre du 23-26 octobre 2006. Le comité a recommandé que toutes les autorités harmonisent leur limite de dose pour les expositions des travailleuses enceintes aux rayonnement ionisants à la valeur de 4 mSv.</p>
67.	Section 11	The Ottawa Hospital	<p>Section 11</p> <p>Requires clarification on how the licensee should apply the administrative controls to ensure there is no significant risk of intake of nuclear substances to workers who are breastfeeding. Are there levels of activity under which no action is required from the licensee for these isotopes: S-35, I-131, I-125, Tritiated water?</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Guidance on accommodations is provided in Section 11 within REGDOC 2.7.1.</p> <p>Additional information on assessing the dose to a breastfed infant can be found in REGDOC-2.7.2, Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose.</p> <p>Licensees will need to build upon what is currently done for pregnant NEWs.</p>
68.	Section 11	Shared Health Manitoba	<p>Regarding Section 11, Accommodations for Breastfeeding NEWs, it would be most helpful if the CNSC would publish either an approved method of performing risk assessment or a list of relatively low risk activities (such as Diagnostic-only Nuclear Medicine) that licensees could use for planning purposes. Presumably, the amended <i>Radiation Protection Regulations</i> will oblige licensees to document and store declarations and risk assessments for a specified period. While there will be an administrative burden associated in making accommodations for breast feeding NEWs, it should not be more work than what's currently done for pregnant NEWs.</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>See also the disposition to comment #67.</p>
69.		Ministère de la Santé et des Services sociaux	<b>13. Limites de dose efficace</b>	Le texte a été révisé afin de refléter le contenu du <i>Règlement sur la radioprotection</i>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>De plus, il faut se reporter à l'article 1 du Règlement, qui précise que la limite de dose pour le grand public est de 1 mSv par année civile.</p> <p>La période de dosimétrie de cinq ans a été définie comme une période fixe de cinq années civiles, à la fin de laquelle une nouvelle période commence.</p> <p>Nous considérons qu'il serait plus approprié que la limite de dose efficace soit appliquée sur une période glissante de 1 ou 5 ans, avec une tolérance pour les délais de transmission de la dosimétrie.</p>	<p>Aucun changement n'a été fait en lien avec la période glissante, puisque ceci est hors de la portée du REGDOC-2.7.1.</p>
70.	Section Accrued Dose Limits (13)	Cameco Corporation	<p>The third paragraph states that licensees should obtain an individual's previously assigned dose from activities not regulated by CNSC, information for doses received prior to commencement of work at the subject licensee's facility, and dose information for concurrent work at another facility. This information may not exist or be readily available for some foreign workers due to differences in regulatory requirements in other jurisdictions.</p> <p><b>Recommendation:</b></p> <p>Cameco recommends revising the third sentence to read "...the licensee must also consider practicably available dose information that the NEW had received prior to the commencement of the work for the licensee..."</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #71.</p>
71.	13, para. 3	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>This information is challenging to retrieve for foreign workers and, in particular, those who are from countries such as the United States where the decision was taken not to reduce the lens of the eye dose limit per ICRP 118. Also, as indicated earlier in the text, within Canada, the NDR is subject to privacy legislation.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Change to 'the licensee must also consider <i>available</i> dose information that the NEW had received prior to the commencement of the work for the licensee in order to ensure that the licensee is managing the worker's dose below the effective dose limits..."</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #70.</p>
72.	14	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Mentions separating left and right hands.</p> <p>Meeting Dose Limits is not required for separate hands.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Modify to specify that the highest recorded dose of either hand will be compared to a dose limit.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>A similar comment was also received from the RPR CGI consultation (#29) regarding the proposal to add "the skin of the hands and feet" to the table in section 14 of the RPR. CNSC staff agreed that this proposed change will add more confusion than clarity, and reverting to the original text ensures that the CNSC continues to be in alignment with ICRP 103 and IAEA GSR Part 3.</p> <p>REGDOC-2.7.1 has reverted to the original text from the RPR (i.e., hands and feet) as opposed to "the skin of the hands and feet" in all instances within the document. In particular, sections 8 and 14 of REGDOC-2.71 was revised to revert to this original</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
				<p>text. Section 14 of REGDOC-2.7.1 was also revised by adding some explanatory text from paragraphs 173 and 194 of ICRP 60 (which were reaffirmed in ICRP 103).</p> <p>REGDOC-2.7.2 vol 1 will also be revised as follows (suggested):</p> <ul style="list-style-type: none"><li>•Revert to original text (hands and feet) as opposed to “the skin of the hands and feet” in all instances in the document.</li><li>•Add text to section 5.2 (Whole body dosimetry) to explain that Hp(0.07) will provide an estimate of skin dose to the whole body in uniform exposure situations (can use text from ICRP 60 and ICRP 103).</li><li>•Revise text in section 5.4 (Extremity dosimetry), specifically when the hands and feet are preferentially exposed (as opposed to non-uniform exposure to the skin of the hands and feet, which is incorrect). Also add why Hp(0.07) is used, and explain that the dose limit for hands and feet are not just for the skin of the hands and feet (i.e., use text from ICRP 60).</li></ul>
73.		Ministère de la Santé et des Services sociaux	<p><b>15. Urgences</b></p> <p>... En d’autres mots, les limites de dose spécifiées dans ce paragraphe ne doivent en aucun cas être considérées comme cumulatives.</p> <p>... En règle générale, on ne devrait pas empêcher un travailleur de retourner au travail planifié en raison des doses reçues pendant une situation d’urgence. Toutefois, un examen au cas par cas pour le retour au travail peut s’avérer nécessaire et devrait tenir compte de l’ampleur des doses reçues et de tout avis médical pertinent, et pourrait comporter certaines conditions précisées par la Commission</p> <p>Nous sommes en désaccord avec cette position sur le non-cumul des doses. Si une situation d’urgence entraine plusieurs situations ayant des limites de doses différentes de sorte que le travailleur soit exposé à des limites croissantes, la limite supérieure demeure. Nous convenons cependant que cela n’est probablement pas applicable dans l’urgence et que ces limites demeurent assujetties au libre arbitre du travailleur.</p> <p>La question du retour au travail d’un travailleur après une surexposition d’urgence (ou accidentelle) représente une question éthique et légale complexe. Nous croyons que le choix doit être laissé au travailleur de rester en poste, ou d’être déplacé vers une tâche minimisant son exposition aux radiations, ou de quitter le secteur nucléaire en fonction du risque subjectif perçu par ce dernier, tout en étant accompagné dans cette décision par des autorités médicales compétentes.</p>	<p>Commentaire noté. Le document n’a toutefois pas été modifié.</p> <p>Veuillez noter que le paragraphe 15(4) du <i>Règlement sur la radioprotection</i> stipule qu’une personne qui prend plus d’une des mesures spécifiées au tableau de la sous-section 15(3) (à la demande du titulaire de permis) ait une limite de dose efficace de 500 mSv et une limite de dose équivalente reçue par la peau de 5 000 mSv.</p>
74.	Section 15	Cameco Corporation	<b>Clarifications and additional editorial recommendations</b>	Agreed, the text has been revised.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			Sixth paragraph, page 33: Related to the above point, until a worker has declared that she is pregnant or is breastfeeding, a licensee cannot accommodate that worker and provide work assignments that meet the dose limit requirements. For additional clarity Cameco recommends revising the first sentence to read “In accordance with section 15 of the Regulations, licensees must not ask women who have declared pregnancy or breastfeeding to participate in the direct control of an emergency.”	<p>Section 15 of the RPR applies to persons that may or may not be a NEW. There is no longer a requirement for a female NEW to disclose a pregnancy.</p> <p>Therefore, text within the REGDOC has been revised to address the comment as it pertains to all persons (including NEWs and emergency workers who are not NEWs and are not employees of the licensee) as follows:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• A.7, Emergency Response Personnel, has been revised to include that emergency response personnel should be informed about the hazards they may encounter and the associated risks, including the risks associated with the exposure of embryos and fetuses to radiation, and the importance for females to inform the licensee if they are pregnant.</li> <li>• Revised section 15 to include providing risk information to NEWs and persons which includes risks to embryos and fetuses.</li> <li>• Revising Section 15 regarding persons who are breastfeeding to ensure that it is only guidance as there are no regulatory requirements stipulated for such persons in section 15 of the RPR.</li> </ul>
75.	15. Emergencies	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>As per the previous comment on pregnant or nursing NEWs, industry believes additional context is needed for the 6<sup>th</sup> paragraph in this section, which currently reads, “As per section 15 of the Regulations, licensees must not ask pregnant women to participate in the direct control of an emergency.”</p> <p>This clause assumes the licensee knows the woman is pregnant, which may not be the case. The responsibility lies with the pregnant or nursing NEW to declare their status to the licensee in writing. Until such a declaration is provided, the licensee has no obligation to accommodate work assignment or dose limits associated with pregnant or nursing status.</p> <p><b><u>Suggested Change:</u></b></p> <p>Change the wording to: “As per section 15 of the Regulations, licensees must not ask women who have declared pregnancy to participate in the direct control of an emergency.”</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #74.</p>
76.	Section 15, Pg. 33, 6 <sup>th</sup> para. – “As per	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	Industry interprets it as a pregnant worker may participate in control of an emergency as long as she resides in a “radiologically stable and safe location” where the potential dose	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Industries’ interpretation is correct. CNSC guidance in section 15 of the REGDOC stipulates that it is possible in certain situations for a pregnant worker to contribute to</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
	Section 15 of the Regulations ... “		<p>to be received is not exceeding 4 mSv (as per section 13). Is Industry’s interpretation is correct?</p> <p>Clear expectation regarding participating in control of an emergency is <u>necessary</u> as there may be instances where pregnant or breastfeeding NEWs whose duties or presence are required in the control room (e.g. Shift Managers, Authorized Nuclear Operators, etc.) during a nuclear incident.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Provide clarification on the statement.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>the emergency response, but only from a <u>remote</u>, radiologically stable and safe location.</p> <p>Subsection 15(7) of the RPR is explicit in that it requires that a licensee shall not request that a pregnant woman participate in the direct control of an emergency.</p>
77.	Section 15, Pg. 34, 1 <sup>st</sup> para. – “Once the emergency... by the Commission.”	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>As indicated in pg. 32, 7<sup>th</sup> para, licensees agree and support that the doses received during an emergency are treated separately from the normal occupational doses. However, these doses become part of the individual's life time dose.</p> <p><b>Suggested Change:</b> In the event where the worker gets hired by a different employer (nuclear facility) within 5 years post emergency event, the current practice requires the individual lists all their historical doses in the past 5 years. This means that doses received during emergency must be listed.</p> <p>As described in the paragraph, “a worker should not be prevented from returning to future planned work because of doses received during an emergency. However, ... by the Commission”. Due to potential restrictions and relevant info, this may prevent the individual from employment.</p> <p>How are emergency doses to be reported to the National Dose Registry, such that they are excluded from routine operating dose limits?</p> <p>Provide a mechanism/guidance for reporting emergency dose to the NDR.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>This comment is outside of the scope of this REGDOC, as the CNSC’s mandate does not include decisions that would need to be made by the NDR.</p> <p>As noted in section 15 of the REGDOC; once the emergency is terminated, occupational exposures continue to be managed under the requirements of the licensee’s radiation protection program and the dose limits prescribed in sections 13 and 14 of the Regulations. As a general principle, a worker should not be prevented from returning to future planned work because of doses received during an emergency. However, a case-by-case consideration for return to work may be required, and should take into account the magnitude of the doses received and any relevant medical advice, and may entail certain conditions as specified by the Commission.</p>
78.	Section 20	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Industry has significant concerns with the section on labelling and believes a workshop with CNSC staff is necessary to ensure common understanding.</p> <p>Licensees agree containers and devices containing nuclear substances should be labelled to alert persons to the presence of a nuclear substance and the real or potential hazard/risk that exists. However, NEWs are trained to recognize hazard levels and understand the risks when reading posted radiation fields (e.g. mrem/h, mSv/h, MPCa or DAC, cpm, etc.) Given this, listing radionuclides and associated activities on waste containers intended to stay within a nuclear facility does not improve the safety for personnel. Licensees agree that containers/sources shipped out of the facility should have the appropriate specifics.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p>	<p>Noted, and similar concerns were raised with the RPR CG1 consultation.</p> <p>Text has been revised with regards to labelling.</p> <p>Licensees may include radiation dose rate measurements on the label; however, the quantity of the nuclear substances present must also be included. The term “quantity” is activity or activity concentration, in line how the term is used in the <i>Nuclear Substances and Radiation Devices Regulations</i>. Using the primary nuclear substance and a dose rate/contamination measurement, one can approximate the quantity in a unit of activity or activity concentration for inclusion on the label.</p> <p>The REGDOC has also clarified that either each nuclear substance should be identified, or the primary nuclear substance(s) should be identified. Alternatively, the primary group of nuclear substances should be identified; where a group may be</p>



#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>Industry requests the CNSC host a workshop to ensure the requirements are clearly understood and key terms defined.</p> <p>Items for discussion could include:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>-Defining 'container' and 'device'. Does it mean radiation device per NSRD regulations?</li> <li>-Applying the exemption to the labelling requirements for containers or devices in an area subject to the boundary and point of access signs in s. 21.</li> <li>-Clarify what does CNSC means by the phrase "in transit"</li> <li>-Clarify the reference to Paragraph 20(3) in the RPRs. There is no paragraph 20(3) in the current RPRS.</li> </ul>	<p>denoted as, for example, mixed fission and activation products, transuranics, natural uranium, depleted uranium, enriched uranium, etc</p> <p>With regards to the term "store", it has been revised to "hold" and the corresponding text was modified in REGDOC 2.7.1.</p> <p>With regards to applying the exemption to labelling requirements for containers or devices in an area subject to section 21 of the RPR; this is beyond the scope of REGDOC-2.7.1, no changes were made to the REGDOC.</p> <p>With regards to "in transit", additional guidance has been provided in the REGDOC regarding what is considered "in transit".</p> <p>With regards to paragraph 20(3), the REGDOC preface states that it aligns with proposed amendments to the RPR.</p>
79.	Section Labelling Containers (20)	Cameco Corporation	<p>Cameco believes that the appropriate labelling for containers and devices containing nuclear substances depends on who has access to the containers and devices and where the containers or devices are situated. For containers or sources shipped out of a licensed facility, this would include listing the all information necessary (e.g. radionuclide(s)) to indicate the risk associated with the container or device). However, when containers are intended to be used within a licensed facility where NEWs are trained to recognize hazard levels and understand the risks when reading posted radiation fields, affixing detailed labels creates an administrative burden that has no corresponding safety benefit. For waste containers, a safety risk is actually created through the additional handling required to sample, analyze, and affix labels.</p> <p><b>Recommendation:</b></p> <p>Cameco supports the scheduling of an industry-CNSC workshop to ensure the labelling requirements are clearly understood and key terms defined as well as to discuss an exemption for Cameco Comments on <b>REGDOC-2.7.1 Radiation Protection</b> labelling requirements for containers or devices located in an area subject to the boundary and point of access signs set out in s. 21 of the RPR.</p>	<p>Agreed, the text has been revised with regards to labelling.</p> <p>However, no changes were made with regards to Section 21 of the RPR as it is beyond the scope of REGDOC 2.7.1.</p> <p>See also the disposition to comment #78.</p>
80.	25	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>There are instances where the manufacturer specifications may not meet industry best practices and/or may be overly prescriptive.</p> <p>Remove Manufacturers specifications from the RegDocs.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The wording has been removed in the context of calibration. However, it still is valid for testing (and examples have also been provided) and selection. For selection, it is valid to consult manufacturer's specifications for optimal conditions for operation of instruments and equipment.</p>
81.	Section 25, Pg. 39, "Radiation	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>"Licensees are required by section 24.1 of the Regulations to ensure that instruments and equipment used for radiation measurements are appropriately selected, tested and calibrated for their intended use."</p>	<p>Agreed, the text from Section 25 of the REGDOC has been revised as a consequence of this consultation, which was written to support this new Regulation that was numbered as Section 25.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
	Detection and Measurement Instrumentation		<p>In addition to instruments and equipment used for the direct protection of people (survey instruments, contamination monitors) laboratory instruments, stack monitors and reactor regulating instruments are also used to measure radionuclides in samples, radioactive effluent, etc.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Clarify that this is for instruments and equipment used for direct protection of people.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>See also the disposition to comments: #80, 84, 85, 86, 87, 88, 89, 125, 129.</p> <p>A related comment received through the RPR CGI consultation (#61) has been considered and dispositioned.</p> <p>Section 25 of the REGDOC was refined in its entirety to ensure that more guidance is added, including specific examples of instrumentation and expectations to meet RPR. Repetitive text was removed as well, when already included in Appendix C, and the following was also added:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Define what is meant by a “radiation measurement” for the purposes of RPR 25. The definition is based on IAEA GSR Part 3 (monitoring, page 404).</li> <li>• The terms “selected”, “tested” and “calibrated” for the purposes of RPR 25 were defined.</li> <li>• Clarified when Appendix C and D would apply.</li> </ul>
82.	Section 25, Pg. 39, 4 <sup>th</sup> para. – “Licensees are required by section 24.1 of the Regulations...”	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Section 24.1 does not exist in the current RPRs, though it does in the draft version in Canada Gazette I. As per comment#1, it is premature to review this draft until amendments to the Radiation Protection Regulations (RPRs) are finalized.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Review and revise.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The REGDOC will be finalized after the RPRs are enacted.</p>
83.	Section 25, Pg. 39, 5 <sup>th</sup> para., last sentence – “As well, DRDs and air monitoring /sampling ...”	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Spell out DRDs in first use.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Review and revise.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The first instance of “direct reading dosimeter” was used in section 11 of the REGDOC and was defined as “DRD”.</p>
84.	Section 25, Pg. 39-41	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Section 20 of the NSRD refers to radiation survey meters, and requirements for calibration under the Act and Regulations.</p> <p>Section 25 of REGDOC 2.7.1 seems to broaden the definition considerably, to all instruments and equipment being used to measure radiation being appropriately calibrated.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised</p> <p>See also the disposition to comment #81.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			Clarify that this section pertains only to radiation instrumentation used for personnel protection purposes. <b>MAJOR</b>	
85.	Section 25.2	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>Second paragraph: The second sentence is overly prescriptive and should be revised to “Measurements must therefore be made using an efficiency-checked instrument with an appropriate detection efficiency...”</p> <p>Fourth paragraph: It is not practical to check large area detectors using uniformly contaminated planar sources. The second sentence should be revised to “These tests should be conducted .... Similar to the dimension of the detector, where practical.”</p>	<p>Agreed, the text has been revised, with regards to the second paragraph. Please note, these two sentences were moved to Appendix C.8 (formerly C.9).</p> <p>See also the disposition to comment #81.</p> <p>The new text provides the same intent as the suggestions. An appropriate detection efficiency is the best available predetermined detection efficiency.</p>
86.	25.2 and Appendix C	Shared Health Manitoba	<p>Appendix C and Section 25.2 suggest the direct measurement of standard sources when determining contamination meter detection efficiencies. In contrast, we have previously measured droplet-sized non-traceable open sources with activities determined by equipment that was calibrated using a standard source. We have not typically measured standard sources directly with contamination meters because of the additional cost of purchasing these differently shaped sources. If the CNSC suggests that calibration be performed by directly measuring traceable sources, it would be very helpful if the following information could be included in the REGDOC:</p> <p>For each radionuclide listed in the NSRD licence appendix “Classes of Radionuclides,” specify the recommended standard source radionuclide to be measured by the licensee as an analogue.</p> <p>The mathematical formula to be used to calculate a meter’s detection efficiency for open source medical radionuclides based on the meter’s detection efficiency for the recommended standard sources.</p> <p>How (or if) the formula provided in C.12 should be modified to take into account the fact that the radioactive emissions from the standard source are not identical to those of open source medical radionuclides because they are different radionuclides.</p> <p>How (or if) the particle surface emission rate of the standard source ought to be used when determining detection efficiency.</p> <p>The CNSC should consider endorsing the use of droplet-sized open sources when determining the efficiency of contamination meters, provided that the activity has been measured using equipment that was itself calibrated using a standard source. If it should choose to do so, the CNSC should indicate how (or if) the licensee should modify the formula provided in C.12 to account for propagation of error.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note, this subject matter is now in Appendix C.8 (formerly C.9) and is a “should” statement. The formula can be used by licensees who make their own sources for efficiency determinations.</p> <p>See also the dispositions to comments #81 and #98.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
87.	25.2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>It is not practical to check large area detectors using uniformly contaminated planar sources.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Change Sentence to: “These tests should be conducted .... Similar to the dimension of the detector, <b><u>where practical.</u></b>”</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #85.</p>
88.	25.2	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Licensees seek clarity on:</p> <p>1.The intention of 2<sup>nd</sup> sentence, 2<sup>nd</sup> paragraph, which reads, “Measurements must therefore be made using an efficiency-checked instrument with the best available predetermined detection efficiency ...” is overly prescriptive.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Change the sentence to: “Measurements must therefore be made using an efficiency-checked instrument with <del>the best available predetermined</del> <b>an appropriate</b> detection efficiency ...”</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #85.</p>
89.	25.2; 2 <sup>nd</sup> para	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>There is no safety benefit to this requirement which adds a large administrative burden and is not practical in the field.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Remove 2<sup>nd</sup> to last sentence in this paragraph: “The measurements, in counts per second...centimeter”.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>As part of revisions to section 25 of the REGDOC, this sentence was removed.</p>
90.	Section Visitors and Radiological Risk (Appendix A.6)	Cameco Corporation	<p>This section could be interpreted to require licensees to provide risk information to visitors at a licensed facility out of portion to the risk of an accidental exposure, which could lead to confusion and unnecessary anxiety for visitors.</p> <p><b>Recommendation:</b> Cameco recommends that the second sentence be revised to read “[they should, however, be informed of the radiological hazards in the facility.”</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p>
91.	Pg. 43, Appendix A - A.6	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>There could be confusion over the level of risk information required to be provided to visitors. As written, it could be interpreted to be the same level as required for a NEW. In addition, visitors may lack the background information and/or context required to properly understand probabilities and consequences of accidents, leading to a significant overestimation of risk which could create unwarranted anxiety.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #90.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Amend the 2<sup>nd</sup> sentence to read: “They should however be informed of the radiological hazards in the facility.</p> <p>Remove “and the risk of accidental radiation exposures”.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	
92.	Section Contaminated Control Limits (Appendix B.1.1)	Cameco Corporation	<p>The recommendations in this section do not align with the <i>Nuclear Safety and Control Act</i> (NSCA) regulations. For example, conditional clearance levels are defined based on activity concentration in the <i>Nuclear Substances and Radiation Devices Regulations</i> (NSRDR) whereas this section refers to surface contamination limits based on conditional clearance levels. Following <i>Packaging and Transportation of Nuclear Substance Regulations</i> (PTNSR) and the NSRDR, surface contamination levels for release should be based on surface contamination (Bq/cm<sup>2</sup>). In addition, the reference to ANSI/HPS N13.12 and its standard for surface contamination of 10 pSv/y is inconsistent with the PTNSR.</p> <p><b>Recommendation:</b></p> <p>Cameco also recommends revising this section to align with the PTNSR and NSRDR, and clarifying when activity concentration and surface contamination criteria apply</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Annex B.1.1. was inconsistent with the NSRDR and therefore the contradictory text within the paragraph was removed.</p> <p>The reference to the ANSI/HPS standard was retained and only referred to as guidance that could be consulted when developing contamination control criteria.</p> <p>Please note, CNSC staff determined that reference to PTNSR is not appropriate for all licensees.</p>
93.	B.1.1	Alberta Health Services, Cancer Control Alberta	<p>“Any surface contamination control limits for clean areas and release criteria chosen by a licensee <b>must meet the definition of a conditional clearance level</b> as defined in the Nuclear Substances and Radiation Devices Regulations.</p> <p>With respect to its application in the NSRD regulations, "conditional clearance level" means an activity concentration that does not result in an effective dose:</p> <p>(a) greater than 1 mSv in a year due to a low probability event referred to in the IAEA RS-G-1.7; or</p> <p>(b) greater than 10 µSv in a year.</p> <p>The use of an activity concentration or total activity in the context of surface contamination is not correct, and the section should reference the “Appendix: Classes of Radionuclide” appendix that is included in open source licences.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #92.</p>
94.	B.1.1	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>CNSC is holding the Industry to a standard of contamination of (10uSv) per year, which is misaligned with the CNSC’s own guidance on safe dose levels (&lt;1mSv/y has no safety significance).</p> <p>The recommendations do not align with existing regulations (PT NSR &amp; NS RDR).</p> <p>There is a further misalignment in terminology. Conditional clearance levels are defined in terms of activity concentration (i.e. Bq/g) in NSRDR. However, this section talks about surface contamination limits being set in terms of conditional clearance levels. Surface</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #92.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>contamination levels for release should be set in terms of surface contamination (Bq/cm<sup>2</sup>), following PTNSR.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Retain current levels consistent with PT NSR &amp; NS RD. Remove last sentence from the paragraph.</p> <p>Clarify when activity concentration and surface contamination criteria are to apply.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	
95.	B.1.1	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Using 0.1 Bq/cm<sup>2</sup> (from ANSI/HPS N13.12) presents potentially unresolvable issues with remediation of radium facilities.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Align with existing regulations (PT NSR). Remove the reference from ANSI/HPS N13.12 from this paragraph.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #92.</p>
96.	B.1.1	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>ANSI/HPS N13.12-2013 does not deal with 'removable surface-contamination' limits. Therefore this guidance appears to limit total contamination only. This is in contrast to REGDOC-1.6.1 which only limits 'removable surface-contamination'.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>REGDOC-1.6.1 should be revised to conform to this new standard. The methodology used to develop the REGDOC-1.6.1 limits (IAEA-TECDOC-855) was considered and rejected by ANSI/HPS.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #92.</p>
97.	Appendix C	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>A statement should be added to the beginning of this section that recognizes that licensee must ensure appropriate calculations are used and the equations provided may not apply in all situations and specific limitations of each equation are not included.</p> <p>C.11: This second sentence should be revised to "...the MDA should be calculated for the most restrictive scenario..." Further, at the top of page 53, the first full sentence should be revised to " ...instrument should stay stationary..."</p>	<p>Agreed, the text has been revised (this text has been added to the preface of appendix C).</p> <p>Noted, however no changes made with regards to the suggested changes. Please note, the text has been revised to reflect the following:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• The requirement for the instrumentation to remain stationary to improve the MDA was removed</li> <li>• Guidance has been added with regards for calculating the MDA while scanning/frisking</li> <li>• The text was revised from "must" to "is" as this is a codified practice.</li> </ul> <p>Please note, C.11 is now C.10.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
				See also the disposition to comment #108.
98.	App C – General	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Many of the equations provided in this appendix have specific limitations that are not described.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Add notes for each equation as applicable on limitations.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, additional text has been provided.</p> <p>A statement was added at the beginning of Appendix C. This pertains to all comments in Appendix C.</p> <p>See also the disposition to comment #97.</p>
99.	Section Monitoring Records (Appendix C.6)	Cameco Corporation	<p>Listing all the information in the list in this section would create redundant information and create an administrative burden if all this information were to be recorded on each monitoring record. In addition, some of the information is not always applicable.</p> <p><b>Recommendation:</b></p> <p>Cameco recommends revising this section to state that listed information should be included in monitoring records or be available, as appropriate</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>CNSC staff understand the concern. However, the information listed is not expected to be recorded on each and every monitoring record, and that is why it is stated as “contamination monitoring records should include:...”. Records of the information may be recorded in multiple ways. There needs to be records retained of all information in some form.</p>
100.	C.6	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The list of information that should be linked to a record is very extensive. While licensees do not disagree with the majority of the information listed, it is not necessary to have all that information linked to a record. The fact that it is accessible in some form should be sufficient. Recording these pieces of information with each record is redundant.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Modify the requirement to say that the information should be available, but not necessarily associated with each record.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>See also the disposition for comment #99.</p>
101.	Section C.8	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Section C-8 is too prescriptive for a REGDOC.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Should be rewritten to include general principles rather than instructions.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	Agreed, the text has been revised.
102.	Section Indirect Measurement of Contamination (Appendix C.8)	Cameco Corporation	<p>This section is a procedure and uses wipe areas inconsistent with the PTNSR.</p> <p><b>Recommendation:</b></p> <p>Cameco recommends that this section be replaced with principles and outcomes that must be met</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The text in C.7 (formerly C.8) was also revised to include PTNSR, 2015 requirements. The formula in C.9 (formerly C.10) now includes reference to PTNSR, 2015 for the term “A”.</p> <p>See also the disposition to comment #101.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
103.	C.8	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	Some licensees and the PTNSR specify wipe areas (or averaging areas) of 300 cm <sup>2</sup> instead of the specified 100 cm <sup>2</sup> .  <b>Suggested Change:</b> Refer to the PTNSR for large area checks.  <b>MAJOR</b>	Agreed, the text has been revised.  See also the disposition to comments #101 and #102.
104.	C.9	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	The efficiency equation is deceptive without the use of “absolute” as many detectors list intrinsic efficiency.  <b>Suggested Change:</b> Add the word “absolute” before the word “efficiency” in the given equation.  <b>Request for Clarification</b>	Agreed, the text has been revised.
105.	C.9	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	The method for determining absolute efficiency is applicable for only a point source,  <b>Suggested Change:</b> Remove the equation as it causes confusion and is not applicable in certain scenarios  <b>MAJOR</b>	Agreed, the text has been revised. Please note, text was added as a footnote to the equation.
106.	C.10	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	The sentence “the result will indicate the lowest count that would indicate the presence of contamination at the limit” is incorrect.  <b>Suggested Change:</b> This needs to be re-worded along the lines of “This result is the limit of contamination”.  <b>Request for Clarification</b>	Noted, however no changes made.  The suggested change is essentially synonymous with the original text. This has been published as guidance since the late 1990s and is in REGDOC 1.6.1 V2. This guidance has to apply and be useable for all licensees.
107.	C.10	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	This section does not actually note the “Critical Level” and how to use it. The whole purpose of relating a measurement to a criterion is to determine if radiation is present above some a priori level (i.e. can the detector system detect what it needs to detect).  <b>Suggested Change:</b> The critical level must be included; however the Gaussian formula is even more sensitive to errors at low background levels than the MDA formula. The Poisson version should be included.  <b>MAJOR</b>	Noted, however no changes made.  See also the disposition to comment #106.
108.	C11	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	Licensees believe there are passages in these sections that are more appropriate as “should” statements rather than “must” statements that are legally required by regulations.  <b>Suggested Change:</b> Amend the following to read,	Agreed, the text has been revised. See also the disposition to comment #97.



#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>- “...the MDA should <del>must</del> be calculated for the most restrictive scenario</p> <p>“...instrument should <del>must</del> stay stationary”</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	
109.	C.11	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The formulas are based on the same counting time as background counting time. This may be true if used in ratemeter mode, but if instruments are used in scalar mode, this is not necessarily true.</p> <p>MDA is defined at the 95% confidence level. This is one option, but MDA does not need to be defined at this level. It could be defined at the 90% level or some other level depending on risk.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Formulas need to be generic (allowing for difference in count times) or just provide a reference. Licensees should be allowed to decide the confidence level for the definition of MDA as a function of risk.</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The MDA is being defined at the 95<sup>th</sup> confidence level.</p>
110.	C.11 C.12 C.13	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The equations provided do not account for ALPHA counting.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>To provide either Poisson equations or note that the equations do not apply in low background.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>REGDOC 2.7.1 provides guidance to all licensees. Licensees may propose an alternative as long as it is justified and meets the same intent.</p>
111.	C.11 C.12 C.13	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>All these sections deal only with static measurements. Most contamination detection methods employ a scanning method. No formulae are presented for scanning.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Scanning for radioactivity presents different challenges, including human factors as a source of error.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Text has been added to include scanning/frisking and how to take this into account when applying “T” in the equations used in C.10, C.11, and C.12 (formerly C.11, C.12 and C.13).</p>
112.	C.11 C.13	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The term 4.66 in two (2) equations is incorrectly rounded, the value is 4.65 (i.e. <math>1.644853627 \times \sqrt{2} \times 2</math>).</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Change the value to 4.65.</p> <p><b><i>Request for Clarification</i></b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>These equations are published in existing CNSC REGDOC-1.6.1 version 2.</p>
113.	C.11	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The MDA formula is not applicable for dynamic reading instruments and only apply to static scalar measurements.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			Add a formula for the MDA of an instrument that has continuous analog readings displayed. <b>MAJOR</b>	See also the disposition to comment #111.
114.	C.11	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	The MDA formula is not applicable for scanning instrumentation, the most common method for contamination measurements. <b>Suggested Change:</b> The CNSC may refer to NUREG 1507. <b>MAJOR</b>	Agreed, the text has been revised.  See also the disposition to comment #111.
115.	Section Reporting Results with Uncertainty (Appendix C.12)	Cameco Corporation	This section could be interpreted to require uncertainty to be reported with each measurement and not to require measurements with a defined level of accuracy. This may be necessary in laboratory applications, but is not useful or practical in an industrial setting.  <b>Recommendation:</b> Cameco recommends that this section should be deleted or it should be described as an example.	Agreed, the text has been revised. Please note, this section is now C. 11. Clarification was added on when to calculate and reporting results with uncertainties.
116.	C.12	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	This section requires uncertainty to be reported with each measurement. This is excessive when measurement systems have been shown to meet MDA values and/or other criteria. It is also a very high degree of rigor for on-site measurements. For those that are not highly familiar with this area, the wording can be misunderstood and lead to unnecessarily rigid interpretation on what is otherwise a reasonable concept that measurements should have a defined level of accuracy. <b>Suggested Change:</b> Remove this Section. Operators are not in a laboratory environment. This is not useful or realistic. If this section is to be kept, it should be provided as an example, not a requirement. <b>MAJOR</b>	Agreed, the text has been revised.  See also the disposition to comment #115.
117.	Section Instrument Sensitivity (Appendix C.13)	Cameco Corporation	Placing the minimum detectable activity at half the contamination limit for all situations may place undue strain on licensees. Risks associated with measurements must be considered and licensees should be establish appropriate levels of rigor based on those risks.  <b>Recommendation:</b> Cameco recommends describing this section as an example and not a requirement.	Agreed, the text has been revised. Please note that the text in question is referred to as examples of how to establish adequate instrument sensitivity for a given nuclear substance, and for conservatism, the MDA was set at 0.5 times the applicable contamination criterion or limit.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
118.	C.13	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The MDA is set at half the contamination criterion. There has been enough conservatism built into deriving the contamination criterion.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>These equations should be removed in entirety.</p> <p>Placing the MDA at half the contamination limit may place undue strain on licensees.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #117.</p>
119.	Appendix C. 14.3 Detector output	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>One of the common non-portable monitoring instruments for alpha/beta wipe count is a silicon base semiconductor detector which is commonly known as PIPS (Passivated Implanted Planar Silicon).</p> <p>Add PIPS to Table C.1 Sample table.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	Agreed, the text has been revised.
120.	C.14.3	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Very low energy photon emitters do not respond well even in thin crystals.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Include methods of determining contamination levels are met according to B.1.1.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The statement is generally true.</p>
121.	C.14.3	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>G-M detectors are usually calibrated for Cs-137, a gamma emitter. Why does the CNSC not recommend Thin-window G-M detectors for gamma emitters?</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Include gamma radiation as applicable for G-M detectors.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Please note, thin-window GM detectors are not the best choice for gamma emitters because the efficiency is low.</p>
122.	C.14.3	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>There is no reference to Table C1 in the document to this table indicating its purpose.</p> <p><b>Suggested Change:</b></p> <p>Include reference to the table or remove the table.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	Agreed, the text has been revised.
123.	Section Calibration (Appendix D)	Cameco Corporation	<p>This section should be replaced with using the manufacturer's calibration procedures and as appropriate for the situation or application.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>A preface has been added to Appendix D.</p>
124.	Appendix D	Cameco Corporation	<p><b>Clarifications and additional editorial recommendations</b></p> <p>The first sentence should be revised to recognize that some licensees append the future calibration date by replacing "the date of calibration" with "the future calibration date or date of calibration."</p>	Agreed, the text has been revised.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			D.8: Replace the sentence “In order to meet regulatory requirements, licensees must make available a document for each radiation survey meter that includes the following information” with “In order to meet regulatory requirements, licensees must make available a document for each radiation survey meter that includes the following information, as applicable”	
125.	Pg. 56, Appendix D: <i>Calibration of Radiation Survey Meters and Direct Reading Dosimeters (DRDs)</i>	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>This appendix provides guidance and expectations on calibration of Radiation Survey Instrument and DRDs. However, it does not mention expectations on Electronic Personal Dosimeters (EPDs). Nowadays, almost all utilities use EPDs. Does the CNSC imply DRDs as EPDs?</p> <p><b>Suggested Change:</b> Provide a definition for DRDs</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>DRDs will be defined in section 25 to clarify that they can mean electronic personal dosimeters.</p> <p>See also the disposition to comment #129.</p>
126.	Pg. 58, Appendix D - D.7	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>Some licensees, append the future calibration date.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Amend to include the ‘future’ calibration date or date of calibration.</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #124.</p>
127.	Appendix D3, p.56	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>There are specifics for calibration, e.g. DRD on torso phantom, that may not be consistent with manufacturers’ recommendations (3a). Manufacturers have provided robots and other equipment and jigs for EPD/DCD etc.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Appendix D should be replaced to have calibration procedures that are in accordance with equipment manufacturer’s recommendations. (see first paragraph D5 “The manufacturer’s recommended calibration method, if any, is followed,”. May result in equipment not being calibrated as recommended. Administrative burden of placing each EPD on a torso phantom (several thousand per year) requiring additional labour.</p> <p><b>MAJOR</b></p>	Agreed, the text has been revised.
128.	D.3	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	<p>The distance from floor and ceiling is 1 meter but scattering objects is 0.5 meters.</p> <p><b>Suggested Change:</b> Specify 0.5 meters for all minimum distances</p> <p><b>Request for Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Please note that a distance of 0.5 m from floor to jig and from ceiling to jig is unrealistic.</p>
129.	D.6	Shared Health Manitoba	Appendix D.6 appears to require annual calibration for EPD and direct reading “pen” dosimeters, however it is unclear whether such calibration is required if these dosimeters	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>This has been addressed in revisions to section 25 of the REGDOC.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			are not used for a worker’s exposure records. For instance, if a facility uses OSLDs from National Dosimetry Service, but for day-to-day operations also equips each worker (NEW) with EPDs and pen dosimeters, does REGDOC-2.7.1 require that those supplementary dosimeters be calibrated annually even though they are not used for the dose of record? If so, we would like to suggest that annual verification with a “dosimeter-checker”, such as the Direct Reading Dosimeter Checker from Arrow-Tech, should be sufficient for pen dosimeter calibration ( <a href="https://www.dosimeter.com/dosimeter-accessories/de-drd6hole-direct-reading-dosimeter-checker/">https://www.dosimeter.com/dosimeter-accessories/de-drd6hole-direct-reading-dosimeter-checker/</a> )	Please note, instruments must be calibrated, however calibration does not have to be calibrated to the rigor of Appendix D if the DRDs are not used to directly measure against a regulatory criterion and/or limit.  Appendix D provides expectations and best practices for the calibration process for radiation survey meters.  Licensees are expected to have their procedures reviewed and approved.
130.	Appendix D.8 Documentatio n of calibration	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	In order to meet regulatory requirements, licensees must make available a document for each radiation survey meter that includes the following information:  <b>Suggested Change:</b>  In order to meet regulatory requirements, licensees must make available a document for each radiation survey meter that includes the following information, where applicable:  <b>Request for Clarification</b>	Agreed, the text has been revised.  See also the disposition to comment #124.
131.	D.8	Bruce Power, CNA, CNL, NB Power, Nordion, OPG	The calibration source could be an x-ray device.  <b>Suggested Change:</b>  Suggest including Voltage, Current, and effective energy to x-ray sources.  <b>Request for Clarification</b>	Agreed, the text has been revised.  These parameters were added to the list in D.8.

**Table B : Feedback period with industry and civil society organizations/ Période des observations avec l’industrie et les organisations de la société civile**

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
132.	General	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	Industry appreciates the efforts CNSC staff has made to engage stakeholders in the development of this REGDOC to date, but believe a stakeholder workshop is urgently needed to resolve the remaining concerns before the document is finalized and sent to the Commission for approval.  Following two rounds of written submissions, licensees believe a workshop will be the most effective and expedient way for CNSC staff to understand industry’s remaining concerns with this draft and the significant operational and resource impacts it will have on key areas such as labelling.  During this discussion, industry believes CNSC staff can clarify how Inspectors in the field will interpret many of the “expectations” described in this draft REGDOC to ensure a common understanding. This is of particular concern for expectations like those in section 4.4.3 regarding showers for workers in contaminated areas. As with many other REGDOCs, industry is concerned some CNSC staff view “should” and “may” statements not as guidance or options to consider (as indicated in the Preface),	The CNSC staff are willing to meet with licensees to further clarify the manner in which their comments have been addressed.  Expectations – Agreed - The REGDOC was revised and no longer uses the term “expectation”.  The comment relates to implementation, and not to the content of this specific REGDOC itself. Further, it is important to reinforce that the document is intended as guidance for all applicants and licensees, for all CNSC licensed activities.   As part of its ongoing efforts to ensure clarity, the CNSC will review the information indicated in the preface of its regulatory documents.

			but expectations that must be followed except in rare occasions. While industry will always invest in areas that enhance nuclear safety, some “should” statements in this document will require significant resources to either implement -- or to explain to CNSC staff why it is not implemented – with no commensurate increase in worker safety.	The shower issue has been addressed. Please see the response to comment #137.
133.	General	Cameco Corporation	As a general comment, Cameco continues to be concerned with the negative trend in REGDOC drafting that increases uncertainty and inconsistency with respect to compliance and potential enforcement. Based on our experience, when “may” is used to express an option and “should” is used to express guidance, but both are used to mean “that which is advised”, some inspectors will interpret options and guidance as <i>de facto</i> requirements and/or interpret “should” as either guidance or a requirement regardless of risk.	See answer to #132  The use of the word “must” was carefully reviewed and connected to RPR or other CNSC requirement, and only used where warranted. The word “shall” was used once in the preface to Appendix D, to clarify that the CNSC does not authorize, certify or licence persons conducting calibrations.
134.	2, 4.5, 5.4.2	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Clarification:</b> Additional clarity in the following sections would further aid industry’s implementation efforts:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. The interpretation and application section (2) is difficult to follow. The three bullet points associated with "Subsection 2(2) stipulates that the RPR does not apply" are interrupted by explanatory text, placed at the same indentation as the original heading. As a result, each bullet point’s explanatory text loses the link on application.</li> <li>2. In 4.5, the overlap and relationship between emergencies and unusual situations is unclear.</li> <li>3. In 5.4.2, personal air sampling can also be performed to accurately estimate breathing zone concentrations of radionuclides and in turn, can be used for internal dose assignment. Use of personal air sampling equipment includes the following elements: equipment worn or located in an appropriate environment and position; a quality control program; a preventive maintenance program; and appropriate minimum detection limits.</li> </ol> <p><b>Suggested Change</b> For clarity:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Indent the explanatory text (i.e., “Medical exposures are confined”, “The CNSC issues licences”, and “A caregiver is a person”) or organizing the section to be clear on application.</li> <li>2. Include a sentence in Section 4.5 to indicate when an unusual situation becomes an emergency.</li> </ol>	<p><u>Point 1:</u> Agreed. Formatting of Section 2 of the REGDOC was reviewed and revised as recommended.</p> <p><u>Point 2:</u> Agreed. Section 4.5 of the REGDOC now states that a situation is considered unusual when it is outside of routine operations for which work planning would be needed to maintain radiation doses ALARA and below the regulatory dose limits stipulated in sections 13 and 14 of the RPR. If the unusual situation cannot be managed within the dose limits prescribed in sections 13 and 14 of the RPR, then section 15 of the RPR would apply.</p> <p><u>Point 3:</u> Agreed. The 4<sup>th</sup> paragraph of section 5.4.2 of the REGDOC was revised as follows: <i>Personal air sampling can also be performed to estimate breathing zone concentrations of radionuclides. Use of personal air sampling equipment should include the following elements as appropriate: equipment worn or located in an appropriate environment and position; a quality control program; a preventive maintenance program; and appropriate minimum detection limits.</i></p>

			3. Amend the 2nd sentence of the 4th paragraph to read, “If personal air sampling is used for internal dose assignments, use of the equipment includes the following elements....” This would further clarify that the additional requirements would not necessarily be required if the personal air sampling was used for screening only and not for assigning dose.	
135.	4.1.5	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>Industry remains concerned with the inclusion of dose constraints in this draft REGDOC considering they were intentionally not included in the revised Radiation Protection Regulations. However, if CNSC staff insists in referencing dose constraints, industry believes additional clarity is required to ensure readers understand the items listed in 4.1.5, are examples of measures to consider, not requirements.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>This proposed change will clarify that these are examples and are not requirements. If dose constraints were to be used to manage work, they could be treated as a de facto regulatory limit.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Amend the 4th paragraph before the five bullet points to read, “Other measures that may be integrated into day-to-day operations by licensees to help oversee the application of the ALARA principle include the following <u>examples</u>.”</p>	<p>Agreed.</p> <p>The text in section 4.1.5 of the REGDOC was revised, as per the recommendation. The paragraph now states:</p> <p><i>Other measures that may be integrated into day-to-day operations by licensees to help oversee the application of the ALARA principle include the following examples:</i></p> <p>In addition, the list of examples is now bulleted rather than numbered.</p>
136.	4.1.5 Dose constraints	Cameco Corporation	<p>To eliminate the possibility that any of the options would be considered by inspectors as requirement or require a licensee to demonstrate why the option is not in use, Cameco strongly recommend that <b>4.1.5 Oversight of the application of ALARA</b> be revised to ensure that none of the enumerated options in the last paragraph containing “should” statements could be interpreted as requirements by revising the introductory paragraph to read “Examples of other measures that may be integrated...”</p> <p>We are particularly concerned about Option 5 on dose constraints. Cameco reiterates our previous recommendation that this option be deleted from the REGDOC given that the CNSC decided it was necessary to include dose constraints in the <i>Radiation Protection Regulations</i> because the regulatory expectations for radiation protection programs and the licensee progress in adopting the optimization principle were sufficient so that there is no risk that any inspector or officer treats dose constraints as a <i>de facto</i> regulatory limit. While dose constraints could be an example of a measure a licensee may choose to incorporate into a radiation protection program, the REGDOC will create regulatory uncertainty unless it is clear that dose constraints are not a requirement.</p>	<p>Agreed, and revisions were made to section 4.1.5 of the REGDOC.</p> <p>See response to comment #135.</p>
137.	4.4.3	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>As per comment #1, industry remains deeply concerned with the expectation for workers to “shower and change clothes upon leaving contaminated workplaces.” This</p>	<p>Agreed, and the text in Section 4.4.3 of the REGDOC was revised as follows:</p>

			<p>expectation is overly onerous and unnecessary from a worker safety perspective, particularly in situations in which workers wear additional protective clothing/ equipment and showers are not the main way personnel are decontaminated. Workers have RPPE and are routinely free of contamination upon exit as verified by contamination monitoring.</p> <p>While the authors of this draft REGDOC understand that “should” equates to guidance, experience in the field suggests some Inspectors occasionally view “should” statements as de facto requirements. If that interpretation were applied to this passage, the impact to licensees would be significant with no corresponding improvement to nuclear safety.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>An expectation is still too strong for a non-standard practice that does not improve safety if contamination monitoring is adequate. The purpose of effective contamination control and monitoring is to ensure workers are not contaminated and can proceed with work without the need for further contamination controls. Taken at face value, the 2nd sentence of the last paragraph sets an expectation that workers shower every time they exit a contaminated area, which equates to an enormous cost with no safety improvement. As an example from just one segment of the industry, this could result in more than 2,000 nuclear power plant workers, making just two work entries per day, having to spend 0.3 hours to shower and change each time. This could result in more than \$34 million per year in additional labour costs with no improvement to nuclear safety. It could also require licensees to divert limited resources from other areas to meet this expectation, again with no safety benefit.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Amend this section to indicate that shower facilities are required to be available and that workers should be able to shower and change clothes upon leaving a contaminated workplace, if required.</p> <p>Specifically, amend the 2nd sentence in the last paragraph from "Individuals should shower ..." to "Decontamination facilities should be available ..."</p>	<p><i>Shower facilities should be made available for individual use upon leaving a contaminated workplace, if required.</i></p>
138.	6	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>The context of the section does not meet the intent of the definition of an action level. Action level is designed as being indicative of a significant loss of RP control. Lowering an action level means more events are to be expected. This may cause unnecessary concern to workers and members of the public. Industry suggests the section should be written such that it's tied to a significant event/incident rather than a continual improvement concept. Industry uses administrative levels (or precursor indicators) to alert potential issues.</p> <p>Also the last sentence of the 3rd paragraph currently says, “If an action level is reached, the specific action under the RPR is establishing the cause for reaching the</p>	<p><u>Point 1:</u> No change will be made.</p> <p>It is CNSC's position that action levels may require revisions over time to ensure that they continue to be meaningful and that they meet their intended purpose, in the context of the regulated activity. Licensees should establish periodic reviews of their action levels with the objective of confirming that they continue to represent a level at which they may indicate a loss of control of some aspect of their RP program. Section 6.1 describes the process of reviewing action levels. Licence condition handbooks also identify the expected frequency for these reviews.</p>



			<p>action level, restoring the effectiveness of the radiation protection program ...” This implies that hitting an action level indicates a loss of the effectiveness of the radiation protection program, which conflicts with the early definition that an action level “may indicate a loss of control...”</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>Action levels are fundamentally not associated with continual improvement. They are levels that indicate a potential loss of control, requiring investigation and corrective action. They are intended only to be sensitive to programmatic breakdowns. Continual improvement is addressed in many ways other than action levels. Given this, industry feels the CNSC does not accurately address licensees’ central issue in its disposition, which reads, “Noted, however action levels are a concept of continual improvement to the RP program and should be reviewed and revised to ensure they remain sensitive indicators. There is guidance on the use of administrative levels provided in section 6 as well. Please note, the text has been revised to reflect significant developments and or fundamental changes in operational and radiological conditions.”</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>For clarity, CNSC staff is urged to:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• Amend Section 6 to clearly explain that the action level is not the level that should keep changing over time. That is more appropriate for administrative levels or other systems used for optimization. Therefore, the CNSC should consider revising this section to allow flexibility in monitoring the performance. Allowance for administrative levels or other mechanisms can be recommended.</li><li>• Revise the last sentence of the 3rd paragraph to read, “If an action level is reached, the specific action under the RPR is establishing the cause for reaching the action level, <i>determining the impact, if any, on the effectiveness of the radiation protection program</i>, restoring the effectiveness of the radiation protection program <i>(if required)</i> ...”</li><li>• Provide further guidance on the use of action levels - what frequency are they expected to be exceeded and what consequences there may be if licensees don’t exceed them (as is the current case).</li></ul>	<p><u>Point 2:</u> Agreed. The sentence in Section 6 of the REGDOC has been revised as suggested by the commenter. The sentence now states:</p> <p><i>If an action level is reached, the specified action under the RPR is establishing the cause for reaching the action level, determining the impact, if any, on the effectiveness of the radiation protection program, restoring the effectiveness of the radiation protection program (if required), and notifying the CNSC within a specified period of time.</i></p> <p><u>Point 3:</u> No guidance was added. There are no consequences of not exceeding an action level as detailed in Section 6 of the REGDOC, and no additional guidance is warranted.</p>
139.	6 Action levels	Cameco Corporation	<p>Cameco was pleased to see that the CNSC has revised this section of the REGDOC from the consultation version in response to industry comments. We note, however, that CNSC’s response to Comment #48 on the consultation version states that “action levels are a concept of continual improvement”. Cameco disagrees. In our view, there are other mechanisms in the radiation protection program for continual improvement, but Action Levels are not one of them. Although the text in this version of REGDOC appears to align with the CNSC definition of an Action Level, <i>i.e.</i>, an indicator of a</p>	<p>Cameco’s comments are noted.</p> <p>Please refer to the response to comment #138.</p>

			potential loss of control of the radiation protection program, the misinterpretation of the intent of Action Levels expressed in the consultation response should be corrected by CNSC in the response to this round of comments to prevent any inconsistent application of action levels in the future.	
140.	7, 15	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>Licensees support the repeal of the provision for a female NEW to self-disclose her pregnancy to the licensee as long as the regulations and this supporting REGDOC are clear with regard to licensees’ obligations. This proposal aligns with the international practice of voluntary self-disclosure of pregnancy and nursing. This comment was submitted to the CNSC during the initial consultation round and the CNSC’s response was, “Agreed, the text has been revised.” However, there have been no changes made to this section to that effect.</p> <p>Similarly, licensees believe additional context is needed for the 2nd last paragraph on page 38, which currently reads, “As per section 15(7) of the Regulations, licensees must not ask pregnant women to participate in the direct control of an emergency.” This assumes the licensee knows the woman is pregnant, which may not be the case. Suggested wording was submitted to the CNSC during the initial consultation round and the CNSC’s response was, “Agreed, the text has been revised.” However, there have been no changes made to this section to that effect.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>Amending Section 7 will clarify that the responsibility lies with the pregnant or nursing NEW to declare their status to the licensee in writing. Until such a declaration is provided, the licensee has no obligation to accommodate work assignment or dose limits associated with pregnant or nursing status.</p> <p>Amending Section 15 will clarify the responsibility lies with the pregnant or nursing NEW to declare their status to the licensee in writing. Until such a declaration is provided, the licensee has no obligation to accommodate work assignment or dose limits associated with pregnant or nursing status.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>CNSC is urged to:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>•Revise the text in Section 7 as per comment #62 in licensees’ previously submitted comments table. Specifically, amend the 4th bullet on page 28 to read, “of the female NEW rights once they declare they are pregnant or breastfeeding”</li><li>•Revise the text in Section 15 as per comment #75 in licensees’ previously submitted comments table. Specifically, amend the 2nd last paragraph on page 38 to read, “As per section 15(7) of the Regulations, licensees must not ask women who have declared pregnancy to participate in the direct control of an emergency.” Revise the text as per comment #75 in the detailed comments table.</li></ul>	<p><u>Point 1:</u> No change was made.</p> <p>In paragraph 7(2)(c) of the RPR, the obligation is on the licensee to provide information to female NEWs regarding the rights of a pregnant NEW and the rights of a breastfeeding NEW under section 11 of the RPR. The RPR does not state that this information is to be provided once the female NEW informs the licensee, in writing, that they are pregnant or breastfeeding an infant. It should be understood that the objective of providing information to female NEWs as required by subsection 7(2) of the RPR is to ensure that workers have all the necessary information to make informed decisions about informing the licensee of their pregnancy or that they are breastfeeding. As such, this information should be included when the worker is first informed that they are a NEW.</p> <p>Once a worker has informed the licensee, in writing, that they are pregnant or breastfeeding, a licensee would then be required to accommodate work assignments and dose limits in alignment with section 11 of the RPR.</p> <p><u>Point 2:</u> Agreed, and revisions were made.</p> <p>As a point of clarification, the wording referred to in the first sentence of this paragraph in section 15 of the REGDOC is consistent with what is used in subsection 15(7) of the RPR. To address the comment, the second and third sentences in the 11<sup>th</sup> paragraph of section 15 of the REGDOC were revised as follows (indicated in bold text):</p> <p><i>This restriction extends to all women <b>who have informed the licensee, in writing, that they are pregnant</b>, and who may be involved in the control of an emergency, including emergency response personnel and other workers (including those employed by the licensee) who provide assistance during an emergency. As described in section 7 and A.7, risk information to NEWs and emergency response personnel should include the risks associated with the exposure of embryos and fetuses to radiation, and the importance for females to inform the licensee, <b>in writing</b>, if they are pregnant.</i></p>

141.	15 specifically the last sentence in the 4 <sup>th</sup> paragraph	Shared Health Manitoba	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>It is possible, in certain situations, for a pregnant worker to contribute to the emergency response, but only from a remote, radiologically stable and safe location where she would continue to be subject to the dose limits prescribed in sections 13 and 14 of the RPR.</p> <p>In particular, it is the “in certain situations” and “remote locations” that I find problematic and not overly helpful, particularly for licensee organizations that may have an academic or medical-type licence. “Remote locations” is likely more applicable to Nuclear Power Plants with off-site emergency centres and the like. Why not consider addition of some real-world examples such as: a pregnant NEW acting as a “clean person” ( doing things such as passing supplies to workers performing hands-on duties or making telephone notifications) during a spill clean-up in a DNSR licensed facility, where she has no chance of exceeding the Pregnant NEW Dose Limits?</p>	<p>Agreed, and this sentence in section 15 of the REGDOC was revised as follows, in the context of the comment to ensure that the guidance is clear for all licensees:</p> <p><i>It is possible for a pregnant worker to contribute to the emergency response, but only from a radiologically stable and safe location where she would continue to be subject to the dose limits prescribed in sections 13 and 14 of the RPR.</i></p>
142.	20	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>All segments of industry, from NPPs to operators of mines and mills, continue to have significant concerns with the section on labelling and believe a workshop with CNSC staff is necessary to ensure common understanding.</p> <p>As per industry’s initial feedback, licensees agree containers and devices containing nuclear substances should be labelled to alert persons to the presence of a nuclear substance and the real or potential hazard/risk that exists. However, NEWs are trained to recognize hazard levels and understand the risks when reading posted radiation fields (e.g. mrem/h, mSv/h, MPCa or DAC, cpm, etc.) Given this, listing radionuclides and associated activities on various containers (such as waste containers) intended to stay within a nuclear facility does not improve the safety for personnel. Licensees agree that containers/sources shipped out of the facility should have the appropriate specifics.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>There is a very large volume of equipment and various containers that contain radioactive material in an industrial scale facility like a Nuclear Power Plant. Labeling this material with the minimum of estimated activity (or activity concentration) and group of nuclear substances would be a very large undertaking that would demand significant additional resources to be allocated without any improvement in safety. Radiation workers are not trained to think in the terms being required by the CNSC because these terms do not relate well to hazard levels and generally require a technical knowledge level inappropriate to expect of many staff members. The labelling requirements to identify activity and nuclide should be applied only to material leaving the control of the licensee as is currently practiced. Licensees agree that radioactive material within their control needs to be labeled to identify the radiological hazard to workers, but insist that the description of the hazard can (and has been) be</p>	<p><u>General Response:</u></p> <p>CNSC is open to a meeting where industry can share their concerns regarding the implementation of section 20 of the RPR. However, given that the requirements in 20(1) and 20(2) have been in force since 2000, it is CNSC's position that this discussion should not be an impediment to advancing the REGDOC for publication.</p> <p>The draft REGDOC provides guidance to explain, in the context of all licensed activities, what actions would meet the intent of this regulatory requirement. Notwithstanding, it is impossible to detail every scenario in such a guidance document.</p> <p>Questions regarding licensee-specific situations should be assessed on a case-by-case basis using the general principles outlined in the REGDOC.</p> <p><u>Point 1:</u> No change was made.</p> <p>The CNSC does not define a container as this may vary depending on the circumstances. A radiation device is defined in the <i>Nuclear Substances and Radiation Device Regulations</i>.</p> <p><u>Point 2:</u> No change was made.</p> <p>What is described by the commenter is situation-specific and should be assessed in the context of the licensed activity and the controls in place under the licensee’s programs.</p>

			<p>more effectively communicated in other units. If the CNSC cannot concede this point, a workshop is needed.</p> <p>Given this, industry strongly believes additional dialogue is required with the CNSC to discuss its disposition, which reads, “Noted, and similar concerns were raised with the RPR CG1 consultation. Text has been revised with regards to labelling. Licensees may include radiation dose rate measurements on the label; however, the quantity of the nuclear substances present must also be included. The term “quantity” is activity or activity concentration, in line how the term is used in the Nuclear Substances and Radiation Devices Regulations. Using the primary nuclear substance and a dose rate/contamination measurement, one can approximate the quantity in a unit of activity or activity concentration for inclusion on the label. The REGDOC has also clarified that either each nuclear substance should be identified, or the primary nuclear substance(s) should be identified. Alternatively, the primary group of nuclear substances should be identified; where a group may be denoted as, for example, mixed fission and activation products, transuranics, natural uranium, depleted uranium, enriched uranium, etc.</p> <p>With regards to the term “store”, it has been revised to “hold” and the corresponding text was modified in REGDOC 2.7.1. With regards to applying the exemption to labelling requirements for containers or devices in an area subject to section 21 of the RPR; this is beyond the scope of REGDOC-2.7.1, no changes were made to the REGDOC.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>As per comment #1, industry requests the CNSC host a workshop to ensure the requirements are clearly understood and key terms defined. Items for discussion could include:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• Defining ‘container’ and ‘device’. Does it mean radiation device per NSRD regulations?</li><li>• Applying the exemption to the labelling requirements for containers or devices in an area subject to the boundary and point of access signs in s. 21.</li><li>• Revising the following line: “Subsection 20(3) of the RPR applies to containers that are used to temporarily hold nuclear substances, <i>for example waste</i> containers.”</li></ul>	<p><u>Point 3:</u> Agreed, and the text was revised in section 20 of the REGDOC, as suggested.</p> <p>The sentence now states:</p> <p><i>Subsection 20(3) of the RPR applies to containers that are used to temporarily hold nuclear substances; for example, waste containers.</i></p>
143.	20 Labelling Containers	Cameco Corporation	<p>Cameco continues to support an industry-CNSC workshop to ensure labelling for containers and devices containing nuclear substances are applied based on a common understanding of terminology and the function labelling serves in different circumstances.</p> <p>Cameco continues to support risk-based labelling based on who has access to the containers and devices and the location of the same. Within a licensed facility where NEWs are trained to recognize hazard levels and understand the boundary and point-</p>	<p>Noted.</p> <p>See response to comment #142.</p>

			of-access signage that identifies risk, affixing detailed labels creates an administrative burden that has no corresponding safety benefit. For waste containers, an unnecessary safety risk is created through the additional handling required to sample, analyze and affix labels.	
144.	Appendix C	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>Industry seeks additional clarity on the following parts of Appendix C:</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. C.2 - The section is unclear. Monitoring is not to confirm that other monitoring was effective.</li><li>2. C.7 - This section reads like a work instruction and not guidance on general techniques that can be useful in assisting licensees to determine which techniques are applicable. Providing specific instruction to use a wetting agent and then identifying that a wetting agent can lead to significant underestimation of contamination creates confusion.</li><li>3. C.9 - The 2nd paragraph infers that the method set out for the determination efficiency for a mixture is an example only (e.g. in some cases, it may be possible to use a source that contains all the isotopes in mixture.</li><li>4. C.11 - This section is not risk based. While use of 2σ uncertainty may be appropriate for comparison to regulatory limits, it is not necessarily required for all measurements.</li><li>5. C.12 - This section is not risk based. While use of 2σ uncertainty may be appropriate for comparison to regulatory limits, it is not necessarily required for all measurements.</li></ol> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>A lack of clarity can lead to regulatory uncertainty.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>For clarity:</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. Amend C.2 to read: “Contamination monitoring, such as weekly swipe tests, are intended to confirm that operational controls to limit the spread of contamination are effective. Contamination monitoring should be performed at set locations, following a schedule based on the risk of contamination. Follow up monitoring should be performed any time contamination is identified, either through routine monitoring or identified and reported through other means.”</li><li>2. Provide more general information and remove procedural details. Remove all reference to use of the wetting agent.</li></ol>	<p><u>Point 1:</u> Agreed, and the text in Appendix C.2 of the REGDOC was revised to address the concerns noted by the commenter.</p> <p>The first paragraph of C.2 was revised as follows:</p> <p><i>Contamination monitoring, such as weekly wipe tests, are intended to confirm that operational controls that have been implemented to limit the spread of contamination are effective. Contamination monitoring should be performed at set locations, following a schedule, based on the risk for contamination. Follow up monitoring should be performed any time contamination is identified through routine monitoring or as identified and reported through other means.</i></p> <p><u>Point 2:</u> Agreed, and the text in Appendix C.7 of the REGDOC was revised to address the concern regarding use of a wetting agent, noting that this information benefits all licensees. The text in the second paragraph was revised as follows:</p> <p><i>Wipe each of the locations shown on the plan of the working area with a filter paper, wipe or cotton swab. The wipe may be dry, or lightly moistened with alcohol or water to improve collection efficiency. However, if a wetting agent is used, contamination may be absorbed into the wipe material, and may lead to a significant underestimate of alpha and low-energy beta contamination with some counting methods. For example, alpha counting should not be conducted on a wet wipe.</i></p> <p><u>Point 3:</u> Agreed, and the text in the second paragraph of Appendix C.9 of the REGDOC was revised as suggested.</p> <p>The paragraph now begins with the following sentence:</p> <p><i>Examples of acceptable approaches for mixtures of nuclear substances include identifying the isotope for which the detector has the lowest response at the applicable contamination limit, or use of a source that contains the nuclear substance mixture to be measured.</i></p> <p><u>Point 4:</u> Agreed, and the text in Appendix C.11 of the REGDOC was revised to state that the associated 2σ uncertainty (i.e., 95% confidence) for any measurement is determined for only measurements</p>

			<p>3. Revise to, “Examples of acceptable approaches for mixtures of radionuclides include identifying the isotope for which the detector has the lowest response at the applicable contamination limit or use of a source that contains the radioisotope mixture to be measured.”</p> <p>4. Revise to, “Licensees should be in a position to calculate the appropriate uncertainty for any measurement that is made and compared against a contamination criterion. For criterion associated with regulatory limits, a <math>2\sigma</math> uncertainty (i.e., 95% confidence) would be appropriate, but may vary for other measurement types.”</p> <p>5. Revise to: “This requires determination of both the MDA for the detector and isotope of interest, and the uncertainty (e.g. <math>2\sigma</math> for comparison to regulatory limits).</p>	<p>that are made and compared against a contamination criterion specified in a CNSC licence or documented in a CNSC licensee’s RP program.</p> <p>The revised text is as follows:</p> <p><i>Licensees should be in a position to calculate the associated <math>2\sigma</math> uncertainty (i.e., 95% confidence) for any measurement that is made and compared against a contamination criterion specified in a CNSC licence or documented in a CNSC licensee’s RP program.</i></p> <p><u>Point 5:</u> Agreed, and the text was revised in Appendix C.12 of the REGDOC to state that licensees must be able to demonstrate that for the nuclear substance(s) of interest, the corresponding contamination criterion or limit specified in a CNSC licence or documented in a CNSC licensee’s RP program, can be detected using the proposed instrumentation.</p> <p>The revised text is as follows:</p> <p><i>Licensees must be able to demonstrate that for the nuclear substance(s) of interest, the corresponding contamination criterion or limit specified in a CNSC licence or documented in a CNSC licensee’s RP program, can be detected using the proposed instrumentation.</i></p>
145.	Appendix C	Cameco Corporation	<p>Cameco recommends the following:</p> <p>C.2 should be revised to clarify that monitoring such as swipe tests is to confirm that operational controls are effective in limiting the spread of contamination and is not monitoring of monitoring. We support the revision to include “Contamination monitoring should be performed at set locations and on a schedule based on risk of contamination. Follow up monitoring should be performed any time contamination is identified, either through routine monitoring or identified and reported through other means.”</p> <p>C.7 should be replaced with general information and work procedural details should be deleted.</p> <p>C.9 should be revised to read as follows: ‘Examples of acceptable approaches for mixtures of radionuclides include identifying the isotope for which the detector has the lowest response at the applicable contamination limit or use of a source that contains the radioisotope mixture to be measured.’ This would make it clear that there is more than one approach for mixtures.</p> <p>C.11 should be revised to read as follows: “Licensees should be in a position to calculate the appropriate uncertainty for any measurement that is made and compared against a contamination criterion. For criterion associated with</p>	<p>Please see responses to comment #144.</p> <p>In addition, it should be noted that the information in Appendix C.7 of the REGDOC benefits all licensees and was revised as described in the response to comment #144, Point 2.</p>

			<p>regulatory limits, a <math>2\sigma</math> uncertainty (i.e., 95% confidence) would be appropriate, but may vary for other measurement types.” This would provide for a risk-based approach.</p> <p>C.12 should be revised to read as follows: “This requires determination of both the MDA for the detector and isotope of interest, and the uncertainty (e.g. <math>2\sigma</math> for comparison to regulatory limits.) This would provide for a risk-based approach.</p>	
146.	Appendix D	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>Industry continues to have concerns with Appendix D, which details CNSC “expectations” as cited in the title of several of its subsection and their accompanying text.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>To many, the word “expectations” reads as “shall” and limits the industry’s options to meet the intention of REGDOC.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Amend the introductory sentence of this Appendix to align with the introduction to Appendix C. Specifically, amend to read, “This appendix provides general guidance for radiation survey meter and DRD calibrations for the purposes of section 25 of the RPR.”</p>	<p>Agreed, and revisions were made to the REGDOC by removing all references to “expectations” and “shall” statements in Appendix D.</p> <p>Further, Section 25.3 and Appendix D have been revised to indicate that Appendix D is an example of a calibration process for radiation survey meters and DRDs that are used to take measurements that are compared against a regulatory criterion and/or limit.</p> <p>A similar approach for calibrating radiation survey meters and DRDs should be taken by licensees as per the example calibration process in this appendix.</p>
147.	Appendix D, D.3	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment:</b></p> <p>Industry remains concerned with the following parts of this section:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. D.3 - There is a significant administrative burden of placing each DRD (e.g. EPD/DCD) on a torso phantom (several thousand per year) requiring additional labour.</li> <li>2. D.3 - The statement “the jig is at least 1 metre (m) from the floor, the ceiling and any wall” will cause some calibration facilities to no longer be usable. There is no safety impact of using a track that does not meet the 1.0m requirement.</li> <li>3. D.5 - The statement “distance between any scattering object and the source is at least 0.5 m” appears to state that box calibrators cannot be used for calibration of radiation survey meters even though box calibrators are commonly used across the industry and it is an acceptable method, as long as the correct conversion factors have been determined using a free-in-air style irradiator first.</li> <li>4. D.6 - In the 2nd paragraph, the requirement to perform dose rate measurements at multiple dose rates does not agree with manufacturer’s recommendations to use Irradiators or robots designed for this purpose.</li> </ol>	<p><u>Point 1:</u> CNSC staff agree that what is described by the commenter would be a significant administrative burden.</p> <p>CNSC staff note that the calibration of a DRD on a torso phantom would only be necessary if the DRD is used as the primary dosimetry for a worker.</p> <p>This text was included in the example calibration process in Appendix D of the REGDOC; specifically, in D.3, 3(c), to address the commenter’s concerns.</p> <p>The modified text in D.3, 3(c) now states:</p> <p style="padding-left: 40px;">c. <i>in the case of a DRD that is used as the primary dosimetry for a worker, it is placed on a torso phantom (30 cm x 30 cm x 15 cm), or alternate torso phantom surrogate, to be consistent with the intended application of the dosimeter.</i></p> <p><u>Point 2:</u> Agreed, and the minimum distance from a floor, ceiling or wall, as stated in Appendix D.3, item #1 of the REGDOC, was revised to 0.5 m.</p> <p>The revised text in D.3, item #1 states:</p>

		<p><b>Impact on Industry</b></p> <p>CNSC staff is urged to consider the following impacts:</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. DRDs are primarily used for dose control and are not the primary dosimeter for dose of record. Therefore, they would not need to be put on a phantom. For example, more than 8,500 calibrations are performed annually at OPG using robotics of OEM design. If the CNSC certified radiation device does not meet the CNSC expectations around torso phantom, OPG would be required cease calibrations and develop alternatives methods. This would likely impact the performance of radioactive work in the station.</li><li>2. Major resource/labour impact to renovate calibration facilities that do not meet the 1.0m requirement, or commission new calibration facilities that do meet these requirements.</li><li>3. Similarly, there would be a major resource/labour impact to calibrate instruments on a free-in-air style track instead of using industry accepted box calibrator. No safety impact of using a box calibrator, when it has been properly characterized.</li><li>4. Major resource/labour impact of calibrating thousands of DRDs per year on a phantom instead of in a manufacturer approved irradiator.</li></ol> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Amend the appendix to:</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. Consider if the DRD is the primary dosimeter used for dose of record (meaning no TLD or OSL dosimeter is used) then torso phantom is required.</li><li>2. Make the minimum distance 0.5m from the floor, ceiling and any wall.</li><li>3. Add a clarifying statement: "distance between any scattering object and the source is at least 0.5 m, excluding box calibrators that have been characterized using appropriate survey instruments that have been calibrated on a free in air calibrator.</li><li>4. Include statement to calibrate DRDs per the manufacturer's recommendations.</li></ol>	<p>1. <i>To minimize radiation scatter, the jig is at least 0.5 metre (m) from the floor, the ceiling and any wall.</i></p> <p><u>Point 3:</u> Agreed, and a footnote was added to Appendix D.3, item #2 of the REGDOC as follows:</p> <p><i>Excluding box calibrators that have been characterized using appropriate radiation survey instruments that have been calibrated on a free-in-air calibrator.</i></p> <p><u>Point 4:</u> Agreed, and the text was revised in Appendix D.6 of the REGDOC by adding a new 1<sup>st</sup> paragraph as follows:</p> <p><i>The manufacturer's recommended calibration method for the DRD, if any, is followed.</i></p>
--	--	---	--

Table C : Feedback from March 10, 2021 workshop with industry/ Atelier avec l’industrie le 10 mars 2021

#	Section	Comment	CNSC Response
148.	5.4.2	In Section 5.4.2, (Point 3 in the disposition table), can staff please clarify that the additional requirements for personal air sampling equipment are not mandatory if the personal air samplers are not being used for internal dose assignments? Some facilities use this equipment for screening purposes only, and not	Based on the discussion, the text in section 5.4.2 (related to personal air sampling equipment) was revised as follows:



		for assigning internal dose. Licensees suggest the 4th paragraph of section 5.4.2 be amended to read, "If used for internal dose assignments, personal air sampling equipment should include the following elements as appropriate: equipment worn or located in an appropriate environment and position; a quality control program; a preventive maintenance program; and appropriate minimum detection limits."	<p><i>If used for internal dose assignments, use of personal air sampling equipment should include the following elements as appropriate: equipment worn or located in an appropriate environment and position; a quality control program; a preventive maintenance program; and appropriate minimum detection limits.</i></p> <p>A consequential change to the following text in Appendix B.3 was also made to ensure the wording is aligned with section 5.4.2:</p> <p><i>Use of workplace air sampling equipment <u>should</u> include the following elements:</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>•equipment located in an appropriate environment and position</li> <li>•quality control program</li> <li>•preventive maintenance program</li> <li>•appropriate minimum detection limits</li> </ul>
149.	6	Licensees would also like to discuss section 6 to better understand staff's position on action levels, which are not used to drive performance improvement. Action levels are included in Licence Conditions Handbooks and considered part of the licensing basis. They are designed to alert licensees before regulatory dose limits are reached. By definition, if an action level referred to in a licence is reached, a loss of control in some part of the associated radiation protection program may have occurred, and specific action is required, as defined in the regulations and the licence. Give this, licensees feel guidance on action levels should not be included in REGDOC-2.7.1 since action levels are not defined in the same way as the LCH.	<p>No change made to the document.</p> <p>Industry confirmed that their concern was related to a CNSC disposition of stakeholder comment #48 (with the issue raised in comments #138 and 139) and not with the text from the REGDOC. Clarifications were made at the meeting to address the misunderstanding.</p> <p>CNSC note that the majority of the source material in section 6 of the REGDOC is existing text from CNSC regulatory guide G-228 (published in 2001). The guidance benefits all licensees and will remain in the REGDOC.</p> <p>It is CNSC's position that action levels may require revisions over time to ensure that they continue to be meaningful and that they meet their intended purpose; in the context of the regulated activity. Licensees should establish periodic reviews of their action levels with the objective of confirming that they continue to represent a level at which they may indicate a loss of control of some aspect of their RP program. Section 6.1 describes the process of reviewing action levels. Licence condition handbooks also identify the expected frequency for these reviews.</p> <p>When the REGDOC is published, CNSC will review existing publications and text (such as in LCHs) to ensure consistency with the most up-to-date and published guidance available on action levels.</p>
150.	20	Licensees truly appreciate staff's willingness to discuss ongoing concerns with labeling in section 20. There are significant challenges to explicitly meet the RPR requirements which have existed since they were first included in the regulations. Within a licensed facility -- where NEWs are trained to recognize hazard levels and understand the boundary and point-of-access signage that identifies risk -- affixing detailed labels creates an administrative burden that has no corresponding safety benefit.	<p>Concerns raised during the industry meeting, as well as an industry-written submission received March 16, 2021, were taken into consideration in developing the final text for the document.</p> <p>CNSC made a commitment to consider both verbal and written concerns brought forward regarding the labelling requirements found in the <i>Radiation Protection Regulations</i> (RPR) during the next review of the Regulations.</p> <p>The current Regulations are written to apply in all circumstances; while allowing for certain exceptions to the requirements as specified in subsection 20(2) and 20(3).</p>

			<p>Licensees should define in their radiation protection programs how all of the requirements of section 20 of the RPR are implemented. This includes situations where labelling requirements do not apply, as per subsection (2), and provisions for managing containers temporarily holding nuclear substances, as per subsection (3).</p> <p>CNSC clarified during the meeting that the REGDOC provides guidance to explain how licensees can meet the intent of the regulatory requirements for labelling. Given that the REGDOC is written at a high level, to apply to all licensed activities, it is impossible to detail every scenario in such a guidance document.</p> <p>Licensee-specific situations should be discussed with the CNSC and assessed on a case-by-case basis using the general principles outlined in section 20 of the REGDOC.</p> <p>CNSC staff revised the guidance in section 20 of the REGDOC, where possible, taking into consideration the input from industry. However, not all suggested text from industry could be included.</p> <p>The following summarizes the changes to section 20 of the document:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• Addition of text clarifying that licensees should define, in their radiation protection programs, how the requirements of section 20 of the RPR are implemented. This includes situations where labelling requirements do not apply as per subsection 20(2) and, provisions for managing containers temporarily holding nuclear substances, as per subsection 20(3).</li><li>• Addition of text reinforcing that for situations where labelling requirements would not apply as per subsection 20(2), licensees should discuss their specific situation with the CNSC.</li><li>• Modifying the guidance provided for paragraphs 20(2)(a), 20(2)(b) and 20(2)(d) of the RPR by adding new explanatory text and revised wording for clarity.</li><li>• Modifying the guidance for subsection 20(3) by providing an additional example as suggested by industry</li></ul>
151.	4.4.3	<p>During the workshop, stakeholders verbally raised their continued concern with section 4.4.3 where the following is stated (also see previous comments #36, 132 and 137). Stakeholders requested that the following sentence be removed:</p> <p><i>Shower facilities should be made available for individual use upon leaving a contaminated workplace, if required.</i></p>	<p>Change made to the document.</p> <p>The sentence was removed since guidance on decontamination facilities is provided in Appendix B.1 of the REGDOC.</p>



# Radiation Protection **Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose**

---

REGDOC-2.7.2

June 2021

**DRAFT**



Canadian Nuclear  
Safety Commission

Commission canadienne  
de sûreté nucléaire

**Canada**

**Dosimetry, Volume 1: Ascertaining Occupational Dose**  
Regulatory document REGDOC-2.7.2

© Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) 2021

Cat. No. NNNNN

ISBN NNNNN

Extracts from this document may be reproduced for individual use without permission provided the source is fully acknowledged. However, reproduction in whole or in part for purposes of resale or redistribution requires prior written permission from the CNSC.

*Également publié en français sous le titre : Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle*

**Document availability**

This document can be viewed on the [CNSC website](#). To request a copy of the document in English or French, please contact:

Canadian Nuclear Safety Commission  
280 Slater Street  
P.O. Box 1046, Station B  
Ottawa, ON K1P 5S9  
Canada

Tel.: 613-995-5894 or 1-800-668-5284 (in Canada only)

Fax: 613-995-5086

Email: [cnscccsn@canada.ca](mailto:cnscccsn@canada.ca)

Website: [nuclearsafety.gc.ca](http://nuclearsafety.gc.ca)

Facebook: [facebook.com/CanadianNuclearSafetyCommission](https://facebook.com/CanadianNuclearSafetyCommission)

YouTube: [youtube.com/cnscccsn](https://youtube.com/cnscccsn)

Twitter: [@CNSC\\_CCSN](https://twitter.com/CNSC_CCSN)

LinkedIn: [linkedin.com/company/cnscccsn](https://linkedin.com/company/cnscccsn)

**Publishing history**

[Month year]

Version x.0

## Preface

This regulatory document is part of the CNSC's radiation protection series of regulatory documents. The full list of regulatory document series is included at the end of this document and can also be found on the [CNSC's website](#).

Regulatory document REGDOC-2.7.2, Volume I, sets out guidance for ascertaining occupational dose. It also provides guidance for making changes to dose-related information filed with Health Canada's National Dose Registry.

For information on the implementation of regulatory documents and on the graded approach, see REGDOC-3.5.3, *Regulatory Fundamentals*.

The words "shall" and "must" are used to express requirements to be satisfied by the licensee or licence applicant. "Should" is used to express guidance or that which is advised. "May" is used to express an option or that which is advised or permissible within the limits of this regulatory document. "Can" is used to express possibility or capability.

Nothing contained in this document is to be construed as relieving any licensee from any other pertinent requirements. It is the licensee's responsibility to identify and comply with all applicable regulations and licence conditions.

## Table of Contents

<b>1.</b>	<b>Introduction.....</b>	<b>1</b>
1.1	Purpose.....	1
1.2	Scope.....	1
1.3	Relevant legislation.....	2
<b>2.</b>	<b>General Information.....</b>	<b>2</b>
2.1	Effective dose limits .....	2
2.2	Equivalent dose limits.....	2
2.3	Dosimetry methods.....	3
2.4	Dosimetry services.....	3
2.5	Dose records .....	3
2.6	National Dose Registry .....	4
2.7	Characterization of radiological conditions .....	4
	<b>Part A – External Exposure .....</b>	<b>6</b>
<b>3.</b>	<b>Operational Dose Quantities.....</b>	<b>6</b>
3.1	Ambient dose equivalent, $H^*(d)$ .....	6
3.2	Directional dose equivalent, $H'(d, \Omega)$ .....	6
3.3	Personal dose equivalent $H_p(d)$ .....	6
<b>4.</b>	<b>Direct Monitoring .....</b>	<b>7</b>
4.1	Dosimeter technologies.....	9
4.1.1	Thermoluminescent and optically stimulated luminescence dosimeters .....	9
4.1.2	Direct-reading dosimeters.....	9
4.1.3	Solid-state nuclear track detector.....	10
4.1.4	Portable neutron survey meters.....	10
4.2	Whole-body dosimetry .....	10
4.3	Multiple whole-body dosimetry.....	11
4.3.1	Calculating whole-body external effective dose from multiple dosimeters.....	12
4.4	Extremity dosimetry .....	13
4.5	Lens of the eye dosimetry .....	14
4.6	Neutron dosimetry .....	16
<b>5.</b>	<b>Ascertaining External Dose Through Estimation .....</b>	<b>16</b>
5.1	Indirect monitoring .....	17
5.1.1	Special consideration for the lens of the eye .....	18
5.2	Dose modelling .....	18

5.3	Skin contamination .....	18
5.3.1	Contamination meter efficiencies .....	19
5.3.2	Background measurements .....	19
5.3.3	Measuring skin contamination .....	19
5.3.4	Calculating skin dose from contamination .....	20
<b>Part B – Internal Exposure .....</b>		<b>22</b>
<b>6. Quantities.....</b>		<b>22</b>
<b>7. Intake Monitoring Methods .....</b>		<b>23</b>
7.1	Individual monitoring .....	23
7.2	Types of individual intake monitoring programs and participant selection.....	27
7.2.1	Routine bioassay monitoring .....	27
7.2.2	Special bioassay monitoring .....	30
7.2.3	Confirmatory monitoring.....	30
7.2.4	Task-related monitoring.....	31
7.2.5	Monitoring interval.....	31
7.3	Air monitoring to ascertain worker dose .....	33
<b>8. Interpreting Monitoring Results .....</b>		<b>35</b>
8.1	Administrative levels .....	35
8.2	Accuracy of bioassay results.....	37
<b>9. Ascertaining the Committed Effective Dose.....</b>		<b>38</b>
<b>10. Calibration.....</b>		<b>40</b>
<b>11. Limiting Intakes of Nuclear Substances by Workers Who Are Breastfeeding.....</b>		<b>41</b>
<b>12. Ascertaining the Dose Resulting From an Intake of Nuclear Substances via a Wound.....</b>		<b>42</b>
<b>Part C – Making Changes to Dose-Related Information Filed With the National Dose Registry....</b>		<b>47</b>
<b>13. General Process.....</b>		<b>47</b>
<b>14. Individual Dose Information Change Request Procedure .....</b>		<b>47</b>
<b>15. Group Dose Information Change Request Procedure.....</b>		<b>48</b>
<b>16. Contact Information .....</b>		<b>48</b>
<b>Appendix A: Guidance on Choosing Dosimetry for the Lens of the Eye.....</b>		<b>49</b>
<b>Appendix B: Assessing the Activity Handled for Selecting Participants in a Routine Intake Monitoring Program.....</b>		<b>51</b>

B.1	Technical Basis .....	51
B.2	Example: Determining Participation in a Bioassay Program.....	53
<b>Appendix C: Bioassay Protocols for Responding to Abnormal Intakes of Radionuclides.....</b>		<b>57</b>
C.1	Introduction.....	57
C.2	Bioassay Methods.....	57
C.3	Routine and Non-Routine Bioassays .....	57
C.4	Selecting and Applying Bioassay Methods .....	58
C.5	Response Protocols.....	59
C.6	Response Protocol Triggered by a Routine Bioassay .....	60
C.7	Response Protocol Triggered by an Abnormal Incident.....	61
C.8	Collecting and Handling Bioassay Samples .....	62
C.8.1	General recommendations .....	62
C.8.2	Labelling samples .....	62
C.8.3	Treating and storing urine samples.....	62
C.8.4	Collecting and storing fecal samples .....	63
<b>Appendix D: Radionuclide-Specific Recommendations Related to Bioassay Measurements and Internal Dosimetry – Tritium .....</b>		<b>64</b>
D.1	Analytical Methods for Tritium in Urine.....	64
D.2	Monitoring Frequency .....	64
D.3	Ascertaining Dose.....	65
D.4	Quality Control of Liquid Scintillation Counters .....	66
<b>Appendix E: Radionuclide-Specific Recommendations Related to Bioassay Measurements and Internal Dosimetry – Radioiodines.....</b>		<b>68</b>
E.1	Background.....	68
E.2	Participant Screening .....	68
E.2.1	Workers – Normal handling .....	68
E.2.2	Screening in response to spills and personnel contamination.....	69
E.3	Instrument Selection .....	69
E.3.1	Crystal thickness.....	70
E.3.2	Crystal diameter.....	70
E.4	Screening Method.....	71
E.4.1	Set-up.....	71
E.4.2	Quality control verifications .....	71
E.4.3	Screening measurement .....	71
E.5	Monitoring Period.....	72
E.6	Validation of Screening Results.....	72



E.6.1	General level.....	72
E.6.2	Investigation level.....	72
E.6.3	Reporting level.....	72
E.6.4	Screening log .....	73
E.7	Volatile Radioiodine Compounds.....	73
E.8	Instrument Calibration .....	73
E.8.1	General.....	73
E.8.2	Detector efficiency.....	74
E.8.3	Minimum detectable activity .....	74
E.8.4	Sample MDA calculation.....	75
E.8.5	Records .....	75
E.9	Sample thyroid screening log for iodine-131.....	75
E.10	Quality Control Charts.....	76
<b>Appendix F: Radionuclide-Specific Recommendations Related to Bioassay Measurements and Internal Dosimetry – Uranium .....</b>		<b>77</b>
F.1	Annual Limits on Intake of Uranium Compounds.....	77
F.2	Chemical Toxicity of Uranium Compounds.....	77
F.3	Ascertaining Dose From Intakes of Uranium Compounds.....	79
F.3.1	<i>In vitro</i> bioassay.....	79
F.3.2	<i>In vivo</i> bioassay.....	79
<b>Appendix G: Radionuclide-Specific Recommendations Related to Air Monitoring and Internal Dosimetry – Radon progeny .....</b>		<b>81</b>
G.1	Introduction.....	81
G.2	Dose Coefficients for Radon Progeny .....	82
G.3	Measuring the Concentration of Radon Progeny and Deriving the PAEE .....	82
G.4	Ascertaining Doses from Radon Gas.....	83
<b>Glossary .....</b>		<b>84</b>
<b>References.....</b>		<b>85</b>
<b>Additional Information .....</b>		<b>88</b>

## Ascertaining Occupational Dose

### 1. Introduction

Regulatory document REGDOC-2.7.2, Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose, updates and supersedes the following previously published regulatory documents on dosimetry-related topics:

- G-91, *Ascertaining and Recording Radiation Doses to Individuals* (2003)
- G-147, *Radiobioassay Protocols for Responding to Abnormal Intakes of Radionuclides* (2003)
- RD-58, *Thyroid Screening for Radioiodine* (2008)
- GD-150, *Designing and Implementing a Bioassay Program* (2010)
- S-260, *Making Changes to Dose-Related Information Filed with the National Dose Registry* (2004)

New guidance is provided on the following topics:

- ascertainment and recording of the equivalent dose to the lens of the eye
- use of licensed dosimetry services for annual doses to the skin, or to the hands and feet, greater than 50 mSv

The document is divided into 3 parts:

- Part A provides information on ascertaining occupational dose from external sources of radiation.
- Part B provides information on ascertaining occupational dose from internal sources of radiation.
- Part C describes the process for making changes to dose-related information filed with the National Dose Registry (NDR).

#### 1.1 Purpose

REGDOC-2.7.2, Volume I, provides guidance for ascertaining occupational dose. It also provides guidance for making changes to dose-related information filed with the NDR.

#### 1.2 Scope

This document provides guidance for dosimetry to ensure the protection of workers. The scope of this document does not include:

- guidance for radiation protection, which is provided in REGDOC 2.7.1, *Radiation Protection* [1]
- requirements and guidance for dosimetry services, which are provided in REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume II: Technical and Management System Requirements for Dosimetry Services* [2]
- requirements and guidance relating to environmental protection, which are provided in REGDOC-2.9.1, *Environmental Principles, Assessments and Protection Measures* [3]

### 1.3 Relevant legislation

The following provisions of the [\*Nuclear Safety and Control Act\*](#) (NSCA) are relevant to this document:

- Section 2 defines the term nuclear energy worker (NEW).
- Section 27 states that licensees must keep dose records and retain them for a prescribed amount of time.

The following provisions of the *Radiation Protection Regulations* (RPR) are relevant to this document:

- Subsection 5(1) requires every licensee to ascertain and record the magnitude of exposure to radon progeny of each person referred to in section 27 of the NSCA, as well as the effective dose and equivalent dose received by and committed to that person.
- Section 13 sets effective dose limits.
- Section 14 sets equivalent dose limits.
- Section 15 sets dose limits for persons participating in the control of an emergency.
- Subsection 24(2) states that licensees must maintain dose records for a period of 5 years after the day the information is collected.

## 2. General Information

### 2.1 Effective dose limits

The regulatory limits on effective dose apply to all sources of radiation exposure combined, that is, to sources external to the body and to sources within the body.

Section 13 of the RPR sets out the effective dose limits to various persons. These persons are NEWs, pregnant NEWs, and persons who are not NEWs. Section 15 of the RPR sets out effective dose limits for persons participating in the control of emergencies.

For each of these persons, the effective dose limits apply to the sum of:

- the effective dose received from sources of ionizing radiation outside the body
- the committed effective dose (CED) from radon and radon progeny, when taken into the body
- the CED from radionuclides (other than radon-222 and its progeny) taken into the body

The total effective dose, as determined by the above summation method, is compared with the applicable effective dose limits, stipulated in sections 13 and 15 of the RPR, to determine compliance with those limits.

### 2.2 Equivalent dose limits

Section 14 of the RPR sets out the equivalent dose limits to NEWs and any other person for the lens of the eye, skin, and hands and feet. Section 15 of the RPR sets out equivalent dose limits for persons participating in the control of emergencies. For each of these persons, the equivalent dose limits apply to the product, in sieverts, obtained by multiplying the absorbed dose by the weighting factor of a given type of radiation.

The equivalent dose, as determined by the method above, is compared with the applicable equivalent dose limits, stipulated in sections 14 and 15 of the RPR, to determine compliance with those limits.

### 2.3 Dosimetry methods

This document refers to 3 general approaches to dosimetry: direct monitoring, indirect monitoring and dose modelling.

Direct monitoring refers to personal dosimetry or individual monitoring. It includes the use of personal whole-body or extremity dosimeters, personal air samplers, as well as *in vivo* and *in vitro* bioassay measurements. Direct monitoring is the most accurate and preferred method to ascertain doses to workers.

Indirect monitoring refers to workplace monitoring. It includes area gamma or neutron dose rate measurements and area air monitoring. Workers' doses may be estimated by applying indirect monitoring results to their occupancy times.

Dose modelling refers to estimating doses on the basis of a characterized source term, taking into account relevant parameters such as exposure time and geometry, shielding, type of radiation, or nuclear substance. It includes the application of published dose coefficients, is typically carried out by using software, and is generally prospective in nature. The sources of dose coefficients typically include those published by the International Commission on Radiological Protection (ICRP). It should be noted that the ICRP internal dose coefficients are being updated to incorporate the tissue weighting factors introduced in ICRP Publication 103, [\*The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection\*](#) [4]. However, the use of current ICRP dose coefficients remains acceptable at this time for the purposes of dose modelling.

### 2.4 Dosimetry services

Section 8 of the RPR requires licensees to use a dosimetry service that is licensed by the CNSC to measure and monitor the doses of radiation received by and committed to NEWs who have a reasonable probability of receiving:

- an effective dose greater than 5 mSv in a 1-year dosimetry period, or
- an equivalent dose to the skin, or to the hands and feet, that is greater than 50 mSv in a 1-year dosimetry period

This requirement ensures that doses are monitored with sufficient accuracy and precision. Requirements relating to licensed dosimetry services can be found in REGDOC-2.7.2, Volume II [2].

Guidance on determining when licensed dosimetry would be required can be found in REGDOC-2.7.1 [1].

### 2.5 Dose records

All data used to ascertain doses, reports generated as part of investigations, and documents associated with dose change requests (DCRs), including the investigation report, the DCR form and the CNSC approval letter, must be kept for the period of time prescribed in subsection 24(2)

of the RPR. Such data should enable reasonable re-creation and checking of results from referenced input data. A clear method to identify workers and maintain dose records should be established. The identification, storage, protection, retrieval and disposition of records should be controlled.

## **2.6 National Dose Registry**

According to the RPR, if dose measurements are recorded by a licensed dosimetry service, dose records for NEWs are required to be submitted to the NDR along with specific personal information identified in the RPR.

The NDR is a database owned and operated by Health Canada that tracks the lifetime dose history of registered individuals. The CNSC has a memorandum of understanding with Health Canada that sets out Health Canada's responsibility to operate the registry, maintain the information required under the RPR and make that information available to the CNSC.<sup>1</sup>

Upon request, Health Canada shares information from the NDR with the CNSC. This includes information on trends relating to dose data for facilities or groups of facilities; detailed dose information for individuals and licensees; and necessary information for the conduct of health studies, including epidemiological studies. Health Canada also informs the CNSC of any records indicating that a dose limit for a NEW has been exceeded. Prompt identification of such records allows the CNSC to act immediately to ensure that licensees have taken appropriate action as required by the RPR.

A licensee may request a change to a dose record or changes to a group of dose records in the NDR. Part C describes the process for making changes to dose-related information filed with the NDR.

## **2.7 Characterization of radiological conditions**

A workplace hazard assessment should be carried out and documented. Consequently, the radiological conditions (e.g., facility layout, types of radionuclides and activities being undertaken) at a licensed facility or at a location where a licensed activity is being carried out should be characterized, documented, monitored, and updated in the event of changes that may impact doses to workers. Characterization of radiological conditions should provide a comprehensive description of radiation sources and the nature of radiation present in all work locations that may result in occupational exposure. The radiological conditions should be verified periodically and the documentation should be kept up to date.

For sources of external exposure, radiological characterization should include:

- the radionuclides expected to be present at the workplace, as well as their half-life, progeny and relative abundances
- the radiation types and energies emitted by those radionuclides

---

<sup>1</sup> The NDR is a registry of occupational doses to Canadian workers. The NDR also includes doses received by foreign workers; however, these doses are not used for analyses of the NDR data. They are included so that dosimetry services can comply with section 19 of the RPR.

- a description of radiation sources (e.g., physical form, geometry and applicable shielding information)

If applicable, licensees should document the neutron energy spectrum at their workplace. This information should be used to select suitable methods for ascertaining occupational dose from neutron exposures. Generally, characterization of radiological conditions in a workplace provides important information to select appropriate types of dosimetry.

For sources of internal exposure, the radiological characterization should provide a comprehensive description of the nature, extent and variability of surface contamination, airborne radioactivity and other potential sources of intakes, as appropriate, at all work locations. The radiological characterization should document default values and, where applicable, the following information, for all locations in a facility:

- the radionuclides expected to be present at the workplace, as well as their half-life, progeny and relative abundances
- the radiation types and energies emitted by those radionuclides
- their chemical forms and related respiratory tract clearance types
- the particle size (expressed as the activity median aerodynamic diameter, or AMAD), if applicable

## Part A – External Exposure

External dosimetry is the measurement of dose when radiation sources are outside the body. External dosimetry is concerned with radiation that can penetrate the dead layer of skin: photon, beta and neutron radiation. Since photons and betas result in charged particle interactions and neutrons interact through nuclear forces, their dosimetry and the methods for detecting them are substantially different.

External exposure to radiation can be measured by direct monitoring. However, if the time and resources required for direct measurement outweigh the usefulness of that method, the exposure can be estimated.

### 3. Operational Dose Quantities

Operational dose quantities are defined in the International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) Report 51, *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry* [5], as a set of measurable quantities of external exposures that can be used to demonstrate compliance with regulatory dose limits. The following information is based on that report.

#### 3.1 Ambient dose equivalent, $H^*(d)$

The ambient dose equivalent is used when area monitoring is used to ascertain external dose. For strongly penetrating radiation, a depth of 10 mm is used. For weakly penetrating radiation, depths of 0.07 mm for the skin and 3 mm for the lens of the eye are used.  $H^*(d)$  represents the ambient dose equivalent, where  $(d)$  is the depth measured in millimetres.

#### 3.2 Directional dose equivalent, $H'(d, \Omega)$

The directional dose equivalent is used when area monitoring is used to ascertain external dose. This operational quantity takes into consideration the specified direction of the radiation field,  $\Omega$ . For strongly penetrating radiation, a depth of 10 mm is used. For weakly penetrating radiation, depths of 0.07 mm for the skin and 3 mm for the lens of the eye are used.  $H'(d, \Omega)$  represents the directional dose equivalent, where  $d$  is the depth measured in millimetres.

#### 3.3 Personal dose equivalent $H_p(d)$

The personal dose equivalent is the operational quantity employed when direct (or individual) monitoring is used to ascertain external dose. For strongly penetrating radiation, a depth of 10 mm is used. For weakly penetrating radiation, depths of 0.07 mm for the skin and 3 mm for the lens of the eye are used.  $H_p(d)$  represents the personal dose equivalent, where  $(d)$  is the depth measured in millimetres.

**Table 1: Summary of operational quantities**

Operational quantity	Description
$H^*(10)$	Ambient dose equivalent at 10 mm depth
$H^*(0.07)$	Ambient dose equivalent at 0.07 mm depth
$H^*(3)$	Ambient dose equivalent at 3 mm depth
$H'(10, \Omega)$	Directional dose equivalent at 10 mm depth

Operational quantity	Description
$H'(0.07, \Omega)$	Directional dose equivalent at 0.07 mm depth
$H'(3, \Omega)$	Directional dose equivalent at 3 mm depth
$H_p(10)$	Personal dose equivalent at 10 mm depth
$H_p(0.07)$	Personal dose equivalent at 0.07 mm depth
$H_p(3)$	Personal dose equivalent at 3 mm depth

#### 4. Direct Monitoring

In order to ascertain external doses to workers, direct monitoring may be carried out using a personal dosimeter. Worker doses may be ascertained using dosimetry provided by a licensed dosimetry service. Alternatively, when licensed dosimetry is not required, doses may be ascertained by direct monitoring techniques specified in the licensee's radiation protection program.

Dosimeters are classified into 2 general categories:

- passive dosimeters, which produce a radiation-induced signal that is stored in the device (the dosimeter is then processed and the output is analyzed)
- active dosimeters, which produce a radiation-induced signal and display a direct reading of the detected dose or dose rate

A typical passive dosimeter used to measure photon and beta radiation consists of a detector inserted into a holder. Dosimeters vary in their configuration. However, the detector contains the sensitive element(s) and the holder contains the filter(s). In a dosimeter that measures photon and beta radiation, it is mainly the filter/holder that permits the instrument to differentiate between the personal dose equivalent to the skin or eye ( $H_p(0.07)$  and  $H_p(3)$  respectively) and the personal dose equivalent to the whole body ( $H_p(10)$ ). One part of the holder may have an open window (no filter or a very thin filter) to measure  $H_p(0.07)$ , and the other part of the holder may have a thicker filter that allows for measurement of  $H_p(3)$  or  $H_p(10)$ . The thicker filter or filters shield the low-energy photons and beta radiation, and allow only the more penetrating radiation to deposit energy. Some dosimeters have multiple filters of different thicknesses and compositions that allow them to discriminate among different energy levels.

Active dosimeters most commonly used to measure photon and beta radiation display dose readings electronically on a screen. Pencil dosimeters (also known as pocket dosimeters) are also active dosimeters. In a pencil dosimeter, doses are indicated by the position of a thin line on a radiation exposure scale.

There are many dosimeter technologies available for measuring photon and beta radiation. Passive whole-body dosimeters include thermoluminescent dosimeters and optically stimulated luminescence dosimeters. Active whole-body dosimeters include direct-reading dosimeters, also known as electronic personal dosimeters or personal alarming dosimeters.

Measurement techniques for determining doses resulting from photon and beta radiation are generally inappropriate for measuring neutron radiation since neutrons interact differently in matter.



Various neutron dosimeter options exist. Examples include personal neutron dosimeters (of which the most popular is the solid-state nuclear track detector) and portable neutron survey meters. These dosimeter technologies are further described in section 4.1.

Many factors influence the quality of a dosimeter's results:

- A dosimeter's response will vary depending on the energy of the radiation and the angle of incidence of radiation relative to the dosimeter's detector.
- Dosimeters vary in their ability to detect different types of radiation (photon, beta or neutron).
- A dosimeter's signal can fade over time; this can be caused by environmental factors such as temperature, light and humidity.
- Some dosimeters are limited in their ability to perform in pulsed radiation fields.<sup>2</sup>
- Some dosimeters are more sensitive and can detect a lower quantity of radiation than others.
- Dosimeters differ in their ability to withstand severe environmental conditions.

Any limitations regarding the above factors should be discussed with the dosimetry service provider or manufacturer so that they are well understood. These limitations should be documented and workers should be trained so that appropriate precautions can be taken to prevent any impact on dose results. For example, many active dosimeters are known to perform poorly in pulsed radiation fields. Therefore, if pulsed radiation fields contribute significantly to dose, this should be taken into account when selecting the most appropriate dosimeter for ascertaining worker dose.

A dosimeter's response is the measured or evaluated value divided by the conventionally true value. The conventionally true value, also known as "best estimate," is the value attributed to a quantity and accepted as having an uncertainty appropriate for a given purpose. The response will vary depending on the type and energy of radiation to which the dosimeter is exposed. Dosimetry service providers may provide the option to apply standard correction factors applicable to specific radionuclides or energies to obtain more accurate results. These options should be carefully considered in consultation with the dosimetry service provider. If correction factors are applied, they should be documented and reviewed if any changes occur in the workplace or work activities that could affect their validity.

Dosimeters should be secured to the body to prevent them from falling off during work activities, facing outward and not covered by other items or devices. They should be worn on the trunk of the body between the waist and shoulders at the location of the highest expected exposure (or placed as per the manufacturer's specifications).

When dosimeters are not worn, they should be stored in an area where dose rates are as close to background as possible and where storage conditions are favourable (areas where dosimeters are protected from direct sunlight, extreme temperature conditions, dust, etc.). Dosimeters should never be stored near radioactive materials or exposure devices. At least one representative control dosimeter of the same type should be kept in each dosimeter storage area during the wearing period. The control dosimeter is used to monitor non-occupational dose, to which personal dosimeters are also exposed while they are not worn (i.e., during storage and transport). This includes dose from background radiation and other sources that are not related to licensed

---

<sup>2</sup> Pulsed radiation fields are characterized by dose rates periodically varying in intensity with time.

activities. When processed, the doses reported by the control dosimeter may be subtracted from the doses reported by worker dosimeters so that the net occupational dose can be accurately determined. Control dosimeters should be shipped with dosimeters during transport in order to identify potential exposure to radiation during transport. Dosimeters should be shipped using services that will not result in inadvertent exposure to radiation above ambient background levels while the dosimeters are in transit. For example, shipping services that ship radioactive material should not be used.

During air travel, the dosimeter should not be packed in checked or carry-on baggage. This will prevent a non-personal dose from being recorded on the dosimeter as a result of exposure to X-ray/CT scanners in use by most airports as part of baggage security screening protocols. Best practice is to carry or wear the dosimeter through the security screening point.

Precautions should be taken to protect dosimeters from being contaminated with radioactive material. However, this should always be done in consultation with the manufacturer or dosimetry service provider to ensure that any precautions taken do not impact dosimeter results.

Procedures should be in place to deal with dosimeters that have been compromised (e.g., lost, damaged or subjected to non-personal exposures). These situations should be investigated and appropriate actions should be taken as soon as possible. The investigation should involve discussions with the worker whose dosimeter was compromised and with the dosimetry service provider. A replacement dosimeter should be provided and, if appropriate, a dose change request should be submitted to the CNSC as per guidance provided in Part C of this document.

#### **4.1 Dosimeter technologies**

The dosimeter technologies described in this section are examples of commonly used active and passive dosimeters. Other technologies are also available.

If a dosimeter reports an unexpected result or exceeds an action level, an investigation should be carried out as per REGDOC-2.7.1 [1]. This should include inspection of the dosimeter for contamination, if applicable. The dosimetry service provider should be consulted to investigate the analysis associated with the dosimeter in question.

##### **4.1.1 Thermoluminescent and optically stimulated luminescence dosimeters**

Thermoluminescent dosimeters (TLDs) are commonly used dosimeters. Once a TLD has been read, it cannot be reread to verify the result.

There are many types of TLDs available, including lithium fluoride, calcium sulfate and lithium borate dosimeters.

An optically stimulated luminescence dosimeter (OSLD) offers advantages that include the ability to be reread, and it has a low minimum measurable dose. OSLDs operate much like TLDs, the major difference being that light, rather than heat, provides the energy required to return the excited electrons to their ground state, producing luminescence proportional to the absorbed dose.

##### **4.1.2 Direct-reading dosimeters**

Direct-reading dosimeters (DRDs) are active dosimeters, since they display doses and dose rates while in use. Many DRDs have alarms that sound at pre-set doses and dose rates. The most

commonly used DRDs display dose readings electronically and are composed of either a diode or a Geiger-Müller (GM) detector. However, ion chamber pencil dosimeters are still used as well.

DRDs are used for controlling exposure and are often worn in addition to a passive dosimeter. When there is a possibility that radiation fields could increase unexpectedly by a factor of 10 or more, a DRD should be used. For many years, DRDs have been used as dose control devices, particularly in the nuclear power industry and for industrial radiography.

DRDs are not typically used to measure doses of record but may be used for this purpose when licensed dosimetry is not required or in the event of a lost or damaged passive dosimeter. When active dosimeters are used, the energy range, sensitivity, linearity and precision should be appropriate for the exposure situations in which they will be used. In addition, quality control measures and calibration procedures should be in place to ensure that dosimeters are performing appropriately. In particular, if active dosimeters using GM tubes as detectors are used, their potentially significant under-response to high-dose-rate fields ( $>100$  mSv/h) should be taken into consideration.

#### **4.1.3 Solid-state nuclear track detector**

A solid-state nuclear track detector uses a plastic material called CR-39 (composed of allyl diglycol carbonate). CR-39 technology is based on the reaction of neutrons with material in the detector. The reaction produces charged particles, such as protons, at the site of interaction. The protons produce tracks in the dosimeter that are made visible through a chemical etching process. After etching, the tracks are counted to determine the dose.

#### **4.1.4 Portable neutron survey meters**

Portable neutron survey meters are based on a design that allows them to respond to neutrons with a wide range of energies. They are calibrated for a specific dose conversion coefficient, which can vary over more than 2 orders of magnitude. Therefore, the neutron energies should be well known for neutron survey meters or set for a conservative value of dose conversion rate. When used, portable neutron survey meters are usually placed in an area in the work environment where radiation readings are highest. By integrating the dose rate over the period of time that workers spend in that location, doses can be estimated and assigned to each worker. With this measurement method, the neutron survey meter's highest measured dose rate is used. This ensures that resulting assigned doses remain conservative.

### **4.2 Whole-body dosimetry**

The most common dosimeters are those used to ascertain external effective dose to the whole body and/or equivalent dose to the skin of the whole body as a result of external exposure to photon and beta radiation. These dosimeters are commonly referred to as "whole-body dosimeters" or "whole-body badges" and are typically worn on the front of the torso between the waist and neck. Whole-body dosimeters typically measure the deep dose to the whole body using  $H_p(10)$ , and  $H_p(0.07)$  for shallow (skin) dose to the whole body in uniform exposure situations. The most common dosimeter technologies used as whole-body dosimeters include TLDs, OSLDs, and DRDs.

In some situations, the use of multiple whole-body dosimeters (commonly known as "multiple badging") is more appropriate to ascertain external effective dose than the use of 1 whole-body

dosimeter worn on the trunk. These situations arise when worker exposures to radiation are non-uniform.

### 4.3 Multiple whole-body dosimetry

The guidance provided in this section on the use of multiple whole-body dosimeters is based on the American National Standards Institute/Health Physics Society publication ANSI/HPS N13.41-2011 (R2018), *Criteria for Performing Multiple Dosimetry* [6].

The following are situations in which radiation exposures are non-uniform and may require the use of multiple whole-body dosimeters.

1. Workers wear protective clothing or partial body shields, as in the following examples:
  - a. lead aprons worn to offer protection to a worker who is required to be in a diagnostic imaging room at the time of an exposure
  - b. partial body shields used in nuclear substance laboratories, where bench-top shielding is used to protect workers who are preparing radiopharmaceuticals
2. Workers are required to maintain a fairly constant position with respect to a localized field, as in the following examples:
  - a. boiler maintenance work in a nuclear generating station, where the upper part of the body may be exposed to higher levels of radiation than the lower part
  - b. work performed in close proximity to a localized source of radiation, so that the parts of the body closest to the source are in a more intense field than the rest of the body
3. Operations are performed near radiation leaks, such as cracks or small holes in shielding materials.
4. Workers are exposed on the sides of the body opposite to where the dosimeter is usually worn – for example, maintenance work that requires diving into used nuclear fuel bays, where there is a potential for exposure to high dose rates from multiple angles.

Section 4.3.1 provides guidance for the first 3 situations above.

For the fourth situation listed above, the number of dosimeters required would be determined on a case-by-case basis: 1 dosimeter should be worn at the usual wearing location, and additional dosimeters should be worn at other exposed areas of the body. The external effective dose would be calculated using an algorithm determined to be appropriate for the specific exposure situation. An assessment should be performed on a case-by-case basis to determine the appropriate algorithm.

While multiple whole-body dosimeters may be used at any time to provide more accurate dose estimates, the use of more than 1 dosimeter is strongly recommended when the following 2 conditions exist:

- The personal dose equivalent to any portion of the body (such as the head) has the potential to vary by 50% from the personal dose equivalent that would be measured with the dosimeter in its usual wearing location (the trunk).
- The resulting personal dose equivalent could exceed 10% of a dose limit when a significant component of the effective dose from external sources comes from a non-uniform radiation field.

When it has been determined that a worker will carry out specific tasks wearing multiple whole-body dosimeters, in addition to routine work in a uniform field where routine monitoring is used, a special set of dosimeters should be issued to the worker to be worn during the specific work instead of routine monitoring dosimeters. The worker's total dose is the sum of the dose associated with work in the uniform radiation field where routine monitoring is used and the dose(s) for 1 or more periods of work in a non-uniform field where multiple dosimeters are used.

The placement of multiple dosimeters should be clearly documented. A dosimeter worn on a part of the body covered by a lead apron should be worn between the lead apron and the body.

The number of dosimeters needed when using multiple dosimeters depends on the radiation field, the work to be performed, the location of the worker relative to the source(s) of radiation and the level of information desired from multiple dosimetry.

#### 4.3.1 Calculating whole-body external effective dose from multiple dosimeters

To obtain an estimate of the external effective dose,  $E$ , the doses reported by multiple dosimeters may be combined using a weighted sum. To this end, the body is considered to be made up of compartments, and each compartment is monitored by an assigned dosimeter.

Compartment factors ( $W_C$ ) have been developed for various compartments or areas of the body. The compartments and the associated compartment factors presented in table 2 are based on ICRP Publication 103 [4] tissue weighting factors that account for the radiosensitivities of tissues and organs that make up various compartments.

**Table 2: Compartments and their compartment factors**

Compartment	Compartment factor, $W_C$
Head and neck	0.12
Thorax, above the diaphragm	0.40
Abdomen, including the pelvis	0.46
Upper right arm, including the elbow	0.005
Upper left arm, including the elbow	0.005
Right thigh, including the knee	0.005
Left thigh, including the knee	0.005

The dose equivalent,  $H_p(10)$ , for each compartment may be determined by the results of the dosimeter worn at that location of the body. If there is no dosimeter placed on a compartment area, the dose equivalent determined by a dosimeter placed on a nearby part of the body that is shielded in the same way could be used.

The external component of the whole-body effective dose,  $E$ , can be calculated using the following equation:

$$(1) \quad E = \sum W_C H_{p,c}(10)$$

Where:

$W_C$  = the compartment factor (unit-less)

$H_{p,C}$  = the dose equivalent assigned to compartment  $C$  mSv

If a need for a more complex method of combining dosimeter results arises, further guidance is provided in ANSI/HPS N13.41-2011 (R2018), *Criteria for Performing Multiple Dosimetry* [6]. For example, in some situations, neck collars (also known as thyroid collars) are worn along with the lead apron. In this case, the model may be adjusted, as the neck is protected by the collar.

### Example calculation

When protective lead aprons are used, at least 2 dosimeters should be worn (1 on the thorax and 1 on the head or neck). An example calculation is provided below for the common situation in which workers wear protective lead aprons covering the thorax, abdomen and thighs. In this example, workers wear 1 dosimeter on the head or neck facing the source of radiation and 1 dosimeter on the trunk under the apron facing the source of radiation. The head/neck dosimeter measures the personal dose equivalent to the head and neck and the unshielded arms. The trunk dosimeter worn under the apron measures the personal dose equivalent to the thorax, abdomen and thighs. Table 3 provides an example of a calculation of the external component of the effective dose for each compartment.

**Table 3: Example of a calculation of the external component of effective dose for each compartment**

Compartment	Compartment factor, $W_C$	Assigned dosimeter	Personal dose equivalent, $H_{p,C}$ (mSv)	Compartment effective dose, $E_C$ (mSv)
Head and neck	0.12	Head/neck	5.0	0.6
Thorax, above the diaphragm	0.40	Trunk	0.2	0.08
Abdomen, including the pelvis	0.46	Trunk	0.2	0.092
Upper right arm, including the elbow	0.005	Head/neck	5.0	0.025
Upper left arm, including the elbow	0.005	Head/neck	5.0	0.025
Right thigh, including the knee	0.005	Trunk	0.2	0.001
Left thigh, including the knee	0.005	Trunk	0.2	0.001

Therefore, summing the effective dose for each compartment, whole-body external effective dose is 0.82 mSv.

## 4.4 Extremity dosimetry

The RPR require that licensed dosimetry be used to monitor doses of radiation received by and committed to NEWs who have a reasonable probability of receiving an equivalent dose to the skin, or to the hands and feet, that is greater than 50 mSv in a 1-year dosimetry period. Hands and

feet are also referred to as the extremities. ANSI/HPS N13.41-2011 (R2018), *Criteria for Performing Multiple Dosimetry* [6], defines the hand as the arm below the elbow and the foot as the leg below the knee. The operational quantity  $H_p(0.07)$  is commonly used to measure doses to the skin, and to the hands and feet.

Since the equivalent dose limit for the hands and feet is set based on preventing a tissue reaction, the dose limit applies to each individual hand and foot. Therefore, when assessing the dose to the skin of the left hand and the right hand, or to the left foot and the right foot, they are treated as separate entities, with separate equivalent dose limits, and doses to different extremities should be recorded separately.

Extremity dosimeters are used to measure  $H_p(0.07)$  and should be worn on or as close as practicable to the 1 cm<sup>2</sup> area of the extremity that receives the highest dose. It is also common practice to wear extremity dosimeters on both hands. Monitoring is most commonly done with TLD rings for the fingers or TLD chips taped or strapped to the extremities. In some cases, a whole-body dosimeter is worn on the wrist or ankle with the use of a strap. The wearing instructions of the dosimetry service provider should be followed. In general, the extremity dosimeter should be worn next to the skin, inside any clothing that shields the skin from exposure to low-energy photons and beta radiation. Placing the dosimeter under the clothing also protects it from potential contamination.

A worker who handles radioactive sources by hand may need to wear extremity dosimeters in order to adequately measure the equivalent dose to the hands. Nuclear medicine and nuclear fuel processing are 2 examples of industry sectors whose workers wear extremity dosimeters. In these situations, the administration of nuclear substances or the processing of nuclear fuel could expose the worker's hands to higher levels of radiation than the rest of the body. Nuclear power plant workers also wear extremity dosimeters when their duties cause their hands or feet to come in close contact with nuclear substances.

#### 4.5 Lens of the eye dosimetry

A workplace hazard assessment should be carried out and documented to evaluate if workers are at higher risk of receiving elevated exposure to the lens of the eye. If it is determined that workers are at higher risk, doses to the lens of the eye should be estimated. These situations include:

- workers subject to non-uniform exposures to the eye
- workers exposed to weakly penetrating radiation that contributes to dose to the lens of the eye, but less so, or not at all, to the effective dose (i.e., whole-body dose)

Radiological workplace hazards should be reviewed and evaluated to determine if additional measures should be put in place to better protect workers from radiation exposure to the lens of the eye. In some cases, doses to the lens of the eye may be effectively reduced through:

- implementation of engineered controls that, ideally, should be considered at the design stage of facilities and equipment
- use of personal protective equipment, such as protective eyewear
- use of administrative controls, such as procedural requirements and restrictions

The workplace hazard assessment should determine if any workers fall into 1 of the following 2 categories:

- workers exposed to weakly penetrating radiation, such as beta particles or photons of low energies (i.e., below about 40 keV) – note that beta radiation requires a maximum energy greater than 700 keV to penetrate to the sensitive depth of the lens; therefore, beta energies below 700 keV need not be considered
- workers exposed to non-uniform radiation fields, including when:
  - the head is closer to the radiation source than the rest of the body (such as when viewing or manipulating a radioactive source – for example, looking closely at a syringe containing medical isotopes or inspecting manufactured fuel pellets)
  - the trunk of the body is shielded (e.g., by equipment or protective gear) and the eyes are not

If workers fall into 1 or more of the above 2 categories, the nature of the exposures should be documented and the method(s) of assessing doses to the lens of the eye should be determined. Individual monitoring for the lens of the eye includes:

- dosimeters worn near the lens of the eye that measure  $H_p(3)$
- dosimeters worn near the eyes or on other parts of the body that measure  $H_p(10)$  or  $H_p(0.07)$

If workers do not fall into 1 of the 2 categories, doses to the lens of the eye can be assumed to be equivalent to  $H_p(10)$  or  $H_p(0.07)$ , and doses may be determined through measurements by whole-body dosimeters worn on the trunk. Using this assumption, compliance with effective dose limits will also ensure compliance with the equivalent dose limits for the lens of the eye.

Tables A.1 and A.2 in appendix A provide specific guidance on how to choose the appropriate dosimeter for various situations. This guidance is based on information from International Atomic Energy Agency (IAEA) TECDOC-1731, *Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye* [7]. Please refer to that document for further information.

To determine whether monitoring the lens of the eye for neutron exposure is required, the workplace hazard assessment should identify workers exposed to neutron radiation. This assessment should also evaluate the neutron contribution to the total eye dose. When exposures are non-uniform in neutron fields and where the eyes are preferentially exposed, personal dosimeters that measure  $H_p(10)$  and that are worn near the eyes may provide a conservative estimate of the neutron dose to the lens of the eye in some circumstances. Note that this is in addition to neutron dosimetry used to monitor dose to the whole body (as described in section 4.6).

The dosimeter selected to measure  $H_p(3)$  should have the appropriate filter to measure the dose equivalent at a depth of 3 mm. Dosimeters should also be capable of measuring a range of doses appropriate for potential worker doses and be appropriate for workplace radiation fields. Dosimetry service providers should be consulted to ensure dosimeters are appropriate for the workplace environment in which they may be used. A dosimetry service provider that has a management system and calibration procedure should be selected.

When a dosimeter is worn near the eyes to monitor dose to the lens of the eye, the location where it should be worn (e.g., left side of the left eye, right side of the right eye, centre of the forehead) should be assessed. The location where the dosimeter would receive the highest dose should determine the placement of the dosimeter.



Eye shielding with lead may be used to reduce dose rates from photon radiation. Non-lead plastic eye shielding is not effective for shielding photon radiation but may reduce dose rates from beta radiation. If eye shielding is used, the dosimeter should be placed in such a way as to account for the shielding. This means that the dosimeter should be located between any shielding material and the lens of the eye. If this is not practicable, a filter that mimics the shielding may be used with the dosimeter or correction factors may be applied. The basis for any correction factors used should be documented.

#### **4.6 Neutron dosimetry**

Many factors (such as the nature of the source; the thickness, shape and composition of shielding material; or the geometry of the work environment) can alter the neutron energy spectrum that comes into contact with a worker's body. This makes neutron dosimetry very challenging.

Doses to workers from exposures to neutrons may be ascertained using active or passive monitors.

Passive neutron monitors (including, but not limited to, CR-39 dosimeters) should be used where feasible. They should be appropriate for the neutron energy spectrum at the workplace. More than one type of neutron dosimeter should be used to monitor workers exposed to neutron energy spectra that are broader than that for which a single type of neutron dosimeter has been calibrated.

Personal neutron dosimeters are used to measure  $H_p(10)$  and should be worn on the trunk of the body between the waist and neck at the location of the highest expected exposure. As described in section 4.5, when exposures are non-uniform in neutron fields and where the eyes are preferentially exposed, personal dosimeters that measure  $H_p(10)$  from neutron radiation may be worn near the eyes to provide a conservative estimate of neutron dose to the lens of the eye in some circumstances.

Active neutron monitors consist of portable neutron monitoring instruments. Such instruments may be used to characterize the neutron fields in a workplace. Personal neutron doses may be derived from the results of such workplace characterizations and known personnel occupancy times. When used to characterize neutron fields in a workplace, portable monitoring instruments should be placed in the locations where the potential for neutron exposures exists. In addition, the neutron energy spectra at the workplace should be known in order to choose an appropriate monitoring instrument. In cases where the neutron energy spectrum at a given location is very broad, more than one type of device may be needed.

Portable neutron monitoring instruments should be used for dosimetry purposes only when they are the most feasible option for ascertaining doses to workers from neutron radiation.

Portable neutron monitoring instruments should not be used in work areas in which there are spatial variations in neutron dose rates such that the instrument may not reflect doses to workers. If portable neutron monitoring instruments are used for dosimetry, licensees should demonstrate that there is no appreciable spatial variation in dose rates, so that the monitoring results are representative of worker exposures.

### **5. Ascertaining External Dose Through Estimation**

Although direct monitoring is the preferred method for ascertaining external doses to workers, paragraph 5(2)(b) of the RPR states that "if the time and resources required for direct

measurement as a result of monitoring outweigh the usefulness of ascertaining the amount of exposure and doses using that method,” doses may be ascertained through estimation. For the purpose of this document, estimation refers to 2 types of approaches to estimating doses: indirect (i.e., workplace) monitoring and dose modelling (i.e., calculating doses based on the characteristics of the source, exposure geometry and other relevant parameters). This section provides guidance on indirect monitoring and dose modelling. Guidance is also included on how to evaluate the equivalent dose to the skin as a result of a skin contamination incident. Quality assurance measures that should be considered when ascertaining doses using dose estimation methods are also included.

## 5.1 Indirect monitoring

Indirect or workplace monitoring consists of measuring the dose rate in a radiation field and multiplying this dose rate by each worker’s occupancy time in that field. Workplace monitoring provides information on dose rates in a workplace and can help with work planning and exposure control. It may be used for prospective assessments of doses as a planning tool. It can also be used for retrospective assessments of doses, such as in situations in which doses are low and constant over time.

For the purpose of estimating personal doses, workplace measurements should only be used in radiation fields that are uniform and consistent over time. The locations of workplace monitoring should be representative of worker occupancy. If the radiation field is uniform in space and in time, only a few monitoring locations need to be used. Locations where indirect monitoring is carried out should be assessed to determine where instruments should be placed and how many instruments should be used. The number of workplace measurement locations should be increased for radiation fields that are non-uniform in space. Measurements should be taken immediately following environment changes that have the potential to affect monitoring results. If changes are frequent or sudden, monitoring should be continuous. When ascertaining doses on the basis of workplace monitoring, the monitoring results should be representative of all working areas where doses are ascertained in this manner. Workplace monitoring data, including the time and location of each measurement and the associated result, should be documented.

Workplace monitoring to estimate personal doses should utilize the appropriate instrumentation. For mixed radiation fields, it may be necessary to use more than one type of instrument. In order to ensure workplace monitoring is appropriate, the instrument(s) used should be:

- selected to measure the types and energies of radiation present
- selected to cover the range of dose rates present
- selected to operate under environmental conditions or external influences present
- calibrated appropriately for the type and energies of radiation present
- placed in an appropriate location and direction such that measurements conservatively reflect worker doses
- capable of scalar counting if very low doses are to be measured

Instruments should also be selected so that it is obvious to the individual taking measurements when the instrument is beyond its range.

Instruments used to estimate personal doses typically measure in operational quantities, such as  $H^*(10)$  and/or  $H'(0.07, \Omega)$ . An explanation of operational quantities can be found in section 3. It is important to determine which operational quantity is appropriate to use as a surrogate for the protection quantity of interest. For more information, consult ICRU Report 51, *Quantities and*

*Units in Radiation Protection Dosimetry* [5]. For example, the ambient dose equivalent,  $H^*(10)$ , may be used as a surrogate for effective dose. For exposures to low-penetrating radiation, either the ambient dose equivalent  $H^*(0.07)$  or the directional dose equivalent  $H'(0.07, 0^\circ)$  may be used as a surrogate for equivalent dose to the skin.

### 5.1.1 Special consideration for the lens of the eye

Direct monitoring is the preferred method for assessing dose to the lens of the eye. However, when radiation fields are predictable over long periods of time, it is possible to estimate doses using indirect monitoring at relevant locations. The locations should be representative of the conditions under which individuals will be exposed. If ambient monitoring is being considered, then instruments that measure ambient dose equivalent and directional dose equivalent may be used. If ambient monitoring is being considered,  $H_p(10)$  and  $H_p(0.07)$  may be replaced with  $H^*(10)$  and  $H'(0.07)$  respectively, in table A.1 of appendix A, which provides guidance on direct monitoring.

## 5.2 Dose modelling

Dose modelling to ascertain external doses to workers involves calculating doses based on knowledge of the exposure scenario, such as the source term, the exposure geometries and the exposure times, and using published dose coefficients and shielding information. Various software packages are available either online or for purchase that allow the user to calculate doses and dose rates from various types of sources and geometries.

Dose modelling to ascertain doses to workers may be used when the characteristics of the sources present in the work environment and the exposure geometries are well understood.

Dose modelling methods to ascertain worker doses should be consistent with the following quality practices.

- Dose modelling should be carried out only by trained and qualified workers.
- Procedures for modelling doses should:
  - be in place to document all work activities that can influence the assignment of the correct dose to the right individual and the maintenance of a dose record system
  - provide details of dose modelling methods
  - be reviewed and revised as needed when changes in the workplace may impact the precision, accuracy and reliability of dose estimates
- Verification of dose modelling methods and results should be carried out by trained and qualified persons other than those who have participated in the work being verified.

For more guidance on carrying out simple dose or dose-rate calculations, refer to the CNSC's [\*Radionuclide Information Booklet\*](#) [8].

## 5.3 Skin contamination

This section provides guidance to licensees on evaluating skin dose as a result of a skin contamination incident.

Experience has shown that most skin contamination incidents, if detected promptly, actually result in relatively low equivalent doses. The general principles for responding to skin contamination incidents are as follows:

- The circumstances of the event are documented, recorded and investigated to ensure that work practices are optimized, and to minimize the probability of repeat occurrences.
- A skin dose is calculated and recorded by the licensee.
- The licensee reports the incident to the CNSC in accordance with its licence requirements, as applicable.

### **5.3.1 Contamination meter efficiencies**

Guidance on monitoring for radioactive contamination is provided in appendix C of REGDOC-2.7.1 [1]. This guidance should be used to establish detector efficiencies for radionuclides used before unsealed sources are manipulated, even if skin contamination is unlikely.

### **5.3.2 Background measurements**

Background count rate measurements using the selected contamination meter should be made and kept on record for future use in case of a skin contamination incident. These measurements should be made in a low-dose-rate area where nuclear substances are not present.

### **5.3.3 Measuring skin contamination**

Step-by-step instructions are provided below to measure and record the net count rate.

1. Estimate the size of the contaminated skin area using the contamination meter.
2. Measure and record the count rate directly over the affected portion of skin with the highest count rate, and record the time of measurement as well as the time of the contamination event.

If practicable, and if a radiation detector is within close proximity, the first measurement should be taken before decontamination efforts.

The measurement should be taken with the detector placed at a known distance as close to the skin as possible (e.g., 0.5 cm) without direct contact.

3. Determine the net count rate in counts per second (cps) by subtracting the background count rate from the count rate measured on the skin. If the net count rate is in counts per minute, divide it by 60 to convert it to counts per second.

If the net count rate is above zero, decontaminate by washing immediately with lukewarm water. However, excessive cleaning should be avoided to prevent damaging the skin and causing an intake by absorption through the skin.

Repeat steps 1 through 3 until the net count rate is zero or until subsequent measurements are no longer decreasing.

Some situations may warrant an attempt to extract fixed-skin contamination more quickly, such as by wearing an impermeable glove over the affected skin surface to encourage sweating. The radiation safety officer or equivalent radiation protection authority should be consulted for specific guidance.

### 5.3.4 Calculating skin dose from contamination

If the timing of the skin contamination event is not known, or if a significant amount of time (more than 30 minutes) has elapsed between the contamination event and the first measurement, a conservative assumption with respect to the time of the event should be made. For example, the time of contamination may be assumed to be the time the radioactive material was first handled.

The average surface concentration (Bq/cm<sup>2</sup>) for each measurement may be determined using the following formula:

$$(2) \quad \bar{C} = \frac{\text{Net count rate}}{\text{Area} \times \varepsilon}$$

Where:

$\bar{C}$  = the average surface concentration in Bq/cm<sup>2</sup>. If the instrument reports its results in Bq/cm<sup>2</sup>, it is important to understand the surface area that was assumed for the conversion because a correction factor may be required. For example, if an instrument reports a result in Bq/cm<sup>2</sup> based on a 100 cm<sup>2</sup> calibration source and the contaminated skin surface area is 1 cm<sup>2</sup>, the result reported by the instrument should be multiplied by a factor of 100.

Net count rate = the measured average count rate minus the background count rate in counts per second (if the net count rate is obtained in counts per minute, divide the measurement by 60 to obtain the value in counts per second).

Area = the contaminated skin surface area in cm<sup>2</sup> if the contaminated area is less than the probe surface area and the measurement was taken such that the area of contaminated skin was directly under the probe (if the area is unknown or the skin is unevenly contaminated, 1 cm<sup>2</sup> may be conservatively assumed), or  
the probe's active surface area in cm<sup>2</sup> if skin is evenly contaminated over a larger area than the probe

$\varepsilon$  = contamination meter efficiency in cps/Bq

The following formula may be used to calculate the skin dose in  $\mu\text{Sv}$ , corresponding to each measurement interval:

$$(3) \quad D = \bar{C} \times DCF \times 1.443 \times T_{1/2} \left( 1 - e^{-\frac{0.693 \times T}{T_{1/2}}} \right)$$

Where:

DCF = skin dose rate conversion factors in  $\mu\text{Sv/h}$  per Bq/cm<sup>2</sup> (see table 4 below)

$T_{1/2}$  = half-life in hours

T = time elapsed, in hours

For the first measurement, T is the elapsed time between the first and second measurement plus the estimated elapsed time between the contamination event and the first measurement.

For subsequent measurements, T is the elapsed time between the current and subsequent measurement.

Table 4 is adapted from IAEA-TECDOC-1162, *Generic Procedures for Assessment and Response During a Radiological Emergency* [9], and presents equivalent dose rate conversion factors that should be used when applying equation 3. Licensees may propose alternative DCF values for review by CNSC staff.

**Table 4: Skin dose rate conversion factors for commonly used nuclear substances**

Radionuclide	Half-life (hours)	Conversion factors (μSv/h per Bq/cm <sup>2</sup> )
<sup>14</sup> C	5.02 x 10 <sup>7</sup>	0.32
<sup>18</sup> F	1.83	1.9
<sup>32</sup> P	343	1.9
<sup>67</sup> Ga	78.2	0.35
<sup>90</sup> Sr/ <sup>90</sup> Y	2.55 x 10 <sup>5</sup>	3.5
<sup>90</sup> Y	64.1	2.0
<sup>99</sup> Mo/ <sup>99m</sup> Tc	65.94	1.9
<sup>99m</sup> Tc	6.0	0.25
<sup>111</sup> In	67.2	0.38
<sup>123</sup> I	13.2	0.38
<sup>125</sup> I	1,442	0.021
<sup>131</sup> I	192	1.6
<sup>201</sup> Tl	73.0	0.27

A list of conversion factors for additional radionuclides may be found in IAEA-TECDOC-1162 [9] and in the *Health Physics* article titled “Electron Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure of the Skin from Uniformly Deposited Activity on the Body Surface” [10].

If the final net count rate is zero, sum the calculated doses to obtain the total skin dose. However, if the net count rate is not zero, determine the dose for the time following the last measurement using the formula below and then sum the doses to obtain the total skin dose:

$$(4) \quad D = \bar{C} \times DCF \times 1.443 \times T_{1/2}$$

Skin thicknesses may be taken into account to refine the skin dose estimates from skin contamination events; this will be assessed by the CNSC on a case-by-case basis.

## Part B – Internal Exposure

### 6. Quantities

Internal exposures are those exposures to ionizing radiation that result from radionuclides that have been taken into the body. Quantities that are specific to ascertaining doses from internal exposure are described in this section.

The committed equivalent dose,  $H_T(50)$ , is the equivalent dose received by an organ or tissue from a radionuclide during the 50 years after the radionuclide is taken into the body of a person 18 years of age or older.<sup>3</sup>

The committed effective dose (CED),  $E(50)$ , is the effective dose from a radionuclide during the 50 years after the radionuclide is taken into the body of a person 18 years of age or older.<sup>4</sup>

The annual limit on intake (ALI) is the activity of a radionuclide that, when taken into the body, will deliver a CED of 20 mSv. ALI values may be calculated for inhalation or for ingestion. The ALI for inhalation ( $ALI_{inh}$ ) is given by

$$(5) \quad ALI_{inh}[Bq] = \frac{0.02 [Sv]}{e_{inh}(50) \left[ \frac{Sv}{Bq} \right]}$$

The ALI for ingestion ( $ALI_{ing}$ ) is given by:

$$(6) \quad ALI_{ing}[Bq] = \frac{0.02 [Sv]}{e_{ing}(50) \left[ \frac{Sv}{Bq} \right]}$$

In the above equations, the dose coefficients  $e_{inh}(50)$  and  $e_{ing}(50)$  are the CED per unit intake by inhalation and ingestion, respectively. These values should be based on ICRP default values applicable to the exposure scenario, when site-specific characteristics of the nuclear substances of interest (e.g., solubility, particle size) are not known. For inhalation intakes of particulates, unless site-specific information is available, the particle size (activity median aerodynamic diameter, or AMAD) may be assumed to be 5  $\mu m$ . For inhalation intakes of gases and vapours, unless site-specific information is available, the appropriate CED per unit intake should be selected according to ICRP recommendations. ICRP default dose coefficients for inhalation or ingestion should be adopted from ICRP Publication 119 [11].

---

<sup>3</sup> For persons who are less than 18 years of age, the committed equivalent dose is the equivalent dose received by an organ or tissue from a radionuclide from the time of intake to age 70 years.

<sup>4</sup> For persons who are less than 18 years of age, the CED is the effective dose received from the time of intake to age 70 years.

The derived air concentration (DAC) is the concentration of a radionuclide in air that, when inhaled at a breathing rate of 1.1 m<sup>3</sup> per hour for 2,000 working hours per year, results in the intake of 1 ALI of that radionuclide.

The DAC for a radionuclide is given by:

$$(7) \quad DAC \left[ \frac{Bq}{m^3} \right] = \frac{ALI_{inh} [Bq]}{2,200 [m^3]}$$

## 7. Intake Monitoring Methods

Monitoring workers for potential intakes of radionuclides may be conducted through either individual measurement methods or workplace measurements.

### 7.1 Individual monitoring

The purpose of individual intake monitoring is to verify and document that workers are adequately protected from internal radiological risks and to demonstrate compliance with the RPR. More specifically, individual intake monitoring aims to ascertain workers' doses, serve as an indicator of potential intake and, overall, support the licensee's radiation protection program. In emergency situations, the purpose of individual intake monitoring is to ascertain and document workers' doses, including the absorbed dose to organs or tissues, and to serve as a trigger for initiating health surveillance and treatment.

Monitoring for intakes of radionuclides may consist of both workplace and individual monitoring. The types of workplace and individual monitoring methods at a facility (or location where a licensed activity is being carried out) should be selected to ensure the detection of those radionuclides identified by the radiological characterization for the facility or licensed activity that have the potential to be taken into the body in normal and abnormal (unplanned) operating conditions (e.g., as a result of the re-suspension of loose surface contamination or the inhalation of airborne radioactivity). The intake monitoring program is considered an integral part of the radiation protection program and should provide the necessary data to ascertain the dose to workers from intakes of radionuclides or trigger the ascertainment of worker doses in a timely manner.

Individual monitoring may consist of measuring radionuclide activity in the body (known as either *in vivo* monitoring or *in vivo* bioassay; the terms are equivalent), monitoring excreta (known as either *in vitro* monitoring or *in vitro* bioassay), taking air samples with personal air samplers, or a combination of these methods. The preferred monitoring method depends on a number of factors, which are discussed in this section.

*In vivo* monitoring involves photon (e.g., gamma radiation) detectors placed at specific positions relative to the person being measured in order to detect photons emitted by radionuclides that have been deposited within the person's body. This method can be used only for radionuclides that emit X-ray or gamma radiation, radionuclides that emit positrons (via the detection of annihilation gamma radiation) or radionuclides that emit energetic beta particles. In the latter case, bremsstrahlung radiation is detected. *In vivo* monitoring is not the method of choice when the radionuclides to be detected emit gamma or X-ray radiation with a low yield, when they do not emit radiation that can readily be detected outside the body (e.g., photons of energy less than 25 keV) or when their biological half-time or physical half-life is short (e.g., less than 1 day). For



further information, consult ICRU Report 69, *Direct Determination of the Body Content of Radionuclides* [12].

*In vivo* monitoring methods include whole-body monitoring and partial-body monitoring. Whole-body monitoring should be used to monitor for intakes of radionuclides that are rapidly absorbed from the respiratory tract into systemic circulation, and that either distribute uniformly throughout the body, as is the case for Cs-134 for example, or distribute throughout several organs, such as Fe-59. Partial-body monitoring of the relevant organ should be selected to monitor for radionuclides that are preferentially deposited in one organ. These include, for example, I-131, for which thyroid monitoring is appropriate. In addition, lung monitoring is recommended for radionuclides that are absorbed slowly from the respiratory tract (i.e., materials with Type M or S absorption<sup>5</sup>). According to ICRP Publication 119, *Compendium of Dose Coefficients Based on ICRP Publication 60* [11], such radionuclides include U-235 and Am-241.

*In vivo* measurements are acceptable for detecting photon-emitting radionuclides embedded in a wound. Further guidance on intakes via wounds is presented in section 12.

Detailed guidance on establishing an *in vivo* measurement facility, including construction, installation and operation, is not within the scope of this document. It may be found, however, in IAEA Safety Series No. 114, *Direct Methods for Measuring Radionuclides in the Human Body* [14], and ICRU Report 69, *Direct Determination of the Body Content of Radionuclides* [12].

*In vitro* monitoring generally involves urinalysis, and may also include fecal bioassay in the case of inhaled insoluble compounds, as well as other investigative measurements such as nasal smears. Ideally, urine bioassay programs – with the exception of tritium bioassay – created for the purpose of dosimetry should be designed to collect and analyze samples gathered over a period of 24 consecutive hours. In many cases, this is not feasible or is not the most effective method of monitoring workers, in particular for routine monitoring programs. In such cases, alternatives may be acceptable. These may include:

- the collection and analysis of first-morning urine voiding
- the measurement of creatinine concentration in urine to estimate 24-hour excretion (based on a urine sample collected over part of a day)
- normalization by:
  - volume, with or without a correction for specific gravity
  - the length of the sampling interval

The minimum quantity of urine required for the analysis of a sample depends on the analytical method. Licensees should document and implement a mechanism to (i) ensure that a sufficient

---

<sup>5</sup> The ICRP classifies inhaled particulates into 3 types, depending on their rate of absorption into blood from the lungs. Type F particulates are fast-clearing, being retained in the respiratory tract with a biological half-life of less than 1 hour. Materials classified as Type M follow a moderate clearance rate from the respiratory tract (typically 90% of the inhaled particulates have a biological half-life of about 100 days), while Type S materials are slow-clearing and may be retained in the respiratory tract for periods exceeding 1 year (typically 99.9% of the inhaled Type S particulates have a biological half-life of about 7,000 days). The chemical characteristics of a compound determine its absorption type.

quantity of sample is submitted in each *in vitro* sample submitted for analysis, and (ii) follow up with sample submitters to request a second sample when the sample is of insufficient quantity.

*In vitro* analyses involving radiochemical separation of radionuclides should include measures to control the measurement process by the use of chemical yield tracers. Such tracers may be added to samples to be analyzed or, alternatively, may be added to similar samples, such as artificial samples or samples from an uncontaminated subject. The licensee should establish acceptance criteria for *in vitro* sample results from the laboratory. Such criteria should include a minimum chemical yield. Samples with a chemical yield below this threshold should not be used for dosimetry, and a reanalysis of the sample should be requested.

In the case of urine bioassay measuring tritium excretion as tritiated water, single (spot) urine samples of a few millilitres (for routine monitoring) may be analyzed for tritium activity. Converting the concentration of tritiated water in urine to the resulting effective dose rate is addressed in appendix D.

Urine bioassay programs may also be useful for non-dosimetry purposes, specifically, as a screening tool to identify potential intakes of radionuclides. In such cases, spot samples may be sufficient to allow for the detection of intakes. However, the sample submission frequency and the sensitivity of the analytical method should be demonstrated to ensure that intakes potentially leading to an annual CED of 1 mSv do not go undetected. Urine bioassay programs should include measures to prevent contamination of the samples. Such programs should also ensure that the sample volume required for analysis is sufficient so that adequate sensitivity can be achieved to meet the needs of the radiation protection program it supports.

The analysis of fecal samples is generally carried out as part of a response to a known or suspected abnormal inhalation intake of Type M or S material. If possible, collection over a period of 2 to 3 days should occur in the first week following the abnormal intake. Fecal excretion rates of radionuclides in the first few days following an acute inhalation vary significantly. Furthermore, early fecal sampling results may allow for the identification of exposed individuals.

Nasal smears may be used as a screening tool to identify potential inhalation intakes. Positive nasal smear results should be followed up with *in vitro* and/or *in vivo* measurements, as appropriate for the radionuclide(s) identified and their associated solubility, in order to confirm whether an intake has occurred and to quantify it.

Several factors should be considered when selecting the method of bioassay monitoring. The first factor is the objective of monitoring – there should be a balance between the needs for intake monitoring and dose assessment. Intake monitoring requires timely information about the occurrence of intakes and should be based on the following indicators of intake, in order of preference:

1. personal air sampler (PAS) or workplace static air sampler (SAS)
2. nasal swabs
3. if appropriate for the radionuclides of concern:
  - a. *in vivo* bioassay
  - b. *in vitro* bioassay

When the objective of monitoring is ascertaining dose, the order of preference is different than above:

1. if appropriate for the radionuclides of concern:
  - a. *in vivo* bioassay
  - b. *in vitro* bioassay
2. personal air sampling

Information on air sampling can be found in section 7.2. Table 5 illustrates suggested methods of bioassay measurement that may be performed for selected radionuclides, taking into account their physical and metabolic characteristics. Note that table 5 is not exhaustive and that the appropriate methods depend on the physical and chemical form of the radionuclide as well as its route of excretion.

**Table 5: Examples of bioassay methods for selected radionuclides**

Bioassay method	Radionuclide		
<b><i>In vivo</i> bioassay</b>			
Whole-body counting	<sup>51</sup> Cr <sup>54</sup> Mn <sup>59</sup> Fe <sup>57</sup> Co, <sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co <sup>85</sup> Sr	<sup>95</sup> Zr/ <sup>95</sup> Nb <sup>106</sup> Ru <sup>110m</sup> Ag <sup>124</sup> Sb, <sup>125</sup> Sb	<sup>144</sup> Ce <sup>203</sup> Hg <sup>226</sup> Ra, <sup>228</sup> Ra <sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs
Lung counting	<sup>14</sup> C (particulates)* <sup>60</sup> Co <sup>235</sup> U	<sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu <sup>90</sup> Sr*	<sup>244</sup> Cm <sup>241</sup> Am
Thyroid counting	<sup>123</sup> I, <sup>124</sup> I, <sup>125</sup> I, <sup>131</sup> I		
<b><i>In vitro</i> bioassay</b>			
Liquid scintillation counting (β-counting) of urine sample	<sup>3</sup> H <sup>14</sup> C <sup>32</sup> P, <sup>33</sup> P	<sup>35</sup> S <sup>36</sup> Cl	<sup>45</sup> Ca <sup>129</sup> I, <sup>131</sup> I
Liquid scintillation counting (β-counting) of urine sample after chemical separation	<sup>14</sup> C	<sup>89</sup> Sr, <sup>90</sup> Sr	<sup>228</sup> Ra
β-counting of fecal sample after chemical separation	<sup>14</sup> C (particulates)		
Gamma spectroscopy of urine sample	<sup>57</sup> Co, <sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co <sup>106</sup> Ru	<sup>85</sup> Sr <sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs	<sup>124</sup> I, <sup>125</sup> I, <sup>131</sup> I
Gamma spectroscopy of fecal sample (possibly after chemical separation)	<sup>60</sup> Co	<sup>144</sup> Ce	
Alpha spectroscopy of urine/fecal sample after radiochemical separation	<sup>223</sup> Ra, <sup>226</sup> Ra <sup>228</sup> Th, <sup>232</sup> Th <sup>233</sup> U, <sup>234</sup> U, <sup>235</sup> U, <sup>238</sup> U	<sup>238</sup> Pu <sup>239</sup> Pu/ <sup>240</sup> Pu**	<sup>241</sup> Am <sup>242</sup> Cm, <sup>244</sup> Cm

Bioassay method	Radionuclide
Inductively coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS)	$^{239}\text{Pu}$ , $^{240}\text{Pu}$ $^{234}\text{U}$ , $^{235}\text{U}$ , $^{236}\text{U}$ , $^{238}\text{U}$
Thermal ionization mass spectrometry (TIMS)	$^{239}\text{Pu}$ , $^{240}\text{Pu}$

\* Measurement of bremsstrahlung radiation

\*\* Alpha spectroscopy cannot normally distinguish between Pu-239 and Pu-240.

## 7.2 Types of individual intake monitoring programs and participant selection

Under paragraph 27(a) of the NSCA, every licensee is required to keep any records prescribed by the regulations under the NSCA, as well as a record of the dose received by or committed to each person who performs duties in connection with any activity that is authorized by the NSCA or who is present at a place where that activity is conducted. This is intended to apply to all persons who may be on the licensee's premises and exposed to radiation, and who are therefore under the licensee's responsibility with regard to determining and controlling doses. This requirement is also stated in subsection 5(1) of the RPR. A radiation exposure or dose can be ascertained by direct measurement as a result of monitoring, as required by paragraph 5(2)(a) of the RPR. Paragraph 5(2)(b) of the RPR stipulates that "if the time and resources required for direct measurement as a result of monitoring outweigh the usefulness of ascertaining the amount of exposure and doses using that method", they are to be estimated.

Participation in an individual monitoring program should be based on workers' likelihood of intakes during routine operations as well as during accidental situations. The monitoring program should be designed to provide sufficient data of a level of quality necessary to achieve the program's objective in order to, for example, ascertain workers' CED, assess the likelihood of an intake, and assess the potential for nephrotoxicity as a result of uranium intakes where applicable.

Sections 7.2.1 to 7.2.4 describe 4 types of individual monitoring programs:

- routine bioassay monitoring
- special bioassay monitoring
- confirmatory monitoring
- task-related monitoring

Baseline bioassay assessments are also described.

### 7.2.1 Routine bioassay monitoring

Routine monitoring is carried out in situations in which intakes of radionuclides by workers are probable during the normal operations of the licensed activity. It is also conducted to detect unplanned intakes, and is generally carried out when the potential for intakes is essentially continuous as a result of normal operations, that is, when intakes could occur at any time during normal operations. Because routine measurements are carried out at predetermined times, some assumptions are made about the time and pattern of intakes (e.g., acute vs. chronic, acute at the midpoint in the monitoring interval).

Routine monitoring programs should ensure that annual CEDs to workers of 1 mSv or more do not go undetected. The licensee should therefore identify which workers have a reasonable probability of receiving:

- an annual CED (i.e., resulting from all occupational intakes of radionuclides in 1 year) up to 1 mSv (for persons who are not NEWs)
- an annual CED greater than 1 mSv and a total annual effective dose (i.e., the sum of the annual effective dose from external sources and the annual CED) of up to 5 mSv (NEWs participating in a routine bioassay program that is not necessarily provided by a licensed dosimetry service)
- an annual CED greater than 1 mSv and a total annual effective dose greater than 5 mSv (NEWs participating in a routine bioassay program and for whom measurements are provided by a licensed dosimetry service) (*RPR*, section 8)

In some circumstances, the probability of exceeding 1 mSv per year may be assessed on the basis of the activity handled by the worker, the type of radionuclides involved, the physical and chemical form of the radionuclides, the type of containment used, and the nature of the operations performed. When one type of radionuclide is handled daily (i.e., approximately 250 days per year), workers handling the activities in table 6 should participate in a routine bioassay program. Note that, in order for a decision to be made on participation, bioassay monitoring results from over at least a 2-year period may supersede the data in table 6.

Workers who do not have a reasonable probability of exceeding a CED of 1 mSv per year should also be considered for routine monitoring. However, under paragraph 5(2)(b) of the RPR, the licensee may ascertain doses to these workers by estimation “if the time and resources required for direct measurement as a result of monitoring outweigh the usefulness of ascertaining the amount of exposure and doses using that method”.

The basis for the values in table 6 is presented in appendix B, “Assessing the Activity Handled for Selecting Participants in a Routine Intake Monitoring Program,” and may be used to derive site-specific values. Appendix B defines parameters needed to define the potential intake fraction (PIF). Given a particular scenario of intake, the value ALI/PIF represents the activity handled per day of operation that could result in an annual intake equal to the ALI, consequently resulting in a CED of 20 mSv per year. The criterion set for bioassay participation is 1 mSv/year. Therefore, the data shown in table 6 represent the quantity  $ALI / (20 \times PIF)$ .

**Table 6: Activity handled daily throughout a 1-year period, above which routine bioassay is recommended**

Confinement	Volatility		
	Gases and volatile liquids	Powders	Non-volatile liquids and solids
None	$\geq 2 \times ALI$	$\geq 20 \times ALI$	$\geq 200 \times ALI$
Fume hood	$\geq 200 \times ALI$	$\geq 2,000 \times ALI$	$\geq 20,000 \times ALI$
Glovebox	$\geq 20,000 \times ALI$	$\geq 200,000 \times ALI$	$\geq 2,000,000 \times ALI$
Sealed vials and syringes	$\geq 50 \times ALI$	Not applicable	$\geq 10,000 \times ALI$

When radionuclides are handled less frequently than daily, the values in table 6 may be modified following the method in appendix B.

Bioassay is also recommended for workers who are required to wear respiratory protection equipment specifically to limit the intake of radionuclides.

The category “Sealed vials and syringes” in table 6 applies to sources that meet the following conditions:

- They are handled exclusively in sealed vials and syringes.
- They have a radiological half-life of less than 7 days.
- The handling of radioactivity is more or less uniform throughout the year.
- The radioactive material is not aerosolized, or boiled in an open or vented container.
- The radioactive material is in the form of a dilute liquid solution.
- The radioactive material is contained in a multi-dose vial that is never opened, and amounts are withdrawn only into hypodermic syringes for immediate injection into another multi-dose vial or another form of closed containment, or into patients.
- Contamination control measures are effective, and routine surface monitoring is being carried out where the sealed vials and syringes are handled.

The “Sealed vials and syringes” category is intended to encompass those compounds for which routine bioassay monitoring periods may be impractical due to their short half-life, with additional consideration given to the added containment afforded by the vial as described in item 6 above. Compounds may be classified as “Sealed vials and syringes” provided that the potential for intake is controlled by effective contamination control and the radiation protection measures are effective.

The data in table 6 are provided as generalizations and may not cover all scenarios. In addition, where there are mechanical or other physical barriers in place to protect the worker (such as gloveboxes and fume hoods), the barriers should be appropriate for the nuclear substance being handled, and they should be used as intended and maintained in a proper manner.

When more than one type of radionuclide is handled in one or more chemical forms, or when more than one process can lead to intakes (e.g., involving various containment types or occupancy factors), the following steps should be followed to determine if a worker should participate in a bioassay program:

1. Calculate the ratio,  $r_j$ , of the quantity of one radionuclide,  $j$ , handled in daily operation, to the maximum quantity of that radionuclide that can be handled in daily operation above which bioassay is recommended, from table 6.
2. Calculate this ratio for all  $N$  radionuclides handled.
3. Add all of the ratios calculated in steps 1 and 2 above:

$$(8) \quad \text{Bioassay Threshold } (B_T) = \sum_{j=1}^N r_j$$

Bioassay should be performed for any radionuclide for which  $r_j \geq 1$ . If  $B_T \geq 1$ , bioassay should be performed for any radionuclide, chemical form or process for which  $r_j \geq 0.3$ . In situations where  $B_T < 1$  but any of the  $r_j$  values are greater than 0.3, the licensee may choose to monitor the worker for these radionuclides. When assessing the need to carry out routine intake monitoring, radioactive impurities that may be present in a product, such as a radiopharmaceutical, should be included in the assessment.

A baseline assessment should be carried out before work requiring routine bioassay monitoring. This assessment determines the worker's exposure to radionuclides resulting from previous work experience, medical procedures or natural radioactivity in the body.

Baseline bioassay assessment is appropriate for any of the following circumstances:

1. The worker has had prior exposure to the pertinent radionuclides and the effective retention in the body might exceed the derived activity (DA) (see section 7.2.5)
2. The exposure history is missing or inconclusive.
3. The worker will be working with radionuclides that may be detectable in bioassay and that are attributable to non-occupational sources (e.g., radionuclides administered for medical purposes).

### 7.2.2 Special bioassay monitoring

Special bioassay monitoring is performed in response to a particular circumstance, such as a known or suspected intake of radionuclides due to an abnormal incident in the workplace. Special bioassays are also termed “non-routine” or “ad hoc.” Special bioassay monitoring may be triggered by either a routine monitoring result or an abnormal incident suggesting that an action level (as defined in the *RPR*) or the dose limit may have been exceeded. Special bioassays may also be triggered by a licensee-defined criterion, such as a worker's CED exceeding 1 mSv. In such cases, the dose should be ascertained on the basis of case-specific data. Guidance on special bioassay monitoring can be found in appendix C.

### 7.2.3 Confirmatory monitoring

A confirmatory monitoring program is intended to verify whether:

- assumptions about radiological exposure conditions in the workplace are accurate
- protection measures are effective
- routine bioassay is required

It may involve workplace monitoring or limited individual monitoring of workers who do not meet the criteria for participation in a routine bioassay monitoring program. When workers handle or may be exposed to unsealed radionuclides but do not meet the criteria for participation in a routine bioassay program, intake monitoring may be assessed as part of a confirmatory monitoring program. The monitoring frequency may be the same as for routine monitoring or may vary if potential exposure to the unsealed radionuclides is infrequent (taking into account the biological half-life of the radionuclides).

In a confirmatory monitoring program, workers submit to *in vivo* or *in vitro* bioassay, which may involve sampling a fraction of a group of workers. Alternatively, confirmatory monitoring may be carried out using personal air samples collected in the breathing zone. When the results of confirmatory monitoring show that an annual CED of 1 mSv could go undetected without routine monitoring, further measurements should be taken to confirm the intake, and an investigation should be carried out to determine the cause of the unexpected result. If the intake is confirmed, assumptions about radiological exposure conditions in the workplace and the effectiveness of protection measures in place should be reviewed, and the need for involved workers to participate in a routine bioassay program should be re-evaluated. All confirmatory monitoring results should be recorded.

Confirmatory monitoring should be used to review the basis for a routine monitoring program if major changes have been made to the facility or to the operations at the facility. Furthermore, confirmatory monitoring, consisting of using personal air samplers or individual bioassay measurements, should be used to verify that workplace air monitoring results can be considered to be representative.

#### 7.2.4 Task-related monitoring

The purpose of task-related monitoring is to provide information about a particular operation or task and may provide a basis for decisions on the conduct of the operation or task. It is typically used for short-term tasks. Task-related monitoring should be conducted as routine monitoring, unless the circumstances of the operation dictate otherwise, such as if the radionuclides involved may be different or if the probability or potential magnitude of internal exposure may be significantly greater.

#### 7.2.5 Monitoring interval

When selecting a routine monitoring frequency, the main factors to be taken into account are:

1. the workplace characteristics
2. the uncertainty regarding the time of intake
3. instrument sensitivity
4. the need for timely information concerning the occurrence of intakes
5. the effective half-life of the radionuclides for which monitoring is being carried out

The routine monitoring frequency should be determined on an *a priori* basis and should consider workers' likely exposures. For each radionuclide in the workplace, the physical and chemical form should be known for both routine and non-routine monitoring. These forms determine the retention in and clearance from the respiratory tract following inhalation of each radionuclide, as well as their respective excretion routes and rates. The latter will also guide the selection of appropriate bioassay methods.

Guidance on the selection of lung absorption types for various compounds can be found in ICRP Publication 119, *Compendium of Dose Coefficients Based on ICRP Publication 60* [11]. Details on the ICRP human respiratory tract model can be found in ICRP Publication 66, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection* [15] and its update [13].

Another factor in selecting a routine monitoring frequency is the uncertainty in the intake estimate due to the unknown time of intake. Unless evidence exists supporting a chronic intake pattern, routine measurement results should be assessed in such a way that the intake is assumed to have taken place at the midpoint in the monitoring period.

Instrument sensitivity has a significant impact on the monitoring frequency. The monitoring frequency should be selected so as to ensure that significant doses are not missed. A dose could be missed if, following an intake, the body content or excretion rate of radionuclides taken into the body was reduced to a level less than the instrument's minimum detectable activity (MDA) during the time between the intake and measurement. The effective half-life is a measure of the rate at which the body content and excretion rate of radionuclides decrease over time after being taken into the body. When practicable, the monitoring period should be such that annual intakes corresponding to a CED of 1 mSv do not go undetected. If this cannot be achieved, workplace monitoring and personal air sampling should be used to supplement intake monitoring. By



applying the appropriate metabolic model and assuming a pattern of intake, a suitable monitoring period can be determined.

In order to relate bioassay results to the extrapolated annual dose, the DA has been defined as follows:

$$(9) \quad DA = \frac{1}{20} ALI \frac{T}{365} m(T/2)$$

Where:

$T$  = the monitoring period, in days

$m(T/2)$  = the fraction of the intake that is retained in a tissue, organ or the whole body, or excreted from the body at the midpoint in the monitoring period

$ALI$  = The annual limit on intake

Values of  $m(T/2)$  should be obtained based on current<sup>6</sup> ICRP biokinetic models.

Since the uncertainty resulting from the unknown time of intake relative to the time of monitoring should be less than a factor of 3, the monitoring interval should also satisfy the following condition:

$$(10) \quad \frac{m(T/2)}{m(T)} \leq 3$$

When the above condition is met, the recommended maximum monitoring period is taken as the time at which the DA is equal to the MDA. If exposures to more than one radionuclide may occur, the monitoring period should be determined so that an annual CED of 1 mSv from all radionuclides can reliably be detected and assessed. The MDA is defined as follows: when the sample or subject count time is different than the background count time. For further information, consult the *Health Physics* article titled “Minimum Detectable Activity When Background is Counted Longer than the Sample” [16]. Equation 11 applies when the distribution of the net signal is approximately normal. Consequently, equation 11 does not apply to situations in which the number of counts is low. In cases of low-level counters, licensees may refer to reports such as the U.S. Environmental Protection Agency’s *Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual* (MARLAP), chapter 20 [17].

$$(11) \quad MDA = \frac{3 + 3.29 \sqrt{R_b t_g (1 + t_g/t_b)}}{\epsilon K t_g}$$

In the above equation:

---

<sup>6</sup> Current ICRP biokinetic models can be found in ICRP Publication 67 [29] and 69 [12], for example, or more recent models when published.

- $K$  = a correction factor  
 $R_b$  = the background count rate  
 $t_g$  = the gross count time (the sample or individual count time)  
 $t_b$  = the background count time  
 $\varepsilon$  = the counting efficiency

For *in vitro* bioassay:

$$(12) \quad K = V Y e^{\lambda \Delta t}$$

Where:

- $V$  = the sample size in units of mass or volume, depending on the sample type  
 $Y$  = the fractional chemical yield, when applicable (no units)  
 (note: if not applicable,  $Y=1$ )  
 $\lambda$  = the radioactive decay constant of the radionuclide, in 1/seconds  
 $\Delta t$  = the time between sample collection and counting, in seconds

For *in vivo* bioassay,  $K$  is the correction for self-absorption when appropriate

In some cases, the best available monitoring methods may still be unable to reliably detect intakes corresponding to 1 mSv per year. In these circumstances it is useful to determine the maximum dose that could be missed if an intake occurred at the start of each monitoring period. Such an approach provides a useful perspective for some internal hazards that are difficult to detect, but can become overly conservative, particularly when there are several monitoring periods per year.

Using this method for monitoring period determination, a recommended monitoring period of 1 year could be possible for some radionuclides. However, most individuals' retention and excretion rates tend to vary from the model on which the DA values are based. In addition, timely information about the occurrence of intakes is needed. There should be a balance between using bioassay as an intake indicator and using bioassay for dose assessment purposes. To account for this, a monitoring period shorter than 1 year may be selected depending on other types of monitoring in place (such as workplace air monitoring) and the practicability of carrying out the bioassay measurements. The International Organization for Standardization publication ISO 20553:2006, *Radiation Protection – Monitoring of Workers Occupationally Exposed to a Risk of Internal Contamination with Radioactive Material* [18], provides suggestions regarding monitoring frequency for various radionuclides and their typical chemical forms.

### 7.3 Air monitoring to ascertain worker dose

Airborne radioactive material refers to any suspension in air of radioactive material. The characteristics or concentrations may be such that there is no practical means to determine dose through bioassay. Airborne radioactive materials exist in various physical and chemical forms, including dust, gas, fumes and vapours. This section applies to measurements of radioactive

material in air that are used for dosimetry purposes. Air monitoring to ascertain worker dose from radon progeny is not considered in this section. Appendix G presents guidance on that topic.

Workplace monitoring methods that may be used to monitor individual intakes of radionuclides include personal air sampling and static air sampling. A personal air sampler (PAS) is a portable device that is worn by an individual. It includes a sampling head containing an appropriate collection medium (e.g., filter), a calibrated air pump, an air flow rate control and a battery. The sampling head should be worn on the upper trunk and in the individual's breathing zone, which is defined as being within 30 cm of the individual's head [19]. Air is drawn through the filter by a calibrated pump, also worn by the worker. The activity on the filter should be measured at the end of the wearing period. Static (or fixed-location) air samplers are used to monitor the concentration of radionuclides in the workplace air. A static air sampler (SAS) may consist of a grab sampling device or a continuous monitor. An SAS consists of an appropriate collection medium, an air pump and air flow adjustment. The collection medium may be analyzed in a laboratory. However, some SASs provide real-time monitoring and may be equipped with an alarm set to sound at a predetermined activity or collection rate.

SAS results should be used with caution as a measure of an individual's intake. Studies have shown that there is a poor correlation between PAS and SAS results, with SAS results generally being an order of magnitude less than PAS results [13]. Studies have also shown a poor correlation between SAS and bioassay results [13]. For further information, consult ICRP Publication 130, [\*Occupational Intakes of Radionuclides: Part I\*](#) [13]. PAS and SAS measurements may be used as part of a comprehensive workplace monitoring program, as they may provide early identification of possible intakes. Therefore, a personal air sampling program should be designed to detect potential abnormal intakes and to trigger special bioassay measurements. It may also be used to identify potential problem areas with increased airborne radioactivity through review and trending of the applicable static air sampling data.

The concentrations of airborne radioactive material in air are measured in activity or mass per unit volume of that atmosphere (e.g., Bq/m<sup>3</sup>). The intake (e.g., Bq) from this concentration is calculated by multiplying the concentration by a defined breathing rate (e.g., 1.2 m<sup>3</sup>/h) and the occupancy time (h). Alternatively, exposure can be determined in Bq h/m<sup>3</sup>, and the intake will be this value multiplied by the breathing rate. The concentration of airborne radioactive material may also be expressed in units of derived air concentration (DAC). Similarly, exposure may be expressed in terms of DAC-hours.

The flow rate of both personal and static air sampling pumps, where used, should not deviate by more than 5% from the value used to calculate concentration. The airflow rate should be verified each day of air sampler use. If the airflow rate changes by more than  $\pm 10\%$  during the collection of a sample, the flow rate used for dosimetry purposes should be the average of the initial and final airflow rates.

Air samplers should have a means of ascertaining the volume of air sampled. Airflow meters must be calibrated, as required by section 25 of the RPR, at least annually, after repairs or modifications have been done to the meter, or if the meter may have been damaged. In addition, at the time of airflow calibration, a verification of air samplers and sampling lines should be carried out to ensure that there is no in-leakage of air upstream of the airflow measurement point. The calibration methods should be based on a current method recommended by the American Conference of Governmental Industrial Hygienists or the U.S. Occupational Safety and Health Administration. The method, the instrument's unique identifier and the date of calibration should be documented.

The licensee should demonstrate that the air sampled is representative of breathing zone air whenever PASs are not worn within 30 cm of a worker's head, and (i) the workers' doses will be ascertained on the basis of air monitoring, and/or (ii) annual exposures are likely to exceed 100 DAC-hours (or the annual CED resulting for inhaled radionuclides is likely to exceed 1 mSv).

This may be accomplished by confirmatory monitoring using bioassay. In order for the air sampling to be considered representative of breathing zone air, the ratio of intakes calculated from air monitoring to the intakes calculated from confirmatory bioassays, averaged over all workers participating in the confirmatory monitoring, should be more than 0.7. The same ratio for each individual worker should be more than 0.5. For further information, consult the U.S. Nuclear Regulatory Commission report NUREG-1400, *Air Sampling in the Workplace* [19].

Air sampler particle collection efficiency should be insensitive to size to the greatest extent possible. This excludes the use of cyclones to collect and measure airborne radioactive material.

## 8. Interpreting Monitoring Results

### 8.1 Administrative levels

Administrative levels are pre-established values that licensees put in place to which measurement quantities from an individual or workplace monitoring program are compared. When such administrative levels are exceeded, specified actions should be taken.

Administrative levels signal potential intakes by workers and allow for a graded response to intakes. They are not intended to be a regulatory limit per se and may be expressed as fractions of the appropriate ALI or CED. When setting administrative levels, the contribution from other radionuclides as well as external exposures should be taken into account. For example, licensees may establish an administrative level that, when exceeded, triggers a confirmation that the intake was in fact real and not due to extraneous factors, such as a contaminated sample.

A set of administrative levels, each associated with a specified potential dose or fraction of an ALI, should be established to allow for a graded response. This set of administration levels should include an investigation level, which triggers the licensee to investigate the cause of a confirmed intake. A bioassay result exceeding an investigation level would indicate a departure from normal conditions and the need to take further action. For routine bioassay programs, investigation levels may be derived assuming the intake occurred at the midpoint in the monitoring period. Furthermore, if applicable, an investigation level should be established to ensure intakes of soluble uranium compounds approaching the threshold for chemical toxicity are investigated.

For some radionuclides and types of bioassay, non-occupational sources may cause typical results to exceed the detection limit and potentially an administrative level. If bioassay results normally or often exceed an administrative level due to non-occupational sources, such as from naturally occurring radionuclides, the administrative level may be increased if expected bioassay results attributable to non-occupational sources are known (a study using a control group with similar non-occupational exposure but no potential for occupational exposure may be used for this purpose). If non-occupational levels exceed the investigation level, then alternative methods of intake monitoring should be used if possible.

The investigation level should be based on a pre-determined dose not exceeding 5 mSv per year. When there is a probability of intake that is more or less uniform throughout the year, the

investigation level should be derived from a pro-rated annual dose, as described by equation 13, and should reflect levels of exposure representing a departure from normal conditions.

When doses are generally low and the processes are well known, investigation levels should be selected on the basis of experience, so that exceeding an investigation level would be a departure from normal conditions and would warrant an investigation. In this case, the investigation level would be based on an annual dose of less than 5 mSv, and should be revised on the basis of operational experience.

Because bioassay monitoring programs do not directly measure intakes or CED, derived administrative levels expressed in terms of the quantity that is measured are generally a more useful quantity. The derived level corresponding to the investigation level is the derived investigational level (DIL), which may be defined as follows for a routine monitoring program:

$$(13) \quad DIL = IL \left( \frac{T}{365} \right) m(T/2)$$

Where:

IL	=	the intake leading to the annual CED above which an investigation should be carried out, that is, an investigational level
T	=	the routine monitoring period, in days
$m(T/2)$	=	the fraction of the intake that is retained in a tissue, organ or the whole body, or excreted from the body, at the end of the monitoring period, when an acute intake has occurred at the midpoint in the monitoring period

If the DIL is less than the detection limit, an investigation should be carried out whenever the detection limit is exceeded.

To account for the reduced dose limit for pregnant workers, a DIL for pregnant workers should be established, as described above, on the basis of a fraction of the 4 mSv dose limit for NEWs. The pregnant worker dose limit is 4 mSv for the balance of the pregnancy (that is, from the time the worker informs the licensee). Given conservative assumptions (for example, that the pregnancy is declared immediately), ensuring that the pregnant worker's dose is < 0.4 mSv per month helps to ensure the 4 mSv limit is not exceeded. Consequently, a DIL for pregnant workers,  $DIL_{PW}$ , may be set as:

$$(14) \quad DIL_{PW} = 0.02 ALI \frac{T}{30} m(T/2)$$

In cases of intakes of more than one radionuclide, the administrative level should consider the dose from the mixture of radionuclides. This approach may be used when monitoring is done using one radionuclide as an indicator for a mixture of radionuclides.

When an investigation level, or the corresponding DIL, has been exceeded, the following actions should be taken, where relevant.

- Remove the involved workers from work that could result in additional intakes.
- Determine, to the extent possible, the characteristics of the intake, including the time of intake and the characteristics of the material taken in.

- Initiate special bioassay, as described in appendix C.
- Review the circumstances relevant to the intake to identify and correct the causes of the intake and prevent recurrence. The investigation should also consider the corrective actions to be taken.

## 8.2 Accuracy of bioassay results

Measurement uncertainties arise from counting statistics and other sources that depend on the monitoring method. In the case of *in vivo* measurements, measurement uncertainties may arise from such sources as variations in the detector positioning, in the background count rate, in subject body size and in the distribution of activity within the body. In the case of *in vitro* measurements, such uncertainties can arise from the measurement of the sample volume or mass, pipetting errors, the use of tracers to determine chemical yield, and other causes.

Measurement uncertainties resulting from counting statistics, which can be described by the Poisson distribution, are referred to as Type A uncertainties. All other uncertainties are referred to as Type B uncertainties. The overall uncertainty over an individual monitoring result may be described in terms of a log-normal distribution. The geometric standard deviation of this distribution is called the scattering factor (SF). For further information, consult European Radiation Dosimetry Group (EURADOS) Report 2013-01, *IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data* [20].

For Type A uncertainties, the SF may be calculated as follows:

$$(15) \quad SF_A = e^{\left[\frac{\sigma_A}{M}\right]}$$

In the above equation,  $\sigma_A$  is the Type A uncertainty of measurement result M.

The SF for Type B uncertainties may be calculated as follows:

$$(16) \quad SF_B = e^{\left[\frac{\sigma_{Cm}}{Cm}\right]}$$

In the above equation,  $C_m$  is the normalization factor, which is the reciprocal of the efficiency, and  $\sigma_{Cm}$  is the uncertainty on  $C_m$ . Typical values of SF for Type A and B uncertainties are shown in tables 7 and 8, taken from EURADOS Report 2013-01 [20]. The total uncertainty may be calculated using the following equation:

$$(17) \quad SF = e^{\left[\sqrt{\sum_i \ln^2(SF_i)}\right]}$$

**Table 7: Typical values of Type A and Type B uncertainties for *in vivo* measurements**

	Scattering factor (SF)		
	Photon energies less than 20 keV	Photon energies from 20 keV to 100 keV	Photon energies greater than 100 keV
Type A uncertainties	1.5	1.3	1.07
Type B uncertainties	2.06	1.25	1.15
Total SF	2.3	1.4	1.2

**Table 8: Typical values of Type B uncertainties for *in vitro* measurements**

Quantity	Scattering factor (SF <sub>B</sub> )
True 24-hour urine sample	1.1
Activity concentration of tritiated water in urine	1.1
Simulated 24-hour urine, creatinine, volume or specific gravity normalized	1.6
Spot urine sample (a single void used to estimate the 24-hour excretion rate)	2
Fecal 24-hour sample	3
Fecal 72-hour sample	2

The complete bioassay measurement system should be such that any error in the final measurement would have a minor influence on the overall accuracy of the estimated radiation dose received by the worker. The following considerations should be included in the evaluation of detection instrument accuracy and measurement methodology:

1. The net statistical counting error: This includes the statistical error in the bioassay count and the statistical error in the measurement of the background count. The background count time should be appropriate for the standard, sample or subject.
2. The error caused by variations in counting geometry: This should include allowances for physical variations in the subjects or samples being counted, particularly as related to the specific counting equipment being used.
3. The error introduced by the attenuation of the emitted radiation by overlying tissue during *in vivo* counting: The effect of overlying tissue should be considered where the gamma emission of the nuclide in question is less than 200 keV, or where bremsstrahlung from beta emissions are being counted; this requires the estimation of the average depth and density of the overlying tissue (e.g., the chest wall thickness), which may vary significantly from one individual to another.
4. The instrument calibration with respect to the nuclear substance being measured in a geometry that is relevant to the actual measurement: The response of the bioassay instrument should be calibrated with respect to the nuclear substance of interest, and a regular quality control program should be in place to ensure that this calibration is constantly maintained. Frequent internal checks using a long-lived radioactive source should be performed on a regular basis to confirm that the detector response is constant over time and that the instrument is functioning properly.

## 9. Ascertaining the Committed Effective Dose

When the time between the intake and a single bioassay measurement is known, the intake should be calculated as follows:

$$(18) \quad I = \frac{M}{m(t)}$$

In this case, *I* represents the intake (for example, in Bq or mg); *M* is the measured quantity; and *m(t)* is the predicated value of retention or excretion functions at a time, *t*, after the intake. The value of *m(t)* is based on appropriate biokinetic models and is available for default solubility characteristics for the material from the ICRP. Values of *m(t)* may also be derived for

material-specific solubility or particle sizes. The measured quantity and  $m(t)$  should be expressed in consistent units. For example, for urinalysis,  $M$  should be the activity of the radionuclide of interest excreted per day at the end of the sample collection period, while  $m(t)$  is the urinary excretion rate of the same radionuclide at the end of the sample collection period. The latter scenario typically applies in special or task-related monitoring.

In routine monitoring, the time between an intake and the bioassay monitoring may not be known. In such cases, the CED may be ascertained by assuming that the intake occurred at the midpoint in the monitoring period of  $T$  days. The intake should be calculated as follows, based on the measured quantity at the end of the monitoring period:

$$(19) \quad I = \frac{M}{m(\frac{T}{2})}$$

In both cases above, the CED may be ascertained by multiplying the intake by the appropriate CED per unit intake. In some instances, as with tritiated water, measurements of activity may be used to ascertain the effective dose directly. In such cases, the above method may be replaced by a method presented for specific radionuclides in the appendices, or as approved by the CNSC.

If more than about 10% of the actual measured quantity can be attributed to intakes in a previous monitoring interval, a correction may be made. The correction to the current monitoring interval's measured quantity may be done by:

- determining the intake in the previous monitoring interval
- using the appropriate  $m(t)$  to predict the contribution of the previous intake to the current measured quantity
- subtracting the contribution as calculated above from the current measured quantity

In some circumstances, including special bioassay monitoring, individual monitoring results taken at various times and using multiple monitoring methods (e.g., *in vitro* and *in vivo* bioassay) may be available. In these cases, the best estimate of the intake should be calculated by determining:

- the value of  $m_j(t_i)$  for each monitoring result and for each monitoring method
- the best estimate of the intake, such that  $I \times m_j(t_i)$  best fits the measurement results  $M_{i,j}$

When multiple monitoring methods are used, the intake should be ascertained by fitting predicted values ( $I \times m_j(t_i)$ ) to the results from all monitoring methods simultaneously. For example, urine and fecal bioassay data sets may be obtained as part of a special bioassay monitoring campaign. The intake in this case should be ascertained by fitting the predicted values ( $I \times m_j(t_i)$ ) to both data sets simultaneously. Statistical methods are available for data fitting; the 2 most commonly used for bioassay are the maximum likelihood method and Bayesian approach. These, as well as others, are described in IAEA Safety Reports Series No. 37, [Methods for Assessing Occupational Radiation Doses due to Intakes of Radionuclides](#) [21], and EURADOS Report 2013-01: *IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data* [20].

When ascertaining an intake from data fitting, the starting assumption is that the data are consistent with the biokinetic model; that is, the measurement results  $M_{i,j}$  are consistent with the predictions  $I \times m_j(t_i)$ . The criteria for rejecting the fit may be based on the chi-squared test statistic, and each measurement  $M_{i,j}$  may be assumed to be taken from a lognormal distribution.



The fit to the data should be judged to be inadequate if the p-value is less than 0.05. The p-value is the fraction of the expected (theoretical)  $\chi^2$  distribution that is greater than the calculated  $\chi_o^2$  value. More information on the criteria for rejecting a data fit in the context of bioassay may be found in EURADOS Report 2013-01 [20].

When the fit is rejected and the estimated intake leads to a  $CED > 1$  mSv, the material-specific absorption parameters from the ICRP human respiratory tract model may be adjusted. For further information, consult ICRP Publication 66, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection* [15]. Specifically, the time of intake and routes of intake, if not known, may be varied to improve the fit. In addition, the values of  $f_r$  and  $s_s$  may be varied, but not the value of  $s_r$ ,<sup>7</sup> (which should be kept at the value recommended by the ICRP) until the fit is not rejected [20].

The method for ascertaining the CED may differ or include some additional factors during consideration of specific radionuclides. Recommendations specific to tritium, radioiodines and uranium are discussed in appendices D to F, respectively.

## 10. Calibration

Instruments used for *in vivo* or *in vitro* bioassay measurements must be selected, tested and calibrated periodically as required by section 25 of the RPR. Calibration must be performed for the nuclear substance measured in the bioassay program. Periodic calibration and maintenance requirements must be determined and documented based on the necessary accuracy, purpose, degree of usage, stability characteristics and other factors affecting measurement control. Maintenance and calibration procedures should be documented.

A record of calibration must be maintained, and calibrated equipment should be clearly and indelibly identified (e.g., through the use of labels). When calibration is performed before use or with a high frequency (e.g., daily), logging of calibrations may be sufficient.

Inaccurate, uncalibrated or malfunctioning equipment should be identified and removed from use. Measurement equipment that has been repaired or modified should be calibrated and have its performance checked before being put into use.

Calibrations should be traceable to national reference standards. Equipment used as calibration transfer standards should have calibration traceable to national standards. Where calibrated reference standards are used as transfer standards to set the level of reference by which data are directly measured, methods should be established to preserve the integrity of the process and the results.

When equipment is found to be inaccurate, reviews should be conducted to determine the validity of data or results, and corrective action should be taken.

---

<sup>7</sup> Absorption of radionuclides from the respiratory tract to blood is described using  $f_r$ , which is the fraction of the activity deposited in the respiratory tract that dissolves rapidly, at a rate  $s_r$  (d<sup>-1</sup>). The remainder of the activity deposited in the respiratory tract dissolves more slowly, at a rate  $s_s$  (d<sup>-1</sup>), as per ICRP Publication 66, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection* [15].

## 11. Limiting Intakes of Nuclear Substances by Workers Who Are Breastfeeding

The RPR require licensees to make accommodations to limit intakes of nuclear substances by a NEW who is breastfeeding. Section 11 of REGDOC-2.7.1 [1] provides guidance regarding NEWs who are breastfeeding. In particular, when a licensee is informed in writing that a NEW is breastfeeding, the licensee must make any accommodation that will not cause undue financial hardship or business inconvenience. The licensee may need to implement administrative controls for a breastfeeding NEW to ensure that intakes of nuclear substances by the NEW, which can subsequently be transferred to the breastfed infant, are minimized. Administrative controls may include ensuring that the working conditions are such that there is no significant risk of intake of nuclear substances. Consequently, breastfeeding NEWs who do not participate in a routine monitoring bioassay program due to the low risk of intakes should undergo confirmatory monitoring to confirm that there have been no intakes.

In the event of an intake, the magnitude of the intake should be estimated to ensure that the dose (CED) to the breastfed infant does not exceed 1 mSv. As a rule of thumb for most nuclear substances, if inhalation intakes of nuclear substances by NEWs who are breastfeeding are controlled to keep the annual CED below 1 mSv to the NEW, then the breastfed infant will not receive a CED above 1 mSv per calendar year from these intakes. There are exceptions in which intakes of certain nuclear substances (such as S-35, radioiodines and tritiated water) by the NEW may result in a CED of more than 1 mSv to the breastfed infant relative to the dose received by the NEW.

Licensees should compare dose coefficients for NEWs with those for breastfed infants (ICRP Publication 95: *Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk* [22]) for nuclear substances relevant to their facilities to verify that doses to breastfed infants do not pose a risk to the infant and are maintained below dose limits. ICRP Publication 100, *Errata to: Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk (ICRP Publication 95, Ann. ICRP 34(3/4))* [23], should also be consulted for corrections to the Tc-99m, thorium and uranium tables.

The ratios of the CED received by a breastfed infant to the corresponding CED received by the breastfeeding NEW after an acute inhalation intake are shown in table 9 for selected nuclear substances. In order to estimate the dose to a breastfed infant in circumstances where the worker continues to breastfeed following an intake, the CED to a breastfeeding NEW may be multiplied by the appropriate ratio in table 9 to obtain the CED to the breastfed infant. These ratios were derived assuming occupational intakes by inhalation for the most conservative inhalation type or compound type (e.g., vapour in the case of I-131). In cases where an intake by ingestion is suspected, ratios for ingestion dose coefficients should be calculated from the appropriate occupational dose coefficients for adults and for the nursing infant. This method may be used to verify that the dose to a breastfed infant, from all nuclear substances taken in by the breastfeeding NEW, is maintained at less than 1 mSv per calendar year. The factors shown in table 9 assume breastfeeding continues for 6 months. If there has been an intake and breastfeeding is expected to continue for more than 6 months, the licensee should consult with the CNSC to determine appropriate dose coefficients.

**Table 9: Ratio of the CED to a breastfed infant to the CED to the breastfeeding NEW**

Nuclear substance	Ratio		Nuclear substance	Ratio		Nuclear substance	Ratio
<sup>3</sup> H (water)	1.1		<sup>60</sup> Co	0.20		<sup>210</sup> Po <sup>8</sup>	0.020
<sup>14</sup> C	0.33		<sup>95</sup> Zr	0.0047		<sup>226</sup> Ra	0.0073
<sup>32</sup> P	0.81		<sup>95</sup> Nb	0.00015		<sup>238</sup> U	0.0079
<sup>33</sup> P	0.63		<sup>99m</sup> Tc	0.49		<sup>241</sup> Am	0.00022
<sup>35</sup> S	1.2		<sup>125</sup> I	1.1		<sup>238</sup> Pu	0.00024
<sup>45</sup> Ca	0.38		<sup>131</sup> I	2.6		<sup>239</sup> Pu	0.00023
<sup>47</sup> Ca	0.35		<sup>134</sup> Cs	0.10		<sup>244</sup> Cm	0.00027
<sup>55</sup> Fe	0.015		<sup>137</sup> Cs	0.13			
<sup>59</sup> Fe	0.0075		<sup>210</sup> Pb	0.27			

## 12. Ascertaining the Dose Resulting From an Intake of Nuclear Substances via a Wound

Intakes of radionuclides via a wound are assessed in the context of special bioassay monitoring. The purpose of these bioassay measurements is to ensure compliance with dose limits and to inform decisions regarding patient treatment (e.g., excision of the wound, decorporation). In addition to bioassay measurements, special monitoring should include measurements of local activity at the wound site.

The selection of monitoring methods depends on the type of wound (e.g., puncture, laceration, thermal burn), the category of wound contaminant (e.g., radionuclides in solution, particles, fragments) and the biokinetics of the radionuclide. While soluble compounds are rapidly transferred to blood, insoluble compounds may be retained at the wound site, and a fraction may be translocated to regional lymph nodes, remaining at both these locations for an extended period of time.

The biokinetics of specific compounds taken in through a wound depend on the type of wound and its physiological evolution (e.g., healing). In general, the proportion of a soluble compound absorbed to blood from a wound site decreases in the following order:

1. intravenous injection (greatest proportion of compound absorbed to blood)
2. puncture wounds

<sup>8</sup> The ratio for Po-210 may be used for conservatively estimating the dose from radon progeny.

3. lacerations and abrasions
4. burned skin (thermal or chemical)
5. intact skin (smallest proportion of compound absorbed to blood)

Categories of wound contaminants are defined in National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP) Report No. 156, *Development of a Biokinetic Model for Radionuclide-Contaminated Wounds and Procedures for Their Assessment, Dosimetry and Treatment* [24]. The categories are:

1. radionuclides initially in solution
  - a. weak retention at the wound site (up to 10% of initial activity remains at the wound site 24 hours after wound intake)
  - b. moderate retention at the wound site (10% to 30% of initial activity remains at the wound site 24 hours after wound intake)
  - c. strong retention at the wound site (30% to 80% of initial activity remains at the wound site 24 hours after wound intake)
  - d. avid retention at the wound site (more than 80% of initial activity remains at the wound site 24 hours after wound intake)
2. radionuclides initially insoluble in water
  - a. colloids
  - b. particles
  - c. fragments

Particles and fragments are solids. They, as well as colloids, can be deposited in lymph nodes after clearing from the wound site.

The following steps should be followed when monitoring a contaminated wound:

1. The wound contamination should be characterized by documenting:
  - a. the date, time, and method and circumstances of the wound contamination incident
  - b. the type, characteristics and location of the wound
  - c. the characteristics of the radiological contaminant at the wound site, including the radionuclides, their chemical form and total activity or concentration
2. The activity deposited at the wound site should be measured as soon as practicable after the wound incident and periodically afterwards, as this will help guide the medical management of the case. Follow-up measurements are recommended in order to gauge the effectiveness of decontamination and medical interventions. Guidance on the selection of instruments for wound monitoring can be found in NCRP Report No. 156 [24].
3. An *in vitro* or *in vivo* bioassay measurement should be carried out, as appropriate, for the radionuclides and their associated chemical forms as determined in step 1 as soon as practicable after the wound incident and periodically afterwards according to the frequency set out in appendix C.
4. The equivalent dose to skin at the wound site should be ascertained based on information obtained through steps 2 and 3 where feasible.
5. The CED from intakes of radionuclides through the wound should be ascertained.

The equivalent dose to tissue at the wound site should be ascertained to determine whether tissue reactions are likely, and to verify compliance with the equivalent dose limit for the skin. Once the activity deposited at the wound site has been ascertained, an initial conservative estimate may be

carried out. This may be done by multiplying the activity concentration at the wound site by the appropriate skin dose conversion factor, listed in table 10.

**Table 10: Equivalent dose coefficients for radionuclides at the wound site [24]**

Radionuclide	Equivalent dose rate received by the skin ( $\text{mSv.h}^{-1}.\text{kBq}^{-1}.\text{cm}^2$ )	
	Surface contamination	Deep contamination
$^3\text{H}$	0	$1.3 \times 10^{-3}$
$^{14}\text{C}$	$3.2 \times 10^{-1}$	1.8
$^{22}\text{Na}$	1.7	3.2
$^{32}\text{P}$	1.9	4.2
$^{35}\text{S}$	$3.5 \times 10^{-1}$	1.7
$^{36}\text{Cl}$	1.8	3.2
$^{45}\text{Ca}$	$8.5 \times 10^{-1}$	2.2
$^{51}\text{Cr}$	$1.5 \times 10^{-2}$	$2.7 \times 10^{-2}$
$^{54}\text{Mn}$	$6.2 \times 10^{-2}$	$8.1 \times 10^{-2}$
$^{57}\text{Co}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$1.9 \times 10^{-1}$
$^{58}\text{Co}$	$3.1 \times 10^{-1}$	$5.6 \times 10^{-1}$
$^{60}\text{Co}$	$7.8 \times 10^{-1}$	3.2
$^{59}\text{Fe}$	$9.6 \times 10^{-1}$	3.3
$^{63}\text{Ni}$	$6.5 \times 10^{-7}$	$4.5 \times 10^{-1}$
$^{67}\text{Ga}$	$3.4 \times 10^{-1}$	1.1
$^{90}\text{Sr}, ^{90}\text{Y}$	3.6	7.9
$^{95}\text{Zr}, ^{95}\text{Nb}$	1.6	4.3
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	$2.5 \times 10^{-1}$	$4.0 \times 10^{-1}$
$^{106}\text{Ru}, ^{106}\text{Nb}$	2.2	6.5
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	$6.7 \times 10^{-1}$	1.9
$^{111}\text{In}$	$3.8 \times 10^{-1}$	$6.7 \times 10^{-1}$
$^{123}\text{I}$	$3.7 \times 10^{-1}$	$6.8 \times 10^{-1}$
$^{125}\text{I}$	$2.1 \times 10^{-2}$	$3.5 \times 10^{-1}$
$^{131}\text{I}$	1.6	3.1
$^{137}\text{Cs}, ^{137\text{m}}\text{Ba}$	1.6	3.4
$^{144}\text{Ce}, ^{144\text{m}}\text{Pr}, ^{144}\text{Pr}$	3.1	8.2
$^{147}\text{Pm}$	$6.0 \times 10^{-1}$	2.0
$^{192}\text{Ir}$	1.9	3.4
$^{201}\text{Tl}$	$2.8 \times 10^{-1}$	1.0
$^{204}\text{Tl}$	1.6	3.0
$^{235}\text{U}$	$1.8 \times 10^{-1}$	$3.0 \times 10^3$
$^{238}\text{U}$	$2.3 \times 10^{-3}$	$2.9 \times 10^3$
$^{238}\text{Pu}$	$3.7 \times 10^{-3}$	$3.4 \times 10^3$
$^{239}\text{Pu}$	$1.4 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^3$
$^{241}\text{Pu}$	$1.3 \times 10^{-5}$	$8.0 \times 10^{-2}$
$^{241}\text{Am}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$3.4 \times 10^3$

The radionuclides may be assumed to be surface contamination in the case of chemical burns or abrasions. In other cases, unless evidence exists for surface contamination, the radionuclides

should be assumed to be retained as deep contamination. For a more accurate dose assessment, skin dosimetry software should be used.

An upper bound to the CED may be calculated by assuming all of the activity at the wound site will be taken up into the blood. Dose coefficients for selected radionuclides for this purpose are shown in table 11 under the “Weak” heading. Once bioassay measurement results become available, they should be used to ascertain the CED. The bioassay measurements may be corrected to account for previous intakes of radionuclides.

For cases in which the activity is cleared rapidly from the wound site (e.g., less than 10% of the activity measured in step 2 immediately following the wound contamination incident remains at the wound site 24 hours later), the intake may be treated as an injection intake. The intake can be ascertained using the equation in section 11:

$$(20) \quad I = \frac{M}{m(t)}$$

The parameter  $m(t)$  is the predicted activity in the bioassay measurement per unit intake. These parameters can be obtained from ICRP Publication 78: *Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers: Replacement of ICRP Publication 54* [25], or ISO 27048:2011: *Radiation Protection – Dose Assessment for the Monitoring of Workers for Internal Radiation Exposure* [26]. The CED may then be determined by calculating  $I \times e_{inj}(50)$ . The latter parameter, the dose coefficient for an injection intake, may be obtained from table 11, under the “Weak” heading, or calculated using internal dosimetry software incorporating ICRP biokinetic models. The criteria defining the categories of wound contaminants, as described above, may be used to determine which heading under table 11 to use. For more guidance, see NCRP Report No. 156 [24]. The data in table 11 was sourced from the *Health Physics* article, “Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides via Contaminated Wounds” [27].

For cases in which the activity is retained at the wound site, as determined by measurements at the wound site in the first few days after the wound contamination incident, the CED should be ascertained using the wound biokinetic model from NCRP Report No. 156 [24] or using another model approved by the CNSC. An initial assessment using an NCRP wound model category chosen *a priori* may be carried out. When bioassay monitoring data become available, the CED should be ascertained for the wound category that best fits the excretion and/or retention data. If the goodness of fit is not acceptable with 1 wound category, based on the criteria in section 9, the dose should be calculated considering a mixture of 2 default retention categories.

**Table 11: Committed effective dose coefficients, expressed in Sv/Bq, for intakes via wounds**

Radionuclide	Weak	Moderate	Strong	Avid	Colloid	Particle	Fragment
<sup>3</sup> H (HTO)	$1.84 \times 10^{-11}$	$1.84 \times 10^{-11}$	$1.78 \times 10^{-11}$	$1.61 \times 10^{-11}$	$1.56 \times 10^{-11}$	$1.01 \times 10^{-11}$	$4.07 \times 10^{-13}$
<sup>3</sup> H (OBT)	$4.16 \times 10^{-11}$	$4.16 \times 10^{-11}$	$4.01 \times 10^{-11}$	$3.64 \times 10^{-11}$	$3.52 \times 10^{-11}$	$2.28 \times 10^{-11}$	$9.19 \times 10^{-13}$
<sup>14</sup> C	$5.77 \times 10^{-10}$	$5.77 \times 10^{-10}$	$5.75 \times 10^{-10}$	$5.68 \times 10^{-10}$	$5.77 \times 10^{-10}$	$5.71 \times 10^{-10}$	$3.19 \times 10^{-11}$
<sup>32</sup> P	$2.20 \times 10^{-9}$	$2.00 \times 10^{-9}$	$1.32 \times 10^{-9}$	$4.61 \times 10^{-10}$	$1.14 \times 10^{-10}$	$6.13 \times 10^{-12}$	$6.53 \times 10^{-12}$
<sup>35</sup> S (inorganic)	$1.24 \times 10^{-10}$	$1.20 \times 10^{-10}$	$9.11 \times 10^{-11}$	$3.44 \times 10^{-11}$	$1.86 \times 10^{-11}$	$1.44 \times 10^{-12}$	$2.95 \times 10^{-13}$
<sup>35</sup> S (organic)	$7.76 \times 10^{-10}$	$7.51 \times 10^{-10}$	$5.70 \times 10^{-10}$	$2.15 \times 10^{-10}$	$1.16 \times 10^{-10}$	$9.01 \times 10^{-12}$	$1.85 \times 10^{-12}$
<sup>59</sup> Fe	$8.36 \times 10^{-9}$	$7.95 \times 10^{-9}$	$5.73 \times 10^{-9}$	$1.99 \times 10^{-9}$	$8.56 \times 10^{-10}$	$5.43 \times 10^{-11}$	$1.08 \times 10^{-11}$
<sup>57</sup> Co	$6.36 \times 10^{-10}$	$6.28 \times 10^{-10}$	$5.16 \times 10^{-9}$	$4.01 \times 10^{-10}$	$1.84 \times 10^{-10}$	$2.45 \times 10^{-11}$	$3.00 \times 10^{-12}$
<sup>58</sup> Co	$1.53 \times 10^{-9}$	$1.47 \times 10^{-9}$	$1.10 \times 10^{-9}$	$4.01 \times 10^{-10}$	$2.03 \times 10^{-10}$	$1.46 \times 10^{-11}$	$3.07 \times 10^{-12}$
<sup>60</sup> Co	$1.94 \times 10^{-8}$	$1.94 \times 10^{-8}$	$1.81 \times 10^{-8}$	$1.49 \times 10^{-8}$	$1.38 \times 10^{-8}$	$6.11 \times 10^{-9}$	$2.47 \times 10^{-10}$
<sup>85</sup> Sr	$1.10 \times 10^{-9}$	$1.06 \times 10^{-9}$	$7.86 \times 10^{-10}$	$2.83 \times 10^{-10}$	$1.39 \times 10^{-10}$	$9.77 \times 10^{-12}$	$2.05 \times 10^{-12}$
<sup>89</sup> Sr	$3.13 \times 10^{-9}$	$2.98 \times 10^{-9}$	$2.17 \times 10^{-9}$	$7.61 \times 10^{-10}$	$3.43 \times 10^{-10}$	$2.24 \times 10^{-11}$	$4.59 \times 10^{-12}$
<sup>90</sup> Sr	$8.80 \times 10^{-8}$	$8.81 \times 10^{-8}$	$8.66 \times 10^{-8}$	$8.26 \times 10^{-8}$	$8.22 \times 10^{-8}$	$6.57 \times 10^{-8}$	$2.87 \times 10^{-9}$
<sup>99m</sup> Tc	$1.50 \times 10^{-11}$	$1.17 \times 10^{-11}$	$3.21 \times 10^{-12}$	$3.41 \times 10^{-12}$	$1.50 \times 10^{-14}$	$1.34 \times 10^{-15}$	$6.91 \times 10^{-19}$
<sup>106</sup> Ru	$3.02 \times 10^{-8}$	$2.99 \times 10^{-8}$	$2.51 \times 10^{-8}$	$1.39 \times 10^{-8}$	$1.04 \times 10^{-8}$	$1.67 \times 10^{-9}$	$1.65 \times 10^{-10}$
<sup>125</sup> I	$1.54 \times 10^{-8}$	$1.48 \times 10^{-8}$	$1.09 \times 10^{-8}$	$3.90 \times 10^{-9}$	$1.87 \times 10^{-9}$	$1.28 \times 10^{-10}$	$2.68 \times 10^{-11}$
<sup>129</sup> I	$1.07 \times 10^{-7}$	$1.07 \times 10^{-7}$	$1.06 \times 10^{-7}$	$1.05 \times 10^{-7}$	$1.07 \times 10^{-7}$	$1.06 \times 10^{-7}$	$5.87 \times 10^{-9}$
<sup>131</sup> I	$2.13 \times 10^{-8}$	$1.88 \times 10^{-8}$	$1.19 \times 10^{-8}$	$4.35 \times 10^{-9}$	$7.36 \times 10^{-10}$	$3.85 \times 10^{-11}$	$2.45 \times 10^{-12}$
<sup>134</sup> Cs	$1.94 \times 10^{-8}$	$1.94 \times 10^{-8}$	$1.71 \times 10^{-8}$	$1.16 \times 10^{-8}$	$9.70 \times 10^{-9}$	$2.45 \times 10^{-9}$	$1.48 \times 10^{-10}$
<sup>137</sup> Cs	$1.36 \times 10^{-8}$	$1.36 \times 10^{-8}$	$1.34 \times 10^{-8}$	$1.28 \times 10^{-8}$	$1.27 \times 10^{-8}$	$1.03 \times 10^{-8}$	$4.77 \times 10^{-10}$
<sup>192</sup> Ir	$6.67 \times 10^{-9}$	$6.43 \times 10^{-9}$	$4.82 \times 10^{-9}$	$1.77 \times 10^{-9}$	$9.09 \times 10^{-10}$	$6.65 \times 10^{-11}$	$1.39 \times 10^{-11}$
<sup>201</sup> Tl	$8.34 \times 10^{-11}$	$6.91 \times 10^{-11}$	$4.11 \times 10^{-11}$	$1.70 \times 10^{-12}$	$1.29 \times 10^{-12}$	$6.83 \times 10^{-14}$	$1.50 \times 10^{-15}$
<sup>210</sup> Po	$2.36 \times 10^{-6}$	$2.31 \times 10^{-6}$	$1.81 \times 10^{-6}$	$7.52 \times 10^{-7}$	$4.60 \times 10^{-7}$	$4.31 \times 10^{-8}$	$7.72 \times 10^{-9}$
<sup>226</sup> Ra	$1.36 \times 10^{-6}$	$1.36 \times 10^{-6}$	$1.44 \times 10^{-6}$	$1.62 \times 10^{-6}$	$1.77 \times 10^{-6}$	$2.64 \times 10^{-6}$	$1.65 \times 10^{-7}$
<sup>228</sup> Ra	$3.37 \times 10^{-6}$	$3.96 \times 10^{-6}$	$1.41 \times 10^{-5}$	$3.81 \times 10^{-5}$	$4.56 \times 10^{-5}$	$4.04 \times 10^{-5}$	$1.13 \times 10^{-6}$
<sup>228</sup> Th	$1.18 \times 10^{-4}$	$1.17 \times 10^{-4}$	$1.03 \times 10^{-4}$	$6.86 \times 10^{-5}$	$5.68 \times 10^{-5}$	$1.37 \times 10^{-5}$	$8.64 \times 10^{-7}$
<sup>230</sup> Th	$4.19 \times 10^{-4}$	$4.19 \times 10^{-4}$	$4.13 \times 10^{-4}$	$3.99 \times 10^{-4}$	$3.99 \times 10^{-4}$	$3.35 \times 10^{-4}$	$1.44 \times 10^{-5}$
<sup>232</sup> Th	$4.52 \times 10^{-4}$	$4.52 \times 10^{-4}$	$4.48 \times 10^{-4}$	$4.40 \times 10^{-4}$	$4.47 \times 10^{-4}$	$4.17 \times 10^{-4}$	$1.92 \times 10^{-5}$
<sup>234</sup> U	$2.27 \times 10^{-6}$	$2.27 \times 10^{-6}$	$2.25 \times 10^{-6}$	$2.18 \times 10^{-6}$	$2.19 \times 10^{-6}$	$1.92 \times 10^{-6}$	$8.75 \times 10^{-8}$
<sup>235</sup> U	$2.11 \times 10^{-6}$	$2.11 \times 10^{-6}$	$2.09 \times 10^{-6}$	$2.03 \times 10^{-6}$	$2.04 \times 10^{-6}$	$1.78 \times 10^{-6}$	$8.13 \times 10^{-8}$
<sup>238</sup> U	$2.03 \times 10^{-6}$	$2.03 \times 10^{-6}$	$2.01 \times 10^{-6}$	$1.96 \times 10^{-6}$	$1.97 \times 10^{-6}$	$1.73 \times 10^{-6}$	$7.89 \times 10^{-8}$
<sup>237</sup> Np	$2.05 \times 10^{-4}$	$2.05 \times 10^{-4}$	$2.03 \times 10^{-4}$	$1.98 \times 10^{-4}$	$1.99 \times 10^{-4}$	$1.76 \times 10^{-4}$	$7.91 \times 10^{-6}$
<sup>238</sup> Pu	$4.44 \times 10^{-4}$	$4.43 \times 10^{-4}$	$4.36 \times 10^{-4}$	$4.18 \times 10^{-4}$	$4.17 \times 10^{-4}$	$3.36 \times 10^{-4}$	$1.41 \times 10^{-5}$
<sup>239</sup> Pu	$4.89 \times 10^{-4}$	$4.89 \times 10^{-4}$	$4.83 \times 10^{-4}$	$4.66 \times 10^{-4}$	$4.67 \times 10^{-4}$	$3.90 \times 10^{-4}$	$1.67 \times 10^{-5}$
<sup>240</sup> Pu	$4.89 \times 10^{-4}$	$4.89 \times 10^{-4}$	$4.83 \times 10^{-4}$	$4.66 \times 10^{-4}$	$4.67 \times 10^{-4}$	$3.90 \times 10^{-4}$	$1.67 \times 10^{-5}$
<sup>241</sup> Pu	$9.40 \times 10^{-6}$	$9.40 \times 10^{-6}$	$9.42 \times 10^{-6}$	$9.46 \times 10^{-6}$	$9.68 \times 10^{-6}$	$9.23 \times 10^{-6}$	$4.10 \times 10^{-7}$
<sup>241</sup> Am	$3.97 \times 10^{-4}$	$3.96 \times 10^{-4}$	$3.91 \times 10^{-4}$	$3.79 \times 10^{-4}$	$3.80 \times 10^{-4}$	$2.23 \times 10^{-4}$	$1.41 \times 10^{-5}$
<sup>242</sup> Cm	$1.35 \times 10^{-5}$	$1.33 \times 10^{-5}$	$1.09 \times 10^{-5}$	$5.66 \times 10^{-6}$	$4.22 \times 10^{-6}$	$1.66 \times 10^{-6}$	$1.02 \times 10^{-7}$
<sup>244</sup> Cm	$2.34 \times 10^{-4}$	$2.34 \times 10^{-4}$	$2.27 \times 10^{-4}$	$2.11 \times 10^{-4}$	$2.06 \times 10^{-4}$	$1.44 \times 10^{-4}$	$5.72 \times 10^{-6}$
<sup>252</sup> Cf	$1.52 \times 10^{-4}$	$1.51 \times 10^{-4}$	$1.36 \times 10^{-4}$	$9.79 \times 10^{-5}$	$8.43 \times 10^{-5}$	$2.49 \times 10^{-5}$	$1.30 \times 10^{-6}$

## **Part C – Making Changes to Dose-Related Information Filed With the National Dose Registry**

### **13. General Process**

The CNSC uses dose records to monitor licensee compliance with regulatory occupational dose limits. To that effect, it is important that the doses submitted to the NDR be current and accurate to the extent possible. Dose information filed with the NDR may be changed for various reasons (e.g., following an investigation that concludes there is an incorrect dose record). The following steps describe the general process for a licensee to request, when justified, a change to a dose record filed with the NDR:

1. The licensee submits to the CNSC the investigation report and the dose information change request form, which includes details of the change(s) to be made.
2. The CNSC evaluates the request and approves or denies it based on the information provided in the investigation report.
3. If the CNSC approves the requested change, the dose information change request form is sent to the dosimetry service provider, with a copy of the form sent to the worker, the licensee contact and the NDR. The dosimetry service provider is responsible for notifying the NDR of the change.
4. If the CNSC denies the request, the licensee is informed of the refusal.

### **14. Individual Dose Information Change Request Procedure**

1. The licensee conducts an investigation of the event that prompted the request for a dose information change and summarizes the information in an investigation report, which should contain the following information:
  - a. reasons for requesting the dose information change
  - b. description of the circumstances and time frame involved
  - c. justification for changing the reported dose(s) to the proposed value(s)
  - d. calculations to support the request, if applicable
  - e. copy of the relevant section of the dosimetry service dose report
  - f. other relevant information, as determined by the CNSC
2. The licensee provides the following information in section A of the dose information change request form:
  - a. dosimetry service name and group or account number that is assigned to the licensee by the dosimetry service
  - b. company name that appears on the dosimetry service dose report
  - c. licensee name that appears on the CNSC licence
  - d. licence number that appears on the CNSC licence
  - e. the worker's name and social insurance number
  - f. whether the worker is a nuclear energy worker
  - g. serial number of the dosimeter that is shown on the original dose report, if applicable
  - h. wearing period or monitoring period as listed on the original dose report, if applicable
  - i. the requested dose information change
  - j. investigation report as described in step 1
3. The worker whose dose information will be affected signs and dates "Section B – Worker Declaration" of the dose information change request form. If the worker cannot be located, the licensee should demonstrate that every effort was made to contact the worker. In some



cases, CNSC staff may approve the dose information change request without the worker's signature. These situations are assessed on a case-by-case basis.

4. The licensee submits the completed dose information change request form and any attachments to the attention of the CNSC single point of contact for the licence.
5. CNSC staff complete, date and sign "Section A – Licensee Declaration" of the dose information change request form.
6. The licensee informs the affected worker of any change to the dose information.

If the licensee submits a request to add the skin dose, as determined in section 5.3.4, to the worker's dose records in the NDR, the request should be in the form of a dose information change request. The following information should also be included with the dose change request:

- the contamination meter's make, model and calibration certificate
- a detailed description of how the detector efficiency was determined
- a detailed dose calculation, including measurement times and results

## **15. Group Dose Information Change Request Procedure**

There may be situations in which dose information change requests are required for a large number of individuals and providing dose information change request forms for each individual is not practical. In these situations, the licensee may provide the required information in another format, such as a table, to accommodate the large number of workers to whom the dose information change request applies.

The licensee should demonstrate that every effort was made to inform each worker of the change and that each worker agrees to the proposed change(s) to their dose records.

The licensee is also required to provide an investigation report as described in section 14.

## **16. Contact Information**

The investigation report and the dose information change request form should be submitted to:

Canadian Nuclear Safety Commission  
P.O. Box 1046, Station B  
280 Slater Street,  
Ottawa, Ontario  
K1P 5S9  
Telephone: 1-888-229-2672  
Fax: 613-995-5086

## Appendix A: Guidance on Choosing Dosimetry for the Lens of the Eye

Tables A.1 and A.2 provide guidance on choosing the appropriate dosimetry to monitor dose to the lens of the eye. These tables represent simplifications of a complex topic, and are provided as general guidance. It is possible that licensees may have information for their particular circumstances that is more appropriate or advanced. The operational quantities and types of dosimeters listed below may not be the optimal choice in all cases.

Alpha particles and other high linear energy transfer (LET) radiation have not been considered here in view of their limited range in tissue. Furthermore, neutron radiation has not been included in the table; guidance on that topic is provided in section 4.6.

**Table A.1: Recommended dosimetry for photon radiation based on energy, angle of incidence, and uniformity of the radiation field**

Mean energy ≥ 40 keV	Mean energy < 40 keV	Angle of incident radiation <sup>1</sup>	Is the body uniformly exposed?	Recommended operational quantity	Recommended dosimeter type and placement
-	Yes	Not applicable	Yes	$H_p(0.07)$	– Whole-body dosimeter – Worn on trunk
-	Yes	Not applicable	No, eyes preferentially exposed	$H_p(0.07)$	– Extremity dosimeter <sup>2</sup> – Worn near the eyes
Yes	-	Radiation is coming from the front or the person is moving about in the field <sup>3</sup>	Yes	$H_p(0.07)$ or $H_p(10)$	– Whole-body dosimeter – Worn on the trunk
Yes	-	Radiation is coming from the front or the person is moving about in the field <sup>3</sup>	No, eyes preferentially exposed	$H_p(0.07)$ or $H_p(10)$	– Extremity dosimeter <sup>2</sup> – Worn near the eyes
Yes	-	Radiation <b>is not</b> coming from the front, <b>nor</b> is the person moving about in the field	Yes	$H_p(0.07)$	– Whole-body dosimeter – Worn on the trunk
Yes	-	Radiation <b>is not</b> coming from the front, <b>nor</b> is the person moving about in the field	No, eyes preferentially exposed	$H_p(0.07)$	– Extremity dosimeter <sup>2</sup> – Worn near the eyes

**Notes:**

1. Angle of incident radiation refers primarily to the angle of incidence between the radiation and the person. Angle and energy can have a large impact on the dosimeter's response, and likewise have a large impact on whether  $H_p(10)$  or  $H_p(0.07)$  can be a surrogate for  $H_p(3)$ .
2. While the quantities  $H_p(10)$  and  $H_p(0.07)$  are both appropriate, since the body is non-uniformly exposed, the dosimeter should be worn close to the lens of the eye. Since extremity dosimeters are typically lighter and smaller than whole-body dosimeters, the extremity dosimeter type was selected here, keeping practicality in mind. (Extremity dosimeters by design measure  $H_p(0.07)$ . A whole-body dosimeter that measures both  $H_p(10)$  and  $H_p(0.07)$  could be worn near the eye, if practical).
3. The statement "the person is moving about in the field" indicates that the person is moving so that the radiation is not directed at the person from 1 or more dominant angles. If a person is largely side-on to or turned away from the source of radiation, the statement "radiation is not coming from the front nor is the person moving about in the field" would apply.

**Table A.2: Recommended dosimetry for beta radiation based on energy, angle of incidence, and uniformity of the radiation field**

Are protective eye shields used (protective eyewear)?	Does eye shield absorb beta radiation?	Operational quantity to be used	Recommended dosimeter type and placement
No	N/A	$H_p(3)$	– Eye lens dosimeter – Worn near eyes
Yes	No	$H_p(3)$	– Eye lens dosimeter – Worn near eyes
Yes	Yes	Not needed (eye dose nil)	Not needed (eye dose nil)

**Note:** For beta radiation, if lead shielding is used, the possibility of the generation of bremsstrahlung – and of exposure to it – should be considered.

## Appendix B: Assessing the Activity Handled for Selecting Participants in a Routine Intake Monitoring Program

### B.1 Technical Basis

This appendix presents the technical basis for calculating the activity handled that triggers the need to participate in a routine bioassay program. The method outlined in this appendix is derived from the Health Physics Society *publication* ANSI/HPS N13.39–2001, *Design of Internal Dosimetry Programs* [28].

The principal parameter used for determining the activity of a substance above which routine bioassay should be undertaken is the potential intake fraction (PIF). It is a conservative estimate of anticipated intakes of a substance that could occur in 1 year. It assumes that intakes occur by the volatilization or re-suspension of the substance with subsequent inhalation. It is a function of:

- the potential for the handled substance to become airborne
- the confinement used when handling the substance
- the substance's dispersibility due to energy being added (e.g., heating)
- the occupancy time while handling the substance
- the affinity of the substance to bind to DNA once taken into the body

The PIF is defined as:

$$(21) \quad PIF = 10^{-6} \times R \times C \times D \times O \times S$$

Where:

$10^{-6}$	=	Brodsky's factor
R	=	release factor
C	=	confinement factor
D	=	dispersibility factor
O	=	occupancy factor
S	=	special form factor

Brodsky's factor is an empirical estimate of the fraction of material in a process that could be inhaled without considering the items in the bullet list above [28]. Each of the items in the bullet list is represented by one of the factors in equation 21. Default values for each factor are listed in table B.1 [28].

**Table B.1: Recommended values for calculating the potential intake fraction**

<b>Recommended values</b>		
<b>Release factor (R)</b>	Gases, strongly volatile liquids	1.0
	Non-volatile powders, somewhat volatile liquids	0.1
	Liquids, general large area contamination	0.01
	Solids, spotty contamination, material trapped on large particles (e.g., resins)	0.001
	Encapsulated material	0
<b>Confinement factor (C)</b>	Glovebox or hot cell	0.01
	Enhanced fume hood (enclosed with open ports for arms)	0.1
	Fume hood	1.0
	Bagged or wrapped contaminated material, bagged material in wooden/cardboard boxes, greenhouses	10
	Open bench-top or surface contamination in a room with normal ventilation	100
<b>Dispersibility factor (D)</b>	Actions that add energy to the material (heating, cutting, grinding, milling, welding, pressurizing, exothermic reactions)	10
	Other actions (that do not enhance dispersibility)	1
<b>Occupancy factor (O)</b>	Annual or one-time use	1
	Monthly use or a few times per year	10
	Weekly, tens of times per year or tens of days for a one-time project	50
	Essentially daily use	250
<b>Special form factor (S)</b>	DNA precursors (except $^{32}\text{P}$ , $^{35}\text{S}$ or $^{131}\text{I}$ )	10
	Other material	1

The occupancy factor is intended to reflect the number of times a radionuclide is handled in 1 year. It is not intended to be applied as a fraction of the total time that a worker may be exposed to a radionuclide and is therefore a unit-less quantity. In a case in which  $O = 1$ , the PIF would represent in this specific case the fraction of activity handled that could be inhaled from a single use. In situations in which handling is more frequent than once per year,  $O > 1$ , and the PIF represents the fraction of activity handled in 1 year that could potentially be inhaled.

The above formulation for the PIF may be modified to account for the protection afforded by respiratory protection equipment.

The values in table 6 in section 7.1.1 were derived from the following parameter values:

Gases and volatile liquids	R = 1 (gases, strongly volatile liquids) D = 1 (no energy added to system) O = 250 (essentially daily use) S = 1
Powders	R = 0.1 D = 1 (no energy added to system) O = 250 (essentially daily use) S = 1
Non-volatile liquids and solids	R = 0.01 (liquids, large area contamination) D = 1 (no energy added to system) O = 250 (essentially daily use) S = 1

## B.2 Example: Determining Participation in a Bioassay Program

Work at a radiopharmacy involves the handling of I-123 and I-131. Work with these radionuclides may be carried out by the same person; therefore, both radionuclides are considered in the determination of whether the workers should be participating in a routine intake monitoring program and, if so, for which radionuclides.

- 1) I-123: At a facility, 1.1 GBq of I-123 are used twice per week to produce metaiodobenzylguanidine (mIBG) for patient doses. The process is carried out in a hot cell, and heating is applied as part of the procedure. The I-123 is initially in NaI form. The following parameters have been selected for NaI-123:

R = 1 (gases, strongly volatile liquids)

C = 0.01 (hot cell)

D = 10 (actions that add energy to the material, e.g., heating)

O = 100 (weekly × 2)

A Te-121 impurity is known to be present in the stock solution (up to 3% of the total activity, i.e., 33 MBq). The above parameter values are applied to the Te-121 impurity as well.

The 1.1 GBq of NaI-123 are required to produce 850 MBq of I-123-mIBG. The parameter values for handling this latter type of compound are:

R = 0.1 (somewhat volatile liquids, to account for an unbound impurity)

C = 1 (fume hood)

D = 1 (other actions (that do not enhance dispersibility))

O = 100 (weekly × 2)

The activity remaining in the fume hood, 250 MBq, as NaI-123, is assigned the following parameter values:

$R = 1$  (gases, strongly volatile liquids)

$C = 1$  (fume hood)

$D = 1$  (other actions (that do not enhance dispersibility))

$O = 100$  (weekly  $\times 2$ )

Weekly quality control (QC) checks are carried out on the product. These checks involve handling about 0.1 MBq I-123 as mIBG under a fume hood. The following parameters have been selected for this process:

$R = 0.1$  (non-volatile powders, somewhat volatile liquids)

$C = 1$  (fume hood)

$D = 1$  (other actions (that do not enhance dispersibility))

$O = 50$  (weekly)

In situations in which the release factor for a non-volatile compound is not known,  $R = 0.1$  should be selected by default. Alternatively, a material-specific value for  $R$  may be used when available.

- 2) 111 GBq of I-131 in the form of NaI is handled once weekly for dispensing patient doses. Handling is carried out under a fume hood. The following parameters have been selected:

$R = 1$  (gases, strongly volatile liquids)

$C = 1$  (fume hood)

$D = 1$  (other actions (that do not enhance dispersibility))

$O = 50$  (weekly)

The following parameters are defined in section 7.1.1:

$$(22) \quad B_T = \sum r_j$$

$$(23) \quad r_j = \frac{Q_j \times PIF_j}{0.05 ALI_j}$$

In the above expressions,  $Q_j$  is the activity of radionuclide  $j$  handled daily (with specified confinement and release factors),  $PIF_j$  is the potential intake fraction for the specified confinement and release factors, and  $ALI_j$  is the annual limit on intake for radionuclide  $j$ .

The potential intake fraction is defined as  $PIF = 10^{-6} \times R \times C \times D \times O \times S$ , where:

- R = the release factor, a measure of the volatility of compounds. R may take values from 0 for encapsulated materials to 1 for gases and strongly volatile liquids.
- C = the confinement factor. Values of C vary from 0.01 for gloveboxes and hot cells to 100 to represent work on an open bench top.
- D = the dispersibility factor. For actions that add energy to the material (heating, cutting, grinding, milling, welding, pressurizing, exothermic reactions), D is assigned the value of 10. For all other actions that do not enhance dispersibility, D is assigned the value of 1.
- O = the occupancy factor, which reflects the frequency with which the activity Q is handled in 1 year. The product  $Q \times O$  is the activity handled per year (Bq/year).
- S = the special form factor, which accounts for the risk associated with intakes of some DNA precursors. S is assigned a value of 10 for radionuclides bound to DNA precursors, with the exception of P-32, S-35 and I-131. For these radionuclides, and for all compounds other than DNA precursors, S is assigned a value of 1.

As indicated in section 7.1.1, routine individual intake monitoring should be carried out for workers whose value of  $B_T \geq 1$ . Furthermore, when  $B_T \geq 1$ , routine individual intake monitoring should be carried out for radionuclides whose value of  $r_j \geq 0.3$ .

The  $r_j$  values for I-123 and I-131 in this example are shown in table B.2. The processes involving I-123 consist of only 2 items. Consequently, an I-123-specific value of  $r_j$  is calculated as indicated below. The parameters  $Q_a$  and  $Q_b$  represent the I-123 activity handled per day of use for each of the processes involving I-123.

$$(24) \quad r_{I123} = \frac{Q_a PIF_a + Q_b PIF_b}{0.05 ALI}$$

For all processes that involve handling radioiodines in this case,  $B_T = 111$ . Since  $B_T > 1$ , individual intake monitoring at the facility should be carried out. Because  $r_j = 111$  for I-131, the facility carries out routine thyroid monitoring for I-131. For I-123, the value of  $r_j \approx 0.01$ . Consequently, routine intake monitoring for I-123 is not carried out at this facility.



**Table B.2: Example: Determining participation in a bioassay program**

Protocol	mIBG production					NaI dispensing
Radionuclide	<sup>123</sup> I				<sup>121</sup> Te	<sup>131</sup> I
Form	mIBG	NaI	mIBG	NaI	NaI	NaI
Use description	Weekly QC checks	Remaining NaI handled in fume hood	mIBG handled in fume hood	NaI stock solution in hot cell	Impurity in stock solution (3% of total initial activity)	Stock used for dispensing
Activity per use ( $Q_i$ ) MBq	0.1	250	850	1,100	33	111,000
R	0.1	1	0.1	1	1	1
C	1	1	1	0.01	0.01	1
D	1	1	1	10	10	1
O	50	100	100	100	100	50
PIF <sub>i</sub>	$5 \times 10^{-6}$	$1 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-5}$	$5 \times 10^{-5}$
e(50) Sv/Bq	$2.1 \times 10^{-10}$	$2.1 \times 10^{-10}$	$2.1 \times 10^{-10}$	$2.1 \times 10^{-10}$	$3.9 \times 10^{-10}$	$2.0 \times 10^{-8}$
ALI Bq	$9.5 \times 10^7$	$9.5 \times 10^7$	$9.5 \times 10^7$	$9.5 \times 10^7$	$5.1 \times 10^7$	$1.0 \times 10^6$
r <sub>j</sub>	0.01				$1.3 \times 10^{-4}$	111

## Appendix C: Bioassay Protocols for Responding to Abnormal Intakes of Radionuclides

### C.1 Introduction

This appendix describes 2 bioassay protocols that may be used by CNSC licensees to respond to situations in which persons may have experienced an abnormal intake of radioactive material. It also provides advice on how to collect and handle bioassay samples.

Sections C.6 and C.7 describe 2 response protocols involving the conduct of non-routine bioassays that may be used by CNSC licensees to ascertain the radiation dose to individuals when an abnormal intake of a radionuclide is known or suspected to have occurred.

### C.2 Bioassay Methods

The radiation protection programs that the RPR require of CNSC licensees typically include provisions for bioassays. These bioassays may be “direct” or “indirect”.

A direct (or *in vivo*) bioassay is a measurement on the human body for the purpose of determining the amount of radioactive material in the body, utilizing instrumentation that detects the radiation emitted from the radioactive material.

An indirect (or *in vitro*) bioassay consists of the collection and analysis of a sample of human hair, tissue, blood, urine or feces for the purpose of determining the amount of radioactive material that might have been taken into the body.

### C.3 Routine and Non-Routine Bioassays

Direct and indirect bioassays to ascertain radiation doses may be further characterized as “routine” or “non-routine,” as follows:

- A routine bioassay is any bioassay that involves collecting and analyzing samples or taking measurements on the body at scheduled intervals, or at predetermined times, during normal operations.
- A non-routine bioassay is any bioassay that is implemented as part of an ad hoc response to a particular circumstance, such as a known or suspected intake of radioactive material due to an abnormal incident in the workplace. Non-routine bioassays are often termed “ad hoc” or “special” bioassays.

By definition, a dose monitoring program that includes routine bioassays is proactive and precautionary in nature. Typically, such a program is intended to provide routine and timely detection, measurement and confirmation of any radioactive intakes that occur on an ongoing basis during normal operations. An example of a routine bioassay is the submission of a biweekly (every 14 days) urine sample for analysis for the presence of tritiated water.

A monitoring program that consists only of non-routine bioassays is typically reactive and ad hoc in nature. Such a program is usually custom-designed for the purpose of obtaining key parameters that are necessary in order to conduct a specific dose assessment in response to a specific, identified need. To avoid prejudicing the results, a non-routine bioassay is typically performed with the subject individual removed from further contact with, or exposure to, radioactive substances.

## C.4 Selecting and Applying Bioassay Methods

In situations in which response protocols involving non-routine bioassays are implemented, the associated program for conducting bioassays and analyses will typically depend on case-specific factors, including:

1. the time of intake of the radioactive contaminant(s)
2. the mode of intake of the radioactive contaminant(s)
3. the preliminary assessment of the radioactive intake and resulting dose, using the precipitating bioassay result and default parameters
4. whether the radiation is due to a single radionuclide or a mixture of radionuclides
5. the chemical and physical forms (e.g., particle size) of the radioactive contaminant(s)
6. the types and energy of the radiation emitted by the contaminant(s)
7. the rate of decay of the radioactive contaminant(s)
8. the metabolic characteristics and behaviour of each suspected radioactive contaminant (e.g., retention time within the body, solubility within the body, rate of excretion from the body)
9. when the bioassay results are expected to be available
10. the number of bioassay results required
11. the convenience, sensitivity, quality and suitability of the available bioassay equipment and facilities

The bioassay methods that are most often used to assess radiation doses from internal sources are *in vivo* counting and the analysis of collected samples of excreta, such as urine and feces. These methods are appropriate to a variety of situations. For example, bioassays of excreta may be the only reasonable option in a situation that involves radionuclides with no gamma-ray emissions or only low-energy photon emissions. Conversely, if a person may have been internally exposed to a mixture of radionuclides that emit penetrating gamma photons, a combination of *in vivo* counting and the collection and analysis of excreta may be appropriate.

In certain situations in which a standard bioassay method, or a combination of such methods, does not suffice to detect all radionuclides of concern, it may still be possible to use the method or combination of methods in conjunction with other knowledge or information to identify and estimate the impact of all radionuclides of concern. For example, where standard methods indicate the presence of certain radionuclides, it may be reasonable to conclude that certain other radionuclides, that is, those that are known to be normally associated with the radionuclides detected by the standard methods, are also present. The routine association, in irradiated uranium fuel, of fission product gamma emitters (detectable by *in vivo* counting or gamma spectroscopy on fecal samples using germanium detectors) with certain transuranic radionuclides is an example of such a situation. Accordingly, when a standard bioassay method detects a surrogate radionuclide, that discovery in light of the known or typical association of the surrogate with other radionuclides may indicate that associated radionuclides that can only be detected by some supplementary *in vivo* counting techniques or special analyses (e.g., fission track analysis for Pu-239 in urine) are also present.

In addition, relevant metabolic data – such as organ or whole-body retention times, and urine and fecal excretion rates – can often be used (with appropriate adjustments) along with the results of bioassays to help ascertain the radiation exposures and doses from radioactive intakes.

## C.5 Response Protocols

The response protocols recommended in this section are intended to be used following suspected or actual intakes of significant quantities of radionuclides. Such intakes typically occur during abnormal incidents in the workplace, such as those involving:

- the breach or failure of a sealed source
- the handling of unsealed radioactive sources
- airborne contamination as a consequence of fires or explosions
- the failure of personnel protection measures, such as respiratory equipment, during the maintenance or servicing of contaminated equipment or systems

An abnormal incident that occurs at a CNSC-licensed facility or during a CNSC-regulated activity could trigger a requirement (under applicable legislation, a CNSC licence or the licensee's radiation protection program) for a non-routine bioassay.

In particular, when a licensee becomes aware that a dose to a person, an organ or a tissue may have exceeded an applicable dose limit prescribed by sections 13, 14 or 15 of the RPR, the licensee must conduct an investigation in order to determine the magnitude of the dose and establish the causes of the exposure (paragraph 16(c) of the RPR). The activities completed as part of the required investigation to determine the magnitude of the dose could include the conduct of a non-routine bioassay.

If the results of non-routine bioassays are to be credible, care should be given to such details as the choice and application of assay methods, the timing and number of *in vivo* counts, and the timing of the collection of excreta samples relative to the time of intake of radiation. Accordingly, persons who are responsible for designing and implementing response protocols should exercise competent judgment on key matters. For example, they should decide whether to collect and retain samples for confirmatory analyses, they should select appropriate times for truncation of sampling, and they should weigh and balance the associated advantages and disadvantages.

When selecting the preferred bioassay methods and identifying any complementary requirements for additional biological monitoring, the responsible persons should take into account the factors discussed in section C.4 above.

The response protocols that are described in section C.6 may be used to ascertain the CED resulting from an intake of radionuclides. However, users should exercise sound judgment. They should adjust and refine the recommended protocols to suit their specific needs and individual circumstances. These needs and circumstances will typically depend on case-specific factors, including radiation hazards in the workplace and the circumstances associated with the internal exposures.

It is recommended that, when feasible, material-specific data (e.g., solubility, particle size) be used over ICRP defaults in such evaluations because observed rates are typically more realistic than default values and thus more likely to result in a more realistic assessment of the associated radiation doses. An individual's rate of retention or excretion cannot be adequately constructed on the basis of 2 or 3 randomly collected measurements or samples. Accordingly, these recommendations and protocols are designed to systematically yield case-specific bioassay data that are sufficient to generate scientifically defensible dose assessments.

The following situations would trigger the response protocols described in sections C.6 and C.7:

- A routine bioassay program yields an abnormal result, indicating that a person may have been exposed to abnormal levels of radiation.
- It is known or suspected that an abnormal incident has occurred (e.g., an initiating event such as a fire, an explosion or a failure of a ventilation system) that has a recognized potential to give rise to significant intakes of radionuclides by an affected person.

### **C.6 Response Protocol Triggered by a Routine Bioassay**

As the first phase of this recommended response protocol:

1. remove the exposed individual from any possibility of further intake
2. confirm the initial bioassay result as soon as practical, using the laboratory that performed the analysis
3. perform preliminary assessments of intake and dose using the results of the initial bioassays, taking factors such as those presented in section C.4 into account
4. if the initial result is unusually high (e.g., much greater than an investigation level or approaching an effective dose limit for NEWs), consider confirming it with a laboratory that is independent of the laboratory that obtained the initial result
5. where possible, when routine bioassays of a sample yield elevated results, retain the precipitating sample until all investigations associated with the incident are complete

Typically, samples can be most conveniently retained for use in repeat or additional analyses when only a small portion of the total collection is required for each analysis. For example, each determination of tritium in tritiated water in urine typically requires only 1 to 5 ml of urine, whereas the typical volume of a urine sample may range from 0.1 L to 1 L. Accordingly, a relatively small sample of urine, which occupies commensurate storage space, is sufficient for several tritium analyses.

Where practical, the unused portions of a urine or fecal sample should be retained for further analysis. For example, when non-destructive gamma spectroscopy of a feces sample indicates significantly elevated levels of fission and activation products, it may be both practical and prudent to reduce the sample to ash, and to save a portion of the ash for further analyses. In a few situations, it might be worthwhile to retain the unused portion of a sample until such time as improvements in analytical techniques or equipment give rise to more sensitive, accurate or reliable results.

As part of this protocol, non-routine sampling and bioassays are required in response to a routine bioassay that indicates that a worker has received a dose that exceeds a regulatory limit.

To be effective, a follow-up program of non-routine bioassays should take relevant factors into account. These factors include the considerations discussed in section C.4, the sampling and counting recommendations in table C.1, the radiation protection program, and the characteristics of the radionuclides involved.

Table C.1 recommends biological sampling and *in vivo* counting campaigns for 3 contiguous time periods (“1–10 days,” “10–100 days,” and “More than 100 days”). The recommendations of table C.1 cover the time period during which the exposed person is removed from further work involving radiation or radioactive substances in the workplace.

Table C.1 addresses many, but not all, situations that are likely to be encountered by CNSC licensees. For example, where short-lived radionuclides (i.e., less than 3 days) are of concern, the time that is available for the purpose of conducting effective sampling will be commensurately short, and consequently, the sampling regime recommended in table C.1 may not be entirely appropriate. Similarly, the recommendations of table C.1 may not be entirely appropriate in situations in which long-lived radionuclides are incorporated into compounds that have short half-lives (less than 3 days). For such situations, sampling should be carried out daily during the 10 days that immediately follow intake in order to accurately define the shapes of the individual's retention or excretion curves.

Where the results of a routine bioassay indicate that a worker's intake may exceed an investigation level (IL), arrangements for the non-routine sampling and bioassays recommended in table C.1 should be made. It may also be appropriate to plan for any supplementary biological samplings (e.g., of blood, saliva or breath) as well as for bioassays that are required by the applicable radiation protection program or necessary in order to generate or improve estimates of intake or doses. For example, when an estimated dose exceeds 100 mSv, collection of blood samples for chromosomal analyses should be considered.

### C.7 Response Protocol Triggered by an Abnormal Incident

This protocol is intended to be implemented in response to abnormal incidents in the workplace, such as accidents involving fires, explosions, failure of ventilation systems or failures of protective equipment. Abnormal incidents typically increase the levels of airborne radioactivity and can result in increased intakes. In addition, abnormal incidents that result in skin wetting by tritiated water can also result in increased intakes of radioactive material.

Because incidents such as fires, explosions or ventilation failures may be self-evident or typically trigger alarms or monitors, their times of occurrence are usually well known. In such a case, the time of any associated intake of radioactive contaminants by workers can typically be established with similar accuracy.

Following an abnormal incident at a nuclear facility, an increased intake by workers may be suspected from indirect evidence. For example, the detection of facial or nasal contamination by portal monitors or hand-held detectors, the presence of surface cuts or sores that are radioactively contaminated, or the presence of tritiated water on skin may indicate that the individuals have been subjected to an unplanned intake. Such evidence can be sufficient reason to immediately initiate a non-routine bioassay instead of awaiting the results of routine bioassay monitoring.

Where an intake of radioactive contaminants is suspected but not confirmed, the timely collection of non-bioassay and bioassay samples may help establish whether or not such an incident has occurred.

Non-bioassay samples include swabs of nasal fluid and surface wipes of protective clothing or workplace surfaces. Either the presence of radionuclides in such media or the lack thereof can serve as a reasonable indicator of whether an inhalation incident has occurred.

In such cases, samples should be collected, results confirmed and doses ascertained as follows:

1. Arrangements should be made for the timely collection of bioassay samples from the exposed individuals and the timely completion of *in vivo* counting, since the initial results of the bioassay or *in vivo* monitoring will influence decisions about further sampling. In cases of suspect tritium intakes, the bladder should be voided prior to bioassay sample collection.
2. If widespread contamination is present, particular care should be taken to obtain uncontaminated bioassay samples (see section C.8).

3. While awaiting the results of the initial bioassay sampling and the initial *in vivo* monitoring, sampling should continue at the frequencies recommended in table C.1.
4. The results of the initial *in vitro* bioassay or *in vivo* counting should be reviewed and compared with the results of the available non-bioassay samples, such as nasal swabs or surface contamination wipe samples.
5. If the radionuclides detected in the nasal swab and workplace wipe samples are the same as those reported in the bioassay results, this agreement should be considered to be confirmation that a corresponding intake has occurred.
6. Preliminary assessments of intake and dose should be carried out using the results of the initial bioassay results, taking factors such as those presented in section C.4 into account.

Possible responses to the preliminary assessments of intake and dose are shown below:

- If the estimated intake or dose is less than the relevant IL, the protocols recommended in table C.1 may be adjusted accordingly. Since the intake is relatively low, it is appropriate to consider ending sampling much sooner than recommended in the table.
- If the estimated intake or dose is equal to or greater than the relevant IL, the protocols recommended in table C.1 should be followed. If appropriate, arrangements for additional specialized analyses and biological monitoring, as discussed in sections C.4 and C.5, respectively, should be made (for example, collecting blood samples for chromosomal analyses when the dose exceeds 100 mSv).

## **C.8 Collecting and Handling Bioassay Samples**

### **C.8.1 General recommendations**

1. All persons who handle bioassay samples should be properly instructed in the safe handling of biological and radioactive specimens.
2. The services of a qualified medical agency or practitioner to collect blood samples should be used.
3. Sample collection in restricted zones should be carried out in areas where the probabilities of contamination of the samples are lowest.
4. All samples should be collected in sterile disposable containers.
5. When a fecal sample is required from a subject, the subject should be instructed to exercise caution to avoid contaminating the required sample with urine.
6. After collecting a sample in a potentially contaminated workplace, showering or handwashing should be done before removing the samples to an unrestricted area.
7. Where possible, all samples collected should be retained until all investigations associated with the incident are complete.
8. When transporting bioassay samples, measures should be taken to preserve the integrity of the sample and to prevent damage, loss of radioactivity, or contamination of the samples.

### **C.8.2 Labelling samples**

After collecting a bioassay sample from a person, the sample container should be labelled with the name or identification number of the person and the date and time of sample collection.

### **C.8.3 Treating and storing urine samples**

If the urine sample is to be retained for more than 24 hours before it is analyzed, it should be placed in cold storage (such as in a refrigerator or cooler) immediately following its collection.

If a urine sample is to be retained for a significant or indeterminate period of time before it is analyzed, the sample should be treated to prevent or minimize bacterial growth or radionuclide losses to the walls of the sample container immediately following collection of the sample. Measures that are appropriate to the situation should be used, taking into account the characteristics and chemical forms of the radionuclides present in the sample. Typical approaches include adding acid to certain types of samples to prevent precipitation, or adding a preservative such as thymol to minimize bacterial growth.

Where appropriate, urine samples may be preserved by freezing. Freezing may be particularly appropriate and convenient for urine samples containing organically bound tritium, particularly those that may require a repeat or confirmatory analysis to determine the organically bound tritium present in the sample. Where possible, part of the collected samples should be retained for repeat or multiple analyses.

#### C.8.4 Collecting and storing fecal samples

When collecting fecal samples, specialty kits (e.g., a “commode specimen collection system”) that are designed for the purpose and readily available from commercial medical equipment suppliers should be used. Fecal samples that are not to be analyzed immediately should be frozen as soon as they are received.

**Table C.1: Recommended bioassay sampling frequencies when the preliminary estimate of intake is equal to or greater than an IL**

Period after intake	Urine sampling frequency	Fecal sampling frequency	<i>In vivo</i> count frequency	Comments
1–10 days	A 24-hour urine sample should be collected each day.	A 24-hour fecal sample should be collected each day.	<i>In vivo</i> counting should be performed each day.	Sampling and/or <i>in vivo</i> counting may end when results fall below detection limits or reach chronic baseline values.
10–100 days	A 24-hour urine sample should be collected every 14 days.	24-hour fecal samples should be collected on 3 consecutive days. The collection program should be repeated every 14 days.	<i>In vivo</i> counting should be performed every 14 days.	Sampling and/or <i>in vivo</i> counting may end when results fall below detection limits or reach chronic baseline values.
More than 100 days	A 24-hour urine sample should be collected every 30 days.	24-hour fecal samples should be collected on 3 consecutive days. The collection program should be repeated every 30 days.	<i>In vivo</i> counting should be performed every 30 days.	Sampling and/or <i>in vivo</i> counting may end when results fall below detection limits or reach chronic baseline values.

Notes:

- The bioassay schedule recommended in table C.1 should typically be followed until the subject returns to work. However, users may modify the protocol to take into account individual circumstances. For example, the 3 discrete sampling periods shown in this table may not be appropriate for radionuclides with half-lives < 3 days, for long-lived radionuclides in chemical form that have biological half-lives < 3 days, or when the intake is above a detection limit but below an action level.
- In table C.1 a 24-hour sample is a sample integrated over a contiguous 24-hour period.



## **Appendix D: Radionuclide-Specific Recommendations Related to Bioassay Measurements and Internal Dosimetry – Tritium**

### **D.1 Analytical Methods for Tritium in Urine**

Tritium in urine is most readily assessed by liquid scintillation counting (LSC) of a urine sample. This method involves adding an aliquot of the urine sample to an organic liquid scintillator. Light photons, emitted by the scintillator as it absorbs beta particle energy, are detected by photomultiplier tubes operating in coincidence.

Because tritium is a low-energy beta emitter it may be necessary to correct for other beta emitters in a sample. Consequently, it is important to have a good knowledge of the beta-emitting radionuclides that may be present in the workplace. In order to take these interfering radionuclides into consideration, energy discrimination regions may be set on the LSC system. For example, energy discrimination regions may be selected in the ranges 0 to 18.6 keV for H-3, 35 to 110 keV for C-14, and 180 to 2,000 keV for other beta-emitting radionuclides. Regions should be selected so as to optimize the detection efficiency for counting urine samples.

The LSC system's energy windows should be set using an unquenched standard (as quality control to verify the instrument stability). This setting should also be verified periodically. Because chemical and colour quenching from materials in the sample influence the counting efficiency, and because these factors vary from one sample to another, the assumed efficiency should be based on the characteristics of each sample. Most LSCs have an automatic quench correction mechanism. When this is not the case, a quench calibration curve should be established in order to determine the efficiency. The efficiency for each energy region should be calibrated using traceable standards under various quench conditions.

In addition, volumetric dispensers should be verified periodically and corrections made if the variation exceeds  $\pm 10\%$ . Periodic verification of the system performance should be carried out.

Sample preparation should be carried out under a fume hood. An aliquot of the sample and LSC cocktail are dispensed into an LSC vial and mixed thoroughly. Traceability checks should be used to ensure reliable sample identification. The activity measured in the low-energy region may be corrected to account for the low energy contributions from the higher energy beta particles if such higher energy beta-emitting radionuclides are present.

### **D.2 Monitoring Frequency**

Doses to workers from chronic intakes of tritiated water, or tritiated compounds that partially convert to hydrogenated tritium oxide (HTO) in the body (e.g., elemental tritium gas (HT)), should be ascertained by linear interpolation between successive routine bioassay measurements.

A monitoring period of 14 days or less is recommended when calculating the dose using the linear approximation method since this results in the error on the dose being less than 50%. When bioassay results exceed 1 MBq/L, monitoring should be carried out weekly until the concentration returns below that value [31].

A monitoring period longer than 14 days may be selected for workers with a low probability on HTO intakes; however, this monitoring period should not exceed 30 days. At such monitoring intervals, the condition expressed by equation 10 is satisfied for HTO.

It should be noted that when the HTO in urine concentration remains below 45 kBq/L, the annual CED remains below 1 mSv. Workers whose HTO in urine concentration is 45 kBq/L or more should submit routine urine samples at least monthly. When the IL is exceeded and the intake is known to be acute in nature, the linear approximation method should be replaced by the ~~acute intake~~ method described in section 9. Those individuals not submitting routine urine samples should submit a urine sample for tritium analysis when exposures to HTO may exceed 10 DAC-hours. The DAC for HTO should be calculated by reducing the DAC for inhalation of tritiated water only by a factor of 1.5 to account for absorption of tritiated water through intact skin. Based on the DAC definition (equation 7), the DAC for tritiated water is  $\text{DAC}_{\text{HTO}} = 3 \times 10^5 \text{ Bq/m}^3$ .

In special bioassay monitoring, because the concentration of HTO in body water reaches a maximum a few hours after an acute intake, sampling should account for dilution of HTO with the existing bladder contents.

### D.3 Ascertaining Dose

When routine bioassay is carried out and no significant acute intake is suspected (i.e., when special bioassay monitoring is not initiated), the CED (in Sv) resulting from tritium intakes during a reporting period (e.g., 1 quarter or 1 year) should be ascertained using the method illustrated below. This method should be used for intakes of HTO and HT.

The accumulated dose,  $E_k$ , received during the reporting period k, should be calculated from a series of N measurements of tritium in urine made during period k, as shown below [31].

$$(25) \quad E_k = 5.8 \times 10^{11} \sum_{i=0}^{N-1} \frac{C_i + C_{i+1}}{2} (t_{i+1} - t_i)$$

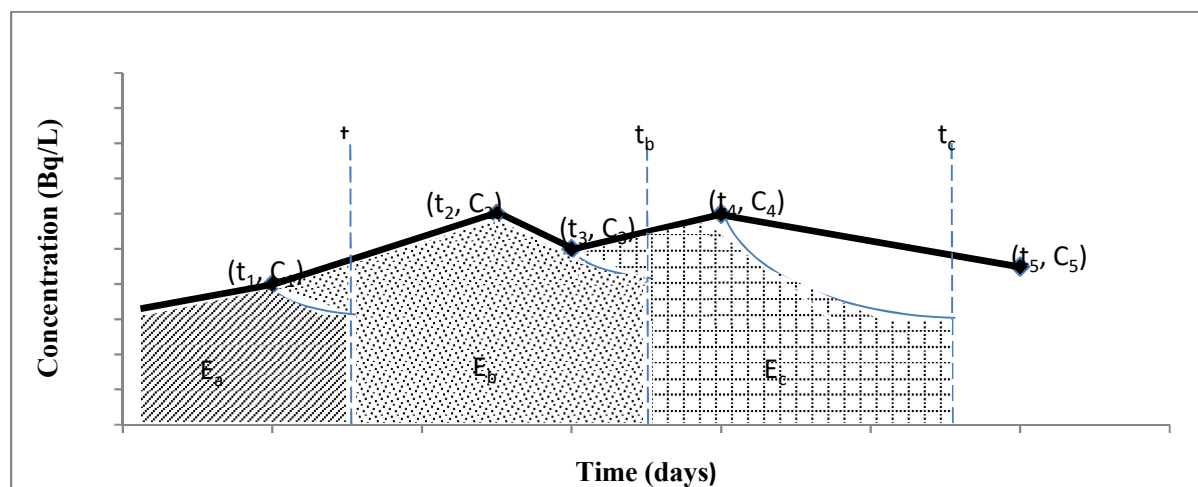
Here,  $C_i$  is the concentration of tritiated water in urine, in units of Bq/L, measured at time  $t_i$  days. The concentration  $C_0$  is the result of the last concentration measurement made in the reporting period previous to period k.

The CED, that is, the effective dose received from HTO in the body for 50 years following intake, from the end of reporting period k, is  $E_k(50)$ . It should be calculated as follows.

$$(26) \quad E_k(50) = 8.4 \times 10^{-10} C_N$$

The CED for a dosimetry year is the sum of all  $E_k$  values for the year and  $E_k(50)$ . In figure D.1,  $t_a$  is a reporting time, and the dose reported at  $t_a$  is the accumulated dose to time  $t_1$ , as well as the dose between  $t_1$  and  $t_a$  (calculated assuming the biological half-life of HTO to be 10 days). The dose accumulated between  $t_a$  and  $t_b$  may be calculated as follows:

$$(27) \quad E_b = 5.8 \times 10^{-11} \left[ \frac{(C_1 + C_2)}{2} (t_2 - t_1) + \frac{(C_2 + C_3)}{2} (t_3 - t_2) + \int_0^{t_b - t_3} e^{-\lambda t} dt - C_1 \int_0^{t_a - t_1} e^{-\lambda t} dt \right]$$

**Figure D.1: Calculation of doses from routine tritium bioassay samples**

It should be noted that a licensee may propose other formulations that provide an equivalent approximation for the effective dose accumulated during a monitoring period as per equation 27. Furthermore, licensees may ascertain the CED from tritiated water intakes by applying equation 26 instead of equation 25 for workers who have been absent from the workplace for an extended period of time (e.g., for more than 60 days).

#### D.4 Quality Control of Liquid Scintillation Counters

The performance of LSC used for measurements of tritium in urine should be verified each day it is in use. Verifications should also be carried out following the installation or servicing of a liquid scintillation counter and after any event that may influence its accuracy. The information shown in table D.1 should be recorded as part of the quality control program. These data should also be recorded graphically on control charts.

**Table D.1: LSC performance log**

Check source identification				Instrument settings			
Source	Number	Activity (dpm)	Date	Channel	Gain	Low level	High level
Background				1			
Tritium				2			
Carbon-14				3			

Date	Count time (min)		Count rate (cpm)			Comments	Operator's initials
	Background source	Check source	Background source	H-3 source	C-14 source		

The check sources used for verifying the counter performance should be flame-sealed. They should be used for no more than 5 years after sealing. The check source should be counted daily, long enough to accumulate at least 20,000 counts. The minimum counting time should be 30 seconds and the same counting time should be used for each measurement. In addition to a flame-sealed check source, a

flame-sealed background source is recommended and should be counted twice per day. The count time for the background checks should not change.

The standard deviation of the check source and background count rates should be calculated monthly. The check source and background count rates should be plotted on a control chart. Control limits at 2 standard deviations should be placed on the control chart. About 95% of the daily check source count rates should lie within the 2 standard deviation control limits. If either a daily check source or a background count rate is outside the control limits, the measurement should be repeated. If the second measurement is also outside the control limits, the instrument settings should be verified.

## Appendix E: Radionuclide-Specific Recommendations Related to Bioassay Measurements and Internal Dosimetry – Radioiodines

This appendix provides guidance to licensees with respect to developing a thyroid screening program for radioiodines. It has been written mainly as guidance to supplement licence conditions for the use of nuclear substances.

This appendix includes recommendations on participant selection for the screening program, instrument selection, screening method, monitoring periods, interpretation of results, validation procedures, and record keeping. It considers iodine-123, iodine-124, iodine-125 and iodine-131; however, the approach may also be applied to other radioiodines.

### E.1 Background

The purpose of a thyroid screening program is to monitor workers for intakes of radioiodines. Timely information produced by the program should be used to assess any intake of radioiodines, provide assurance that the radiation protection program is working, and demonstrate compliance with regulatory dose limits.

In a thyroid screening program, workers are individually monitoring for intakes of radioiodines by *in vivo* counting of the thyroid. Results are compared with a predetermined level. If the predetermined level is exceeded, confirmation of intake and an investigation are required. The licence conditions regarding thyroid monitoring depend on the physical characteristics of the radioiodine handled. Physical characteristics of the 4 radioiodines considered in this appendix are shown in table E.1 [14, 25, 35].

**Table E.1: Physical characteristics of selected radioiodine isotopes**

Characteristics	<sup>123</sup> I	<sup>124</sup> I	<sup>125</sup> I	<sup>131</sup> I
Physical half-life (days)	0.55	4.176	59.40	8.02
Effective half-life in the thyroid (days)	0.55	3.97	34.09	7.29
Time to maximum thyroid burden after acute exposure <sup>9</sup> (days)	0.5	1.1	1.9	1.3
Main photon energy (keV)	158.97	602.7	27.0	364.5

### E.2 Participant Screening

#### E.2.1 Workers – Normal handling

Workers (NEWs and persons who are not NEWs) who handle a total quantity of radioiodine in 1 day that exceeds the amounts indicated in table E.2 should be screened for I-123, I-124, I-125 or I-131, as applicable. Examples of volatile radioiodine compounds can be found in section E.7. That section also describes actions that may generate such compounds.

---

<sup>9</sup> Assuming elemental iodine vapour.

**Table E.2: Criteria for participating in thyroid screening: Activity handled without confinement per daily operation**

		Confinement		
		None	Fume hood	Glovebox
Quantity of $^{125}\text{I}$ or $^{131}\text{I}$ (MBq))	Gases, volatile liquids and powders	2	200	20,000
	Non-volatile liquids and solids	200	20,000	$2 \times 10^6$
Quantity of $^{124}\text{I}$ (MBq))	Gases, volatile liquids and powders	3	300	30,000
	Non-volatile liquids and solids	300	30,000	$3 \times 10^6$
Quantity of $^{123}\text{I}$ (MBq))	Gases, volatile liquids and powders	200	20,000	$2 \times 10^6$
	Non-volatile liquids and solids	20,000	$2 \times 10^6$	$2 \times 10^8$

Other persons who regularly work close to a worker handling more than the amounts in table E.2 without confinement should also be screened for the relevant radioiodine. The values in table E.2 may be modified to account for the protection afforded by respiratory protection equipment.

### E.2.2 Screening in response to spills and personnel contamination

Workers and other persons who have been in proximity to a spill, as described by one of the following situations, should be screened for the relevant radioiodine:

- involved in a spill of I-125 or I-131 in volatile form, where the activity exceeds 2 MBq
- involved in a spill of I-124 in volatile form, where the activity exceeds 3 MBq
- involved in a spill of I-123 in volatile form, where the activity exceeds 200 MBq
- externally contaminated by a volatile radioiodine

It is important that thyroid screening be completed as soon as possible after a spill or upset condition in which there is the potential for an internal exposure. Prompt initial thyroid screening will ensure that radioiodine intakes are detected and that actions can be taken, as appropriate, to minimize the worker's CED through the administration of an iodine thyroid blocking agent. Completing thyroid screening less than 1 hour after an upset condition may be too early to detect a CED of 1 mSv or less; however, it would enable the early detection of a significant intake. In the first few hours following exposure, administration of an iodine thyroid blocking agent can be very effective at blocking the uptake of radioiodine by the thyroid. However, the effectiveness diminishes significantly as the time between the intake and the administration of the agent increases. After 24 hours post-exposure, the usefulness of iodine thyroid blocking is negligible.

Guidance on responding to personnel contamination can be found in REGDOC-2.7.1 [1]. Other approaches for responding to spills of radioiodines may be submitted to the CNSC for review and acceptance.

### E.3 Instrument Selection

The scintillation detector is currently the most common type of instrument used for measuring radioiodine in the thyroid. It typically consists of a probe (usually containing a sodium iodide (NaI) crystal) operated in conjunction with a counter and a spectrum analyzer.

Systems can be as simple as a portable unit that produces results in counts per unit time, or as sophisticated as a gamma spectroscopy system that generates the energy spectrum of the isotope and then quantifies the total activity. Information on selecting a detector for I-125 or I-131 may be found in a number of references, such as in the *Canadian Journal of Medical Radiation Technology* article titled “Thyroid Monitoring Part VI: Choosing a Detector for Either I-125 and/or I-131” [32].

The NaI detector comes in various sizes and configurations depending on the desired use and sensitivity. When choosing a NaI detector, licensees should consider:

- the gamma energy of the radioiodine isotope to be measured
- the thickness of the NaI crystal
- the diameter of the NaI crystal
- the window material and configuration of the probe

### **E.3.1 Crystal thickness**

The thickness of the NaI crystal required varies depending on the isotope of radioiodine being measured.

Detection and measurement of I-125 requires only a thin crystal to efficiently detect low-energy I-125 photons. Typically, NaI crystals approximately 1 mm thick are used to measure low-energy photon emitters such as I-125.

Conversely, a thicker crystal is required for the efficient detection of higher energy photons, from I-124 or I-131 for example. A crystal approximately 25 mm thick is recommended in these cases.

Given the similarity in the energies of the gamma radiation emitted, the detector used for measurements of I-125 (thin crystal NaI) may be used for the detection and measurement of I-123. Similarly, the detector used for measurements of I-131 (thick crystal NaI) may be used for the detection and measurement of both I-123 and I-124.

### **E.3.2 Crystal diameter**

Another factor to consider is the diameter of the crystal. A large diameter results in greater overall counting efficiency. It also helps reduce errors that may result from any variances such as neck-to-detector distances, misalignment of detector with thyroid, and size of thyroid. However, a larger detector diameter increases the background reading.

#### **Window material of probe**

The window material of the probe is also a factor to be considered. The low-energy I-125 photons require a window material, such as Mylar or beryllium that is thin enough to allow the I-125 photons to penetrate the crystal.

If a probe is required to detect both I-125 and I-131, the crystal should be thick enough to detect I-131 and the window material thin enough to allow penetration of I-125.

Table E.3 summarizes the recommended specifications for detector uses to measure isotopes of iodine.

**Table E.3: Summary of detector specifications**

Specification	$^{125}\text{I}$	$^{123}\text{I}$ , $^{124}\text{I}$ , $^{131}\text{I}$
Minimum crystal thickness (mm)	1	25
Minimum crystal diameter (mm)	25	25
Typical window material of probe	Mylar or beryllium	Aluminum or stainless steel
Typical energy range of detector (keV)	20–200	$\geq 40$

## E.4 Screening Method

### E.4.1 Set-up

To install a counting system:

- Set up the counting system in an area of low, or at least non-variable, background radiation.
- Ensure that the equipment is set up according to the manufacturer's specifications.
- Determine the background count rate using a neck phantom (ideally containing potassium).
- Calibrate the system by following the procedure set out in section E.8.
- Calculate and record the count rate equivalent to 1 kBq and 10 kBq in the screening log (see section E.9 for a sample screening log).
- Verify the set-up every time the system or location is changed to confirm its adequacy or make appropriate modifications.

### E.4.2 Quality control verifications

To verify the ambient background and the reproducibility of the system's count rate, the following steps should be taken on each day that thyroid screening is conducted:

- Measure and record the background count rate, accumulating at least 400 counts.
- Measure and record the net count rate of a standard source.
- Record the background and standard source count rates so that deviations from the norm can be readily observed (see section E.10 for a method of recording count rates using control charts).

As a best practice, verify controls annually by participating in a thyroid intercomparison program such as the one provided by Health Canada and described in the Human Monitoring Laboratory technical report titled *The Thyroid Intercomparison Program* [33].

### E.4.3 Screening measurement

To perform a screening measurement:

1. Measure the person's background count rate:
  - a. this may be done by taking the measurement on the person's lower thigh: although a thigh measurement simulates iodine that might be in the circulatory system, it should be noted that some detection equipment does not allow thigh measurements; in addition, thigh measurements may be affected by contamination of clothes or skin.
  - b. if it is not feasible to carry out a background measurement on the thigh, an alternative method of measuring the background is to use a neck phantom (ideally containing potassium); if the background measurement is higher than usual, verify for possible contamination and repeat the measurement if necessary.



2. Record the reading in the screening log.
3. Measure the person's count rate resulting from the thyroid.
4. Record the reading in the screening log.
5. Compare the result with the investigation and reporting levels recorded in the screening log.
6. Depending on the measurement results, take the appropriate action based on the options provided in section E.6 and complete the screening log.

## **E.5 Monitoring Period**

Some CNSC licences stipulate the routine monitoring period for certain radioiodines, such as monitoring between 1 and 5 days after the last use of I-124, I-125 or I-131. In cases where the routine monitoring period is not specified in a licence condition, it should be selected based on the principles set out in section 7.1.5.

## **E.6 Validation of Screening Results**

### **E.6.1 General level**

For all screening measurement results of I-124, I-125 or I-131 equal to or greater than 1 kBq, or screening measurement results of I-123 equal to or greater than 10 kBq, the licensee should proceed as follows:

1. Verify that the screening measurement method described in section E.4.3 has been followed.
2. If necessary, make any corrections and repeat the measurement.
3. If the measurement result is still equal to or greater than 1 kBq, check clothes or skin for contamination.
4. If clothes or skin are contaminated, remove the clothes or decontaminate the skin and repeat the measurement.
5. If the measurement result is still equal to or greater than 1 kBq, ascertain and record the committed effective dose, and follow the steps in sections E.6.2 or E.6.3, as applicable.
6. Screen all persons who worked in proximity to the person whose results are equal to or greater than 1 kBq.

### **E.6.2 Investigation level**

For all screening measurement results of I-124, I-125 or I-131 equal to or greater than 1 kBq and less than 10 kBq, or screening measurement results of I-123 equal to or greater than 100 kBq, the licensee should:

1. validate the results as per section E.6.1
2. perform an internal investigation to determine and correct the cause of the screening results
3. record the findings
4. correct any deficiencies found by the investigation
5. record the event in the annual compliance report

### **E.6.3 Reporting level**

For I-124, I-125 and I-131, a 10 kBq thyroid screening result is approximately equal to a committed effective dose of 1 mSv. This is also the case for an I-123 screening result of 100 kBq. Under section 16 of the RPR, the CNSC must be notified when a licensee becomes aware that a dose to a person may have

exceeded an applicable dose limit. For NEWs, the effective dose from each component of the dose that contributes more than 1 mSv per year should be ascertained.

For all screening measurement results of I-124, I-125 or I-131 equal to or greater than 10 kBq, or of I-123 equal to or greater than 100 kBq, the licensee should:

1. validate the results as per section E.6.1
2. immediately inform the CNSC if the measurement was made on a person other than a NEW
3. have a radioiodine bioassay performed by an organization that has passed the relevant Health Canada intercomparison test in the previous 12 months or, if such an organization is unavailable, seek CNSC approval to permit someone else to perform the radioiodine bioassay
4. use the results of the bioassay to ascertain the committed effective dose
5. perform an internal investigation to determine and correct the cause of the screening results, including area and contamination monitoring at the site of the radioiodine intake, if applicable
6. record the event in the annual compliance report

#### **E.6.4 Screening log**

The licensee should maintain a thyroid screening log. An example is provided in section E.9.

### **E.7 Volatile Radioiodine Compounds**

Volatile radioiodine compounds include such compounds as sodium iodide (NaI) and radioiodines in a disassociated form. The volatility of radioiodine compounds may increase as a result of acidifying or freezing.

Activities that may cause radioiodine to be released include opening stock reagent containers, opening packages containing capsules used for therapeutic or diagnostic purposes, and working with such open packages. Therefore, capsules given to patients for diagnostic tests or for therapeutic purposes are considered to contain radioiodine in volatile radioiodine form.

The addition of antioxidants, such as sodium thiosulfate, to either labelled or NaI solutions reduces both decomposition and volatility. Furthermore, maintaining radioiodine solutions at dilute concentrations minimizes radiolytic decomposition. It should also be noted that radioimmunoassay kits contain small quantities of I-125 in a non-volatile form.

### **E.8 Instrument Calibration**

#### **E.8.1 General**

All equipment and instruments used for thyroid screening should be maintained in good operating condition and must be calibrated as per section 25 of the RPR. Calibration must be performed for the isotope of interest under conditions mimicking the thyroid in the neck. An example of a calibration procedure can be found in “Thyroid Monitoring Part III: A Basic Calibration Procedure for Thyroid Monitoring” [34]. Once set up (as per section E.4.1), the measurement equipment must be calibrated if a quality control measurement is outside the control limits, as described in section E.10. In addition, the measurement equipment must be recalibrated prior to being put back into service if it has undergone any significant changes, such as repair or replacement that may have an adverse impact on the precision, accuracy or reliability of the measurements.

### E.8.2 Detector efficiency

To determine absolute detector efficiency, measure the activity of a traceable standard source of the isotope of interest and use the following formula:

$$(28) \quad E = (C - B)/A$$

Where:

E = the efficiency in counts per second (cps) per becquerel (Bq)

C = the measured counts per unit time of the standard source, in cps

B = the background count rate, in cps

A = the known activity of the standard source, traceable to a national standardizing laboratory within 5% ( $2\sigma$ , or standard deviation) accuracy, in Bq.

The licensee should ensure that if a short-lived standard source is used (e.g., I-131), the activity of the source is corrected for decay to the day on which the calibration is performed. Appropriate, longer-lived, surrogate standard sources include: Te-123m (for I-123), Cs-137 (for I-124), I-129 (for I-125) and Ba-133 (for I-131).

The instrument and measurement parameters used to determine counting efficiency should be the same as those used for routine screening. Placing the detector as close to the thyroid as possible achieves the greatest efficiency. However, because of variations in thyroid depth, size, shape and positioning, large uncertainties can be introduced into the activity estimate. Such errors can be reduced by increasing the distance between the neck and the detector. Each system has its own optimal compromise between high efficiency and error reduction, but generally a good neck-to-detector distance is 12 cm.

The licensee should ensure a long enough count time for both the standard source and the background count rate so that overall error ( $2\sigma$ ) in the count is less than 5%. This means approximately 400 gross counts for the background measurement.

### E.8.3 Minimum detectable activity

The licensee should conduct measurements to achieve a minimum detectable activity (MDA) that is less than 1 kBq. The MDA is described in section 7.2.5. When the sample and background count times are equal, the MDA formula shown in section 7.2.5 reduces to the formula below:

$$(29) \quad MDA = \frac{4.66\sqrt{B} + 2.71}{ET}$$

Where:

B = the total background counts collected during time T

E = the efficiency in cps/Bq

T = the time in seconds

Equation 29 applies when the subject and background count times are equal. When they are not equal, equation 11 should be used instead.

#### E.8.4 Sample MDA calculation

If a system's MDA is not low enough – either because of a low efficiency or high background – it can be improved. This can be done by increasing the counting time used for the measurement, decreasing the background, or both.

As an example, consider I-125. Assuming that the efficiency is 0.0060 cps/Bq and the gross background count is 400 counts, a 300-second count time would result in the following MDA, using the equation in section E.8.3:

$$(30) \quad MDA = \frac{4.66\sqrt{B} + 2.71}{ET}$$

$$MDA = \frac{4.66\sqrt{400} + 2.71}{(0.0060)(300)}$$

$$MDA = 53 \text{ Bq}$$

The resulting value, 53 Bq, is acceptable for I-125.

The counting time used to monitor personnel does not have to be as long as that used for calibration. In the example above, the background is 400 counts/300 seconds, or 1.3 cps. Assuming the background count rate is stable, a 60-second count time would result in approximately 80 counts. Substituting these new figures into the equation produces a new MDA value, as shown in the following formula:

$$(31) \quad MDA = \frac{4.66\sqrt{80} + 2.71}{(0.0060)(60)}$$

$$MDA = 124 \text{ Bq}$$

#### E.8.5 Records

Accurate calibration and service records should be maintained for the measurement system. The records should contain the following information:

1. calibration date
2. reference method
3. calibration source current activity
4. background values (these should be compared with previous values to detect changes)
5. MDA
6. calculated efficiency
7. authorization signature

#### E.9 Sample thyroid screening log for iodine-131

Investigation level: \_\_\_\_\_ net cps = 1 kBq of I-131

Reporting level: > \_\_\_\_\_ net cps = 10 kBq of I-131

Employee name: \_\_\_\_\_

Instrument used: \_\_\_\_\_

Date of measurement	Last use of radioiodine (date)	Background count rate (cps)	Gross counts	Count time (seconds)	Net count rate (cps)	Technician (initials)	Action taken

### E.10 Quality Control Charts

This section provides a method for recording background and standard source count rates for quality control verifications.

Prepare 2 control charts, one for each of the background and standard source quality control verifications described in section E.4.2. Each control chart should show the date that measurements were taken and the corresponding count rates. After approximately 20 days of counting operations, there will be enough observations to estimate the standard deviations for the distributions. The standard deviation can be estimated in the following equation:

$$(32) \quad S = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (N_i - \bar{N})^2}$$

Where:

$S$  = the standard deviation

$n$  = the number of either background or standard source measurements

$N_i$  = the count rate of each individual measurement

$\bar{N}$  = the average of  $n$  measurements of  $N_i$

The licensee should draw control limits at  $\pm 2S$  on each chart. Nearly all the quality control measurements (95%) should lie within the control limits.

If a quality control measurement of the background or standard source is outside the control limits, repeat the measurement immediately. If the repeated measurement is also outside the limits, verify the instrument settings. Lastly, if no cause can be found, the licensee may need to take remedial action, including recalibrating or repairing the instruments to ensure that subsequent quality control measurements are within the control limits.

## Appendix F: Radionuclide-Specific Recommendations Related to Bioassay Measurements and Internal Dosimetry – Uranium

### F.1 Annual Limits on Intake of Uranium Compounds

Natural uranium contains 3 isotopes: U-234, U-235 and U-238. Their respective activities per gram of natural uranium are 12,430 Bq, 575.9 Bq and 12,350 Bq. The mass percentages are 99.2742%, 0.7204% and 0.0054% for U-238, U-235 and U-234, respectively, and the specific activity is  $2.54 \times 10^4$  Bq g<sup>-1</sup>, as outlined in ICRP Publication 107, *Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations* [35], and in the National Institute of Standards and Technology's Atomic Weights and Isotopic Compositions database [36]. This section presents guidance on the selection of appropriate annual limits on intake (ALIs) for various uranium compounds, including those that have been enriched or depleted in the U-235 content.

The committed effective dose per unit intake (dose coefficients) and the corresponding ALIs for the inhalation of uranium compounds should be calculated for the solubility characteristics of those compounds to which workers may be exposed in the workplace. When no such material-specific dose coefficients and ALIs are available, the values from table F.1 should be used. Data for table F.1 was sourced from CNSC-RSP-0297, *Evaluation of Default Annual Limit on Intake (ALI) for Yellowcake and Uranium Ore* [37].

**Table F.1: Recommended annual limits on intake for various uranium compounds**

Uranium compound	Annual limit on intake (Bq)		
	Natural uranium	Enriched (3.5%) uranium	Depleted uranium
Uranium ore	4,500	N/A	N/A
Dried yellowcake	48,000	N/A	N/A
Calcined yellowcake	3,100	N/A	N/A
ICRP default Type F	32,400	31,300	33,600
ICRP default Type M	12,000	9,850	11,600
ICRP default Type S	3,190	3,010	3,390

Material-specific ALIs should be derived from *in vitro* solubility studies of the relevant compounds. The study methodology and results should be documented as part of the licensee's dosimetry technical basis. The solubility study should be updated periodically to reflect changes in processes or types of compounds encountered at the licensed facility, or to verify that solubility parameters have not changed.

### F.2 Chemical Toxicity of Uranium Compounds

Because uranium is a heavy metal, it is chemically toxic above a threshold concentration in the kidneys. Chemical toxicity should be considered when inhalation intakes of soluble uranium compounds, and intakes by ingestion as well as via wounds, are likely. In order to prevent uranium from affecting the kidneys, urine bioassay measurements should be used to verify that the concentration of uranium does not exceed the peak kidney burden. The peak kidney burden should be established between 0.3 to a maximum of 3 µg of uranium per gram of kidney tissue. For further information, consult ISO 16638-1, *Radiological Protection – Monitoring and Internal Dosimetry for Specific Materials – Part 1: Inhalation of Uranium Compounds* [38]. Table F.2 shows urinary concentrations resulting from a peak kidney burden of 3 µg of uranium per gram of kidney tissue. The concentrations are averages for the 24-hour period listed. For the time period of 1 day, the concentration is the average for the period from time 0 to 24 hours following the

intake. Table F.3 provides the excretion rates and concentrations for smaller time intervals in the first 48 hours following an intake. Data for tables F.2 and F.3 was sourced from CNSC-RSP-0165, *Uranium Intake – Dose Estimation Methods* [39].

**Table F.2: Urinary concentrations resulting from a peak kidney burden of 3 µg of uranium per gram of kidney tissue**

Time post-intake (days)	Uranium in urine concentration µg/L			
	Type F	Type M	Type S	Ingestion
1	3,760	3,760	3,720	3,700
2	130	182	233	204
3	105	138	137	109
4	95	128	125	98
5	86	119	116	89
6	78	111	108	81
7	71	105	101	74
8	65	99	95	67
9	60	93	90	62
10	55	88	85	57
14	40	72	69	41
30	14	43	41	14

**Table F.3: Urinary concentrations 48 hours after an intake resulting in a peak kidney burden of 3 µg of uranium per gram of kidney tissue**

Time post-intake (hours)	Type F		Type M		Type S		Ingestion	
	µg U per 4 h	µg/L	µg U per 4 h	µg/L	µg U per 4 h	µg/L	µg U per 4 h	µg/L
4	3,100	13,300	2,600	11,100	1,310	5,620	819	3,510
8	1,330	5,690	1,430	6,150	1,680	7,220	1,850	7,930
12	477	2,040	659	2,830	1,120	4,780	1,290	5,530
16	202	865	319	1,368	609	2,611	696	2,982
20	99	423	164	702	318	1,363	351	1,504
24	57	245	93	400	170	728	178	761
28	40	171	61	263	99	422	96	410
32	33	140	47	201	65	278	58	249
36	29	126	40	173	49	210	41	176
40	28	119	37	159	41	177	33	142
44	27	115	35	151	37	160	30	127
48	26	112	34	147	35	151	28	119

When a worker's urine monitoring result exceeds the applicable value from table F.2 or F.3, the worker should be removed from work involving soluble uranium compounds, and an additional urine sample should be obtained to confirm the initial result. If the intake is confirmed, the worker should be referred to medical personnel for a kidney function test.

The dominant mode of uranium toxicity depends on the compound solubility, the U-235 enrichment, and the presence of other uranium isotopes.

Chemical toxicity is limiting in the following conditions:

- acute inhalation intakes of Type F compounds of all U-235 enrichments
- acute inhalation intakes of Type M compounds of U-235 enrichments less than 30% by mass
- chronic inhalation intakes of Type F compounds of U-235 enrichments less than 3% by mass

Radiological toxicity is limiting in the following conditions:

- acute or chronic inhalation intakes of Type S compounds of any U-235 enrichment
- acute or chronic inhalation intakes of any absorption type when U-232 or U-236 is present
- chronic inhalation intakes of Type F compounds of U-235 enrichments of 3% or more by mass
- chronic inhalation intakes of Type M compounds of any U-235 enrichment

Chemical and radiological toxicity are equivalent for acute inhalation intakes of Type M compounds with U-235 enrichments of 30% or more by mass. In cases of intakes via a wound, the radiological and chemical toxicity should both be assessed on a case-by-case basis. For further information, consult ISO 16638-1, *Radiological Protection – Monitoring and Internal Dosimetry for Specific Materials – Part 1: Inhalation of Uranium Compounds* [38].

### **F.3 Ascertaining Dose From Intakes of Uranium Compounds**

In addition to the recommendations in Part B of this regulatory document, the following should be considered when ascertaining the dose from intakes of uranium compounds.

#### **F.3.1 *In vitro* bioassay**

Measurements of uranium in urine samples should be used to:

- ascertain doses from intakes of soluble uranium compounds
- serve as an indicator of intakes for uranium compounds of any solubility
- verify that intakes calculated from air monitoring are representative of actual intakes
- supplement *in vivo* monitoring data in special bioassay monitoring to ascertain the dose
- verify the proper functioning of respiratory protective equipment

#### **F.3.2 *In vivo* bioassay**

*In vivo* bioassay monitoring for intakes of uranium consists of lung counting. The following should be considered when measuring uranium in the lungs.

Measurements of the chest wall thickness (CWT) should be carried out for every worker taking part in a lung counting program for uranium. The measurements may be made by ultrasound. The frequency of these measurements should be documented. Calibration of the ultrasound units used for CWT measurements should be documented and verified periodically. The CWT of every worker taking part in a



lung counting program should be documented and updated periodically. Each worker's CWT should be used in ascertaining their lung burden (e.g., mg of uranium) from the lung counting results.

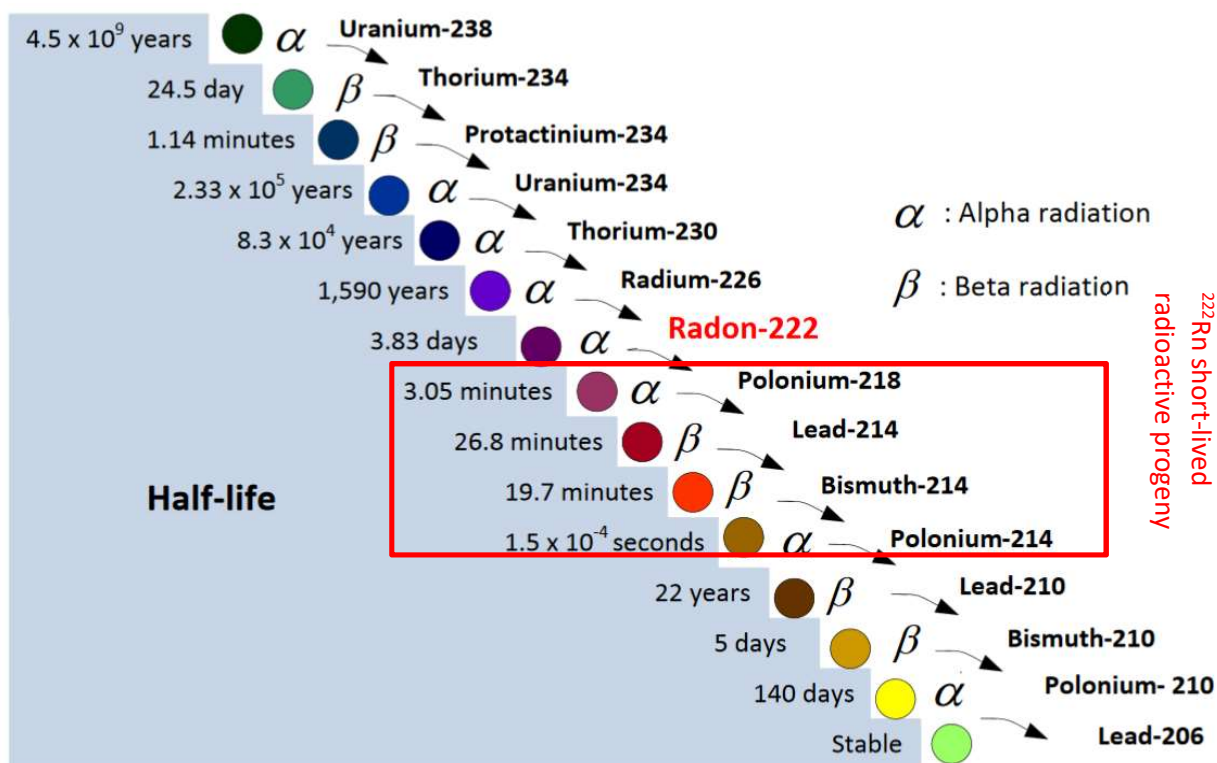
Triggers for repeating lung counts should be established and documented. These should be based on considerations of surface contamination of counted workers. When surface contamination has been confirmed on a worker such that their lung count results are inaccurate, the worker should be asked to shower and then be recounted.

## Appendix G: Radionuclide-Specific Recommendations Related to Air Monitoring and Internal Dosimetry – Radon progeny

### G.1 Introduction

Radon is a naturally occurring radioactive noble gas. There exist several isotopes of radon; however, the most significant in terms of occupation dose is Rn-222, which is part of the U-238 decay chain. The majority of the dose from inhaled Rn-222 results from the decay of its short-lived progeny. The focus of this appendix is on ascertaining worker doses from inhaled Rn-222 and its short-lived progeny. Occupational intakes of other isotopes of radon, such as Rn-220, are not covered in this appendix because they do not contribute significantly to worker doses in modern Canadian uranium mines. Guidance on the topic, however, can be found in ICRP Publication 65, *Protection Against Radon-222 at Home and at Work* [40]. Figure G.1 shows the U-238 decay chain, and highlights the Rn-222 short-lived radioactive progeny.

Figure G.1: The U-238 decay chain



The potential alpha energy exposure (PAEE) is the time integral of the potential alpha energy concentration in air, to which an individual is exposed over a given time period. The potential alpha energy concentration is the concentration of short-lived Rn-222 progeny in air in terms of the alpha energy released during the complete decay through Po-214. The PAEE is expressed in working level months WLM and derived as described in section G.3.

## G.2 Dose Coefficients for Radon Progeny

The effective dose conversion factors of 5 mSv/WLM for NEWs and 4 mSv/WLM for persons who are not NEWs are derived based on the detriment of radon progeny per unit effective dose, as defined by the ICRP 65[40]. For workers, this value is  $5.6 \times 10^{-5} \text{ Sv}^{-1}$ , and for the public it is  $7.3 \times 10^{-5} \text{ Sv}^{-1}$  [41]. For both workers and the public, the detriment per PAEE is  $2.83 \times 10^{-4} \text{ WLM}^{-1}$  [40]. The ratio of the detriment per PAEE to the detriment per unit effective dose results in the effective dose conversion factors.

To calculate the dose to NEWs, from their PAEE in WLM, which is calculated through air monitoring, the PAEE should be multiplied by 5 mSv/WLM to obtain the effective dose. To calculate the dose to persons who are not NEWs, from their PAEE in WLM, the PAEE should be multiplied by 4 mSv/WLM to obtain the effective dose.

## G.3 Measuring the Concentration of Radon Progeny and Deriving the PAEE

A representative volume of air should be sampled to measure the airborne radon progeny concentration, either on an instantaneous or continuous basis. Instantaneous samples are typically those collected over short intervals of a few minutes. Continuous samples are those collected over much longer time intervals, typically hours or days.

One radon progeny measurement approach acceptable to the CNSC is the modified Kusnetz method. It consists of:

- filtering a representative volume of air to collect a sample of airborne radon progeny
- measuring the alpha emissions that occur during radioactive decay of the collected progeny
- using observed, measured and known data, and established formulae, to estimate the atmospheric concentration of radon progeny at the time of sampling

The method consists of initially collecting a sample of airborne radon progeny by using a portable air pump to draw air through a low-porosity filter. The radon progeny that are present in the air attach to the inlet face of the filter used. These progeny subsequently decay, emitting alpha particles and other forms of radiation in the process. During this decay, the emissions of alpha particles are detected and counted, using an instrument (an alpha counter) designed and manufactured for that purpose.

The counting results obtained are then used along with other pertinent data and observations to estimate the concentration, in units called working levels (WLs). The concentration of radon progeny is calculated from the alpha disintegrations per WL over the interval between the end of sampling and the middle of alpha counting. It considers the volume of air sampled, the alpha activity of collected and resultant radon progeny, the efficiency and background of the alpha counter, and the absorption characteristics of the filter used during sampling.

Air sampling locations should be selected to accurately reflect the conditions to be assessed. Non-representative or adverse sampling conditions, such as areas of turbulent air flow (e.g., duct exhausts, junctures or intersections of ventilation passageways, door or window openings) should be avoided. When collecting radon progeny samples for the purpose of estimating or confirming radiation doses to workers, the actual atmospheres breathed by the respective workers should be sampled where possible. Such samples may be collected, for example, at the individuals' workstations over a representative period. Alternatively, if concentrations of airborne radon progeny are similar over a large area, it may suffice to collect representative samples while moving through the area, or at appropriate

points within the area. The latter approach may be particularly appropriate within uranium processing plants and in travel ways and/or similar areas of mines.

Samples that are intended to aid in the planning, development and evaluation of engineering works and production processes should be representative of the conditions that they are intended to assess. Accordingly, these samples should be collected at appropriate locations and times. For example, to determine the impact of modifications to mine or building ventilation systems, or to guide the installation of such systems, it may be necessary to collect several air samples at multiple locations before, after and during the changes.

#### G.4 Ascertaining Doses from Radon Gas

The effective dose resulting from the inhalation of Rn-222 gas alone may be ascertained by multiplying the Rn-222 intake by the effective dose coefficient. It may also be ascertained by multiplying the Rn-222 concentration by the occupancy time and the effective dose rate per unit concentration factor. This factor is the effective dose rate due to a chronic exposure to a concentration of 1 Bq/m<sup>3</sup> of Rn-222 gas, once the radon has reached equilibrium in organs and tissues. The recommended values for these parameters, as well as the ALI, are presented in table G.1 [42].

**Table G.1: Effective dose coefficients and ALI for the inhalation of radon gas alone**

Parameter	Value	Units
Effective dose coefficient	$4.4 \times 10^{-10}$	Sv/Bq
Effective dose rate per unit concentration factor	$1.8 \times 10^{-7}$	mSv/(Bq·h·m <sup>-3</sup> )
ALI	45.5	MBq

## Glossary

For definitions of terms used in this document, see [REGDOC-3.6, \*Glossary of CNSC Terminology\*](#), which includes terms and definitions used in the [Nuclear Safety and Control Act](#) and the regulations made under it, and in CNSC regulatory documents and other publications. REGDOC-3.6 is provided for reference and information.

## References

1. Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), REGDOC-2.7.1, *Radiation Protection*, Ottawa, 2021.
2. CNSC, REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume II: Technical and Management System Requirements for Dosimetry Services*, Ottawa, 2020.
3. CNSC, [REGDOC-2.9.1, \*Environmental Principles, Assessments and Protection Measures\*](#), Ottawa, 2017.
4. International Commission on Radiological Protection (ICRP), Publication 103, [The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection](#), Annals of the ICRP, Vol. 37, Nos. 2–4, Oxford, 2007.
5. International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU), Report 51, *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry*, Bethesda, Maryland, 1993.
6. American National Standards Institute/Health Physics Society, ANSI/HPS N13.41-2011 (R2018), *Criteria for Performing Multiple Dosimetry*, 2018.
7. International Atomic Energy Agency (IAEA), TECDOC-1731, [Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye](#), Vienna, 2013.
8. CNSC, [Radionuclide Information Booklet](#), Ottawa, 2018.
9. IAEA, TECDOC-1162, [Generic Procedures for Assessment and Response During a Radiological Emergency](#), Vienna, 2000.
10. Kocher, D. C., and K. F. Eckerman, “Electron Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure of the Skin from Uniformly Deposited Activity on the Body Surface,” *Health Physics*, Vol. 53, No. 2, pp. 135–141, 1987.
11. ICRP, Publication 119, [Compendium of Dose Coefficients Based on ICRP Publication 60](#), Vol. 41, Supplement 1, Oxford, 2012.
12. ICRU, Report 69, *Direct Determination of the Body Content of Radionuclides*, Bethesda, Maryland, 2016.
13. ICRP, Publication 130, [Occupational Intakes of Radionuclides: Part I](#), Vol. 44, No. 2, 2015.
14. IAEA, Safety Series No. 114, [Direct Methods for Measuring Radionuclides in the Human Body](#), Vienna, 1996.
15. ICRP, Publication 66, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection*, Vol. 24, Nos. 1–3, 1994.
16. Strom, D. J., and P. S. Stansbury, “Minimum Detectable Activity When Background Is Counted Longer Than the Sample,” *Health Physics*, Vol. 63, No. 3, pp. 360–361, 1992.
17. United States Environmental Protection Agency, [Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual \(MARLAP\)](#), EPA 402-B-04-001A, July 2004
18. International Organization for Standardization, ISO 20553:2006 (R2015), *Radiation Protection – Monitoring of Workers Occupationally Exposed to a Risk of Internal Contamination with Radioactive Material*, 2006.
19. Hickey, E. E., et al, NUREG-1400, [Air Sampling in the Workplace](#), 1993.
20. Castellani, C. M., et al., EURADOS Report 2013-01, *IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data*, 2013.

21. IAEA, Safety Reports Series No. 37, [\*Methods for Assessing Occupational Radiation Doses Due to Intakes of Radionuclides\*](#), Vienna, 2004.
22. ICRP, Publication 95, *Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk*, Vol. 34, Nos. 3–4, 2004.
23. ICRP, Publication 100, *Errata to: Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk (ICRP Publication 95, Ann. ICRP 34(3/4))*, 2007.
24. National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), Report No. 156, *Development of a Biokinetic Model for Radionuclide-Contaminated Wounds and Procedures for Their Assessment, Dosimetry and Treatment*, 2006.
25. ICRP, Publication 78, *Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers: Replacement of ICRP Publication 54*, Vol. 27, Nos. 3–4, 1997.
26. International Organization for Standardization, ISO 27048: 2011 (R2016), *Radiation Protection – Dose Assessment for the Monitoring of Workers for Internal Radiation Exposure*, 2011.
27. Toohey, R. E., et al., “Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides via Contaminated Wounds,” *Health Physics*, Vol. 100, No. 5, 2011.
28. Health Physics Society, ANSI/HPS N13.39–2001, *Design of Internal Dosimetry Programs*, McLean, Virginia, 2011.
29. ICRP, Publication 67, *Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2 – Ingestion Dose Coefficients*, Vol. 23, Nos. 3–4, 1993.
30. ICRP, Publication 69, *Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3 – Ingestion Dose Coefficients*, Vol. 25, No. 1, 1995.
31. Health and Welfare Canada, *Bioassay Guideline 2 - Guidelines for Tritium Bioassay, Report of the Working Group on Bioassay and In Vivo Monitoring Criteria*, Environmental Health Directorate, 83-EHD-87, 1983.
32. Kramer, G. H., and S. Yiu, “The Canadian National Calibration Reference Centre for In-Vivo Monitoring: Thyroid Monitoring. Part VI: Choosing a Detector for Either I-125 and/or I-131,” *Canadian Journal of Medical Radiation Technology*, Vol. 27, No. 2, 1996.
33. Burns, L. C., et al., *The Thyroid Intercomparison Program*, Human Monitoring Laboratory Technical Report, HMLTD-88–3, Health Canada, 1996, Ottawa.
34. Kramer, G. H., and D. P. Meyerhof, “The Canadian National Calibration Reference Centre for In-Vivo Monitoring: Thyroid Monitoring Part III: A Basic Calibration Procedure for Thyroid Monitoring,” *Canadian Journal of Medical Radiation Technology*, Volume 25, No. 2, 1994.
35. ICRP, Publication 107, *Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations*, Vol. 38, No. 3, 2008.
36. National Institute of Standards and Technology, Physical Measurement Laboratory, Atomic Weights and Isotopic Compositions, available at <http://www.nist.gov/pml/data/comp.cfm>.
37. SENES Consultants, *Evaluation of Default Annual Limit on Intake (ALI) for Yellowcake and Uranium Ore*, CNSC-RSP-0297, 2013.
38. International Organization for Standardization, ISO 16638-1, *Radiological Protection – Monitoring and Internal Dosimetry for Specific Materials – Part 1: Inhalation of Uranium Compounds*, 2015.
39. CNSC, RSP-0165, *Uranium Intake – Dose Estimation Methods*, 2003.
40. ICRP, Publication 65, *Protection Against Radon-222 at Home and at Work*, Vol. 23, No. 2, 1993.

41. ICRP, Publication 60, *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, Vol. 21, No. 1–3, 1991.
42. ICRP, Publication 137, *Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3*, Vol. 46, Nos. 3–4, 2017.



### Additional Information

The following documents provide additional information that may be relevant and useful for understanding the guidance provided in this regulatory document:

- Advisory Committee on Radiological Protection, ACRP-17, *Report on External Occupational Dosimetry in Canada*, 1995.
- American National Standards Institute, ANSI/HPS N13.30-2011 (R2017), *Performance Criteria for Radiobioassay*, 2017.
- American National Standards Institute/Health Physics Society, ANSI/HPS N.13.41, *Criteria for Performing Multiple Dosimetry*, Washington, 1997.
- Becker, D. V., et al., *Society of Nuclear Medicine Procedure Guideline for Thyroid Uptake Measurement*, Society of Nuclear Medicine, Version 2.0, Reston, Virginia, 1999.
- Birchall, A., et al., “IMBA Professional Plus: A Flexible Approach to Internal Dosimetry,” *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 125, Nos. 1–4, pp. 194–197, 2007.
- Christensen, P., H. W. Julius, and T.O. Marshall, “Implication of New CEC Recommendations for Individual Monitoring for External Radiation Doses to the Skin and the Extremities,” *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 39, pp. 91–94, Oxford, 1991.
- Faulkner, K., and R. M. Harrison, “Estimation of Effective Dose Equivalent to Staff in Diagnostic Radiology,” *Physics in Medicine and Biology*, No. 33, Institute of Physics, Philadelphia, 1988.
- International Atomic Energy Agency (IAEA), TECDOC-869, *Assessment and Treatment of External and Internal Radionuclide Contamination*, Vienna, 1996.
- Kramer, G. H., and S. Yiu, “Examination of the Effect of Counting Geometry on I-125 Monitoring Using MCNP,” *Health Physics*, Vol. 72, No. 3, 1997.
- National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP Report No. 122: *Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiation*, Bethesda, MD, 1995
- Reece, W.D., et al., NUREG/CR-4297, *Extremity Monitoring: Considerations for Use, Dosimeter Placement, and Evaluation*, United States Nuclear Regulatory Commission, Washington, 1985.
- Rosenstein, M., and E. W. Webster, “Effective Dose to Personnel Wearing Protective Aprons During Fluoroscopy and Interventional Radiology,” *Health Physics*, Vol. 67, pp. 88–89. Philadelphia, 1994.

## CNSC Regulatory Document Series

Facilities and activities within the nuclear sector in Canada are regulated by the CNSC. In addition to the *Nuclear Safety and Control Act* and associated regulations, these facilities and activities may also be required to comply with other regulatory instruments such as regulatory documents or standards.

CNSC regulatory documents are classified under the following categories and series:

### 1.0 Regulated facilities and activities

- |        |     |  |
|--------|-----|--|
| Series | 1.1 | Reactor facilities                       |
|        | 1.2 | Class IB facilities                      |
|        | 1.3 | Uranium mines and mills                  |
|        | 1.4 | Class II facilities                      |
|        | 1.5 | Certification of prescribed equipment    |
|        | 1.6 | Nuclear substances and radiation devices |

### 2.0 Safety and control areas

- |        |      |  |
|--------|------|--|
| Series | 2.1  | Management system                        |
|        | 2.2  | Human performance management             |
|        | 2.3  | Operating performance                    |
|        | 2.4  | Safety analysis                          |
|        | 2.5  | Physical design                          |
|        | 2.6  | Fitness for service                      |
|        | 2.7  | Radiation protection                     |
|        | 2.8  | Conventional health and safety           |
|        | 2.9  | Environmental protection                 |
|        | 2.10 | Emergency management and fire protection |
|        | 2.11 | Waste management                         |
|        | 2.12 | Security                                 |
|        | 2.13 | Safeguards and non-proliferation         |
|        | 2.14 | Packaging and transport                  |

### 3.0 Other regulatory areas

- |        |     |                                  |
|--------|-----|----------------------------------|
| Series | 3.1 | Reporting requirements           |
|        | 3.2 | Public and Indigenous engagement |
|        | 3.3 | Financial guarantees             |
|        | 3.4 | Commission proceedings           |
|        | 3.5 | CNSC processes and practices     |
|        | 3.6 | Glossary of CNSC terminology     |

**Note:** The regulatory document series may be adjusted periodically by the CNSC. Each regulatory document series listed above may contain multiple regulatory documents. Visit the CNSC's website for the latest [list of regulatory documents](#).



Radioprotection

# **Dosimétrie : Détermination de la dose professionnelle**

---

REGDOC-2.7.2, tome I

**DRAFT**

Juin 2021



Canadian Nuclear  
Safety Commission

Commission canadienne  
de sûreté nucléaire

**Canada**

## **Dosimétrie : Détermination de la dose professionnelle**

Document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.2, tome I

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 20XX

N° de cat. N° NNNNN

ISBN NNNNN

La reproduction d'extraits de ce document à des fins personnelles est autorisée à condition que la source soit indiquée en entier. Toutefois, la reproduction de ce document en tout ou en partie à des fins commerciales ou de redistribution nécessite l'obtention préalable d'une autorisation écrite de la Commission canadienne de sûreté nucléaire.

*Also available in English under the title : Dosimetry Ascertaining Occupational Dose*

### **Disponibilité du document**

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le [site Web de la CCSN](#). Pour obtenir un exemplaire du document en français ou en anglais, veuillez communiquer avec :

Commission canadienne de sûreté nucléaire  
280, rue Slater  
C. P. 1046, succursale B  
Ottawa (Ontario) K1P 5S9  
CANADA

Téléphone : 613-995-5894 ou 1-800-668-5284 (au Canada seulement)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : [cnsccinfo@ccsn.gc.ca](mailto:cnsccinfo@ccsn.gc.ca)

Site web : [suretenucleaire.gc.ca](http://suretenucleaire.gc.ca)

Facebook : [facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire](https://www.facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire)

YouTube : [youtube.com/ccsnccsc](https://www.youtube.com/ccsnccsc)

Twitter : [@CCSN\\_CCSC](https://twitter.com/CCSN_CCSC)

LinkedIn : [linkedin.com/company/cnsc-ccsn](https://www.linkedin.com/company/cnsc-ccsn)

### **Historique de publication**

[Mois année]

Version x.0

## Préface

Le présent document d'application de la réglementation fait partie de la série de documents de la CCSN traitant de la radioprotection. La liste complète des séries figure à la fin du présent document et elle peut être consultée à partir du [site Web de la CCSN](#).

Le document d'application de la réglementation REGDOC-2.7.2, tome I, énonce l'orientation permettant de déterminer la dose professionnelle. Il fournit également de l'orientation relativement à la modification des renseignements sur les doses déposés dans le Fichier dosimétrique national (FDN) de Santé Canada.

Pour obtenir de plus amples renseignements sur la mise en œuvre des documents d'application de la réglementation sur l'approche graduelle, voir le REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation*.

Le terme « doit » est employé pour exprimer une exigence à laquelle le titulaire ou le demandeur de permis doit se conformer. Le terme « devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée. Le terme « pourrait » exprime une option ou une mesure conseillée ou acceptable dans les limites du présent document d'application de la réglementation. Le terme « peut » exprime une possibilité ou une capacité.

Aucun élément du présent document ne doit être interprété comme libérant le titulaire de permis des autres exigences pertinentes. Le titulaire de permis a la responsabilité de prendre connaissance de tous les règlements et de toutes les conditions de permis applicables et d'y adhérer.

## Table des matières

<b>1.</b>	<b>Introduction.....</b>	<b>1</b>
1.1	Objectif .....	1
1.2	Portée .....	1
1.3	Dispositions législatives pertinentes .....	2
<b>2.</b>	<b>Renseignements généraux .....</b>	<b>2</b>
2.1	Limites de dose efficace.....	2
2.2	Limites de dose équivalente.....	3
2.3	Méthodes de dosimétrie .....	3
2.4	Services de dosimétrie .....	4
2.5	Registres des doses .....	4
2.6	Fichier dosimétrique national .....	4
2.7	Caractérisation des conditions de rayonnement.....	5
	<b>Partie A : Exposition externe.....</b>	<b>6</b>
<b>3.</b>	<b>Grandeurs opérationnelles.....</b>	<b>6</b>
3.1	Équivalent de dose ambiant, $H^*(d)$ .....	6
3.2	Équivalent de dose directionnel, $H'(d, \Omega)$ .....	6
3.3	Équivalent de dose individuel, $H_p(d)$ .....	6
<b>4.</b>	<b>Contrôle direct .....</b>	<b>7</b>
4.1	Technologies des dosimètres .....	10
4.1.1	Dosimètres thermoluminescents et dosimètres à luminescence stimulée optiquement .....	10
4.1.2	Dosimètres à lecture directe.....	10
4.1.3	Détecteur solide de traces nucléaires .....	11
4.1.4	Radiamètres à neutrons portatifs.....	11
4.2	Dosimétrie du corps entier .....	11
4.3	Dosimétrie multiple du corps entier.....	11
4.3.1	Calcul de la dose efficace externe au corps entier à l'aide de dosimètres multiples .....	13
4.4	Dosimétrie aux extrémités .....	15
4.5	Dosimétrie du cristallin de l'œil .....	15

4.6	Dosimétrie neutronique.....	17
<b>5.</b>	<b>Détermination de la dose externe par estimation.....</b>	<b>18</b>
5.1	Contrôle indirect .....	18
5.1.1	Facteur de considération particulier pour le cristallin.....	19
5.2	Modélisation des doses .....	20
5.3	Contamination de la peau.....	20
5.3.1	Efficacité des contaminamètres .....	21
5.3.2	Mesures du rayonnement de fond.....	21
5.3.3	Mesure de la contamination cutanée.....	21
5.3.4	Calcul de la dose cutanée d'après les données de contamination.....	21
	<b>Partie B – Exposition interne .....</b>	<b>24</b>
<b>6.</b>	<b>Grandeurs .....</b>	<b>24</b>
<b>7.</b>	<b>Méthodes de contrôle de l'incorporation .....</b>	<b>25</b>
7.1	Contrôle individuel .....	25
7.2	Types de programmes de contrôle de l'incorporation chez les personnes et choix des participants.....	30
7.2.1	Contrôle courant par essai biologique.....	30
7.2.2	Essai biologique spécial.....	33
7.2.3	Contrôle de confirmation.....	33
7.2.4	Contrôle lié aux tâches.....	34
7.2.5	Intervalle de contrôle .....	34
7.3	Contrôle de l'air pour déterminer la dose aux travailleurs.....	37
<b>8.</b>	<b>Interprétation des résultats du contrôle .....</b>	<b>39</b>
8.1	Seuils administratifs.....	39
8.2	Exactitude des résultats des essais biologiques .....	41
<b>9.</b>	<b>Détermination de la dose efficace engagée.....</b>	<b>43</b>
<b>10.</b>	<b>Étalonnage .....</b>	<b>45</b>
<b>11.</b>	<b>Limitation de l'incorporation de substances nucléaires par les travailleuses qui allaitent.....</b>	<b>45</b>

<b>12.</b>	<b>Détermination de la dose résultant de l'incorporation de substances nucléaires par une plaie .....</b>	<b>47</b>
<b>Partie C – Modifications des renseignements sur les doses déposés dans le Fichier dosimétrique national .....</b>		
<b>13.</b>	<b>Procédure générale .....</b>	<b>52</b>
<b>14.</b>	<b>Procédure de demande de modification de renseignements sur les doses individuelles .....</b>	<b>52</b>
<b>15.</b>	<b>Procédure de demande de modification des renseignements sur les doses d'un groupe.....</b>	<b>53</b>
<b>16.</b>	<b>Coordonnées de la personne-ressource.....</b>	<b>53</b>
<b>Appendix A: Orientation concernant le choix de la dosimétrie pour le cristallin .....</b>		<b>55</b>
<b>Appendix B: Évaluation de l'activité manipulée pour le choix des participants à un programme de contrôle courant de l'incorporation .....</b>		<b>57</b>
B.1	Fondement technique .....	57
B.2	Exemple : Détermination de la participation à un programme d'essais biologiques .....	59
<b>Appendix C: Protocoles d'intervention pour les essais biologiques en cas d'incorporation anormale de radionucléides .....</b>		<b>63</b>
C.1	Introduction.....	63
C.2	Méthode d'essai biologique .....	63
C.3	Essais biologiques « courants » et « spéciaux ».....	63
C.4	Choix et utilisation des méthodes d'essais biologiques .....	64
C.5	Protocoles d'intervention.....	65
C.6	Protocole d'intervention déclenché par des essais biologiques courants.....	66
C.7	Protocole d'intervention déclenché par un incident anormal.....	67
C.8	Prélèvement et manipulation d'échantillons d'essais biologiques.....	69
C.8.1	Recommandations générales.....	69
C.8.2	Étiquetage des échantillons.....	69
C.8.3	Traitement et stockage des échantillons d'urine.....	69
C.8.4	Prélèvement et conservation des échantillons de matières fécales .....	69



**Appendix D: Recommandations propres aux radionucléides concernant les essais**

<b>biologiques et la dosimétrie interne – Tritium .....</b>	<b>71</b>
D.1 Méthodes d'analyse du tritium dans l'urine.....	71
D.2 Fréquence de contrôle.....	71
D.3 Détermination de la dose .....	72
D.4 Contrôle de la qualité du comptage par scintillation en milieu liquide.....	73

**Appendix E: Recommandations propres aux radionucléides concernant les essais**

<b>biologiques et la dosimétrie interne – Iode radioactif.....</b>	<b>75</b>
E.1 Contexte.....	75
E.2 Participation au programme de dépistage .....	75
E.2.1 Travailleurs – Manipulation normale.....	75
E.2.2 Dépistage en réponse à des déversements et à la contamination personnelle.....	76
E.3 Choix des instruments.....	76
E.3.1 Épaisseur du cristal .....	77
E.3.2 Diamètre du cristal.....	77
E.3.3 Matériau de la fenêtre de la sonde .....	77
E.4 Méthode de dépistage .....	78
E.4.1 Configuration.....	78
E.4.2 Vérifications aux fins de contrôle de la qualité .....	78
E.4.3 Réalisation du dépistage .....	79
E.5 Période de contrôle .....	79
E.6 Validation des résultats du dépistage.....	79
E.6.1 Niveau général .....	79
E.6.2 Niveau d'enquête .....	80
E.6.3 Niveau de déclaration .....	80
E.6.4 Registre de dépistage .....	80
E.7 Composés d'iode radioactif volatils.....	80
E.8 Étalonnage des instruments.....	81
E.8.1 Généralités .....	81
E.8.2 Efficacité du détecteur .....	81
E.8.3 Activité minimale détectable .....	82
E.8.4 Calcul de l'AMD de l'échantillon.....	82
E.8.5 Dossiers.....	83

E.9	Exemple de registre de dépistage thyroïdien pour le I-131 .....	83
E.10	Graphiques de contrôle de la qualité.....	83

<b>Appendix F: Recommandations propres aux radionucléides concernant les mesures par essais biologiques et la dosimétrie interne – Uranium.....</b>		<b>84</b>
F.1	Limites annuelles d'incorporation des composés d'uranium.....	84
F.2	Toxicité chimique des composés de l'uranium.....	85
F.3	Détermination de la dose due à l'incorporation de composés d'uranium.....	88
F.3.1	Essai biologique <i>in vitro</i> .....	88
F.3.2	Essai biologique <i>in vivo</i> .....	88

<b>Appendix G: Recommandations propres aux radionucléides concernant le contrôle de l'air et la dosimétrie interne – Produits de filiation du radon .....</b>		<b>89</b>
G.1	Introduction.....	89
G.2	Coefficients de dose pour les produits de filiation du radon.....	90
G.3	Mesure de la concentration des produits de filiation du radon et calcul de l'EPEA.....	90
G.4	Détermination des doses provenant du radon .....	91

<b>Glossaire.....</b>	<b>92</b>
<b>Références .....</b>	<b>93</b>
<b>Renseignements supplémentaires .....</b>	<b>96</b>

## Détermination de la dose professionnelle

### 1. Introduction

Le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle* met à jour et remplace les documents d'application de la réglementation suivants, publiés antérieurement, sur des sujets liés à la dosimétrie :

- G-91, *Contrôle et enregistrement des doses de rayonnement aux personnes* (2003)
- G-147, *Protocoles d'intervention pour les essais biologiques en cas d'incorporation anormale de radionucléides* (2003)
- RD-58, *Dépistage de l'iode radioactif déposé dans la thyroïde* (2008)
- GD-150, *Conception et mise en œuvre d'un programme d'essais biologiques* (2010)
- S-260, *Modification des renseignements sur les doses déposés dans le Fichier dosimétrique national* (2004)

De nouvelles orientations sont formulées sur les sujets suivants :

- Détermination et consignation de la dose équivalente au cristallin de l'œil
- Utilisation des services de dosimétrie autorisés pour les doses annuelles à la peau, ou aux mains et aux pieds, qui sont supérieures à 50 mSv

Le document est divisé en trois sections distinctes :

- La partie A présente des renseignements sur la détermination de la dose professionnelle due à des sources externes de rayonnement.
- La partie B présente des renseignements sur la détermination de la dose professionnelle due à des sources internes de rayonnement.
- La partie C décrit le processus de modification des renseignements sur les doses déposés dans le Fichier dosimétrique national (FDN).

#### 1.1 Objectif

Le REGDOC-2.7.2, tome I, énonce l'orientation concernant la détermination de la dose professionnelle. Il fournit également de l'orientation relativement à la modification des renseignements sur les doses déposés dans le FDN.

#### 1.2 Portée

Le présent document énonce l'orientation en matière de dosimétrie afin d'assurer la protection des travailleurs. La portée du présent document n'englobe pas ce qui suit :

- l'orientation en matière de radioprotection qui figurent dans le REGDOC-2.7.1, *Radioprotection* [1]
- les exigences et l'orientation en matière de services de dosimétrie qui figurent dans le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie* [2]

- les exigences et l'orientation en matière de protection de l'environnement qui figurent dans le REGDOC-2.9.1, *Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement* [3]

### 1.3 Dispositions législatives pertinentes

Les dispositions suivantes de la [\*Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires\*](#) (LSRN) sont applicables au présent document :

- l'article 2 définit le terme « travailleur du secteur nucléaire (TSN) »
- selon l'article 27, les titulaires de permis doivent tenir des registres des doses et les conserver pendant une période prescrite

Les dispositions suivantes du *Règlement sur la radioprotection* (RRP) s'appliquent au présent document :

- le paragraphe 5(1) du RRP stipule que tous les titulaires de permis doivent contrôler et enregistrer l'ampleur de l'exposition aux produits de filiation du radon de chaque personne mentionnée à l'article 27 de la LSRN, ainsi que la dose efficace et la dose équivalente qui sont reçues par la personne et engagées à son égard.
- l'article 13 établit les limites de dose efficace
- l'article 14 établit les limites de dose équivalente
- l'article 15 établit les limites de dose pour les personnes participant à la maîtrise d'une situation d'urgence
- le paragraphe 24(2) stipule que les titulaires de permis doivent tenir des registres des doses pendant cinq ans après le jour où l'information est recueillie

## 2. Renseignements généraux

### 2.1 Limites de dose efficace

Les limites réglementaires relatives à la dose efficace s'appliquent à toutes les sources de radioexposition combinées, notamment les sources externes et internes au corps.

L'article 13 du RRP établit les limites de dose efficace pour diverses personnes. Il s'agit des TSN, des TSN enceintes et des personnes qui ne sont pas des TSN (non-TSN). L'article 15 du RRP établit les limites de dose efficace pour les personnes participant à la maîtrise d'une situation d'urgence. Pour chacune de ces personnes, les limites de dose efficace s'appliquent à la somme de ce qui suit :

- la dose efficace reçue de sources de rayonnement ionisant externes au corps
- la dose efficace engagée (DEE) due au radon et à ses produits de filiation, lorsqu'ils sont absorbés par l'organisme
- la DEE provenant des radionucléides (autres que le radon 222 et ses produits de filiation) absorbés dans l'organisme

La dose efficace totale, déterminée selon la méthode de la somme ci-dessus, est comparée aux limites de dose efficace applicables, stipulées aux articles 13 et 15 du RRP, pour déterminer la conformité à ces limites.

## **2.2 Limites de dose équivalente**

L'article 14 du RRP établit les limites de dose équivalente aux TSN et à toute autre personne pour le cristallin de l'œil, la peau ainsi que les mains et les pieds. L'article 15 du RRP établit les limites de dose équivalente pour les personnes participant à la maîtrise d'une situation d'urgence. Pour chacune de ces personnes, les limites de dose équivalente s'appliquent au produit, en sievert, obtenu en multipliant la dose absorbée par le facteur de pondération d'un type donné de rayonnement.

La dose équivalente totale, déterminée selon la méthode ci-dessus, est comparée aux limites de dose équivalente applicables, stipulées aux articles 14 et 15 du RRP, pour déterminer la conformité à ces limites.

## **2.3 Méthodes de dosimétrie**

Le présent document fait référence à 3 approches générales de la dosimétrie : le contrôle direct, le contrôle indirect et la modélisation des doses.

Le contrôle direct constitue la dosimétrie personnelle ou le contrôle individuel. Il comprend l'utilisation de dosimètres personnels d'extrémité ou du corps entier, les échantillonneurs d'air personnels ainsi que les mesures d'essais biologiques *in vivo* et *in vitro*. Le contrôle direct est la méthode la plus précise et privilégiée pour déterminer les doses aux travailleurs.

Le contrôle indirect constitue le contrôle en milieu de travail. Il comprend les mesures du débit de dose pour le rayonnement gamma ou les neutrons et la surveillance de l'air dans les différentes zones. Les doses aux travailleurs peuvent être estimées en appliquant les résultats du contrôle indirect aux temps d'occupation.

La modélisation des doses vise l'estimation des doses en fonction d'un terme source caractérisé, en tenant compte des paramètres pertinents, comme la durée et la géométrie de l'exposition, le blindage et les types de rayonnement ou de substances nucléaires. Elle comprend l'application de coefficients de doses publiés, est généralement réalisée à l'aide d'un logiciel et, normalement, est de nature prospective. Parmi les sources des coefficients de dose se trouvent généralement celles publiées par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR). Il convient de noter que les coefficients de dose interne de la CIPR sont mis à jour afin d'intégrer les facteurs de pondération des tissus introduits dans la publication 103 de la CIPR, *Recommandations de 2007 de la Commission internationale de protection radiologique* [4]. Néanmoins, l'utilisation des coefficients de dose actuels de la CIPR demeure acceptable à l'heure actuelle aux fins de la modélisation de la dose.

## 2.4 Services de dosimétrie

L'article 8 du RRP exige des titulaires de permis qu'ils utilisent un service de dosimétrie autorisé par la CCSN pour mesurer et contrôler les doses de rayonnement reçues par les TSN et engagées à leur égard lorsqu'ils risquent vraisemblablement de recevoir :

- une dose efficace supérieure à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an, ou
- une dose équivalente à la peau ou aux mains et aux pieds supérieure à 50 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an

Cette exigence veille à ce que le contrôle des doses présente une exactitude et une précision suffisantes. Les exigences relatives aux services de dosimétrie autorisés figurent dans le REGDOC-2.7.2, tome II [2].

L'orientation visant à déterminer les circonstances dans lesquelles des services de dosimétrie autorisés seraient requis se trouve dans le REGDOC-2.7.1 [1].

## 2.5 Registres des doses

Toutes les données utilisées pour déterminer les doses, tous les rapports produits dans le cadre d'enquêtes et tous les documents associés aux demandes de modification des renseignements sur les doses (DMRD), y compris le rapport d'enquête, le formulaire DMRD et la lettre d'approbation de la CCSN, doivent être conservés pendant la période prescrite au paragraphe 24(2) du RRP. Ces données devraient permettre de recréer et de vérifier de manière raisonnable les résultats à partir des données initiales mises en référence. Une méthode claire d'identification des travailleurs et de tenue des dossiers de doses devrait être établie. L'identification, l'entreposage, la protection, la récupération et l'élimination des documents devraient être contrôlés.

## 2.6 Fichier dosimétrique national

Selon le RRP, si les mesures de dose sont enregistrées par un service de dosimétrie autorisé, les dossiers de doses des TSN devraient être soumis au FDN avec les renseignements personnels précis stipulés dans le RRP.

Le FDN est une base de données maintenue et gérée par Santé Canada, assurant le suivi des doses de rayonnement reçues par les personnes enregistrées tout au long de leur vie. La CCSN a conclu avec Santé Canada un protocole d'entente qui énonce les responsabilités de Santé Canada à l'égard de l'exploitation du registre, de la tenue à jour des renseignements exigés en vertu du RRP et de la mise à la disposition de ces renseignements à la CCSN<sup>1</sup>.

Sur demande, Santé Canada communique à la CCSN des renseignements du FDN sur les tendances des données concernant les doses pour les installations ou les groupes d'installations, des renseignements détaillés sur les doses pour les particuliers et les titulaires de permis, et les renseignements nécessaires aux études sur la santé, notamment les études épidémiologiques. Santé Canada informe également la CCSN de tout dossier indiquant qu'une limite de dose pour

---

<sup>1</sup> Le FDN est un registre des doses professionnelles reçues par les travailleurs canadiens. Il comprend également les doses reçues par les travailleurs étrangers; toutefois, ces doses ne sont pas utilisées pour l'analyse des données du FDN. Elles sont incluses afin que les services de dosimétrie puissent se conformer à l'article 19 du RRP.

un TSN a été dépassée. L'identification rapide de tels dossiers permet à la CCSN d'agir immédiatement pour s'assurer que les titulaires de permis ont pris les mesures qui s'imposent en vertu du RRP.

Un titulaire de permis pourrait demander la modification d'un dossier de doses ou d'un groupe de dossiers de doses dans le FDN. La partie C décrit le processus à suivre pour apporter des modifications aux renseignements sur les doses déposés dans le FDN.

## **2.7 Caractérisation des conditions de rayonnement**

Une évaluation des risques en milieu de travail devrait être réalisée et documentée en conséquence. Les conditions radiologiques (p. ex., l'aménagement de l'installation, les types de radionucléides et les activités exercées) d'une installation autorisée ou d'un endroit où une activité autorisée est exercée devraient être caractérisées, documentées, contrôlées et mises à jour en cas de changements pouvant avoir une incidence sur les doses aux travailleurs. La caractérisation des conditions radiologiques devrait fournir une description complète des sources de rayonnement et de la nature du rayonnement présent dans tous les lieux de travail qui pourraient entraîner une exposition externe. Il faudrait vérifier périodiquement les conditions radiologiques et tenir à jour la documentation.

Pour les sources d'exposition externe, la caractérisation radiologique devrait inclure ce qui suit :

- les radionucléides qui seront présents sur le lieu de travail, ainsi que leur période radioactive, leurs produits de filiation et leurs abondances relatives
- les types de rayonnement émis par ces radionucléides et leurs énergies
- une description des sources de rayonnement (p. ex., forme physique, géométrie et renseignements applicables sur le blindage)

Le cas échéant, les titulaires de permis devraient documenter le spectre d'énergie neutronique dans le milieu de travail. Cette information devrait servir à choisir les méthodes utilisées pour déterminer les doses aux travailleurs provenant de l'exposition aux neutrons. En général, la caractérisation des conditions radiologiques dans un milieu de travail génère des renseignements importants en vue de choisir les types de dosimétrie appropriés.

Pour les sources d'exposition interne, la caractérisation radiologique devrait fournir une description complète de la nature, de l'étendue et de la variabilité de la contamination de surface, de la radioactivité en suspension dans l'air et des autres sources potentielles d'incorporation, le cas échéant, dans tous les lieux de travail. La caractérisation radiologique devrait documenter les valeurs par défaut et, le cas échéant, les renseignements suivants pour toutes les zones d'une installation :

- les radionucléides qui devraient être présents sur le lieu de travail, ainsi que leur période radioactive, les produits de filiation et leurs abondances relatives
- les types de rayonnement émis par ces radionucléides et leurs énergies
- leurs formes chimiques et les types connexes de dégagement des voies respiratoires
- la taille des particules (p. ex., exprimées en diamètre aérodynamique médian en activité, ou AMAD), le cas échéant

## Partie A : Exposition externe

La dosimétrie externe est la mesure de la dose lorsque les sources de rayonnement sont à l'extérieur du corps. La dosimétrie externe concerne les rayonnements qui peuvent pénétrer la couche morte de la peau : les photons, le rayonnement bêta et les neutrons. Puisque les photons et le rayonnement bêta interagissent avec les particules chargées et que les neutrons interagissent par l'intermédiaire de la force nucléaire, les techniques de dosimétrie et les méthodes de détection sont très différentes.

L'exposition externe au rayonnement peut être mesurée par un contrôle direct. Toutefois, si le temps et les ressources nécessaires à la mesure directe l'emportent sur l'utilité de cette méthode, l'exposition peut être estimée.

### 3. Grandeurs opérationnelles

Les grandeurs opérationnelles sont définies dans le rapport 51 de la Commission internationale sur les unités et les mesures de radioprotection (ICRU), *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry* [5], qui forment un ensemble de quantités mesurables d'exposition externe que l'on peut utiliser pour démontrer le respect des limites de dose réglementaires. Les renseignements qui suivent sont fondés sur ce rapport.

#### 3.1 Équivalent de dose ambiant, $H^*(d)$

L'équivalent de dose ambiant est utilisé lorsque l'on emploie le contrôle de la zone pour déterminer la dose externe. Dans le cas des rayonnements fortement pénétrants, une profondeur de 10 mm est utilisée. Pour les rayonnements faiblement pénétrants, on utilise des profondeurs de 0,07 mm pour la peau et de 3 mm pour le cristallin. La grandeur  $H^*(d)$  représente l'équivalent de dose ambiant, où  $(d)$  est la profondeur mesurée en millimètres.

#### 3.2 Équivalent de dose directionnel, $H'(d, \Omega)$

L'équivalent de dose directionnel est utilisé lorsque l'on emploie le contrôle de la zone pour déterminer la dose externe. Cette grandeur opérationnelle tient compte de la direction spécifiée du champ de rayonnement,  $\Omega$ . Pour un rayonnement fortement pénétrant, on emploie une profondeur de 10 mm. Pour les rayonnements faiblement pénétrants, on utilise des profondeurs de 0,07 mm pour la peau et de 3 mm pour le cristallin. La valeur  $H'(d, \Omega)$  représente l'équivalent de dose directionnel, où  $d$  est la profondeur mesurée en millimètres.

#### 3.3 Équivalent de dose individuel, $H_p(d)$

L'équivalent de dose individuel est la grandeur opérationnelle employée lorsqu'on utilise le contrôle direct (ou individuel) pour déterminer la dose externe. Pour un rayonnement fortement pénétrant, on emploie une profondeur de 10 mm. Pour les rayonnements faiblement pénétrants, on utilise des profondeurs de 0,07 mm pour la peau et de 3 mm pour le cristallin. La valeur  $H_p(d)$  représente l'équivalent de dose individuel, où  $(d)$  est la profondeur mesurée en millimètres.



**Tableau 1 : Résumé des grandeurs opérationnelles**

Grandeur opérationnelle	Description
$H^*(10)$	Équivalent de dose ambiant à une profondeur de 10 mm
$H^*(0,07)$	Équivalent de dose ambiant à une profondeur de 0,07 mm
$H^*(3)$	Équivalent de dose ambiant à une profondeur de 3 mm
$H'(10, \Omega)$	Équivalent de dose directionnel à une profondeur de 10 mm
$H'(0,07, \Omega)$	Équivalent de dose directionnel à une profondeur de 0,07 mm
$H'(3, \Omega)$	Équivalent de dose directionnel à une profondeur de 3 mm
$H_p(10)$	Équivalent de dose individuel à une profondeur de 10 mm
$H_p(0,07)$	Équivalent de dose individuel à une profondeur de 0,07 mm
$H_p(3)$	Équivalent de dose individuel à une profondeur de 3 mm

#### 4. Contrôle direct

Afin de déterminer les doses externes reçues par les travailleurs, on pourrait effectuer un contrôle direct à l'aide d'un dosimètre personnel. On peut recourir à un service de dosimétrie autorisé pour déterminer la dose aux travailleurs. Lorsqu'un service de dosimétrie autorisé n'est pas requis, on pourrait aussi déterminer les doses au moyen des techniques de contrôle direct spécifiées dans le programme de radioprotection du titulaire de permis.

Les dosimètres sont divisés en deux grandes catégories :

- les dosimètres passifs, qui produisent un signal induit par le rayonnement, signal qui est enregistré dans l'appareil; le dosimètre est ensuite traité et ses résultats sont analysés
- les dosimètres actifs, qui produisent un signal induit par le rayonnement, signal dont la lecture directe indique la dose ou le débit de dose détecté

Un dosimètre passif typique utilisé pour mesurer le rayonnement photonique et bêta consiste en un détecteur inséré dans un support. Les divers dosimètres sont configurés différemment. Cependant, le détecteur contient un ou plusieurs éléments sensibles, et le support contient le ou les filtres. Dans un dosimètre qui mesure le rayonnement photonique et bêta, c'est principalement le filtre/support qui permet à l'instrument de différencier l'équivalent de dose individuel à la peau ou à l'œil (grandeurs  $H_p(0,07)$  et  $H_p(3)$ , respectivement), et l'équivalent de dose individuel au corps entier (grandeur  $H_p(10)$ ). Une partie du support pourrait comporter une fenêtre ouverte (aucun filtre ou un filtre très fin) pour mesurer la grandeur  $H_p(0,07)$ , et l'autre partie du détecteur pourrait comporter un support plus épais qui permet de mesurer la grandeur  $H_p(3)$  ou  $H_p(10)$ . Les filtres plus épais bloquent le rayonnement photonique et bêta de faible énergie, et permettent

seulement au rayonnement le plus pénétrant de déposer de l'énergie. Certains dosimètres sont pourvus de plusieurs filtres d'épaisseurs et de compositions différentes qui leur permettent de différencier divers niveaux d'énergie.

Les dosimètres actifs les plus couramment utilisés pour mesurer le rayonnement photonique et bêta affichent les doses électroniquement sur un écran. Les dosimètres stylos (aussi appelés dosimètres de poche) sont également des dosimètres actifs. Dans un dosimètre stylo, les doses sont indiquées par la position d'une ligne mince sur une échelle indiquant l'exposition au rayonnement.

Il existe plusieurs technologies différentes de dosimètres permettant de mesurer le rayonnement photonique et bêta. Les dosimètres passifs pour le corps entier comprennent les dosimètres thermoluminescents et les dosimètres à luminescence stimulée optiquement. Les dosimètres actifs pour le corps entier comprennent les dosimètres à lecture directe, aussi appelés dosimètres électroniques personnels ou dosimètres sonores individuels.

Les techniques de mesure pour déterminer les doses résultant du rayonnement photonique et bêta sont généralement inappropriées pour mesurer le rayonnement neutronique, car les neutrons interagissent différemment avec la matière.

Il existe divers types de radiamètres à neutrons. Les radiamètres à neutrons individuels (dont le plus populaire est le détecteur solide de traces nucléaires) et les radiamètres à neutrons portatifs en sont des exemples. Ces technologies de dosimètre sont décrites de manière plus approfondie à la section 4.1.

La qualité des résultats d'un dosimètre dépend de nombreux facteurs :

- La réponse d'un dosimètre varie en fonction de l'énergie et de l'angle d'incidence du rayonnement par rapport au détecteur du dosimètre.
- Les dosimètres varient dans leur capacité à détecter différents types de rayonnement (photonique, bêta ou neutronique).
- Le signal d'un dosimètre peut s'estomper avec le temps. Cela peut être causé par des facteurs environnementaux tels que la température, la lumière et l'humidité.
- Certains dosimètres sont limités également dans leur capacité à fonctionner dans des champs de rayonnement pulsé<sup>2</sup>.
- Certains dosimètres sont plus sensibles et peuvent détecter une quantité de rayonnement plus faible que d'autres.
- Les dosimètres diffèrent dans leur capacité à résister à des conditions environnementales difficiles.

On devrait discuter avec le fournisseur de services de dosimétrie ou le fabricant du dosimètre de toute limitation concernant les facteurs ci-dessus, afin de bien les comprendre. Ces limitations devraient être documentées, et les travailleurs devraient recevoir une formation afin que des mesures appropriées de protection puissent être prises pour prévenir tout impact sur les résultats de la dosimétrie. Par exemple, on sait que de nombreux dosimètres actifs ont une efficacité médiocre dans les champs de rayonnement pulsé. Par conséquent, si les champs de rayonnement

---

<sup>2</sup> Dans un champ de rayonnement pulsé, l'intensité des débits de dose varie périodiquement au fil du temps.

pulsé contribuent de façon appréciable à la dose, on devrait en tenir compte au moment de choisir le dosimètre le plus approprié pour déterminer la dose aux travailleurs.

La réponse d'un dosimètre est la valeur mesurée ou évaluée, divisée par la valeur conventionnellement vraie. La valeur conventionnellement vraie, également appelée « meilleure estimation », est la valeur attribuée à une grandeur et est reconnue comme ayant une incertitude appropriée pour une fin donnée. La réponse variera selon le type et l'énergie du rayonnement auquel le dosimètre est exposé. Les fournisseurs de service de dosimétrie pourraient offrir la possibilité d'appliquer des facteurs de correction normalisés applicables à des radionucléides ou des énergies spécifiques, pour obtenir des résultats plus précis. On devrait examiner soigneusement ces options en consultation avec le fournisseur de services de dosimétrie. Si des facteurs de correction sont appliqués, ils devraient être documentés et révisés si des changements surviennent dans le lieu de travail ou dans les activités professionnelles, changements qui pourraient en affecter la validité.

Les dosimètres devraient être fixés au corps pour éviter qu'ils ne tombent pendant le travail, et ils devraient être orientés vers l'extérieur et non couverts par d'autres articles ou dispositifs. Ils devraient être portés sur le tronc du corps, entre la taille et les épaules, à l'endroit où l'exposition prévue est la plus élevée (ou placés conformément aux instructions du fabricant).

Lorsque les dosimètres ne sont pas portés, ils devraient être entreposés dans un endroit où les débits de dose sont aussi proches que possible du rayonnement de fond et où les conditions d'entreposage sont favorables (endroits où les dosimètres sont protégés des rayons directs du soleil, des températures extrêmes, de la poussière, etc.). Les dosimètres ne devraient jamais être entreposés près des matières radioactives ou des appareils d'exposition. Au moins un dosimètre de contrôle du même type devrait être conservé dans chaque zone de stockage des dosimètres pendant la période de port. Le dosimètre de contrôle permet de contrôler la dose non liée au travail, soit la dose à laquelle les dosimètres individuels sont également exposés lorsqu'ils ne sont pas portés (c.-à-d., pendant leur stockage et leur transport). Cela comprend la dose provenant du rayonnement de fond et d'autres sources qui ne sont pas liées aux activités autorisées. Une fois traitées, les doses indiquées par le dosimètre de contrôle pourraient être soustraites des doses indiquées par les dosimètres des travailleurs, afin que la dose professionnelle nette puisse être déterminée avec précision. Les dosimètres de contrôle devraient être expédiés avec les dosimètres pendant le transport afin d'indiquer l'exposition potentielle au rayonnement pendant le transport. Pour l'expédition des dosimètres, on devrait utiliser des services de transport qui n'entraîneront pas d'exposition accidentelle à un rayonnement supérieur aux niveaux ambiants pendant le transport des dosimètres. Par exemple, on ne devrait pas faire appel aux services de transport qui expédient des matières radioactives.

Lorsqu'une personne voyage par avion avec un dosimètre, le dosimètre ne devrait pas être rangé dans les bagages enregistrés ou les bagages de cabine. Ainsi, le dosimètre n'enregistrera pas les doses non personnelles après avoir été exposé aux appareils de radiographies ou aux scanners qui sont utilisés dans la plupart des aéroports dans le cadre des protocoles de contrôle de sécurité des bagages. La pratique exemplaire consiste à transporter ou à porter le dosimètre au moment de traverser le point de contrôle de sûreté.

On devrait prendre des précautions pour protéger les dosimètres contre la contamination par des matières radioactives. Toutefois, cela devrait toujours se faire en consultation avec le fabricant ou le fournisseur de services de dosimétrie pour s'assurer que les mesures prises n'ont pas d'incidence sur les résultats du dosimètre.

Des procédures devraient être mises en place pour traiter les dosimètres qui ont été compromis (p. ex., les dosimètres perdus, endommagés ou soumis à une exposition non personnelle). Ces situations devraient faire l'objet d'une enquête, et des mesures appropriées devraient être prises dès que possible. L'enquête devrait comporter des discussions avec le travailleur dont le dosimètre a été compromis et avec le fournisseur de services de dosimétrie. Un dosimètre de remplacement devrait être fourni et, le cas échéant, une demande de modification des renseignements sur les doses devrait être présentée à la CCSN, conformément à l'orientation fournie à la partie C du présent document.

#### **4.1 Technologies des dosimètres**

Les technologies de dosimètres actifs et passifs décrites dans cette section sont couramment utilisées et présentées à titre d'exemples. D'autres technologies sont également disponibles.

Si un dosimètre fournit un résultat inattendu ou dépasse un seuil d'intervention, une enquête devrait être menée conformément au REGDOC-2.7.1 [1]. Cela devrait comprendre l'inspection du dosimètre pour déceler toute contamination, le cas échéant. Le fournisseur de services de dosimétrie devrait être consulté pour qu'il étudie l'analyse du dosimètre en question.

##### **4.1.1 Dosimètres thermoluminescents et dosimètres à luminescence stimulée optiquement**

Les dosimètres thermoluminescents (DTL) sont couramment utilisés. Une fois qu'un DTL a été lu, il ne peut plus être relu pour vérifier le résultat.

Il existe de nombreux types de DTL, y compris les dosimètres au fluorure de lithium, au sulfate de calcium et au borate de lithium.

Un dosimètre à luminescence stimulée optiquement (DLSO) offre divers avantages, dont la possibilité de relecture et la détection d'une faible dose mesurable. Les DLSO fonctionnent un peu comme les DTL, la principale différence étant qu'un faisceau lumineux, plutôt que la chaleur, fournit l'énergie nécessaire pour que les électrons à l'état excité retournent à leur état fondamental, générant une luminescence proportionnelle à la dose absorbée.

##### **4.1.2 Dosimètres à lecture directe**

Les DLD sont des dosimètres actifs, car ils affichent les doses et les débits de dose pendant leur utilisation. De nombreux dosimètres à lecture directe possèdent des alarmes sonores qui se déclenchent à des doses et des débits de dose préréglés. Les DLD les plus couramment utilisés affichent électroniquement les lectures de dose et sont composés soit d'une diode, soit d'un compteur Geiger-Müller (GM). Cependant, les dosimètres stylos à chambre d'ionisation sont encore utilisés.

Les DLD sont utilisés pour contrôler l'exposition et sont souvent portés en plus d'un dosimètre passif. Lorsqu'il est possible que les champs de rayonnement augmentent de façon inattendue d'un facteur de 10 ou plus, on devrait utiliser un DLD. Depuis de nombreuses années, les DLD servent de dispositifs de contrôle des doses, en particulier au sein de l'industrie nucléaire et aux fins de gammagraphie industrielle.

Les DLD ne sont généralement pas utilisés pour mesurer les doses enregistrées, mais ils pourraient être utilisés à cette fin lorsque le recours à un service de dosimétrie autorisé n'est pas requis ou dans le cas d'un dosimètre passif perdu ou endommagé. Lorsque des dosimètres actifs sont utilisés, la plage d'énergie, la sensibilité, la linéarité et la précision devraient être

appropriées, compte tenu des situations d'exposition dans lesquelles ils seront utilisés. De plus, des mesures de contrôle de la qualité et des procédures d'étalonnage devraient être en place pour s'assurer que les dosimètres fonctionnent correctement. En particulier, si l'on utilise des dosimètres actifs comportant des tubes GM comme détecteurs, il faudrait tenir compte de leur sous-réponse potentiellement importante aux champs de débits de dose élevés ( $> 100$  mSv/h).

#### **4.1.3 Détecteur solide de traces nucléaires**

Un détecteur solide de traces nucléaires comporte une matière plastique appelée CR-39 (composée de carbonate d'allylglycol). La technologie de la résine CR-39 repose sur la réaction des neutrons avec le matériau du détecteur. La réaction produit des particules chargées, comme des protons, au site d'interaction. Les protons produisent des traces dans le dosimètre, qui sont rendues visibles par une procédure de gravure chimique. Après la gravure, on compte les traces pour déterminer la dose.

#### **4.1.4 Radiamètres à neutrons portatifs**

Les radiamètres à neutrons portatifs sont conçus de manière à réagir à des neutrons ayant une vaste gamme d'énergies. Ils sont étalonnés en fonction d'un coefficient de conversion de la dose précis, qui peut varier de plus de deux ordres de grandeur. Par conséquent, les énergies neutroniques devraient être bien connues pour un radiamètre à neutron donné, ou le taux de conversion de la dose doit être établi à un niveau prudent. Lors de leur utilisation, les radiamètres à neutrons portatifs sont habituellement placés dans une zone du lieu de travail où les lectures du rayonnement sont les plus élevées. En intégrant le débit de dose au temps passé par les travailleurs à cet endroit, on peut estimer les doses et les attribuer à chaque travailleur. Cette méthode de mesure utilise le débit de dose le plus élevé mesuré par le radiamètre à neutrons. Ceci permet de garantir que l'attribution des doses qui en découlent reste prudente.

### **4.2 Dosimétrie du corps entier**

Les dosimètres les plus couramment utilisés sont ceux qui servent à déterminer la dose efficace externe au corps entier ou la dose équivalente à la peau du corps entier à la suite d'une exposition externe aux photons et au rayonnement bêta. Ces dosimètres sont communément appelés « dosimètres du corps entier » ou « badges du corps entier », et sont généralement portés sur le devant du torse entre la taille et le cou. Les dosimètres du corps entier mesurent généralement la dose profonde au corps entier au moyen de la grandeur  $H_p(10)$ , et la dose superficielle (à la peau) au corps entier au moyen de la grandeur  $H_p(0,07)$  dans des situations d'exposition uniforme. Les technologies de dosimètre les plus couramment utilisées pour le corps entier comprennent les DTL, les DLSO et les DLD.

Dans certaines situations, l'utilisation de plusieurs dosimètres pour le corps entier (communément appelés « badges multiples ») est plus appropriée pour déterminer la dose efficace externe que l'utilisation d'un dosimètre de corps entier porté sur le tronc. Ces situations se produisent lorsque l'exposition des travailleurs au rayonnement n'est pas uniforme.

#### **4.3 Dosimétrie multiple du corps entier**

L'orientation fournie dans cette section sur l'utilisation de dosimètres multiples du corps entier est fondée sur le document de l'American National Standards Institute/Health Physics Society, ANSI/HPS N13.41-2011, *Criteria for Performing Multiple Dosimetry* [6].

Dans les situations suivantes, l'exposition radiologique n'est pas uniforme, ce qui pourrait nécessiter l'utilisation de dosimètres multiples du corps entier.

1. Les travailleurs portent des vêtements de protection ou des blindages corporels partiels, comme dans les exemples suivants :
  - a. tabliers de plomb portés pour protéger les travailleurs qui doivent se trouver dans une salle d'imagerie diagnostique au moment d'une exposition
  - b. blindages corporels partiels utilisés dans les laboratoires de substances nucléaires, où la table de travail comporte un blindage pour protéger les travailleurs qui préparent des produits radiopharmaceutiques
2. Les travailleurs sont tenus de maintenir une position relativement constante par rapport à un champ localisé, comme dans les exemples suivants :
  - a. les travaux d'entretien d'une chaudière dans une centrale nucléaire, où la partie supérieure du corps pourrait être exposée à des niveaux de rayonnement plus élevés que la partie inférieure
  - b. le travail effectué à proximité immédiate d'une source de rayonnement localisée, de sorte que les parties du corps les plus proches de la source se trouvent dans un champ plus intense que le reste de l'organisme
3. Les tâches qui sont effectuées à proximité de fuites de rayonnement, telles que des fissures ou des petits trous dans les matériaux de blindage.
4. Les travailleurs sont exposés sur les côtés du corps opposés à l'endroit où le dosimètre est habituellement porté, par exemple dans le cas de travaux d'entretien qui exigent de plonger dans les piscines de stockage du combustible usé, et où il existe un risque d'exposition à des débits de dose élevés sous plusieurs angles différents.

La section 4.3.1 fournit de l'orientation pour les 3 premières situations susmentionnées.

Pour la quatrième situation, le nombre de dosimètres requis doit être déterminé au cas par cas : 1 dosimètre devrait être porté à l'endroit habituel et des dosimètres supplémentaires, aux autres endroits exposés du corps. La dose efficace externe sera alors calculée à l'aide d'un algorithme approprié tenant compte de la situation d'exposition. Une évaluation devrait être effectuée au cas par cas pour déterminer quel algorithme convient.

Bien que l'on puisse utiliser en tout temps plusieurs dosimètres de corps entier pour obtenir des estimations de dose plus précises, l'utilisation de plusieurs dosimètres est fortement recommandée lorsque les deux conditions suivantes sont réunies :

- L'équivalent de dose individuel pour toute partie du corps (comme la tête) peut varier de 50 % par rapport à l'équivalent de dose individuel qui serait mesuré par le dosimètre s'il était porté à son emplacement habituel (sur le tronc).
- L'équivalent de dose individuel résultant pourrait dépasser de 10 % une limite de dose lorsqu'une composante importante de la dose efficace due à des sources externes provient d'un champ de rayonnement non uniforme.

Lorsqu'il a été déterminé qu'un travailleur exécutera des tâches précises en portant plusieurs dosimètres du corps entier, en plus de son travail régulier dans un champ uniforme où un contrôle

courant est utilisé, on devrait alors remettre au travailleur un ensemble spécial de dosimètres qu'il portera pendant le travail spécifique, au lieu des dosimètres de contrôle courant. La dose totale au travailleur est la somme de la dose associée au travail dans le champ de rayonnement uniforme où un contrôle courant est effectué et des doses reçues pendant 1 ou plusieurs périodes de travail dans un champ non uniforme où plusieurs dosimètres sont utilisés.

L'emplacement des dosimètres multiples devrait être clairement documenté. Un dosimètre porté sur une partie du corps recouverte d'un tablier de plomb devrait être porté entre le tablier de plomb et le corps.

Le nombre de dosimètres nécessaires, pour la dosimétrie avec plusieurs dosimètres, dépend du champ de rayonnement, du travail à effectuer, de l'emplacement du travailleur par rapport aux sources de rayonnement et du niveau d'information que l'on désire obtenir avec la dosimétrie multiple.

#### 4.3.1 Calcul de la dose efficace externe au corps entier à l'aide de dosimètres multiples

Pour estimer la dose efficace externe,  $E$ , on peut combiner au moyen d'une somme pondérée les doses lues par plusieurs dosimètres. À cette fin, on considère que le corps est composé de plusieurs compartiments, chacun étant contrôlé par un dosimètre assigné.

Des facteurs de pondération ( $W_C$ ) ont été élaborés pour les divers compartiments ou parties du corps. Les compartiments et leurs facteurs de pondération connexes présentés au tableau 2 sont fondés sur les facteurs de pondération des tissus de la publication 103 [4] de la CIPR qui tiennent compte de la radiosensibilité des tissus et des organes qui composent divers compartiments.

**Tableau 2 : Compartiments et facteurs de pondération connexes**

Compartiment	Facteur de pondération ( $W_C$ )
Tête et cou	0,12
Thorax, au-dessus du diaphragme	0,40
Abdomen, y compris le bassin	0,46
Bras droit supérieur, y compris le coude	0,005
Bras gauche supérieur, y compris le coude	0,005
Cuisse droite, y compris le genou	0,005
Cuisse gauche, y compris le genou	0,005

L'équivalent de dose,  $H_p(10)$ , pour chaque compartiment pourrait être déterminé à l'aide des résultats fournis par le dosimètre porté à cet endroit du corps. S'il n'y a pas de dosimètre placé sur un compartiment donné, on pourrait alors utiliser l'équivalent de dose déterminé par un dosimètre placé proche d'une partie du corps et qui est protégé de la même manière.

La composante externe de la dose efficace au corps entier,  $E$ , est calculée à l'aide de l'équation suivante :

$$(1) \quad E = \sum W_C H_{p,C}(10)$$

où

$W_C$  est le facteur de pondération (sans unité)

$H_{p,C}$  est l'équivalent de dose assigné au compartiment  $C$  mSv

Si on a besoin d'une méthode plus complexe pour combiner les résultats des dosimètres, on trouvera plus d'orientation dans le document ANSI/HPS N13.41-2011 (R2018), *Criteria for Performing Multiple Dosimetry* [6]. Par exemple, dans certaines situations, on peut envisager le port d'un collier au cou (aussi appelé collier thyroïdien) en plus du tablier de plomb. Dans ce cas, on pourrait ajuster le modèle, car le cou est protégé par le collier.

### Exemple de calcul

Lorsqu'un travailleur porte un tablier de plomb, il devrait également porter 2 dosimètres (1 sur le thorax et 1 sur la tête ou le cou). Un exemple de calcul est fourni ci-dessous, pour la situation courante dans laquelle le travailleur porte un tablier de plomb couvrant le thorax, l'abdomen et les cuisses. Dans cet exemple, le travailleur porte 1 dosimètre sur la tête ou le cou faisant face à la source de rayonnement et 1 dosimètre sur le tronc sous le tablier, face à la source de rayonnement. Le dosimètre de tête/cou mesure l'équivalent de dose individuel à la tête et au cou et aux bras non protégés. Le dosimètre du tronc porté sous le tablier mesure l'équivalent de dose individuel au thorax, à l'abdomen et aux cuisses. Le tableau 3 présente un exemple de calcul de la composante externe de la dose efficace pour chaque compartiment.

**Tableau 3 : Exemple de calcul de la composante externe de la dose efficace pour chaque compartiment**

Compartiment	Facteur de pondération ( $W_C$ )	Dosimètre assigné	Équivalent de dose individuel, $H_{p,C}$ (mSv)	Dose efficace pour le compartiment, $E_C$ (mSv)
Tête et cou	0,12	Tête/cou	5,0	0,6
Thorax, au-dessus du diaphragme	0,40	Tronc	0,2	0,08
Abdomen, y compris le bassin	0,46	Tronc	0,2	0,092
Bras droit supérieur, y compris le coude	0,005	Tête/cou	5,0	0,025
Bras gauche supérieur, y compris le coude	0,005	Tête/cou	5,0	0,025
Cuisse droite, y compris le genou	0,005	Tronc	0,2	0,001
Cuisse gauche, y compris le genou	0,005	Tronc	0,2	0,001

Par conséquent, en additionnant la dose efficace pour chaque compartiment, la dose efficace externe au corps entier est de 0,82 mSv.



#### 4.4 Dosimétrie aux extrémités

Le RRP exige l'utilisation d'un service de dosimétrie autorisé pour contrôler les doses de rayonnement reçues par les TSN, et engagées à leur égard, lorsque ces TSN présentent une probabilité raisonnable de recevoir une dose équivalente à la peau ou aux mains et aux pieds supérieure à 50 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an. Les mains et les pieds constituent également des extrémités. La norme d'ANSI/HPS N13.41-2011 (R2018), *Criteria for Performing Multiple Dosimetry* [6] définit la main comme étant le bras sous le coude et le pied comme étant la jambe sous le genou. La grandeur opérationnelle  $H_p(0,07)$  est couramment utilisée pour mesurer les doses à la peau ainsi qu'aux mains et aux pieds.

Étant donné que la limite de dose équivalente aux mains et aux pieds est établie pour empêcher d'une réaction tissulaire, la limite de dose s'applique à chaque main et chaque pied. Par conséquent, lors de l'évaluation de la dose à la peau de la main gauche et de la main droite ou du pied gauche et du pied droit, chaque extrémité est considérée comme une entité distincte, assortie de limites de dose équivalente distinctes, et les doses aux différentes extrémités devraient être enregistrées séparément.

On emploie les dosimètres d'extrémité pour mesurer la grandeur  $H_p(0,07)$ , et ces dosimètres devraient être portés sur ou aussi près que possible de la zone de 1 cm<sup>2</sup> de l'extrémité qui reçoit la dose la plus élevée. La pratique courante consiste également à porter des dosimètres d'extrémité sur les deux mains. Le contrôle se fait plus souvent à l'aide de DTL sous forme de bagues pour les doigts, ou de DTL sous forme de puces qui sont fixées par ruban adhésif ou attachés aux extrémités. Dans certains cas, un dosimètre de corps entier est porté au poignet ou à la cheville à l'aide d'un bracelet. Les instructions sur le port du dosimètre, fournies par le fournisseur de services de dosimétrie, devraient être respectées. En général, le dosimètre d'extrémité devrait être porté près de la peau, à l'intérieur de tout vêtement qui protège la peau de l'exposition aux photons de faible énergie et au rayonnement bêta. En plaçant le dosimètre sous le vêtement, on le protège également d'une contamination potentielle.

Un travailleur qui manipule des sources radioactives avec ses mains pourrait devoir porter des dosimètres d'extrémité afin de mesurer adéquatement la dose équivalente aux mains. La médecine nucléaire et le traitement du combustible nucléaire sont 2 exemples de secteurs industriels où les travailleurs portent des dosimètres d'extrémités. Dans ces situations, l'administration de substances nucléaires ou le traitement du combustible nucléaire pourrait exposer la peau des mains d'un travailleur à des niveaux de rayonnement plus élevés que la peau du reste du corps. Les travailleurs des centrales nucléaires portent également des dosimètres d'extrémités lorsque leurs fonctions entraînent un contact étroit des mains ou des pieds avec des substances nucléaires.

#### 4.5 Dosimétrie du cristallin de l'œil

On devrait évaluer et documenter les risques en milieu de travail afin de déterminer si les travailleurs courent un risque plus élevé de recevoir une exposition élevée au cristallin. S'il est déterminé que les travailleurs encourent un risque plus élevé, on devrait évaluer les doses au cristallin. Voici quelques exemples de ces situations :

- les travailleurs soumis à une exposition non uniforme de l'œil
- les travailleurs exposés à des rayonnements faiblement pénétrants qui contribuent à la dose au cristallin, mais moins, voire pas du tout, à la dose efficace (c.-à-d., la dose au corps entier)

Il faudrait examiner et évaluer les risques en milieu de travail afin de déterminer si des mesures supplémentaires s'imposent pour mieux protéger les travailleurs contre la radioexposition du cristallin. Dans certains cas, on pourrait réduire efficacement les doses au cristallin, notamment par les mesures suivantes :

- le recours à des contrôles techniques qui, idéalement, devraient être envisagés dès le stade de conception des installations et de l'équipement
- l'utilisation d'un équipement de protection individuelle, notamment des lunettes de protection
- l'utilisation de contrôles administratifs, notamment les exigences et les restrictions concernant les procédures

Lorsqu'on évalue les risques en milieu de travail, il faudrait déterminer si certains travailleurs appartiennent à l'une des 2 catégories suivantes :

- les travailleurs exposés à des rayonnements faiblement pénétrants, tels que les particules bêta ou les photons de faibles énergies (c.-à-d., énergies inférieures à environ 40 keV) – il est à noter que le rayonnement bêta nécessite une énergie maximale supérieure à 700 keV pour pénétrer jusqu'à la profondeur sensible du cristallin; par conséquent, les énergies bêta inférieures à 700 keV n'ont pas à être prises en compte
- les travailleurs exposés à des champs de rayonnement non uniformes, notamment dans les situations suivantes :
  - la tête est plus près de la source de rayonnement que le reste du corps (p. ex., lors de l'observation ou de la manipulation d'une source radioactive, notamment lorsqu'on regarde de près une seringue contenant des isotopes médicaux ou qu'on inspecte des pastilles de combustible fabriquées)
  - le tronc du corps est protégé (p. ex., par un équipement ou un dispositif de protection), mais les yeux ne le sont pas

Si les travailleurs appartiennent à l'une des 2 catégories ci-dessus, ou aux deux, la nature de l'exposition devrait être documentée et les méthodes d'évaluation des doses au cristallin devraient être déterminées. Le contrôle individuel du cristallin comprend ce qui suit :

- le port de dosimètres près du cristallin qui mesurent la grandeur  $H_p(3)$
- le port de dosimètres près des yeux ou sur d'autres parties du corps qui mesurent les grandeurs  $H_p(10)$  ou  $H_p(0,07)$

Si les travailleurs ne sont pas visés par l'une ou l'autre de ces 2 catégories, on peut supposer que les doses au cristallin sont équivalentes à  $H_p(10)$  ou à  $H_p(0,07)$  et qu'elles pourraient être mesurées par des dosimètres du corps entier portés sur le tronc. Ainsi, le respect des limites de la dose efficace assurera également le respect des limites de dose équivalente pour le cristallin.

Les tableaux A.1 et A.2 de l'annexe A donnent de l'orientation précise sur la façon de choisir le dosimètre approprié pour diverses situations. Cette orientation est fondée sur l'information tirée du document de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) TECDOC-1731, *Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye* [7]. Veuillez consulter ce document pour obtenir de plus amples renseignements.

Pour déterminer s'il est nécessaire de surveiller l'exposition du cristallin aux neutrons, l'évaluation des risques en milieu de travail devrait identifier les travailleurs exposés au

rayonnement neutronique. Cette évaluation devrait également mesurer la contribution des neutrons à la dose oculaire totale. Lorsque les expositions ne sont pas uniformes dans les champs de rayonnement neutronique et que les yeux sont le principal organe exposé, les dosimètres individuels qui mesurent la grandeur  $H_p(10)$  et qui sont portés près des yeux peuvent fournir une estimation prudente de la dose de neutrons au cristallin dans certaines circonstances. Il est à noter qu'elle s'ajoute à la dosimétrie neutronique utilisée pour surveiller la dose du corps entier (décrite à la section 4.6). Le dosimètre choisi pour mesurer la grandeur  $H_p(3)$ , devrait disposer du filtre approprié pour mesurer l'équivalent de dose à une profondeur de 3 mm. Les dosimètres devraient également être capables de mesurer une gamme de doses appropriées pour les doses potentielles aux travailleurs et convenir aux champs de rayonnement que l'on trouve sur le lieu de travail. On devrait consulter les fournisseurs de services de dosimétrie pour s'assurer que les dosimètres conviennent à l'environnement de travail où ils pourraient être utilisés. Il faudrait donc choisir un fournisseur de services de dosimétrie disposant d'une procédure d'étalonnage et d'un système de gestion adéquats.

Lorsque l'on porte un dosimètre près des yeux pour contrôler la dose au cristallin, on devrait évaluer l'endroit où il devra être porté (p. ex., côté gauche de l'œil gauche, côté droit de l'œil droit, centre du front). L'emplacement du dosimètre devrait correspondre à l'endroit où la dose maximale sera reçue.

Il est possible de recourir à un blindage au plomb pour protéger les yeux contre les doses dues au rayonnement photonique. Un dispositif de blindage en plastique sans plomb ne protège pas les yeux contre le rayonnement photonique, mais il pourrait réduire les débits de dose dus au rayonnement bêta. Si l'on utilise une protection oculaire, le dosimètre devrait être placé de manière à ce qu'il en tienne compte. Cela signifie que le dosimètre devrait se trouver entre tout matériau de blindage et le cristallin de l'œil. Si cela n'est pas réalisable, on peut utiliser un filtre qui reproduit le niveau de blindage, ou encore appliquer des facteurs de correction. Tout facteur de correction utilisé devrait être justifié et documenté.

#### 4.6 Dosimétrie neutronique

De nombreux facteurs (comme la nature de la source, l'épaisseur, la forme et la composition du matériau de blindage, ou encore la géométrie de l'environnement de travail) peuvent modifier le spectre d'énergie qui entre en contact avec le corps d'un travailleur. Par conséquent, la dosimétrie neutronique est très complexe.

Les doses aux travailleurs dues à l'exposition aux neutrons pourraient être déterminées au moyen de dosimètres actifs ou passifs.

Des radiamètres à neutrons passifs (comprennant, sans s'y limiter, les dosimètres CR-39) devraient être utilisés dans la mesure du possible. Ils devraient être appropriés pour le spectre d'énergie neutronique en milieu de travail. On devrait avoir recours à plus d'un type de radiamètre à neutrons pour contrôler les travailleurs exposés à des spectres d'énergie neutronique qui sont plus vastes que ceux pour lesquels un seul radiamètre à neutrons a été étalonné.

Les radiamètres à neutrons personnels sont utilisés pour mesurer la grandeur  $H_p(10)$  et devraient être portés sur le tronc du corps, entre la taille et le cou, à l'endroit où l'exposition prévue est maximale. Tel que décrit à l'article 54.5; lorsque les expositions ne sont pas uniformes entre les champs de rayonnement neutronique et que la dose au cristallin des yeux constitue l'exposition préférentielle et qu'elle peut dépasser la dose au corps entier, les dosimètres personnels qui mesurent la grandeur  $H_p(10)$  du rayonnement neutronique peuvent être portés près des yeux pour

fournir une estimation prudente de la dose neutronique au cristallin de l'œil dans certaines circonstances.

Les radiamètres à neutrons actifs sont des instruments portatifs de contrôle du rayonnement neutronique. De tels instruments pourraient servir à caractériser les champs de rayonnement neutronique dans un milieu de travail. Les doses personnelles de neutrons pourraient être dérivées à partir des résultats de telles caractérisations en milieu de travail et des temps d'occupation connus du personnel. Lorsqu'on utilise des instruments de contrôle portatifs pour caractériser les champs de rayonnement neutronique dans un milieu de travail, ces instruments devraient être placés dans les endroits où l'exposition aux neutrons est possible. En outre, les spectres d'énergie neutronique en milieu de travail devraient être connus, afin de choisir un instrument de contrôle approprié. Lorsque le spectre d'énergie des neutrons d'un endroit donné est très large, il pourrait s'avérer nécessaire d'utiliser plusieurs types d'appareils.

Il convient d'utiliser les radiamètres à neutrons portatifs aux fins de dosimétrie seulement lorsqu'ils constituent la meilleure option pour déterminer les doses aux travailleurs dues au rayonnement neutronique.

Les radiamètres à neutrons portatifs ne devraient pas être utilisés dans les zones de travail où les débits de dose neutronique varient dans l'espace, car l'instrument pourrait ne pas refléter les doses reçues par les travailleurs. Si des radiamètres à neutrons portatifs sont utilisés aux fins de dosimétrie, les titulaires de permis devraient démontrer qu'il n'existe pas de variation spatiale significative sur le plan des débits de dose, de sorte que les résultats de dosimétrie sont représentatifs de l'exposition des travailleurs.

## **5. Détermination de la dose externe par estimation**

Bien que le contrôle direct soit la méthode privilégiée pour déterminer les doses externes aux travailleurs, l'alinéa 5(2)(b) duRRP stipule que l'on peut déterminer ces doses « par évaluation, lorsque le temps et les ressources exigés pour une mesure directe sont trop importants par rapport à son utilité ». Aux fins du présent document, l'estimation fait référence à deux types de méthodes d'estimation des doses : le contrôle indirect (c.-à-d., en milieu de travail) et la modélisation des doses (c.-à-d., le calcul des doses en fonction des caractéristiques de la source, de la géométrie de l'exposition et d'autres paramètres pertinents). La présente section contient de l'orientation sur le contrôle indirect et la modélisation des doses. On fournit également de l'orientation sur la manière d'évaluer la dose équivalente à la peau à la suite d'un incident de contamination cutanée. Enfin, on y présente les mesures d'assurance de la qualité qui devraient être prises en compte lors de la détermination des doses par estimation.

### **5.1 Contrôle indirect**

Le contrôle indirect, aussi appelé contrôle en milieu de travail, consiste à mesurer le débit de dose dans un champ de rayonnement et à multiplier ce débit de dose par le temps d'occupation de chaque travailleur dans ce champ. Le contrôle en milieu de travail fournit des renseignements sur les débits de dose dans un lieu de travail donné et permet de planifier le travail et le contrôle de l'exposition. On peut utiliser ce type de contrôle pour réaliser des évaluations prospectives des doses en tant qu'outil de planification. On peut également l'employer pour faire des évaluations rétrospectives des doses, telles que les situations où les doses sont faibles et constantes dans le temps.

Aux fins de l'estimation des doses individuelles, les mesures sur le lieu de travail ne devraient être utilisées que pour les champs de rayonnement qui sont uniformes et constants dans le temps. Les endroits de contrôle en milieu de travail devraient être représentatifs du temps d'occupation des travailleurs dans ce champ. Si le champ de rayonnement est uniforme dans l'espace et dans le temps, seuls quelques points de contrôle s'avèrent nécessaires. On devrait évaluer les lieux où le contrôle indirect est effectué pour déterminer les endroits où il convient de placer les instruments, et le nombre requis d'instruments. Le nombre d'endroits de mesure dans le lieu de travail devrait être augmenté lorsque les champs de rayonnement ne sont pas uniformes dans l'espace. Il faudrait prendre les mesures immédiatement après des changements ambiants susceptibles d'avoir une incidence sur les résultats du contrôle. Si les changements sont fréquents ou soudains, le contrôle devrait être continu. Lors de la détermination des doses sur la base du contrôle en milieu de travail, les résultats du contrôle devraient être représentatifs de toutes les zones de travail où les doses sont déterminées de cette manière. Les données du contrôle en milieu de travail, y compris le moment et l'endroit de chaque mesure et le résultat connexe, devraient être documentées.

Pour le contrôle en milieu de travail visant à estimer les doses individuelles, il faudrait utiliser des instruments appropriés. Pour les champs de rayonnement mixtes, il pourrait être nécessaire d'utiliser plus d'un type d'instrument. Afin de s'assurer que le contrôle en milieu de travail est approprié, les instruments utilisés devraient être :

- sélectionnés pour mesurer les types et les énergies des rayonnements présents
- sélectionnés pour couvrir la gamme des débits de dose présents
- choisis pour fonctionner dans des conditions ambiantes ou des influences extérieures présentes
- étalonnés en fonction des types et des énergies des rayonnements présents
- placés dans une direction et à un endroit appropriés de manière à ce que les mesures reflètent de façon prudente les doses reçues par les travailleurs
- capables d'effectuer un comptage scalaire si les doses à mesurer sont très faibles

Les instruments devraient également être choisis de manière à ce que la personne qui prend les mesures puisse bien voir lorsque l'instrument est hors de sa portée.

Les instruments utilisés pour estimer les doses individuelles mesurent généralement des grandeurs opérationnelles, soit  $H^*(10)$  ou  $H'(0,07, \Omega)$ . L'explication des grandeurs opérationnelles figure au chapitre 3. Il est important de déterminer la grandeur opérationnelle qu'il convient d'utiliser comme substitut de la grandeur assurant la protection voulue. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter le rapport 51 de l'ICRU, *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry* [5]. Par exemple, on pourrait utiliser comme substitut de dose efficace l'équivalent de dose ambiant,  $H^*(10)$ . Dans le cas d'une exposition à un rayonnement faiblement pénétrant, l'équivalent de dose ambiant  $H^*(0,07)$  ou l'équivalent de dose directionnel  $H'(0,07, 0^\circ)$  pourrait être utilisé comme substitut de la dose équivalente à la peau.

### 5.1.1 Facteur de considération particulier pour le cristallin

Le contrôle direct est la méthode privilégiée pour évaluer la dose au cristallin. Cependant, lorsque les champs de rayonnement sont prévisibles sur de longues périodes, il est possible d'estimer les doses par contrôle indirect à des endroits pertinents. Ces emplacements devraient être représentatifs des conditions dans lesquelles les personnes seront exposées. Si le contrôle de l'air ambiant est envisagé, on pourrait utiliser des instruments qui mesurent l'équivalent de dose ambiant ou l'équivalent de dose directionnel. Si l'on envisage de contrôler l'air ambiant, les

grandeurs  $H_p(10)$  et  $H_p(0,07)$  pourraient être remplacées par les grandeurs  $H^*(10)$  et  $H'(0,07)$ , respectivement, dans le tableau A.1 de l'annexe A, qui donne de l'orientation sur le contrôle direct.

## 5.2 Modélisation des doses

La modélisation des doses visant à déterminer les doses externes aux travailleurs consiste à calculer les doses en fonction de la connaissance des scénarios d'exposition (comme le terme source, les géométries d'exposition et les temps d'exposition) et à appliquer les données publiées sur les coefficients de doses et le blindage. Divers logiciels sont offerts en ligne ou à l'achat et permettent à l'utilisateur de calculer les doses et les débits de dose pour différents types de sources et de géométries.

La modélisation en vue de déterminer les doses aux travailleurs pourrait être utilisée lorsque les caractéristiques des sources présentes dans l'environnement de travail et les géométries d'exposition sont bien comprises.

Les méthodes de modélisation des doses pour déterminer les doses aux travailleurs devraient être conformes aux pratiques de qualité suivantes :

- la modélisation des doses ne devrait être effectuée que par des travailleurs formés et qualifiés
- les procédures d'estimation des doses devraient :
  - documenter toutes les activités professionnelles pouvant influencer sur l'attribution de la bonne dose à la bonne personne et le maintien d'un système de dossiers des doses
  - décrire en détail les méthodes de modélisation de la dose
  - être examinées et révisées au besoin lorsque des changements dans le milieu de travail pourraient avoir une incidence sur la précision, l'exactitude et la fiabilité des estimations de dose
- la vérification des méthodes et des résultats de la modélisation des doses devrait être effectuée par des personnes formées et qualifiées autres que celles qui ont participé au travail faisant l'objet de la vérification

Pour en savoir plus sur la façon d'effectuer des calculs simples de dose ou de débit de dose, veuillez consulter le [Livret d'information sur les radionucléides](#) de la CCSN [8].

## 5.3 Contamination de la peau

Cette section fournit de l'orientation aux titulaires de permis sur l'évaluation de la dose à la peau à la suite d'un incident de contamination cutanée.

L'expérience a montré que la plupart des cas de contamination cutanée, s'ils sont détectés rapidement, entraînent en fait des doses équivalentes relativement faibles. Les principes généraux d'intervention en cas de contamination cutanée sont les suivants :

- les circonstances de l'événement devraient être documentées, enregistrées et faire l'objet d'une enquête afin de s'assurer que les pratiques de travail sont optimisées et de réduire au minimum la probabilité de récurrences
- la dose à la peau est calculée et enregistrée par le titulaire de permis
- le titulaire de permis signale l'incident à la CCSN conformément aux exigences de son permis, le cas échéant

### 5.3.1 Efficacité des contaminamètres

L'annexe C du REGDOC-2.7.1 [1] présente de l'orientation concernant le contrôle de la contamination radioactive. Cette orientation permet d'établir l'efficacité des détecteurs de radionucléides utilisés avant que les sources non scellées ne soient manipulées, même si une contamination cutanée est peu probable.

### 5.3.2 Mesures du rayonnement de fond

On devrait mesurer le taux de comptage du rayonnement de fond à l'aide du contaminamètre choisi, et enregistrer les résultats qui seront utiles ultérieurement en cas d'incident de contamination cutanée. Ces mesures devraient être prises dans une zone à faible débit de dose où il n'y a pas de substances nucléaires.

### 5.3.3 Mesure de la contamination cutanée

Des instructions étape par étape sont présentées ci-dessous concernant la mesure et l'enregistrement du taux de comptage net.

1. Estimer la superficie de la peau contaminée à l'aide du contaminamètre.
2. Mesurer et enregistrer le taux de comptage directement au-dessus de la partie de la peau touchée présentant le taux de comptage maximal, et enregistrer l'heure de la mesure et l'heure de l'événement de contamination.

Dans la mesure du possible, et si un détecteur de rayonnement se trouve à proximité immédiate, la première mesure devrait être prise avant les tâches de décontamination.

La mesure devrait être prise en plaçant le détecteur le plus près possible de la peau (p. ex., 0,5 cm), sans contact direct avec celle-ci.

3. Déterminer le taux de comptage net en coups par seconde en soustrayant le taux de comptage de fond du taux de comptage mesuré sur la peau. Si le taux de comptage net est en coups par minute, on le divise par 60 pour le convertir en coups par seconde.

Si le taux de comptage net est supérieur à zéro, décontaminer la peau en la nettoyant immédiatement à l'eau tiède. Toutefois, on devrait éviter un nettoyage excessif afin de ne pas endommager la peau et causer une incorporation par absorption cutanée.

Répéter les étapes 1 à 3 jusqu'à ce que le taux de comptage net soit nul ou que les mesures subséquentes ne diminuent plus.

Dans certains cas, il convient d'extraire le plus rapidement une contamination cutanée fixe, comme faire porter à la victime un gant imperméable par-dessus la peau affectée pour encourager la transpiration. On devrait consulter le responsable de la radioprotection ou une autorité équivalente en matière de radioprotection pour obtenir des consignes spécifiques.

### 5.3.4 Calcul de la dose cutanée d'après les données de contamination

Si le moment de l'événement de contamination cutanée n'est pas connu ou si un laps de temps important (plus de 30 minutes) s'est écoulé entre l'événement de contamination et la première mesure, on devrait formuler une hypothèse prudente concernant le moment de l'événement. Par

exemple, on pourrait supposer que la contamination est survenue lorsque la matière radioactive a été manipulée pour la première fois.

On pourrait déterminer alors la concentration moyenne de surface (Bq/cm<sup>2</sup>) pour chaque mesure à l'aide de la formule suivante :

$$(2) \quad \bar{C} = \frac{\text{Taux de comptage net}}{\text{Superficie} \times \varepsilon}$$

Où:

$\bar{C}$  = la concentration moyenne de surface en Bq/cm<sup>2</sup>. Si l'instrument donne des résultats en Bq/cm<sup>2</sup>, il est important de bien savoir quelle superficie on emploie pour la conversion, car un facteur de correction pourrait être nécessaire. Par exemple, si un instrument donne un résultat en Bq/cm<sup>2</sup> fondé sur une source d'étalonnage de 100 cm<sup>2</sup> et que la superficie de la peau contaminée est de 1 cm<sup>2</sup>, le résultat fourni par l'instrument devrait être multiplié par un facteur de 100.

Taux de comptage net = taux de comptage moyen mesuré moins le taux de comptage du rayonnement de fond, en coups par seconde (si le taux de comptage net est donné en coups par minute, il faut diviser la mesure par 60 pour obtenir la valeur en coups par seconde).

Superficie = superficie de la peau contaminée en cm<sup>2</sup> si la superficie contaminée est inférieure à la superficie de la sonde et que la mesure a été prise de telle sorte que la superficie de la peau contaminée se trouve directement sous la sonde (si la superficie est inconnue ou si la peau est contaminée de façon inégale, on pourrait utiliser une valeur prudente de 1 cm<sup>2</sup>), ou  
la superficie active de la sonde en cm<sup>2</sup> si la peau est contaminée de façon uniforme sur une superficie plus grande que celle de la sonde.

$\varepsilon$  = efficacité du contaminamètre en cps/Bq

La formule suivante pourrait être utilisée pour calculer la dose à la peau en  $\mu\text{Sv}$ , pour chaque intervalle de mesure :

$$(3) \quad D = \bar{C} \times DCF \times 1.443 \times T_{1/2} \left( 1 - e^{-\frac{0.693 \times T}{T_{1/2}}} \right)$$

où :

FCD = facteurs de conversion du débit de dose à la peau en  $\mu\text{Sv/h}$  par Bq/cm<sup>2</sup> (voir le tableau 4 ci-dessous)

$T_{1/2}$  = période radioactive en heures



$T$  = temps écoulé, en heures

Pour la première mesure,  $T$  est la somme du temps écoulé entre la première et la deuxième mesure et du temps écoulé estimé entre la contamination et la première mesure.

Pour les mesures suivantes,  $T$  est le temps écoulé entre la mesure courante et la mesure subséquente.

Le tableau 4 est adapté du document de l'AIEA, TECDOC-1162, *Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency* [9] et présente les facteurs de conversion des débits de dose équivalente qui devraient être utilisés lors de l'application de l'équation 3. Les titulaires de permis pourraient proposer d'autres valeurs pour les FCD aux fins d'examen par le personnel de la CCSN.

**Tableau 4 : Facteurs de conversion du débit de dose à la peau pour les substances nucléaires d'utilisation courante**

Radionucléide	Période radioactive (heures)	Facteurs de conversion ( $\mu\text{Sv/h}$ par $\text{Bq/cm}^2$ )
$^{14}\text{C}$	$5,02 \times 10^7$	0,32
$^{18}\text{F}$	1,83	1,9
$^{32}\text{P}$	343	1,9
$^{67}\text{Ga}$	78,2	0,35
$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	$2,55 \times 10^5$	3,5
$^{90}\text{Y}$	64,1	2,0
$^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$	65,94	1,9
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	6,0	0,25
$^{111}\text{In}$	67,2	0,38
$^{123}\text{I}$	13,2	0,38
$^{125}\text{I}$	1 442	0,021
$^{131}\text{I}$	192	1,6
$^{201}\text{Tl}$	73,0	0,27

Une liste des facteurs de conversion pour d'autres radionucléides figure dans le document de l'AIEA TECDOC-1162 [9] et dans l'article de *Health Physics* intitulé *Electron dose-rate conversion factors for external exposure of the skin from uniformly deposited activity on the body surface* [10].

Si le taux de comptage net final est nul, additionnez les doses calculées pour obtenir la dose totale à la peau. Toutefois, si le taux de comptage net n'est pas nul, on déterminera la dose pour la période suivant la dernière mesure à l'aide de la formule ci-dessous, puis on additionnera les doses pour obtenir la dose totale à la peau :

$$(4) \quad D = \bar{C} \times DCF \times 1.443 \times T_{1/2}$$

L'épaisseur de la peau peut être prise en compte pour affiner les estimations de la dose à la peau découlant des événements de contamination cutanée. La CCSN les évaluera au cas par cas.

## Partie B – Exposition interne

### 6. Grandeurs

Par exposition interne, on entend l'exposition au rayonnement ionisant qui résulte de l'ingestion de radionucléides dans le corps. Cette section décrit les grandeurs à utiliser pour déterminer les doses dues à l'exposition interne.

La dose équivalente engagée,  $H_T(50)$ , est la dose équivalente reçue par un organe ou un tissu due à un radionucléide pendant les 50 années suivant l'incorporation du radionucléide dans le corps d'une personne de 18 ans ou plus.<sup>3</sup>

La dose efficace engagée (DEE), appelée  $E(50)$ , est la dose efficace d'un radionucléide pendant les 50 années suivant son incorporation dans le corps d'une personne de 18 ans ou plus.<sup>4</sup>

La limite annuelle d'incorporation (LAI) est l'activité d'un radionucléide qui, lorsqu'il est incorporé dans le corps, produit une DEE de 20 mSv. Des valeurs LAI peuvent être calculées pour l'inhalation ou l'ingestion. La LAI pour l'inhalation ( $LAI_{inh}$ ) est donnée par la formule suivante :

$$(5) \quad LAI_{inh}[Bq] = \frac{0,02 [Sv]}{e_{inh}(50) \left[ \frac{Sv}{Bq} \right]}$$

La LAI pour l'ingestion ( $LAI_{ing}$ ) est donnée par la formule suivante :

$$(6) \quad LAI_{ing}[Bq] = \frac{0.02 [Sv]}{e_{ing}(50) \left[ \frac{Sv}{Bq} \right]}$$

Dans les équations ci-dessus, coefficients de dose  $e_{inh}(50)$  et  $e_{ing}(50)$  sont la DEE par unité d'incorporation par inhalation et par ingestion, respectivement. Ces valeurs devraient être fondées sur les valeurs par défaut de la CIPR applicables aux scénarios d'exposition, lorsque les caractéristiques propres au site des substances nucléaires d'intérêt (p. ex., solubilité, taille des particules) ne sont pas connues. Pour ce qui est de l'incorporation de particules par inhalation, et à moins que l'on ne dispose d'information propre au site, on supposera que la taille des particules (diamètre aérodynamique médian en activité, AMAD) est de 5 µm. Pour l'incorporation de gaz et de vapeurs par inhalation, et à moins que l'on ne dispose d'information propre au site, il faudrait choisir la DEE appropriée par unité d'incorporation conformément aux recommandations de la CIPR. Les coefficients de dose par défaut de la CIPR pour l'inhalation ou l'ingestion devraient être retenus de la publication 119 [11] de la CIPR.

<sup>3</sup> Pour les personnes âgées de moins de 18 ans, la dose équivalente engagée est la dose équivalente reçue par un organe ou un tissu à partir d'un radionucléide depuis l'incorporation jusqu'à l'âge de 70 ans.

<sup>4</sup> Pour les personnes de moins de 18 ans, la DEE est la dose efficace reçue entre le moment de l'incorporation et l'âge de 70 ans.

La limite dérivée de concentration dans l'air (LDCA) est la concentration d'un radionucléide dans l'air qui, lorsqu'il est inhalé à un rythme respiratoire de 1,2 m<sup>3</sup> par heure pendant 2 000 heures de travail par année, entraîne l'absorption de 1 LAI de ce radionucléide.

La LDCA pour un radionucléide est donnée par la formule suivante :

$$(7) \quad LDCA \left[ \frac{Bq}{m^3} \right] = \frac{LAI_{inh} [Bq]}{2\,200 [m^3]}$$

## 7. Méthodes de contrôle de l'incorporation

Le contrôle de l'incorporation potentielle de radionucléides par les travailleurs peut être effectué par des mesures individuelles ou par des mesures en milieu de travail.

### 7.1 Contrôle individuel

Le contrôle individuel de l'incorporation vise à vérifier et à documenter que les travailleurs sont adéquatement protégés contre les risques radiologiques internes et à démontrer le respect du RRP. Plus particulièrement, il a pour but de déterminer les doses aux travailleurs, de servir d'indicateur d'incorporation potentielle et, dans l'ensemble, d'appuyer le programme de radioprotection du titulaire de permis. Dans les situations d'urgence, il vise à déterminer et à documenter les doses reçues par les travailleurs, y compris la dose absorbée par les organes ou les tissus, et à déclencher, le cas échéant, des mesures de surveillance de la santé et un traitement.

Le contrôle de l'incorporation de radionucléides pourrait recourir à la fois au contrôle en milieu de travail et au contrôle individuel. Les types de méthodes de contrôle, individuel ou en milieu de travail, dans une installation (ou à un endroit où une activité autorisée est réalisée) devraient permettre de détecter les radionucléides identifiés lors de la caractérisation radiologique de l'installation ou de l'activité autorisée, et qui présentent le risque d'être incorporés par le corps dans des conditions d'exploitation normale et anormale (imprévue) (p. ex., à la suite de la remise en suspension dans l'air d'une contamination de surface non fixée ou de l'inhalation de la radioactivité en suspension dans l'air). Le programme de contrôle de l'incorporation est considéré comme faisant partie intégrante du programme de radioprotection et devrait fournir les données nécessaires pour déterminer la dose aux travailleurs due à l'incorporation de radionucléides ou pour déclencher la détermination des doses aux travailleurs en temps opportun.

Le contrôle individuel pourrait consister à mesurer l'activité des radionucléides dans l'organisme (contrôle *in vivo* ou essais biologiques *in vivo*; les deux termes sont équivalents), à contrôler les matières fécales (contrôle *in vitro* ou essais biologiques *in vitro*), à prélever des échantillons d'air avec des échantillonneurs d'air individuels, ou encore en une combinaison de ces méthodes. La méthode de contrôle choisie dépendra d'un certain nombre de facteurs, qui sont abordés dans la présente section.

Pour le contrôle *in vivo*, on emploie des détecteurs de photons (p. ex., rayonnement gamma) placés à des endroits précis par rapport à la personne contrôlée, pour détecter les photons émis par les radionucléides qui ont été incorporés dans son corps. Cette méthode n'est utilisable que pour les radionucléides émettant des rayons X ou un rayonnement gamma, les radionucléides émettant des positrons (par détection des rayons gamma d'annihilation) ou les radionucléides émettant des particules bêta énergiques. Dans ce dernier cas, on détecte le rayonnement de freinage (bremsstrahlung). Le contrôle *in vivo* n'est pas la méthode à privilégier lorsque les radionucléides

que l'on souhaite détecter émettent un rayonnement gamma ou X de faible portée, lorsqu'ils n'émettent pas un rayonnement facilement détectable à l'extérieur du corps (p. ex., des photons d'énergie inférieure à 25 keV) ou lorsque leur période radioactive biologique ou physique est courte (p. ex., inférieure à 1 jour). Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter le rapport 69 de l'ICRU, *Direct Determination of the Body Content of Radionuclides* [12].

Les méthodes de contrôle *in vivo* comprennent le contrôle du corps entier et le contrôle du corps partiel. On devrait utiliser le contrôle du corps entier pour contrôler l'incorporation de radionucléides qui sont rapidement absorbés par les voies respiratoires dans la circulation générale, et qui se répartissent uniformément dans le corps, comme c'est le cas avec le  $^{134}\text{Cs}$ , ou qui se répartissent dans plusieurs organes, comme le  $^{59}\text{Fe}$ . On devrait recourir au contrôle du corps partiel, pour l'organe concerné, lorsque des radionucléides se déposent de façon préférentielle dans un seul organe. Par exemple, dans le cas du I-131, un contrôle de la thyroïde est approprié. En outre, le contrôle des poumons est recommandé pour les radionucléides qui sont absorbés lentement par les voies respiratoires (c.-à-d., les matières avec absorption de type M ou S<sup>5</sup>). Selon la publication 119 de la CIPR, *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60* [11], de tels radionucléides comprennent le U-235 et le Am-241.

Les mesures *in vivo* sont acceptables pour détecter les radionucléides émetteurs de photons incorporés dans une plaie. La section 14 présente de l'orientation supplémentaire concernant l'incorporation par les plaies.

De l'orientation détaillée sur l'établissement d'une installation de mesure *in vivo*, y compris sa construction, sa mise en service et son exploitation, n'entre pas dans le cadre du présent document. On trouvera toutefois de telles directives dans le document n° 114 de la Collection normes de sûreté de l'AIEA, *Direct Methods for Measuring Radionuclides in the Human Body* [14] et dans le rapport 69 de l'ICRU, *Direct Determination of the Body Content of Radionuclides* [12].

Le contrôle *in vitro* comprend généralement une analyse de l'urine et pourrait aussi comprendre un essai biologique des matières fécales dans le cas des composés insolubles inhalés, ainsi que d'autres mesures d'enquête comme un frottis nasal. Idéalement, les programmes d'essais biologiques de l'urine (sauf dans le cas de l'essai biologique du tritium), aux fins de dosimétrie, devraient être créés pour recueillir et analyser des échantillons prélevés sur une période de 24 heures consécutives. Souvent, cela n'est pas possible ou ne constitue pas la méthode la plus efficace de contrôle des travailleurs, en particulier dans le contexte des programmes de contrôles de routine. On envisagera alors d'autres possibilités, notamment les suivantes :

- la collecte et l'analyse de l'urine lors de la première miction du matin

---

<sup>5</sup> La CIPR classe les particules inhalées en 3 types, selon leur taux d'absorption dans le sang à partir des poumons. Les particules de type F ont une clairance rapide, étant retenues dans les voies respiratoires avec une période radioactive biologique de moins d'une heure. Les matières de type M ont un taux de clairance modéré des voies respiratoires (en général, 90 % des particules inhalées ont une période radioactive biologique d'environ 100 jours), tandis que les matières de type S ont une clairance lente et pourraient être retenues dans les voies respiratoires pour des périodes supérieures à 1 an (en général, 99,9 % des particules de type S inhalées ont une période radioactive biologique d'environ 7 000 jours). Les caractéristiques chimiques d'un composé déterminent son type d'absorption.

- la mesure de la concentration de créatinine dans l'urine pour estimer la normalisation de l'excrétion sur 24 heures (d'après un échantillon d'urine prélevé pendant une partie de la journée)
- normalisation par :
  - volume, avec ou sans correction tenant compte de la densité
  - la durée de l'intervalle d'échantillonnage

La quantité minimale d'urine requise pour l'analyse d'un échantillon dépend de la méthode d'analyse. Les titulaires de permis devraient documenter et mettre en œuvre un mécanisme pour i) s'assurer qu'une quantité suffisante est soumise dans chaque échantillon *in vitro* destiné à l'analyse, et ii) faire un suivi auprès des personnes qui soumettent des échantillons pour demander un deuxième échantillon lorsque la quantité échantillonnée est insuffisante.

Les analyses *in vitro* nécessitant la séparation radiochimique des radionucléides devraient comporter des mesures permettant de contrôler le processus de mesure, par l'utilisation de traceurs de rendement chimique. Ces traceurs pourraient être ajoutés aux échantillons à analyser, ou encore être ajoutés à des échantillons similaires, tels que des échantillons artificiels ou des échantillons provenant d'un sujet non contaminé. Les titulaires de permis devraient établir des critères d'acceptabilité des résultats de laboratoire pour les échantillons *in vitro*. Ces critères devraient inclure un rendement chimique minimal. Les échantillons dont le rendement chimique est inférieur à ce seuil ne devraient pas être utilisés pour la dosimétrie, et il faudrait alors procéder à une nouvelle analyse des échantillons.

Dans le cas d'un essai biologique visant à mesurer l'excrétion du tritium sous forme d'eau tritiée, on pourrait analyser des échantillons ponctuels d'urine de quelques millilitres (pour le contrôle courant) afin de déterminer l'activité du tritium. L'annexe D décrit comment convertir la concentration d'eau tritiée dans l'urine en dose efficace correspondante.

Les programmes d'essais biologiques pour l'urine pourraient s'avérer utiles également à des fins autres que la dosimétrie, en particulier comme outil de dépistage pour déterminer l'incorporation potentielle de radionucléides. Dans de tels cas, des échantillons ponctuels peuvent être suffisants pour permettre la détection de l'incorporation. Cependant, la fréquence de soumission des échantillons et la sensibilité de la méthode analytique devraient être démontrées pour s'assurer que l'incorporation pouvant mener à une DEE annuelle de 1 mSv ne passe pas inaperçue. Les programmes d'essais biologiques devraient inclure des mesures visant à prévenir la contamination des échantillons. De tels programmes devraient également s'assurer que le volume d'échantillons requis pour l'analyse est suffisant pour atteindre une sensibilité adéquate afin de répondre aux besoins du programme de radioprotection qu'il soutient.

L'analyse des échantillons de matières fécales est généralement effectuée à la suite d'une réaction à une incorporation anormale connue ou présumée de substances de type M ou S par inhalation. Dans la mesure du possible, la collecte sur une période de 2 à 3 jours devrait avoir lieu dans la première semaine suivant l'incorporation anormale. Les taux d'excrétion des radionucléides par les matières fécales dans les premiers jours suivant une inhalation aiguë varient considérablement. De plus, des résultats précoces obtenus sur des échantillons de matières fécales pourraient permettre d'identifier les personnes exposées.

On pourrait utiliser le frottis nasal comme outil de dépistage pour identifier une incorporation potentielle. Les résultats positifs d'un frottis nasal devraient être suivis de mesures *in vitro* ou *in*

*vivo*, selon le cas, pour le ou les radionucléides identifiés et leur solubilité associée, afin de confirmer s'il y a bel et bien eu incorporation et pour quantifier cette dernière.

Il faut tenir compte de plusieurs facteurs lors du choix de la méthode de contrôle par essais biologiques. Le premier facteur est l'objectif du contrôle : on devrait trouver un équilibre entre les besoins en matière de contrôle de l'incorporation et l'évaluation des doses. Le contrôle de l'incorporation exige que l'on dispose en temps opportun des renseignements sur l'incorporation, qui devraient être fondés sur les indicateurs suivants d'incorporation, par ordre de préférence :

1. utilisation d'un échantillonneur d'air personnel (EAP) au lieu d'un échantillonneur d'air statique (EAS) sur le lieu de travail
2. tampons pour frottis nasal
3. le cas échéant, pour les radionucléides préoccupants :
  - a. essai biologique *in vivo*
  - b. essai biologique *in vitro*

Lorsque l'objectif du contrôle est de déterminer la dose, l'ordre de préférence est différent de l'ordre ci-dessus :

1. le cas échéant, pour les radionucléides préoccupants :
  - a. essai biologique *in vivo*
  - b. essai biologique *in vitro*
2. utilisation d'un échantillonneur d'air personnel

La section 7.2 contient des renseignements sur l'échantillonnage de l'air. Le tableau 5 indique les méthodes d'essais biologiques suggérées pour divers radionucléides, compte tenu de leurs caractéristiques physiques et métaboliques. Il est à noter que le tableau 5 n'est pas exhaustif et que le choix d'une méthode appropriée dépend de la forme physique et chimique du radionucléide, ainsi que de la voie d'excrétion.

**Tableau 5 : Exemples de méthodes d'essai biologique pour certains radionucléides**

Méthode d'essai biologique	Radionucléide		
Essai biologique <i>in vivo</i>			
Comptage du corps entier	<sup>51</sup> Cr <sup>54</sup> Mn <sup>59</sup> Fe <sup>57</sup> Co, <sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co <sup>85</sup> Sr	<sup>95</sup> Zr/ <sup>95</sup> Nb <sup>106</sup> Ru <sup>110m</sup> Ag <sup>124</sup> Sb, <sup>125</sup> Sb	<sup>144</sup> Ce <sup>203</sup> Hg <sup>226</sup> Ra, <sup>228</sup> Ra <sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs
Comptage pulmonaire	<sup>14</sup> C (particulaire)* <sup>60</sup> Co <sup>235</sup> U	<sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu <sup>90</sup> Sr*	<sup>244</sup> Cm <sup>241</sup> Am
Comptage thyroïdien	<sup>123</sup> I, <sup>124</sup> I, <sup>125</sup> I, <sup>131</sup> I		
Essai biologique <i>in vitro</i>			
Comptage par scintillation liquide (comptage β) des échantillons d'urine	<sup>3</sup> H <sup>14</sup> C <sup>32</sup> P, <sup>33</sup> P	<sup>35</sup> S <sup>36</sup> Cl	<sup>45</sup> Ca <sup>129</sup> I, <sup>131</sup> I
Comptage par scintillation liquide des échantillons d'urine après séparation chimique	<sup>14</sup> C	<sup>89</sup> Sr, <sup>90</sup> Sr	<sup>228</sup> Ra
Comptage β de l'échantillon de matières fécales après la séparation chimique	<sup>14</sup> C (particulaire)		
Spectroscopie gamma des échantillons d'urine	<sup>57</sup> Co, <sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co <sup>106</sup> Ru	<sup>85</sup> Sr <sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs	<sup>124</sup> I, <sup>125</sup> I, <sup>131</sup> I
Essai biologique <i>in vitro</i> (suite)			
Spectroscopie gamma des échantillons de matières fécales (possiblement après séparation chimique)	<sup>60</sup> Co	<sup>144</sup> Ce	
Spectroscopie alpha des échantillons d'urine/de matières fécales après séparation radiochimique	<sup>223</sup> Ra, <sup>226</sup> Ra <sup>228</sup> Th, <sup>232</sup> Th <sup>233</sup> U, <sup>234</sup> U, <sup>235</sup> U, <sup>238</sup> U	<sup>238</sup> Pu <sup>239</sup> Pu/ <sup>240</sup> Pu**	<sup>241</sup> Am <sup>242</sup> Cm, <sup>244</sup> Cm
Spectrométrie de masse à plasma induit (ICP-MS)	<sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu	<sup>234</sup> U, <sup>235</sup> U, <sup>236</sup> U, <sup>238</sup> U	
Spectrométrie de masse à thermo-ionisation (TIMS)	<sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu		

\* Mesure du rayonnement de freinage (*bremssstrahlung*)

\*\* La spectroscopie alpha ne permet pas normalement de différencier le <sup>239</sup>Pu et le <sup>240</sup>Pu.

## 7.2 Types de programmes de contrôle de l'incorporation chez les personnes et choix des participants

En vertu de l'alinéa 27a) de la LSRN, chaque titulaire de permis doit conserver les documents prescrits par la réglementation prise en vertu de la LSRN, ainsi qu'un document sur la quantité de rayonnement reçue par chaque personne, ou la dose engagée à l'égard de chaque personne, dont les fonctions professionnelles sont liées aux activités autorisées par la LSRN ou qui se trouve dans un lieu où celles-ci sont exercées. Cette disposition s'applique à toutes les personnes qui pourraient se trouver dans les locaux du titulaire de permis et être exposées à des rayonnements, et qui sont donc sous la responsabilité de ce dernier pour ce qui est de la détermination et du contrôle des doses. Cette exigence est également énoncée au paragraphe 5(1) du RRP. Une radioexposition ou une dose peut être déterminée par mesure directe à la suite d'un contrôle, comme l'exige l'alinéa 5(2)a) du RRP. L'alinéa 5(2)b) du RRP stipule que la dose peut être estimée « par évaluation, lorsque le temps et les ressources exigés pour une mesure directe sont trop importants par rapport à son utilité ».

La participation à un programme de contrôle individuel devrait être fondée sur la probabilité d'incorporation de radionucléides par les travailleurs au cours de leurs activités courantes ou lors d'accidents. Le programme de contrôle devrait être conçu de manière à fournir suffisamment de données d'un niveau de qualité nécessaire pour atteindre l'objectif du programme, afin de par exemple, déterminer la DEE des travailleurs, pour évaluer la probabilité d'une incorporation et pour déterminer le potentiel de néphrotoxicité découlant de l'incorporation d'uranium, le cas échéant.

Les sections 7.2.1 à 7.2.4 décrivent quatre types de programmes de contrôle individuel :

- essai biologique courant
- essai biologique spécial
- contrôle de confirmation
- contrôle propre aux tâches effectuées

Les évaluations des essais biologiques de base sont également décrites.

### 7.2.1 Contrôle courant par essai biologique

On procède à un contrôle courant dans les situations où l'incorporation de radionucléides par les travailleurs est probable pendant le déroulement normal de l'activité autorisée. On utilise aussi ce type de contrôle pour détecter l'incorporation non prévue, et on le réalise généralement lorsque le potentiel d'incorporation est essentiellement continu dans le cadre des opérations normales, c'est-à-dire que l'incorporation peut se produire en tout temps pendant les activités normales. Comme les mesures régulières sont effectuées à des moments prédéterminés, on formule certaines hypothèses au sujet du moment et du profil de l'incorporation (p. ex., incorporation aiguë ou chronique, incorporation aiguë au milieu de l'intervalle de contrôle).

Les programmes de contrôle courant devraient faire en sorte que la DEE annuelle aux travailleurs de 1 mSv ou plus est bel et bien détectée. Le titulaire de permis devrait donc identifier les travailleurs qui sont susceptibles, de manière probable, de recevoir :

- une DEE annuelle (c.-à-d., une DEE résultant de toutes les incorporations professionnelles de radionucléides au cours d'une année) jusqu'à 1 mSv (pour les personnes qui ne sont pas des TSN)



- une DEE annuelle supérieure à 1 mSv et une dose efficace annuelle totale (c.-à-d., la somme de la dose efficace annuelle due à des sources externes et de la DEE annuelle) jusqu'à 5 mSv (pour les TSN qui participent à un programme d'essais biologiques courants, mais la détermination de la dose n'est pas nécessairement assurée par un service de dosimétrie autorisé)
- une DEE annuelle supérieure à 1 mSv et une dose efficace annuelle totale supérieure à 5 mSv (pour les TSN participant à un programme d'essais biologiques courants et pour lesquels les mesures sont fournies par un service de dosimétrie autorisé) (article 8 du RRP)

Dans certains cas, la probabilité que la limite de 1 mSv/an soit dépassée pourrait être évaluée en fonction de l'activité manipulée par le travailleur, du type de radionucléides en cause, de la forme physique et chimique des radionucléides, du type de confinement utilisé et de la nature des activités réalisées. Lorsqu'un type de radionucléide est manipulé quotidiennement (c.-à-d., environ 250 jours par année), les travailleurs qui manipulent l'activité indiquée dans le tableau 6 devraient participer à un programme d'essais biologiques. Il est à noter que pour décider si une personne devrait prendre part à un tel programme, les résultats des contrôles par essai biologique d'une période d'au moins deux ans pourraient remplacer les données du tableau 6.

On devrait également envisager un contrôle courant des travailleurs qui ne présentent pas une probabilité raisonnable de dépasser une DEE de 1 mSv/an. Cependant, en vertu de l'alinéa 5(2)b) du RRP, le titulaire de permis pourrait déterminer les doses pour ces travailleurs « par évaluation, lorsque le temps et les ressources exigés pour une mesure directe sont trop importants par rapport à son utilité ».

L'origine des valeurs du tableau 6 est présentée à l'annexe B, « Détermination de l'activité manipulée pour le choix des participants à un programme de contrôle courant de l'incorporation », et on pourrait utiliser ces données pour calculer des valeurs propres au site. L'annexe B définit les paramètres requis pour définir la fraction d'incorporation potentielle (FIP). Pour un scénario donné d'incorporation, la valeur LAI/FIP représente l'activité manipulée par jour d'exploitation qui pourrait résulter en une incorporation annuelle égale à la LAI, et donc résulter en une DEE de 20 mSv/an. Le critère fixé pour la participation aux essais biologiques est de 1 mSv. Par conséquent, les données du tableau 6 représentent la quantité LAI / (20 × FIP).

**Tableau 6 : Activité manipulée quotidiennement sur une période d'un an, au-delà de laquelle l'essai biologique courant est recommandé**

Confinement	Volatilité		
	Gaz et liquides volatils	Poudres	Liquides non volatils et solides
Aucun	$\geq 2 \times \text{LAI}$	$\geq 20 \times \text{LAI}$	$\geq 200 \times \text{LAI}$
Hotte	$\geq 200 \times \text{LAI}$	$\geq 2\,000 \times \text{LAI}$	$\geq 20\,000 \times \text{LAI}$
Boîte à gants	$\geq 20\,000 \times \text{LAI}$	$\geq 200\,000 \times \text{LAI}$	$\geq 2\,000\,000 \times \text{LAI}$
Flacons scellés et seringues	$\geq 50 \times \text{LAI}$	S.O.	$\geq 10\,000 \times \text{LAI}$

Lorsque les radionucléides sont manipulés moins fréquemment que sur une base quotidienne, les valeurs du tableau 6 peuvent être modifiées selon la méthode de l'annexe B.

Il est recommandé de procéder à des essais biologiques pour les travailleurs qui sont tenus de porter un équipement de protection respiratoire afin de limiter expressément l'incorporation des radionucléides.

La catégorie « Flacons scellés et seringues » du tableau 6 s'applique aux sources qui répondent aux conditions suivantes :

- elles sont manipulées exclusivement dans des flacons scellés et des seringues
- elles ont une période radiologique inférieure à 7 jours
- la manipulation de la radioactivité est plus ou moins uniforme au cours de l'année
- les matières radioactives ne sont pas à l'état d'aérosol ni portées à ébullition dans un contenant ouvert ou comportant des ouvertures
- les matières radioactives se présentent sous forme d'une solution diluée
- les matières radioactives sont contenues dans un flacon multidose qui n'est jamais ouvert, et dont les quantités ne sont prélevées que dans des seringues hypodermiques pour injection immédiate dans un autre flacon multidose ou une autre forme de confinement fermé, ou administration aux patients
- les mesures de contrôle de la contamination sont efficaces, et un contrôle de surface courant est effectué lorsque les flacons scellés et les seringues sont manipulés

La catégorie « Flacons scellés et seringues » vise à englober les composés pour lesquels les périodes d'essais biologiques courants pourraient s'avérer impraticables en raison de leur courte période radioactive, compte tenu du confinement supplémentaire que procure le flacon, comme il est décrit au point 6 ci-dessus. Les composés pourraient être classés dans la catégorie « Flacons scellés et seringues », à la condition que le potentiel d'incorporation soit contrôlé par des mesures efficaces de contrôle de la contamination et que les mesures de radioprotection soient efficaces.

Les données du tableau 6 sont générales et n'englobent pas tous les scénarios. De plus, lorsqu'il y a des barrières mécaniques ou d'autres barrières physiques en place pour protéger le travailleur (comme des boîtes à gants et des hottes), les barrières devraient convenir à la substance nucléaire manipulée, être utilisées comme prévu et entretenues de manière adéquate.

Lorsque plus d'un type de radionucléide est manipulé sous une ou plusieurs formes chimiques, ou lorsque plus d'un procédé peut mener à l'incorporation (p. ex., si on utilise divers types de confinement ou facteurs d'occupation), on devrait suivre les étapes suivantes pour déterminer si un travailleur devait participer à un programme d'essais biologiques :

1. calculer le ratio  $r_j$ , de la quantité d'un radionucléide,  $j$ , manipulée quotidiennement, à la quantité maximale de ce radionucléide pouvant être manipulée dans le cadre des activités quotidiennes, mais qui est au-delà de laquelle un essai biologique est recommandé, selon le tableau 6
2. calculer ce ratio pour tous les autres  $N$  radionucléides manipulés
3. additionner tous les ratios calculés aux étapes 1 et 2 ci-dessus :

$$(8) \quad \text{Seuil d'essai biologique } (B_T) = \sum_{j=1}^N r_j$$

Un essai biologique devrait être effectué pour tout radionucléide pour lequel  $r_j \geq 1$ . Si  $B_T \geq 1$ , un essai biologique devrait être effectué pour tout radionucléide, toute forme chimique ou tout procédé pour lequel  $r_j \geq 0,3$ . Dans les situations où  $B_T < 1$  mais où l'une des valeurs  $r_j$  est supérieure à 0,3, le titulaire de permis pourrait choisir de contrôler le travailleur pour ces radionucléides. Lorsque l'on détermine s'il y a lieu d'effectuer un contrôle courant de l'incorporation, les impuretés radioactives qui pourraient être présentes dans un produit, comme un produit radiopharmaceutique, devraient être incluses dans l'évaluation.

On devrait procéder à des évaluations de référence avant d'effectuer des travaux nécessitant un essai biologique courant. Cette évaluation détermine l'exposition du travailleur aux radionucléides en raison d'une expérience professionnelle antérieure, de procédures médicales ou de la présence d'une radioactivité naturelle dans le corps.

L'évaluation de référence par essai biologique est appropriée dans l'une ou l'autre des circonstances suivantes :

1. Le travailleur a déjà été exposé aux radionucléides en cause et la rétention effective dans l'organisme peut dépasser l'activité dérivée (AD) (voir la section 7.2.5).
2. Les renseignements sur l'exposition antérieure ne sont pas disponibles ou ne sont pas concluants.
3. Le travailleur travaillera avec des radionucléides qui pourraient être décelables par essai biologique, ces radionucléides étant attribuables à des sources non professionnelles (p. ex., des radionucléides administrés à des fins médicales).

### 7.2.2 Essai biologique spécial

Un essai biologique spécial est effectué en réponse à une circonstance particulière, telle qu'une incorporation connue ou présumée de radionucléides survenant dans des circonstances anormales sur le lieu de travail. Les essais biologiques spéciaux sont également appelés « essais biologiques ponctuels ». Un essai biologique spécial pourrait être rendu nécessaire soit par le résultat d'un contrôle courant, soit par un incident anormal suggérant qu'un seuil d'intervention (tel que défini dans le RRP) ou la limite de dose pourrait avoir été dépassé. Des essais biologiques spéciaux pourraient également être requis en raison d'un critère défini par le titulaire de permis, par exemple si la DEE d'un travailleur dépasse 1 mSv. Dans de tels cas, la dose devrait être déterminée sur la base de données propres à la situation. L'annexe C présente de l'orientation sur les essais biologiques spéciaux.

### 7.2.3 Contrôle de confirmation

Un programme de surveillance de confirmation vise à vérifier si :

- les hypothèses sur les conditions d'exposition radiologique au travail sont exactes
- les mesures de protection sont efficaces
- un essai biologique courant est requis

Cela pourrait comprendre le contrôle en milieu de travail ou un contrôle individuel limité des travailleurs qui ne répondent pas aux critères de participation à un programme d'essais biologiques courants. Lorsque des travailleurs manipulent des radionucléides non scellés ou qu'ils y sont exposés, mais qu'ils ne satisfont pas aux critères de participation à un programme d'essais biologiques courants, la surveillance des incorporations peut être effectuée dans le cadre d'un

programme de contrôle de confirmation. La fréquence du contrôle peut être la même que pour le contrôle courant, ou peut varier si l'exposition potentielle à des radionucléides non scellés est peu fréquente (en tenant compte de la période biologique des radionucléides).

Dans le cadre d'un programme de contrôle de confirmation, les travailleurs sont soumis à des essais biologiques *in vivo* ou *in vitro* et le programme pourrait comporter l'échantillonnage d'une fraction d'un groupe de travailleurs. Une surveillance de confirmation peut également être effectuée à l'aide d'échantillons d'air personnels prélevés dans la zone de respiration. Lorsque les résultats du contrôle de confirmation montrent qu'une DEE annuelle de 1 mSv pourrait passer inaperçue sans contrôle courant, d'autres mesures devraient être prises pour confirmer l'incorporation, et on devrait effectuer une enquête pour déterminer la cause du résultat inattendu. Si l'incorporation est confirmée, les hypothèses concernant les conditions d'exposition radiologique au travail et l'efficacité des mesures de protection en place devraient être revues, et on devrait également réévaluer s'il y a lieu que les travailleurs concernés participent à un programme d'essais biologiques courants. Tous les résultats du contrôle de confirmation doivent être enregistrés.

Le contrôle de confirmation doit être utilisé pour examiner les fondements d'un programme de contrôle courant si des changements importants ont été apportés à l'installation ou aux opérations de l'installation. De plus, des contrôles de confirmation, à l'aide d'échantillonneurs d'air individuels ou d'essais biologiques individuels, devraient être effectués pour s'assurer que les résultats du contrôle de l'air en milieu de travail peuvent être considérés comme étant représentatifs.

#### **7.2.4 Contrôle lié aux tâches**

Le contrôle lié aux tâches permet d'obtenir des renseignements sur une activité ou une tâche particulière et pourrait servir de base à des décisions concernant la conduite des activités ou de la tâche. Ce type de contrôle est généralement utilisé pour des tâches à court terme. Un contrôle lié aux tâches devrait être effectué sous forme de contrôle courant, à moins que les circonstances de l'activité ne l'exigent autrement, par exemple, si les radionucléides en cause peuvent être différents ou si la probabilité ou l'ampleur potentielle de l'exposition interne peut être beaucoup plus grande.

#### **7.2.5 Intervalle de contrôle**

Au moment de choisir la fréquence d'un contrôle courant, les principaux facteurs à prendre en compte sont les suivants :

1. les caractéristiques du lieu de travail
2. l'incertitude quant au moment de l'incorporation
3. la sensibilité des instruments
4. la nécessité d'obtenir en temps opportun des renseignements sur l'événement d'incorporation
5. la période radioactive efficace du radionucléide pour lequel le contrôle est effectué

La fréquence des contrôles courants devrait être déterminée a priori et tenir compte de l'exposition probable des travailleurs. Pour chaque radionucléide présent au travail, ses formes physique et chimique devraient être connues pour les contrôles courants et autres. Ces formes physique et chimique déterminent la rétention et la clairance des voies respiratoires après l'inhalation, pour chaque radionucléide, ainsi que leurs voies et taux d'excrétion respectifs. Ces données permettront également de choisir des méthodes d'essai biologique appropriées.

La publication 119 de la CIPR, *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60* [11] fournit de l'orientation sur le choix des types d'absorption pulmonaire pour divers composés. Le modèle des voies respiratoires humaines de la CIPR est décrit en détail dans sa publication 66, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection* [15] et sa mise à jour [13].

Un autre facteur dont il faut tenir compte dans le choix de la fréquence des contrôles courants est l'incertitude quant au moment de l'incorporation. À moins que l'on ait des données démontrant un profil d'incorporation chronique, les résultats des mesures courantes devraient être évalués de façon que l'on puisse présumer que l'incorporation s'est produite au milieu de la période de contrôle.

La sensibilité des instruments joue un rôle important dans le choix de la fréquence des contrôles. En effet, on devrait choisir cette fréquence de manière à ce que les doses importantes ne passent pas inaperçues. Une dose pourrait être omise si, à la suite d'une incorporation, le contenu corporel ou le taux d'excrétion des radionucléides dans le corps était réduit à un niveau inférieur à l'activité minimale détectable (AMD) de l'instrument pendant la période entre l'incorporation et la mesure. La période radioactive efficace est une mesure du taux auquel le contenu corporel et le taux d'excrétion des radionucléides diminuent avec le temps, après leur incorporation. Dans la mesure du possible, la période de contrôle devrait être telle que l'incorporation annuelle correspondant à une DEE de 1 mSv ne passe pas inaperçue. Si cela n'est pas réalisable, il faudrait avoir recours à un contrôle en milieu de travail et à l'échantillonnage de l'air personnel pour accroître le contrôle de l'incorporation. En appliquant le modèle métabolique approprié et en supposant un modèle d'incorporation, la période adéquate de contrôle peut être déterminée.

Afin de relier les résultats des essais biologiques à la dose annuelle extrapolée, l'AD a été définie comme suit :

$$(9) \quad AD = \frac{1}{20} LAI \frac{T}{365} m(T/2)$$

où :

$T$  = période de contrôle, en jours

$m(T/2)$  = fraction de l'incorporation qui est retenue dans un tissu, un organe ou le corps entier, ou excrétée du corps à mi-chemin de la période de contrôle

$LAI$  = limite annuelle d'incorporation

Les valeurs de  $m(T/2)$  devraient être obtenues d'après les modèles courants<sup>6</sup> de biocinétique de la CIPR.

---

<sup>6</sup> Les modèles courants de biocinétique de la CIPR se trouvent dans les publications 67 [29] et 69 [12] de la CIPR, par exemple, ou encore dans les modèles les plus récents, lorsqu'ils sont publiés.

Comme l'incertitude concernant le moment inconnu d'incorporation par rapport au moment du contrôle devrait être inférieure à un facteur de 3, l'intervalle de contrôle devrait également satisfaire à la condition suivante :

$$(10) \quad \frac{m(T/2)}{m(T)} \leq 3$$

Lorsque la condition ci-dessus est remplie, la période maximale de contrôle recommandée est considérée comme étant le moment où l'AD est égale à l'AMD. En cas d'exposition probable à plus d'un radionucléide, la période de contrôle devrait être déterminée de façon à ce qu'une DEE annuelle de 1 mSv pour tous les radionucléides puisse être détectée et évaluée avec fiabilité. L'AMD est définie comme suit (lorsque le temps de comptage de l'échantillon ou du sujet est différent du temps de comptage du rayonnement de fond). Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter l'article de *Health Physics* intitulé *Minimum detectable Activity When Background is Counted Longer than Sample* » [16]. Equation 11 applies where the distribution of the net signal is approximately normal. Consequently, equation 11 does not apply to situations where the number of counts is low. In cases of low-level counters, licences may refer to reports such as the US EPA Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP), Chapter 20 [17].

$$(11) \quad AMD = \frac{3 + 3.29 \sqrt{R_b t_g (1 + t_g/t_b)}}{\epsilon K t_g}$$

Dans cette équation :

K = facteur de correction

R<sub>b</sub> = taux de comptage du rayonnement de fond

t<sub>g</sub> = temps de comptage brut (temps de comptage de l'échantillon ou de la personne)

t<sub>b</sub> = temps de comptage du rayonnement de fond

ε = efficacité du comptage

Dans le cas d'essais biologiques *in vitro* :

$$(12) \quad K = V Y e^{\lambda \Delta t}$$

où :

V = taille de l'échantillon en unités de masse ou de volume, selon le type d'échantillon

Y = rendement chimique fractionnaire, le cas échéant (sans unité)  
(remarque : si cette valeur n'est pas applicable, Y = 1)

λ = constante de désintégration radioactive du radionucléide (1/seconde)

$\Delta t$  = temps écoulé entre le prélèvement de l'échantillon et le comptage, en secondes

Pour les essais biologiques *in vivo*, K est le facteur de correction de l'auto-absorption, le cas échéant.

Dans certains cas, les meilleures méthodes de contrôle pourraient néanmoins être incapables de détecter de façon fiable l'incorporation correspondant à 1 mSv/an. Dans ces circonstances, il est utile de déterminer la dose maximale qui pourrait être omise si une incorporation avait lieu au début de chaque période de contrôle. Une telle méthode offre une perspective utile pour certains dangers internes qui sont difficiles à détecter, mais elle peut s'avérer trop prudente, particulièrement lorsqu'il y a plusieurs périodes de contrôle par année.

À l'aide de cette méthode servant à déterminer la période de contrôle, une période de contrôle recommandée d'un an serait peut-être possible pour certains radionucléides. Cependant, les taux de rétention et d'excrétion chez la plupart des personnes varient par rapport au modèle sur lequel les AD sont fondées. En outre, de l'information opportune concernant les événements d'incorporation est requise. Il devrait y avoir un équilibre entre l'utilisation des essais biologiques comme indicateur d'incorporation et l'utilisation des essais biologiques pour l'évaluation des doses. À cette fin, une période de contrôle inférieure à un an pourrait être choisie en fonction d'autres types de contrôle en place (p. ex., le contrôle de l'air sur le lieu de travail), et on devrait tenir compte de la faisabilité de réaliser des essais biologiques. La norme ISO 20553:2006, *Radioprotection — Surveillance professionnelle des travailleurs exposés à un risque de contamination interne par des matériaux radioactifs* de l'Organisation internationale de normalisation [18], fournit des suggestions concernant la fréquence des contrôles pour divers radionucléides et leurs formes chimiques types.

### 7.3 Contrôle de l'air pour déterminer la dose aux travailleurs

Par matières radioactives dans l'air, on désigne toute matière radioactive en suspension dans l'air. Leurs caractéristiques ou leurs concentrations pourraient être telles qu'il n'existe aucun moyen pratique de déterminer la dose au moyen d'essais biologiques. Les matières radioactives en suspension dans l'air existent sous diverses formes physiques et chimiques, notamment la poussière, les gaz, les fumées et les vapeurs. La présente section s'applique aux mesures des matières radioactives dans l'air qui sont utilisées aux fins de dosimétrie. Le contrôle de l'air pour déterminer la dose aux travailleurs provenant des produits de filiation du radon n'est pas abordé dans la présente section. L'annexe G présente de l'orientation sur ce sujet.

Les méthodes de contrôle en milieu de travail pouvant être utilisées pour contrôler l'incorporation individuelle des radionucléides comprennent l'échantillonnage de l'air personnel et l'échantillonnage statique de l'air. Un échantillonneur d'air personnel (EAP) est un appareil portatif porté par une personne. Il comprend une tête d'échantillonnage contenant un milieu de collecte approprié (p. ex., un filtre), une pompe à air étalonnée, un régulateur de débit d'air et une batterie. La tête d'échantillonnage devrait être portée sur la partie supérieure du tronc et dans la zone de respiration de la personne, qui est définie comme étant à moins de 30 cm de la tête de la personne [19]. L'air est aspiré à travers le filtre par une pompe étalonnée, également portée par le travailleur. L'activité sur le filtre devrait être mesurée à la fin de la période de port. Les échantillonneurs d'air statiques (ou fixes) sont utilisés pour contrôler la concentration de radionucléides dans l'air du lieu de travail. Un échantillonneur d'air statique (EAS) peut consister en un dispositif d'échantillonnage ponctuel ou d'un contrôleur en continu. Un EAS se compose d'un milieu de collecte approprié, d'une pompe à air et d'un dispositif de réglage du débit d'air. Le milieu de prélèvement peut être analysé en laboratoire. Cependant, certains échantillonneurs

EAS permettent un contrôle en temps réel et peuvent être pourvus d'une alarme réglée pour se déclencher à un taux d'activité ou de collecte prédéterminé.

Les résultats de l'EAS devraient être utilisés avec prudence en tant que mesure de l'incorporation d'une personne. Des études ont démontré qu'il existe une faible corrélation entre les résultats de l'EAP et de l'EAS, ceux de l'EAS étant généralement d'un ordre de grandeur moindre que ceux de l'EAP [13]. Des études ont également montré une faible corrélation entre les résultats obtenus avec les EAS et les essais biologiques [13]. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter la publication 130 de la CIPR, *Occupational Intakes of Radionuclides : Part I* [13]. Les mesures de l'EAP et de l'EAS pourraient être utilisées dans le cadre d'un programme exhaustif de contrôle en milieu de travail, étant donné qu'elles pourraient permettre de relever rapidement de possibles incorporations. Par conséquent, un programme d'échantillonnage de l'air personnel devrait être conçu pour détecter l'incorporation anormale potentielle et déclencher un contrôle par essais biologiques spéciaux. On pourrait également y recourir pour déterminer les zones présentant d'éventuels problèmes en raison d'une radioactivité accrue en suspension dans l'air, d'après l'examen et les tendances des données applicables d'échantillonnage statique de l'air.

Les concentrations de matières radioactives en suspension dans l'air sont mesurées en termes d'activité ou de masse par unité de volume de cette atmosphère (p. ex., Bq/m<sup>3</sup>). On calcule l'incorporation (p. ex., en Bq) provenant de cette concentration en multipliant la concentration par un débit respiratoire défini (p. ex., 1,2 m<sup>3</sup>/h) et le temps d'occupation (h). On peut aussi déterminer l'exposition en termes de Bq h/m<sup>3</sup> et l'incorporation sera alors cette valeur multipliée par le rythme respiratoire. La concentration des matières radioactives en suspension dans l'air peut également s'exprimer en termes de limite dérivée de concentration dans l'air (LDCA). De même, l'exposition pourrait être exprimée en termes de LDCA-heures.

Le débit des pompes des échantillonneurs personnels et statiques d'air, lorsqu'elles sont utilisées, ne devrait pas s'écarter de plus de 5 % de la valeur estimée utilisée pour calculer la concentration. Le débit d'air devrait être vérifié chaque jour d'utilisation de l'échantillonneur d'air. Si le débit d'air varie de  $\pm 10$  % pendant le prélèvement d'un échantillon, le débit utilisé pour la dosimétrie devrait être la moyenne des débits d'air initial et final.

Les échantillonneurs d'air devraient être pourvus d'un moyen de déterminer le volume d'air échantillonné. Les débitmètres d'air devraient être étalonnés au moins une fois par an, conformément à l'article 25 du RRP, chaque fois que des réparations ou des modifications sont apportées aux appareils ou s'ils peuvent avoir été endommagés. De plus, au moment de l'étalonnage du débit d'air, on devrait vérifier les échantillonneurs d'air et les conduites d'échantillonnage pour s'assurer qu'il n'y a pas de fuite en amont du point de mesure. Les méthodes d'étalonnage devraient être fondées sur la méthode courante recommandée par l'American Conference of Governmental Industrial Hygienists ou l'Occupational Health and Safety Administration des États-Unis. La méthode, l'identificateur unique de l'appareil et la date d'étalonnage devraient être documentés.

Le titulaire de permis devrait démontrer que l'air échantillonné est représentatif de l'air dans la zone de respiration lorsqu'une ou plusieurs des conditions suivantes sont réunies : les EAP ne sont pas portés à moins de 30 cm de la tête du travailleur, et i) les doses aux travailleurs seront déterminées sur la base du contrôle de la radioactivité dans l'air, ou ii) l'exposition annuelle est susceptible de dépasser 100 LDCA-heures (ou il est probable que la DEE annuelle résultante pour les radionucléides inhalés dépasse 1 mSv).



Ceci pourrait être accompli par un contrôle de confirmation à l'aide d'un essai biologique. Pour que l'échantillonnage de l'air soit jugé représentatif de l'air dans la zone de respiration, le ratio de l'incorporation calculée d'après le contrôle de la radioactivité dans l'air par rapport à l'incorporation calculée d'après les essais biologiques de confirmation, avec une moyenne prise pour tous les travailleurs participant au contrôle de confirmation, devrait être supérieur à 0,7. Le même ratio pour chaque travailleur devrait être supérieur à 0,5. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter le document NUREG-1400, *Air Sampling in the Workplace* du U.S. Nuclear Regulatory Commission [19].

L'efficacité de la collecte des particules par l'échantillonneur d'air devrait être insensible à la taille des particules, autant que possible. Ceci exclut donc l'utilisation de cyclones pour la collecte et la mesure des matières radioactives en suspension dans l'air.

## 8. Interprétation des résultats du contrôle

### 8.1 Seuils administratifs

Les seuils administratifs sont des valeurs établies au préalable et mises en place par les titulaires de permis, auxquelles sont comparées les quantités mesurées pour une personne ou dans le cadre du programme de contrôle en milieu de travail. Lorsque ces seuils administratifs sont dépassés, des mesures précises devraient être prises.

Les seuils administratifs signalent une incorporation potentielle par les travailleurs et permettent une réponse graduelle à cette incorporation. Ils ne sont pas destinés à constituer une limite réglementaire en soi et pourraient être exprimés sous forme de fractions de la LAI appropriée ou de la DEE. Lors de l'établissement des seuils administratifs, la contribution d'autres radionucléides ainsi que l'exposition externe devraient être prises en compte. Par exemple, les titulaires de permis pourraient établir un seuil administratif qui, lorsqu'il est dépassé, déclenche une confirmation que l'incorporation est bien réelle, et non due à des facteurs externes, comme un échantillon contaminé.

Un ensemble de seuils administratifs, chacun étant associé à une dose potentielle spécifiée ou à une fraction d'une LAI, devrait être établi afin de permettre une réponse graduelle. Cet ensemble de seuils administratifs devrait inclure un niveau d'enquête, qui déclenche une enquête du titulaire de permis à l'égard de la cause d'une incorporation confirmée. Le résultat d'un essai biologique dépassant un niveau d'enquête indique un écart par rapport aux conditions normales et la nécessité de prendre des mesures supplémentaires. Pour les programmes d'essais biologiques courants, les niveaux d'enquête pourraient être déterminés en prenant pour acquis que l'incorporation s'est produite au milieu de la période de contrôle. De plus, un niveau d'enquête devrait être établi pour s'assurer que l'incorporation de composés d'uranium solubles approchant le seuil de toxicité chimique soit étudiée.

Pour certains radionucléides et types d'essais biologiques, les sources non professionnelles pourraient faire en sorte que les résultats typiques dépassent la limite de détection et, peut-être même, un seuil administratif. Si les résultats des essais biologiques dépassent normalement ou souvent un seuil administratif en raison de la présence de sources non professionnelles, comme les radionucléides présents à l'état naturel, le seuil administratif pourrait être augmenté si on connaît les résultats attendus des essais biologiques en raison de ces sources non professionnelles (p. ex., on pourrait recourir à une étude utilisant un groupe témoin subissant une exposition non professionnelle semblable, mais sans potentiel d'exposition professionnelle). Si les niveaux non

professionnels dépassent le niveau d'enquête, d'autres méthodes de contrôle de l'incorporation devraient être utilisées dans la mesure du possible.

Le niveau d'enquête devrait être fondé sur une dose déterminée au préalable qui ne dépasse pas 5 mSv par année. Lorsqu'il est possible que l'incorporation soit plus ou moins uniforme tout au long de l'année, le niveau d'enquête devrait être dérivé d'une dose annuelle au prorata, tel qu'il est décrit par l'équation 13, et il devrait refléter des niveaux d'exposition qui représentent un écart par rapport aux conditions normales.

Lorsque les doses sont généralement faibles et que les processus sont bien connus, les niveaux d'enquête choisis devraient être fondés sur l'expérience, de sorte que le dépassement d'un niveau d'enquête correspondrait à un écart par rapport aux conditions normales et mènerait à la tenue d'une enquête. Dans cette situation, le niveau d'enquête serait fondé sur une dose annuelle inférieure à 5 mSv, et devrait être révisé en fonction de l'expérience de l'exploitation.

Comme le programme d'essais biologiques ne mesure pas directement l'incorporation ni la DEE, les seuils administratifs dérivés exprimés en termes de quantité sont généralement plus utiles. Le niveau dérivé correspondant au niveau d'enquête constitue le niveau d'enquête dérivé (NED), qui pourrait être défini comme suit pour un programme de contrôle courant :

$$(13) \quad NED = NE \left( T/365 \right) m(T/2)$$

Où :

$NE$  = incorporation menant à la DEE annuelle au-dessus de laquelle une enquête devrait être effectuée, c'est-à-dire un niveau d'enquête (NE)

$T$  = période de contrôle courant, en jours

$m(T/2)$  = fraction de l'incorporation qui est retenue dans un tissu, un organe ou le corps entier, ou excrétée du corps à la fin de la période de contrôle, lorsqu'une incorporation aiguë est survenue au milieu de la période de contrôle

Si le NED est inférieur à la limite de détection, une enquête devrait être effectuée chaque fois que la limite de détection est dépassée.

Pour tenir compte de la limite de dose réduite pour les travailleuses enceintes, un NED devrait être établi pour celles-ci, comme il est décrit ci-dessus, en fonction d'une fraction de la limite de dose de 4 mSv pour les TSN. La limite de dose pour les travailleuses enceintes est de 4 mSv pour le reste de la grossesse (c'est-à-dire à partir du moment où la travailleuse informe le titulaire de permis). En formulant des hypothèses prudentes (par exemple, la grossesse est déclarée immédiatement), et en s'assurant que la dose à la travailleuse enceinte est inférieure à 0,4 mSv par mois, on fait en sorte que la limite de 4 mSv ne soit pas dépassée. Par conséquent, un NED pour les travailleuses enceintes,  $NED_{TE}$ , pourrait être défini comme suit :

$$(14) \quad NED_{TE} = 0.02 LAI \frac{T}{30} m(T/2)$$

En cas d'incorporation de plus d'un radionucléide, le seuil administratif devrait tenir compte de la dose résultant du mélange de radionucléides. On pourrait utiliser cette approche lorsque le

contrôle est effectué en utilisant un radionucléide comme indicateur pour un mélange de radionucléides.

Lors du dépassement d'un niveau d'enquête, ou du NED associé, les mesures suivantes devraient être prises, le cas échéant :

- Retirer les travailleurs visés de tâches qui pourraient mener à une incorporation additionnelle
- Déterminer, dans la mesure du possible, les caractéristiques de l'incorporation, y compris le moment de l'incorporation et les caractéristiques des matières incorporées
- Entamer des essais biologiques spéciaux, tel qu'il est décrit à l'annexe C
- Examiner les circonstances de l'incorporation pour déterminer et corriger les causes de l'incorporation et éviter qu'elle se produise à nouveau. L'enquête devrait également prendre en compte les mesures correctives à prendre.

## 8.2 Exactitude des résultats des essais biologiques

Les incertitudes de mesure découlent des statistiques de comptage et d'autres sources qui dépendent de la méthode de contrôle. Dans le cas des mesures *in vivo*, les incertitudes de mesure pourraient provenir de sources telles que les variations du positionnement du détecteur, du taux de comptage du rayonnement de fond, de la taille du sujet et de la distribution de l'activité dans l'organisme. Dans le cas des mesures *in vitro*, ces incertitudes peuvent découler de la mesure du volume ou de la masse de l'échantillon, d'erreurs de pipetage, de l'utilisation de traceurs pour déterminer le rendement chimique ou d'autres causes.

Les incertitudes de mesure découlant des statistiques de comptage, qui peuvent être décrites par la distribution de Poisson, sont appelées les incertitudes de type A. Toutes les autres incertitudes sont appelées les incertitudes de type B. L'incertitude globale d'un résultat du contrôle individuel pourrait être décrite en termes d'une distribution log-normale. L'écart-type géométrique de cette distribution est appelé facteur de diffusion (FD). Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter le rapport du European Radiation Dosimetry Group, EURADOS 2013-01, *IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data* [20].

Pour les incertitudes de type A, on pourrait calculer la valeur FD comme suit :

$$(15) \quad FD_A = e^{\left[\frac{\sigma_A}{M}\right]}$$

Dans l'équation ci-dessus,  $\sigma_A$  est l'incertitude de type A associée au résultat de mesure M.

Le FD pour les incertitudes de type B pourrait se calculer comme suit :

$$(16) \quad FD_B = e^{\left[\frac{\sigma_{C_m}}{C_m}\right]}$$

Dans l'équation ci-dessus,  $C_m$  est le facteur de normalisation, qui est la réciproque de l'efficacité, et  $\sigma_{C_m}$  est le facteur d'incertitude pour  $C_m$ . Les valeurs types du FD pour les incertitudes de

type A et B sont présentées dans les tableaux 7 et 8 du rapport EURADOS 2013-01 [20]. On pourrait calculer l'incertitude totale à l'aide de l'équation suivante :

$$(17) \quad FD = e^{\left[\sqrt{\sum_i \ln^2(SF_i)}\right]}$$

**Tableau 7 : Valeurs types des incertitudes de type A et de type B pour les mesures *in vivo***

	Facteur de diffusion (FD)		
	Énergies des photons < 20 keV	Énergies des photons de 20 keV à 100 keV	Énergies des photons > 100 keV
Incertitudes de type A	1,5	1,3	1,07
Incertitudes de type B	2,06	1,25	1,15
FD total	2,3	1,4	1,2

**Tableau 8 : Valeurs types des incertitudes de type B pour les mesures *in vitro***

Quantité	Facteur de diffusion (FD <sub>B</sub> )
Échantillon réel d'urine sur 24 heures	1,1
Concentration de l'activité de l'eau tritiée dans l'urine	1,1
Échantillon simulé d'urine sur 24 heures, créatinine, volume ou densité normalisé	1,6
Échantillon ponctuel d'urine (une seule miction utilisée pour estimer le taux d'excrétion sur 24 heures)	2
Échantillon de matières fécales sur 24 heures	3
Échantillon de matières fécales sur 72 heures	2

Le système complet d'essais biologiques devrait être tel que toute erreur dans la mesure finale n'aurait qu'une incidence mineure sur l'exactitude globale de la dose de rayonnement estimée reçue par le travailleur. Les points suivants devraient être inclus dans l'évaluation de la précision des instruments de détection et de la méthode de mesure :

1. erreur nette de comptage statistique : Cela comprend l'erreur statistique dans le comptage de l'essai biologique et l'erreur statistique dans la mesure du comptage du rayonnement de fond. La durée de comptage du rayonnement de fond devrait être appropriée compte tenu de la norme, de l'échantillon ou du sujet.
2. erreur causée par des variations dans la géométrie de comptage : Cela devrait comprendre les tolérances relatives aux écarts physiques chez les sujets ou dans les échantillons ayant fait l'objet d'un comptage, particulièrement en ce qui a trait à l'équipement de comptage spécifique utilisé.
3. erreur introduite par l'atténuation du rayonnement émis par les tissus sus-jacents lors du comptage *in vivo* : L'effet des tissus sus-jacents devrait être pris en compte lorsque l'émission gamma d'un nucléide est inférieure à 200 keV, ou lorsque l'on compte le rayonnement de freinage (*bremsstrahlung*) dus à des émissions bêta. Cela nécessite l'estimation de la profondeur moyenne et de la masse volumique des tissus sus-jacents (p. ex., l'épaisseur de la paroi thoracique), qui pourraient varier de façon importante d'une personne à une autre.

4. étalonnage de l'instrument par rapport à la substance nucléaire mesurée dans une géométrie pertinente pour la mesure en cause : La réponse de l'instrument d'essais biologiques devrait être étalonnée en fonction de la substance nucléaire d'intérêt, et un programme courant de contrôle de la qualité devrait être en place pour veiller à ce que cet étalonnage soit maintenu constamment. Des vérifications internes fréquentes au moyen d'une source radioactive à longue période devraient être réalisées régulièrement pour confirmer que la réponse du détecteur est constante au fil du temps et que l'instrument fonctionne adéquatement.

## 9. Détermination de la dose efficace engagée

Lorsque le temps entre l'incorporation et un seul essai biologique est connu, l'incorporation devrait être calculée comme suit :

$$(18) \quad I = \frac{M}{m(t)}$$

Dans ce cas,  $I$  représente l'incorporation, par exemple en Bq ou mg;  $M$  est la quantité mesurée et  $m(t)$  est la valeur prévue des fonctions de rétention ou d'excrétion au moment  $t$  après l'incorporation. La valeur de  $m(t)$  est fondée sur des modèles de biocinétique appropriés et est disponible, dans les publications de la CIPR, pour les caractéristiques de solubilité par défaut des matières. On pourrait également calculer les valeurs de  $m(t)$  pour la solubilité ou la taille des particules spécifiques de la matière en cause. La quantité mesurée et  $m(t)$  devraient être exprimées dans des unités cohérentes. Par exemple, pour l'analyse de l'urine, la valeur  $M$  devrait être l'activité du radionucléide d'intérêt excrété par jour à la fin de la période de prélèvement de l'échantillon, alors que  $m(t)$  est le taux d'excrétion urinaire du même radionucléide à la fin de cette période. Ce dernier scénario s'applique généralement dans le cadre d'un contrôle spécial ou propre aux tâches effectuées.

Pour les contrôles courants, le temps entre l'incorporation et les essais biologiques pourrait ne pas être connu. Dans de tels cas, on pourrait déterminer la DEE en supposant que l'incorporation a eu lieu au milieu de la période de contrôle de  $T$  jours. On devrait calculer l'incorporation comme suit, en fonction de la quantité mesurée à la fin de la période de contrôle :

$$(19) \quad I = \frac{M}{m\left(\frac{T}{2}\right)}$$

Dans les deux cas, on pourrait déterminer la DEE en multipliant l'incorporation par la DEE appropriée par unité d'incorporation. Dans certains cas, comme pour l'eau tritiée, on pourrait utiliser des mesures de l'activité pour déterminer la dose efficace directement. Dans ces cas, la méthode ci-dessus pourrait être remplacée par une méthode présentée dans les annexes pour des radionucléides spécifiques, ou une méthode approuvée par la CCSN.

Si plus de 10 % environ de la quantité mesurée réelle peut être attribuée à l'incorporation dans un intervalle de contrôle antérieur, une correction pourrait être appropriée. La quantité mesurée dans l'intervalle de contrôle courant pourrait être corrigée comme suit :

- déterminer l'incorporation dans l'intervalle de contrôle précédent
- utiliser la valeur  $m(t)$  appropriée pour prévoir la contribution de l'incorporation précédente à la quantité mesurée courante
- soustraire la contribution calculée ci-dessus de la quantité mesurée courante

Dans certaines circonstances, y compris les essais biologiques spéciaux, on pourrait avoir les résultats du contrôle individuel obtenus à divers moments et selon plusieurs méthodes de contrôle (p. ex., essais biologiques *in vitro* et *in vivo*). Dans de tels cas, la meilleure estimation de l'incorporation devrait être calculée en déterminant :

- la valeur de  $m_j(t_i)$  pour chaque résultat de contrôle et pour chaque méthode de contrôle
- la meilleure estimation de l'incorporation, de telle sorte que  $I \times m_j(t_i)$  correspond le mieux aux résultats de la mesure  $M_{i,j}$

Lorsque plusieurs méthodes de contrôle sont utilisées, on devrait vérifier l'incorporation en ajustant simultanément les valeurs prévues ( $I \times m_j(t_i)$ ) selon les résultats de toutes les méthodes de contrôle. Par exemple, on pourrait obtenir des ensembles de données pour l'urine et les matières fécales dans le cadre d'une campagne d'essais biologiques spéciaux. Dans ce cas, on devrait vérifier l'incorporation en ajustant les valeurs prévues ( $I \times m_j(t_i)$ ) aux deux ensembles de données simultanément. Il existe des méthodes statistiques d'ajustement des données, et les deux plus couramment utilisées pour les essais biologiques sont la méthode du maximum de vraisemblance et l'approche bayésienne. Ces méthodes, et d'autres, sont décrites dans le rapport n° 37 de la Collection rapports de sûreté de l'AIEA : *Methods for Assessing Occupational Radiation Doses Due to Intakes of Radionuclides* [21], et dans le rapport EURADOS 2013-01, *IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data* [20].

Lorsqu'on détermine une incorporation à partir de l'ajustement des données, l'hypothèse de départ est que les données sont cohérentes avec le modèle biocinétique, c'est-à-dire que les résultats de mesure  $M_{i,j}$  sont conformes aux prévisions  $I \times m_j(t_i)$ . Les critères de rejet de l'ajustement pourraient être fondés sur la statistique du test du chi carré, et on pourrait supposer que chaque mesure  $M_{i,j}$  provient d'une loi log-normale. On devrait juger que l'ajustement aux données est inadéquat si la valeur  $p$  est inférieure à 0,05. La valeur  $p$  est la fraction de la distribution  $\chi^2$  attendue (distribution théorique) qui est supérieure à la valeur  $\chi_o^2$  calculée. On trouvera de plus amples renseignements sur les critères de rejet d'un ajustement de données dans le contexte des essais biologiques dans le rapport EURADOS 2013-01 [20].

Lorsque l'ajustement est rejeté et que l'incorporation estimée mène à une DEE > 1 mSv, les paramètres d'absorption propres à la matière, d'après le modèle des voies respiratoires humaines de la CIPR, pourraient être ajustés. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter la publication 66 de la CIPR, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection* [15]. Plus précisément, le moment et les voies de l'incorporation, s'ils sont inconnus, pourraient être variés afin d'améliorer l'ajustement. En particulier, les valeurs de  $f_r$  et  $s_s$  peuvent varier, mais non la valeur de  $s_r$ <sup>7</sup> (qui devrait être maintenue à la valeur recommandée par la CIPR) jusqu'à ce que l'ajustement ne soit pas rejeté [20].

La méthode pour déterminer la DEE pourrait différer ou inclure des facteurs supplémentaires lors de l'examen de radionucléides spécifiques. Les recommandations spécifiques pour le tritium, l'iode radioactif et l'uranium sont traitées dans les annexes D à F, respectivement.

---

<sup>7</sup> L'absorption des radionucléides depuis les voies respiratoires vers le sang est décrite à l'aide de  $f_r$ , qui est la fraction de l'activité déposée dans les voies respiratoires et qui se dissout rapidement, à un taux  $s_r$  ( $j^{-1}$ ). Le reste de l'activité déposée dans les voies respiratoires se dissout plus lentement, à un taux  $s_s$  ( $j^{-1}$ ). Voir la publication 66 de la CIPR, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection* [15].

## 10. Étalonnage

Les instruments servant aux mesures d'essais biologiques *in vivo* ou *in vitro* doivent être choisis, mis à l'essai et étalonnés périodiquement, conformément à l'article 25 du RRP. L'étalonnage doit être effectué pour la substance nucléaire mesurée dans le programme d'essais biologiques. Les exigences d'étalonnage et d'entretien périodiques doivent être déterminées en fonction de la précision, du but, du degré d'utilisation, des caractéristiques de stabilité et d'autres facteurs essentiels influant sur le contrôle des mesures. Les procédures d'entretien et d'étalonnage devraient être documentées.

Un registre de l'étalonnage doit être conservé, et l'équipement étalonné devrait être identifié clairement et de manière indélébile (p. ex., par l'utilisation d'étiquettes). Lorsque l'étalonnage est effectué avant l'utilisation ou s'il est utilisé fréquemment (p. ex., quotidiennement), l'enregistrement des étalonnages pourrait être suffisant.

Les appareils non étalonnés, imprécis ou défectueux devraient être identifiés et retirés du service. L'équipement servant aux mesures qui a été réparé ou modifié devrait être étalonné et l'on devrait vérifier sa performance avant de le remettre en service.

Les étalonnages devraient être traçables par rapport aux étalons de référence nationaux. La traçabilité de l'étalonnage du matériel utilisé comme étalon de transfert, jusqu'aux étalons nationaux traçables, devrait également être assurée. Lorsque des étalons de référence sont utilisés comme étalons de transfert pour établir le niveau de référence en fonction duquel les données sont mesurées directement, des méthodes devraient être établies pour préserver l'intégrité du processus et des résultats.

Si l'on constate que le matériel fournit des mesures inexactes, la validité des données ou des résultats antérieurs devrait être vérifiée et des mesures correctives devraient être prises.

## 11. Limitation de l'incorporation de substances nucléaires par les travailleuses qui allaitent

Le RRP exige que les titulaires de permis prennent des mesures d'adaptation afin de limiter l'incorporation de substances nucléaires par une TSN qui allaite. La section 11 du REGDOC-2.7.1 [1] fournit de l'orientation concernant les TSN qui allaitent. En particulier, lorsqu'un titulaire de permis est informé par écrit qu'une TSN allaite, il doit prendre toute mesure d'adaptation qui ne causera pas de difficultés financières ni d'inconvénients commerciaux excessifs. Le titulaire de permis pourrait devoir mettre en place des contrôles administratifs pour une TSN qui allaite afin de s'assurer de minimiser l'incorporation de substances nucléaires par cette personne, substances qui peuvent ensuite être transférées à l'enfant allaité. Les contrôles administratifs pourraient consister à s'assurer que les conditions de travail sont telles qu'il n'y a pas de risque important d'incorporation de substances nucléaires. Par conséquent, les TSN qui allaitent et qui ne participent pas au programme d'essais biologiques courants en raison du faible risque que l'incorporation devraient faire l'objet d'un contrôle de confirmation à l'effet qu'il n'y a pas eu d'incorporation.

Dans l'éventualité d'une incorporation, on devrait estimer son importance pour s'assurer que la dose (c.-à-d., la DEE) pour le nourrisson allaité ne dépasse pas 1 mSv. En règle générale, pour la plupart des substances nucléaires, si l'incorporation de substances nucléaires par les TSN qui allaitent est contrôlée de manière à maintenir la DEE annuelle sous 1 mSv pour la TSN, alors le

nourrisson allaité ne recevra pas une DEE supérieure à 1 mSv par année civile qui serait attribuable à cette incorporation. Il existe des exceptions où l'incorporation de certaines substances nucléaires (p. ex., S-35, iode radioactif et eau tritiée) pourrait entraîner une DEE supérieure à 1 mSv pour le nourrisson allaité, par rapport à la dose reçue par la TSN.

Les titulaires de permis devraient comparer les coefficients de doses dose pour les TSN aux coefficients pour les nourrissons allaités (publication 95 de la CIPR : *Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk* [22]) pour les substances nucléaires pertinentes dans leurs installations afin de vérifier que les doses aux nourrissons allaités ne présentent aucun risque pour ceux-ci et sont maintenues sous les limites de dose. La publication 100 de la CIPR, *Errata to: Doses to infants from ingestion of radionuclides in mothers' milk (ICRP Publication 95, Ann. ICRP 34[3/4])* [23], devrait également être consultée, car des corrections ont été apportées aux tableaux de  $^{99m}\text{Tc}$ , de thorium et d'uranium.

Les ratios de la DEE reçue par un nourrisson allaité sur la DEE correspondante reçue par la TSN qui allaite, après une incorporation aiguë par inhalation, sont présentés dans le tableau 9 pour certaines substances nucléaires. Afin d'estimer la dose à un nourrisson allaité dans des circonstances où la travailleuse continue d'allaiter après une incorporation, on pourrait multiplier la DEE reçue par la TSN qui allaite par le ratio approprié du tableau 9 pour obtenir la DEE pour le nourrisson allaité. Ces ratios ont été calculés en supposant des incorporations professionnelles par inhalation pour le type d'inhalation ou le type de composé le plus prudent (p. ex., vapeur dans le cas de I-131I). Dans les cas où l'on soupçonne une incorporation par ingestion, les coefficients de dose par ingestion devraient être calculés à partir des coefficients de dose professionnelle appropriés pour les adultes et pour le nourrisson allaité. On pourrait utiliser cette méthode pour vérifier que la dose reçue par le nourrisson allaité, provenant de toutes les substances nucléaires absorbées par la TSN qui allaite, est maintenue à une valeur inférieure à 1 mSv par année civile. Pour les facteurs indiqués au tableau 9, on suppose que l'allaitement se poursuit pendant 6 mois. S'il y a eu incorporation et que l'allaitement se poursuit pendant plus de 6 mois, le titulaire de permis devrait consulter la CCSN pour déterminer les coefficients de dose appropriés.



**Tableau 9 : Ratio de la DEE reçue par un nourrisson allaité sur la DEE reçue par une TSN qui allaite**

Substance nucléaire	Ratio		Substance nucléaire	Ratio		Substance nucléaire	Ratio
$^3\text{H}$ (eau)	1.1		$^{60}\text{Co}$	0.20		$^{210}\text{Po}^8$	0.020
$^{14}\text{C}$	0.33		$^{95}\text{Zr}$	0.0047		$^{226}\text{Ra}$	0.0073
$^{32}\text{P}$	0.81		$^{95}\text{Nb}$	0.00015		$^{238}\text{U}$	0.0079
$^{33}\text{P}$	0.63		$^{99\text{m}}\text{Tc}$	0.49		$^{241}\text{Am}$	0.00022
$^{35}\text{S}$	1.2		$^{125}\text{I}$	1.1		$^{238}\text{Pu}$	0.00024
$^{45}\text{Ca}$	0.38		$^{131}\text{I}$	2.6		$^{239}\text{Pu}$	0.00023
$^{47}\text{Ca}$	0.35		$^{134}\text{Cs}$	0.10		$^{244}\text{Cm}$	0.00027
$^{55}\text{Fe}$	0.015		$^{137}\text{Cs}$	0.13			
$^{59}\text{Fe}$	0.0075		$^{210}\text{Pb}$	0.27			

## 12. Détermination de la dose résultant de l'incorporation de substances nucléaires par une plaie

L'incorporation de radionucléides par une plaie est évaluée dans le cadre d'un contrôle par essais biologiques spéciaux. L'objectif de ces essais biologiques est d'assurer le respect des limites de dose et d'éclairer les décisions concernant le traitement du patient (p. ex., excision de la plaie, décorporation). Outre les essais biologiques, un contrôle spécial devrait inclure la mesure de l'activité locale sur le site de la plaie.

Le choix de la méthode de contrôle dépend du type de plaie (p. ex., perforation, lacération, brûlure thermique), de la catégorie du contaminant de la plaie (p. ex., radionucléides en solution, particules, fragments) et de la biocinétique du radionucléide. Bien que les composés solubles soient rapidement transférés dans le sang, les composés insolubles peuvent être retenus au site de la plaie, et une fraction peut être transférée dans les ganglions lymphatiques régionaux et demeurer à ces deux endroits pendant une longue période.

La biocinétique des composés spécifiques absorbés à travers une plaie dépend du type de plaie et de son évolution physiologique (p. ex., cicatrisation). En général, la proportion d'un composé soluble absorbé par le sang à partir du site d'une plaie diminue dans l'ordre suivant :

1. injection intraveineuse (plus grande proportion du composé absorbé par le sang)
2. plaies par perforation
3. lacérations et abrasions
4. peau brûlée (brûlure thermique ou chimique)
5. peau intacte (plus petite proportion du composé absorbé par le sang)

<sup>8</sup> Le ratio pour Po-210 peut être utilisé pour une estimation prudente de la dose de filiation du radon.

Les catégories de contaminants des plaies sont définies dans le rapport n° 156 du NCRP, *Development of a Biokinetic Model for Radionuclide-Contaminated Wounds and Procedures for their Assessment, Dosimetry and Treatment* [24]. Ces catégories sont les suivantes :

1. radionucléides initialement en solution
  - a. faible rétention au site de la plaie (jusqu'à 10 % de l'activité initiale demeurant au site de la plaie 24 heures après l'incorporation)
  - b. rétention modérée au site de la plaie (10 % à 30 % de l'activité initiale demeurant au site de la plaie 24 heures après l'incorporation)
  - c. forte rétention au site de la plaie (30 % à 80 % de l'activité initiale demeurant au site de la plaie 24 heures après l'incorporation)
  - d. rétention avide au site de la plaie (plus de 80 % de l'activité initiale demeurant au site de la plaie 24 heures après l'incorporation)
2. radionucléides initialement insolubles dans l'eau
  - a. colloïdes
  - b. particules
  - c. fragments

Les particules et les fragments sont des solides. Tout comme les colloïdes, ils peuvent être déposés dans les ganglions lymphatiques après avoir été dégagés du site de la plaie.

Les étapes suivantes devraient être suivies lors du contrôle d'une plaie contaminée :

1. On devrait caractériser la contamination de la plaie en documentant ce qui suit :
  - a. la date, l'heure, la méthode et les circonstances de l'incident de contamination de la plaie
  - b. le type, les caractéristiques et l'emplacement de la plaie
  - c. les caractéristiques du contaminant radiologique au site de la plaie, y compris les radionucléides, leur forme chimique et leur activité ou concentration totale
2. L'activité déposée au site de la plaie devrait être mesurée dès que possible après la blessure et périodiquement par la suite, car cela permettra d'assurer une prise en charge médicale adéquate du patient : des mesures de suivi sont recommandées afin de mesurer l'efficacité de la décontamination et des interventions médicales de l'orientation sur le choix des instruments de contrôle des plaies figure dans le rapport n° 156 du NCRP [24]
3. Un essai biologique *in vitro* ou *in vivo* devrait être effectué, le cas échéant, pour les radionucléides et leurs formes chimiques associées, comme il a été déterminé à l'étape 1, dès que possible après l'occurrence de la plaie et périodiquement par la suite selon la fréquence indiquée à l'annexe C.
4. La dose équivalente à la peau au site de la plaie devrait être déterminée en fonction de l'information obtenue aux étapes 2 et 3, le cas échéant.
5. La DEE due à l'incorporation des radionucléides par la plaie devrait être déterminée.

La dose équivalente aux tissus au site de la plaie devrait être déterminée pour établir si des réactions tissulaires sont probables et pour vérifier le respect de la limite de dose équivalente pour la peau. Une fois déterminée l'activité déposée au site de la plaie, on peut effectuer une première estimation prudente. Pour ce faire, on peut multiplier la concentration de l'activité au site de la plaie par le facteur approprié de conversion de la dose à la peau, comme il est indiqué au tableau 10.

**Tableau 10 : Coefficients de dose équivalente pour les radionucléides au site de la plaie [24]**

Radionucléide	Débit de dose équivalente reçue par la peau ( $\text{mSv.h}^{-1}.\text{kBq}^{-1}.\text{cm}^2$ )	
	Contamination de surface	Contamination en profondeur
$^3\text{H}$	0	$1,3 \times 10^{-3}$
$^{14}\text{C}$	$3,2 \times 10^{-1}$	1,8
$^{22}\text{Na}$	1,7	3,2
$^{32}\text{P}$	1,9	4,2
$^{35}\text{S}$	$3,5 \times 10^{-1}$	1,7
$^{36}\text{Cl}$	1,8	3,2
$^{45}\text{Ca}$	$8,5 \times 10^{-1}$	2,2
$^{51}\text{Cr}$	$1,5 \times 10^{-2}$	$2,7 \times 10^{-2}$
$^{54}\text{Mn}$	$6,2 \times 10^{-2}$	$8,1 \times 10^{-2}$
$^{57}\text{Co}$	$1,2 \times 10^{-1}$	$1,9 \times 10^{-1}$
$^{58}\text{Co}$	$3,1 \times 10^{-1}$	$5,6 \times 10^{-1}$
$^{60}\text{Co}$	$7,8 \times 10^{-1}$	3,2
$^{59}\text{Fe}$	$9,6 \times 10^{-1}$	3,3
$^{63}\text{Ni}$	$6,5 \times 10^{-7}$	$4,5 \times 10^{-1}$
$^{67}\text{Ga}$	$3,4 \times 10^{-1}$	1,1
$^{90}\text{Sr}, ^{90}\text{Y}$	3,6	7,9
$^{95}\text{Zr}, ^{95}\text{Nb}$	1,6	4,3
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	$2,5 \times 10^{-1}$	$4,0 \times 10^{-1}$
$^{106}\text{Ru}, ^{106}\text{Nb}$	2,2	6,5
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	$6,7 \times 10^{-1}$	1,9
$^{111}\text{In}$	$3,8 \times 10^{-1}$	$6,7 \times 10^{-1}$
$^{123}\text{I}$	$3,7 \times 10^{-1}$	$6,8 \times 10^{-1}$
$^{125}\text{I}$	$2,1 \times 10^{-2}$	$3,5 \times 10^{-1}$
$^{131}\text{I}$	1,6	3,1
$^{137}\text{Cs}, ^{137\text{m}}\text{Ba}$	1,6	3,4
$^{144}\text{Ce}, ^{144\text{m}}\text{Pr}, ^{144}\text{Pr}$	3,1	8,2
$^{147}\text{Pm}$	$6,0 \times 10^{-1}$	2,0
$^{192}\text{Ir}$	1,9	3,4
$^{201}\text{Tl}$	$2,8 \times 10^{-1}$	1,0
$^{204}\text{Tl}$	1,6	3,0
$^{235}\text{U}$	$1,8 \times 10^{-1}$	$3,0 \times 10^3$
$^{238}\text{U}$	$2,3 \times 10^{-3}$	$2,9 \times 10^3$
$^{238}\text{Pu}$	$3,7 \times 10^{-3}$	$3,4 \times 10^3$
$^{239}\text{Pu}$	$1,4 \times 10^{-3}$	$3,2 \times 10^3$
$^{241}\text{Pu}$	$1,3 \times 10^{-5}$	$8,0 \times 10^{-2}$
$^{241}\text{Am}$	$2,0 \times 10^{-2}$	$3,4 \times 10^3$

On pourrait présumer que les radionucléides constituent une contamination de surface dans le cas des abrasions ou des brûlures chimiques. Dans d'autres cas, à moins qu'il n'existe des preuves de contamination de surface, on devrait présumer que les radionucléides constituent une contamination en profondeur. Pour évaluer plus exactement la dose, on devrait utiliser un logiciel de dosimétrie cutanée.

Il est possible de calculer une limite supérieure de la DEE en supposant que toute l'activité au site de la plaie sera absorbée dans le sang. Les coefficients de dose pour les radionucléides sélectionnés à cette fin sont indiqués dans le tableau 11, dans la colonne « Faible ». Une fois les résultats des essais biologiques disponibles, il faudrait les utiliser pour déterminer la DEE. Les résultats des essais biologiques peuvent être corrigés pour tenir compte des incorporations antérieures de radionucléides.

Dans les cas où l'activité est rapidement évacuée du site de la plaie (p. ex., moins de 10 % de l'activité mesurée à l'étape 2 immédiatement après l'incident ayant causé la contamination de la plaie demeure au site de la plaie 24 heures plus tard), il est possible de traiter l'incorporation comme une incorporation par injection. L'incorporation peut être déterminée à l'aide de l'équation de la section 11 :

$$(20) \quad I = \frac{M}{m(t)}$$

Le paramètre  $m(t)$  est l'activité prévue dans l'essai biologique par unité d'incorporation. Ces paramètres se trouvent dans la publication 78 de la CIPR : *Individual monitoring for internal exposure of workers: Replacement of ICRP Publication 54* [25] ou dans la norme ISO 27048:2011, *Radioprotection – Estimation de la dose interne dans le cadre de la surveillance des travailleurs en cas d'exposition aux rayonnements* [26]. Il est alors possible de déterminer la DEE en calculant  $I \times e_{inj}(50)$ . On peut obtenir ce dernier paramètre, qui est le coefficient de dose pour une incorporation par injection, dans la colonne « Faible » du tableau 11 ou la calculer en utilisant un logiciel de dosimétrie interne incorporant les modèles biocinétiques de la CIPR. Enfin, il est possible d'utiliser les critères définissant les catégories de contaminants d'une plaie, décrits ci-dessus, pour déterminer quelle colonne du tableau 11 il faut utiliser. Pour obtenir de l'orientation supplémentaire, voir le rapport n° 156 du NCRP [24]. Les données du tableau 11 proviennent de l'article de *Health Physics, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides via Contaminated Wounds* [27].

Dans les cas où l'activité est retenue au site de la plaie, comme il a été déterminé par les mesures faites sur le site de la plaie dans les premiers jours suivant la contamination de la plaie, la DEE devrait être déterminée à l'aide du modèle biocinétique de plaie figurant dans le rapport n° 156 du NCRP [24] ou d'un autre modèle approuvé par la CCSN. On pourrait réaliser une évaluation initiale en utilisant une catégorie du modèle de plaie du NCRP choisie a priori. Lorsque les résultats des essais biologiques sont disponibles, on devrait déterminer la DEE pour la catégorie de plaie qui correspond le mieux aux données d'excrétion ou de rétention. Si la qualité de l'ajustement n'est pas acceptable pour une catégorie de plaie, d'après les critères de la section 9, on devrait calculer la dose en envisageant un mélange de deux catégories de rétention par défaut.

**Tableau 11 : Coefficients de dose efficace engagée pour l'incorporation par une plaie, exprimés en Sv/Bq**

Radionucléide	Faible	Modérée	Forte	Avide	Colloïde	Particule	Fragment
<sup>3</sup> H (HTO)	$1,84 \times 10^{-11}$	$1,84 \times 10^{-11}$	$1,78 \times 10^{-11}$	$1,61 \times 10^{-11}$	$1,56 \times 10^{-11}$	$1,01 \times 10^{-11}$	$4,07 \times 10^{-13}$
<sup>3</sup> H (OBT)	$4,16 \times 10^{-11}$	$4,16 \times 10^{-11}$	$4,01 \times 10^{-11}$	$3,64 \times 10^{-11}$	$3,52 \times 10^{-11}$	$2,28 \times 10^{-11}$	$9,19 \times 10^{-13}$
<sup>14</sup> C	$5,77 \times 10^{-10}$	$5,77 \times 10^{-10}$	$5,75 \times 10^{-10}$	$5,68 \times 10^{-10}$	$5,77 \times 10^{-10}$	$5,71 \times 10^{-10}$	$3,19 \times 10^{-11}$
<sup>32</sup> P	$2,20 \times 10^{-9}$	$2,00 \times 10^{-9}$	$1,32 \times 10^{-9}$	$4,61 \times 10^{-10}$	$1,14 \times 10^{-10}$	$6,13 \times 10^{-12}$	$6,53 \times 10^{-12}$
<sup>35</sup> S (inorganique)	$1,24 \times 10^{-10}$	$1,20 \times 10^{-10}$	$9,11 \times 10^{-11}$	$3,44 \times 10^{-11}$	$1,86 \times 10^{-11}$	$1,44 \times 10^{-12}$	$2,95 \times 10^{-13}$
<sup>35</sup> S (organique)	$7,76 \times 10^{-10}$	$7,51 \times 10^{-10}$	$5,70 \times 10^{-10}$	$2,15 \times 10^{-10}$	$1,16 \times 10^{-10}$	$9,01 \times 10^{-12}$	$1,85 \times 10^{-12}$
<sup>59</sup> Fe	$8,36 \times 10^{-9}$	$7,95 \times 10^{-9}$	$5,73 \times 10^{-9}$	$1,99 \times 10^{-9}$	$8,56 \times 10^{-10}$	$5,43 \times 10^{-11}$	$1,08 \times 10^{-11}$
<sup>57</sup> Co	$6,36 \times 10^{-10}$	$6,28 \times 10^{-10}$	$5,16 \times 10^{-9}$	$4,01 \times 10^{-10}$	$1,84 \times 10^{-10}$	$2,45 \times 10^{-11}$	$3,00 \times 10^{-12}$
<sup>58</sup> Co	$1,53 \times 10^{-9}$	$1,47 \times 10^{-9}$	$1,10 \times 10^{-9}$	$4,01 \times 10^{-10}$	$2,03 \times 10^{-10}$	$1,46 \times 10^{-11}$	$3,07 \times 10^{-12}$
<sup>60</sup> Co	$1,94 \times 10^{-8}$	$1,94 \times 10^{-8}$	$1,81 \times 10^{-8}$	$1,49 \times 10^{-8}$	$1,38 \times 10^{-8}$	$6,11 \times 10^{-9}$	$2,47 \times 10^{-10}$
<sup>85</sup> Sr	$1,10 \times 10^{-9}$	$1,06 \times 10^{-9}$	$7,86 \times 10^{-10}$	$2,83 \times 10^{-10}$	$1,39 \times 10^{-10}$	$9,77 \times 10^{-12}$	$2,05 \times 10^{-12}$
<sup>89</sup> Sr	$3,13 \times 10^{-9}$	$2,98 \times 10^{-9}$	$2,17 \times 10^{-9}$	$7,61 \times 10^{-10}$	$3,43 \times 10^{-10}$	$2,24 \times 10^{-11}$	$4,59 \times 10^{-12}$
<sup>90</sup> Sr	$8,80 \times 10^{-8}$	$8,81 \times 10^{-8}$	$8,66 \times 10^{-8}$	$8,26 \times 10^{-8}$	$8,22 \times 10^{-8}$	$6,57 \times 10^{-8}$	$2,87 \times 10^{-9}$
<sup>99m</sup> Tc	$1,50 \times 10^{-11}$	$1,17 \times 10^{-11}$	$3,21 \times 10^{-12}$	$3,41 \times 10^{-12}$	$1,50 \times 10^{-14}$	$1,34 \times 10^{-15}$	$6,91 \times 10^{-19}$
<sup>106</sup> Ru	$3,02 \times 10^{-8}$	$2,99 \times 10^{-8}$	$2,51 \times 10^{-8}$	$1,39 \times 10^{-8}$	$1,04 \times 10^{-8}$	$1,67 \times 10^{-9}$	$1,65 \times 10^{-10}$
<sup>125</sup> I	$1,54 \times 10^{-8}$	$1,48 \times 10^{-8}$	$1,09 \times 10^{-8}$	$3,90 \times 10^{-9}$	$1,87 \times 10^{-9}$	$1,28 \times 10^{-10}$	$2,68 \times 10^{-11}$
<sup>129</sup> I	$1,07 \times 10^{-7}$	$1,07 \times 10^{-7}$	$1,06 \times 10^{-7}$	$1,05 \times 10^{-7}$	$1,07 \times 10^{-7}$	$1,06 \times 10^{-7}$	$5,87 \times 10^{-9}$
<sup>131</sup> I	$2,13 \times 10^{-8}$	$1,88 \times 10^{-8}$	$1,19 \times 10^{-8}$	$4,35 \times 10^{-9}$	$7,36 \times 10^{-10}$	$3,85 \times 10^{-11}$	$2,45 \times 10^{-12}$
<sup>134</sup> Cs	$1,94 \times 10^{-8}$	$1,94 \times 10^{-8}$	$1,71 \times 10^{-8}$	$1,16 \times 10^{-8}$	$9,70 \times 10^{-9}$	$2,45 \times 10^{-9}$	$1,48 \times 10^{-10}$
<sup>137</sup> Cs	$1,36 \times 10^{-8}$	$1,36 \times 10^{-8}$	$1,34 \times 10^{-8}$	$1,28 \times 10^{-8}$	$1,27 \times 10^{-8}$	$1,03 \times 10^{-8}$	$4,77 \times 10^{-10}$
<sup>192</sup> Ir	$6,67 \times 10^{-9}$	$6,43 \times 10^{-9}$	$4,82 \times 10^{-9}$	$1,77 \times 10^{-9}$	$9,09 \times 10^{-10}$	$6,65 \times 10^{-11}$	$1,39 \times 10^{-11}$
<sup>201</sup> Tl	$8,34 \times 10^{-11}$	$6,91 \times 10^{-11}$	$4,11 \times 10^{-11}$	$1,70 \times 10^{-12}$	$1,29 \times 10^{-12}$	$6,83 \times 10^{-14}$	$1,50 \times 10^{-15}$
<sup>210</sup> Po	$2,36 \times 10^{-6}$	$2,31 \times 10^{-6}$	$1,81 \times 10^{-6}$	$7,52 \times 10^{-7}$	$4,60 \times 10^{-7}$	$4,31 \times 10^{-8}$	$7,72 \times 10^{-9}$
<sup>226</sup> Ra	$1,36 \times 10^{-6}$	$1,36 \times 10^{-6}$	$1,44 \times 10^{-6}$	$1,62 \times 10^{-6}$	$1,77 \times 10^{-6}$	$2,64 \times 10^{-6}$	$1,65 \times 10^{-7}$
<sup>228</sup> Ra	$3,37 \times 10^{-6}$	$3,96 \times 10^{-6}$	$1,41 \times 10^{-5}$	$3,81 \times 10^{-5}$	$4,56 \times 10^{-5}$	$4,04 \times 10^{-5}$	$1,13 \times 10^{-6}$
<sup>228</sup> Th	$1,18 \times 10^{-4}$	$1,17 \times 10^{-4}$	$1,03 \times 10^{-4}$	$6,86 \times 10^{-5}$	$5,68 \times 10^{-5}$	$1,37 \times 10^{-5}$	$8,64 \times 10^{-7}$
<sup>230</sup> Th	$4,19 \times 10^{-4}$	$4,19 \times 10^{-4}$	$4,13 \times 10^{-4}$	$3,99 \times 10^{-4}$	$3,99 \times 10^{-4}$	$3,35 \times 10^{-4}$	$1,44 \times 10^{-5}$
<sup>232</sup> Th	$4,52 \times 10^{-4}$	$4,52 \times 10^{-4}$	$4,48 \times 10^{-4}$	$4,40 \times 10^{-4}$	$4,47 \times 10^{-4}$	$4,17 \times 10^{-4}$	$1,92 \times 10^{-5}$
<sup>234</sup> U	$2,27 \times 10^{-6}$	$2,27 \times 10^{-6}$	$2,25 \times 10^{-6}$	$2,18 \times 10^{-6}$	$2,19 \times 10^{-6}$	$1,92 \times 10^{-6}$	$8,75 \times 10^{-8}$
<sup>235</sup> U	$2,11 \times 10^{-6}$	$2,11 \times 10^{-6}$	$2,09 \times 10^{-6}$	$2,03 \times 10^{-6}$	$2,04 \times 10^{-6}$	$1,78 \times 10^{-6}$	$8,13 \times 10^{-8}$
<sup>238</sup> U	$2,03 \times 10^{-6}$	$2,03 \times 10^{-6}$	$2,01 \times 10^{-6}$	$1,96 \times 10^{-6}$	$1,97 \times 10^{-6}$	$1,73 \times 10^{-6}$	$7,89 \times 10^{-8}$
<sup>237</sup> Np	$2,05 \times 10^{-4}$	$2,05 \times 10^{-4}$	$2,03 \times 10^{-4}$	$1,98 \times 10^{-4}$	$1,99 \times 10^{-4}$	$1,76 \times 10^{-4}$	$7,91 \times 10^{-6}$
<sup>238</sup> Pu	$4,44 \times 10^{-4}$	$4,43 \times 10^{-4}$	$4,36 \times 10^{-4}$	$4,18 \times 10^{-4}$	$4,17 \times 10^{-4}$	$3,36 \times 10^{-4}$	$1,41 \times 10^{-5}$
<sup>239</sup> Pu	$4,89 \times 10^{-4}$	$4,89 \times 10^{-4}$	$4,83 \times 10^{-4}$	$4,66 \times 10^{-4}$	$4,67 \times 10^{-4}$	$3,90 \times 10^{-4}$	$1,67 \times 10^{-5}$
<sup>240</sup> Pu	$4,89 \times 10^{-4}$	$4,89 \times 10^{-4}$	$4,83 \times 10^{-4}$	$4,66 \times 10^{-4}$	$4,67 \times 10^{-4}$	$3,90 \times 10^{-4}$	$1,67 \times 10^{-5}$
<sup>241</sup> Pu	$9,40 \times 10^{-6}$	$9,40 \times 10^{-6}$	$9,42 \times 10^{-6}$	$9,46 \times 10^{-6}$	$9,68 \times 10^{-6}$	$9,23 \times 10^{-6}$	$4,10 \times 10^{-7}$
<sup>241</sup> Am	$3,97 \times 10^{-4}$	$3,96 \times 10^{-4}$	$3,91 \times 10^{-4}$	$3,79 \times 10^{-4}$	$3,80 \times 10^{-4}$	$2,23 \times 10^{-4}$	$1,41 \times 10^{-5}$
<sup>242</sup> Cm	$1,35 \times 10^{-5}$	$1,33 \times 10^{-5}$	$1,09 \times 10^{-5}$	$5,66 \times 10^{-6}$	$4,22 \times 10^{-6}$	$1,66 \times 10^{-6}$	$1,02 \times 10^{-7}$
<sup>244</sup> Cm	$2,34 \times 10^{-4}$	$2,34 \times 10^{-4}$	$2,27 \times 10^{-4}$	$2,11 \times 10^{-4}$	$2,06 \times 10^{-4}$	$1,44 \times 10^{-4}$	$5,72 \times 10^{-6}$
<sup>252</sup> Cf	$1,52 \times 10^{-4}$	$1,51 \times 10^{-4}$	$1,36 \times 10^{-4}$	$9,79 \times 10^{-5}$	$8,43 \times 10^{-5}$	$2,49 \times 10^{-5}$	$1,30 \times 10^{-6}$

## **Partie C – Modifications des renseignements sur les doses déposés dans le Fichier dosimétrique national**

### **13. Procédure générale**

La CCSN utilise les dossiers de doses pour s'assurer que le titulaire de permis respecte les limites de dose réglementaires dans le cadre de ses activités autorisées. À cette fin, il est important que les doses déposées dans le FDN soient exactes et à jour, dans la mesure du possible. Les renseignements sur les doses déposés dans le FDN peuvent être modifiés pour diverses raisons (p. ex., à la suite d'une enquête concluant à l'existence d'un dossier de doses incorrect). Les étapes suivantes décrivent la procédure générale à suivre pour qu'un titulaire de permis demande, lorsque justifié, la modification d'un dossier de doses déposé dans le FDN :

1. Le titulaire de permis présente à la CCSN le rapport d'enquête et le formulaire de demande de modification des renseignements sur les doses, qui comprend les renseignements détaillés des modifications requises.
2. La CCSN évalue la demande et l'approuve ou la rejette en fonction des renseignements fournis dans le rapport d'enquête.
3. Si la CCSN approuve la modification demandée, le formulaire de demande de modification des renseignements sur les doses est envoyé au fournisseur de services de dosimétrie. Une copie du formulaire est également envoyée au travailleur, au responsable du titulaire de permis et au FDN. Il incombe au fournisseur de services de dosimétrie d'aviser le FDN de la modification.
4. Si la CCSN rejette la demande, le titulaire de permis est informé du refus.

### **14. Procédure de demande de modification de renseignements sur les doses individuelles**

1. Le titulaire de permis mène une enquête sur l'événement qui a donné lieu à une demande de modification de renseignements sur les doses et résume les renseignements dans un rapport d'enquête, qui devrait contenir les renseignements suivants :
  - a. les motifs de la demande de modification des renseignements sur les doses
  - b. une description des circonstances et de la période visée
  - c. la justification du remplacement des doses déclarées par les valeurs proposées
  - d. les calculs à l'appui de la demande, le cas échéant
  - e. une copie de la section pertinente du rapport de doses du service de dosimétrie
  - f. d'autres renseignements pertinents, tels que déterminés par la CCSN
2. Le titulaire de permis fournit les renseignements suivants dans la section A du formulaire de demande de modification des renseignements sur les doses :
  - a. le nom et le numéro de groupe ou de compte du service de dosimétrie qui est assigné au titulaire de permis par le service de dosimétrie
  - b. le nom de l'entreprise figurant sur le rapport de doses du service de dosimétrie
  - c. le nom du titulaire de permis qui figure sur le permis de la CCSN
  - d. le numéro de permis qui figure sur le permis de la CCSN
  - e. le nom du travailleur et son numéro d'assurance sociale
  - f. la désignation du travailleur : TSN ou non-TSN
  - g. le numéro de série du dosimètre qui figure sur le rapport de doses original, le cas échéant
  - h. la période de port ou la période de contrôle indiquée dans le rapport de doses original, le cas échéant
  - i. la modification demandée concernant les renseignements sur les doses

- j. le rapport d'enquête décrit à l'étape 1
3. Le travailleur dont les renseignements sur les doses seront touchés signe et date la « section B – Déclaration du travailleur » du formulaire de demande de modification des renseignements sur les doses. Si le travailleur ne peut être localisé, le titulaire de permis devrait démontrer qu'il a vraiment tenté de communiquer avec lui. Dans certains cas, le personnel de la CCSN peut approuver la demande de modification des renseignements sur les doses sans la signature du travailleur. Ces situations sont évaluées au cas par cas.
  4. Le titulaire de permis soumet le formulaire de demande de modification des renseignements sur les doses rempli et toute pièce jointe à l'attention du point de contact unique de la CCSN pour ce permis.
  5. Le personnel de la CCSN remplit, date et signe la « section A – Déclaration du titulaire de permis » du formulaire de demande de modification des renseignements sur les doses.
  6. Le titulaire de permis informe le travailleur concerné de toute modification apportée aux renseignements sur les doses.

Si le titulaire de permis présente une demande visant à ajouter une dose à la peau, comme il est déterminé à la section 5.3.4, au dossier de doses du travailleur dans le FDN, la demande devrait être sous forme d'une demande de modification des renseignements sur les doses. Les renseignements suivants devraient également être inclus sur cette demande :

- la marque, le modèle et le certificat d'étalonnage du contaminamètre
- une description détaillée de la façon dont l'efficacité du détecteur a été déterminée
- un calcul détaillé de la dose, y compris les temps et les résultats des mesures

## **15. Procédure de demande de modification des renseignements sur les doses d'un groupe**

Dans certaines situations, des demandes de modification des renseignements sur les doses sont nécessaires pour un grand nombre de personnes, et il n'est alors pas pratique de présenter des demandes de modification des renseignements sur les doses pour chaque personne. Dans de telles situations, le titulaire du permis peut fournir les renseignements requis dans un autre format, comme un tableau, afin de tenir compte du grand nombre de travailleurs auxquels s'applique une telle demande de modification.

Le titulaire de permis devrait démontrer qu'il a vraiment tenté d'informer chaque travailleur de la modification demandée, et que chaque travailleur accepte les modifications proposées à son dossier de doses.

Le titulaire de permis est également tenu de fournir un rapport d'enquête, comme il est décrit à la section 14.

## **16. Coordonnées de la personne-ressource**

Le rapport d'enquête et le formulaire de demande de modification des renseignements sur les doses devraient être présentés à :

Commission canadienne de sûreté nucléaire C. P. 1046, succursale B  
280, rue Slater  
Ottawa (Ontario)  
K1P 5S9

Téléphone : 1-888-229-2672  
Télécopieur : 613-995-5086



## Appendix A: Orientation concernant le choix de la dosimétrie pour le cristallin

Les tableaux A.1 et A.2 présentent de l'orientation sur le choix de la dosimétrie appropriée pour contrôler la dose au cristallin. Ces tableaux simplifient un sujet complexe, et sont fournis aux fins d'orientation générale. Les titulaires de permis pourraient disposer de renseignements plus appropriés ou plus étayés au sujet de leur situation particulière. Les grandeurs opérationnelles et types de dosimètres énoncés ci-dessous pourraient ne pas représenter le meilleur choix dans tous les cas.

Les particules alpha ou les autres rayonnements à faible transfert linéique d'énergie (TLE) ne sont pas pris en compte ici, en raison de leur portée limitée dans les tissus. De plus, le rayonnement neutronique n'a pas été inclus dans le tableau; la section 4.6 comprend de l'orientation à cet égard.

**Tableau A.1 : Dosimétrie recommandée pour le contrôle du rayonnement photonique d'après l'énergie, l'angle d'incidence et l'uniformité du champ de rayonnement**

Énergie moyenne ≥ 40 keV	Énergie moyenne < 40 keV	Angle du rayonnement incident	Le corps est-il uniformément exposé?	Grandeur opérationnelle recommandée	Type de dosimétrie recommandée et emplacement
-	Oui	S.O.	Oui	$H_p(0,07)$	- Dosimètre du corps entier - Porté sur le tronc
-	Oui	S.O.	Non, les yeux sont particulièrement exposés	$H_p(0,07)$	- Dosimètre d'extrémité <sup>2</sup> - Porté près des yeux
Oui	-	Le rayonnement arrive de l'avant ou la personne se déplace dans le champ <sup>3</sup>	Oui	$H_p(0,07)$ ou $H_p(10)$	- Dosimètre du corps entier - Porté sur le tronc
Oui	-	Le rayonnement arrive de l'avant ou la personne se déplace dans le champ <sup>3</sup>	Non, les yeux sont particulièrement exposés	$H_p(0,07)$ ou $H_p(10)$	- Dosimètre d'extrémité <sup>2</sup> - Porté près des yeux
Oui	-	Le rayonnement n'arrive <b>pas</b> par devant, et la personne ne se déplace <b>pas</b> dans le champ	Oui	$H_p(0,07)$	- Dosimètre du corps entier - Porté sur le tronc
Oui	-	Le rayonnement n'arrive <b>pas</b> par devant, et la personne ne se déplace <b>pas</b> dans le champ	Non, les yeux sont particulièrement exposés	$H_p(0,07)$	- Dosimètre d'extrémité <sup>2</sup> - Porté près des yeux

### Remarques :

1. L'angle du rayonnement incident désigne principalement l'angle d'incidence entre le rayonnement et la personne. L'angle et l'énergie peuvent influencer grandement sur la réponse du

dosimètre ainsi que sur l'utilisation possible de  $H_p(10)$  ou  $H_p(0,07)$  comme valeur substitutive de  $H_p(3)$ .

2. Les grandeurs  $H_p(10)$  et  $H_p(0,07)$  sont toutes deux appropriées, mais étant donné que le corps n'est pas exposé de manière uniforme, le dosimètre devrait être porté près du cristallin de l'œil. Comme les dosimètres d'extrémité sont habituellement plus légers et plus petits que les dosimètres du corps entier, on a sélectionné ici comme type de dosimètre un « dosimètre d'extrémité » en tenant compte de l'aspect pratique. (Les dosimètres d'extrémité sont conçus pour mesurer la valeur  $H_p(0,07)$ . Si cela est pratique, on pourrait porter un dosimètre au corps entier qui mesure à la fois les valeurs  $H_p(10)$  et  $H_p(0,07)$  près du cristallin.)
3. L'expression « la personne se déplace dans le champ » signifie que la personne se déplace de telle sorte que le rayonnement n'est pas dirigé vers elle selon un ou plusieurs angles dominants. Si une personne est surtout sur le côté ou détournée de la source de rayonnement, alors l'expression « le rayonnement n'arrive pas par devant, et la personne ne se déplace pas dans le champ » s'appliquerait.

**Tableau A.2 : Dosimétrie recommandée pour le rayonnement bêta d'après l'énergie, l'angle d'incidence et l'uniformité du champ de rayonnement**

Des lunettes de protection sont-elles portées?	Ce blindage absorbe-t-il les rayons bêta?	Grandeur opérationnelle à utiliser	Type de dosimétrie recommandée et emplacement
Non	S.O.	$H_p(3)$	- Dosimètre du cristallin - Porté près des yeux
Oui	Non	$H_p(3)$	- Dosimètre du cristallin - Porté près des yeux
Oui	Oui	Non requise (aucune dose à l'œil)	Non requise (aucune dose à l'œil)

**Remarque :** Dans le cas du rayonnement bêta, si l'on utilise un blindage de plomb, on devrait tenir compte de la possibilité de la création d'un rayonnement de freinage (*bremsstrahlung*), et de l'exposition à celui-ci.

## Appendix B: Évaluation de l'activité manipulée pour le choix des participants à un programme de contrôle courant de l'incorporation

### B.1 Fondement technique

La présente annexe établit le fondement technique du calcul relatif à l'activité manipulée qui entraîne la nécessité de participer à un programme d'essais biologiques courants. La méthode décrite dans la présente annexe est dérivée du document ANSI/HPS N13.39–2001 de la Health Physics Society, *Design of Internal Dosimetry Programs* [28].

Le principal paramètre utilisé pour déterminer l'activité d'une substance au-delà de laquelle des essais biologiques courants devraient être réalisés est la fraction d'incorporation potentielle (FIP). Il s'agit d'une estimation prudente de l'incorporation anticipée d'une substance qui pourrait survenir au cours d'une année. Elle suppose que l'incorporation se produit par la volatilisation ou la remise en suspension de la substance et par son inhalation subséquente. Elle est fonction de ce qui suit :

- La possibilité que la substance manipulée soit mise en suspension dans l'air
- Le confinement utilisé lors de la manipulation de la substance
- La dispersabilité de la substance en raison de l'ajout d'énergie (p. ex., chauffage)
- Le temps d'occupation durant la manipulation de la substance
- L'affinité de liaison de la substance à l'ADN lorsqu'elle est absorbée dans l'organisme

La FIP est définie comme suit :

$$(21) \quad FIP = 10^{-6} \times R \times C \times D \times O \times S$$

Où :

$10^{-6}$	=	facteur de Brodsky
R	=	facteur de rejet
C	=	facteur de confinement
D	=	facteur de dispersabilité
O	=	facteur d'occupation
S	=	facteur de forme spéciale

Le facteur de Brodsky est une estimation empirique de la fraction de la matière soumise à un procédé qui pourrait être inhalée sans tenir compte des points énoncés dans la piste à puces ci-dessus [28]. Chacun des points énoncés dans la liste est représenté par l'un des facteurs de l'équation 21. Les valeurs par défaut de chaque facteur sont établies dans le tableau B.1 [28].

**Tableau B.1 : Valeurs recommandées pour le calcul de la fraction d'incorporation potentielle**

Valeurs recommandées		
Facteur de rejet (R)	Gaz, liquides fortement volatils	1,0
	Poudres non volatiles, liquides légèrement volatils	0,1
	Liquides, contamination générale couvrant une grande surface	0,01
	Solides, contamination ponctuelle, matières piégées dans de grosses particules, p. ex., des résines	0,001
	Matières encapsulées	0
Facteur de confinement (C)	Boîte à gants ou cellule chaude	0,01
	Hotte améliorée (enceinte fermée avec ouvertures pour les bras)	0,1
	Hotte	1,0
	Matières contaminées dans des sacs ou des emballages, matières ensachées contenues dans des boîtes de bois ou de carton, serres	10
	Table de travail, contamination de surface dans une pièce avec ventilation normale	100
Facteur de dispersabilité (D)	Mesures qui accroissent l'énergie des matières (chauffage, coupe, meulage, usinage, soudage, pressurisation, réactions exothermiques)	10
	Autres mesures (qui ne favorisent pas la dispersabilité)	1
Facteur d'occupation (O)	Utilisation annuelle ou ponctuelle	1
	Utilisation mensuelle ou plusieurs fois par an	10
	Utilisation hebdomadaire, une dizaine de fois durant l'année ou des dizaines de jours dans le cadre d'un projet ponctuel	50
	Utilisation essentiellement quotidienne	250
Facteur de forme spéciale (S)	Précurseurs de l'ADN (sauf pour $^{32}\text{P}$ , $^{35}\text{S}$ ou $^{131}\text{I}$ )	10
	Autre matière	1

Le facteur d'occupation vise à refléter le nombre de fois qu'un radionucléide est manipulé au cours d'une année. Il ne s'agit pas d'une fraction du temps total pendant lequel un travailleur peut être exposé à un radionucléide et il s'agit donc d'une quantité sans unité. Si la valeur  $O = 1$ , la FIP représenterait alors la fraction d'activité manipulée qui pourrait être inhalée en raison d'une seule utilisation. Dans les situations où les manipulations sont plus fréquentes qu'une fois par année,  $O > 1$ , et la FIP représente la fraction de l'activité manipulée dans une année qui pourrait être inhalée.

La formule susmentionnée de la FIP pourrait être modifiée de sorte de tenir compte des dispositifs de protection des voies respiratoires.

Les valeurs du tableau 6 de la section 7.1.1 sont dérivées des paramètres suivants :

Gaz et liquides volatils	R = 1 (gaz et liquides fortement volatils) D = 1 (aucune énergie ajoutée au système) O = 250 (utilisation essentiellement quotidienne) S = 1
Poudres	R = 0,1 D = 1 (aucune énergie ajoutée au système) O = 250 (utilisation essentiellement quotidienne) S = 1
Liquides non volatils et solides	R = 0,01 (liquides, contamination sur une grande surface) D = 1 (aucune énergie ajoutée au système) O = 250 (utilisation essentiellement quotidienne) S = 1

## B.2 Exemple : Détermination de la participation à un programme d'essais biologiques

Le travail en radiopharmacie consiste à manipuler du I-123 et du I-131. Le travail avec ces radionucléides pourrait être effectué par la même personne; par conséquent, les deux radionucléides sont pris en compte pour déterminer si les travailleurs devraient participer à un programme de contrôle courant de l'incorporation et, le cas échéant, pour quels radionucléides.

- 1) I-123 : Dans cette installation, on utilise deux fois par semaine 1,1 GBq de I-123 pour produire de la méta-iodobenzylguanidine (mIBG) pour les doses aux patients. Le procédé se déroule dans une cellule chaude et le chauffage est appliqué dans le cadre de ce procédé. Le I-123 est initialement sous forme de NaI. Les paramètres suivants ont été sélectionnés pour le Na-I-123 :

R = 1 (gaz, liquides fortement volatils)

C = 0,01 (cellule chaude)

D = 10 (mesures qui ajoutent de l'énergie à la matière, p. ex., chauffage)

O = 100 (hebdomadaire  $\times$  2)

On sait qu'une impureté sous forme de Te-121 est présente dans la solution mère (jusqu'à 3 % de l'activité totale, c.-à-d., 33 MBq). Les valeurs des paramètres ci-dessus s'appliquent également à l'impureté Te-121.

La quantité de 1,1 GBq de NaI-123 est requise pour produire 850 MBq de I-123-mIBG. Les paramètres pour manipuler ce type de composé sont les suivants :

R = 0,1 (liquides légèrement volatils, pour tenir compte d'une impureté non liée)

C = 1 (hotte)

D = 1 (autres mesures (qui n'augmentent pas la dispersabilité))

O = 100 (hebdomadaire  $\times$  2)

Pour l'activité restante dans la hotte, soit 250 MBq sous forme de NaI-123, on utilise les paramètres suivants :

$R = 1$  (gaz, liquides fortement volatils)

$C = 1$  (hotte)

$D = 1$  (autres mesures (qui n'augmentent pas la dispersabilité))

$O = 100$  (hebdomadaire  $\times 2$ )

Des contrôles de qualité hebdomadaires sont réalisés sur le produit. Ces contrôles consistent à manipuler environ 0,1 MBq de I-123 sous forme de mIBG sous une hotte. Les paramètres suivants ont été sélectionnés pour ce procédé :

$R = 0,1$  (poudres non volatiles, liquides légèrement volatils)

$C = 1$  (hotte)

$D = 1$  (autres mesures (qui n'augmentent pas la dispersabilité))

$O = 50$  (hebdomadaire)

Dans les situations où le facteur de rejet pour un composé non volatil est inconnu, on devrait choisir par défaut la valeur  $R = 0,1$ . Par ailleurs, on pourrait aussi utiliser une valeur  $R$  propre à la matière lorsqu'elle est disponible.

- 2) Une quantité de 111 GBq de I-131 sous forme de NaI est manipulée une fois par semaine pour l'administration des doses aux patients. La manipulation est réalisée sous une hotte. Les paramètres suivants ont été sélectionnés :

$R = 1$  (gaz, liquides fortement volatils)

$C = 1$  (hotte)

$D = 1$  (autres mesures (qui n'augmentent pas la dispersabilité))

$O = 50$  (hebdomadaire)

Les paramètres suivants sont définis à la section 7.1.1 :

$$(22) \quad B_T = \sum r_j$$

$$(23) \quad r_j = \frac{Q_j \times FIP_j}{0,05 LAI_j}$$

Dans les expressions ci-dessus,  $Q_j$  est l'activité du radionucléide  $j$  manipulé quotidiennement (avec des facteurs de confinement et de rejet spécifiés),  $FIP_j$  est la fraction d'incorporation potentielle pour les facteurs de confinement et de rejet spécifiés, et  $LAI_j$  est la limite annuelle d'incorporation pour le radionucléide  $j$ .

La fraction d'incorporation potentielle est définie comme suit :  $FIP = 10^{-6} \times R \times C \times D \times O \times S$ , où

- R = le facteur de rejet, une mesure de la volatilité des composés. R pourrait prendre des valeurs allant de 0 pour les matières encapsulées à 1 pour les gaz et les liquides fortement volatils.
- C = le facteur de confinement. Les valeurs de C vont de 0,01 pour les boîtes à gants et les cellules chaudes à 100, valeur qui représente le travail sur un plan de travail ouvert.
- D = le facteur de dispersabilité. Pour les mesures qui ajoutent de l'énergie à la matière (chauffage, coupe, meulage, usinage, soudage, pressurisation, réactions exothermiques), la valeur de D est de 10. Pour toutes les autres mesures qui n'accroissent pas la dispersabilité, D a une valeur de 1.
- O = le facteur d'occupation, qui reflète la fréquence avec laquelle l'activité « Q » est manipulée en 1 an. Le produit  $Q \times O$  est l'activité manipulée par an (Bq/an).
- S = le facteur de forme spéciale, qui tient compte du risque associé à l'incorporation de certains précurseurs de l'ADN. S a une valeur de 10 pour les radionucléides liés aux précurseurs de l'ADN, sauf pour P-32, S-35 et I-131. Pour ces radionucléides et pour tous les composés autres que les précurseurs de l'ADN, S a une valeur de 1.

D'après la section 7.1.1, le contrôle courant de l'incorporation individuelle devrait être réalisé pour les travailleurs pour lesquels la valeur  $B_T \geq 1$ . De plus, lorsque  $B_T \geq 1$ , on devrait effectuer un contrôle courant de l'incorporation individuelle pour les radionucléides dont la valeur  $r_j \geq 0,3$ .

Les valeurs  $r_j$  pour le I-123 et le I-131 dans cet exemple sont présentées dans le tableau B.2. Les procédés utilisant le I-123 consistent en deux activités seulement. Par conséquent, une valeur propre au I-123 pour  $r_j$  est calculée comme suit. Les paramètres  $Q_a$  et  $Q_b$  représentent l'activité du I-123 manipulé par journée d'utilisation pour chacun des procédés faisant appel au I-123.

$$(24) \quad r_{I123} = \frac{Q_a FIP_a + Q_b FIP_b}{0.05 LAI}$$

Pour tous les procédés qui concernent la manipulation de l'iode radioactif dans ce cas,  $B_T = 111$ . Comme  $B_T > 1$ , on devrait réaliser un contrôle de l'incorporation individuelle dans l'installation. Comme  $r_j = 111$  pour le I-131, l'installation réalise un contrôle thyroïdien courant pour le I-131. Pour le I-123, la valeur de  $r_j \approx 0,01$ . Par conséquent, le contrôle courant de l'incorporation du I-123 n'est pas réalisé à cette installation.

**Tableau B.2 : Exemple : Détermination de la participation à un programme d'essais biologiques**

Protocole	Production de mIBG					Administration de NaI
Radionucléide	<sup>123</sup> I				<sup>121</sup> Te	<sup>131</sup> I
Forme	mIBG	NaI	mIBG	NaI	NaI	NaI
Description de l'utilisation	Contrôles de qualité hebdomadaires	Restant manipulé sous la hotte	mIBG manipulé sous la hotte	Solution mère de NaI dans une cellule chaude	Impureté dans la solution mère (3 % de l'activité initiale totale)	Solution mère utilisée pour l'administration
Activité par utilisation ( $Q_i$ ) MBq	0,1	250	850	1 100	33	111 000
R	0,1	1	0,1	1	1	1
C	1	1	1	0,01	0,01	1
D	1	1	1	10	10	1
O	50	100	100	100	100	50
FIP <sub>i</sub>	$5 \times 10^{-6}$	$1 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-5}$	$5 \times 10^{-5}$
e(50) Sv/Bq	$2,1 \times 10^{-10}$	$2,1 \times 10^{-10}$	$2,1 \times 10^{-10}$	$2,1 \times 10^{-10}$	$3,9 \times 10^{-10}$	$2,0 \times 10^{-8}$
LAI Bq	$9,5 \times 10^7$	$9,5 \times 10^7$	$9,5 \times 10^7$	$9,5 \times 10^7$	$5,1 \times 10^7$	$1,0 \times 10^6$
r <sub>i</sub>	0,01				$1,3 \times 10^{-4}$	111



## **Appendix C: Protocoles d'intervention pour les essais biologiques en cas d'incorporation anormale de radionucléides**

### **C.1 Introduction**

La présente annexe décrit 2 protocoles d'essais biologiques que pourraient utiliser les titulaires de permis de la CCSN dans les situations où des personnes auraient pu incorporer une quantité anormale de matières radioactives. Elle formule également des conseils sur la manière de prélever et de manipuler les échantillons des essais biologiques.

Les sections C.6 et C.7 décrivent 2 protocoles pour la réalisation d'essais biologiques spéciaux pouvant être utilisés par les titulaires de permis de la CCSN pour déterminer la dose de rayonnement reçue par les personnes lorsqu'il y a eu incorporation anormale, réelle ou présumée, d'un radionucléide.

### **C.2 Méthode d'essai biologique**

Les programmes de radioprotection que les titulaires de permis de la CCSN sont tenus de mettre en place, en vertu du RRP, comprennent habituellement des dispositions concernant les essais biologiques. Ceux-ci peuvent être « directs » ou « indirects ».

Les essais biologiques directs (ou *in vivo*) sont des mesures effectuées sur le corps humain en vue de déterminer la quantité de matières radioactives présentes dans le corps, en utilisant des instruments qui détectent le rayonnement émis par les matières radioactives.

Les essais biologiques indirects (ou *in vitro*) consistent à prélever et à analyser des échantillons de cheveux humains, de tissus, de sécrétions nasales, d'urine ou de matières fécales dans le but de déterminer la quantité de matières radioactives qui auraient pu être incorporées dans l'organisme.

### **C.3 Essais biologiques « courants » et « spéciaux »**

Les essais biologiques visant à contrôler les doses de rayonnement peuvent être classés en essais « courants » ou « spéciaux », comme suit :

- un essai biologique « courant » est tout essai biologique qui comprend le prélèvement et l'analyse d'échantillons ou la prise de mesures sur le corps à intervalles réguliers ou à des moments prédéterminés durant les activités normales
- un essai biologique « spécial » est un essai biologique qui est effectué dans le cadre d'une intervention ponctuelle à la suite de circonstances particulières, comme une incorporation réelle ou présumée de matières radioactives causée par un incident anormal sur les lieux de travail; l'essai biologique « spécial » est souvent appelé essai « ponctuel »

Par définition, les programmes de contrôle des doses qui comportent des essais biologiques courants sont proactifs et de nature préventive. Ils visent en général à détecter, mesurer et confirmer, rapidement et dans le cours normal des activités, toute incorporation continue de matières radioactives. Un exemple d'essai biologique courant est le prélèvement d'un échantillon d'urine aux deux semaines (tous les 14 jours) qui sera analysé en vue de déterminer la présence d'eau tritiée.

Les programmes de contrôle qui prévoient des essais biologiques spéciaux sont habituellement de nature réactive et ponctuelle. Un tel programme est habituellement conçu sur mesure afin de déterminer les paramètres clés qui sont nécessaires pour évaluer des doses spécifiques en réponse à un besoin précis et déterminé. Pour éviter de compromettre les résultats, les essais biologiques spéciaux sont habituellement

réalisés lorsque la personne s'est retirée des lieux afin d'éviter qu'elle soit de nouveau en contact avec des substances radioactives ou y soit exposée.

#### C.4 Choix et utilisation des méthodes d'essais biologiques

Dans les situations où des protocoles d'intervention faisant appel à des essais biologiques spéciaux sont mis en œuvre, le programme connexe d'essais biologiques et d'analyses dépendra habituellement de facteurs propres à chaque cas, notamment :

1. le moment où l'incorporation de contaminants radioactifs s'est produite
2. le mode d'incorporation des contaminants radioactifs
3. l'évaluation préliminaire de l'incorporation radioactive et la dose résultante, à l'aide des résultats d'essais biologiques et des paramètres par défaut
4. si le rayonnement est imputable à un seul radionucléide ou à un mélange de radionucléides
5. les formes chimique et physique (p. ex., la taille des particules) des contaminants radioactifs
6. les types et l'importance du rayonnement émis par les contaminants
7. le taux de désintégration des contaminants radioactifs
8. les caractéristiques métaboliques et le comportement des contaminants radioactifs (p. ex., durée de rétention dans le corps, solubilité dans les poumons, taux d'excrétion)
9. le moment où les résultats de l'essai biologique devraient être disponibles
10. le nombre de résultats d'essais biologiques requis
11. l'utilité, la sensibilité, la qualité et la pertinence de l'équipement et des installations d'essais biologiques

Les méthodes d'essais biologiques les plus souvent utilisées pour évaluer les doses de rayonnement provenant de sources internes sont le comptage *in vivo* et l'analyse d'échantillons d'excrétions recueillis, comme l'urine et les matières fécales. Ces méthodes conviennent à diverses situations. Dans certains cas, comme lorsqu'il s'agit de radionucléides sans émission de rayons gamma ou à émission de photons de faible énergie seulement, les essais biologiques sur les excrétions constituent la seule option raisonnable. À l'inverse, si une personne avait pu être exposée de façon interne à un mélange de radionucléides qui émet des photons gamma pénétrants, un comptage *in vivo* combiné à la collecte et à l'analyse d'excrétions pourrait être approprié.

Dans certaines situations où une méthode d'essai biologique normalisée, ou une combinaison de ces méthodes, ne suffit pas pour détecter tous les radionucléides préoccupants, on pourrait toujours utiliser cette méthode ou une combinaison de méthodes conjointement avec d'autres connaissances ou renseignements pour établir et estimer l'impact de tous les radionucléides en cause. Par exemple, lorsque des méthodes normalisées indiquent la présence de certains radionucléides, il pourrait être raisonnable de conclure que certains autres radionucléides, c'est-à-dire ceux dont on sait qu'ils sont normalement associés aux radionucléides détectés par ces méthodes, sont également présents. L'association courante, dans le combustible d'uranium usé, d'émetteurs gamma dans les produits de fission (détectables par comptage *in vivo* ou par spectroscopie gamma sur des échantillons de matières fécales au moyen de détecteurs au germanium) avec certains radionucléides transuraniens est un exemple d'une telle situation. Par conséquent, lorsqu'une méthode d'essai biologique normalisée détecte un radionucléide de substitution, cela pourrait indiquer, à la lumière de l'association connue ou typique du radionucléide de substitution avec d'autres radionucléides, la présence également de radionucléides associés qui ne peuvent être détectés que par des techniques supplémentaires de comptage *in vivo* ou des analyses spéciales (p. ex., analyse des traces de fission pour le  $^{239}\text{Pu}$  dans l'urine).

De plus, avec des ajustements appropriés, les données métaboliques (comme la durée de rétention dans un organe ou dans le corps entier, et les taux d'excrétion de l'urine et des matières fécales) peuvent souvent être utilisées avec les résultats des essais biologiques pour déterminer une exposition au rayonnement et les doses imputables à l'incorporation de matières radioactives.

### C.5 Protocoles d'intervention

Les protocoles d'intervention recommandés dans la présente section devraient être utilisés à la suite d'une incorporation, réelle ou présumée, de quantités considérables de radionucléides. Une telle incorporation survient généralement dans le contexte d'un incident en milieu de travail, mettant notamment en cause ce qui suit :

- la brèche ou la défaillance d'une source scellée
- la manipulation de sources non scellées
- la contamination en suspension dans l'air par suite d'incendies ou d'explosions
- la défaillance de l'équipement de protection individuelle (p. ex., l'équipement respiratoire) lors de l'entretien ou de la réparation d'équipements ou de systèmes contaminés

Lorsqu'un incident anormal survient dans une installation autorisée par un permis de la CCSN ou durant une activité réglementée par la CCSN et qu'il entraîne une exposition interne possible ou réelle au rayonnement, il peut alors être nécessaire d'effectuer un essai biologique spécial conformément aux règlements, à un permis de la CCSN ou au programme de radioprotection du titulaire de permis.

Par exemple, lorsqu'un titulaire de permis apprend qu'une dose de rayonnement reçue par une personne, un organe ou un tissu pourrait avoir dépassé une limite de dose applicable qui est prévue aux articles 13, 14 ou 15 du RRP, il doit faire enquête pour établir l'ampleur de la dose et les causes de l'exposition (alinéa 16c) du RRP). Les activités entreprises dans le cadre de l'enquête requise ayant pour but de déterminer l'importance de la dose peuvent comprendre la réalisation d'un essai biologique spécial.

Pour que les résultats des essais biologiques spéciaux soient crédibles, il faudrait porter une attention particulière au choix et à l'applicabilité des méthodes d'essai, au moment et au nombre des comptages *in vivo*, et au moment du prélèvement des échantillons d'excrétions par rapport au moment où l'incorporation a eu lieu. Par conséquent, les personnes responsables de la conception et de la mise en œuvre des protocoles d'intervention devraient exercer un jugement compétent concernant des questions clés. Par exemple, elles devraient décider s'il y a lieu de prélever et de conserver des échantillons pour les analyses de confirmation, elles devraient choisir les moments appropriés pour tronquer l'échantillonnage et elles devraient peser le pour et le contre des avantages et inconvénients connexes.

Au moment de choisir les meilleures méthodes d'essais biologiques et de déterminer la nature des exigences complémentaires requises pour un contrôle biologique additionnel, les personnes responsables devraient tenir compte des facteurs mentionnés à la section 4 ci-dessus.

Les protocoles d'intervention décrits à la section 6 de la présente annexe peuvent servir à déterminer la DEE résultant de l'incorporation de radionucléides. Cependant, les utilisateurs doivent faire preuve de jugement. Ils doivent adapter le protocole recommandé pour répondre à leurs besoins spécifiques et aux circonstances particulières. Ces besoins et circonstances dépendent de facteurs propres à chaque situation, incluant les risques de rayonnement sur le lieu de travail et les circonstances associées à l'exposition interne.

Il est recommandé d'utiliser des données propres aux matières (p. ex., solubilité, taille des particules) plutôt que les valeurs par défaut de la CIPR pour ces évaluations, car les taux observés sont généralement plus réalistes que les valeurs par défaut et sont donc plus susceptibles d'aboutir à une évaluation plus réaliste des doses de rayonnement associées. On ne peut pas déterminer le taux de rétention ou d'excrétion d'une personne à partir de seulement 2 ou 3 mesures ou échantillons aléatoires. Conséquemment, le protocole recommandé est conçu de manière à obtenir suffisamment de données d'essais biologiques systématiques et propres à une situation donnée pour produire des évaluations de dose défendables sur le plan scientifique.

Les situations suivantes déclencheraient les protocoles d'intervention décrits aux sections C.6 et C.7 :

- un programme d'essais biologiques courants donne un résultat anormal, indiquant qu'une personne pourrait avoir été exposée à des niveaux anormaux de rayonnement
- un incident anormal réel ou présumé s'est produit (p. ex., un événement déclencheur comme un incendie, une explosion ou la défaillance d'un système de ventilation) qui a un potentiel reconnu de donner lieu à une incorporation importante de radionucléides par une personne touchée

## **C.6 Protocole d'intervention déclenché par des essais biologiques courants**

Pour la première phase de ce protocole d'intervention recommandé, procéder comme suit :

1. retirer le travailleur exposé du lieu de travail pour s'assurer qu'il ne subit aucune incorporation ultérieure
2. confirmer le résultat de l'essai biologique le plus tôt possible, par le laboratoire qui a effectué l'analyse
3. effectuer les évaluations préliminaires de l'incorporation et de la dose à l'aide des résultats des essais biologiques initiaux, en tenant compte de certains facteurs, comme ceux de la section C.4
4. si les résultats initiaux sont anormalement élevés (p. ex., beaucoup plus élevé qu'un niveau d'enquête ou près d'une dose efficace pour les TSN), envisager de le faire confirmer par un laboratoire indépendant du laboratoire qui a obtenu les résultats initiaux
5. le cas échéant, lorsque des essais biologiques courants d'un échantillon donnent des résultats élevés, conserver l'échantillon de précipitation jusqu'à ce que toutes les enquêtes relatives à l'incident soient terminées

Habituellement, la conservation des échantillons dans le but de répéter les analyses ou d'effectuer des analyses additionnelles s'avère pratique lorsqu'une petite portion de l'échantillon total est requise pour chaque analyse. Par exemple, chaque analyse de l'urine visant à détecter la présence de tritium sous forme d'eau tritiée dans l'urine peut nécessiter seulement 5 mL d'échantillon alors que le volume prélevé pourrait se situer entre 0,1 et 1 L. Ainsi, un échantillon d'urine relativement petit, qui occupe un espace de stockage proportionnel, est suffisant pour plusieurs analyses du « tritium ».

Dans la mesure du possible, les parties inutilisées d'un échantillon d'urine ou de matières fécales devraient être conservées pour analyse ultérieure. Par exemple, lorsque la spectroscopie gamma non destructive d'un échantillon d'excréments indique des niveaux significativement élevés de produits de fission et d'activation, il peut être à la fois pratique et prudent de réduire l'échantillon en cendres et d'en conserver une partie pour des analyses ultérieures. Dans certains cas, il peut être utile de conserver les échantillons non utilisés jusqu'à ce que des techniques d'analyse et des équipements améliorés deviennent disponibles et permettent d'obtenir des résultats plus justes, plus exacts ou plus fiables.

Dans le cadre de ce protocole, des échantillonnages et essais biologiques spéciaux sont requis en réponse à des essais biologiques courants qui indiquent qu'un travailleur a reçu une dose qui dépasse une limite réglementaire.

Pour être efficace, un programme d'essais biologiques spéciaux devrait tenir compte des facteurs pertinents, qui comprennent les points décrits à la section C.4, les recommandations concernant l'échantillonnage et le comptage du tableau C.1, le programme de radioprotection et les caractéristiques des radionucléides en cause.

Le tableau C.1 recommande des campagnes d'échantillonnage biologique et de comptage *in vivo* pendant 3 périodes contiguës (« 1–10 jours », « 10–100 jours » et « plus de 100 jours »). Les recommandations du tableau C.1 s'appliquent à la période où le travailleur exposé au rayonnement ou à des substances radioactives est retiré du lieu de travail.

Le tableau C.1 présente des situations auxquelles les titulaires de permis de la CCSN sont susceptibles d'être confrontés, mais elles n'y figurent pas toutes. Par exemple, dans le cas des radionucléides à courte période (moins de trois jours), la période totale d'échantillonnage disponible peut être relativement courte et, par conséquent, le régime d'échantillonnage recommandé au tableau C.1 pourrait ne pas être approprié. De même, les recommandations du tableau C.1 pourraient ne pas convenir entièrement dans les situations où des radionucléides à longue période sont incorporés dans des composés dont la période est courte (moins de trois jours). Dans de telles situations, l'échantillonnage doit être quotidien au cours des 10 premiers jours suivant la contamination interne afin de pouvoir définir précisément l'allure des courbes de rétention et d'excrétion du sujet.

Lorsque les résultats d'un essai biologique courant laissent supposer que l'incorporation d'un travailleur pourrait dépasser un niveau d'enquête, il faudrait prendre des dispositions pour effectuer les échantillonnages et essais biologiques spéciaux recommandés au tableau C.1. Il pourrait également être approprié de prévoir des échantillonnages biologiques additionnels (p. ex., sang, salive, haleine) ainsi que les essais biologiques qui sont requis par le programme de radioprotection applicable, ou qui sont nécessaires pour produire ou améliorer les estimations de l'incorporation ou des doses. Par exemple, lorsqu'une dose estimée dépasse 100 mSv, on devrait envisager de prélever des échantillons de sang aux fins d'analyses chromosomiques.

## **C.7 Protocole d'intervention déclenché par un incident anormal**

Ce protocole est destiné à être mis en œuvre en cas d'incident anormal sur le lieu de travail, tel qu'un incendie, une explosion, une défaillance des systèmes de ventilation ou de l'équipement de protection. Les incidents anormaux augmentent habituellement les niveaux de radioactivité dans l'air, et peuvent donner lieu à une plus forte incorporation. De plus, les incidents anormaux qui entraînent l'humectation de la peau par l'eau tritiée peuvent entraîner une augmentation de l'incorporation de matières radioactives.

Comme les incendies, les explosions ou les défaillances des systèmes de ventilation sont évidents et déclenchent généralement des alarmes ou des moniteurs de protection, les moments auxquels ils surviennent sont généralement bien connus. Dans de telles circonstances, on peut déterminer avec la même précision le moment où se produit l'incorporation de contaminants radioactifs par les travailleurs.

À la suite d'un événement anormal survenu dans une installation nucléaire, on peut parfois présumer qu'il y a eu contamination interne d'après des preuves indirectes. Par exemple, plusieurs signes peuvent indiquer que la peau a été soumise à une incorporation imprévue : la détection d'une contamination faciale ou nasale par des moniteurs-portiques ou des détecteurs portatifs, ou encore la présence de

coupures superficielles ou de plaies contaminées par la radioactivité, ou la présence d'eau tritiée sur la peau. Ces renseignements peuvent être suffisants pour déclencher immédiatement un essai biologique ponctuel plutôt que d'attendre les résultats de l'essai biologique courant.

Lorsque l'incorporation de contaminants radioactifs est présumée, mais non confirmée, le prélèvement opportun d'échantillons lors d'essais biologiques ou autres peut aider à déterminer si l'incident s'est produit ou non.

Les échantillons prélevés lors d'essais non biologiques comprennent les frottis nasaux et les prélèvements sur les vêtements de protection ou les surfaces en milieu de travail. La présence ou l'absence de radionucléides à ces endroits peut constituer une indication raisonnable qu'une inhalation a eu lieu ou n'a pas eu lieu.

Dans de tels cas, on devrait procéder comme suit pour prélever des échantillons, confirmer les résultats et estimer les doses :

1. Des dispositions devraient être prises pour prévoir la collecte en temps opportun d'échantillons pour essais biologiques sur les personnes exposées et l'achèvement rapide du comptage *in vivo*, car les résultats initiaux des essais biologiques ou du contrôle *in vivo* auront une incidence sur les décisions concernant l'échantillonnage ultérieur. Dans le cas de l'incorporation présumée de tritium, la vessie devrait être vidée avant le prélèvement d'échantillon pour l'essai biologique.
2. En cas de contamination étendue, il faudrait prendre des mesures particulières pour obtenir des échantillons d'essais biologiques non contaminés (voir la section C.8).
3. Dans l'attente des résultats initiaux des essais biologiques et du contrôle *in vivo*, il faudrait continuer à échantillonner aux fréquences recommandées au tableau C.1.
4. On devrait examiner les résultats du premier essai biologique *in vitro* ou du premier comptage *in vivo*, et les comparer aux résultats des échantillons d'essais non biologiques disponibles, comme les frottis nasaux ou les frottis de surface.
5. Si les radionucléides détectés sur les frottis nasaux et sur les lieux de travail sont les mêmes que ceux identifiés dans les résultats des essais biologiques, on pourrait alors estimer qu'il y a eu incorporation correspondante de ces radionucléides.
6. On devrait effectuer des évaluations préliminaires de l'incorporation et de la dose en utilisant les résultats des essais biologiques initiaux, et en tenant compte des facteurs comme ceux de la section C.4.

Voici les mesures possibles à prendre à la suite des évaluations préliminaires de l'incorporation et de la dose :

- Si l'incorporation ou la dose estimée est inférieure au niveau d'enquête pertinent, on pourrait ajuster en conséquence les protocoles recommandés dans le tableau C.1. Comme l'incorporation est relativement faible, on pourrait envisager de mettre fin à l'échantillonnage plus tôt que ce qui est recommandé dans le tableau.
- Si l'incorporation ou la dose estimée est égale ou supérieure au niveau d'enquête pertinent, on devrait suivre les protocoles recommandés au tableau C.1. Le cas échéant, on devrait prendre des dispositions pour des analyses spécialisées et un contrôle biologique supplémentaires, comme il est indiqué aux sections C.4 et C.5, respectivement (par exemple, si la dose dépasse 100 mSv, prélever des échantillons de sang aux fins d'analyses chromosomiques).

## **C.8 Prélèvement et manipulation d'échantillons d'essais biologiques**

### **C.8.1 Recommandations générales**

1. Toutes les personnes qui manipulent des échantillons d'essais biologiques devraient avoir reçu la formation nécessaire pour la manipulation sécuritaire des échantillons biologiques et radioactifs.
2. Les services d'un organisme médical ou d'un médecin compétent devraient être retenus pour prélever les échantillons de sang.
3. Le prélèvement d'échantillons dans des zones restreintes devrait être réalisé dans les endroits où les risques de contamination sont les plus faibles.
4. Tous les échantillons doivent être prélevés dans des contenants jetables stériles.
5. Lorsqu'on demande à une personne un échantillon de matières fécales, on devrait l'avertir de faire attention pour ne pas contaminer l'échantillon avec de l'urine.
6. Après avoir prélevé un échantillon dans un lieu de travail potentiellement contaminé, on devrait prendre une douche ou se laver les mains soigneusement avant de transporter les échantillons dans une zone non restreinte.
7. Dans la mesure du possible, tous les échantillons recueillis devraient être conservés jusqu'à ce que les enquêtes liées à l'incident soient terminées.
8. Durant le transport d'échantillons d'essais biologiques, on devrait prendre des mesures en vue de préserver l'intégrité des échantillons et d'éviter leur endommagement, leur contamination ou leur fuite de matières radioactives.

### **C.8.2 Étiquetage des échantillons**

Après le prélèvement d'un échantillon biologique sur une personne, on devrait apposer une étiquette sur le contenant en y indiquant le nom de la personne, la date et l'heure du prélèvement.

### **C.8.3 Traitement et stockage des échantillons d'urine**

Si l'on doit conserver l'échantillon d'urine pendant plus de 24 heures après le prélèvement, le contenant devrait immédiatement être placé dans un endroit frais, comme un réfrigérateur ou une glacière.

Si un échantillon d'urine doit être conservé pendant une période importante ou indéterminée avant d'être analysé, l'échantillon devrait être traité pour prévenir ou minimiser la croissance bactérienne ou les pertes de radionucléides sur les parois du récipient immédiatement après le prélèvement de l'échantillon. On devrait utiliser des mesures adaptées à la situation, en tenant compte des caractéristiques et des formes chimiques des radionucléides présents dans l'échantillon. Les approches types comprennent l'ajout d'acide à certains types d'échantillons pour prévenir la précipitation, ou encore l'ajout d'un agent de conservation comme du thymol pour minimiser la croissance bactérienne.

Le cas échéant, les échantillons d'urine pourraient être congelés. La congélation pourrait convenir pour les échantillons d'urine renfermant du tritium lié aux composés organiques, particulièrement ceux qui nécessitent une analyse répétée ou de confirmation en vue de déterminer la présence du tritium lié aux composés organiques. Lorsque cela est possible, on devrait conserver une partie des échantillons pour les analyses répétées ou multiples.

### **C.8.4 Prélèvement et conservation des échantillons de matières fécales**

Pour prélever des échantillons de matières fécales, on devrait employer des trousses spéciales « faciles à utiliser », conçues à cette fin et disponibles dans le commerce chez les fournisseurs d'équipement

médical. Il faudrait congeler dès leur réception les échantillons de matières fécales qui ne sont pas analysés immédiatement.

**Tableau C.1 : Fréquence recommandée des essais biologiques lorsque l'estimation préliminaire de l'incorporation est égale ou supérieure à un niveau d'enquête**

Temps après l'incorporation	Fréquence d'échantillonnage de l'urine	Fréquence d'échantillonnage des matières fécales	Fréquence du comptage <i>in vivo</i>	Commentaires
1-10 jours	On devrait prélever, chaque jour, un échantillon d'urine sur 24 heures.	On devrait prélever, chaque jour, un échantillon de matières fécales sur 24 heures.	On devrait effectuer chaque jour un comptage <i>in vivo</i> .	On pourrait mettre fin à l'échantillonnage ou au comptage <i>in vivo</i> lorsque les résultats sont inférieurs aux limites de détection ou atteignent les valeurs de base chroniques.
10-100 jours	On devrait prélever, tous les 14 jours, un échantillon d'urine sur 24 heures.	On devrait prélever, pendant 3 jours consécutifs, des échantillons de matières fécales sur 24 heures. Le programme d'échantillonnage devrait être répété tous les 14 jours.	Le comptage <i>in vivo</i> devrait être réalisé tous les 14 jours.	On pourrait mettre fin à l'échantillonnage ou au comptage <i>in vivo</i> lorsque les résultats sont inférieurs aux limites de détection ou atteignent les valeurs de base chroniques.
Plus de 100 jours	On devrait prélever, tous les 30 jours, un échantillon d'urine sur 24 heures.	On devrait prélever, pendant 3 jours consécutifs, des échantillons de matières fécales sur 24 heures. Le programme d'échantillonnage devrait être répété tous les 30 jours.	Le comptage <i>in vivo</i> devrait être réalisé tous les 30 jours.	On pourrait mettre fin à l'échantillonnage ou au comptage <i>in vivo</i> lorsque les résultats sont inférieurs aux limites de détection ou atteignent les valeurs de base chroniques.

Remarques :

- Les fréquences d'essais biologiques recommandées dans le tableau C.1 devraient normalement être suivies jusqu'à ce que le travailleur retourne au travail. Cependant, les utilisateurs pourraient modifier le protocole pour tenir compte de circonstances particulières. Par exemple, les 3 périodes d'échantillonnage qui figurent dans ce tableau pourraient ne pas être appropriées dans le cas des radionucléides dont la période radioactive est de moins de trois jours. Il en va de même pour les radionucléides à longue période présents sous forme chimique dans des composés dont la période biologique est courte (moins de trois jours), et pour les incorporations supérieures à une limite de détection, mais inférieures à un seuil d'intervention.
- Dans le tableau C.1, les prélèvements d'échantillons « sur 24 heures » sont des prélèvements étalés sur une période de 24 heures consécutives.



## **Appendix D:Recommandations propres aux radionucléides concernant les essais biologiques et la dosimétrie interne – Tritium**

### **D.1 Méthodes d'analyse du tritium dans l'urine**

La méthode qui permet d'évaluer le plus facilement le tritium dans l'urine est le comptage par scintillation en milieu liquide (CSML). Cette méthode consiste à ajouter une aliquote de l'échantillon d'urine à un scintillateur liquide organique. Des photons lumineux, émis par le scintillateur à mesure qu'il absorbe l'énergie des particules bêta, sont décelés au moyen de tubes photomultiplicateurs fonctionnant en coïncidence.

Comme le tritium est un émetteur bêta de faible énergie, il pourrait être nécessaire de faire des corrections pour d'autres émetteurs bêta présents dans un échantillon. Par conséquent, il est important d'avoir une bonne connaissance des radionucléides bêta-émetteurs qui pourraient être présents sur le lieu de travail. Afin de prendre en considération ces radionucléides interférents, on peut établir des zones de discrimination énergétique dans le système de CSML. Par exemple, on pourrait sélectionner des plages de 0 à 18,6 keV pour le  $^3\text{H}$ , de 35 à 110 keV pour le  $^{14}\text{C}$ , et de 180 à 2 000 keV pour les autres radionucléides bêta-émetteurs. Il faut sélectionner les plages de manière à optimiser l'efficacité de la détection en vue du comptage des échantillons d'urine.

Les intervalles d'énergie du système de CSML doivent être établis au moyen d'un étalon à luminosité atténuée (en tant que contrôle de la qualité afin de vérifier la stabilité de l'instrument). Il faut également vérifier ce réglage de façon périodique. Comme la désactivation des substances chimiques et de la couleur des matières dans l'échantillon influe sur l'efficacité du comptage, et comme ces facteurs varient d'un échantillon à l'autre, on devrait déterminer l'efficacité présumée d'après les caractéristiques de chaque échantillon. La plupart des systèmes de CSML comportent un mécanisme de correction automatique de l'atténuation. Si ce n'est pas le cas, on devrait établir une courbe d'étalonnage de la désactivation afin de déterminer l'efficacité. L'efficacité pour chacune des zones énergétiques doit être étalonnée au moyen d'étalons traçables sous diverses conditions d'atténuation.

En outre, on devrait vérifier les distributeurs volumétriques périodiquement et apporter des corrections si la variation dépasse  $\pm 10 \%$ . On devrait procéder à la vérification périodique du rendement du système.

Les échantillons devraient être préparés sous une hotte. Une aliquote de l'échantillon et le cocktail de CSML sont versés dans un flacon à CSML et sont bien mélangés. Il faudrait effectuer des vérifications de traçabilité afin d'assurer la fiabilité de l'identification des échantillons. L'activité mesurée dans la région de faible énergie pourrait être corrigée afin de tenir compte des contributions aux faibles énergies des particules bêta de plus grande énergie, si des radionucléides émettant de telles particules bêta hautement énergétiques sont présents.

### **D.2 Fréquence de contrôle**

Les doses reçues par les travailleurs dues à l'incorporation d'eau tritiée, ou de composés tritiés qui sont partiellement convertis en eau tritiée (HTO) dans le corps (p. ex., tritium élémentaire (HT) gazeux), devraient être déterminées par interpolation linéaire entre des mesures successives obtenues par essais biologiques courants.

Une période de contrôle of 14 jours ou moins est recommandée lors du calcul de la dose par la méthode d'approximation linéaire, étant donné que cela aboutit à une erreur de dose de moins de 50 %. Lorsque les

résultats d'essais biologiques dépassent 1 MBq/L, un contrôle hebdomadaire devrait être réalisé jusqu'à ce que la concentration redevienne inférieure à cette valeur [31].

Une période de contrôle supérieure à 14 jours pourrait être choisie pour les travailleurs dont la probabilité d'incorporation de HTO est faible; toutefois, cette période ne devrait pas dépasser 30 jours. À une telle fréquence de contrôle, la condition exprimée par l'équation 10 est satisfaite pour le HTO.

On devrait noter que, lorsque la concentration de HTO dans l'urine demeure inférieure à 45 kBq/L, la DEE annuelle demeure inférieure à 1 mSv. Les travailleurs dont la concentration de HTO dans l'urine est de 45 kBq/L ou plus devraient se soumettre à un prélèvement courant d'échantillons d'urine au moins chaque mois. Lorsque le niveau d'enquête est dépassé et que l'on sait qu'il s'agit d'une incorporation aiguë, la méthode de l'approximation linéaire devrait être remplacée par la méthode d'incorporation aiguë décrite à la section 11. Les personnes qui ne soumettent pas d'échantillons d'urine réguliers devraient soumettre un échantillon d'urine pour l'analyse du tritium lorsque leur exposition au HTO pourrait dépasser 10 LDCA-heures. On devrait calculer la LDCA pour le HTO en réduisant la LDCA pour l'inhalation d'eau tritiée seulement par un facteur de 1,5, afin de tenir compte de l'absorption d'eau tritiée par la peau intacte. Selon la définition de la LDCA (équation 7), la LDCA pour l'eau tritiée est la suivante :  $LDCA_{HTO} = 3 \times 10^5 \text{ Bq/m}^3$ .

Dans le cadre des essais biologiques spéciaux, l'échantillonnage devrait tenir compte de la dilution du HTO dans le contenu de la vessie étant donné que la concentration de HTO dans l'eau du corps atteint un maximum quelques heures après une incorporation aiguë.

### D.3 Détermination de la dose

Lorsqu'un essai biologique courant est effectué et qu'aucune incorporation aiguë importante n'est soupçonnée (c.-à-d., lorsqu'un contrôle par essais biologiques spéciaux n'est pas réalisé), la DEE (en Sv), résultant de l'incorporation de tritium au cours d'une période de déclaration (p. ex., 1 trimestre ou 1 an) devrait être déterminée à l'aide de la méthode décrite ci-dessous. Cette méthode devrait être utilisée pour l'incorporation de HTO et de HT.

La dose accumulée  $E_k$ , reçue pendant la période de déclaration  $k$ , devrait être calculée à partir d'une série de  $N$  mesures de tritium dans l'urine, pendant la période  $k$ , selon la formule suivante [31] :

$$(25) \quad E_k = 5,8 \times 10^{11} \sum_{i=0}^{N-1} \frac{C_i + C_{i+1}}{2} (t_{i+1} - t_i)$$

Ici,  $C_i$  est la concentration de l'eau tritiée dans l'urine, en unités de Bq/L, mesurée après  $t_i$  jours. La concentration  $C_0$  est le résultat de la dernière mesure de concentration faite au cours de la période de déclaration précédant la période  $k$ .

La DEE, c'est-à-dire la dose efficace reçue du HTO dans l'organisme pendant 50 ans après l'incorporation, depuis la fin de la période de déclaration  $k$ , est donnée par  $E_k(50)$ . On devrait la calculer comme suit :

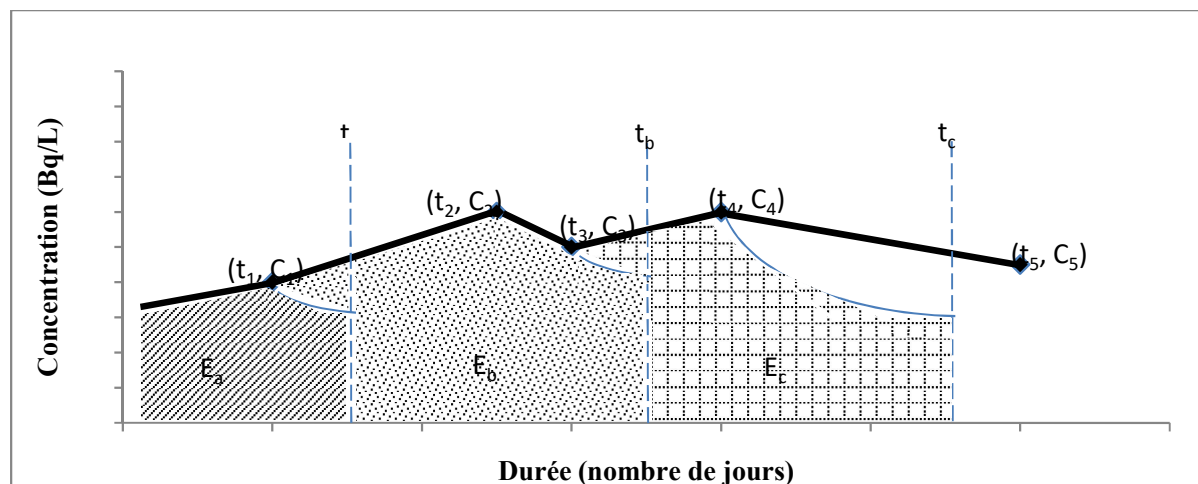
$$(26) \quad E_k(50) = 8,4 \times 10^{-10} C_N$$

La DEE pour une année de dosimétrie est la somme de toutes les valeurs  $E_k$  pour l'année, et de  $E_k(50)$ . Dans la figure D.1,  $t_a$  est un temps de déclaration, et la dose déclarée au temps  $t_a$  est la dose accumulée au

temps  $t_1$ , ainsi que la dose entre  $t_1$  et  $t_a$  (calculée en supposant que la période radioactive biologique du HTO est de 10 jours). On pourrait calculer comme suit la dose accumulée entre  $t_a$  et  $t_b$  :

$$(27) \quad E_b = 5,8 \times 10^{-11} \left[ \frac{(C_1 + C_2)}{2} (t_2 - t_1) + \frac{(C_2 + C_3)}{2} (t_3 - t_2) + \int_0^{t_b - t_3} e^{-\lambda t} dt - C_1 \int_0^{t_a - t_1} e^{-\lambda t} dt \right]$$

**Figure D.1 : Calcul des doses dues au tritium dans des échantillons soumis à des essais biologiques courants**



Il convient de noter qu'un titulaire de permis pourrait proposer d'autres formulations aboutissant à une approximation équivalente de la dose efficace cumulée durant une période de contrôle, conformément à l'équation 27. De plus, les titulaires de permis pourraient déterminer la DEE par l'incorporation d'eau tritiée en appliquant l'équation 26, plutôt que l'équation 25, pour les travailleurs absents du lieu de travail pendant une longue période (p. ex., plus de 60 jours).

#### D.4 Contrôle de la qualité du comptage par scintillation en milieu liquide

L'efficacité du compteur par scintillation en milieu liquide utilisé pour la mesure du tritium dans l'urine devrait être vérifiée chaque jour où l'on utilise cette méthode. Des vérifications devraient également être réalisées après l'installation ou l'entretien d'un tel compteur, et après tout événement susceptible d'influencer son exactitude. L'information présentée dans le tableau D.1 devrait être enregistrée dans le cadre du programme de contrôle de la qualité. Ces données doivent aussi être consignées sous la forme de tableaux de contrôle.

**Tableau D.1 : Journal de contrôle du comptage par scintillation en milieu liquide**

Identification de la source de contrôle				Réglages de l'instrument			
Source	Numéro	Activité (dpm)	Date	Canal	Gain	Niveau faible	Niveau élevé
Rayonnement de fond				1			
Tritium				2			
Carbone 14				3			

Date	Temps de comptage (min)		Taux de comptage (cpm)			Commentaires	Initiales de l'opérateur
	Sources de fond	Source de contrôle	Sources de fond	Source ( $^3\text{H}$ )	Source ( $^{14}\text{C}$ )		

Les sources de contrôle utilisées pour vérifier le rendement du compteur doivent être scellées à la flamme. Elles ne devraient pas être utilisées plus de 5 ans après avoir été scellées. On devrait effectuer un comptage avec la source de contrôle suffisamment longtemps pour accumuler au moins 20 000 coups. La durée de comptage minimale devrait être de 30 secondes, et on devrait utiliser le même temps de comptage pour chaque mesure. En plus d'une source de contrôle scellée à la flamme, il est recommandé d'employer une source de fond scellée à la flamme et de soumettre cette dernière à un comptage deux fois par jour. Le temps de comptage pour les contrôles de fond ne devrait pas changer.

L'écart-type des taux de comptage des sources de contrôle et des sources de fond devrait être calculé tous les mois. Les taux de comptage des sources de contrôle et des sources de fond devraient être consignés sous la forme d'un tableau de contrôle. Des limites de contrôle à 2 écarts-types devraient être inscrites dans le tableau de contrôle. Environ 95 % des taux de comptage quotidiens avec la source de contrôle devraient être en deçà de 2 écarts-types des limites de contrôle. Si un taux de comptage quotidien avec la source de contrôle ou la source de fond dépasse les limites de contrôle, la mesure devrait être répétée. Si la deuxième mesure dépasse également les limites de contrôle, on devrait vérifier les réglages de l'appareil.

## Appendix E: Recommandations propres aux radionucléides concernant les essais biologiques et la dosimétrie interne – Iode radioactif

La présente annexe fournit de l'orientation aux titulaires de permis concernant l'élaboration d'un programme de dépistage de l'iode radioactif dans la thyroïde. Elle offre principalement de l'orientation visant à compléter les conditions de permis à l'égard de l'utilisation des substances nucléaires.

L'annexe comprend également des recommandations sur le choix des participants au programme de dépistage, le choix des instruments, la méthode de dépistage, les périodes de contrôle, l'interprétation des résultats, les procédures de validation et la tenue des dossiers. Elle traite de plusieurs formes d'iode : I-123, I-124, I-125 et I-131. Toutefois, cette approche pourrait également s'appliquer à d'autres isotopes d'iode radioactif.

### E.1 Contexte

Le but d'un programme de dépistage thyroïdien est de contrôler l'incorporation d'iode radioactif chez les travailleurs. Les renseignements produits en temps opportun par le programme devraient servir à évaluer toute incorporation d'iode radioactif, à fournir l'assurance que le programme de radioprotection fonctionne et à démontrer le respect des limites de dose réglementaires.

Dans un programme de dépistage thyroïdien, les travailleurs font l'objet d'un contrôle individuel de l'incorporation d'iode radioactif par un comptage thyroïdien *in vivo*. Les résultats sont ensuite comparés à un niveau prédéterminé. Le dépassement de ce niveau prédéterminé requiert la confirmation de l'incorporation et la tenue d'une enquête. Les conditions de permis concernant le contrôle thyroïdien dépendent des caractéristiques physiques de l'iode radioactif manipulé. Les caractéristiques physiques des 4 isotopes d'iode radioactif visés par la présente annexe sont présentées dans le tableau E.1 [14, 25, 35].

**Tableau E.1 : Caractéristiques physiques de certains isotopes d'iode radioactif**

Caractéristiques	<sup>123</sup> I	<sup>124</sup> I	<sup>125</sup> I	<sup>131</sup> I
Période radioactive physique (jours)	0,55	4,176	59,40	8,02
Période radioactive efficace dans la thyroïde (jours)	0,55	3,97	34,09	7,29
Temps pour atteindre la charge thyroïdienne maximale après une exposition aiguë <sup>9</sup> (jours)	0,5	1,1	1,9	1,3
Énergie des principaux photons (keV)	158,97	602,7	27,0	364,5

### E.2 Participation au programme de dépistage

#### E.2.1 Travailleurs – Manipulation normale

Les travailleurs (TSN et persons who are not NEWs) qui, en une journée, manipulent une quantité totale d'iode radioactif dépassant les quantités indiquées dans le tableau E.2 devraient faire l'objet d'un dépistage pour le I-123, le I-124, le I-125 ou le I-131, selon le cas. La section E.7 présente des exemples de composés d'iode radioactif volatils. Cette section illustre également les activités qui pourraient générer de tels composés.

<sup>9</sup> On suppose qu'il s'agit de vapeur d'iode élémentaire

**Tableau E.2 : Critère de participation au dépistage thyroïdien : Activité manipulée sans confinement, par opération quotidienne**

		Confinement		
		Aucun	Hotte	Boîte à gants
Quantité de I-125 ou I-131 (MBq)	Gaz, liquides volatils et poudres	2	200	20 000
	Liquides non volatils et solides	200	20 000	$2 \times 10^6$
Quantité de I-124 (MBq)	Gaz, liquides volatils et poudres	3	300	30 000
	Liquides non volatils et solides	300	30 000	$3 \times 10^6$
Quantité de I-123 (MBq)	Gaz, liquides volatils et poudres	200	20 000	$2 \times 10^6$
	Liquides non volatils et solides	20 000	$2 \times 10^6$	$2 \times 10^8$

Les autres personnes qui travaillent régulièrement à proximité d'un travailleur manipulant des quantités supérieures à celles indiquées dans le tableau E.2 sans confinement devraient également faire l'objet d'un dépistage pour l'iode radioactif en cause. Les valeurs du tableau E.2 pourraient être modifiées de sorte de tenir compte des dispositifs de protection des voies respiratoires.

### E.2.2 Dépistage en réponse à des déversements et à la contamination personnelle

Les travailleurs et les autres personnes qui ont été à proximité d'un déversement, comme il est décrit dans les situations suivantes, devraient faire l'objet d'un dépistage pour l'iode radioactif en cause :

- déversement de I-125 ou de I-131 sous forme volatile, où l'activité dépasse 2 MBq
- déversement de I-124 sous forme volatile, où l'activité dépasse 3 MBq
- déversement de I-123 sous forme volatile, où l'activité dépasse 200 MBq
- contamination externe par un isotope d'iode radioactif sous forme volatile

Il est important d'effectuer un dépistage de la thyroïde dès que possible après un déversement ou une perturbation susceptible d'entraîner une exposition interne. Un dépistage initial rapide de la thyroïde permettra de s'assurer que les incorporations d'iode radioactif sont détectées et que des mesures appropriées sont prises afin de réduire au minimum la dose efficace engagée (DEE) d'un travailleur au moyen de l'administration d'un agent de blocage de la fonction thyroïdienne. Réaliser un dépistage de la thyroïde moins d'une heure après une perturbation ne permettra peut-être pas de détecter une DEE de 1 mSv ou moins, mais il permettra de détecter rapidement une incorporation importante. Dans les quelques premières heures après une exposition, l'ingestion d'un agent de blocage de la fonction thyroïdienne peut bloquer très efficacement l'absorption de l'iode radioactif par la thyroïde. Cependant, l'efficacité diminue grandement au fur et à mesure qu'augmente le temps entre l'incorporation et l'administration de l'agent. Plus de 24 heures après l'exposition, l'utilité de l'agent devient négligeable.

Le REGDOC-2.7.1 [1] contient de l'orientation sur l'intervention requise en cas de contamination personnelle. D'autres approches d'intervention en cas de déversement d'iode radioactif pourraient être soumises à la CCSN aux fins d'examen et d'approbation.

### E.3 Choix des instruments

À l'heure actuelle, le détecteur à scintillation est le type d'instrument le plus couramment utilisé pour mesurer l'iode radioactif dans la thyroïde. Il consiste habituellement en une sonde (contenant un cristal d'iodure de sodium [NaI]), fonctionnant de concert avec un compteur et un analyseur de spectre.

Les systèmes peuvent être assez simples et consister en une unité portative qui effectue un comptage par unité de temps, ou il peut d'agir d'un appareil sophistiqué comme un système de spectroscopie gamma qui génère le spectre énergétique de l'isotope et quantifie ensuite l'activité totale. On peut trouver de plus amples renseignements sur le choix d'un détecteur pour le I-125 ou le I-131 dans divers documents de référence, comme l'article *Thyroid Monitoring Part VI : Choosing a Detector for Either I-125 and/or I-131* dans *The Canadian Journal of Medical Radiation Technology* [32].

Le détecteur de NaI existe en tailles et configurations diverses, selon l'utilisation et la sensibilité envisagées. Lorsqu'ils choisissent un détecteur de NaI, les titulaires de permis devraient tenir compte des points suivants :

- l'énergie gamma de l'isotope d'iode radioactif qui sera mesuré
- l'épaisseur du cristal de NaI
- le diamètre du cristal de NaI
- le matériau constituant la fenêtre et la configuration de la sonde

### **E.3.1 Épaisseur du cristal**

L'épaisseur du cristal de NaI varie selon l'isotope d'iode radioactif mesuré.

La détection et la mesure du I-125 requièrent un cristal mince pour pouvoir détecter les photons faiblement énergétiques émis par le I-125. Habituellement, les cristaux de NaI ont une épaisseur d'environ 1 mm pour mesurer les photons faiblement énergétiques d'émetteurs comme le I-125.

À l'inverse, on doit utiliser un cristal plus épais pour détecter efficacement les photons hautement énergétiques produits par le I-124 ou le I-131, notamment. Un cristal d'environ 25 mm d'épaisseur est alors recommandé.

En raison de la similarité dans les énergies du rayonnement gamma émis, le détecteur utilisé pour les mesures du I-125 (mince cristal de NaI) pourrait être utilisé pour détecter et mesurer le I-123. De même, le détecteur utilisé pour les mesures du I-131 (épais cristal de NaI) pourrait être utilisé pour détecter et mesurer le I-123 et le I-124.

### **E.3.2 Diamètre du cristal**

Un autre facteur dont on doit tenir compte est le diamètre du cristal. Un grand diamètre contribue à une plus grande efficacité globale du comptage. Il permet également de réduire l'erreur qui pourrait résulter de divers facteurs, comme la distance entre le cou et le détecteur, le mauvais alignement du détecteur avec la thyroïde et la taille de la thyroïde. Cependant, un détecteur de grand diamètre accroît la lecture de fond.

### **E.3.3 Matériau de la fenêtre de la sonde**

Le matériau de la fenêtre de la sonde est également un facteur à considérer. Pour les photons faiblement énergétiques émis par le I-125, on doit utiliser un matériau, comme du Mylar ou du béryllium, qui est suffisamment mince pour permettre aux photons émis par le I-125 de pénétrer dans le cristal.

Si l'on utilise une sonde pour détecter à la fois le I-125 et le I-131, le cristal devrait être suffisamment épais pour détecter le I-131 et le matériau de la fenêtre suffisamment mince pour détecter le I-125.

Le tableau E.3 résume les spécifications recommandées relatives aux détecteurs utilisés pour mesurer les isotopes de l'iode.

**Tableau E.3 : Résumé des spécifications des détecteurs**

Spécification	I-125	I-123, I-124, I-131
Épaisseur minimale du cristal (mm)	1	25
Diamètre minimal du cristal (mm)	25	25
Matériau type de la fenêtre de la sonde	Mylar ou béryllium	Aluminium ou acier inoxydable
Plage d'énergies type du détecteur (keV)	20-200	$\geq 40$

## E.4 Méthode de dépistage

### E.4.1 Configuration

Pour installer un système de comptage :

- Installez le système de comptage dans un endroit où le rayonnement de fond est faible ou à tout le moins non variable.
- Assurez-vous que l'équipement est installé conformément aux spécifications du fabricant.
- Déterminez le taux de comptage de fond en utilisant un fantôme cervical (contenant idéalement du potassium).
- Étalonnez le système en suivant la procédure décrite à la section E.8.
- Calculez et enregistrez le taux de comptage équivalant à 1 kBq et 10 kBq dans le registre de dépistage (un exemple de registre de dépistage est présenté à la section E.9).
- Vérifiez l'installation chaque fois que le système ou l'emplacement du système est changé afin de confirmer qu'il fonctionne correctement ou d'apporter les modifications requises.

### E.4.2 Vérifications aux fins de contrôle de la qualité

Afin de vérifier le rayonnement de fond et la reproductibilité du taux de comptage du système, on devrait suivre les étapes suivantes chaque jour où un dépistage thyroïdien est réalisé :

- mesurer et enregistrer le taux de comptage de fond, en accumulant au moins 400 coups
- mesurer et enregistrer le taux de comptage net d'une source de contrôle
- enregistrer les taux de comptage de fond et de la source de contrôle, de sorte que les écarts par rapport à la norme soient facilement observables (voir la section E.10 qui décrit une méthode d'enregistrement des taux de comptage à l'aide de graphiques de contrôle)

Une pratique exemplaire consiste à vérifier annuellement les contrôles en participant à un programme d'inter-comparaison des dépistages thyroïdiens, comme celui offert par Santé Canada et décrit dans le rapport technique du Laboratoire de surveillance humaine, intitulé *The Thyroid Intercomparison Program* [33].



### E.4.3 Réalisation du dépistage

Pour réaliser un dépistage :

1. Mesurez le taux de comptage de fond de la personne :
  - a. Pour ce faire, on pourrait faire un comptage de la personne au niveau des jambes. Bien qu'une telle mesure simule l'iode qui pourrait se trouver dans le système circulatoire, on devrait noter que certains équipements de détection ne permettent pas les mesures au niveau des jambes, et qu'en outre les mesures au niveau des jambes pourraient être entravées par la contamination des vêtements ou de la peau.
  - b. S'il n'est pas possible d'effectuer une mesure du rayonnement de fond au niveau des jambes, une autre méthode pour mesurer la radioactivité de fond consiste à utiliser un fantôme cervical (contenant idéalement du potassium). Si la mesure de fond est plus élevée que la normale, vérifiez s'il y a une contamination possible et répétez la mesure, s'il y a lieu.
2. Enregistrez la lecture dans le registre de dépistage.
3. Mesurez le taux de comptage thyroïdien de la personne.
4. Enregistrez la lecture dans le registre de dépistage.
5. Comparez le résultat aux résultats de l'enquête et aux niveaux déclarés figurant dans le registre de dépistage.
6. En fonction des résultats obtenus, prenez les mesures appropriées, selon les options présentées à la section E.6 et remplissez le registre de dépistage.

### E.5 Période de contrôle

Certains permis de la CCSN stipulent la période de contrôle courant pour certains isotopes de l'iode radioactif (p. ex., un contrôle un à cinq jours suivant la dernière utilisation du I-124, du I-125 ou du I-131). Lorsque la période de contrôle courant n'est pas stipulée dans une condition de permis, elle devrait être établie en fonction des principes énoncés à la section 7.1.5.

### E.6 Validation des résultats du dépistage

#### E.6.1 Niveau général

Pour tous les résultats de mesure de dépistage du I-124, du I-125 ou du I-131 égaux ou supérieurs à 1 kBq, ou les résultats de mesure de dépistage du I-123 égaux ou supérieurs à 10 kBq, le titulaire de permis devrait procéder comme suit :

1. Vérifier que la méthode de mesure pour le dépistage décrite à la section E.4.3 a été suivie.
2. Si nécessaire, apporter les corrections nécessaires et répéter la mesure.
3. Si le résultat de la mesure est toujours égal ou supérieur à 1 kBq, vérifier la contamination des vêtements ou de la peau.
4. Si les vêtements ou la peau sont contaminés, enlever les vêtements ou décontaminer la peau et répéter la mesure.
5. Si le résultat de la mesure est toujours égal ou supérieur à 1 kBq, vérifier et enregistrer la DEE et suivre les étapes des sections E.6.2 ou E.6.3, le cas échéant.
6. Effectuer un dépistage pour toutes les personnes qui ont travaillé à proximité de la personne dont les résultats sont égaux ou supérieurs à 1 kBq.

### E.6.2 Niveau d'enquête

Pour tous les résultats de mesure de dépistage du I-124, du I-125 ou du I-131 égaux ou supérieurs à 1 kBq et inférieurs à 10 kBq, ou les résultats de mesure de dépistage du I-123 égaux ou supérieurs à 100 kBq, le titulaire de permis devrait faire ce qui suit :

1. Valider les résultats selon la section E.6.1.
2. Effectuer une enquête interne pour déterminer et corriger la cause des résultats du dépistage.
3. Enregistrer les constatations.
4. Corriger toute lacune constatée lors de l'enquête.
5. Enregistrer l'événement dans le rapport annuel de conformité.

### E.6.3 Niveau de déclaration

Pour le I-124, le I-125 et le I-131, un résultat de dépistage thyroïdien de 10 kBq est environ égal à une DEE de 1 mSv. Il en va de même pour un résultat de dépistage de I-123 de 100 kBq. En vertu de l'article 16 du RRP, le titulaire de permis doit aviser la CCSN lorsqu'il apprend qu'une personne pourrait avoir dépassé une limite de dose applicable. Pour les TSN, on devrait déterminer la dose efficace de chaque composante de la dose qui contribue plus de 1 mSv/année.

Pour tous les résultats de mesure de dépistage du I-124, du I-125 ou du I-131 égaux ou supérieurs à 10 kBq ou du I-123 égal ou supérieur à 100 kBq, le titulaire de permis devrait procéder comme suit :

1. Valider les résultats selon la section E.6.1.
2. Informer immédiatement la CCSN si la mesure a été prise sur une personne autre qu'un TSN.
3. Faire effectuer un essai biologique pour détecter l'iode radioactif par une organisation qui a réussi le test d'inter-comparaison pertinent de Santé Canada au cours des 12 derniers mois ou, si une telle organisation n'est pas disponible, demander l'approbation de la CCSN pour permettre que l'essai biologique soit réalisé par une autre entité afin de détecter l'iode radioactif.
4. Utiliser les résultats de l'essai biologique pour déterminer la DEE.
5. Effectuer une enquête interne visant à déterminer et à corriger la cause des résultats du dépistage, y compris le contrôle de la zone et de la contamination au site d'incorporation de l'iode radioactif, s'il y a lieu.
6. Enregistrer l'événement dans le rapport annuel de conformité.

### E.6.4 Registre de dépistage

Le titulaire de permis devrait tenir un registre de dépistage thyroïdien. Un exemple est présenté à la section E.9.

## E.7 Composés d'iode radioactif volatils

Les composés d'iode radioactif volatils comprennent les composés tels que l'iodure de sodium (NaI) et l'iode radioactif dans une forme dissociée. La volatilité des composés d'iode radioactif pourrait augmenter en raison de l'acidification ou du gel.

Les activités susceptibles d'entraîner la libération d'iode radioactif comprennent l'ouverture de contenants de réactif, l'ouverture d'emballages contenant des capsules utilisées à des fins thérapeutiques ou diagnostiques, et le travail avec de tels emballages ouverts. Par conséquent, les capsules données aux patients pour des tests diagnostiques ou à des fins thérapeutiques sont considérées comme pouvant contenir de l'iode radioactif sous forme d'iode radioactif volatil.

L'ajout d'antioxydants, tel que le thiosulfate de sodium, aux solutions de NaI marquées ou non, réduit à la fois la décomposition et la volatilité. De plus, le maintien des solutions d'iode radioactif à des concentrations diluées minimise la décomposition radiolytique. Il y a lieu de noter que les trousseaux d'essais radio-immunologiques contiennent de petites quantités de I-125 sous une forme non volatile.

## E.8 Étalonnage des instruments

### E.8.1 Généralités

Tous les appareils et instruments utilisés pour le dépistage thyroïdien devraient être maintenus en bon état de fonctionnement et étalonnés conformément à l'article 25 du RRP. L'étalonnage devrait être effectué pour l'isotope d'intérêt dans des conditions imitant la thyroïde dans le cou. On peut trouver un exemple de procédure d'étalonnage dans le document *Thyroid Monitoring Part III : A Basic Calibration Procedure for Thyroid Monitoring* [34]. Une fois mis en place (voir la section E.4.1), l'équipement de mesure devrait être étalonné si un contrôle de qualité de la mesure donne des résultats à l'extérieur des limites de contrôle, comme il est décrit à la section E.10. De plus, l'équipement de mesure devrait être étalonné de nouveau avant d'être remis en service s'il a subi des changements importants, tel qu'une réparation ou un remplacement, pouvant avoir un impact négatif sur la précision, l'exactitude ou la fiabilité des mesures.

### E.8.2 Efficacité du détecteur

Pour déterminer l'efficacité du détecteur, mesurer l'activité d'une source de contrôle traçable du radioisotope d'intérêt et utiliser la formule suivante :

$$(28) \quad E = (C - B)/A$$

Où :

E efficacité en coups par seconde (cps) par becquerel (Bq)

C nombre mesuré de coups par unité de temps, avec la source de contrôle (en cps)

B taux de comptage de la radioactivité de fond, en cps

A activité connue de la source de contrôle, traçable à un laboratoire national de normalisation avec une exactitude de 5 % près ( $2\sigma$  ou un écart-type), en Bq

Le titulaire de permis devrait s'assurer que si une source de contrôle à courte période est utilisée (p. ex., I-131), l'activité de la source est corrigée pour tenir compte de la désintégration au jour où l'étalonnage est effectué. Des sources de contrôle de remplacement appropriées, à plus longue période, sont notamment les suivantes : Te-123m (pour le I-123), Cs-137 (pour le I-124), I-129 (pour le I-125) et Ba-133 (pour le I-131).

L'instrument et les paramètres de mesure utilisés pour déterminer l'efficacité du comptage devraient être les mêmes que ceux qui ont été utilisés pour le dépistage courant. On placera le détecteur le plus près possible de la thyroïde pour obtenir une efficacité maximale. Cependant, en raison des variations concernant la thyroïde (profondeur, taille, forme et positionnement), l'estimation de l'activité peut être entachée de grandes incertitudes. On peut réduire cette erreur en augmentant la distance entre le cou et le détecteur. Pour chaque système, il y a un compromis optimal entre efficacité élevée et réduction des erreurs, mais en général une bonne distance entre le cou et le détecteur est de 12 cm.

Le titulaire de permis devrait s'assurer que le temps de comptage est suffisamment long pour la source de contrôle et pour le comptage de la radioactivité de fond, de sorte que l'erreur globale ( $2\sigma$ ) pour le comptage soit inférieure à 5 %. Cela représente environ 400 coups bruts pour la mesure du rayonnement de fond.

### E.8.3 Activité minimale détectable

Le titulaire de permis devrait réaliser des mesures pour atteindre une activité minimale détectable (AMD) inférieure à 1 kBq. L'AMD est décrite à la section 7.2.5. Lorsque les temps de comptage de l'échantillon et du rayonnement de fond sont égaux, la formule de l'AMD indiquée à la section 7.2.5 se réduit à la formule suivante :

$$(29) \quad AMD = \frac{4.66\sqrt{B} + 2.71}{ET}$$

où :

B est le comptage total de fond recueilli pendant le temps « T »

E est l'efficacité en cps/Bq

T est le temps en secondes

L'équation 29 s'applique lorsque les temps de comptage du sujet et du rayonnement de fond sont égaux. Lorsqu'ils ne sont pas égaux, on devrait plutôt utiliser l'équation 11.

### E.8.4 Calcul de l'AMD de l'échantillon

Si l'AMD d'un système n'est pas suffisamment faible (en raison d'une faible efficacité ou d'un rayonnement de fond élevé), il est possible de l'améliorer. Pour ce faire, on accroît le temps de comptage pour la mesure, on diminue le rayonnement de fond, ou les deux.

À titre d'exemple, prenons le I-125. En supposant que l'efficacité est de 0,0060 cps/Bq et que le comptage de fond brut est de 400 coups, un temps de comptage de 300 secondes donnerait l'AMD suivante, en utilisant l'équation de la section E.8.3 :

$$(30) \quad \begin{aligned} AMD &= \frac{4,66\sqrt{B} + 2,71}{ET} \\ AMD &= \frac{4,66\sqrt{400} + 2,71}{(0,0060)(300)} \\ AMD &= 53 \text{ Bq} \end{aligned}$$

La valeur résultante, 53 Bq, est acceptable pour le I-125.

Le temps de comptage utilisé pour contrôler le personnel n'a pas à être aussi long que celui qui est utilisé pour l'étalonnage. Dans l'exemple ci-dessus, le rayonnement de fond est de 400 coups/300 secondes, soit 1,3 cps. En supposant que le taux de comptage du rayonnement de fond est stable, un temps de comptage

de 60 secondes donnerait environ 80 coups. En substituant ces nouveaux chiffres dans l'équation, nous obtenons une nouvelle valeur d'AMD, comme le montre la formule suivante :

$$(31) \quad AMD = \frac{4,66\sqrt{80} + 2,71}{(0,0060)(60)}$$

$$AMD = 124 \text{ Bq}$$

### E.8.5 Dossiers

Des dossiers exacts concernant l'étalonnage et l'entretien devraient être conservés pour le système de mesure. Ces dossiers devraient contenir les renseignements suivants :

1. date d'étalonnage
2. méthode de référence
3. activité courante de la source d'étalonnage
4. valeurs de fond (on devrait comparer ces valeurs aux valeurs précédentes pour détecter les changements)
5. AMD
6. efficacité calculée
7. signature du responsable

### E.9 Exemple de registre de dépistage thyroïdien pour le I-131

Niveau d'enquête : \_\_\_\_\_ cps net = 1 kBq de I-131

Niveau de déclaration : \_\_\_\_\_ cps net = 10 kBq de I-131

Nom de l'employé : \_\_\_\_\_

Instrument utilisé : \_\_\_\_\_

Date de la mesure	Dernière utilisation d'iode radioactif (date)	Taux de comptage du rayonnement de fond (cps)	Nombre brut de coups	Temps de comptage (secondes)	Taux de comptage net (cps)	Technicien (initiales)	Mesure prise

### E.10 Graphiques de contrôle de la qualité

La présente section fournit une méthode pour enregistrer le rayonnement de fond et le taux de comptage des sources de contrôle, aux fins de contrôle de la qualité.

On préparera deux graphiques de contrôle, un pour le rayonnement de fond et un pour la source de contrôle, afin d'en vérifier la qualité selon la section E.4.2. On devrait indiquer sur chaque graphique de contrôle la date de la mesure et les taux de comptage correspondants. Après environ 20 jours de

comptage, on disposera de suffisamment d'observations pour estimer l'écart-type des distributions. Pour calculer l'écart-type, on utilise l'équation suivante :

$$(32) \quad S = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (N_i - \bar{N})^2}$$

où :

$S$  = écart-type

$n$  = nombre de mesures du rayonnement de fond ou avec la source de contrôle

$N_i$  = taux de comptage pour chaque mesure individuelle

$\bar{N}$  = moyenne de  $n$  mesures de  $N_i$

Le titulaire de permis devrait tracer des limites de contrôle à  $\pm 2 S$  sur chaque graphique. Presque toutes les mesures effectuées aux fins de contrôle de la qualité (95 %) devraient se trouver à l'intérieur de ces limites de contrôle.

Si une mesure aux fins de contrôle de la qualité du rayonnement de fond ou de la source de contrôle est à l'extérieur des limites de contrôle, on répétera immédiatement la mesure. Si la mesure répétée est également en dehors des limites, on vérifiera les réglages de l'instrument. Enfin, si aucune cause ne peut être trouvée, le titulaire de permis pourrait prendre des mesures correctives, y compris le réétalonnage ou la réparation de l'instrument afin de s'assurer que les mesures subséquentes aux fins de contrôle de la qualité donnent des résultats à l'intérieur des limites de contrôle.

## Appendix F: Recommandations propres aux radionucléides concernant les mesures par essais biologiques et la dosimétrie interne – Uranium

### F.1 Limites annuelles d'incorporation des composés d'uranium

L'uranium naturel a 3 isotopes : U-234, U-235 et U-238. Leur activité respective par gramme d'uranium naturel est de 12 430 Bq, 575,9 Bq et 12 350 Bq. Leur pourcentage en masse est de 99,2742 %, 0,7204 % et 0,0054 % pour le U-238, le U-235 et le U-234, respectivement, et leur activité spécifique est de  $2,54 \times 10^4$  Bq g<sup>-1</sup>. Ces données figurent dans la publication 107 de la CIPR, *Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations* [35] et dans le document du National Institute of Standards and Technology, *Atomic Weights and Isotopic Compositions* [36]. La présente section fournit de l'orientation concernant le choix des LAI appropriées pour divers composés d'uranium, y compris ceux qui ont été enrichis ou appauvris en U-235.

On devrait calculer la DEE par unité d'incorporation (coefficient de dose) et les LAI correspondantes pour l'inhalation de composés d'uranium en tenant compte des caractéristiques de solubilité des composés auxquels les travailleurs pourraient être exposés en milieu de travail. Lorsqu'il n'existe pas de coefficient de dose et de LAI propres aux différentes matières, on devrait utiliser les valeurs du tableau F.1. Ces données proviennent du document de la CCSN RSP-0297, *Evaluation of Default Annual Limit on Intake (ALI) for Yellowcake and Uranium Ore* [37].

**Tableau F.1 : Limites annuelles recommandées pour l'incorporation de divers composés d'uranium**

Composé d'uranium	Limite annuelle d'incorporation (Bq)		
	Uranium naturel	Uranium enrichi (3,5 %)	Uranium appauvri
Minerai d'uranium	4 500	S.O.	S.O.
Concentré d'uranium (yellowcake) séché	48 000	S.O.	S.O.
Concentré d'uranium (yellowcake) calciné	3 100	S.O.	S.O.
Valeur par défaut de la CIPR – type F	32 400	31 300	33 600
Valeur par défaut de la CIPR – type M	12 000	9 850	11 600
Valeur par défaut de la CIPR – type S	3 190	3 010	3 390

Les LAI propres aux différentes matières devraient provenir d'études de solubilité *in vitro* pour les composés en cause. La méthode d'étude et les résultats devraient être documentés dans le cadre du fondement technique de la dosimétrie du titulaire de permis. L'étude de solubilité devrait être mise à jour périodiquement pour refléter les changements apportés aux procédés ou aux types de composés présents dans l'installation autorisée, ou pour s'assurer que les paramètres de solubilité n'ont pas changé.

### F.2 Toxicité chimique des composés de l'uranium

Comme l'uranium est un métal lourd, il est chimiquement toxique au-delà d'un seuil de concentration dans les reins. La toxicité chimique devrait être prise en compte lorsqu'il y a un risque d'incorporation par inhalation de composés d'uranium solubles, par ingestion ou encore par les plaies. Afin d'empêcher que l'uranium n'affecte les reins, on devrait effectuer des mesures par essais biologiques de l'urine pour

vérifier que les concentrations d'uranium ne dépassent pas la charge rénale maximale. La charge rénale maximale devrait être établie entre 0,3 et au plus 3 µg d'uranium par gramme de tissu rénal. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter la norme ISO 16638-1, *Radioprotection – Contrôle et dosimétrie interne des éléments spécifiques – Partie 1 : Inhalation de composés d'uranium* [38]. Le tableau F.2 montre les concentrations urinaires résultant d'une charge rénale maximale de 3 µg d'uranium par gramme de tissu rénal. Les concentrations sont des moyennes pour la période de 24 heures indiquée. Pour la période de 1 jour, la concentration est la moyenne pour les périodes de 0 à 24 heures suivant l'incorporation. Le tableau F.3 indique les taux d'excrétion et les concentrations pour des intervalles de temps plus courts au cours des 48 premières heures suivant une incorporation. Les données des tableaux F.2 et F.3 proviennent du document RSP-0165 de la CCSN, *Uranium Intake – Dose Estimation Methods* [39].

**Tableau F.2 : Concentrations urinaires résultant d'une charge rénale maximale de 3 µg d'uranium par gramme de tissu rénal**

Temps après l'incorporation (jours)	Concentration d'uranium dans l'urine, µg/L			
	Type F	Type M	Type S	Ingestion
1	3 760	3 760	3 720	3 700
2	130	182	233	204
3	105	138	137	109
4	95	128	125	98
5	86	119	116	89
6	78	111	108	81
7	71	105	101	74
8	65	99	95	67
9	60	93	90	62
10	55	88	85	57
14	40	72	69	41
30	14	43	41	14



**Tableau F.3 : Concentrations urinaires 48 heures après une incorporation résultant d'une charge rénale maximale de 3 µg d'uranium par gramme de tissu rénal**

Temps après l'incorporation (heures)	Type F		Type M		Type S		Ingestion	
	µg U par 4 h	µg/L	µg U par 4 h	µg/L	µg U par 4 h	µg/L	µg U par 4 h	µg/L
4	3 100	13 300	2 600	11 100	1 310	5 620	819	3 510
8	1 330	5 690	1 430	6 150	1 680	7 220	1 850	7 930
12	477	2 040	659	2 830	1 120	4 780	1 290	5 530
16	202	865	319	1 368	609	2 611	696	2 982
20	99	423	164	702	318	1 363	351	1 504
24	57	245	93	400	170	728	178	761
28	40	171	61	263	99	422	96	410
32	33	140	47	201	65	278	58	249
36	29	126	40	173	49	210	41	176
40	28	119	37	159	41	177	33	142
44	27	115	35	151	37	160	30	127
48	26	112	34	147	35	151	28	119

Lorsqu'un résultat de contrôle urinaire d'un travailleur dépasse les valeurs applicables des tableaux F.2 ou F.3, le travailleur devrait être retiré du lieu de travail où il y a des composés d'uranium solubles, et il faudrait obtenir un échantillon d'urine supplémentaire pour confirmer le résultat initial. Si l'incorporation est confirmée, le travailleur devrait être référé au personnel médical pour des tests des fonctions rénales.

Le mode dominant de toxicité de l'uranium dépend de la solubilité du composé, de l'enrichissement en U-235 et de la présence d'autres isotopes d'uranium.

La toxicité chimique est limitative dans les conditions suivantes :

- incorporation par inhalation aiguë des composés de type F, pour tous les pourcentages d'enrichissement en U-235
- incorporation par inhalation aiguë des composés de type M, pour les enrichissements en U-235 inférieurs à 30 % par masse
- incorporation par inhalation chronique des composés de type F, pour les enrichissements en U-235 inférieurs à 3 % par masse

La toxicité radiologique est limitative dans les conditions suivantes :

- incorporation par inhalation aiguë ou chronique des composés de type S, pour tous les pourcentages d'enrichissement en U-235 incorporation par inhalation aiguë ou chronique de tout type d'absorption lorsque du U-232 ou du U-236 est présent

- incorporation par inhalation chronique des composés de type F avec enrichissements en U-235 de 3 % ou plus par masse
- incorporation par inhalation chronique des composés de type M, pour tous les pourcentages d'enrichissement en U-235

La toxicité chimique et radiologique est équivalente pour l'incorporation par inhalation aiguë de composés de type M avec enrichissements en U-235 de 30 % ou plus par masse. Dans le cas de l'incorporation par une plaie, on devrait évaluer la toxicité radiologique et chimique au cas par cas. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter la norme ISO 16638-1, *Radioprotection – Contrôle et dosimétrie interne des éléments spécifiques – Partie 1 : Inhalation de composés d'uranium* [38].

### F.3 Détermination de la dose due à l'incorporation de composés d'uranium

Outre les recommandations de la partie B du présent REGDOC, on devrait tenir compte des points qui suivent pour déterminer la dose provenant de l'incorporation de composés d'uranium.

#### F.3.1 Essai biologique *in vitro*

La mesure de l'uranium dans les échantillons d'urine devrait servir à :

- déterminer les doses résultant de l'incorporation de composés d'uranium solubles
- donner une indication de l'incorporation pour les composés d'uranium, peu importe leur solubilité
- vérifier que les valeurs d'incorporation calculées par le contrôle de l'air ambiant sont représentatives des valeurs réelles d'incorporation
- obtenir des données de contrôle *in vivo* supplémentaires pour les essais biologiques spéciaux afin de déterminer la dose
- vérifier le bon fonctionnement des équipements de protection respiratoire

#### F.3.2 Essai biologique *in vivo*

Les essais biologiques *in vivo* pour déterminer l'incorporation d'uranium consistent en un comptage pulmonaire. Les points qui suivent devraient être pris en compte lors de la mesure de l'uranium dans les poumons.

On devrait mesurer l'épaisseur de la paroi thoracique (EPT) pour chaque travailleur qui participe à un programme de comptage pulmonaire de l'uranium. Les mesures pourraient être faites par échographie. La fréquence de ces mesures devrait être documentée. L'étalonnage des appareils à ultrasons utilisés pour cette mesure devrait être documenté et vérifié périodiquement. L'EPT de chaque travailleur participant à un programme de comptage pulmonaire devrait être documentée et mise à jour périodiquement. On devrait utiliser la valeur EPT de chaque travailleur pour déterminer sa charge pulmonaire (p. ex., en mg d'uranium) à partir des résultats du comptage pulmonaire.

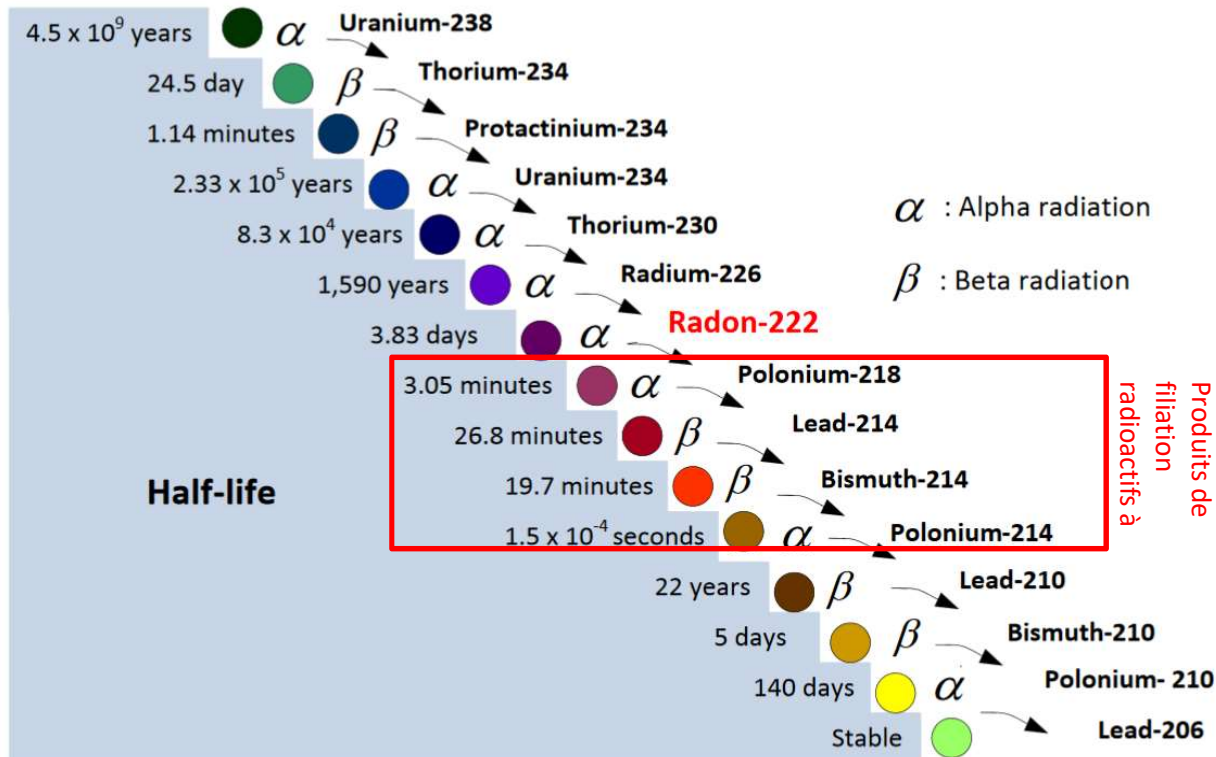
On devrait déterminer et documenter les valeurs qui déclenchent la répétition du comptage pulmonaire. Ces valeurs devraient tenir compte de la contamination de surface des travailleurs prenant part au programme de comptage. Lorsque la contamination de surface a été confirmée sur un travailleur et que ses résultats de comptage pulmonaire sont inexacts, on devrait demander au travailleur de prendre une douche, puis de se prêter à un nouveau comptage.

## Appendix G: Recommandations propres aux radionucléides concernant le contrôle de l'air et la dosimétrie interne – Produits de filiation du radon

### G.1 Introduction

Le radon est un gaz rare radioactif et naturel. Il existe plusieurs isotopes du radon. Toutefois, celui qui représente la dose d'occupation la plus importante est le Rn-222, qui s'inscrit dans le cadre de la chaîne de désintégration du U-238. La majorité de la dose provenant du Rn-222 inhalé résulte de la désintégration de ses produits de filiation à courte période. La présente annexe est axée sur la détermination des doses aux travailleurs provenant du Rn-222 inhalé et de ses produits de filiation à courte période. L'incorporation professionnelle d'autres isotopes du radon, comme le Rn-220, n'est pas visée par la présente annexe, car elle ne contribue pas de manière considérable aux doses aux travailleurs des mines d'uranium canadiennes modernes. Toutefois, la publication 65 de la CIPR [40] comporte de l'orientation à cet égard. La figure G.1 montre la chaîne de désintégration du U-238 et met en évidence les produits de filiation radioactifs à courte période du Rn-222.

Figure G.1 : La chaîne de désintégration du U-238



L'exposition potentielle à l'énergie alpha (EPEA) est l'intégrale en fonction du temps de la concentration potentielle d'énergie alpha dans l'air à laquelle une personne est exposée au cours d'une période donnée. La concentration potentielle d'énergie alpha correspond à la concentration de produits de filiation radioactifs à courte période du Rn-222 dans l'air en termes de l'énergie alpha rejetée durant la désintégration complète jusqu'au polonium 214. L'EPEA est mesurée en niveau opérationnel-mois et calculée tel qu'il est décrit à la section G.3.

## G.2 Coefficients de dose pour les produits de filiation du radon

Les facteurs de conversion pour la dose efficace de 5 mSv/WLM pour les TSN et de 4 mSv/WLM pour les personnes qui ne sont pas des TSN sont calculés à partir du détriment des produits de filiation du radon par unité de dose efficace, tel qu'il est défini par la CIPR 65 [41]. Pour les travailleurs, cette valeur se chiffre à  $5,6 \times 10^{-5} \text{ Sv}^{-1}$  et pour le public, à  $7,3 \times 10^{-5} \text{ Sv}^{-1}$  [40]. Tant pour les travailleurs que le public, le détriment par EPEA se chiffre à  $2,83 \times 10^{-4} \text{ WLM}^{-1}$  [38]. Le ratio du détriment par EPEA par rapport au détriment par unité de dose efficace donne les facteurs de conversion de la dose efficace.

Pour calculer la dose aux TSN, à partir de leur EPEA en WLM, laquelle est calculée au moyen de la surveillance de l'air, l'EPEA devrait être multipliée par 5 mSv/WLM pour obtenir la dose efficace. Pour calculer la dose aux personnes qui ne sont pas des TSN, à partir de leur EPEA en WLM, l'EPEA devrait être multipliée par 4 mSv/WLM pour obtenir la dose efficace.

## G.3 Mesure de la concentration des produits de filiation du radon et calcul de l'EPEA

Un volume d'air représentatif devrait être prélevé pour mesurer la concentration de produits de filiation du radon dans l'air, de façon ponctuelle ou continue. Les échantillons ponctuels sont généralement ceux prélevés sur de courtes périodes de quelques minutes. Les échantillons continus sont prélevés sur une période beaucoup plus longue, en général plusieurs heures ou jours.

L'une des méthodes de mesure des produits de filiation du radon acceptées par la CCSN est la méthode de Kusnetz modifiée, soit :

- filtrer un volume d'air représentatif pour prélever un échantillon des produits de filiation du radon dans l'air
- mesurer les émissions de particules alpha qui surviennent durant la désintégration radioactive des produits de filiation prélevés
- utiliser des données observées, mesurées et connues ainsi que des formules établies pour estimer la concentration atmosphérique des produits de filiation du radon au moment du prélèvement

La méthode consiste à prélever initialement un échantillon des produits de filiation du radon dans l'air au moyen d'une pompe à air portative de sorte de faire circuler l'air dans un filtre à faible porosité. Les produits de filiation du radon présents dans l'air se lient à la surface du filtre utilisé du côté où l'air entre dans le filtre. Ensuite, ces produits de filiation se désintègrent, émettant des particules alpha et d'autres formes de rayonnement. Durant la désintégration, les émissions de particules alpha sont détectées et comptées à l'aide d'un instrument (un compteur alpha) conçu et fabriqué à cette fin.

Les résultats de comptage obtenus sont ensuite utilisés en combinaison avec d'autres observations et données pertinentes pour estimer la concentration, en unités de niveau opérationnel. La concentration des produits de filiation du radon est calculée à partir des désintégrations alpha par niveau opérationnel, sur la période allant de la fin du prélèvement au milieu du comptage alpha. Elle tient compte du volume d'air prélevé, de l'activité alpha des produits de filiation du radon prélevés et résultants, de l'efficacité et de la mesure de fond du compteur alpha ainsi que des caractéristiques d'absorption du filtre utilisé durant le prélèvement.

Les emplacements de prélèvement d'air devraient être choisis de sorte de bien refléter les conditions devant être évaluées. Il faudrait éviter les conditions de prélèvement non propices ou non représentatives, comme les endroits où le débit d'air est turbulent (p. ex., points d'échappement des conduites, jonctions ou intersections des conduites de ventilation, portes ou fenêtres). Lors de la collecte d'échantillons de

produits de filiation du radon aux fins d'estimation ou de confirmation des doses de rayonnement aux travailleurs, les atmosphères réelles respirées par les travailleurs visés devraient être prélevées, dans la mesure du possible. De tels échantillons pourraient être prélevés par exemple dans les postes de travail des personnes visées sur une période représentative. Autrement, si les concentrations de produits de filiation du radon dans l'air sont semblables dans une vaste zone, il pourrait suffire de prélever des échantillons représentatifs en circulant dans la zone ou encore dans des points précis de la zone. Cette dernière approche pourrait être particulièrement appropriée dans les usines de traitement de l'uranium et dans les zones de déplacement ou d'autres zones semblables des mines.

Les échantillons qui visent à faciliter la planification, l'élaboration et l'évaluation des processus de production et travaux techniques devraient être représentatifs des conditions qu'ils visent à évaluer. Ainsi, ces échantillons devraient être prélevés dans des endroits et à des moments appropriés. Par exemple, pour déterminer l'impact de modifications aux systèmes de ventilation d'une mine ou d'un immeuble, ou pour guider l'installation de tels systèmes, il pourrait être nécessaire de prélever plusieurs échantillons d'air dans de multiples emplacements, avant, après ou durant les modifications.

#### G.4 Détermination des doses provenant du radon

On pourrait déterminer la dose efficace qui résulte de l'inhalation de Rn-222 uniquement en multipliant l'incorporation de Rn-222 par le coefficient de dose efficace. On pourrait également la déterminer en multipliant la concentration de Rn-222 par le temps d'occupation et le débit de dose efficace par unité de facteur de concentration. Ce facteur correspond au débit de dose efficace dû à une exposition chronique à une concentration de 1 Bq/m<sup>3</sup> de Rn-222, après que le radon ait atteint un équilibre dans les organes et les tissus. Les valeurs recommandées pour ces paramètres, de même que les LAI, sont présentées dans le tableau G.1 [42].

**Tableau G.1 : Coefficients de dose efficace et LAI pour l'inhalation de radon uniquement**

Paramètre	Valeur	Unités
Coefficient de dose efficace	$4,4 \times 10^{-10}$	Sv/Bq
Débit de dose efficace par unité de facteur de concentration	$1,8 \times 10^{-7}$	mSv/(Bq·h· m <sup>-3</sup> )
LAI	45,5	MBq

## Glossaire

Les définitions des termes utilisés dans le présent document figurent dans le [REGDOC-3.6, \*Glossaire de la CCSN\*](#), qui comprend des termes et des définitions tirés dans la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#) (LSRN), de ses règlements d'application ainsi que des documents d'application de la réglementation et d'autres publications de la CCSN. Le REGDOC-3.6 est fourni à titre de référence et d'information.

## Références

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), REGDOC-2.7.1, *Radioprotection*, Ottawa, 2021.
2. CCSN, REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome II : Exigences techniques et relatives aux systèmes de gestion pour les services de dosimétrie*, Ottawa, 2020.
3. CCSN, [REGDOC-2.9.1, Principes, évaluations environnementales et mesures de protection de l'environnement](#), Ottawa, 2017.
4. International Commission on Radiological Protection (ICRP) Publication 103, [The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection](#), Annals of the ICRP, Vol. 37, Nos. 2–4, Oxford, 2007.
5. International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU), rapport 51, *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry*, Bethesda, Maryland, 1993.
6. American National Standards Institute/Health Physics Society. ANSI/HPS N13.41-2011, *Criteria for Performing Multiple Dosimetry*, 2018.
7. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), TECDOC-1731, [Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye](#), Vienne, 2013.
8. CCSN, [Livret d'information sur les radionucléides](#), Ottawa, 2018.
9. AIEA, TECDOC-1162, [Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency](#), Vienne, 2000.
10. Kocher, D. C., et K. F. Eckerman, *Electron dose-rate conversion factors for external exposure of the skin from uniformly deposited activity on the body surface*, tiré de *Health Physics*, vol. 53, n° 2, pp. 135–141, 1987.
11. CIPR, publication 119 de la CIPR, [Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60](#), vol. 41, supplément 1, Oxford, 2012.
12. ICRU, Report 69, *Direct Determination of the Body Content of Radionuclides*, Bethesda, Maryland, 2016.
13. CIPR, publication 130 de la CIPR, [Occupational Intakes of Radionuclides : Part I](#), vol. 44, n° 2, 2015.
14. AIEA, Collection rapports de sûreté n° 114, [Direct Methods for Measuring Radionuclides in the Human Body](#), Vienne, 1996.
15. CIPR, publication 66 de la CIPR, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection*, vol. 24, n° 1–3, 1994.
16. Strom, D. J., et P. S. Stansbury, *Minimum Detectable Activity When Background Is Counted Longer Than the Sample*, tiré de *Health Physics*, vol. 63, n° 3, pp. 360–361, 1992.
17. United States Environmental Protection Agency (US EPA), [Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual \(MARLAP\)](#), EPA 402-B-04-001A, July 2004

18. Organisation internationale de normalisation, ISO 20553:2006 (R2015), *Radioprotection — Surveillance professionnelle des travailleurs exposés à un risque de contamination interne par des matériaux radioactifs*, 2006.
19. Hickey, E. E., G. A. Stoetzel, D. J. Strom, G. R. Cicotte, C. M. Wiblin et S. A. McGuire, NUREG-1400, [\*Air Sampling in the Workplace\*](#), 1993.
20. Castellani, C. M., J. W. Marsh, C. Hurtgen, E. Blanchardon, P. Berard, A. Giussani et M. A. Lopez, rapport EURADOS 2013-01, *IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data*, 2013.
21. AIEA, Collection rapports de sûreté n° 37, [\*Methods for Assessing Occupational Radiation Doses Due to Intakes of Radionuclides\*](#), Vienne, 2004.
22. CIPR, publication 95 de la CIRP, *Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk*, vol. 34, n°s 3–4, 2004.
23. ICRP Publication 100, *Errata to: Doses to infants from ingestion of radionuclides in mothers' milk (ICRP Publication 95, Ann. ICRP 34(3/4))*, 2007.
24. National Council on Radiation Protection & Measurements, rapport n° 156 du NCRPM, *Development of a Biokinetic Model for Radionuclide-Contaminated Wounds and Procedures for their Assessment, Dosimetry and Treatment*, 2006.
25. CIPR, publication 78 de la CIRP, *Individual monitoring for internal exposure of workers: Replacement of ICRP Publication 54*, vol. 27, n°s 3–4, 1997.
26. Organisation internationale de normalisation (ISO) 2011 (R2016), *Radioprotection – Estimation de la dose interne dans le cadre de la surveillance des travailleurs en cas d'exposition aux rayonnements*.
27. Toohey, R. E., L. Bertelli, S. L. Sugarman, A. L. Wiley et D. M. Christensen, *Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides via Contaminated Wounds*, tiré de *Health Physics*, vol. 100, n° 5, 2011.
28. Health Physics Society. ANSI/HPS N13.39–2001, *American National Standard for Design of Internal Dosimetry Programs*, McLean, Virginie.
29. CIPR, publication 67 de la CIRP, *Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intakes of Radionuclides: Part 2 – Ingestion Dose Coefficients*, vol. 23, n° 3/4, 1993.
30. CIPR, publication 69 de la CIRP, *Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intakes of Radionuclides: Part 3 – Ingestion Dose Coefficients*, vol. 25, n° 1/4, 1995.
31. Santé et Bien-être Canada, *Bioassay Guideline 2 - Guidelines for Tritium Bioassay, Report of the Working Group on Bioassay and in vivo Monitoring Criteria*, Direction de l'hygiène du milieu, 83-EHD-87, 1983.
32. Kramer, G. H, et S. Yiu, *The Canadian National Calibration Reference Centre for In-Vivo Monitoring: Thyroid Monitoring, Part VI: Choosing a Detector for Either I-125 and/or I-131*, tiré du *Journal canadien des techniques en radiation médicale*, vol. 27, n° 2, 1996.
33. Burns, L. C., et coll., *The Thyroid Intercomparison Program*, rapport technique du Laboratoire de surveillance humaine, HMLTD-88–3, Santé Canada, 1996, Ottawa.
34. Kramer, G. H, et S. Yiu, *The Canadian National Calibration Reference Centre for In-Vivo Monitoring: Thyroid Monitoring Part III: A Basic Calibration Procedure for Thyroid Monitoring*, tiré du *Journal canadien des techniques en radiation médicale*, vol. 25, n° 2, 1994.
35. CIPR, publication 107 de la CIRP, *Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations*, vol. 38, n° 3, 2008.



36. National Institute of Standards and Technology, Physical Measurement Laboratory 2015. Atomic Weights and Isotopic Compositions. (<http://www.nist.gov/pml/data/comp.cfm>)
37. SENES Consultants, *Evaluation of Default Annual Limit on Intake (ALI) for Yellowcake and Uranium Ore*, CNSC-RSP-0297, 2013.
38. Organisation internationale de normalisation (ISO) 16638-1, *Radioprotection – Contrôle et dosimétrie interne des éléments spécifiques – Partie 1 : Inhalation de composés d’uranium*, 2015.
39. CCSN, RSP-0165, *Uranium Intake – Dose Estimation Methods*, 2003.
40. CIPR, publication 65, *Protection Against Radon-222 at Home and at Work*, vol. 23, n° 2, 1993.
41. CIPR, publication 60, *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, vol. 21, n° 1-3, 1991.
42. CIPR, publication 137 de la CIRP, *Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3*, Vol. 46, n° 3/4, 2017.

## Renseignements supplémentaires

Les documents suivants ne sont pas mentionnés dans le présent document d'application de la réglementation, mais ils contiennent des renseignements qui pourraient être utiles aux lecteurs.

- Comité consultatif de la radioprotection, CCRP-17, *Rapport sur la dosimétrie externe professionnelle au Canada*, 1995.
- American National Standards Institute, ANSI/HPS N13.30-2011 (R2017), *Performance Criteria for Radiobioassay*, 2017.
- American National Standards Institute/Health Physics Society, ANSI/HPS N.13.4.1, *Criteria for Performing Multiple Dosimetry*, Washington, 1997.
- Becker, D. V., et coll., *Society of Nuclear Medicine Procedure Guideline for Thyroid Uptake Measurement*, Society of Nuclear Medicine, Version 2.0, Reston, Virginia, 1999.
- Birchall, A., M. Puncher, J. W. Marsh, K. Davis, M. R. Bailey, N. S. Jarvis, A. D. Peach, M. D. Dorrian et A. C. James, *IMBA Professional Plus : a flexible approach to internal dosimetry*, tiré de *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 125, n<sup>os</sup> 1–4, pp. 194–197, 2007.
- Christensen, P., H. W. Julius et T. O. Marshall, *Implication of New CEC Recommendations for Individual Monitoring for External Radiation Doses to the Skin and the Extremities*, tiré de *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 39, pp. 91–94, Oxford, 1991.
- Faulkner, K. et R. M. Harrison, *Estimation of Effective Dose Equivalent to Staff in Diagnostic Radiology*, tiré de *Physics in Medicine and Biology*, n<sup>o</sup> 33, Institute of Physics, Philadelphie, 1988.
- AIEA-TECDOC-869, *Assessment and treatment of external and internal radionuclide contamination*, Vienne, 1996.
- Kramer, G. H. et S. Yiu, *Examination of the Effect of Counting Geometry on I-125 Monitoring using MCNP*, tiré de *Health Physics*, vol. 72, n<sup>o</sup> 3, 1997.
- National Council on Radiation Protection and Measurements, rapport n<sup>o</sup> 122 du NCRP : *Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiation*, Bethesda, Maryland, 1995
- Reece, W.D., R. Harty, L. W. Brackenbush et P. L. Roberson, NUREG/CR-4297, *Extremity Monitoring: Considerations for Use, Dosimeter Placement, and Evaluation*, Nuclear Regulatory Commission des États-Unis, Washington, 1985.
- Rosenstein, M., et E. W. Webster, *Effective dose to personnel wearing protective aprons during fluoroscopy and interventional radiology*, tiré de *Health Physics*, vol. 67, pp. 88-89, Philadelphie, 1994.

## Séries de documents d'application de la réglementation de la CCSN

Les installations et activités du secteur nucléaire du Canada sont réglementées par la CCSN. En plus de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et de ses règlements d'application, il pourrait y avoir des exigences en matière de conformité à d'autres outils de réglementation, comme les documents d'application de la réglementation ou les normes.

Les documents d'application de la réglementation de la CCSN sont classés en fonction des catégories et des séries suivantes :

### 1.0 Installations et activités réglementées

Série	1.1	Installations de réacteurs
	1.2	Installations de catégorie IB
	1.3	Mines et usines de concentration d'uranium
	1.4	Installations de catégorie II
	1.5	Homologation de l'équipement réglementé
	1.6	Substances nucléaires et appareils à rayonnement

### 2.0 Domaines de sûreté et de réglementation

Série	2.1	Système de gestion
	2.2	Gestion de la performance humaine
	2.3	Conduite de l'exploitation
	2.4	Analyse de la sûreté
	2.5	Conception matérielle
	2.6	Aptitude fonctionnelle
	2.7	Radioprotection
	2.8	Santé et sécurité classiques
	2.9	Protection de l'environnement
	2.10	Gestion des urgences et protection-incendie
	2.11	Gestions des déchets
	2.12	Sécurité
	2.13	Garanties et non-prolifération
	2.14	Emballage et transport

### 3.0 Autres domaines de réglementation

Série	3.1	Exigences relatives à la production de rapports
	3.2	Mobilisation du public et des Autochtones
	3.3	Garanties financières
	3.4	Séances de la Commission
	3.5	Processus et pratiques de la CCSN
	3.6	Glossaire de la CCSN

**Remarque :** Les séries de documents d'application de la réglementation peuvent être ajustées périodiquement par la CCSN. Chaque série susmentionnée pourrait comprendre plusieurs documents d'application de la réglementation. Pour obtenir la plus récente [liste de documents d'application de la réglementation](#), veuillez consulter le [site Web de la CCSN](#).

## **Consultation Report: REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose***

### **Rapport de consultation: REGDOC-2.7.2, *Radioprotection Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle***

#### **Introduction**

REGDOC-2.7.2, *Dosimetry, Volume I: Ascertaining Occupational Dose* provides guidance for applicants and licensees on ascertaining occupational dose. It also provides guidance for making changes to dose-related information filed with Health Canada's National Dose Registry.

#### **Consultation process**

On April 24, 2019, a draft version of REGDOC-2.7.2, Volume I was issued for public consultation until July 19, 2019.

During the consultation period, the CNSC received 76 comments from 10 respondents: Bruce Power, Cameco Corporation, Canadian Nuclear Association, Canadian Nuclear Laboratories, Énergie NB Power, Nordion, Ontario Power Generation, Orano Canada Inc., Health Canada's Radiation Protection Bureau, and The Ottawa Hospital.

Comments received through the consultation were posted for feedback from August 14 to September 4, 2019. No comments were received during this second round of consultation.

After the RPR were published on November 25, 2020 in *Canada Gazette* Part II, the CNSC provided an additional review period to those who previously commented on the document, as well as Civil Society Organizations (CSOs) who had specifically

#### **Introduction**

Le REGDOC-2.7.2, *Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle* énonce l'orientation permettant aux demandeurs et aux titulaires de permis de déterminer la dose professionnelle. Il fournit également de l'orientation relativement à la modification des renseignements sur les doses déposés dans le Fichier dosimétrique national (FDN) de Santé Canada.

#### **Processus de consultation**

Une ébauche du REGDOC 2.7.2, tome I a été publiée aux fins de consultation publique du 24 avril au 19 juillet 2019.

Au cours de la période de consultation, la CCSN a reçu 76 commentaires de 10 répondants : Bruce Power, Cameco Corporation, l'Association nucléaire canadienne, Laboratoires Nucléaires Canadiens, Énergie NB Power, Nordion, Ontario Power Generation, Orano Canada Inc., le Bureau de la radioprotection de Santé Canada et l'Hôpital d'Ottawa.

Les commentaires reçus ont été affichés du 14 août au 4 septembre 2019 aux fins de rétroaction sur les commentaires. Aucun autre commentaire n'a été reçu.

Après la publication de la nouvelle version du RRP le 25 novembre 2020 dans la Partie II de la *Gazette du Canada*, la CCSN a accordé une période additionnelle de 45 jours pour l'examen du REGDOC-2.7.2, tome I à tous ceux qui ont formulé des commentaires lors de

requested an additional opportunity to comment. This targeted consultation was held from November 26, 2020 to January 11, 2021 and 12 additional comments were received from industry: Canadian Nuclear Association, Bruce Power, Nordion and Canadian Nuclear Laboratories. No comments were received from CSOs.

Following a request from industry commenters, CNSC staff held a meeting with industry representatives on March 10, 2021 to discuss outstanding issues.

All responses to stakeholder feedback on draft REGDOC-2.7.2, Volume I can be found in the comment disposition table included as part of the Commission Member Document package.

### **Key comments**

The following summarizes some of the key comments received throughout the consultation period and provides an overview of the CNSC's responses.

#### **Comment 1:**

Commenters requested further clarity between guidance and requirements throughout the document, including the appendices.

#### **CNSC staff response:**

The language in the document was reviewed and revised to clarify that the document consists of guidance, unless where a regulatory requirement is referenced.

#### **Comment 2:**

Commenters raised concerns about the section about ascertaining external doses to workers, in particular, on the methods for ascertaining and monitoring doses to the lens of the eye.

la première période de consultation et aux organisations de la société civile (OSC) qui avaient demandé une occasion supplémentaire de faire des commentaires. Cette consultation ciblée a eu lieu entre le 26 novembre 2020 au 11 janvier 2021. 12 nouveaux commentaires ont été soumis par des représentants de l'industrie : l'Association nucléaire canadienne, Bruce Power, Nordion, Laboratoires Nucléaires Canadiens. Aucun commentaire n'a été formulé par les OSC.

Pour donner suite à une demande des membres de l'industrie, le personnel de la CCSN a tenu un atelier le 10 mars 2021 pour discuter des questions en suspens.

Les réponses complètes aux observations des parties intéressées relatives au projet de REGDOC-2.7.2, tome I, figurent dans le tableau de réponse aux commentaires faisant partie de la trousse de documents à l'intention des commissaires.

### **Principaux commentaires**

Les principaux commentaires reçus lors de la période de consultation sont résumés ci-après, accompagnés des réponses de la CCSN.

#### **Commentaire 1**

Les commentateurs ont demandé plus de clarté entre l'orientation et les exigences dans tout le document, y compris les annexes.

#### **Réponse du personnel de la CCSN**

Le libellé dans le document a été examiné et révisé pour préciser que ce dernier offre une orientation, à moins qu'une exigence réglementaire y soit mentionnée.

#### **Commentaire 2**

Les commentateurs ont fait part de leurs préoccupations concernant la section sur la détermination des doses externes aux travailleurs, notamment les méthodes

Clarification was also requested with respect to the use of the National Dose Registry (NDR) to record doses to the lens of the eye.

**CNSC staff response:**

Regarding the methodologies for monitoring and recording of doses to the lens of the eye, CNSC staff provided the additional clarifications, and noted that the guidance provided aligns with the International Atomic Energy Agency's TECDOC 1731, *Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye*, which is referenced in the REGDOC.

CNSC staff clarified that the NDR database has fields for lens of the eye doses. However, dosimetry services are only permitted to report doses from licensed dosimetry methods to the NDR. Currently, no dosimetry service is licensed for lens of the eye dosimetry. During the meeting with industry on March 10<sup>th</sup>, CNSC staff clarified and reminded participants that licensees are required to record worker doses and report dose limit exceedances to the CNSC including lens of eye doses.

**Comment 3:**

Commenters requested clarification on how to implement the International Commission on Radiological Protection's (ICRP), Publication 103 (ICRP-103), recommendations, as they relate to ascertaining doses. In particular, reviewers asked about the use of the tissue and radiation weighting factors recommended in this ICRP publication. The values for these factors, from ICRP-103, have been adopted in the RPR, and have been used by the ICRP in

permettant de déterminer et de surveiller les doses au cristallin.

Ils ont aussi demandé des précisions sur l'utilisation du Fichier dosimétrique national (FDN) pour la consignation des doses au cristallin.

**Réponse du personnel de la CCSN**

En ce qui concerne les méthodes permettant de surveiller et de consigner les doses au cristallin, le personnel de la CCSN a fourni les explications supplémentaires demandées et a souligné que l'orientation fournie est conforme au document TECDOC-1731, *Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye* de l'Agence internationale de l'énergie atomique, qui est également mentionné dans le REGDOC. Le personnel de la CCSN a aussi précisé que le FDN comprend des champs pour la consignation des doses au cristallin; toutefois, les services de dosimétrie peuvent uniquement déclarer dans le FDN les doses mesurées à l'aide de méthodes de dosimétrie autorisées. À l'heure actuelle, aucun service de dosimétrie n'est autorisé à effectuer la dosimétrie au cristallin. Lors de la réunion avec l'industrie du 10 mars, le personnel de la CCSN a indiqué que les titulaires de permis sont tenus de consigner les doses reçues par les travailleurs et de signaler à la CCSN les dépassements de la limite de dose, y compris les doses au cristallin.

**Commentaire 3**

Les commentateurs ont demandé des précisions sur la façon de mettre en œuvre les recommandations de la publication 103 de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR 103), en ce qui concerne la détermination des doses. Plus particulièrement, les examinateurs ont posé des questions sur l'utilisation des facteurs de pondération pour les tissus et les rayonnements qui sont recommandés dans la publication de la CIPR.

the derivation of internal dose coefficients. They are also used in deriving compartment factors which are used to apportion external doses when workers wear more than one dosimeter. The ICRP has published a series of reports recommending updated internal dose coefficients, which are based on the ICRP-103 tissue and radiation weighting factors as well as updated modelling. Clarification was requested regarding the CNSC's expectations relative to the use of the revised dose coefficients and compartment factors.

#### **CNSC staff response:**

The REGDOC was revised to include clarification that updates to the ICRP internal dose coefficients are mainly due to changes in modelling and not the new tissue and radiation weighting factors. Licensees may continue to use existing dose coefficients until the ICRP has published all of the updated dose coefficients. The commenters indicated their agreement with the CNSC's dispositioning of these comments, at the March 10<sup>th</sup> meeting with industry.

The section on ascertaining external dose was reviewed to ensure consistency in terminology and to provide additional flexibility in the calculation methods as it relates to multi-badging and the application of compartment factors.

#### **Concluding remarks**

This project has undergone extensive stakeholder consultations. CNSC staff have carefully listened to all concerns and the

e-Doc 6423554

Les valeurs de ces facteurs, tirées de la CIPR 103, ont été adoptées dans le RRP et sont utilisées par la CIPR pour le calcul des coefficients de dose interne. Elles sont également utilisées pour le calcul des facteurs de pondération qui servent à la répartition des doses externes lorsque les travailleurs portent plus d'un dosimètre. La CIPR a publié une série de rapports recommandant des coefficients de dose interne actualisés, lesquels sont fondés sur les facteurs de pondération pour les tissus et les rayonnements de la CIPR 103 ainsi que la modélisation à jour. Les commentateurs ont demandé des précisions sur les attentes de la CCSN en ce qui a trait à l'utilisation des coefficients de dose et des facteurs de pondération révisés.

#### **Réponse du personnel de la CCSN**

Le REGDOC a été révisé de façon à préciser que l'actualisation des coefficients de dose interne recommandés par la CIPR est principalement attribuable aux mises à jour de la modélisation et non aux facteurs de pondération pour les tissus et les rayonnements. À ce titre, les titulaires de permis peuvent continuer à appliquer les coefficients de dose qu'ils utilisent actuellement jusqu'à ce que la CIPR ait publié tous les nouveaux coefficients de dose. Les commentateurs ont mentionné qu'ils sont d'accord avec la manière dont la CCSN a donné suite à ces commentaires lors de la réunion avec l'industrie du 10 mars.

La section liée à la détermination des doses externes a fait l'objet d'un examen pour s'assurer de l'uniformité de la terminologie et fournir une plus grande souplesse dans les méthodes de calcul liées au marquage multiple et à l'application des facteurs de pondération.

#### **Mot de la fin**

Ce projet a fait l'objet de vastes consultations auprès des parties intéressées. Le personnel de la CCSN a entendu les préoccupations et a

document has been modified, as appropriate.      modifié le document, au besoin.



**REGDOC-2.7.2, Volume I-Dosimetry: Ascertaining Occupational Dose / REGDOC-2.7.2, Radioprotection Dosimétrie, tome I : Détermination de la dose professionnelle**  
**Comments received from public consultation / Commentaires reçus dans le cadre du processus de consultation**

Comments received:

- Table A: public consultation period. (April 24 to July 19, 2019): 76 comments from ten (10) reviewers – **Comments 1 to 76**
- Feedback on comments period (August 14 to September 4, 2019): no comments were received
- Table B: Feedback period with industry and civil society organizations (November 26, 2020 to January 11, 2021): twelve (12) comments from five (5) reviewer – **Comments 77 to 88**
- Table C : Feedback from March 10, 2021 workshop with industry: 3 comments received – **Comments 89 to 91**

Commentaires reçus :

- Tableau A : période de consultation publique (du 24 avril au 19 juillet 2019) : 76 commentaires reçus de 10 examinateurs – **Commentaires 1 to 76**
- Période des observations (du 14 août au 4 septembre 2019) : aucun commentaire reçu
- Tableau B : Période des observations avec l’industrie et les organisations de la société civile (du 26 novembre 2020 au 11 janvier, 2021): douze (12) commentaires reçus de cinq (5) examinateurs - **Commentaires 77 to 88**
- Tableau C : Atelier avec l’industrie le 10 mars 2021: 3 commentaires reçus – **Commentaires 89 à 91**

**Table A : Public consultation period/ Période de consultation publique**

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
1.	General	The Ottawa Hospital	Will the 'Radiological Characterizations' referred to in both the External and Internal dosimetry sections be applied retroactively as a requirement to existing licenses upon renewal?	Noted, however no changes made. The content regarding “Radiological Characterisations” is guidance only. This guidance is intended for both existing licences as well as new licences.
2.	General	The Ottawa Hospital	Will licensed dosimetry services independently be changing their effective external dose calculations to use compartment factors, or will licensees be required to ensure these changes are made?	Noted, however no changes made. Unless there is an arrangement in place between the user and the licenced dosimetry service, normally compartment factors are applied by the licensee, as they would have better knowledge of the wearing location of multiple dosimeters. The change in compartment factor values, as described in section 5.3.1, was not intended to result in a change in the process of applying the values.
3.	General	Ontario Power Generation (OPG), Nordion, New Brunswick Power (NBPower), Canadian Nuclear Laboratories (CNL), Bruce Power	As currently written, this draft reads like a mix of a regulation, textbook and guidance document. This makes it very difficult to determine its purpose and what is required versus what is suggested. In its earlier forms, this document was clearly understood to be non-binding guidance for licensees. However, with the change to a REGDOC, there are now requirements in several “shall” or “must” statements. Confusingly, in a number of sections, examples or suggestions are mixed with regulatory commitments. This makes it difficult to differentiate between them. This lack of clarity has been found in other recent REGDOCs and is fueling a growing concern among licensees that CNSC inspectors will, perhaps unintentionally, use this ambiguity to treat guidance as defacto requirements. If the CNSC expects licensees to comply with <i>all</i> material in this	Agreed, the text has been revised. Language on requirements versus guidance has been clarified.  REGDOC-2.7.2 volume I provides guidance on how licensees may meet the legislated requirements in the RPR. The requirements are dictated by the RPR. Where the term “must” is used is when there is a direct linkage to a regulatory requirement. There continues to be one use of the term “shall” and this is in a direct quote from NSCA. “Should”, “may” and “can” statements are not requirements.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<p>document, industry has significant issue with the cost versus benefit associated with many of its “suggestions.” However, industry believes that is not the CNSC’s intent and the comments below assume that only “shall” or “must” statements are enforceable and are merely fleshed out with discussion on guidance, recommendations or best practices for licensees to consider.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Amend the REGDOC to make its purpose clear to all audiences and the differences between requirements and guidance distinct and unmistakable Return to the CNSC’s past, effective practice of using only “shall” statements to set requirements rather than “must” references closely tied to a series of “should” or “may” statements.</p> <p>While industry appreciates the CNSC’s efforts to provide suggestions to improve our already strong dosimetry programs, the overuse of examples and guidance can inadvertently create more confusion than clarity.</p> <p>Guidance is guidance and should be treated as such. Licensees would appreciate future drafts of this document to more clearly distinguish between what is required and what is suggested.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p> <p>Compliance is best achieved when licensees and CNSC inspectors have a common understanding of what is truly obligatory and what is meant as an option for licensees to consider.</p> <p>Many of the statements in this draft offer singleton solutions to items that have other technically-supported ways of being answered. To be successful, licensees need to be able to manage their operations in ways that satisfy their individual needs and meet the CNSC’s requirements. Otherwise, extensive time and effort could be expended to have things done only one way with no corresponding benefit to nuclear safety.</p>	In particular Sections 2 and 4 have been revised to remove “textbook:” like wording and better delineate clarifications, guidance and requirements.
4.		OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce), CNA	<p>Contrary to the Regulatory Impact Analysis Statement for the Radiation Protection Regulations as published in the Canada Gazette I, the details of how radon progeny are to be calculated in effective dose are not in draft REGDOC-2.7.2.</p> <p>This is a significant omission.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Include the effective dose calculation in the REGDOC- or the amended regulations. This allows a clear process to comment on any proposed changes to the dose conversion factor from exposure (WLM) to dose (mSv). Specifically, industry recommends the dose conversion factor between WLM and mSv be defined in the regulations.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p> <p>The removal of how radon progeny is calculated from the regulations (and REGDOC) means that there is no certainty of a transparent process being used to assess potential changes. Given that how radon progeny is included in the effective dose calculation is fundamental to the determination of whether the dose limits are being met, there is a need for transparency on both the actual calculation and the process for changes.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The example will be added in the new Appendix G.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
5.	1.3	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Industry believes clarity can be added to the 3rd bullet, specifically that radon progeny dosimetry should apply to exposures occurring as a direct result of a CNSC licensed activity, such as exposures to radon and radon progeny in uranium mining and milling, as stated in draft <i>REGDOC 2.7.1, Radiation Protection</i>.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Amend to read. "... requires every licensee to ascertain and record the magnitude of exposure to radon progeny where applicable...</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>This is a direct quote from the <i>Radiation Protection Regulations</i>.</p> <p>Section 10 of the GNSCR, and guidance provided in REGDOC-2.7.1 addresses licensees concerns.</p>
6.	2.2 and 2.3	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>Section 8 of the RPR requires licensees to use licensed dosimetry services to measure and monitor doses received and committed by NEWs who have a reasonable probability of receiving an effective dose greater than 5 mSv per one-year dosimetry period.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>2.2.1 - direct monitoring, 2.2.2 - indirect monitoring and 2.3 - dose modeling. Section 2.3 should be renumbered subsection 2.2.3, as it is referred to under the heading 2.2. This is important because sect 2.4 states "If effective doses are not expected to exceed 5 mSv per one-year dosimetry period, licensees may choose to use licensed dosimetry services or to determine doses using other dosimetry methods outlined in section 2.2. As currently written, this would exclude dose modelling.2.</p>	Agreed, the text has been revised.
7.	2.4	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The magnitude of the component of each source should determine if an LDS is needed, not the technology being used. In addition, the controls for the different components (e.g. RnP, LLRD, gamma) are independent of monitoring technologies. These should not be linked</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Remove the final sentence so the 2<sup>nd</sup> paragraph reads, "Licensed dosimetry should also be used for any components that are a significant contribution to effective doses to workers (e.g. &gt; 1 mSv/year)- <del>In cases where a dosimetry device measures more than one source of radiation (e.g., a personal alpha dosimeter for radon progeny and long-lived radioactive dust), these should be treated as a single component for the purposes of determining dosimetry requirements.</del></p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p> <p>The technology used to measure a source of radiation does not impact the magnitude of that source. Linking the two through an LDS requirement implies the magnitude of exposure is also linked. This requirement could force licensees and vendors to abandon technologies where not all components have an LDS.</p> <p>In addition, there is no credit given for the widespread use of LDS for gamma. That component typically has an LDS. Therefore, it is the remaining components that should be assessed to determine if addition requirements are necessary for those components.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The text requested to be deleted is a departure from existing guidance in G-91. The measurement method and source should not be linked.</p> <p>Please note, guidance on decision-making for use of LDS is provided in REGDOC-2.7.1 and therefore this section has been rewritten to refer to that REGDOC.</p>
8.	2.4	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Industry believes there should be flexibility around the phrase "...expected to contribute the most ...". In the 4<sup>th</sup> sentence</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Amend the sentence to allow for technically justified surrogates.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note, this text now pertains to section 2.3, and is further addressed in REGDOC-2.7.1.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<b>Clarification</b>	See also the disposition to comment #9.
9.	2.4	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>2.2 states: "Dosimetry methods to ascertain occupational doses can be classified in three general categories: direct monitoring, indirect monitoring and dose modelling."</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>The proposed amendments to the RPR, as well as the proposed revision to REGDOC 2.7.1 have added an additional criteria under which a licensed dosimetry service should be used, namely: - an equivalent dose to the skin, or to the skin of the hands and feet, that is greater than 50 mSv in a one-year dosimetry period. The text should be aligned with the finalised version of the RPR.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note, this text now pertains to section 2.3.</p>
10.	2.5.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Footnote 3 indicates that the "NDR also includes doses received by foreign workers; however, these analyses are not used for analyses of the NDR data.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Clarify :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Whether this will include lens of the eye dosimetry data</li> <li>- How the differences in eye lens dosimetry requirements will be reflected in this database</li> <li>- How Health Canada will be able to notify the CNSC of any records indicating that a dose limit for a NEW has been exceeded if the records are incomplete for workers of foreign origin</li> </ul> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The NDR can accept lens of eye dose records, but have no records currently since only licenced dosimetry services may input data into the NDR and there are currently no LDS for lens of eye.</p> <p>The NDR informs the CNSC when a dose limit is exceeded based on the data available in the NDR.</p>
11.	4	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>As per comment #1, clarity is needed around the final sentence of the 1st paragraph, which says, "Radiological characterization <i>should</i> include, for all locations in a facility:" followed by a set of bullet points. The language is prescriptive and does not read as guidance, or a suggestion.</p> <p>In addition, characterization for "all locations in a facility" is not reasonable. There may be many areas within a facility, e.g. offices, clean shops, etc., with no radiological source term and there is no benefit in characterizing or monitoring these areas.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Clarify whether the bullets are required or whether the "should" statement means there is latitude for licensees.</p> <p>Clarify that only locations where licensed activities are occurring should be characterized.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The "should" statement does mean that there is latitude for licensees.</p> <p>Also, the text "all locations" has been deleted, since the introductory sentence to the paragraph specifies "where a licensed activity is being carried out".</p> <p>See also the disposition to comment #1.</p>
12.	4.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>"Alpha" is not in the title of this subsection, but is referenced in the 2<sup>nd</sup> paragraph.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Amend the title to read, "4.1 Photon, beta, alpha and electron radiation"</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note this text has been deleted to address comment 3.</p>
13.	4.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Industry believes clarity can be added to the 3rd paragraph since beta radiation does not pose a risk to the lens of the eye if energy is &lt; 700 keV.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note this text has been deleted to address comment 3.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<b>Suggested Change</b> Amend the 2nd last sentence of the 3 <sup>rd</sup> paragraph to read, "They pose a potential risk to the skin and the lens of the eyes (if beta energy is > 700 keV)." <b>Clarification</b>	
14.	5	Health Canada - Radiation Protection Bureau	...If necessary, the dosimeter can be placed in carry-on baggage. The doses from carry-on baggage x-ray machines are not as significant. <b>Suggested Change</b> Suggest adding "However, should a dosimeter in carry on baggage spend an extended period of time in the baggage scanner, this should be noted in case a spurious dose is reported."	Noted, however no changes made. Dosimeters should not be transported in checked or carry-on baggage. Airport security (nationally and internationally) are implementing new carry-on baggage scanners that use CT technology, therefore scanning a dosimeter as either checked or carry-on baggage can results in a non-personal dose being recorded. The section recommends carrying or wearing the dosimeter through the security checkpoint.
15.	5	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	Industry has concerns with the line in the 4 <sup>th</sup> paragraph on page 10, which reads, "At least one control dosimeter should be kept in each dosimeter storage area during the wearing period." <b>Suggested Change</b> Amend to read, "At least one representative control dosimeter of the same type should be kept in each dosimeter storage area during the wearing period". <b>MAJOR Impact on Industry</b> To correct for non-occupational doses, the same type of representative dosimeter needs to be used for personal dose monitoring.	Agreed, the text has been revised.
16.	5.1.1	Health Canada - Radiation Protection Bureau	When the detector's atoms release some of their electrons. <b>Suggested Change</b> It's somewhat inaccurate to say that atoms release their electrons; consider something like, " some of the electrons in the crystalline detector material are left in excited states."	Agreed, the text has been revised. Please note this text has been deleted to address comment 3.
17.	5.1.2	Health Canada - Radiation Protection Bureau	The major difference being that luminescence is produced by a light beam rather than by heat. <b>Suggested Change</b> This is unclear. To use terminology consistent with the last section, consider rewording as follows: "...light, rather than heat, provides the energy required to return the excited electrons to their ground state, producing luminescence proportional to the absorbed dose."	Agreed, the text has been revised.  Please note, this text now pertains to section 5.1.1.
18.	5.1.5	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	Portable neutron survey meters are calibrated for a specific dose conversion coefficient. This is a large problem because that coefficient varies over two orders of magnitude. <b>Suggested Change</b> Insert a note into the section to say neutron energies must be well known for neutron survey meters or set for a conservative value of dose conversion rate. <b>Clarification</b> Without clarification, neutron survey meters could be improperly deployed.	Agreed, the text has been revised.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
19.	5.3.1, Table 2	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Flexibility is necessary if new recommendations/changes are minor in nature and do not improve safety. The compartment factors presented in Table 2 of this draft imply the factors used to calculate WB effective dose when wearing a head and trunk dosimeter are 0.12 and 0.88, respectively. Current factors used by some licensees for head and trunk dosimeters are 0.11 and 0.89, respectively.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Include some flexibility in the REGDOC to allow licensees to continue using the factors 0.11 and 0.89 for head and trunk</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p> <p>The changes made in the REGDOC are relatively small in dose consequence but will require significant resources to revise procedures, update training and replace software for calculations. The change is not commensurate with the safety benefit.</p>	Agreed, the text has been revised.
20.	5.5	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>There is no technical basis provided for 15 mSv/year regarding lens of the eye dosimetry.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p><del>Amend the final paragraph on page 16, to read, “If doses to the lens of the eye have a reasonable probability of exceeding 15 mSv per year, direct monitoring with a passive dosimeter should be carried out. The operational quantity measured (Hp(3), Hp(10) or Hp(0.07)) will depend on the exposure situation, which should be assessed as part of the workplace hazard assessment.”</del></p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p> <p>The technical basis for this 15 mSv level is not explained. The proposed dose limits provide the framework. The addition of this requirement for a direct measurement should be removed and licensees will determine whether a direct measurement is required or not to maintain exposures below the regulatory limits.</p>	Agreed, the text has been revised.
21.	5.5	The Ottawa Hospital	<p>Section 5.5 specifies that, when required, LOE dose can either be measured by Hp(3) dosimeter <b>near the LOE</b> or Hp(10)/Hp(0.07) dosimeter <b>near the eye or on other parts of the body</b>. Hp(3) dosimeters at the neck-level (e.g. near the eye, but not specifically near the LOE) are common among many existing wearers and would likely produce a good estimation of LOE dose. This section should be edited to clarify whether neck-level Hp(3) dosimeters are suitable measurement tools for at-risk workers exposed to weakly penetrating or non-uniform fields.</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Hp(3) dosimeters are calibrated on a phantom that is representative of a head, and therefore should be worn as close to the LOE as possible. The placement of the dosimeter should be assessed and should be located where it would receive the highest dose (e.g., left side of the left eye, right side of the right eye, centre of the forehead, etc.). The technical basis for determining where LOE dosimeters are worn must be documented and justified.</p>
22.	5.5 and 6.1.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>There is no dosimetry method reasonably accessible to licensees capable of accurately measuring dose to the lens of the eye in mixed beta and gamma radiation fields. Eye lens dosimeters tend to be overly responsive to beta. Also, surrogate measurements are overly conservative.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Clarify how lens of the eye dose should be measured / calculated.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>Section 5.5 and Appendix A provides guidance on estimating dose to the LOE using surrogate methods (e.g. Hp(0.07) and Hp(10)).</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
23.	5.5, last para	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>If eye shielding is used, the dosimeter should be placed such that the shielding will be accounted for.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Unclear what "be accounted for" means here. May be clearer to say that the dosimeter should be placed between any material that might provide shielding and the eye, e.g., behind safety glasses, if worn?</p>	Agreed, the text has been revised.
24.	5.6	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Use of the maximum measured dose rate is not an appropriate method for estimation of dose. By definition, it overestimates the dose to workers as they are rarely, if ever, in the maximum dose rate for the entire time.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>If the intent is dosimetry, industry recommends removing the statement requiring use of "the maximum." Doses should be accurate, not conservative.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p> <p>There is potential for significant dose overestimation.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note, it is more appropriate to specify that the neutron survey meter should be placed where the potential for neutrons exist. This is reflected in the revised section 5.6.</p>
25.	5.6	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>It is impractical to implement the final sentence in the draft, which currently reads, "If neutron fields are non-uniform, personal dosimeters that measure Hp(10) from neutron radiation may be worn near the eyes to provide a conservative estimate for dose to the lens of the eye. Note that this is in addition to neutron dosimetry used to monitor dose to the whole body."</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Remove this reference from the REGDOC</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The sentence remains in the REGDOC and has been corrected.</p>
26.	6	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>In the 1st sentence, <i>RPR</i> is in italics. Is this intentional, or just a typo?</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Remove the italics for RPR</p> <p><b>Clarification</b></p>	Agreed, the text has been revised.
27.	6.2 and 7	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Licensees have practical concerns with passages in both sections that suggest current information published by the ICRP should be used. Software (such as IMBA) that incorporates the most recent ICRP recommendations significantly lags the publication of those recommendations, which creates significant challenges for licensees to implement and update programs.</p> <p>Specifically,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Section 6.2 says, "The latest dose coefficients published by the ICRP should be used when available." As indicated, this would require significant time and resources to implement.</li> <li>Section 7 reads, "When such data are not available, the values may be obtained from current ICRP publications and should be based on conservative assumptions of solubility." The reference to "conservative assumptions" is not appropriate.</li> </ul>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Section 6.2: The recommendation to use the most recent ICRP dose coefficients for external dose calculations (using models) is removed, as the difficulties in implementation are understood, e.g., the availability of software using the new ICRP dose coefficients. However, the overall method of ascertaining external doses based on models should be acceptable to the CNSC.</li> <li>Section 7: Since not all of the new ICRP internal dose coefficients are presently available, the text is revised to state that default ICRP values may be used when site specific characteristics of the materials are not known.</li> </ul>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<ul style="list-style-type: none"> <li>Footnote 8 in Section 7 states “ICRP Publications 119 or more recent publications when published”</li> </ul> <p><b>Suggested Change</b> For future drafts of the REGDOC, the CNSC is encouraged to:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Recognize the practical challenges licensees face to obtain the most current ICRP information owing to software limitations. It can be several years before there are computational tools available to incorporate the newest versions.</li> <li>Consequently, decide on now best to adopt new ICRP guidance and allow licensees a transition period for implementation.</li> <li>Note that dose conversion factors referenced in Section 7 should be based on ICRP defaults when site-specific solubility is not known, not the “conservative assumptions.”</li> </ul> <p><b>Clarification</b></p>	<p>ICRP Publication 119 is the recommended reference for default ICRP data. The footnote is modified to reflect this recommendation.</p>
28.	6.2	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The final sentence in this section cites “the CNSC’s Radionuclide Information Booklet” but gives no proper reference to it.</p> <p><b>Suggested Change</b> Include a proper reference to the booklet in the REGDOC’s reference page.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The booklet has been added to the Reference section. The hyperlink will take the reader to the booklet’s webpage and the PDF of the most up to date version. The CNSC’s RIB is also cited in the References of the REGDOC, and is available on the CNSC website.</p>
29.	6.3	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The final bullet point in this section contains a new requirement since only licensed activities listed in a dosimetry service licence are required to be reported to the NDR. Assessing dose from skin contamination events is performed and dose records are maintained in licensees’ system. Currently, dose change requests are required only for doses previously reported to the NDR. The licensee may be able to assess the equivalent dose within routine NDR reporting cycles.</p> <p><b>Suggested Change</b> Clarify whether the NDR will identify these records different from the records that are submitted arising from TLDs. If yes, then DCR not required.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, and the text has been removed. However, CNSC note that any licensee can submit a dose change request to the CNSC, including a request for dose to be added to a worker’s dose of record in the NDR.</p> <p>CNSC staff note that the NDR does not identify doses incorporated in the NDR from dose change requests differently from records submitted from licensed dosimetry.</p>
30.	6.3.3	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Industry has concerns with the 5th sentence, which indicates the process for measurement of skin contamination places “the detector as close to the skin as possible without direct contact.” This is an issue because then dose rates cannot account for air attenuation or even geometry without a <u>known</u> distance.</p> <p><b>Suggested Change</b> Amend the sentence to read, “The measurement should be taken with the detector placed to a as close, known distance to the skin (e.g. 0.5 cm) as possible without direct contact.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b> Calculation of accurate skin dose requires a controlled geometry.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p>



#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
31.	6.3.3	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Industry believes the final sentence could be clarified since radiation safety officers are not required in most cases.</p> <p><b>Suggested Change</b> Amend the final sentence to read, “The radiation safety officer or equivalent radiation protection authority should be consulted for specific guidance.”</p> <p><b>Clarification</b></p>	Agreed, the text has been revised.
32.	6.3.4	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The area assumed for contaminated skin must be 1 cm<sup>2</sup> for dose purposes, as per the Radiation Protection Regulations</p> <p><b>Suggested Change</b> Correct the formula to only allow the highest contaminated 1 cm<sup>2</sup> area of skin.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b> The REGDOC does not conform to the <i>Radiation Protection Regulations</i>.</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The <i>Radiation Protection Regulations</i> specify that when the skin is unevenly irradiated, the equivalent dose received by the skin is the average equivalent dose over the 1 cm<sup>2</sup> area that receives the highest equivalent dose. This requirement applies, as well as the guidance provided in the REGDOC.</p>
33.	6.3.4, Table 4	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>As per comment #1, it is unclear if the CNSC is mandating the use of these DCFs in dose assessment.</p> <p><b>Suggested Change</b> Confirm this is a suggestion/recommendation and not a requirement.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The dose conversion factors (DCF's) in Table 4 are recommended but not mandatory.</p>
34.	7	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The formula provided in this section does not apply in all circumstances. In fact, it will not apply if a NEW of the age of 17 has an ingestion of radionuclides, which is legal in the federal jurisdiction. All provinces appear to allow even younger NEWs.</p> <p>In addition, there is an inconsistent use of the sub-script in the ALinh formula in this section. The subscript, ein should be written as <math>e_{inh}</math>.</p> <p><b>Suggested Change</b> Amend the formulae to conform to all relevant regulations. Use the subscript <math>e_{inh}</math></p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b> The REGDOC does not confirm to all relevant regulations, including the <i>Radiation Protection Regulations</i>.</p>	<p>Agreed the text has been revised.</p> <p>Specifically, a footnote will be added at the end of the 2<sup>nd</sup> paragraph of section 7: For persons that are less than 18 years of age, the committed equivalent dose is the equivalent dose received by an organ or tissue from a radionuclide from the time of intake to age 70 years.</p> <p>And another footnote to be added at the end of the 3<sup>rd</sup> paragraph: For persons that are less than 18 years of age, the CED is the effective dose received from the time of intake to age 70 years.</p> <p>The typographical error was fixed: in eq. #5.</p>
35.	7, equation 5	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p><math>e_{in}</math></p> <p><b>Suggested Change</b> Recommend to change to <math>e_{inh}</math> for consistency</p>	Agreed, the text has been revised.
36.	7	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Licensees believe the final paragraph should reflect the ICRP 103 breathing rate of 1.1 m<sup>3</sup> per hour.</p> <p><b>Suggested Change</b> Amend to read, “The derived air concentration (DAC) is the concentration of a radionuclide in air, that when inhaled at a breathing rate of 1.12 m<sup>3</sup> per hour for 2,000 working hours per year, results in ...”</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>ICRP Publications 103 and 130 define the DAC based on a breathing rate of 1.1 m<sup>3</sup>/hour.</p> <p>As a result of this change, equation #7 is changed as follows:</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<b>Clarification</b>	$DAC \left[ \frac{Bq}{m^3} \right] = \frac{ALI_{inh} [Bq]}{2,200 [m^3]}$
37.	8	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Licensees seek clarity on the following passage and associated bullets: “The radiological characterization relating to internal dosimetry and bioassay should provide a comprehensive description of the nature, extent and variability of surface contamination, airborne radioactivity and other potential sources of intakes, as appropriate, at all work locations.</p> <p><u>Including:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• their chemical forms and related respiratory tract clearance types</li> <li>• the particle size (e.g., expressed as the AMAD), if applicable”</li> </ul> <p><b>Suggested Change</b> Please clarify what is applicable/ appropriate. Determining chemical forms, particle size, clearance types is not generally practical.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>For certain parameters it is appropriate to apply default values.</p>
38.	9.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Industry has significant concern with the 2<sup>nd</sup> sentence in the 3<sup>rd</sup> paragraph on page 27, which reads, “Urine bioassay programs designed for the purpose of dosimetry should be designed ... to collect and analyze samples collected over a period of 24 consecutive hours.”</p> <p><b>Suggested Change</b> Remove this statement.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b> This recommendation places significant burden on the licensee around submission and collection of samples. More sensitive test methods should permit analysis of smaller volumes and correction to Reference Person models for the purposes of screening, and urine volume corrections made where appropriate/required.</p>	<p>It is acknowledged that 24-hour urine samples, although ideal may not always be feasible or be the most effective approach. The text in the 2<sup>nd</sup> paragraph on page 27 has been modified accordingly.</p>
39.	9.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Industry seeks clarity on the use of the phrase “chemical toxicity associated with nuclear substances...” in the 2<sup>nd</sup> sentence of the 1<sup>st</sup> paragraph.</p> <p>Chemical toxicity is commonly the domain of conventional safety, not radiation protection. It is <u>not</u> feasible to use activity measurements/monitoring to verify protection from chemical toxicity.</p> <p><b>Suggested Change</b> Amend the sentence to read: “More specifically, individual intake monitoring aims to ascertain workers’ doses, to serve as an indicator of potential intake, <del>to verify that workers are adequately protected from the chemical toxicity associated with nuclear substances</del>, and overall, to support the licensee’s radiation protection program.”</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The intent of reference to chemical toxicity in the 1<sup>st</sup> paragraph of section 9.1 was to introduce the concept of uranium in urine bioassay measurements which may be ascertained to verify that toxicity thresholds are not exceeded while also providing a source of input into the dose assessment in routine monitoring programs. The topic is discussed in Appendix F, and it may be sufficient to keep this discussion only in the context of uranium in urine bioassay. The 2<sup>nd</sup> sentence of the 1<sup>st</sup> paragraph of section 9.1 has been modified accordingly.</p>
40.	9.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The last two bullets are indented on page 27. Though just a typo, it implies that creatinine concentration measurement alone must be combined with normalization by specific gravity.</p> <p><b>Suggested Change</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			Align the list so all bullets appear to carry equal importance. <b>Clarification</b>	
41.	9.1.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	The 2nd last sentence in this section should read as 1mSv/year. <b>Suggested Change</b> Amend to read, "The criterion set for the bioassay participation is 1 mSv /year. <b>Clarification</b>	Agreed, the text has been revised.
42.	9.1.1	Health Canada - Radiation Protection Bureau	Routing monitoring programs should ensure that annual CEDs to workers of 1mSv... <b>Suggested Change</b> Consider adding a bullet point or comment about the chemical toxicity of compounds such as U, as mentioned in a later section.	Noted, however no changes made. Please note, chemical toxicity is discussed in appendix F as it does not align with the scope of this section. Section 9.1.1 addresses qualifying factors for bioassay.
43.	9.1.1	Health Canada - Radiation Protection Bureau	...workers handling the activities in table 6 should participate in a bioassay program. <b>Suggested Change</b> Recommended change: ...workers handling the activities in table 6 should participate in a routine bioassay program.	Agreed, the text has been revised.
44.	9.1.5	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	The cited formulae for MDA are only correct if data is Gaussian, which leads industry to question whether the formulae are correct for low counts. Licensees recognize the true equations are complicated. However, applying these Gaussian equations results in errors greater than 10% when background (blank) counts are less than 3 counts. This would also imply the CNSC accepts a 14% deviation between the Poisson discrete counting and the Gaussian approximation for nominal alpha counting. <b>Suggested Change</b> Licensees strongly encourage the CNSC to review the formulae for MDA to ensure it is appropriate for low-level counting. The Gaussian formula is more sensitive to errors at low background levels than the MDA formula. The Poisson version should be included. <b>MAJOR Impact on Industry</b> The result of using equations that are not appropriate for low-level counting is magnified the lower the background levels. If not described correctly, alpha detection by licensees will be inadequate. Please see MARLAP Attachment 20A <i>Low-Background Detection Issues</i> .	Noted, however no changes made.  The MDA is adequate for most applications, and is presented in the REGDOC as guidance; it is not mandatory to use the formula. Text is added however to clarify that the formula may not be applicable to low counts.
45.	9.1.5	Health Canada - Radiation Protection Bureau	The MDA is defined as follows (when the sample or subject count time is different than the background count time). <b>Suggested Change</b> :...count time is different than the background count time)	Agreed, the text has been revised.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
46.	9.2	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Industry believes clarity is needed for the following parts of this section:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- As currently written, there is a poor correlation in the 3<sup>rd</sup> paragraph between personal air sampler (PAS) and static air sampler (SAS) and a poor correlation between SAS and bioassay. The text establishes that SAS results should be used with caution, but the caution is then extended to PAS without a logical connection.</li> <li>- In the 6<sup>th</sup> paragraph, specific international standards/guidelines should be cited in the passage “The calibration methods should be based on a current method recommended by the American Conference of Governmental Industrial Hygienists or the U.S. Occupational Health and Safety Administration.</li> <li>- In the 7<sup>th</sup> paragraph, a minor edit would clarify the intent.</li> </ul> <p><b>Suggested Change</b> For clarity:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- In the 3<sup>rd</sup> paragraph, remove PAS so it reads, “SAS and PAS results should be used with caution...”</li> <li>- Revise the 6<sup>th</sup> paragraph to include specific document number(s).</li> </ul> <p>Amend the 7<sup>th</sup> paragraph to read, “The licensee should demonstrate that the air sampled is representative of breathing zone air when the <del>whenever one or more of the following conditions exist:</del> (i)-personal air samplers are not worn within 30 cm of the worker’s head and one or more of the following conditions exists: (ii) the workers’ doses will be ascertained on the basis of air monitoring, and/or (iii) annual exposures are likely to exceed 100 DAC-hours (or the annual CED resulting for inhaled radionuclides is likely to exceed 1 mSv).”</p> <p><b>Clarification</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Agreed, the text has been revised with regards to the 3<sup>rd</sup> paragraph. ICRP Pub. 130 cautions against the use of SAS as a measure of a single intake by an individual and recommends the use of individual monitoring data over PAS results when feasible, which is now reflected in section 9.2 of the REGDOC.</li> <li>- Noted, however no changes made with regards to the 6<sup>th</sup> paragraph. The same text appears in REGDOC 2.7.2 Vol. 2 without specific documents referenced. Up to date guidance from these organisations is available.</li> <li>- Agreed, the text has been revised with regards to the 7<sup>th</sup> paragraph.</li> </ul>
47.	10.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Clarity is sought for the following: Is the statement that the IL should not exceed 5 mSv accurate? The document earlier states measurement is required where the potential for dose exceeds 1 mSv.</p> <p><b>Suggested Change</b> The disconnect between the IL statement here and what is required for potential dose should be corrected.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The text now reflects the investigation level concept, in particular:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) that licensees may determine the dose level at which investigations should be carried out</li> <li>2) this dose level should not exceed 5 mSv/year, and should reflect levels of exposure at the facility with exceedances of the IL representing a departure from normal conditions</li> <li>3) when doses are generally low and the processes well known ILs may be selected on the basis of experience, so that exceeding an IL would be a departure from normal conditions and would warrant an investigation.</li> <li>4) ILs should apply in situations where the radionuclide composition is well known</li> <li>5) When the probability of an intake in one year is low, it is appropriate to set an IL on the basis of a dose per intake, otherwise, when the probability of</li> </ol>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
				intake in a year is higher, the IL should be set on the basis of a pro-rated annual dose, as described by equation 13 of the REGDOC.
48.	11	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The basis for the recommendation to modify <math>f_r</math> and <math>S_s</math>, but not <math>S_r</math>, to get a proper fit is unclear. Generally, the ICRP 66 factor that should not be altered is <math>f_1</math>, not the material solubility parameters. Is there a typo in this section? Industry recognizes this is a way to change the fit, however, there are other parameters and factors that can be varied (e.g. intake time, intake pathways, etc.) that would appear to be more appropriate to start with.</p> <p><b>Suggested Change</b> Add further referencing and/or justification for this method or consider revision.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Guidance is revised to also include varying the time of intake and intake pathway. Also the basis for not altering <math>s_r</math> is provided, which is from Reference 21 (Castellani et al, 2013), step 5.16 on page 84 of the reference.</p>
49.	11 & 14	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The use of the word “intake” appears to be applicable to both the terms “intake” and “uptake” in ICRP 119.</p> <p><b>Suggested Change</b> Please confirm if industry’s understating <math>I_s</math> is correct.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>ICRP 119 defines uptake as “Activity that enters the body fluids from the respiratory tract, gastrointestinal tract, or through the skin.” However, the term intake in the REGDOG and in ICRP document means activity taken into the body from the environment.</p>
50.	13	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>There are exceptions in which intakes of certain nuclear substances (such as <math>^{35}\text{S}</math>, <math>^{125}\text{I}</math>, <math>^{131}\text{I}</math> and tritiated water)</p> <p><b>Suggested Change</b> Consider adding I-123 and I-124 to the list assuming that it is the chemical form that causes Infant to receive a high dose</p>	Agreed, the text has been revised to cover all radioiodines.
51.	14	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Step 4 of the steps for monitoring a contaminated wound states that equivalent dose to the skin should be ascertained from measurements of contamination in the wound.</p> <p>While this is part of the input data, it is not the only input and for some radionuclides may not be overly useful.</p> <p><b>Suggested Change</b> Amend Step 4 to say the equivalent dose to the skin should be determined using data from Steps 2 and 3.</p> <p><b>Clarification</b> The direction is not appropriate for all radionuclides.</p>	Agreed, the text has been revised.
52.	14	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The formula <math>I \times e_{inj}(50)</math> is not applicable for a NEW below the age of 18.</p> <p><b>Suggested Change</b> Include a footnote to remind readers this formula applies to 18 years and older (NEW) consistent with Radiation Protection Regulations and ICRP.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>It is understood that the CED from an intake by a 17-year old NEW is integrated to age 70 years (the integration period being equal to 53 years). The additional integration period of 3 years will add an additional few percent to the CED as compared to a 50 year integration period and will apply to long-lived and tenaciously retained radionuclides only. CNSC staff accept the application of a 50-year commitment period for the 17-year old NEW, however licensees may derive 53-year integrated dose coefficients for their purposes.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
53.	14, Table 11	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>No units are cited.</p> <p>Also, it's unclear whether or not wound dose assessment must be performed using NCRP Report 156 recommendations or other models.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Cite the units, which reviewers suppose are Sv/Bq intake?</p> <p>Confirm if wound dose assessment must be performed using NCRP Report 156 recommendations or other models.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The application of the NCRP-156 model is a recommendation however licensees may propose other models that may be better suited to their particular case.</p>
54.	15	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>The following steps describe the general process for a licensee to request a change to a dose record filed with the NDR:</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>The steps following could be in bullet form for clarity.</p>	Agreed, the text has been revised.
55.	15	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>If the CNSC approves the requested change, the dose information change request form is sent to the dosimetry service provider; a copy of the form is also sent to the worker, the licensee contact and the NDR; and the dosimetry service provider is responsible for notifying the NDR of the change.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Wouldn't sending the change request form from the CNSC to the NDR notify the NDR? Requiring the dosimetry service provider to also notify the NDR seems like a duplication in steps.</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The LDS must make the change with the NDR. The letter is only the written approval from the CNSC for the LDS to make the change to the dose record in the NDR.</p>
56.	15	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>The licensee submits to the CNSC the investigation report and the dose information change request form, which includes details of the change(s) to be made.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>The change request form is mentioned in this section. A reference to where this form can be obtained should be added.</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>The dose information change request form will be posted on the CNSC website with the REGDOC.</p>
57.	Table A.1	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>Column - operational quantity to be used</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Although not required, it may also appropriate (even optimal) to use Hp(3) in some of these cases. The column heading (Operational quantity to be used) is prescriptive. (See Fig. 1 in Behrens, Monitoring the Eye Lens, IRPA 13, <a href="http://www.ptb.de/en/org/6/63/f_u_e/ts7e_3.pdf">http://www.ptb.de/en/org/6/63/f_u_e/ts7e_3.pdf</a>)</p>	Agreed, the text has been revised.
58.	Appendices	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>As per comment #1, the appendices in this draft REGDOC are overly prescriptive. Often, it is difficult to decipher what is required versus suggested.</p> <p>In general, requirements should not appear in appendices if they have not already identified in the main text of the document.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Review all appendices and ensure the differences between requirements and guidance is distinct and unmistakable</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The appendices have been reviewed to clarify what is presented as guidance.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			Many of the statements are offering singleton solutions to things that have other technically supported ways of answering. Extensive time and effort needed for no reason to have things done only one way. Makes document hard to critique because could be major implications or none.	
59.	Appendix B.1 & E.2.1	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The potential intake fraction does not mention the role and place of respirators in reducing intakes. Most intakes are further protected by the donning of respiratory protection. Without this factor, the PIF is significantly reduced in effectiveness.</p> <p><b>Suggested Change</b> Include a note on respirator factor equal to the reciprocal of the respirator's protection factor.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b> Most intakes are further protected by the donning of respiratory protection. Without this factor, the PIF is significantly reduced in effectiveness.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>When estimating the PIF, account may be taken of the protection afforded by respiratory protection.</p>
60.	Table A.2	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>Column heading - Does eye shield absorb beta radiation?</p> <p><b>Suggested Change</b> This may not be a yes/no question, as even regular protective eyewear will reduce beta dose rates</p>	<p>Noted, however no changes made.</p> <p>It is a yes/no answer, and if the eye shield does not absorb all beta radiation, then Hp(3) should be worn under the eyewear, or as close to the LOE, as recommended.</p>
61.	Appendix C.5	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The provided curves in Figures C-1 and C-2 are not normalized to any provided intake or discernable information. The charts are confusing and could be applied incorrectly by licensees. They do not provide appreciable value without comparison to detection limits.</p> <p><b>Suggested Change</b> Remove charts. Or, if it is felt the charts support readers' comprehension of the text, consider removing the units from the y-axis and replace with "log scale" or something similar to convey the message.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b> As currently depicted, the charts may cause confusion.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The figures had been imported from G-147 and were intended as an example. They are now removed to avoid confusion.</p>
62.	Appendix C.8.4	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Failure to maintain the samples refrigerated does not degrade the activity contained in the sample. Therefore, this should be a "may"? Maintenance of fecal samples as frozen has typically been a matter of worker comfort and not a regulatory issue.</p> <p><b>Suggested Change</b> Replace the word "must" with "may" or remove this passage completely.</p> <p><b>Clarification</b></p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Freezing is not a requirement. The word "should" is used instead of "must".</p>
63.	Appendix C.8.5	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>Failure to maintain the samples refrigerated does not degrade the liquid radio bioassay samples. This statement is not needed. Also, as per comment #1, it is unclear as written if the information in Table C-1 is a recommendation or a requirement. This follow up sampling regime is not currently implemented in licensee bioassay programs.</p> <p><b>Suggested Change</b> Remove the statement regarding "frozen state during transport" and confirm the information in Table C-1 is a recommendation, not a requirement.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Specifically, Section C.8.5 has been removed. Guidance relating to preserving the integrity of the samples has been moved to section C.8.1. Guidance relating to the TDG Regulations have been removed as it was determined they are outside the scope of this document.</p>

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			<b>Clarification</b>	
64.	Appendix D.2	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>There is no specific reference provided for the criteria that is detailed.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Include the reference used for the criteria so the technical basis can be better understood. Ensure there is wording to permit this practice and do not mandate the calculations or references that must be used, since CNSC staff have the ability to “approve” the proposed method and grant licenses based on the approved program technical bases.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p> <p>Licensees with approved, well established dosimetry programs for ascertaining tritium doses may not have exactly the same equations or calculation method documented in their programs and may use other references.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>The reference to Health Canada Bioassay Guidelines 1983 has been added, as well as:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- A 14-day monitoring period for routine bioassay is recommended as it results in an error on the dose that is 50% which is acceptable.</li> <li>- A result of 1 MBq/L should trigger weekly sampling until the result return below that level, as per Health Canada 1983 and currently accepted practice in Canada.</li> <li>- The basis for the 45 kBq/L criterion is given, that is, maintaining this concentration throughout the year would result in an annual dose of 1 mSv. The basis for the derivation is described by equations #25 and #26. Remaining above that level should trigger participation in routine monitoring, as described in section 9.1.1.</li> <li>- The reference to the criterion of 0.2 MBq/L has been removed. It had been derived in Health Canada 1983 as the concentration below which the error on doses less than 20 mSv/year would be less than 10 mSv. At present annual doses from HTO are much less than 20 mSv/year. It is therefore questionable whether this is an appropriate criterion. Licensees may, however, use a monitoring period greater than 14 days for workers who are not likely to have HTO intakes every 14-day period.</li> </ul>
65.	Appendix D.3	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>The accumulated dose, <math>E_k</math>, received during the reporting period k, should be calculated from a series of N measurements of tritium in urine made during period k, as shown below. There is no reference provided for the equations provided.</p> <p>Also, the equation used by licensees to calculate tritium CED differs slightly from that provided in this document. This is primarily due to slightly different methodologies used (e.g. ICRP vs first principles from beta energy).</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Include the reference that was used for equations 25, 26 and 27. As per comment #1, please confirm that it is not a regulatory requirement that the same equations be used by all licensees if the method of calculation here is approved by the CNSC.</p> <p><b>MAJOR Impact on Industry</b></p> <p>Licensees with approved, well established dosimetry programs for ascertaining tritium doses may not have exactly the same equations or calculation method documented in their programs and may use other references. Ensure there is wording to permit this practice and do not mandate the calculations</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>See also the disposition to comment #64.</p> <p>A note is added after equation 27 mentioning that other formulations also provide adequate approximations of the effective dose during a monitoring period.</p>



#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
			or references that must be used, since CNSC staff have the ability to “approve” the proposed method and grant licenses based on the approved program technical bases.	
66.	Appendix E.2.2	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	It is not clear why a threshold of 1 kBq was selected for a screening of 2 meters from a suspected exposure. <b>Suggested Change</b> Provide the rationale for this selection. <b>Clarification</b>	Agreed, the text has been revised. The criterion of 1 kBq is presented in Appendix E was to align with a licence condition applicable to DNSR licensees. The paragraph referring to workers within 2 m of a suspected exposure has been removed as it is no longer in the current version of the license condition. Clarification is provided in the appendix to that effect, and that other criteria, other than 1 KBq, previously approved and accepted.
67.	E.3.3	Health Canada - Radiation Protection Bureau	Table E.3 summarizes the recommended specifications for detector uses to measure I-125 and I-131. <b>Suggested Change</b> Add all other Iodine or reduce to "... uses to measure Iodine."	Agreed, the text has been revised with regards to Table E.3.
68.	E.3.3	Health Canada - Radiation Protection Bureau	Table E.3: Summary of detector specifications <b>Suggested Change</b> For the second column add 123I to the list of Iodine isotopes that uses the thicker crystal. The thinner may work but would need to be investigated, since the energy fits the 20-200 energy range. I-125 on the bigger crystal might be a problem since it is below 40 keV	Agreed, the text has been revised.
69.	Appendix E.5	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	Is this section intended to be applicable to routine iodine work? For routine iodine related work, for example an iodine facility or filter test using radioiodines, the guidance for needing the thyroid screening as per the suggested monitoring period becomes too onerous and not practical to implement. <b>Suggested Change</b> Suggest mentioning that licensees can determine a different monitoring period for routine iodine work. <b>Clarification</b>	Agreed, the text has been revised. The guidance in section E.5 applies only to those licensees that have the stated routine monitoring intervals explicitly in a condition on their licence. The text now clarifies that other routine monitoring intervals may have previously been accepted by the CNSC and remain valid.
70.	E.6.1	Health Canada - Radiation Protection Bureau	For all screening measurement results equal to or greater than 1 kBq,... <b>Suggested Change</b> may not be reasonable for I-123 as the dose consequences are lower.	Agreed, the text has been revised. The text has now aligns with the licence condition, namely 10 kBq for <sup>123</sup> I.
71.	E.8.2	Health Canada - Radiation Protection Bureau	Ce-139 (for I-123) <b>Suggested Change</b> Te-123m will be the isotope used in the National Calibration Reference Centre I-123 performance Test instead of Ce-139	Agreed, the text has been revised.
72.	E.8.2	Health Canada - Radiation Protection Bureau	... and B-133 (for I-131) <b>Suggested Change</b> Should be 'Ba-133 (for I-131)'	Agreed, the text has been revised.

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
73.	Appendix E.8.3	OPG, Nordion, NB Power, CNL, Bruce Power (Bruce)	<p>“Section 9.1.6” does not exist. Is it “Section 9.1.5”?</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Clarify</p>	Agreed, the text has been revised.
74.	Table F2 and F3	Health Canada - Radiation Protection Bureau	<p>... peak kidney burden of 3 µg of uranium per gram of kidney tissue</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Verification of the value of 3 microgram. A report by the National Radiological Protection Board of the United Kingdom (ref. 23) recommends a concentration of 0.3 µg per gram kidney should not be exceeded. Also, in page 2 of the CNSC, RSP-0165 report, it states, “Currently available information indicates that the threshold concentration is of the order of 0.3 to 3 µg of uranium per gram of kidney tissue”.</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>CNSC staff are aware of various reports suggesting the peak kidney burden, to prevent kidney toxicity, should be set at a value between 0.3 to 3 µg/g. The text has been modified to reflect this. CNSC staff continue to monitor information on the toxicity of uranium on the kidney and may update the recommendation in Appendix F in due course.</p>
75.	Radon Progeny Effective Dose	Orano Canada Inc.	<p>The calculation of effective dose from radon progeny exposure has not been provided in either the Radiation Protection Regulations or REGDOC 2.7.2. A conversion to effective dose units is necessary to determine compliance with dose limits.</p> <p>The conversion of radon progeny exposure to effective dose calculation should be included in the Radiation Protection Regulations or the REGDOC. For greater certainty and stability, continued inclusion of the conversion factor of 5 mSv/WLM within the Radiation Protection Regulations, is preferred.</p> <p>Uranium mine and mill workers are accustomed to radon progeny exposures and exposure rates presented in terms of working level months and working levels. Preservation of these traditional units provides consistency for this workforce. Inclusion of a straight-forward conversion factor for radon progeny preserves the transparency in effective dose calculations for uranium mine and mill workers</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note, a new appendix (appendix G) addressing radon and radon progeny dose has been added.</p>
76.	Section 2.4 Requirement for Licensed Dosimetry Service Providers	Orano Canada Inc.	<p>Section 2.4 of the proposed REGDOC states, “In cases where a dosimetry device measures more than one source of radiation (e.g., a personal alpha dosimeter for radon progeny and long-lived radioactive dust), these should be treated as a single component for the purposes of determining dosimetry requirements”. This sentence should be removed completely.</p> <p>The requirement for a licenced dosimetry service should be driven by the magnitude of the potential risk, not by the capability of the dosimetry device. Specifically, in the example provided, the need for a personal alpha dosimeter should be determined by the magnitude of each component, not treated as a single component.</p> <p>Personal alpha dosimeters (PADs) used in uranium mining are a significant expense and lowering the threshold for their requirement by combining the dose components of radon progeny and long-lived radioactive dust would impact radiation protection operating costs disproportionately. PADs have considerably more analysis, maintenance and administration costs when compared to gamma dosimetry</p>	<p>Agreed, the text has been revised.</p> <p>Please note, Section 2.4 of the draft REGDOC was rewritten and guidance on use of LDS is provided in REGDOC-2.7.1.</p>

**Table B : Feedback period with industry and CSOs/ Période des observations avec l'industrie et les organisations de la société civile**

#	Section	Organization	Comment	CNSC Response
77.	Preface	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL	<p><b>Major Issue</b></p> <p>As with many other REGDOCs, industry is concerned with the potential interpretation of “should” and “may” statements in this draft. Some CNSC staff view “should” and “may” statements not as guidance or options to consider (as indicated in the Preface), but expectations that must be followed except in rare occasions.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>While industry will always invest in areas that enhance nuclear safety, some “should” statements in this document will require significant resources to either implement -- or to explain to CNSC staff why it is not implemented – with no commensurate increase in worker safety.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Industry urges CNSC staff to host a stakeholder workshop as the most effective and expedient way for CNSC staff to understand industry’s remaining concerns with this draft REGDOC.</p>	<p>Expectations – Agreed - The REGDOC was revised and no longer uses the term “expectation”.</p> <p>The comment relates to implementation, and not to the content of this specific REGDOC itself. Further, it is important to reinforce that the document is intended as guidance for all applicants and licensees, for all CNSC licensed activities.</p> <p>As part of its ongoing efforts to ensure clarity, the CNSC will review of the information indicated in the preface of its regulatory documents.</p>
78.	2.6	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL	<p><b>Major issue</b></p> <p>As per the CNSC staff comments: “the NDR can accept lens of eye dose records, but have no records currently since only licensed dosimetry services may input data into the NDR and there are currently no LDS for lens of eye” How will lens of eye dose be reported in 2021 if there is no LDS?</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>There remains no LDS for lens of the eye. Many licensees do not have this as a licensed activity in their DSL. Industry notes Appendix A now provides guidance on using surrogate methods.</p> <p>Will this be considered licensed dosimetry? Will licensees be required to submit their approach to the CNSC for review, approval and reference in the dosimetry service licence?</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Arrange for the NDR to accept lens of eye dose records from others. Otherwise, provide an alternative path for dose reporting.</p>	<p>Health Canada’s National Dose Registry (NDR) database has the functionality to accept lens of eye records.</p> <p>The NDR accepts dose records from licensed dosimetry service providers but only for licensed dosimetry techniques that meet the requirements of Regulatory Document S-106 rev.1 (to be superseded by REGDOC-2.7.2, volume 2).</p> <p>At the current time, the use of surrogate methods is not considered licensed dosimetry.</p> <p>Lens of eye doses should be reported to the CNSC using established processes; which will vary depending on the type of licensee. Typically, dose results are reported in compliance reports to the CNSC, under the Radiation Protection Safety and Control Area. More information may be found in the following regulatory documents related to reporting:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• REGDOC-3.1.1, Reporting Requirements for Nuclear Power Plants</li> <li>• REGDOC-3.1.2, Reporting Requirements, Volume I: Non-Power Reactor Class I Nuclear Facilities and Uranium Mines and Mills</li> <li>• REGDOC-3.1.3, Reporting Requirements for Waste Nuclear Substance Licensees, Class II Nuclear Facilities and Users of Prescribed Equipment, Nuclear Substances and Radiation Devices</li> </ul>
79.	4.3	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL	<p><b>Clarification:</b></p> <p>The 7th paragraph reference the incorrect section when it says, “Section 5.3.1 provides guidance ...” Section 5.3.1 is on the topic of contamination meter efficiencies.</p> <p><b>Suggested Change</b></p>	<p>Agreed, and the section reference was corrected as suggested from 5.3.1 to 4.3.1.</p> <p>In addition, CNSC staff corrected other cross referenced section numbers as follows:</p>

			Replace text with: "Section 4.3.1 provides guidance..."	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Section 4, seventh paragraph (from 5.1 to 4.1)</li> <li>•Section 4.5, third paragraph (from 5.6 to 4.6). Note this paragraph is now paragraph seven in section 4.5; see comment #80).</li> <li>•Section 4.6, fourth paragraph (from 5.5 to 4.5)</li> <li>•Section 7.1, paragraph directly above Table 5 (from 9.2 to 7.2)</li> <li>•Section 7.1, paragraph directly above section 7.1.1 (from 9.1.1 to 7.1.1, and from 9.1.4 to 7.1.4)</li> <li>•Section 12, paragraph directly above table 11 (from 11 to 9)</li> <li>•Section 14, paragraph after the numbered list (from 6.3.4 to 5.3.4)</li> <li>•Section 15, last paragraph (from 16 to 14)</li> <li>•Appendix A, second paragraph (from 5.6 to 4.6)</li> <li>•Appendix B.1, third paragraph below Table B.1 (from 9.1.1 to 7.1.1)</li> <li>•Appendix B.2, sentence preceding equation 22 (from 9.1.1 to 7.1.1) and sentence below the definition of "S" (from 9.1.1 to 7.1.1)</li> <li>•Appendix E.5, first paragraph (from 9.1.5 to 7.1.5)</li> </ul>
80.	4.5	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL	<p><b>Clarification:</b> It is impractical to implement the revised sentence in this draft, which currently reads, "When non-uniform neutron fields are present and preferentially expose the eye, personal dosimeters that measure Hp (10) worn near the eyes provide a conservative estimate of the neutron dose to the lens of the eye. Note that this is in addition to neutron dosimetry used to monitor dose to the whole body (as described in section 5.6)."</p> <p><b>Suggested Change</b> Remove this reference from the REGDOC.</p>	<p>Agreed, and the paragraph in section 4.5 will be revised as follows:</p> <p><i>When exposures are non-uniform in neutron fields and where the eyes are preferentially exposed, personal dosimeters that measure Hp(10) worn near the eyes may be worn may provide a conservative estimate of the neutron dose to the lens of the eye in some circumstances. Note that this is in addition to neutron dosimetry used to monitor dose to the whole body (as described in section 4.6).</i></p> <p>The fourth paragraph of section 4.6 is revised as follows, in order to be consistent with the edits to the paragraph in section 4.5:</p> <p><i>As described in section 4.5; when exposures are non-uniform in neutron fields and where the eyes are preferentially exposed, personal dosimeters that measure Hp(10) from neutron radiation may be worn near the eyes to provide a conservative estimate of neutron dose to the lens of the eye, in some circumstances.</i></p>
81.	4.3.1	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL	<b>Major Comment</b>	In consideration of the comments and the objective of this REGDOC, no change will be made to the document.

			<p>The compartment factors presented in Table 2 of this draft imply the factors used to calculate WB effective dose when wearing a head and trunk dosimeter are 0.12 and 0.88, respectively. Current factors used by some licensees for head and trunk dosimeters are 0.11 and 0.89, respectively.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>The changes made in the REGDOC are relatively small in dose consequence but will require significant resources to revise procedures, update training and replace software for calculations. These changes are not commensurate with the safety benefit.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>CNSC staff is urged to:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Clarify that other factors may be used if a technical basis exists.</li> <li>• Include some flexibility in the REGDOC to allow licensees to continue using the factors 0.11 and 0.89 for head and trunk.</li> <li>• •Revise the text as per comment #19 in the detailed comments table submitted by licensees during the initial round of consultation.</li> </ul>	<p>The compartment factors presented in Table 2 are based on ICRP 103 tissue weighting factors as per Schedule 1 of the <i>Radiation Protection Regulations</i>, last amended January 1, 2021.</p> <p>REGDOC 2.7.2 Volume 1 provides guidance for all licensees. Therefore, the guidance information on calculating whole-body external dose from multiple dosimeters includes the most up-to-date compartment factors.</p> <p>The use of other factors will be assessed on a case-by-case basis.</p> <p><u>NOTE:</u></p> <p>An additional change was introduced in the 4<sup>th</sup> paragraph of section 2 and in the 5<sup>th</sup> paragraph of section 6 with respect to the ICRP Publication 103 tissue weighting factors, as they apply to dose coefficients for intakes of radionuclides. The new text is included in order for all licensees to be aware of the ongoing work of the ICRP in updating the dose coefficients for occupational intakes of radionuclides.</p> <p>The new text is as follows:</p> <p>Section 2:</p> <p><i>The sources of dose coefficients typically include those published by the International Commission on Radiological Protection (ICRP). It should be noted that the ICRP internal dose coefficients are being updated to incorporate the tissue weighting factors introduced in ICRP Publication 103, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection [NEW REFERENCE]. Notwithstanding, the use of current ICRP dose coefficients remain acceptable at this time for the purposes of dose modelling.</i></p> <p>Section 6:</p> <p><i>In the above equations, the dose coefficients <math>e_{inh}(50)</math> and <math>e_{ing}(50)</math> are the CED per unit intake by inhalation and ingestion, respectively. These values should be based on ICRP default values applicable to the exposure scenario, when site-specific characteristics of the nuclear substances of interest (e.g., solubility, particle size) are not known. For inhalation intakes of particulates, unless site-specific information is available, the particle size (activity median aerodynamic diameter, AMAD) may be assumed to be 5 <math>\mu\text{m}</math>. For inhalation intakes of gases and vapours, unless site-specific information is available, the appropriate CED per unit intake should be selected according to recommendations of the ICRP. ICRP default dose coefficients for inhalation or ingestion should be adopted from ICRP Publication 119 [12].</i></p>
82.	6	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL	<p><b>Major Comment</b></p> <p>The formula provided in this section does not apply in all circumstances. In fact, it will not apply if a NEW of the age of 17 has an ingestion of radionuclides, which is legal in the federal jurisdiction. All</p>	<p>The footnotes have been added as suggested.</p> <p>A reference to the first footnote has been added at the end of the second paragraph of section 6. This footnote is as follows:</p>

			<p>provinces appear to allow even younger NEWs. Please see comment #34 in licensees' submission during the initial round of consultation. CNSC staff agreed with the comment and said the text has been revised to include two footnotes. However, there have been no changes made to this section to that effect.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>The REGDOC does not conform to all relevant regulations, including the Radiation Protection Regulations.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Add the missing footnotes as per comment #34 in the detailed CNSC comments disposition table, which reads: "Specifically, a footnote will be added at the end of the 2nd paragraph of section 7: For persons that are less than 18 years of age, the committed equivalent dose is the equivalent dose received by an organ or tissue from a radionuclide from the time of intake to age 70 years. And another footnote to be added at the end of the 3rd paragraph: For persons that are less than 18 years of age, the CED is the effective dose received from the time of intake to age 70 years."</p>	<p><i>For persons that are less than 18 years of age, the committed equivalent dose is the equivalent dose received by an organ or tissue from a radionuclide from the time of intake to age 70 years.</i></p> <p>A reference to the second footnote has been placed at the end of the third paragraph of section 6. This footnote is as follows:</p> <p><i>For persons that are less than 18 years of age, the CED is the effective dose received from the time of intake to age 70 years.</i></p>
83.	7.1.1 E.2.1 E.6.3 G.2	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL	<p><b>Clarification</b></p> <p>REGDOC-2.7.1 and Section 2.1 refers to "non-NEWs" as "persons who are not NEWs"</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>CNSC staff is urged to use consistent terminology between the two REGDOCs or define the term "non-NEW" in this REGDOC.</p> <p>Consistent terminology improves clarity in the REGDOCs.</p>	<p>Agreed. The REGDOCs have been revised to ensure consistent terminology is used.</p> <p>Both documents now refer to "persons who are not NEWs".</p>
84.	7.2	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment</b></p> <p>Limiting confirmatory monitoring to bioassay samples is unnecessarily restrictive and inconsistent with NUREG 1400 and US NRC Regulatory Guide 8.25, which is referenced in NUREG 1400.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>A lack of clarity can create regulatory uncertainty.</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>This may be accomplished by confirmatory monitoring using personal air sampling in the breathing zone or bioassay. In order for the air sampling to be considered representative of breathing zone air, the ratio of intakes calculated from air monitoring to the intakes calculated from either personal air samples or confirmatory bioassays, averaged over all workers participating in the confirmatory monitoring, should be more than 0.7. The same ratio for each individual worker should be more than 0.5. For further information, consult NUREG-1400, Air Sampling in the Workplace [20] and/or US NRC Regulatory Guide 8.25 Rev 1 June 1992.</p>	<p>Clarification has been added in section 7.1.3, that confirmatory monitoring includes personal air samples from the breathing zone. In addition, in the first paragraph of section 7.1.3, the term "confirmatory bioassay" is replaced by "confirmatory monitoring" to be inclusive of personal air sampling.</p> <p>With respect to criteria for demonstrating that air samples are representative of the breathing zone, this guidance is already in the REGDOC, in section 7.2.</p> <p>The text in section 7.1.3 has been revised as follows (new text in bold).</p> <p>The 1st paragraph is revised as follows:</p> <p><i>A confirmatory <b>monitoring</b> program is intended to verify whether...:</i></p> <p>The 3<sup>rd</sup> paragraph is revised as follows:</p> <p><i>In a confirmatory monitoring program, workers submit to in vivo or in vitro bioassay and may involve sampling a fraction of a group of workers. <b>Alternately, confirmatory monitoring may be carried out using personal air samples collected in the breathing zone.</b> When the results of confirmatory monitoring show that an annual CED of 1 mSv could go undetected without routine monitoring, further measurements should be taken to confirm the intake, and an</i></p>

				<p><i>investigation should be carried out to determine the cause of the unexpected result. If the intake is confirmed, assumptions about radiological exposure conditions in the workplace and the effectiveness of protection measures in place should be reviewed, and the need for involved workers to participate in a routine bioassay program should be re-evaluated. All confirmatory monitoring results should be recorded.</i></p>
85.	7.2	Cameco Corporation	<p>This section limits confirmatory monitoring to bioassays, which is unnecessarily restrictive and inconsistent with NUREG 1400 and US NRC Regulatory Guide 8.25 (referenced in NUREG 1400). The uncertainty this creates would be avoided if the second last paragraph in this section were revised to read as follows: “This may be accomplished by confirmatory monitoring using personal air sampling in the breathing zone or bioassay. In order for the air sampling to be considered representative of breathing zone air, the ratio of intakes calculated from air monitoring to the intakes calculated from either personal air samples or confirmatory bioassays, averaged over all workers participating in the confirmatory monitoring, should be more than 0.7. The same ratio for each individual worker should be more than 0.5. For further information, consult NUREG-1400, Air Sampling in the Workplace [20] and/or US NRC Regulatory Guide 8.25 Rev 1 June 1992.”</p>	Refer to response for comment #84.
86.	15	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Clarification</b></p> <p>The 2<sup>nd</sup> paragraph reads, “The licensee should demonstrate that every effort was made to inform each worker of the change and that each worker agrees to the proposed changes(s) to <u>his or her</u> dose records.”</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>In alignment with the updates to the RPRs, “his or her” should be replaced with “the worker” (or “their”). Consistent terminology improves clarity in the REGDOCs. Consistent terminology improves clarity in the REGDOCs.</p>	<p>Agreed, and the text was revised as recommended.</p> <p>The new text is as follows:</p> <p><i>The licensee should demonstrate that every effort was made to inform each worker of the change and that each worker agrees to the proposed change(s) to their dose records.</i></p>
87.	E.8.4	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Major Comment</b></p> <p>The cited formulae for MDA are only correct if data is Gaussian, which leads to question whether the formulae are correct for low counts. While the true equations are complicated, applying these Gaussian equations results in errors greater than 10% when background (blank) counts are less than 3 counts. This would also imply the CNSC accepts a 14% deviation between the Poisson discrete counting and the Gaussian approximation for nominal alpha counting. In its disposition table, CNSC staff says text was added to clarify that the formula may not be applicable to low counts. However, there have been no changes made to this section to that effect.</p> <p><b>Impact on Industry</b></p> <p>As per comment #44 in the detailed CNSC comment disposition table, add a note that states that the formula may not be applicable to low counts. Also, recommend including Poisson version so it is applicable for low-level counting.</p> <p><b>Suggested Change</b></p>	<p><u>Point 1:</u></p> <p>The text has been clarified to note that equation 11 does not apply in cases of low number of counts. Text cautioning the reader that equation 11 may not be applicable to a low number of counts had initially been placed after equation 12. This initial text was modified to provide stronger guidance and moved to the paragraph immediately before equation 11.</p> <p><u>Point 2:</u></p> <p>With respect to including a Poisson version for the MDA equation, applicable to low-level counting, many publications are available providing several different formulas for the detection limit. It is proposed that the reader may consult such literature in cases of low level counting. The US EPA Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP) report, chapter 20, presents a comprehensive review of approaches for calculating the MDA when the number of counts is low, and is one example of approaches licensees may use.</p>

			The result of using equations that are not appropriate for low-level counting is magnified the lower the background levels. If not described correctly, alpha detection by licensees will be inadequate	<p>The revised text is as follows:</p> <p><i>Equation 11 applies where the distribution of the net signal is approximately normal. Consequently, equation 11 does not apply to situations where the number of counts is low. In cases of low-level counters, licences may refer to reports such as the US EPA Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP), Chapter 20.</i></p>
88.	E.8.4 E.5	CNA, Bruce Power, Nordion, CNL, Cameco Corporation	<p><b>Clarification</b></p> <p>Though referenced in these areas, “Section 9.1.5” does not exist. Is this supposed to be Section 7.1.5?</p> <p><b>Suggested Change</b></p> <p>Update section reference</p>	<p>Agreed, and the section reference was corrected as suggested.</p> <p>Other revisions were made to correct cross referenced sections, as described in the disposition to comment #79.</p>

**Table C : Feedback from March 10, 2021 workshop with industry/ Atelier avec l’industrie le 10 mars 2021**

#	Section	Comment	CNSC Response
89.	2.6	In Section 2.6, additional clarity is sought regarding methodologies to determine lens-of-eye dose and reporting. We understand the NDR has the functionality to accept lens-of-eye records, but it’s not clear to all licensees how the NDR will accept the information. An overview of the process would be appreciated. Also, some utilities are working on methodologies for determining lens-of-eye dose based on currently licensed dosimeters. It is not clear whether this is considered a surrogate method, since it is based on licensed dosimeter readings.	<p>No change made to the document.</p> <p>The National Dose Registry (NDR) database does have fields for lens of the eye doses.</p> <p>The NDR will only accept dose records from licensed dosimetry services for approved methods. At this time, there are no licensed dosimetry methods approved by the CNSC for ascertaining lens of the eye doses. Therefore, the NDR is not currently accepting dose records for the lens of the eye.</p> <p>The CNSC has not yet established technical requirements for licensed dosimetry for the lens of the eye (e.g., (<math>H_p</math> 3)) and has not yet set requirements for eye lens dose records that can be registered in the NDR.</p> <p>Licensees must record doses ascertained from non-licensed dosimetry methods and maintain records of these records as required by the Regulations. Reporting of lens of the eye doses to the CNSC should be done as per REGDOCs 3.1.1, 3.1.2 and 3.1.3.</p> <p>Methods for monitoring exposures to the lens of the eye could include dosimeters that measure <math>H_p(10)</math> or <math>H_p(0.07)</math> worn near the eyes or on other parts of the body, as described in REGDOC-2.7.2, Volume I. Section 4.5 and Appendix A provide guidance on use of these operational quantities that can be used to monitor eye doses. This information is modelled after IAEA</p>



			<p>TECDOC 1731, <i>Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye</i>.</p> <p>The expectation is that licensees will be submitting their proposed monitoring methods for CNSC review as enhancements to their Radiation Protection programs.</p>
90.	4.5	In Section 4.5, some licensees feel the amended paragraph still reads like it is recommending that additional personal dosimeters that measure $H_p(10)$ be worn near the eyes. Is this a practical approach – to be wearing two dosimeters?	<p>No change made to the document.</p> <p>It was clarified that the guidance provided in section 4.5 of REGDOC-2.7.2, Volume I regarding lens of eye exposures to neutron radiation is no different than that provided for workers exposed to weakly penetrating beta particles or photons of low energies.</p> <p>When exposures in neutron fields are homogenous (which is typically the case in the majority of circumstances), doses to the lens of the eye can be assumed to be equivalent to <math>H_p(10)</math> and may be estimated through the whole-body dosimeters worn on the trunk, as an example.</p> <p>However, there could be certain circumstances, e.g., where there is scattering, resulting in non-homogenous exposures where the eyes may be preferentially exposed. The guidance for non-homogenous neutron exposures is modelled after IAEA TECDOC 1731 and should include a <math>H_p(10)</math> dosimeter worn near the eyes to monitor neutron doses to the lens. This dosimeter would be in addition to a dosimeter that is worn to monitor effective dose.</p>
91.	4.5	Also, there appears to be a slight misalignment between the draft and the revised Radiation Protection Regulations. The regulations use ICRP 103 recommendations (updated organ and radiation weighting factors) while the draft REGDOC references ICRP 119 (which is based on ICRP 60 and has been replaced by ICRP Publication 130, Occupational Intakes of Radionuclides: Part I). Licensees recommend REGDOC-2.7.2 use ICRP 103 and the dose coefficients derived in the ICRP Publication 130 and OIR series instead.	<p>No change to the document.</p> <p>Based on earlier comments by industry, the CNSC has taken the position that current approaches, based on the recommendations of the 1990 ICRP Publication 60 (ICRP 60), are conservative and their continued use is protective. REGDOC-2.7.2, Volume I has been revised to reflect this expectation.</p> <p>Stakeholders had raised concerns during <i>Canada Gazette</i> Part I and REGDOC consultations, and the CNSC heard these concerns. As per the <i>Canada Gazette</i> Part II, the CNSC committed to provide the clarification in the REGDOC.</p> <p>CNSC has since added the following text to the last paragraph in section 2.3 of the REGDOC on dose modelling to address this continued concern, and as per the commitment in <i>Canada Gazette</i> Part II:</p> <p><i>The sources of dose coefficients typically include those published by the International Commission on Radiological Protection (ICRP). It should be noted that the ICRP internal dose coefficients are being updated to incorporate the tissue weighting factors introduced in ICRP Publication 103, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Notwithstanding, the use of current ICRP dose coefficients remain acceptable at this time for the purposes of dose modelling.</i></p> <p>Licensees may continue to use current methods and software based on the recommendations in ICRP 60 until such time as the ICRP's complete set of Occupational Intakes of Radionuclides have been published. Once published, licensees should consider adopting the new dose coefficients.</p>