

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

职业辐射防护

由下列组织倡议编写



一般安全导则

第GSG-7号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

根据《国际原子能机构规约》第三条的规定，国际原子能机构受权制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并规定适用这些标准。

国际原子能机构借以制定标准的出版物以国际原子能机构《安全标准丛书》的形式印发。该丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全。该丛书出版物的分类是安全基本法则、安全要求和安全导则。

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

www.iaea.org/zh/shu-ju-ku/an-quan-biao-zhun

该网站提供已出版安全标准和安全标准草案的英文文本。以阿拉伯文、中文、法文、俄文和西班牙文印发的安全标准文本；国际原子能机构安全术语以及正在制订中的安全标准状况报告也在该网站提供使用。欲求进一步的信息，请与国际原子能机构联系（Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria）。

敬请国际原子能机构安全标准的所有用户将使用这些安全标准的经验（例如作为国家监管、安全评审和培训班课程的依据）通知国际原子能机构，以确保这些安全标准继续满足用户需求。资料可以通过国际原子能机构因特网网站提供或按上述地址邮寄或通过电子邮件发至 Official.Mail@iaea.org。

相关出版物

国际原子能机构规定适用这些标准，并按照《国际原子能机构规约》第三条和第八条 C 款之规定，提供和促进有关和平核活动的信息交流并为此目的充任成员国的居间人。

核活动的安全报告以《安全报告》的形式印发，《安全报告》提供能够用以支持安全标准的实例和详细方法。

国际原子能机构其他安全相关出版物以《应急准备和响应》出版物、《放射学评定报告》、国际核安全组的《核安全组报告》、《技术报告》和《技术文件》的形式印发。国际原子能机构还印发放射性事故报告、培训手册和实用手册以及其他特别安全相关出版物。

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

国际原子能机构《核能丛书》由旨在鼓励和援助和平利用原子能的研究、发展和实际应用的资料性出版物组成。它包括关于核电、核燃料循环、放射性废物管理和退役领域技术状况和进展以及经验、良好实践和实例的报告和导则。

职业辐射防护

国际原子能机构《规约》于 1956 年 10 月 23 日经在纽约联合国总部举行的国际原子能机构规约大会核准，1957 年 7 月 29 日生效。国际原子能机构总部设在维也纳，其主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康及繁荣的贡献”。

国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号

职业辐射防护

一般安全导则

国际原子能机构和国际劳工组织
共同倡议

国际原子能机构
2022 年·维也纳

版权说明

国际原子能机构的所有科学和技术出版物均受 1952 年（伯尔尼）通过并于 1972 年（巴黎）修订的《世界版权公约》之条款的保护。自那时以来，世界知识产权组织（日内瓦）已将版权的范围扩大到包括电子形式和虚拟形式的知识产权。必须获得许可而且通常需要签订版税协议方能使用国际原子能机构印刷形式或电子形式出版物中所载全部或部分內容。欢迎有关非商业性翻印和翻译的建议并将在个案基础上予以考虑。垂询应按以下地址发至国际原子能机构出版处：

Marketing and Sales Unit,
Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Vienna, Austria
传真：+43 1 2600 22529
电话：+43 1 2600 22417
电子信箱：sales.publications@iaea.org
<https://www.iaea.org/publications>

© 国际原子能机构·2022 年
国际原子能机构印制
2022 年 2 月·奥地利

职业辐射防护

国际原子能机构，奥地利，2022 年 2 月
STI/PUB/1785
ISBN 978-92-0-522221-9（简装书：碱性纸）
978-92-0-522321-6（pdf 格式）
ISSN 1020-5853

前 言

国际原子能机构《规约》授权原子能机构“制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危险的的安全标准”。这些标准是原子能机构在其本身的工作中必须使用而且各国通过其对核安全和辐射安全的监管规定能够适用的标准。原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商进行这一工作。定期得到审查的一整套高质量标准是稳定和可持续的全球安全体制的一个关键要素，而原子能机构在这些标准的适用方面提供的援助亦是如此。

原子能机构于 1958 年开始实施安全标准计划。对质量、目的适宜性和持续改进的强调导致原子能机构标准在世界范围内得到了广泛使用。《安全标准丛书》现包括统一的《基本安全原则》。《基本安全原则》代表着国际上对于高水平防护和安全必须由哪些要素构成所形成的共识。在安全标准委员会的大力支持下，原子能机构正在努力促进全球对其标准的认可和使用。

标准只有在实践中加以适当应用才能有效。原子能机构的安全服务涵盖设计安全、选址安全、工程安全、运行安全、辐射安全、放射性物质的安全运输和放射性废物的安全管理以及政府组织、监管事项和组织中的安全文化。这些安全服务有助于成员国适用这些标准，并有助于共享宝贵经验和真知灼见。

监管安全是一项国家责任。目前，许多国家已经决定采用原子能机构的标准，以便在其国家规章中使用。对于各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的标准提供了确保有效履行这些公约所规定之义务的一致和可靠的手段。世界各地的监管机构和营运者也适用这些标准，以加强核电生产领域的安全以及医学、工业、农业和研究领域核应用的安全。

安全本身不是目的，而是当前和今后实现保护所有国家的人民和环境的目标的一个先决条件。必须评定和控制与电离辐射相关的危险，同时不使核能对公平和可持续发展的贡献受到不适当的限制。世界各国政府、监管机构和营运者都必须确保有益、安全和合乎道德地利用核材料和辐射源。原子能机构的安全标准即旨在促进实现这一要求，因此，我鼓励所有成员国都采用这些标准。

序 言

电离辐射职业照射可能发生在工业、医疗机构、教育和研究机构以及核燃料循环设施等各个行业。对工作人员适当程度的辐射防护对于安全正当使用辐射、放射性物质和核能是必不可少的。

2006年，在欧洲原子能联营（欧原联）、联合国粮食及农业组织（粮农组织）、国际原子能机构（原子能机构）、国际劳工组织（劳工组织）、国际海事组织、经济合作与发展组织核能机构（经合组织核能机构）、泛美卫生组织、联合国环境规划署（环境规划署）和世界卫生组织（世卫组织）的共同倡议下，原子能机构出版了原子能机构《安全标准丛书》第SF-1号《安全基本原则》。该出版物提出了安全目标与防护和安全的原则

2014年，在欧洲委员会（欧委会）、粮农组织、原子能机构、劳工组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织、环境规划署和世卫组织的共同倡议下，原子能机构出版了原子能机构《安全标准丛书》第GSR Part 3号《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》。该出版物对满足基本安全目标、适用《安全基本原则》中规定的安全原则提出了要求。

制定关于职业辐射防护的安全要求和指导是原子能机构向其成员国提供的支持辐射防护和安全的一项主要内容。原子能机构职业辐射防护活动的目标是，通过制定和实施最优防护和安全标准、限制照射和在工作场所应用现有辐射防护技术，促进国际上统一的职业辐射防护方法。

本“安全导则”由原子能机构和国际劳工局共同编写，为履行第GSR Part 3号关于职业照射的要求提供指导。本“安全导则”就需要建立辐射防护大纲的照射条件提供一般指导，包括制定用以评估工作人员因外部辐射源的照射和摄入放射性核素的照射所受辐射剂量的监测大纲。本“安全导则”还对外部辐射源造成的和摄入放射性核素造成的照射剂量的评价提供具体指导。

国际原子能机构安全标准

背景

放射性是一种自然现象，因而天然辐射源的存在是环境的特征。辐射和放射性物质具有许多有益的用途，从发电到医学、工业和农业应用不一而足。必须就这些应用可能对工作人员、公众和环境造成的辐射危险进行评价，并在必要时加以控制。

因此，辐射的医学应用、核装置的运行、放射性物质的生产、运输和使用以及放射性废物的管理等活动都必须服从安全标准的约束。

对安全实施监管是国家的一项责任。然而，辐射危险有可能超越国界，因此，国际合作的目的是通过交流经验和提高控制危险、预防事故、应对紧急情况和减缓任何有害后果的能力来促进和加强全球安全。

成员国负有勤勉管理义务和谨慎行事责任，而且理应履行其各自的国家国际承诺与义务。

国际安全标准为各国履行一般国际法原则规定的义务例如与环境保护有关的义务提供支持。国际安全标准还促进和确保对安全建立信心，并为国际商业与贸易提供便利。

全球核安全制度已经建立，并且正在不断地加以改进。对实施有约束力的国际文书和国家安全基础结构提供支撑的原子能机构安全标准是这一全球性制度的一座基石。原子能机构安全标准是缔约国根据这些国际公约评价各缔约国履约情况的一个有用工具。

原子能机构安全标准

原子能机构安全标准的地位源于原子能机构《规约》，其中授权原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商并在适当领域与之合作，以制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并对其适用作出规定。

为了确保保护人类和环境免受电离辐射的有害影响，原子能机构安全标准制定了基本安全原则、安全要求和安全措施，以控制对人类的辐射照射和放射性物质向环境的释放，限制可能导致核反应堆堆芯、核链式反应、辐射源或任何其他辐射源失控的事件发生的可能性，并在发生这类事件时减轻其后果。这些标准适用于引起辐射危险的设施和活动，其中包括核装置、辐射和辐射源利用、放射性物质运输和放射性废物管理。

安全措施和安保措施¹具有保护生命和健康以及保护环境的目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损害安全，以及安全措施不损害安保。

原子能机构安全标准反映了有关保护人类和环境免受电离辐射有害影响的高水平安全在构成要素方面的国际共识。这些安全标准以原子能机构《安全标准丛书》的形式印发，该丛书分以下三类（见图1）。

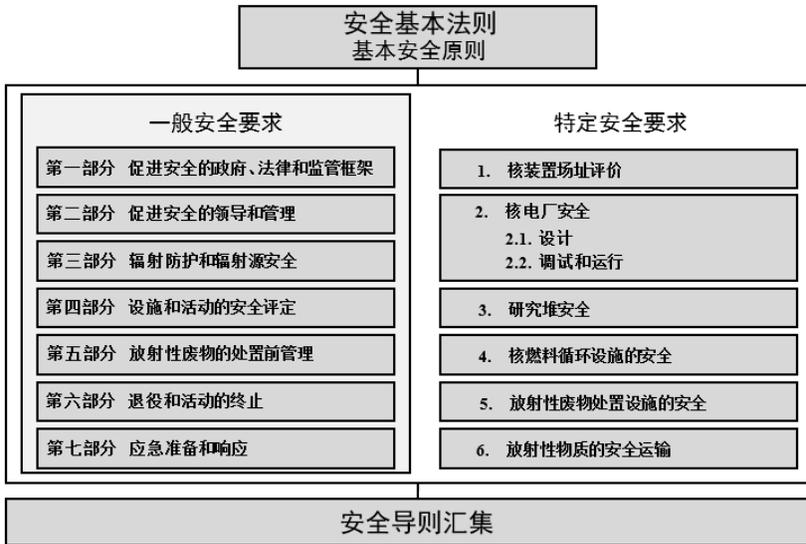


图 1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

“安全基本法则”阐述防护和安全的基本安全目标和原则，以及为安全要求提供依据。

安全要求

一套统筹兼顾和协调一致的“安全要求”确定为确保现在和将来保护人类与环境所必须满足的各项要求。这些要求遵循“安全基本法则”提出的目标和原则。如果不能满足这些要求，则必须采取措施以达到或恢复所要求的安全水平。这些要求的格式和类型便于其用于以协调一致的方式制定国家监管框架。这些要求包括带编号的“总体”要求用“必须”来表述。许多要求并不针对某一特定方，暗示的是相关各方负责履行这些要求。

安全导则

“安全导则”就如何遵守安全要求提出建议和指导性意见，并表明需要采取建议的措施（或等效的可替代措施）的国际共识。“安全导则”介绍国际良好实践并且不断反映最佳实践，以帮助用户努力实现高水平安全。“安全导则”中的建议用“应当”来表述。

原子能机构安全标准的适用

原子能机构成员国中安全标准的使用者是监管机构和其他相关国家当局。共同发起组织及设计、建造和运行核设施的许多组织以及涉及利用辐射源和放射源的组织也使用原子能机构安全标准。

原子能机构安全标准在相关情况下适用于为和平目的利用的一切现有和新的设施和活动的整个寿期，并适用于为减轻现有辐射危险而采取的防护行动。各国可以将这些安全标准作为制订有关设施和活动的国家法规的参考。

原子能机构《规约》规定这些安全标准在原子能机构实施本身的工作方面对其有约束力，并且在实施由原子能机构援助的工作方面对国家也具有约束力。

原子能机构安全标准还是原子能机构安全评审服务的依据，原子能机构利用这些标准支持开展能力建设，包括编写教程和开设培训班。

国际公约中载有与原子能机构安全标准中所载相类似的要求，从而使其对缔约国有约束力。由国际公约、行业标准和详细的国家要求作为补充的原子能机构安全标准为保护人类和环境奠定了一致的基础。还会出现一些需要在国家一级加以评价的特殊安全问题。例如，有许多原子能机构安全标准特别是那些涉及规划或设计中的安全问题的标准意在主要适用于新设施和新活动。原子能机构安全标准中所规定的要求在一些按照早期标准建造的现有设施中可能没有得到充分满足。对这类设施如何适用安全标准应由各国自己作出决定。

原子能机构安全标准所依据的科学考虑因素为有关安全的决策提供了客观依据，但决策者还须做出明智的判断，并确定如何才能最好地权衡一项行动或活动所带来的好处与其所产生的相关辐射危险和任何其他不利影响。

原子能机构安全标准的制定过程

编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）（从 2016 年起）、核安全（核安全标准委员会）、辐射安全（辐射安全标准委员会）、放射性废物安全（废物安全标准委员会）和放射性物质安全运输（运输安全标准委员会）的五个安全标准分委员会以及一个负责监督原子能机构安全标准计划的安全标准委员会（安全标准委员会）（见图 2）。

原子能机构所有成员国均可指定专家参加这些安全标准分委员会的工作，并可就标准草案提出意见。安全标准委员会的成员由总干事任命，并包括负责制订国家标准的政府高级官员。

已经为原子能机构安全标准的规划、制订、审查、修订和最终确立过程确定了一套管理系统。该系统阐明了原子能机构的任务、今后适用安全标准、政策和战略的思路以及相应的职责。

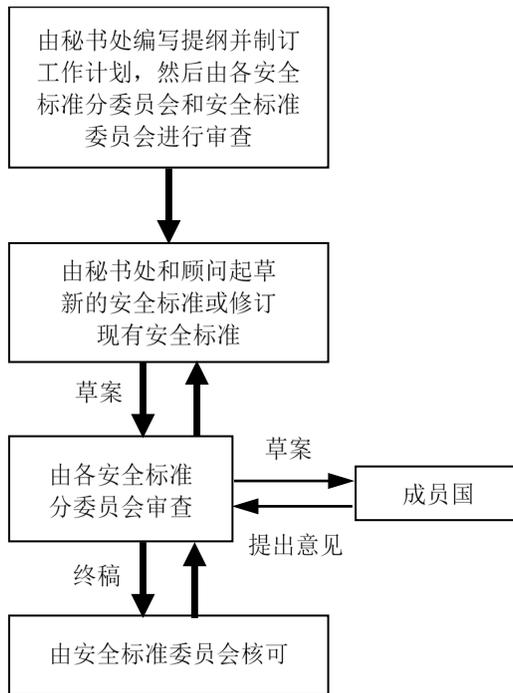


图 2. 制订新安全标准或修订现有标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

在制定原子能机构安全标准的过程中考虑了联合国原子辐射效应科学委员会的结论和国际专家机构特别是国际放射防护委员会的建议。一些标准的制定是在联合国系统的其他机构或其他专门机构的合作下进行的，这些机构包括联合国粮食及农业组织、联合国环境规划署、国际劳工组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织和世界卫生组织。

文本的解释

安全相关术语应按照《国际原子能机构安全术语》（见 <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>）中的定义进行解释。在其他情况下，则按照最新版《简明牛津词典》中赋予的拼写和意义使用词语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

原子能机构《安全标准丛书》中每一标准的背景和范畴及其目的、范围和结构均在每一出版物第一部分“导言”中加以说明。

在正文中没有适当位置的资料（例如对正文起辅助作用或独立于正文的资料；为支持正文中的陈述而列入的资料；或叙述计算方法、程序或限值和条件的资料）以附录或附件的形式列出。

如列有附录，该附录被视为安全标准的一个不可分割的组成部分。附录中所列资料具有与正文相同的地位，而且原子能机构承认其作者身份。正文中如列有附件和脚注，这些附件和脚注则被用来提供实例或补充资料或解释。附件和脚注不是正文不可分割的组成部分。原子能机构发表的附件资料并不一定以作者身份印发；列于其他作者名下的资料可以安全标准附件的形式列出。必要时将摘录和改编附件中所列外来资料，以使其更具通用性。

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.7)	1
目的 (1.8)	2
范围 (1.9)	2
结构 (1.10-1.12)	2
2. 职业辐射防护框架	3
职业照射和照射情况的类型 (2.1-2.4)	3
辐射防护原则 (2.5-2.14)	5
责任 (2.15-2.19)	7
分级法 (2.20-2.22)	8
管理体系 (2.23-2.26)	9
剂量学量 (2.27-2.72)	9
3. 计划照射情况下工作人员的照射 (3.1-3.7)	20
最优化 (3.8-3.33)	22
剂量限制 (3.34-3.48)	28
辐射防护大纲 (3.49-3.158)	31
天然辐射源对工作人员的照射 (3.159-3.181)	57
4. 核或放射应急情况下工作人员的照射 (4.1-4.4)	64
应急计划的制定和责任 (4.5-4.6)	65
应急工作人员的防护 (4.7-4.17)	66
应急工作人员照射的管理 (4.18-4.25)	70
照射评定 (4.26-4.29)	72
医学关注 (4.30-4.32)	72
5. 现存照射情况下工作人员的照射 (5.1-5.7)	73
防护策略 (5.8-5.13)	74
正当性 (5.14-5.15)	75
最优化 (5.16-5.23)	76
残留放射性物质污染区内补救行动引起的照射 (5.24-5.44)	77

氦的照射 (5.45-5.72)	81
宇宙辐射照射 (5.73-5.88).....	87
6. 特殊情况下的工作人员防护 (6.1).....	91
怀孕期及怀孕后的女性工作人员 (6.2-6.20).....	91
流动工作人员 (6.21-6.100).....	95
7. 职业照射的监测和评定	114
外照射评定 (7.1-7.132)	114
内照射评定 (7.133-7.227).....	143
应急照射评定 (7.228-7.243).....	162
皮肤污染 (7.244-7.250)	165
职业照射记录 (7.251-7.273).....	167
8. 技术服务提供商的管理体系	172
一般考虑 (8.1-8.14)	172
管理层的责任 (8.15-8.25).....	175
过程的实施 (8.26-8.48)	178
业绩的测定、评定和改进 (8.49-8.70).....	181
对校准和试验服务提供商的附加指导 (8.71-8.101).....	185
9. 工程控制、行政管理控制和个人防护设备	191
一般考虑 (9.1-9.7)	191
屏蔽 (9.8-9.9)	192
通风 (9.10-9.19)	193
粉尘控制 (9.20-9.21)	195
放射性物质的泄漏 (9.22-9.23).....	196
表面污染 (9.24-9.46)	196
设备去污和人员去污 (9.47-9.52).....	201
个人防护设备 (9.53-9.64).....	202
工作轮岗 (9.65).....	205
伴有天然存在的放射性物质的矿物加工业的考虑 (9.66-9.72).....	205

10. 工作人员的健康监护	206
责任 (10.1-10.7).....	206
工作人员的健康监护大纲 (10.8-10.10).....	208
工作人员的体检 (10.11-10.24).....	208
关于疾病和过量照射的通知 (10.25-10.27).....	211
医疗记录 (10.28).....	211
过量照射工作人员的管理 (10.29-10.34).....	211
附录 I: 天然存在的放射性物质对工作人员的照射	213
附录 II: 外照射评定所用的个人监测方法和系统	215
附录 III: 外照射评定用的工作场所监测仪	225
附录 IV: 内照射评定的生物动力学模型	232
附录 V: 个人内污染监测方法	237
参考文献	253
附件: 回顾性剂量测量技术	279
缩语表	291
参与起草和审查的人员	293

1. 引言

背景

1.1. 职业辐射照射可能发生于各种各样的人类活动，包括与核燃料循环不同阶段相关的工作；辐射的医学、科研、农业和工业应用；及伴有天然源照射的职业。

1.2. 原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号《基本安全原则》[1]提出了基本安全目标及防护和安全的原则。原子能机构与其他七个国际组织共同倡议编写的原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》[2]，提出了为满足基本安全目标和适用第 SF-1 号[1]中规定的安全原则的要求，其中包括对暴露于辐射源的工作人员的防护要求。

1.3. 本“安全导则”由原子能机构和国际劳工局共同编写，提供有关如何履行第 GSR Part 3 号[2]中职业照射要求的指导。对需要制定辐射防护大纲的照射条件提供一般指导，包括制定用以评价外部辐射源照射和摄入体内的放射性核素照射对工作人员产生的辐射剂量的监测大纲。还对如何评价外部辐射源照射和摄入体内的放射性核素照射产生的剂量提供具体指导。

1.4. 国际放射防护委员会（ICRP）[3]制定了关于辐射防护体系的建议书。在编写本“安全导则”时，考虑了 ICRP 和国际辐射单位和测量委员会（ICRU）的这些建议和其他现行建议。

1.5. 应当认识到，辐射防护只是为了保护工作人员全面健康和安全而需要解决的一个组成部分。辐射防护大纲必须与工业卫生、医疗卫生、工业安全和消防安全等其他健康和安全管理学科一起制定和管理。

1.6. 本“安全导则”为满足第 GSR Part 3 号[2]对职业辐射防护的要求提供指导。对制定符合第 GSR Part 3 号[2]的要求并适用于工作场所可能遇到的辐射源的职业辐射防护大纲提供一般指导，也对工作人员因外部辐射源和放射性核素摄入所致照射的监测和评价提供更详细的指导。本“安全导则”反映了当前国际上所接受的职业辐射防护原则和推荐的实践，并考虑了自 1999 年以来发生的重大变化。

1.7. 本“安全导则”修订了前五个“安全导则”提供的指导，因而取代前五个“安全导则”：《职业辐射防护》¹、《摄入放射性核素引起的职业照射评估》²、《外部辐射源引起的职业照射评估》³、《原材料开采加工中的职业辐射防护》⁴和《辐射安全技术服务管理体系》⁵。

目的

1.8. 本“安全导则”的目的是为控制职业照射提供指导。给出的建议以监管机构为对象，本“安全导则”也适用于雇主、许可证持有者和注册者、管理部门及其专家顾问以及与工作人员辐射防护有关的健康和安全委员会。这些建议也可被工作人员及其代表用于鼓励安全的工作实践。

范围

1.9. 本“安全导则”针对职业照射控制的技术和组织方面。目的是为来自人工源和天然源的辐射外照射和内照射的控制及潜在照射的控制提供指导。

结构

1.10. 第2部分概述职业辐射防护的基本框架，包括三种类型照射情况（计划照射情况、应急照射情况和现存照射情况）的说明、辐射防护基本原则及其对工作人员的适用和使用的剂量学量。第3—5部分提供在三种照射情况中的每一种情况下满足第GSR Part 3号[2]的要求的指导。第3部分针对计划照射情况下的职业辐射防护，包括最优化和剂量限制原则的适用、辐射防护大纲和对受天然辐射源照射的工作人员防护提供具体指导。第4部分叙

¹ 国际原子能机构、国际劳工局，《职业辐射防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第RS-G-1.1号，国际原子能机构，维也纳（1999年）。

² 国际原子能机构、国际劳工局，《摄入放射性核素引起的职业照射评估》，国际原子能机构《安全标准丛书》第RS-G-1.2号，国际原子能机构，维也纳（1999年）。

³ 国际原子能机构、国际劳工局，《外部辐射源引起的职业照射评估》，国际原子能机构《安全标准丛书》第RS-G-1.3号，国际原子能机构，维也纳（1999年）。

⁴ 国际劳工局，《原材料开采加工中的职业辐射防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第RS-G-1.6号，国际原子能机构，维也纳（2004年）。

⁵ 国际原子能机构，《辐射安全技术服务管理体系》，国际原子能机构《安全标准丛书》第GS-G-3.2号，国际原子能机构，维也纳（2008年）。

述在核或放射应急情况下对工作人员的防护，包括应急计划的编写、最优化和剂量限制原则在应急情况下的适用及应急工作人员照射的评价和管理。第 5 部分阐述现存照射情况下工作人员的防护，包括建立适当的防护策略及法律和监管框架。还针对过去活动或事故的残留放射性物质、工作场所中的氡及飞机和航天器中的宇宙辐射所致工作人员照射的防护提供具体指导。

1.11. 第 6—10 部分对职业辐射防护提供更加具体的指导。第 6 部分介绍为怀孕期和怀孕后的女性工作人员和流动工作人员这两个特定工作人员群体的防护需要采取的特别措施。第 7 部分对职业照射的监测和评价提供详细指导，其中包括监测大纲、系统和设备；不确定度估算；试验和校准；监测结果的解释；还有记录保存。指导涵盖个人监测和工作场所监测两个方面，涉及外照射和内照射及皮肤污染，还包括应急情况下的照射评定。第 8 部分对职业辐射防护技术服务提供商的管理体系提供指导，特别是对校准、试验和剂量测量服务的指导。第 9 部分介绍职业防护和安全的工程控制和行政管理控制，包括保持良好的空气质量，提供充分的屏蔽和污染控制。还对个人防护设备的使用提供指导。第 10 部分介绍工作人员健康监护方案，包括对工作人员的体检和医疗记录的指导以及对受到过量照射工作人员的护理。

1.12. 另外还有 5 个附录和 1 个附件，对天然存在的放射性物质所致工作人员照射、外照射评定所用的个人监测方法和系统、外照射评定所用的工作场所监测仪器、内照射监测和评定的方法（包括生物动力学模型）和回顾性剂量测量技术提供更加详细的指导。

2. 职业辐射防护框架

职业照射和照射情况的类型

2.1. 职业照射是指工作人员在工作过程中受到的照射，而不论照射情况如何。为了制定适用的防护和安全要求，第 GSR Part 3 号[2]区分了三种不同类型的照射情况：计划照射情况、应急照射情况和现存照射情况。第 GSR Part 3 号[2]第 1.20 段指出：

- “(a) 计划照射情况系指导致源引起的照射的计划进行的源作业或计划开展的活动所产生的照射情况。由于能够在启动有关活动之前进行防护和安全准备，因此，能够从一开始就限制相关照射及其发生的可能性。在计划照射情况中，控制照射的主要办法是进行设施、设备和操作程序的良好设计以及开展培训。在计划照射情况中，可预期某种程度照射发生。如果照射不能预料肯定发生，但可能因或许发生但未必一定发生的事故或事件或一系列事件而导致，则这种照射被称为‘潜在照射’。
- (b) 应急照射情况系指由于事故、恶意行为或任何其他意外事件的结果所引起的照射情况，这种照射情况需要立即采取行动，以避免或减轻不利后果。必须在应急照射情况发生之前考虑预防措施和缓解行动。但是，一旦实际产生应急照射情况，只有通过实施防护行动才能减少照射。
- (c) 现存照射情况系指在需要就实施控制的必要性作出决定时业已存在的照射情况。现存照射情况包括天然本底辐射照射情况，还包括未受监管控制的以往实践产生的或应急照射情况发生后余留的残留放射性物质所导致的照射情况。”

本“安全导则”对这三种照射情况下的工作人员防护提供指导。

2.2. 第 GSR Part 3 号[2]第 1.21 段指出：

“第 1.20 段中给出的关于三种类型照射情况的说明并不总是足以明确确定哪种类型的照射情况适用于特定情况。例如，从应急照射情况向现存照射情况的转变可能在一定时期内逐步发生；而天然源造成的一些照射可能兼具计划照射情况和现存照射情况的一些特征。在本标准中，通过纳入实际考虑因素确定了对特定情况最适当类型的照射情况。”

2.3. 关于潜在照射，参见第 GSR Part 3 号[2]第 1.20(a)段：

“在计划照射情况中，可预期某种程度照射发生。如果照射不能预料肯定发生，但可能因或许发生但未必一定发生的事故或事件或一系列事件而导致，则这种照射被称为‘潜在照射’。

……

如果在潜在照射评定中已经考虑到的事件或一系列事件确实实际发生，可将其作为计划照射情况处理，或如果已宣布紧急状态，也可作为应急照射情况处理。”

2.4. 有些照射从第 GSR Part 3 号[2]的范围中排除。第 GSR Part 3 号[2]第 1.42 段指出：

“本标准适用于涉及易于控制的辐射照射的所有情况。被认为不易控制的照射排除在本标准的范围之外。⁸

⁸ 普遍认为控制身体中的 ⁴⁰K 和地球表面的宇宙辐射是不可行的。”

第 3 部分对天然辐射源照射中、需要作为职业照射加以控制的成分提供指导。

辐射防护原则

2.5. 《基本安全原则》[1]中的安全原则 4—6 和 10 表达了辐射防护的三个一般原则[1]，即正当性、防护的最优化和剂量限值（剂量限制）的适用。根据第 GSR Part 3 号[2]的要求 1，“负责防护和安全的人员必须确保辐射防护的原则适用于所有照射情况。”

正当性

2.6. 第 GSR Part 3 号[2] 第 2.8 和 2.9 段指出：

“2.8. 就计划照射情况而言，对防护和安全负有责任的每一方都必须确保在相关要求适用于该方时不进行任何实践，除非这种实践具有正当性。”

“2.9. 就应急照射情况和现存照射情况而言，对防护和安全负有责任的每一方都必须确保在相关要求适用于该方时，防护行动或补救行动具有正当性而且以实现防护策略中确定的目标的方式进行。”

2.7. 在计划照射情况下，这意味着任何实践或实践中的源，如果不能对受照射个人或对社会产生足以抵消其可能造成的损害（包括辐射危害）的利益，则不得授权；也就是说，实践必须经过正当性判断，并且已经考虑到社会、经济和其他相关因素。

2.8. 确定一项实践是否正当，需要考虑工作人员和公众所受辐射剂量。本“安全导则”总体上假设，已经实施了正当性过程并考虑了职业照射对总辐射危害的贡献。因此，本“安全导则”中不再详细考虑计划照射情况的正当性问题。原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-5 号《实践的正当性，包括非医疗人体成像》提供了对正当性过程的指导[4]。

最优化

2.9. 第 GSR Part 3 号[2]第 2.10 段指出：

“就所有照射情况而言，对防护和安全负有责任的每一方均必须确保在相关要求适用于该方时防护和安全达到最优化⁹。

⁹ ‘防护和安全达到最优化’系指适用了防护和安全的最优化，而且这一过程的结果已经实施。”

2.10. 在与一项实践中的任何特定源的照射相关的计划照射情况下，需要对防护和安全实行最优化，以便在考虑到经济和社会因素后，在源授予个人的剂量受到剂量约束值限制的情况下，使个人剂量的大小、受照射的人数和照射的可能性，保持在可以合理做到的最低水平。这一原则对于辐射防护措施在工作场所中的实施特别重要，因此也成为第 3 部分提供更详细指导的基础。

剂量限制

2.11. 第 GSR Part 3 号[2]第 2.11 段指出：

“就医疗照射以外的计划照射情况而言，对防护和安全负有责任的每一方均必须确保在相关要求适用于该方时没有超过具体规定的剂量限值。”

2.12. 剂量限值仅适用于计划照射情况。在这种情况下，应当限制个人的照射，使得由于授权实践的可能照射和对相关组织或器官的总有效剂量或总当量剂量都不超过任何相关剂量限值。

2.13. 有效剂量限值是指这样一个水平：高于这个水平的辐射照射的随机效应危险被认为是不可接受的。对于眼晶体、肢端和皮肤的局部照射，有效剂量限值不足以确保避免确定性效应的发生。因此，规定了对这些组织和器官的当量剂量限值。

2.14. 第 3 部分提供关于适用职业照射剂量限值的指导。

责任

政府

2.15. 第 GSR Part 3 号[2]第 2.13—2.28 段提出了政府⁶对防护和安全的责任。其中包括：

- (a) 为所有照射情况下的防护和安全建立有效的法律和监管框架；
- (b) 制定满足规定要求的法律；
- (c) 设立享有必要法律权力、权限和资源的独立监管机构；
- (d) 规定对防护和安全的教育和培训要求；
- (e) 确保为提供技术服务、教育和培训服务做出安排。

监管机构

2.16. 第 GSR Part 3 号[2]第 2.29—2.38 段提出了监管机构对防护和安全的责任。其中包括：

- (a) 制定适用辐射防护原则的要求；
- (b) 建立满足规定要求的监管体系；
- (c) 确保在防护和安全中适用对教育和培训要求；
- (d) 确保建立关于推广从事故和事件中吸取教训的机制；
- (e) 制订关于源和设备的防护和安全的验收和性能标准；
- (f) 对记录的建立和维护作出规定。

2.17. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.69—3.73 段规定了监管机构对计划照射情况下职业照射的责任。监管机构负责制定和实施确保防护和安全最优化的要求，确保遵守适用的剂量限值，并监测和记录职业照射。

⁶ 由于各国不同的法律结构，这里使用的“政府”一词应当从广义上理解，因此可以与“国家”一词互换。

雇主、注册者和许可证持有者

2.18. 第 GSR Part 3 号[2]要求 4 指出，“对产生辐射危险的设施和活动负有责任的人员或组织必须对防护和安全负主要责任。……”在计划照射情况下，雇主、注册者和许可证持有者（以下简称管理层）有责任确保防护和安全的最优化、遵守适用的剂量限值、建立和实施合适的辐射防护大纲。第 3 部分对辐射防护大纲的内容提供指导。

工作人员遵规

2.19. 第 GSR Part 3 号[2]要求 22 指出，“工作人员必须履行其义务并执行防护和安全职责。”这一要求反映了这样的事实，即工作人员可以通过自己的行动，为自身和其他工作中的人员的防护和安全做出贡献。第 GSR Part 3 号[2]第 3.83 段列出了对工作人员的相关要求，即遵守规则和程序；使用监测设备和个人防护设备；在工作人员健康监护计划和剂量评定计划方面进行合作；接受指导和培训。还要求工作人员向管理层提供相关资料，并在防护和安全方面采取负责任的态度。

分级法

2.20. 第 GSR Part 3 号[2]第 2.31 段为控制照射的分级法提供了依据：

“监管机构必须对实施防护和安全制度采取分级法，以便监管要求的适用与照射情况相关的辐射危险相称。”

这就要求政府的总体责任是确保辐射防护原则的适用在总体上符合分级法（见第 GSR Part 3 号[2]第 2.18 段）。

2.21. 第 GSR Part 3 号[2]要求 6 提到在更加具体的计划照射情况下的分级法：

“本标准计划照射情况方面要求的适用必须与实践或实践中的源的特性相称，并与受照射的可能性和受照程度相称。”

2.22. 分级法在计划照射情况下的一个重要特点是提供豁免和解控。第 GSR Part 3 号[2]要求 8 指出：

“政府或监管机构必须确定哪些实践或实践中的源将被本标准的一些要求或全部要求豁免。监管机构必须核准已通知的实践或已获准的实践中的哪些源（包括材料和物体）可以被解除监管控制。”

管理体系

2.23. 第 GSR Part 3 号[2]要求 5 指出，“主要方必须确保将防护和安全有效地纳入到其所负责的组织的综合管理体系。”对于计划照射情况下的职业照射，主要方是雇主。对于应急照射情况或现存照射情况，主要方是被指定处理这种情况的人员或组织。

2.24. 按照第 GSR Part 3 号[2]第 2.47—2.52 段，“主要方必须在组织内部的最高层对防护和安全作出承诺。”并且“必须确保管理体系……的设计和应用于加强防护和安全”，同时保持防护和安全措施与其他措施的一致性，例如针对操作性能和安保的措施。

2.25. 应当采取具体行动，对为实现防护和安全而采取的措施提供必要程度的信心，确保对这些措施进行定期的评定和审议。应当在组织内各级促进和保持安全文化。管理体系还应当支持良好业绩和良好实践，防止人为失误和组织失误，从而应对人为因素；同时注意设备的设计、运行程序的制定、限制和条件、培训及使用安全系统缓减人为失误的后果。

2.26. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[5]和第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理体系的应用》[6]，以及国际劳工组织指南[7]都对设施和管理活动的管理体系提出了更详细的要求和指导。第 8 部分对防护和安全相关的技术服务提供商的管理体系提供议和指导。

剂量学量

2.27. 为辐射防护目的推荐的剂量学量（防护量）是组织或器官 T 中的当量剂量 H_T 和有效剂量 E ，在第 GSR Part 3 号[2]中用来表示剂量限值。

2.28. 基本物理量包括粒子注量 Φ 、比释动能 K 和吸收剂量 D 。

2.29. 确定组织或器官 T 中的当量剂量 H_T ，涉及使用辐射权重因数 w_R 作为辐射类型 R 的吸收剂量的乘数，反映在低剂量下辐射诱发随机效应的相对生物效能：

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

其中 $D_{T,R}$ 为辐射类型 R 在组织或器官 T 中的平均吸收剂量。

2.30. 确定有效剂量 E ，涉及使用组织权重因数 w_T 作为组织 T 的当量剂量的乘数，以考虑不同组织或器官对诱发随机效应的不同敏感性：

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

将方程 (1) 代入 H_T ，有：

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

2.31. w_R 和 w_T 的推荐值依据的是已经发表的生物学和流行病学研究的知识，在第 GSR Part 3 号[2]的术语定义中给出。

2.32. 防护量 E 和 H_T 分别与给定时间内外部源照射所致有效剂量或当量剂量的和有关，与来自相同时间内发生的放射性核素摄入照射的待积有效剂量或待积当量剂量有关。在给定时间内受到的或待积的总有效剂量 E 可以根据运行实用量用以下方程估算：

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

式中，

$H_p(d)$ 是给定时间内人体上规定点以下适当深度 d 处软组织中的个人剂量当量；

$e(g)_{j,\text{ing}}$ 是同一时间内 g 年龄组食入放射性核素 j 的单位摄入量的待积有效剂量；

$e(g)_{j,\text{inh}}$ 是同一时间内 g 年龄组吸入放射性核素 j 的单位摄入量的待积有效剂量；

$I_{j,\text{ing}}$ 是同一时间内食入的放射性核素 j 的摄入量；

$I_{j,\text{inh}}$ 是同一时间内吸入的放射性核素 j 的摄入量。

对于职业照射， $e(g)_{j,\text{ing}}$ 和 $e(g)_{j,\text{inh}}$ 的适当值是对工作人员的值。

2.33. 剂量限值是不发生确定性效应的剂量水平。对于可能导致严重确定性效应的情况（例如应急照射情况），应当考虑引起严重确定性效应的不同类型辐射的 RBE。推荐的剂量学量是组织或器官 T 中的 RBE 加权吸收剂量 D_T 。RBE 加权吸收剂量的确定，涉及将给定组织和给定辐射的因数 $RBE_{T,R}$ 作为某一组织或器官吸收剂量的乘数，以考虑给定类型的辐射授予某一组织或器官的给定吸收剂量引起严重确定性健康效应形成的 RBE。对于严重确定性效应的形成， $RBE_{T,R}$ 的推荐值依据的是已经发表的生物学研究结果，在第 GSR Part 3 号[2]的术语定义中给出。有效剂量的使用不适用于组织反应的评定。在这种情况下，作为对任何辐射效应进行评定的基础，必须估算吸收剂量并考虑适当的 RBE 值。

外照射剂量测量中个人监测的运行实用量

2.34. 由于辐射防护量不能直接测量，ICRU 引入了在辐射防护中实际使用的运行实用量，这里关系到外部源的照射。这些量的定义可见第 GSR Part 3 号[2]和参考文献[8]。运行实用量提供有效剂量或当量剂量的估算值，以避免在实践中遇到的大多数辐射场中的过低或过高的估算。在计算运行剂量当量量时使用辐射质因数 $Q(L)$ 。质因数依据组织中沿带电粒子径迹上的电离密度来表征辐射类型的生物效能。 Q 定义为水中带电粒子的非定限传能线密度 L_∞ （往往用 L 或传能线密度 LET 表示）的函数。ICRP 和 ICRU[9] 联合任务组对物理量、辐射防护量和运行实用量之间的数值关系进行了详细的评价。这些量之间的概念关系如图 1[9]所示。

2.35. ICRU[10]区分了强贯穿辐射和弱贯穿辐射。如果在均匀单向辐射场中，对于身体的某一特定取向，皮肤敏感层的任何小面积所受的当量剂量小于有效剂量的 10 倍，则称这种辐射是强贯穿辐射。如果当量剂量大于有效剂量的 10 倍以上，则辐射称为弱贯穿辐射。

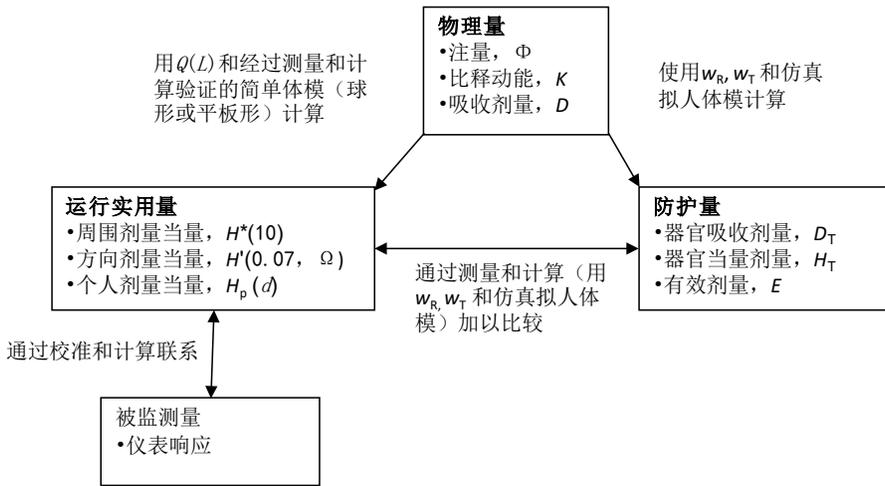


图 1. 辐射防护用的物理量、辐射防护量和运行实用量之间的概念关系。

2.36. 个人监测使用的运行实用量是个人剂量当量 $H_p(d)$ 。关于个人剂量当量的任何说明应当包括对参考深度 d 的说明。对于强贯穿辐射，参考深度为 10 mm。对于弱贯穿辐射，参考深度为 0.07 mm。为了简化表示，假设 d 用毫米表示，由此，在前述两个推荐深度上的个人剂量当量分别表示为 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 。

2.37. 对随机效应敏感的皮肤细胞，被认为是在皮肤表面以下 0.02 mm 到 0.1 mm 之间，因此 $H_p(0.07)$ 被用来估算小面积皮肤的当量剂量。厚度为 0.07 mm 的组织不仅可以被光子贯穿，而且可以被能量大于 70 keV 的 β 辐射贯穿。对于伴有肢端照射的所有类型的辐射，肢端的皮肤更有可能成为限制性组织或器官，而不是肢端本身。对皮肤当量剂量的估算是对其肢端当量剂量的保守估算。因此，肢端剂量计实质上是皮肤剂量计，应当用于测量 $H_p(0.07)$ 。

2.38. ICRU[8] 为眼晶体监测推荐的深度为 3 mm，因此使用的运行实用量为 $H_p(3)$ 。然而，实际上对于常规个人监测还没有使用 $H_p(3)$ 。在特定情况下，在实际工作场所的辐射场是已知的情况下，使用按 $H_p(0.07)$ 或 $H_p(10)$ 校准的剂量计监测眼晶体是可以接受的。参考文献[11]指出，在大部分剂量来源于包括 X 射线在内的光子辐射场，可以认为 $H_p(0.07)$ 对眼晶体是一个良好的运行实用量。应当记住，在这种情况下当量剂量估算伴随的不确定度将会偏高。

外照射剂量测量中工作场所监测使用的量

2.39. 为工作场所监测推荐的运行实用量是在被称为ICRU球[12]的体模内定义的。这是一个直径 30 cm 的球，由组密度为 1 g/cm^3 、元素组成（按质量）为 76.2%的氧、11.1%的碳、10.1%的氢和 2.6%的氮的组织等效材料制成。

2.40. ICRU 为工作场所监测推荐的两个量[8]是周围剂量当量 $H^*(d)$ 和方向剂量当量 $H'(d, \Omega)$ 。

2.41. 辐射场中某点处的周围剂量当量 $H^*(d)$ 是由相应的齐向扩展场在 ICRU 球内逆齐向场方向的半径上深度 d 处产生的剂量当量。

2.42. 扩展场是指在整个感兴趣的体积中，就像在参考点的实际场中一样，注量及其角分布和能量分布是相同的。在齐向扩展场中，注量及其能量分布与在扩展场中相同，但注量是单向的。

2.43. 关于周围剂量当量的任何说明都应当包括对参考深度 d 的说明。对于强贯穿辐射，推荐深度为 10 mm。 d 值应当用毫米表示，所以强贯穿辐射的周围剂量当量为 $H^*(10)$ 。在测量 $H^*(10)$ 时，辐射场对仪器的灵敏体积应当是均匀的，仪器应当具有各向同性响应。

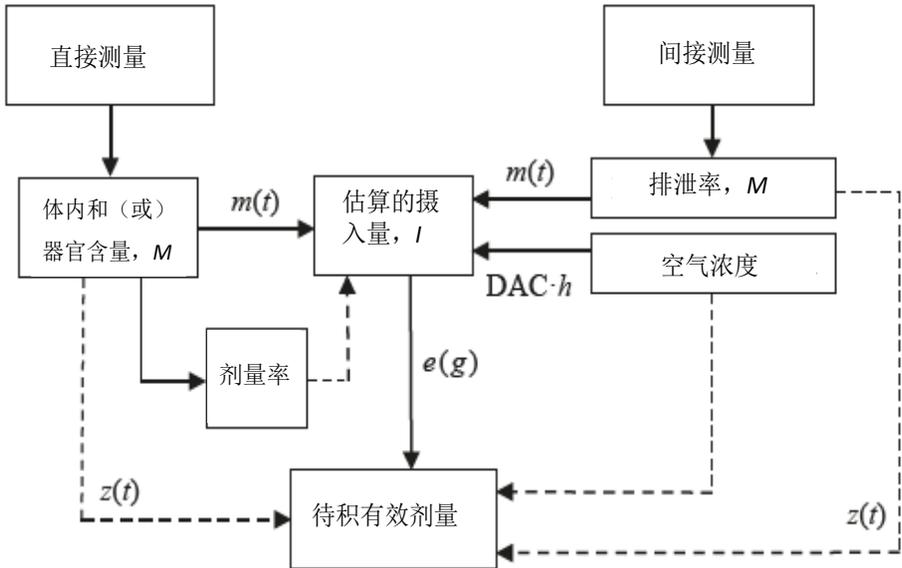
2.44. 辐射场中某点处的定向剂量当量 $H'(d, \Omega)$ 是 ICRU 球中相应扩展场在指定方向 Ω 在半径上深度 d 处产生的剂量当量。对于定向剂量当量的任何说明都应当包括参考深度 d 和辐射方向 Ω 的说明。对于强贯穿辐射和弱贯穿辐射，推荐深度分别为 10 mm 和 0.07 mm。同样， d 应当用毫米表示。

2.45. 如果场是单向的，则方向 Ω 规定为逆入射场方向半径与规定半径之间的夹角。当规定半径平行于辐射场（即 $\Omega=0$ ）时，量 $H'(d, 0)$ 可简写为 $H'(d)$ 。且在单向场中， $H'(d)=H^*(d)$ 。在测量 $H'(d, \Omega)$ 时，辐射场对仪器的尺寸应当是均匀的，仪器应当具有适当的方向响应。

2.46. 对眼晶体的照射，推荐深度为 3 mm，但目前还没有发表从基本物理量比释动能转换为方向剂量当量 $H'(3, \Omega)$ 的转换系数。但是，如果监测装置的设计目的不是测量 $H'(3, \Omega)$ ，则可以用 $H'(0.07, \Omega)$ 替代[8]。

内照射剂量测量中个人监测使用的量

2.47. 内照射剂量不能直接测量；只能通过对其他量的个人测量值进行推断，例如对体内或排泄样品中活度的测量。在个人监测不适当、不充分或不可行的情况下，工作人员的职业照射可根据工作场所监测和其他相关信息如照射位置和持续时间等进行评定。个人测量包括用直接测量法和间接测量法进行的测量。测量体内活度含量的方法，如全身、胸部或甲状腺计数等，都是直接测量的例子。对被收集生物样本中活度的离体测量或通过个人空气取样测量，是间接测量法的例子。图 2 描绘了通过这些测量法进行剂量评定的概念框架。



注：替代计算方法用虚线表示。

图 2. 根据监测测量值评定内照射剂量的一般流程。

2.48. 如图 2 所示，对于内照射剂量，最关心的量是摄入量 I （即摄入体内的放射性核素活度）。摄入量的值是用实测的体内含量或排泄率 M 除以适当的值 $m(t)$ 得到的：

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

式中， $m(t)$ 是在摄入后 t 时刻存留在体内（直接法）的或从体内排出（间接法）的摄入量份额。这个份额取决于放射性核素、化学和物理形态，摄入途径和摄入时刻 t [13]。

2.49. 在摄入混合放射性核素或重复摄入的情况下，可以使用相关的测量值 M_j 和导出份额 $m(t)_j$ 计算放射性核素 j 的摄入量 I_j 。

2.50. 从给定摄入量 I 的结果预期的剂量称为组织或器官 T 的待积当量剂量 $H_T(\tau)$ 和待积有效剂量 $E(\tau)$ ，其中 τ 是摄入后的剂量积分时间。待积有效剂量 $E(\tau)$ 通常用于对职业照射进行常规评定。对于成年人的职业照射， τ 取 50 年，而不论摄入时的年龄如何。对于年龄在 16—18 岁之间学徒工的职业照射以及对于年龄在 16—18 岁之间学生的照射， τ 取至 70 岁。

2.51. 为了导出对组织或器官的待积当量剂量值，适当情况下按照年龄组 g ，用摄入量乘以食入或吸入后单位摄入量的待积当量剂量 $h_T(g)$ 。对于常规职业照射评价，考虑成人年龄组，实习生除外。

2.52. 为了导出待积有效剂量的值，在适当情况下按照年龄组 g ，用摄入量乘以食入或吸入后的单位摄入量的待积有效剂量 $e(g)$ 。

2.53. 在摄入混合放射性核素的情况下，应当分别评价每一种放射性核素的摄入量，并乘以其所适用的剂量系数（即单位摄入量的适用待积有效剂量）。

2.54. 如果将剂量系数 $h_T(g)$ 或 $e(g)$ 直接适用于实测的体内含量，而不是推定的摄入量，则可能严重低估待积剂量。

2.55. 已经研发出了计算 $m(t)$ 和 $e(g)$ 值的各种生物动力学模型（见第 7.141(a) 段）。ICRP 以图形和表格的形式报告了分组的放射性核素在选定时间的 $m(t)$ 值（见参考文献[13]）。参考文献[14]汇编了工作人员摄入放射性核素的剂量系数 $e(g)$ ，在第 GSR Part 3 号[2]表 III.2A 中也可以见到。这些剂量系数依据的是参考文献[15]给出的计算方法和参数。目前公布的 $m(t)$ 和 $e(g)$ 值已经被参考文献[16]中的新参数值所取代，依据的是最新的生物动力学模型和参考文献[3]给出的计算方法和参数。

2.56. ICRP 提供了单位体内含量的剂量系数 $z(t)$ [16]。如图 2 所示，利用这些系数，无需计算相应的摄入量，可以直接根据监测测量结果，根据下式计算待积有效剂量：

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

2.57. 在没有外照射、在吸入或食入单一放射性核素的照射情况下，与有效剂量限值 L 相应的摄入量限值 I_L 由下式给出：

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

式中， $e(g)$ 是单位摄入量的待积有效剂量的适用值。当存在由多种放射性核素引起的内照射或外照射时，应当对单个核素的贡献求和计算总有效剂量，并同相关有效剂量限值进行比较。

2.58. 必要时可以通过测量空气样品中的活度浓度来评价吸入放射性核素的可能性。导出空气浓度定义为致使工作人员连续受照一年（取 2000 h）的摄入量为 $I_{inh, L}$ 的空气活度浓度。导出空气浓度通常以贝克每立方米为单位表示。以标准呼吸速率为 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ ，以贝克表示摄入量，则导出空气浓度由下式给出：

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

2.59. 实测气载活度浓度，表示为导出空气浓度的一个份额，乘以照射时间小时可得到用 $\text{DAC} \cdot \text{小时}$ 表示的摄入量估算值。

氡 (^{222}Rn) 短寿命子体监测中使用的量

2.60. 对肺的剂量几乎完全来自 ^{222}Rn 的短寿命子体，而不是 ^{222}Rn 本身（见第 5.45 段）。短寿命子体几乎不可能与母体放射性核素处于平衡。因此，出于辐射防护目的，使用特殊的量来表示空气中 ^{222}Rn 子体的浓度和由于吸入而产生的照射。

α 潜能

2.61. ^{222}Rn 短寿命子体放射性核素的单个原子的 α 潜能 ϵ_p 是该原子从 ^{222}Rn 完全衰变到 ^{210}Pb 过程中释放的总 α 能量。

2.62. 1 Bq 的放射性核素（而不是单个原子）发射的 α 潜能，由下式给出：

$$\text{单位活度的 } \alpha \text{ 潜能 (J/Bq)} = \frac{\epsilon_p}{\text{每个原子的活度}} = \frac{\epsilon_p}{\lambda} = \frac{\epsilon_p t}{\ln 2} \quad (9)$$

式中 λ 是衰变常数（秒的倒数）， t 是放射性核素的半衰期（秒）。 ^{222}Rn 短寿命子体的相关值在表 1 中给出。

α 潜能浓度

2.63. 在考虑含 ^{222}Rn 子体的照射时，通常将总 α 潜能表示为空气中的能量浓度（单位是焦耳每立方米），称为 α 潜能浓度。对于空气中短寿命 ^{222}Rn 子体的任何混合物，每种放射性核素对 α 潜能浓度的贡献是表 1 给出的单位活度的 α 潜能浓度（ ϵ_p/λ ）乘以其活度浓度 c 。这样总 α 潜能浓度是各个贡献的总和：

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

表 1. ^{222}Rn 短寿命子体的 α 潜能

放射性核素	半衰期	α 能 (J)	产额 (%)	α 潜能	
				每个原子 ϵ_p (J)	单位活度 ϵ_p/λ (J/Bq)
Po-218	3.098 min	0.962×10^{-12}	100	2.19×10^{-12}	0.588×10^{-9}
Pb-214	26.8 min	无 (β 发射体)	—	1.23×10^{-12}	2.85×10^{-9}
Bi-214	19.9 min	无 (β 发射体)	—	1.23×10^{-12}	2.12×10^{-9}
Po-214	164.3 μs	1.23×10^{-12}	100	1.23×10^{-12}	3×10^{-16}

资料来源：NuDat 数据库 2014 年数据（见 www.nndc.bnl.gov/nudat2）。

2.64. 从表 1 可以推导（只需将右边一栏中的值相加），如果所有子体都与母体 ^{222}Rn 在浓度为 1 Bq/m^3 时处于平衡，则混合物的 α 潜能浓度是 $5.56 \times 10^{-9} \text{ J/m}^3$ 。

2.65. 实际上，子体处于平衡状态即使有也是很少的，因此 α 潜能浓度是平衡值的某个份额。这个份额称作平衡因子 F ：

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

2.66. 例如，考虑 ^{222}Rn 及其子体的非平衡混合物，其中各放射性核素的活度浓度分别是： ^{222}Rn 为 100 Bq/m^3 、 ^{218}Po 为 75 Bq/m^3 、 ^{214}Pb 为 50 Bq/m^3 、 ^{214}Po 和 ^{214}Bi 各为 25 Bq/m^3 。由表 1 可知，混合物的 α 潜能浓度为：

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

2.67. 如果混合物处于平衡状态，则该衰变系的所有放射性同位素的活度浓度为 100 Bq/m^3 ，根据第 2.64 段， α 潜能浓度为：

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

因此，混合物的平衡因子为：

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

α 潜能照射 ⁷

2.68. 个人所受 ^{222}Rn 子体 (P_{RnP}) 的照射量，是由 α 潜能浓度（焦耳每立方米）乘以照射时间（小时）确定的。因此，氡子体照射量的单位是焦耳小时每立方米。由于 α 潜能浓度在照射期间通常发生变化，因此氡子体照射量应当按时间积分计算：

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

式中 τ 是照射时间。照射时间通常以 1 年为单位计算。工作场所通常采用默认的年照射时间为 2000 h。应当指出，采用这个默认值可能导致对年照射量的保守估计。

⁷ α 潜能照射不是一种潜在照射类型。

平衡当量浓度和平衡当量照射

2.69. 还有一种参照空气中 ^{222}Rn 子体浓度的方法。如果 ^{222}Rn 气体浓度(单位为贝克每立方米)乘以平衡因数 F , 得到的量称为 ^{222}Rn 母体的平衡当量浓度 EEC (也以贝克每立方米为单位)。EEC 可以看作是与其子体处于平衡状态的 ^{222}Rn 浓度, 此时的 α 潜能浓度与实际的非平衡混合物的相同。根据第 2.64 段可以确定, α 潜能浓度与 EEC 之间的数值关系如下:

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

同样, ^{222}Rn 子体的照射量可以表示为平衡当量照射量, 单位为贝克小时每立方米:

$$\text{平衡当量照射量} = \int_0^{\tau} \text{EEC}(t) dt \quad (17)$$

在 α 潜能照射量和平衡当量照射量之间选择哪一个量并不重要, 因为这两个量只是由一个常因数 $5.56 \times 10^{-9} \text{ J/Bq}$ 联系起来的。

用 ^{222}Rn 气体浓度取代 222 氡子体照射

2.70. 在许多伴有 ^{222}Rn 子体照射的情况下, 可以通过使用空气中时间加权平均 ^{222}Rn 气体浓度 (贝克每立方米) 替代 α 潜能, 使测量过程大大简化。例如, 在大量建筑物内进行长时间测量时, 最好使用探测 ^{222}Rn 的无源径迹蚀刻装置。这类设备体积小、简单、坚固、价格低廉。采用这种方法时, 应当假设一个适当的平衡因子 F 值。一般使用 0.4 的默认值就足够了。室内空气中的 F 值大多在该值的 30% 以内。然而, 地下矿山或水处理设施等工作场所的 F 值可能明显较低。 α 潜能照射量由下式给出:

$$\alpha \text{ 潜能照射量 (J} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}) = ^{222}\text{Rn 浓度} \times 5.56 \times 10^{-9} \times 0.4 \times T \quad (18)$$

式中 T 为照射时间 (小时)。工作场所的默认年照射时间为 2000 h, 该公式给出 ^{222}Rn 浓度为 1 Bq/m^3 时, α 潜能照射量为 $4.45 \times 10^{-6} \text{ J} \cdot \text{h} \cdot \text{m}^{-3}$ 。

^{220}Rn 短寿命子体监测所用的量

2.71. ^{220}Rn (通常称为钍射气) 在工作场所中通常不受关注, 除非加工或贮存钍含量高的材料, 例如在加工独角石提取稀土和钍的工艺中。在这种情况下, 可以沿用与 ^{222}Rn 子体方案相似的方案。 ^{220}Rn 的短寿命子体很可能与母体是不平衡的。在封闭的工作场所中, ^{220}Rn 的半衰期较短 (55.6 秒), 意味着 ^{220}Rn 的空间分布与其子体有很大的不同。评定平衡因子是困难的, 而且出于剂量评定的目的, 基于 ^{220}Rn 子体浓度测量的方法比基于 ^{220}Rn 浓度测量的方法更容易更合适。

2.72. 在 ^{220}Rn 的子体放射性核素中, 只有 ^{212}Pb 和 ^{212}Bi 对 α 潜能有重大贡献, 分别是 91% 和 9%。 ^{212}Pb 的 α 潜能为 $6.91 \times 10^{-8} \text{ J/Bq}$, 而 ^{212}Bi 的 α 潜能为 $6.56 \times 10^{-9} \text{ J/Bq}$ 。母体放射性核素 ^{220}Rn 的贡献比 ^{212}Bi 的贡献低一个数量级以上。由于 ^{212}Pb 几乎贡献了所有的总 α 潜能, 所以它在空气中的活度浓度可以代替 α 潜能浓度, 这里 ^{212}Pb 浓度为 1 Bq/m^3 , 相应的 α 潜能浓度为 $6.91 \times 10^{-8} \text{ J/m}^3$ 。

3. 计划照射情况下工作人员的照射

3.1. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.1—3.4 段规定了关于计划照射情况的要求的适用范围。这个范围是按照从事的实践和实践中源的照射来定义的。关于天然源的辐射照射, 第 GSR Part 3 号[2]第 3.4 段指出, 这种照射通常需要遵从关于现存照射情况的要求 (见第 5 部分)。只有在某些情况下, 关于计划照射情况的要求才适用 (见第 3.159—3.161 段)。

3.2. 第 GSR Part 3 号[2]要求, 任何有意图在本要求适用范围内开展任何活动的个人或组织, 要向监管机构提交这关于种意图的通知。只要实践或行动预期伴有的照射不可能超过监管部门规定的相关限值的一小部分, 并且潜在照射的可能性和大小及其他任何潜在的有害后果可以忽略不计, 那么只有通知就足够了。

3.3. 如果仅提交通知还不够充分, 则有关人员或组织需要向监管机构申请授权, 授权的形式为注册或许可。符合注册要求的典型实践是: (i) 设施和设备的设计在很大程度上可以确保安全; (ii) 操作程序易于遵循; (iii) 安全培训要求是最低限度; (iv) 在历史上很少出现操作安全问题。注册最适合于那些操作不发生显著变化的实践。

3.4. 第 GSR Part 3 号[2]要求 21 规定了管理层对职业照射的主要责任之一是：

“雇主、注册者和许可证持有者必须负责保护工作人员免受职业照射。雇主、注册者和许可证持有者必须确保防护和安全达到最优化，并确保不超过职业照射的剂量限值。”

3.5. 根据第 GSR Part 3 号[2]第 3.78 段，如果工作人员的照射发生于非工作需要的或与工作不直接相关的源，则管理层应当向工作人员提供与公众成员相同的对照射的防护水平。

3.6. 根据监管分级法（见第 2.20—2.22 段），要求政府或监管机构确定对哪些实践或哪些实践中的源，可以豁免于第 GSR Part 3 号[2]的部分或全部要求，包括对通知、注册或许可的要求（见第 GSR Part 3 号[2]第 3.10 段）。同样，要求监管机构批准在已经通知或授权的实践中，可以对哪些源解除监管控制（第 GSR Part 3 号[2]第 3.12 段）。如果辐射风险太低不值得实施监管控制，或者如果强加（或保持）监管控制就不会产生净利益，则豁免或解控是适当的监管选择（见第 GSR Part 3 号[2]第 I.1—10 段）。

3.7. 根据第 GSR Part 3 号[2]第 I.2 和 I.11 段，如果不作进一步考虑，豁免或解控的一般准则是一年内的有效剂量大约为 $10\ \mu\text{Sv}$ 以下（或在低概率情景下为一年内 $1\ \mu\text{Sv}$ 或更小）。然而，对于含有天然来源的放射性核素的大宗材料， $10\ \mu\text{Sv}$ 的准则是不适当的，因为它比天然本底辐射照射的正常变化低一或两个量级。对于这种材料，豁免准则是一年的有效剂量为 $1\ \text{mSv}$ 以下（第 GSR Part 3 号[2]第 I.4 段），而对于 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系中的每一种核素是解控准则为 $1\ \text{Bq/g}$ 以下，对于 ^{40}K 是 $10\ \text{Bq/g}$ 以下（或对于某些残留物，有效剂量为一年内 $1\ \text{mSv}$ 以下）（见第 GSR Part 3 号[2]第 I.12 段）。

最优化

概要

3.8. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.76(b)和 3.77 段规定：

“3.76. 对从事受到或可能受到职业照射的活动的的所有工作人员，雇主、注册者和许可证持有者必须确保：

.....

(b) 根据本标准的要求实现防护和安全的最优化；

.....

3.77. 雇主、注册者和许可证持有者：

(a) 必须在适当情况下通过工作人员的代表，使工作人员参与防护和安全的最优化工作；

(b) 必须作为防护和安全最优化的一部分，在适当时制定和使用约束值。”

3.9. 对于计划照射情况下的职业照射控制，第 3.10—3.18 段对满足第 GSR Part 3 号[2]关于防护和安全最优化的相关要求提供指导。参考文献[17]提供了更多实用资料。

3.10. 在设备和装置使用寿命内的所有阶段，应当考虑防护和安全的最优化，包括正常操作的照射和潜在照射。因此，在最优化程序中应当考虑从设计、运行到退役和废物管理的所有情况。

3.11. 从实用的观点看，在最优化的要求中需要以下的方法：

(a) 考虑所有可能涉及源的操作及工作人员操作源或在源附近操作的方式。

(b) 包括遵循后述顺序的“目标管理”过程：规划、目标设定、监测、性能测定、为确定纠正行动而进行的业绩评价和分析及新目标设定。

(c) 能够适应考虑在技术、可用的防护资源或当前社会情况等各方面的任何明显变化。

(d) 鼓励责任制，使所有各方对排除不必要照射的过程采取负责任的态度。

3.12. 防护量集体有效剂量可以作为最优化的一种工具，用以比较现有的放射技术和防护程序。这个量考虑一组内所有个人在给定时间内或该组人员在指定辐射区内执行一项给定作业时间内所受的照射。集体有效剂量是在该段时间内或正在考虑的作业时间内所有个人有效剂量之和，单位为人希沃特（人·Sv）。

3.13. 最优化过程应当考虑：

- (a) 防护和安全可用的资源；
- (b) 不同工作人员组中个人照射和集体照射的分布；
- (c) 潜在照射的概率和大小；
- (d) 为辐射防护目的而采取的行动对工作人员或公众的其他（非放射）风险水平的潜在影响；
- (e) 相关行业的良好实践；
- (f) 社会和经济方面。

3.14. 工作人员防护和安全最优化中考虑的一些方案，可能会使其他人员的照射增加，或者在医疗领域降低临床程序的有效性。在最优化过程中应当考虑到这种影响，特别是在考虑实行行政管理控制和使用个人防护设备的时候。特别是对医务人员的防护安排，不应当导致降低患者的防护或使临床结果恶化。

3.15. 一般情况下，随着相关费用的增加，减少剂量所获得的利益增量也会逐步减少。甚至为考虑如何减少剂量所付出的费用比所能获得的利益更价显著。在某些阶段，可能不值得为低剂量而努力。在里值得指出的是第 GSR Part 3 号[2]第 3.10 段规定，当评定表明豁免是防护的最佳选择时，可将实践豁免于监管控制。这段规定只承认收益递减这一更普遍的概念。

3.16. 在设备和装置的设计阶段，当仍有一定的灵活性时，应当考虑防护和安全的最优化。在确定防护备选方案的阶段，应当仔细检查工程控制的使用。例如，在影像导引介入程序中，当工作人员有可能受到显著的眼晶体剂量时，应当注意安装固定屏蔽和选择设备。然而，即使在设计阶段完成了防护的最优化，在运行阶段最优化的要求仍然适用。在这个阶段，最优化过程的内容和规模视情况而定。例如，对于 X 射线机，最优化过程可以相当简

单，涉及当地规则和对操作员的适当培训。对于核设施情况更为复杂，应当遵循作为辐射防护大纲组成部分的结构化方法，包括使用决策辅助技术（见第 3.24—3.27 段），制定剂量约束值（见第 3.28—3.33 段）和调查水平（见第 3.122—3.128 段）。

3.17. 运行中的防护和安全最优化，是一个从计划阶段开始一直到安排、准备、实施和反馈阶段的持续过程。应用这种工作管理最优化过程是为了保持对照射水平进行不断的审核，确保照射是可以合理做到的最低水平。精心制订适合具体情况的辐射防护大纲是工作管理的一项基本要素。

3.18. 对于防护和安全最优化使用的方法，管理层应当记录并适当传播相关资料。这些资料可包括以下内容：

- (a) 提议的运行、维护和管理程序的根据，以及所考虑的其他备选方案，和拒绝这些方案的理由；
- (b) 对各工作小组中个人的职业照射引起的剂量的定期审核和趋势分析及其他绩效指标；
- (c) 内部审计和同行审议及相应纠正行动；
- (d) 事件报告和需要吸取的教训。

对防护最优化的承诺

3.19. 防护和安全最优化的首要责任在于管理层。对有效的防护和安全政策的承诺在于各级管理层，特别是高级管理层。应当通过书面政策声明、使辐射防护标准成为决策过程的组成部分，并通过向直接负责工作场所辐射防护的人员提供足够的资源和明确且可证实的支持，从而证明管理层的承诺。

3.20. 高级管理层应当将最优化纳入适当的辐射防护大纲，从而将对防护和安全的承诺转化为有效行动，并与实践所带来的辐射风险水平和性质相适应。第 3.60 段规定了这种大纲的范围。

3.21. 工作人员也应当对防护和安全负责。雇主应当确保建立一定机制，使工作人员能够尽可能多地参与制订使剂量保持在可以合理达到的最低水平的方法，并有机会就辐射防护措施的有效性提供意见。

3.22. 防护和安全的最优化是一项监管要求。监管机构应当致力于防护和安全的最优化并促进它的应用。必要时，监管机构应当采取所有相关行动、对管理层施加监管要求，以便适用这一原则。

3.23. 管理层应当确保向包括高级管理人员在内的各级工作人员提供培训大纲，培训大纲的内容和持续时间应当与有关工作人员的职能和责任相一致、相适应。监管机构的工作人员应当接受必要的培训，确保适当地适用和实施防护和安全的最优化。

决策辅助技术的使用

3.24. 使用决策辅助技术进行防护和安全最优化的过程，贯穿于直观的定性分析到定量分析之间，但应当足以连贯地考虑所有相关因素，从而有助于实现下列目标：

- (a) 考虑可利用的防护和安全方案及照射的性质、大小和可能性，确定当时情况下的最优的防护和安全措施；
- (b) 根据最优化过程的结果制定标准，采用预防事故和减轻事故后果的措施，限制照射的大小及可能性。

3.25. 在大多数情况下，以专业判断为基础的定性法足以决定可以达到的最有利的防护水平。在比较复杂的情况下，特别是在对经费有重大影响的情况下（例如在装置的设计阶段），使用结构法可能是适当的。一些复杂的情况可以通过成本效益分析或其他量化技术予以定量分析。但是，在其他情况下，可能无法对所有相关的因素进行定量分析，或以相当的单位表示。要在集体剂量和个人剂量之间、在工作人员剂量和公众剂量之间做出平衡可能是困难的，要考虑更广泛的社会因素可能也是困难的。对于这些情况，定性的决策辅助技术，如多标准分析，可能是有用的。

3.26. 考虑正常运行照射和潜在照射，选择适当的防护和安全措施所用的结构法应当包括下列步骤：

- (a) 确定所有可能减少职业照射的可利用防护方案；
- (b) 对被审核的特定情况，确定所有相关的经济、社会、放射等可能情况下的非放射因素，用以区分已经确定的可利用方案（例如，集体剂量、个人剂量分布、对公众照射的影响、对后代的影响和投资成本等）；

- (c) 在可能的情况下，定量分析每个防护方案的相关因素；
- (d) 比较所有方案,选择最优的方案；
- (e) 在适当情况下，进行灵敏度分析（即，使用不同的值对存在已知不确定度的关键参数进行试验，从而对得到的解决方案的可靠性进行评估）。

3.27. 决策者应当记住，无论在什么情况下，决策辅助技术并不一定提供最终的答案，也不提供唯一可能的解决方案。这些技术应当被视为有助于安排问题的工具，以便于对防护和安全的各种可能方案的相对有效性进行比较，促进对所有相关因素的综合，协助作出一致的决定。

剂量约束

3.28. 第 GSR Part 3 号[2]第 1.22 段指出：

“剂量约束……用于防护和安全的最优化，由此产生的预期结果是在考虑经济、社会和环境因素的情况下将所有照射控制在合理可行尽量低的水平。剂量约束适用于计划照射情况中的职业照射和公众照射。”

对于职业照射，剂量约束值是源相关的个人剂量值，用于限制最优化过程中所考虑的方案范围，始终是剂量限值的一部分。第 1.22 段继续指出：

“剂量约束值针对每个受控源单独确定，并作为为防护和安全最优化目的确定方案范围的边界条件。剂量约束值不是剂量限值：超过剂量约束值不代表未遵守监管要求，但这可能导致采取后续行动。”

3.29. 第 GSR Part 3 号[2]第 1.23 段指出：

“虽然利用剂量约束控制职业照射和公众照射的目的相似，但适用剂量约束的方式却不同。对于职业照射，剂量约束是负责设施或活动的人员或组织确定并用于防护和安全最优化的一种工具……。在照射发生后，可利用剂量约束作为评定已实施的最优化防护和安全战略……的适宜性及进行必要调整的一个准则。需要结合其他保健和安全规定以及现有技术考虑剂量约束的设定。”

3.30. 剂量约束的目的是对来自一个源、一个设施中的一组源、一项实践、一个特定类型行业中的一项任务或一组操作的个人剂量值，设置一个在对这些源、实践或任务实施防护最优化的过程中可以接受的上限值。剂量约束值可以表示为单次剂量或给定时间内的剂量，视情况而定。任何剂量约束值的设定都应当遵从工作人员从多个源或多项任务受到照射时的职业照射剂量限值。

3.31. 为了适用最优化原则，应当在设计和规划阶段对个人剂量进行评定，应当将对各种方案预计的个人剂量与适当的剂量约束值进行比较。对于预计引起的剂量低于剂量约束值的方案，应当进一步考虑；对于预计引起的剂量高于剂量约束值的方案，在正常情况下应当排斥。不应当使用剂量约束值回顾性地检查是否遵守了防护和安全要求。

3.32. 在计划和执行任务、设计设施或设备时遇到的各种情况下，应当前瞻性地利用剂量约束进行辐射防护最优化。因此，应当根据照射情况的具体特点，逐例设置剂量约束值。由于剂量约束是与源相关的，因此应当规定与剂量约束相关的源。应当与相关人员共同协商设定剂量约束值。对于类似源、类似实践或类似任务，应当用类似的方式使用剂量约束，特别是在对源、实践或任务授权的情况下。剂量约束值的设定可以是监管机构、受影响的营运单位及工作人员代表之间相互作用的结果，视情况而定。作为一般规则，较为适当的情形是，监管机构应当鼓励在监管监督下制定特定行业和组织集团内部的职业照射剂量约束值，而不是规定具体的约束值。

3.33. 为任何具体情况推导剂量约束值的过程，应当包括对运行经验的审核、来自类似情况的反馈、在可能情况下还有对经济、社会和技术因素的考虑。对于职业照射，管理良好的运行经验特别重要，而且应当在设置剂量约束值时加以考虑。国家调查或国际数据库对于这种目的是有用的，那里汇集了大量与具体运行相关的照射经验。

剂量限制

3.34. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.76(a)段指出：

“对从事受到或可能受到职业照射的活动的的所有工作人员，雇主、注册者和许可证持有者必须确保：

(a) 控制职业照射，以便不超过一览 III 中规定的职业照射的相关剂量限值。”

3.35. 根据第 GSR Part 3 号[2]第 III.1 段：

“对于年龄在 18 岁以上的工作人员的职业照射，剂量限值为：

(a) 连续 5 年⁶⁶平均的年有效剂量为 20 mSv（5 年内 100 mSv），并在任何单一年份内为 50 mSv；

(b) 按连续 5 年平均的眼晶体年当量剂量为 20 mSv（5 年内 100 mSv），并在任何单一年份内当量剂量为 50 mSv；

(c) 一年内四肢（手和脚）或皮肤⁶⁷的当量剂量为 500 mSv。

⁶⁶ 平均时限的开始必须与本标准生效之日后相关年度周期的第一天相一致，不作任何回顾性平均。

⁶⁷ 皮肤的当量剂量限值适用于皮肤最强受照部位 1 cm² 的平均剂量。皮肤剂量对有效剂量也有贡献，这一贡献是整个皮肤的平均剂量乘以皮肤的组织权重因数。”

3.36. 监管机构或其他相关主管部应当明确规定，在确定剂量限制的期限时应当遵循的规则。日历年或国家财政年是可以用于单一年度期间的简单例子。为了平均目的可以选择“滚动”五年期，其中当前的单一年份（日历年或财政年）被认为是五年期间的最后一年。为遵守监管要求，可以采用可替代的规则。

3.37. 第 GSR Part 3 号[2]第 III.1 段指出，对皮肤当量剂量的限值，适用于皮肤最强受照部位 1 cm² 的平均剂量。皮肤剂量对有效剂量也有贡献，这一贡献是整个皮肤的平均剂量乘以皮肤的组织权重因数。

3.38. 第 GSR Part 3 号[2]第 III.1 段和第 3.114 段指出，附加的限制适用于对已告知怀孕或正在哺乳期的女性工作人员的照射（见第 3.46 和 6.2—6.20 段）。

3.39. 第 GSR Part 3 号[2]第 III.2 段指出：

“对于年龄在 16 至 18 岁正在接受涉及辐射的就业培训的实习生的职业照射和年龄在 16 至 18 岁在学习过程中使用源的学生的照射，剂量限值为：

- (a) 一年中有效剂量 6 mSv；
- (b) 一年中眼晶体接受的当量剂量 20 mSv；
- (c) 一年中四肢（手和脚）或皮肤⁶⁷的当量剂量 150 mSv。

⁶⁷ 皮肤的当量剂量限值适用于皮肤最强受照部位 1 cm² 的平均剂量。皮肤剂量对有效剂量也有贡献，这一贡献是整个皮肤的平均剂量乘以皮肤的组织权重因数。”

对于职业照射，要求实习生的雇主对实习生的防护和安全负责。

3.40. 第 6.21—6.100 段提供对流动工作人员适用剂量限值的建议。

3.41. 需要按五年期的平均剂量来提供灵活性的实例，包括核电厂计划中的维护操作和一些铀矿开采的常规作业。然而在大多数情况下，只要适当地应用了防护最优化原则，则工作人员受到的年有效剂量很少超过 20 mSv。在不需要通过剂量平均来提供灵活性的情形下，监管机构可以继续按年剂量限值实行；任何单一年份的剂量限值是 20 mSv。

3.42. 在充分使用灵活性（即按五年期平均剂量）的情形下，适用剂量限值的一般方法可以总结如下：

- (a) 一般情况下，应当控制工作人员个人的照射，使得一年内的有效剂量不超过 20 mSv。这里包括该工作人员在这段时间内受到的外照射剂量和内照射剂量。

- (b) 如果工作人员个人的照射使得有效剂量在一年内超过 20 mSv, 但在 50 mSv 的剂量限值以内, 则管理层应当适当采取下列措施:
 - (i) 对照射进行审核, 确定照射是否可以合理达到的最低水平, 在适当情况下采取必要的纠正行动;
 - (ii) 考虑如何进一步限制工作人员个人的照射, 确保在选定的平均期内五年的有效剂量低于 100 mSv;
 - (iii) 将剂量的大小和导致照射的情况通知监管机构。

3.43. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.48 段要求, 注册者和许可证持有者将任何超出剂量限值的事件立即报告监管机构。因此, 管理层应当建立一个适当的报告制度。这种制度还应当规定, 向参与超过职业照射剂量限值事件的工作人员发出通知。

3.44. 如果一名工作人员受到的照射超过了单一年份的剂量限值 50 mSv, 则这样的事件应被视为异常。在这种例外情况下, 工作人员继续从事辐射工作是合适的, 但前提是:

- (a) 监管机构在适当考虑工作人员健康后, 认为没有理由阻止工作人员继续从事辐射工作;
- (b) 雇主和监管机构与工作人员协商(适当情况下通过工作人员代表协商)后, 并在适当情况下与职业医师协商后, 就暂行的剂量限制及适用期限取得一致。

3.45. 根据与剂量限值有关的剩余时间, 按比例进行限制可能是适当的, 而且可能必须实行进一步的限制, 以便在五年内保持在 100 mSv 的剂量限值内。

3.46. 一般情况下, 职业照射的剂量限值对男性和女性工作人员同样适用。但是, 因为胚胎或胎儿或母乳喂养的婴儿对辐射更加敏感, 这种可能的相关性要求对怀孕和母乳喂养期的工作人员考虑附加的控制。对女性工作人员怀孕期和怀孕后的辐射防护的特殊要求见第 6.2—6.20 段。

3.47. 监管机构应当确保实行各种制度, 防止剥夺所受剂量接近相关剂量限值的工作人员的工作权利。可能会出现这样的情况: 一名工作人员无意间受到的剂量接近相关剂量限值, 使得进一步的照射可能导致超过该限值。对

待这种情况的方法，应当与对待工作人员所受剂量超过剂量限值的情况相同（见第 3.44 段和第 3.45 段）。

3.48. 管理层应当制定工作计划，以便在可行的范围内确保工作人员在短时间内所受剂量在相关剂量限值中不会占有显著的比例，从而导致随后的照射可能超过年剂量限值。

辐射防护大纲

目标

3.49. 辐射防护大纲的总目标，是采用与风险的性质和程度相适应的管理结构、政策、程序和组织安排，履行管理层对防护和安全的责任。辐射防护大纲应当包括有助于防护和安全的的所有主要因素。辐射防护大纲关系到实践的所有阶段或设施的寿期（即从设计到调试和运行或过程控制直到退役）。

3.50. 辐射防护只是确保工作人员整体健康和安全的一个要素。应当与负责工业卫生、工业安全和消防安全等其他卫生和安全领域的人员密切合作，共同制定和管理辐射防护大纲。

3.51. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.93 段要求：

“雇主、注册者和许可证持有者必须按照以下各级预防措施，通过提供良好的工程控制和满意的工作条件，最大程度地减少在防护和安全方面依靠行政管理控制和个人防护设备的需要：

- (1) 工程控制；
- (2) 行政管理控制；
- (3) 个人防护设备。”

3.52. 虽然辐射防护大纲可以包括对工作人员和公众的防护，但本“安全导则”只着重于那些与工作人员防护有关的方面。在大多数实践中，工作人员受到的剂量远低于第 GSR Part 3 号[2]中规定的相关剂量限值，有可能受到剂量限制要求影响的工作人员只是全体员工中的一小部分。最优化的要求应当是制订和实施辐射防护大纲的主要动力，在许多情况下包括采用防止或减少可能照射的措施和减轻事故后果的措施。

预先放射评价及安全评定

3.53. 照射情况的特点，可能因有关设施类型（从“简单”的设施如机场的行李检查设备，到复杂得多的设施如核后处理厂）和活动阶段（如建造、运行、维护和退役）的不同而有很大的不同。应当采用分级法确保辐射防护大纲能很好地适应情况（见第 2.20 段和第 2.22 段）。作为确定辐射防护大纲的第一步，应当对设施或活动进行预先放射评价。

3.54. 预先放射评价应当尽量精确地描述职业性照射的情况。应当按照分级法把评价的努力程度、形式和细节及接受的检查，与正常运行中照射的大小及潜在照射的大小和概率联系起来。

3.55. 预先放射评价应当对运行的所有方面，确认以下事项：

- (a) 常规照射源和可以合理预见的潜在照射源，如表面污染、空气污染和外部辐射源。
- (b) 正常运行中照射的性质和大小。
- (c) 潜在照射的性质、可能性和大小。这里应当包括与辐射防护或安全有关的结构、系统和组件及程序中的单个或多个故障同时发生的方式，或其他导致潜在照射的方式以及这些故障导致的后果。
- (d) 实施最优化过程所必需的防护和安全措施。
- (e) 适当的监测系统。
- (f) 对设施放射性流出物引起的潜在公众照射的评定。

3.56. 在预先放射评价中，照射的评定可以通过以下一种或多种方式进行：

- (a) 使用工作场所监测。这种方法可以很好地评定工作人员将要受到的剂量，条件是工作场所的放射条件在很长一段时间（至少几个月）内是可以合理预测的。工作场所监测应当按照适当的间隔重复进行，当工作条件发生显著变化时也应如此。
- (b) 使用出自科学文献的数据和来自类似设施的资料。文献中给出了各种工作场所情况下的部分剂量值。这些剂量值原则上可以用来判断是否需要监测。

- (c) 使用数值模拟。数值模拟可以发挥强大的作用，对于在特定照射情况下接受的剂量，可以立即提供相关参数的信息。模拟结果应当通过测量加以验证。
- (d) 使用验证性测量。使用个人剂量计进行验证性测量有助于确定是否需要个人监测。

3.57. 预先放射评价有助于确定在设计阶段可以实现什么，以便通过使用工程特性来建立令人满意的工作条件。例如提供屏蔽、密封、通风或联锁装置。这些考虑旨在将正常运行期间依靠行政管理控制和个人防护设备实现防护和安全的需求减到最小（见第 3.51 段）。随后可以考虑为进一步控制工作人员的照射可以实行的附加运行程序和限制。只有当这些措施不足以充分限制工作人员所受的剂量时，预先放射评价才需要考虑使用特殊工具、个人防护设备和与具体任务相关的培训。

3.58. 关于安全评定过程，第 GSR Part 3 号[2]要求 13 指出：

“监管机构必须制定并强制执行安全评定要求，对产生辐射危险的设施或活动负有责任的人员或组织必须对该设施或活动进行适当的安全评定。”

3.59. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.31 段指出：

“安全评定必须在不同阶段进行，这些阶段在适当时包括设施或其组成部分的选址、设计、生产、制造、组装、调试、运行、维护和退役（或关闭），……”

原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4（Rev.1）号《设施和活动的安全评定》[18]对设施和活动的安全评定提出了更具体的要求，原子能机构关于安全评定的各种安全导则正在制定过程中。

辐射防护大纲的范围

3.60. 辐射防护大纲应当以适当的详细程度将下列事项编制成文件：

- (a) 将对工作人员的防护和安全责任分配给不同的管理层，包括相应的组织安排以及在适用情况下（例如流动工作人员）在雇主和注册者或许可证持有者之间分配的相应责任；

- (b) 合格专家的指定及职能（见第 3.65—3.71 段）；
- (c) 将职业辐射防护与工业卫生、工业安全和消防安全等其他卫生和安全领域相结合；
- (d) 关于辐射发生器和辐射源的台账管理制度（见第 3.72—3.74 段）；
- (e) 控制区和监督区的指定（见第 3.75—3.86 段）；
- (f) 工作人员需要遵守的本地规则和工作监督（见第 3.87—3.92 段）；
- (g) 提供适用的个人防护设备（见第 3.93 段和第 9.53—9.64 段）；
- (h) 工作人员和工作场所的监测安排，包括获得和维护适当的仪器（见第 3.97—3.128 段和第 7 部分）；
- (i) 与照射控制的所有资料、职业辐射防护和安全措施的决定及个人监测等相关的报告和记录系统（见第 3.132—3.140 段和第 7 部分）；
- (j) 关于危险的性质、防护和安全措施的教育和培训大纲（见第 3.141—3.151 段）；
- (k) 定期审核和审计辐射防护大纲执行情况的方法（见第 3.157 段和第 3.158 段）；
- (l) 安全评定表明需要的应急计划（见第 4.5 段和第 4.6 段）；
- (m) 工作人员健康监测大纲（见第 10 部分）；
- (n) 对质量保证和过程改进的要求。

3.61. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.13 段指出：

“注册者和许可证持有者必须在制定和实施其已获准实践和源的防护与安全所必需的技术和组织措施方面承担责任。注册者和许可证持有者可指派具有适当资质的人员执行与这些责任有关的任务，但注册者和许可证持有者仍必须对防护和安全负有首要责任。注册者和许可证持有者必须将被指派人员的姓名和责任编写成文件，以确保遵守本标准的要求。”

3.62. 管理层应当根据情况，将组织内部实施辐射防护大纲的责任指定给员工。应当明确划定从高级管理人员到参与辐射防护大纲具体任务的各级工作人员的责任，并以书面政策声明的形式记载下来，确保各级管理层和员工都熟悉这些责任。

3.63. 组织结构应当反映指定的责任和组织对防护和安全的承诺。管理结构应当促进各个相关人员之间的合作。在设计辐射防护大纲时，应当向负责各方面工作的人员提供有关资料。

3.64. 为了协调关于防护和安全措施的选择决策，可以根据设施的规模和复杂程度设立一个有职业照射相关部门参加的专门咨询委员会。委员会的主要目的是就辐射防护大纲向高级管理层提供咨询意见。因此，委员会的成员应当包括来自有关部门的管理人员和有现场经验的工作人员。委员会的职能应当是从总体上规划辐射防护大纲特别是运行辐射防护的目的，验证辐射防护的目标，提出关于选择防护和安全措施的提案，为辐射防护大纲的实施所配备的资源、方法和工具向管理层提供建议。

合格专家

3.65. 辐射防护大纲应当明确规定对下述相关领域合格专家的需求，并指定相关的专家：

- (a) 辐射防护；
- (b) 内、外照射剂量测量；
- (c) 工作场所监测；
- (d) 通风（例如地下矿井）；
- (e) 职业卫生；
- (f) 放射性废物管理。

3.66. 管理层应当确保提供合格专家的相关服务，确保在提供辐射防护工作相关服务的人员与负责控制非放射危害的人员之间有密切合作、保持密切的工作联系。应当根据监管机构的要求，任命辐射防护负责人，监督有关监管要求的实施和遵守情况。

3.67. 每一个领域的合格专家的职能在许多方面是相互关联的，对于某些设施的运行，这些职能是可以结合在一起的。例如，在一个小型地下矿井中，可以将辐射防护负责人和通风负责人的职能结合在一起。在由两名或两名以上的合格专家分工负责的情况下，合格专家之间应当保持密切的工作关系。

- 3.68. 合格专家应当向设施雇主的、全面负责安全的高级代表直接报告。
- 3.69. 应当向合格专家提供充分的设备、资源和工作人员，以便履行他们的职能。
- 3.70. 对于合格专家实施的控制措施，应当定期进行有效性的评定。
- 3.71. 在适当情况下，管理层应当针对辐射防护大纲的各个方面，包括控制区和监督区的指定、本地规则的编写、个人防护设备的提供以及工作场所监测和工作人员监测的安排，并就对防护和安全有重大影响的任何后续变化，向指定的合格专家征求意见。

关于辐射发生器和辐射源的台账管理制度

3.72. 第 GSR Part 3 号[2]要求 17 规定了基本要求，指出“注册者和许可证持有者必须确保辐射发生器和放射源的安全。”

3.73. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.49—3.60 段对确保辐射发生器和放射源的安全提出了更详细的要求。原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.10 号《辐射发生器和密封放射源的安全》对辐射发生器和密封放射源的安全提供了指导[19]。

3.74. 关于辐射发生器和放射源的台账管理制度应当包括一份详细的库存目录，其中包括每个辐射发生器或放射源的位置和说明，以及每个放射源的活度和物理化学形态的记录。应当定期更新和核实这份目录。此外，还应当考虑对持有的每个放射源的任何特别说明和对任何这种源的处置细节的记录加以保存。

工作区的分类

3.75. 管理层应当考虑对存在职业辐射照射的工作区进行分类。应当在辐射防护大纲中定义这些工作区，应当根据第 3.53—3.56 段述及的预先放射评价结果对这些工作区进行分类。可以定义为两种类型的工作区：控制区和监督区。

控制区

3.76. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.88—3.90 段对控制区提出了详细的要求，其中规定：

“3.88. 注册者和许可证持有者必须为下列目的……把要求或可能要求采取专门防护和安全措施的任何区域指定为控制区：

- (a) 在正常运行时控制照射或防止污染扩散；
- (b) 在预期运行事件和事故工况下防止或限制照射的可能性和大小。

3.89. 在确定任何控制区的边界时，注册者和许可证持有者必须考虑到正常运行条件下预期照射的大小、预期运行事件下和事故工况下照射的可能性和大小，以及防护和安全所要求的程序类型和范围。

3.90. 注册者和许可证持有者：

- (a) 必须用实体手段划定控制区，或在这样做不合理可行之处，采用其他一些适宜的手段划定控制区；
- (b) 必须当源只是间歇地投入运行或通电，或从一处移至另一处时，必须采用在主导情况下适当的手段划定适当的控制区并规定受照次数；
- (c) 必须在出入口处和控制区内适当场所标示国际标准化组织所建议的标识[16]并设置指示；
- (d) 必须制定防护和安全措施，包括在适当时控制污染扩散的实体措施以及用于控制区的局地规则和程序；
- (e) 必须通过使用工作许可证等行政管理程序和可能包括锁或联锁装置的实体屏障限制出入控制区，限制程度应与照射的可能性和受照程度相称；
- (f) 在适当时必须是在控制区入口处提供：
 - (i) 个人防护设备；
 - (ii) 个人监测和工作场所监测设备；
 - (iii) 适合的个人衣物贮存柜。

- (g) 在适当时必须是在控制区出口处提供：
 - (i) 监测皮肤和衣物污染用设备；
 - (ii) 监测从该区移出的任何物品或物质污染用设备；
 - (iii) 清洗或淋浴设施以及其他个人去污设施；
 - (iv) 贮存被污染人员防护设备的合适贮存室。
- (h) 必须定期审查条件，以评定是否需要修订防护和安全措施或更改控制区边界；
- (i) 必须向在控制区内工作的人员提供适当的信息、指导和培训。”

3.77. 当管理层认为有必要采取过程控制措施、确保最优防护水平、遵守相关剂量限值时，应当指定一个控制区。控制区的指定应当以运行经验和判断为依据。在没有非密封放射性物质污染问题的工作区内，有时可以根据边界剂量率来确定被指定区。过去经常使用以有关剂量限值的一部分为基础的剂量率值来确定控制区的边界。这种方法可能仍然是适用的，但在没有实施认真的放射评价之前不应当使用。例如，应当考虑剂量率一直保持在规定水平以上的时间长度和潜在照射危险。

3.78. 使用非密封放射性物质的工作可能导致空气污染和表面污染，因而可能导致工作人员摄入放射性核素。这种污染一般是间歇性的，正常情况下不可能仅仅依靠设计特性来控制摄入，特别是在事故情况下。因此，必须运用运行程序来预防或减少摄入的可能性，而且一般应当设立控制区。

3.79. 如果只使用少量非密封放射性物质（例如，研究实验室中的示踪研究），则可以不用设置控制区。如果只操作低活度浓度的材料，例如各种工业活动中伴有天然存在的放射性物质的材料，则也不必要设置控制区。

3.80. 应当使用控制区入口的警示标识，向雇员特别是维护人员表明在控制区内适用特别的程序，而且表明可能存在辐射源。

3.81. 在设置控制区时，管理层可能会发现，利用现有的实体边界如房间或建筑物的墙壁是有用的。这意味着这种控制区可能会大于只是根据辐射防护考虑的实际必需范围。例如，为了实用目的，在某些地下铀矿井中可以把整个地下区指定为控制区。同样，在一些诊断医疗设施中，可以将整个检查室指定为控制区。

3.82. 在规定控制区的入口控制时，应当顾及实际的考虑以及出于其他（非放射）原因进入控制区的需要。在许多工作场所，特别是在专门设计的建筑物内工作人员较少的场所中，综合控制如包括锁和联锁在内的物理屏障，对于安装和运行是实用的，而且出于安保原因可能是这样要求的。在其他工作场所，如在雇用数千名工作人员的地下矿井中，卡和标签等出入控制手段及监督可能是更实用和更合适的替代办法。

监督区

3.83. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.91 段和第 3.92 段规定了对监督区的要求，其中规定：

“3.91. 注册者和许可证持有者必须将下述任何区域指定为监督区，即虽然尚未被指定为控制区，但对于该区域，即使通常毋需采取专门的防护和安全措施，但其职业照射条件也需持续处于监督之下的区域。

3.92. 注册者和许可证持有者在考虑监督区内照射或污染的性质、可能性和大小后：

- (a) 必须采用适当的手段划定监督区；
- (b) 必须适当时在监督区的出入口处设置经核准的标识；
- (c) 必须定期审查条件，以评定是否需要采取进一步的防护和安全措施或是否需要更改监督区边界。”

3.84. 监督区的基本目的是找出工作场所中存在的、应当定期接受放射条件审核的部分，以便确定是否应当改变该工作区的状态，例如在预先放射评价中没有预见到的情况；或者确定在设计特性上或在任何相邻控制区适用的程序中，是否存在某种控制故障。通常，对放射条件的审核包括对一个区、在某些情况下对这个区内的工作人员，进行定期监测的大纲。没有必要在每一个控制区周围都设置一个监督区，因为适用于一个指定控制区的要求是足够的。

3.85. 同控制区一样，最好根据运行经验和判断来确定监督区，也可以使用剂量率来确定边界。合理的目标是确保那些在指定区外受到照射的工作人员接受与公众成员相同水平的防护。这意味着，一种可能的办法是以年有效剂量 1 mSv 为基础的剂量率来确定监督区的外边界。监督区的条件应当是

雇员能够以最低限度的辐射防护手续进入区内。此外，在界定监督区时可以利用现有的实体边界（见第 3.81 段）。

3.86. 尽管在许多情况下，用警告标识来标记监督区的边界可能是合适的，但不一定总是必要的或有效的。例如，可能有必要在医院的某个部分指定公众可以出入的监督区；这种监督区入口的标识可能会引起不必要的关注。

本地规则和监督

3.87. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.94(a)和(b)段指出，管理层：

“与工作人员或在适当时通过其代表协商：

- (a) 必须制定工作人员和其他人员防护和安全所必需的本地书面规则和程序；
- (b) 必须将任何相关的调查水平或批准的水平以及在超过任何这种水平时应遵循的程序列入本地规则和程序。”

管理层应当确保对伴有职业照射的工作给予充分的监督，确保工作人员了解适用的防护和安全规则、程序和措施。管理层还应当采取一切合理的步骤，确保遵守防护和安全的规则、程序和措施。

3.88. 本地规则和程序应当与有关设施的设计和目標相一致，并有助于防护和安全的最优化。

3.89. 本地规则和程序应当说明在控制区内应当遵循的组织结构和程序，可以包括辐射防护大纲中以下各种内容的部分规定或全部规定：

- (a) 照射和污染的监测；
- (b) 工程控制，如通风系统；
- (c) 个人防护设备的使用；
- (d) 个人卫生；
- (e) 工作人员健康监护；
- (f) 放射性废物管理；
- (g) 环境监测；
- (h) 管理体系；

- (i) 培训；
- (j) 安全文化的培育；
- (k) 记录保存；
- (l) 报告；
- (m) 适当情况下的应急准备与响应。

3.90. 应当将本地规则和程序醒目地显示出来，便于在工作场所内利用。

3.91. 应当给予工作人员充分的培训，便于他们能够遵守本地规则和程序。

3.92. 管理层应当分派责任、实行对任务的监督。应当实施这种监督，确保在工作时间内实施所有要求的防护和安全措施。在偏远的工作场所，这种责任应当指派给工作现场的直接监督人。

个人防护设备

3.93. 当工程控制和行政管理控制不足以为所要执行的任务提供最优水平的防护时，则需要管理层按照第 GSR Part 3 号[2]第 3.95 段规定，确保向工作人员提供合适的和足够的个人防护设备，这些设备在妥善条件下保管，并在适当情况下予以定期试验。在考虑使用个人防护设备减少照射的措施时，应当顾及到由于使用设备造成的延误或不便而可能增加的照射。工作人员在开始工作前应当接受有关使用这种个人防护设备的培训。第 9.53—9.64 段提供关于使用个人防护设备的更多详细情况。

工作计划与工作许可

3.94. 当需要在可能遇到严重辐射水平或污染水平的情况下进行工作时，或者当工作情况复杂（涉及若干组工作人和众多的活动）的时候，预先制定工作计划是实现防护和安全最优化的最重要手段之一。辐射防护负责人应当参与工作的计划，并对在控制区内开展工作的条件提供建议。需要使用详细工作计划和工作许可证的情况通常出现在核工业中，但也可能出现在非核工业中（例如维护或拆除加速器）。经合组织核能机构发布了关于在核电站利用工作计划实施最优化的补充导则[20]。

3.95. 在适当情况下,应当根据设施或活动的类型,将书面程序作为制定工作计划过程的组成部分。需要考虑以下事项:

- (a) 以前完成的类似工作资料;
- (b) 开始工作的时间、估计的工期和涉及的人力资源;
- (c) 剂量率估算值分布图;
- (d) 工厂的运行状态(例如核电厂冷停堆或热停堆及满功率运行或减功率运行);
- (e) 同一区内可能干扰工作的其他活动;
- (f) 运行准备和援助(例如工艺隔离、脚手架和保温工作);
- (g) 要使用的防护服和工具;
- (h) 确保监督、控制和协调所必需的通讯;
- (i) 工作产生的任何放射性废物的管理;
- (j) 与常规安全防护措施的协调。

3.96. 对于需要采取特别放射预防措施的一项任务,通常应当制作辐射工作许可证。辐射工作许可证由负责制定工作计划的人员与辐射防护负责人联合发放。应当向工作主管提供许可证副本,在工作时间内将其保留在工作小组。辐射工作许可证除了说明要从事的工作外,还可以包括下述内容:

- (a) 由工作前的调查或其他方式估算得出的、工作区和可能热点的详细剂量率分布图;
- (b) 对污染水平的估算值及在工作过程中污染水平的变化;
- (c) 在工作前或工作期间对工作场所辐射水平追加任何监测的明确说明;
- (d) 每个工作步骤的个人照射和集体照射的估算值;
- (e) 工作人员另外使用的任何剂量计的规格;
- (f) 在不同工作阶段拟使用的个人防护设备的规格;
- (g) 任何时间限制或剂量限制的详情;
- (h) 关于什么时候与辐射防护负责人联系的指示。

照射的监测与评定

监测目的

3.97. 一般术语“监测”，是指与评定或控制辐射照射和放射性物质照射有关的测量过程。虽然测量在任何监测大纲中都起着重要作用，但监测不仅仅是测量；还要求进行解释和评定。因此，进行测量的首要正当性，应当表现为有助于实现和证明足够的防护和安全，在最优化过程中亦是如此。

3.98. 监测大纲可能有各种各样目的，取决于实践的性质和程度。这些目的可以包括以下内容：

- (a) 评定工作人员照射，证明符合监管要求。
- (b) 确认工作实践的有效性（例如监督和培训的充分性）和工程标准的有效性。
- (c) 确定工作场所的放射状况，这些状况是否在充分的控制之下，运行的变化是否改善或恶化了状况。
- (d) 通过审核收集到的个人和群组的监测数据来评价和改进运行程序。这些数据可用于识别运行程序和设计的优点和缺点，从而有助于开展与辐射有关的更安全的工作实践。
- (e) 提供可以用来使工作人员能够了解他们如何、何时、何地受到照射的信息，促使他们采取步骤减少照射。
- (f) 提供事故照射情况下评价剂量所用的资料。

此外，监测数据还可用于风险利益分析，补充医疗记录。

3.99. 在工业关系或公共关系领域（如员工的安心和欲望）或在科学调查领域（如流行病学研究用的数据），或在为表达对工作人员个人不利健康影响而明确法律责任提供有用信息时，监测可以提供重要的辅助利益。这些因素会影响到对监测大纲性质和范围的决策，但本身并不能为防护和安全监测大纲提供主要的正当性判断。

监测大纲

3.100. 制定监测大纲的主要责任在于管理层。应当充分考虑监管要求，与合适的合格专家共同协商，在第 3.53—3.59 段所讨论的预先放射评价的基础上设计监测大纲。

3.101. 监测大纲可划分和细分为若干不同类型。第一级划分与监测目的有关。出于辐射防护目的，第一级划分可以定义为以下四种类型的监测：

- (a) 常规监测与连续运行有关，目的是满足监管要求，证明包括个人剂量水平在内的的工作条件仍然令人满意。
- (b) 特殊监测是调查性监测，一般包含在工作场所中没有足够信息能够证明有充分管理的情况。特殊监测的本意是为明确问题和确定未来程序提供详细的信息。特殊监测一般应当在新设施调试阶段或在对设施或程序做出重大更改后或在异常情况如事故条件下进行运行时实施。
- (c) 验证性监测在需要核实对照射条件的假设（例如为了确认防护措施的有效性）时进行。
- (d) 任务相关的监测适用于特定的运行。这种监测为支持运行管理的即时决策提供数据。也可以支持防护的最优化。

3.102. 可以根据监测位置，将这些类型的监测大纲中的每一种细分为：

- (a) 个人监测包括使用工作人员个人佩戴的设备进行的测量，或对其体内或身上的放射性物质的量进行的测量及对这些测量的解释。
- (b) 工作场所监测包括在工作环境中的测量和对这些测量的解释。

3.103. 个人监测可再细分为外照射监测、内照射监测和皮肤污染监测。工作场所监测可进一步细分为外部辐射监测、空气污染监测和表面污染监测。监测大纲的细节受到各种因素的影响，例如涉及的辐射和放射性核素的类型和能量（见第 7 部分）。

3.104. 监测大纲的设计应当反映监测大纲的目的，应当明确说明和记录这些目的。设计中应当包括解释监测结果所依赖的基础以及与大纲目的的关系，对这种基础应当加以记录。大纲中应当区分为控制运行而进行的监测和为满足监管要求对照射进行正式评而进行的监测。

3.105. 监测大纲中拟用的设备应当适合于工作场所中所遇到的辐射类型和放射性物质的形态。应当对设备进行校准以满足适合的标准。第 7 部分提供更详细的指导，其中包括对如何提供已经批准的剂量测量服务的指导。第 8 部分提供对剂量测量服务提供商的管理体系的指导。

3.106. 监测大纲的设计和实施应当符合管理体系中包含的质量保证要求，确保正确地制定和遵守程序，确保快速编制、正确保存记录。在监测大纲的设计中应当指明应当保存的记录以及保存和弃置记录的相关程序。应当按照预定的时间间隔或在设施运行中或监管要求中有了任何重大变化后，对所有这些方面进行定期审核。这种审核的目的应当是确保适当地开展监测工作（类型、频度和范围）。还应当利用这些信息来识别运行程序的优点和缺点及设计特性的优点和缺点。

个人监测

3.107 对工作人员进行个人监测的必要性和适当性取决于下列因素：

- (a) 放射性物质存在的量和涉及的放射性核素；
- (b) 放射性物质的物理化学形态；
- (c) 使用的包容类型；
- (d) 实行的操作；
- (e) 剂量或摄入量的预期水平和可能的变化；
- (f) 测量大纲的测量程序和解释程序的复杂性；
- (g) 一般工作条件。

例如，操作密封源（有屏蔽或无屏蔽密封容器中的分散源）的工作人员可能需要外照射监测，但不需要内照射监测。相反，操作 ^3H 、 ^{125}I 或 ^{239}Pu 等放射性核素的工作人员可能需要内照射监测，而不是外照射监测。

3.108. 在运行的早期阶段，对个人监测的必要性可能较大。随着工作场所经验的累积，可以持续审核常规个人监测的必要性，以便决定是否需要进行个人监测，或工作场所的监测是否足以达到辐射防护目的。在确定进行个人监测的必要性时，还应当考虑事故照射的可能性。

3.109. 对于伴有内照射的工作，是否需要将工作人员登录在个人监测大纲中，应当根据放射性核素的摄入量是否有超过预定水平的可能性来决定。为了防止或减少摄入的可能性，在需要制定运行程序的情况下，一般应当设置一个控制区。对于放射性核素摄入量的常规个人监测，仅适用于在控制区内与污染控制有关的指定区内聘用的、有理由预期会有显著摄入量的工作人员。如果经验表明，由于放射性核素的年摄入量引起的职业照射的待积有效剂量不太可能超过 1 mSv，则没有必要进行个人监测，但应当进行工作场所监测。下列活动是应当考虑进行内照射常规个人监测的例子：

- (a) 大量气态或挥发性物质的操作，例如大规模生产过程中、重水反应堆中及气态光源生产中的氙及其化合物；
- (b) 钷和其他超铀元素的处理；
- (c) 由于裂变产物和活化产物而可能导致照射的反应堆设施的维护；
- (d) 大量生产放射性同位素；
- (e) 大量放射性药物的生产和操作，例如用于正电子发射断层摄影的 ^{18}F 或用于治疗 ^{131}I ；
- (f) 高品位铀矿石开采、铀矿石浓缩物加工及核燃料生产；
- (g) 矿物浓缩物加工，如富含钍的独居石及含钍产品的生产。

3.110. 为了获得必要的准确度和精确度，应当尽可能地由获准的剂量测量服务机构实施个人剂量测量。监管机构应当考虑建立国家认证程序，作为批准剂量测量服务的基础。剂量测量服务提供商的管理体系将在第 8 部分中讨论。

3.111. 对于控制区短时间低频度的来访者，可以但非必须进行个人监测。应当保存受访控制区的辐射状况记录（例如工作场所监测数据和来访者陪同人员的个人监测数据）和来访期间在这些区内停留的时间长度的记录。

工作场所监测

3.112. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.96—3.98 段提出了对工作场所监测的要求，其中规定：

“3.96. 注册者和许可证持有者在适当情况下与雇主合作，必须在辐射防护负责人或合格专家的监督下制定、维护并经常审核工作场所的监测计划。

3.97. 工作场所监测的类型和频度：

(a) 必须足以能够：

- (i) 评价所有工作场所的辐射状况；
- (ii) 评定控制区和监督区的照射情况；
- (iii) 审核控制区和监督区的划分情况。

(b) 必须基于剂量率、空气中放射性浓度和表面污染以及它们预期的波动情况，并基于预期运行事件和事故工况下照射的可能性和受照程度。

3.98. 注册者和许可证持有者在适当情况下与雇主合作，必须保存工作场所监测计划实施结果的记录。必须向工作人员（适当时通过其代表）提供工作场所监测计划的实施结果。”

3.113. 工作场所监测大纲应当规定：

- (a) 要测量的量；
- (b) 在何处、何时及以何种频度进行测量；
- (c) 最适当的测量方法和程序；
- (d) 调查水平和如果超过这些水平将要采取的行动。

3.114. 应当对工作场所监测的结果和结论加以记录并提供给管理层，适当情况下，通过工作人员的代表提供给工作人员。这些信息应当用于支持就业前和就业后评价、工作计划及污染控制和放射控制运行的管理。应当识别监测结果的重大变化，定期分析趋势。必要时应当采取纠正行动。应当记录以下资料：

(a) 证实遵守法规；

- (b) 识别工作环境的明显变化；
- (c) 给出辐射调查的详细情况，如日期、时间、地点、剂量率、气载活度浓度、所用仪器、调查人员或其他意见；
- (d) 详细说明对已经收到的关于工作场所的、可能对遵守相关要求有不利影响的任何报告；
- (e) 详细说明所采取的任何适当行动。

3.115. 在选择和使用工具时应当特别谨慎，确保性能特点适合于工作场所监测的具体情况。第 7 部分对工作场所监测仪器的获取、使用、维护及试验的相关考虑事项提供指导。

照射评定

3.116. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.99—3.102 段提出了对于职业照射评定的具体要求，其中规定：

“3.99. 雇主以及自营职业者、注册者和许可证持有者必须负责在适当时以个人监测为基础对工作人员的职业照射评定作出安排，并且必须确保与按照质量管理体系运作的经批准或核准的剂量监测服务提供商一道作出这些安排。

3.100. 对于通常在控制区工作的任何工作人员或偶尔在控制区工作并可能受到大剂量职业照射的任何工作人员，在适用、适当和可行的情况下必须进行个人监测。在工作人员的个人监测不适用、不适当或不可行的情况下，必须根据工作场所监测的结果以及有关工作人员受到照射的场所和时间的资料对职业照射进行评定³³。

3.101. 对于定期在监督区工作的任何工作人员或只是偶尔进入控制区的任何工作人员，必须在适用时根据工作场所监测结果或个人监测结果对职业照射进行评定。

3.102. 雇主必须确保确定由于污染可能受到照射的工作人员，包括使用呼吸保护设备的工作人员。雇主必须安排进行必要程度的适当监测，以证明防护和安全措施的有效性并评定放射性核素的摄入量和待积有效剂量。

³³ 第 3.100 和第 3.101 段中为监测目的作出的各类工作人员之间的区别类似于欧洲联盟立法中 A 类与 B 类工作人员之间的区别[（见参考文献[21]）]。”

3.117. 如果对照射的任何单一因素（例如强贯穿光子辐照、中子辐照或内照射），预计相应的年有效剂量将超过 1 mSv，则应当考虑对正常条件下和可预见的异常条件下的工作人员个人的照射进行评定。还应当考虑到潜在照射的可能性和可能的大小。

3.118. 一般情况下，当照射的大小或波动可能很大时，应当根据个人监测结果评定工作人员个人的辐射照射。在某些情况下，特别是在评定内照射时，这样做可能是不可行或不实际的，应当依靠工作场所监测。在这种情况下，监测大纲应当提供有关工作人员的行动和工作人员身边环境中空气浓度的时间和空间变化的详细信息。在可能的情况下，应当使用表征工作场所特性的具体现场数据，而不是默认值。

3.119. 对于伴有内照射危险的工作，可能需要制定空气活度浓度或人体内活度摄入量的水平，以便作为是否存在显著个人照射的潜在指标。在导出该水平时，应当尽可能地考虑特定放射性物质和相关工作场所的照射途径。如果超过该水平，则可能需要对个人的内照射追加直接测量。在怀疑为特定工作场所条件所做的照射评定是否足够准确时，这样做也是合适的。

3.120. 对于职业照射的任何评定，都应当对用于确定外照射和内照射的特定监测程序或装置的准确性进行评定。目的应当是为可信的、正式评定的照射建立可以合理实现的全面记录。应当考虑到影响评定准确度的各种因素。应当对测量和解释所用的准确度标准给出定义，并采取合理适当的措施、对不确定度作出定量的分析并使之减到最小。

3.121. 第 7 部分对照射的评定提供更详细的指导。

调查水平

3.122. 特定情况下的经验有时表明需要对程序和性能进行审核。这种经验可以是定性的（例如观察到小规模污染的发生频度可能有所增加），也可以是定量的（例如监测大纲的结果趋势）。将调查水平适用于个人监测和工作场所监测的结果，有助于使用定量的经验。调查水平定义为“一个量如有效剂量或摄入量或单位面积或体积污染量的值，达到或高于这个值就要启动调查” [2]。

3.123. 调查水平作为管理层使用的工具，在监测大纲中起着重要作用。调查水平应当在活动的计划阶段给予定义，可以根据运行经验加以修订。为了监管目的，监管机构也希望制定关于个人照射的一般调查水平。调查水平可以用与个人或工作环境有关的任何事实上可测量的量来设置。管理层应当把调查水平规定在辐射防护大纲中，目的是为了促进对运行和照射的管理。

3.124. 调查水平应当仅在回顾性意义上使用，不应当与剂量约束值混淆。如果超过调查水平，则应当启动审核、确定原因，并考虑关于防护和安全的安排及超过该值的原因。这种审核可能导致追加防护和安全措施。审核目的应当是吸取可能适用于未来任何运行的教训，并确定是否需要追加措施来改进目前对防护和安全的安排。

3.125. 管理层应当根据对工作场所条件的了解、被测量（如有效剂量和摄入量）的预期水平和波动以及监测类型和频度来确定调查水平。调查水平的值也应当符合监测大纲的目标和拟将开始的调查类型。某个调查水平的值可以按照相关剂量限值的一定份额来确定，并应当与个人监测结果对应的参照时间段相对应。例如，对于常规监测下的常规运行的调查水平，可以根据从开始摄入到一年内的待积有效剂量 5 mSv 来确定。对于每年的 N 个监测期，给定监测期内放射性核素 j 的摄入量的调查水平 IL_j （单位为贝克）由下式给出：

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

式中 $e(g)_j$ 为吸入或食入放射性核素 j 的剂量系数（希沃特每贝克），视情况而定。在设置调查水平的值时应当考虑到其他照射源。

3.126. 可以为参与某项特定工作的个人设定水平，也可以在不参照某项特定工作的情况下专门为工作场所内的个人导出水平。当个人在一个工作场所中受到多个不同的源照射时，或在工作中参与多个不同的任务时，后一种情况尤为相关。

3.127. 管理层应当确定在必要情况下启动调查的负责人。应当预先明确规定每一个调查水平的目的和相关行动。应当针对以下情况开展调查：

(a) 导致可疑照射的情况；

- (b) 剂量测量结果的验证；
- (c) 在当前工作条件下超过剂量限值或水平的可能性；
- (d) 拟采取的纠正行动。

3.128. 工作场所监测包括对剂量率、污染水平、空气活度浓度或这些因素的综合测量。工作场所监测的调查水平应当由管理层根据预期的水平及运行经验而定。从有关剂量限值的某一份额导出的表面污染值（单位面积的活度）可能有助于表明特定测量的重要性，因此可以作为调查水平来表示工作场所放射条件的恶化情况。

记录水平

3.129. 在工作场所或个人的常规监测期间，将产生大量的对于转换为有效（或当量）剂量没有定量意义的数据。记录水平是由监管机构规定的剂量、照射或摄入量的水平，达到或超过这个水平，工作人员的剂量、照射或摄入量就要记入个人的照射记录（见第 GSR Part 3 号[2]第 3.105(b)段）。例如，可以将某种放射性核素的摄入量的记录水平设定为与一年内摄入量的 1 mSv 待积有效剂量相应的量。因此，对于每年的 N 个监测期，在给定监测期内的放射性核素 j 的摄入量记录水平 RL_j （单位为贝克）由下式给出：

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

在工作人员受到不止一种类型的辐射照射或多种放射性核素照射的情况下，在选择对剂量、照射或摄入量的每一个贡献的记录水平时，应当考虑到每一种辐射类型的或每一种放射性核素的贡献。在个人外照射监测情况下，最低探测水平通常用作记录水平。

3.130. 对于内照射剂量的评定，如果剂量或摄入量低于记录水平，则测量结果应当始终保存在工作场所的和（或）个人的剂量记录中。

导出调查水平和记录水平

3.131. 用实际测量的量（即在体内或排泄样品中测量的放射性核素活度）来表示调查水平和记录水平可能是方便的。这些量分别称为导出调查水平（DILs）和导出记录水平（DRLs）。这些量是与待积有效剂量或放射性核素摄入量等参数的调查水平或记录水平相应的测量值。对于放射性核素的摄

入，DILs 和 DRLs 分别是为每一种放射性核素计算的，是具体到工作场所放射性核素的物理化学形态的，是从摄入时刻到测量时刻之间的时间的函数。对于方程（19）和（20）中给出的实例：

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

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

式中， $m(t_0)_j$ 是摄入的放射性核素 j 在经过一段时间 t_0 后滞留在体内的或排泄样品中的份额。 t_0 值通常基于摄入发生在监测周期中点的假设，在这种情况下：

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

职业照射记录

3.132. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.103 段和第 3.106 段指出，记录保存是个人监测过程的重要组成部分，其中规定：

“3.103. 雇主、注册者和许可证持有者必须保存第 3.99 段至第 3.102 段中要求为其进行职业照射评定的每个工作人员的职业照射记录³⁴。

.....

3.106. 雇主、注册者和许可证持有者：

- (a) 必须准许工作人员查阅本人的职业照射记录；
- (b) 必须准许工作人员的健康监护计划主管人员、监管机构和相关雇主查阅工作人员的职业照射记录；
- (c) 当工作人员更换工作时，为向新雇主提供工作人员的照射记录副本提供便利；
- (d) 必须适当时为雇主、注册者或许可证持有者保留以往工作人员的照射记录作出安排；
- (e) 必须在遵守上述(a)项至(d)项要求时，适当关心和注意维护记录的保密性。

³⁴ 职业照射记录也称为‘照射记录’或‘剂量记录’。”

3.133. 管理层应当制定程序，用以说明如何报告监测数据和结果、记录哪些剂量水平、保存职业照射的哪些文件和记录。一般情况下，剂量测量服务提供商与工作人员和设施管理层的直接联系是有限的。然而，管理层有必要经常利用监测结果向负责运行辐射防护的人员提供建议，告诉他们什么时候对工作人员进行干预，例如后续采样或限制工作等。因此，参与监测大纲和防护大纲不同部分的人员之间必需密切合作。

3.134. 个人职业照射的记录应当包括任何经过评定的当量剂量或摄入量，在适当情况下，还应当包括皮肤剂量和眼晶体剂量。对于任何异常事件相关的情况，即使还没有进行照射估算也应当包括在内。对于以目的、监测方法及数据分析和解释所用模型为参照的记录，也应当保存下来，因为在未来解释职业照射记录时可能需要这些记录。测量和照射评定的溯源性是必不可少的。

3.135. 监测大纲应当为照射的监测和评定规定实施期，这些实施期与剂量计的处理或取样大纲有关。应当为工作人员个人建立职业照射记录，使得在这些实施期内评定的照射是可以单独识别的。

3.136. 职业照射记录应当保持到最新记录，并且应当建立程序确保来自任何监测期间的照射评定都能够快速地收入到个人照射记录中去。

3.137. 记录系统必须能够提供辐射防护大纲中规定的、或监管机构要求的、任何报告期内的职业照射评定的资料。如果工作人员更换工作，应当及时更新和完成职业照射记录。

3.138. 剂量记录应当易于回取、防止丢失。这种防护措施通常是将两套记录保存在完全隔离的地方，这样两套记录就不会在一次事件中被毁。应当将每一个被监测人员的记录合并在一起，做到完整准确；应当按照地点、目的、日期和发起人来标识；而且对一个合格人员来说应当是清晰易懂的。应当考虑关于个人数据记录隐私的任何适用的国家要求或国际协议。

3.139. 如果雇主、注册者或许可证持有者停止使工作人员受到职业照射的活动，则应当做出安排，由监管机构或国家登记部门、或在适当时情况下由相关雇主、注册者或许可证持有者，保存工作人员的职业照射记录。

3.140. 对职业照射记录的更详细指导见第 7 部分。

信息、指令和培训

3.141. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.110 段指出：

“雇主与注册者和许可证持有者合作：

- (a) 必须向所有工作人员提供关于因他们在正常运行、发生预期运行事件和事故工况时的职业照射所引起的健康危险的信息；防护和安全方面的适当指导、培训和定期再培训；以及关于他们采取防护和安全行动的重要性的充分信息；
- (b) 必须向那些可能参与应急响应或受应急响应影响的工作人员提供关于防护和安全的充分信息，并提供有关这方面的适当指导、培训和定期再培训；
- (c) 必须保存向工作人员个人提供的培训记录。”

3.142. 管理层有责任确保可能受到职业辐射照射的工作人员和承担辐射防护大纲中指定职任的人员，获得关于辐射防护的一般资料和培训。其中应当包括适当情况下对工作人员代表和相关安全委员会成员的培训。

3.143. 高级管理人员应当在辐射相关危险、防护和安全的基本原则、辐射危险管理的主要责任及辐射防护大纲的主要内容等方面受到培训。

3.144. 对于直接从事涉及辐射源的工作，在工作人员的培训中应当涉及以各种形式提供的相关资料，包括文件、讲义、应用培训及强调工作人员工作分配专用程序的岗位培训。对于被认为受到职业照射的工作人员的培训，解决问题的详细程度应当与工作人员的岗位和潜在危害相适应。培训内容如下：

- (a) 伴有电离辐射的主要危险；
- (b) 辐射防护用的基本量和单位；
- (c) 对辐射防护的要求（包括防护最优化和剂量限制）；
- (d) 实际辐射防护的基本原则（如个人防护设备的使用、屏蔽、在指定区内的行为）；
- (e) 与具体任务相关的问题；

- (f) 在发生任何伴有辐射风险增加的事件时、立即向指定人员发出通知的职责；
- (g) 在事故情况下需要适当采取的行动。

3.145. 对于实施伴有显著辐射照射的工作，应当考虑使用实物模型或模拟器进行培训，确保工作尽可能顺利进行，避免所有不必要的危险，并将照射时间减少到最少。

3.146. 有些工作人员可能不会受到职业照射，但他们的工作可能对其他工作人员或公众成员（如设计师、工程师和规划师）的照射水平产生影响，应当向他们提供有关防护和安全原则的适当资料。对于在自身的活动中如何考虑对防护和安全的 yêu求，他们应当接受这方面的培训，实现对其他人员防护的最优化。

3.147. 对于偶尔被分配参与辐射应用工作的个人、例如看护人员或安保人员，以及在可能存在照射的区内短暂停留的人员，应当向他们提供有关危害的和应当采取任何预防行动的基本资料。对于这些人员，只需要开展关于利用时间和限制照射距离的简单讨论、关于可能受到的照射危险的定性讨论以及关于禁止事项和要求事项或建议行动的具体指导。

3.148. 第 GSR Part 3 号[2]提出了对可能进入控制区或监督区的女性工作人员的具体要求，这一点将在第 6.2—6.20 段中讨论。管理层应当考虑是否需要关于工作条件变化的进一步信息和培训，以便在通知怀孕后限制对胚胎、胎儿或哺乳婴儿的照射。

3.149. 对承包商，包括分包商和流动工作人员，应当给予特别注意。雇主们应当合作，确保向承包商，包括分包商和流动工作人员，提供必要的资料和适当的培训（见第 6.73—6.76 段）。

3.150. 在进行任何无监督的工作之前，应当评价并且确定工作人员的防护和安全基本知识、培训水平以及安全地实行指定任务的能力是否充分。管理层应当建立一个评估工作人员的知识、培训水平和能力的过程。

3.151. 应当将有关防护和安全的资料和培训大纲编制成文件，并经组织内适当管理层批准。应当定期审核这些大纲，确保是最新的大纲。应当保存每个工作人员培训和测试的正式记录，并在离职后保留一段适当的时间。应当

提供定期再培训，确保工作人员具备与工作相关的最新知识、不自满于工作场所的危害。当政策或程序发生重大变化时，也应当进行再培训。应当定期更新培训。

3.152. 原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.4 号《辐射防护和辐射源安全使用中的能力建设》对工作人员的教育和培训提供了进一步的指导[22]。

工作人员的资质和认证

3.153. 在涉及密封源、非密封源或辐射发生器的特定工作领域，工作人员需要具有相当的专业知识水平，应当具备适当的资质，并在适当情况下应当持有相关证书。这类工作人员的实例，包括放射诊断技师、工业放射照相设备操作员和辐射源热室中主从机械手的操作员。

3.154. 监管机构应当对每一种工作类型的资质要求提供指导。这种指导应当规定最低限度的教育水平、最低限度的培训和再培训要求以及每一种工作类型的最低限度的经验。此外，监管机构应当实行关于认可某些职责和责任的资质认定，例如辐射防护人员的资质。监管机构还应当根据情况审查和批准管理层提供的关于培训要求的建议。

3.155. 在成功完成要求的培训和必要时间的工作经验后，可以正式承认工作人员是合格的。雇主、监管机构或指定的委员会、学会或专业或学术团体可以认可这种资质。

3.156. 监管机构可以针对质量和适用性，适当方便地认证某些培训中心和教程。这种认证可以通过认证过程正式授予。

审计和审核

3.157. 应当对辐射防护大纲进行定期评定。应当根据辐射防护大纲内活动的状况和重要性，对活动的审计和审核做出安排。管理体系中（见第 2.23—2.26 段）应当包括一个便于查明和纠正可能妨碍实现大纲目标的行政和管理问题的评定过程。审计和审核应当由技术上有能力审评被评定的过程和程序、但对这些活动没有任何直接责任的人员实行。这些人员可以是来自组织内其他工作领域的人员，或者由其他组织进行独立评定或许更好。这种评定的目的是提高辐射防护大纲的效果和效率。

3.158. 审计和审核应当按照书面程序和检查清单进行。当适用下述一个或多个条件时，应当进行审计和审核：

- (a) 当监管机构要求时；
- (b) 当管理层认为有必要对大纲进行系统的独立评定时；
- (c) 在实施了新的辐射防护大纲或辐射防护大纲中的实质性部分后；
- (d) 辐射防护大纲的职能范围发生重大变化时，例如发生重要改编或修订程序时；
- (e) 当必须对以前确认的纠正行动的执行情况进行核实时。

天然辐射源对工作人员的照射

关于计划照射情况要求的适用性

3.159. 根据第 GSR Part 3 号[2]第 3.4 段，对于来自天然源的照射，一般遵从关于现存照射情况的要求（见第 5 部分）。当照射是归因于“食品、饲料、饮用水、农用肥料和土壤改良剂及建筑材料等商品中和环境中残留的放射性物质中的天然来源的放射性核素（不论其活度浓度如何）”时（第 GSR Part 3 号[2]第 5.1(c)(ii)项），就是这种情况。在由于除这些日用商品以外的材料中天然来源的放射性核素和环境中残留的放射性核素（这些“以外的”材料基本上是来自工业过程中的材料）造成的职业照射情况下，适用的要求取决于以下的放射性核素活度浓度：

- (a) 如果在任何加工材料中， ^{238}U 衰变系或 ^{232}Th 衰变系中的任何放射性核素的活度浓度超过 1 Bq/g，或如果 ^{40}K 活度浓度超过 10 Bq/g，则这种工业活动被认为是一种实践，适用关于计划照射情况的要求。
- (b) 如果在每一种加工材料中， ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系中所有放射性核素的活度浓度低于 1 Bq/g， ^{40}K 活度浓度低于 10 Bq/g，则该种材料不被视为天然存在的放射性物质，这种种工业活动不被视为一种实践，适用关于现存照射情况的要求。

3.160. 第 3.159 段的准则表示正常土壤[23]中活度浓度的上界（按量级表示），如图 3 所示的 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系的放射性核素。从图 3 可以明显看出许多商业开发的材料所含 ^{238}U 和 ^{232}Th 的活度浓度低于 1 Bq/g，作为天然存在的放射性物质可以不需要接受监管。

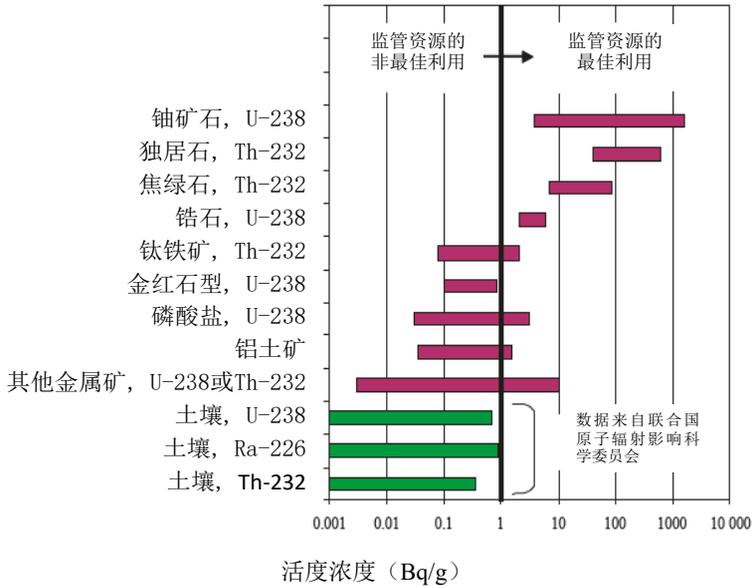


图 3. 天然材料中放射性核素的活度浓度。

3.161. 工作场所中氡的照射通常遵从关于现存照射情况的要求。然而，根据第 GSR Part 3 号[2]第 3.4 段，关于计划照射情况的要求适用于：

- (a) 在 ^{238}U 衰变系或 ^{232}Th 衰变系中的其他放射性核素引起的职业照射作为计划照射情况加以控制的、工作场所中的 ^{222}Rn 、 ^{220}Rn 及其子体的照射；
- (b) 在空气中 ^{222}Rn 年平均活度浓度保持在高于参考水平的情况下的、工作场所中的 ^{222}Rn 及其子体的照射（见第 5.19—5.23 段）。

第 3.161(a)和(b)段中提到的 ^{222}Rn 子体是 ^{218}Po 、 ^{214}Pb 、 ^{214}Bi 和 ^{214}Po 。第 3.161(a)段中提到的 ^{220}Rn 子体为 ^{216}Po 、 ^{212}Pb 、 ^{212}Bi 、 ^{212}Po 和 ^{208}Tl 。关于 ^{222}Rn 、 ^{220}Rn 及其子体的更多资料在第 5.45—5.51 段中给出。

3.162. 根据第 3.159 和 3.161 段给出的准则，并考虑到目前发表的职业照射测量结果，下列工业活动遵从或可能遵从关于计划照射情况的要求[24]：

- (a) 铀矿的开采和加工；
- (b) 稀土元素的提取[25]；
- (c) 钍及其化合物的生产和使用；
- (d) 铈和铈铁的生产；
- (e) 铀矿石以外的矿石开采；
- (f) 石油和天然气的生产[26]；
- (g) 二氧化钛颜料的制造[27]；
- (h) 磷酸盐工业活动[28]；
- (i) 锆石和氧化锆行业的活动[29]；
- (j) 锡、铜、铝、锌、铅、铁和钢的生产；
- (k) 煤的燃烧；
- (l) 水处理。

分级法

3.163. 对伴有天然存在的放射性物质的工业活动应当采取分级监管法，原因如下：

- (a) 许多伴有天然存在的放射性物质的行业的经济重要性。
- (b) 可能产生大量的残留物和工艺废物，因而对它们的管理方案是有限的。
- (c) 当照射水平和伴有的辐射危险已经相当低时，相对于实际能够减少的照射而言，监管的费用可能很高。
- (d) 认为预期剂量总是远低于确定性健康效应的阈值；而且没有发生放射应急的真正可能性。

3.164. 为了确定最优的监管办法，监管机构不仅应当确定是否超过第 3.159 和 3.161 段中的准则。此外还应当更详细地考虑特定类型的操作、工艺和材料，包括对可能的照射进行预先放射性评价，并考虑可实现的利益与监管成本。

3.165. 按照分级法，监管机构首先应当确定实践的豁免是否是最优的监管方案；经验表明，许多伴有天然存在的放射性物质的工业活动很可能就是这种情况。对于天然存在的放射性物质的照射，第 GSR Part 3 号[2]第 I.4 段指出，无需进一步考虑的豁免准则是一年内剂量低于约 1 mSv。在决定最优监管方案（豁免、通知、注册或许可）时，应当适当考虑可以减少剂量的和可能已经实施的其他监管形式的现有控制措施的效果（和有效性），如劳动卫生和安全监管，否则剂量可能被显著高估。对于伴有天然存在的放射性物质照射的实践，对分级法的最高级（许可）的需求只限于放射性核素活度浓度非常高的大宗物质的操作。

3.166. 第 GSR Part 3 号[2]I.12(b)段指出，对于一项授权实践中含有天然来源的放射性核素的物质（例如，天然存在的放射性物质的残留物），只要 ^{238}U 衰变系或 ^{232}Th 衰变系中每个放射性核素的活度浓度低于 1 Bq/g，且 ^{40}K 的活度浓度低于 10 Bq/g，则可解除监管控制，不做进一步考虑。

3.167. 因放射性核素含量低而从被授权设施中解控的材料，由于重金属等其他成分仍可能对人类和环境造成非放射危险。因此，这些材料可能需要根据有关规定进行持续控制。

预先放射评价

照射途径

3.168. 在对伴有天然存在的放射性物质的工业活动进行预先放射性评价时，可能最需要考虑的对工作人员的照射途径是，由材料发射的 γ 辐射所致的外照射和吸入粉尘中放射性核素所致的内照射：

- (a) 对 γ 照射有贡献的天然来源的主要放射性核素是 ^{238}U 衰变系的 ^{214}Pb 和 ^{214}Bi ，及 ^{232}Th 衰变系的 ^{228}Ac 、 ^{212}Pb 和 ^{208}Tl 。最高 γ 能量（2614 keV）与 ^{208}Tl 相关。 γ 辐射照射主要来自于矿物浓缩物或残留物的累积。一般在工艺贮罐、管道、过滤器和大宗材料的贮存场附近剂量率最高。
- (b) 气载粉尘粒子来自地面和其他表面的污染物再悬浮，也来自加工作业的释放，其次还来自矿物运输。对于伴有天然存在的放射性物质的工业活动中工作人员吸入的这种粒子，出于辐射防护目的最关心的是 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系的放射性核素的照射。

3.169. 在伴有矿物和原材料的某些活动中，可能必须考虑通过吸入加工材料发射出的 ^{222}Rn 导致的内照射：由其短寿命子体导致的照射。（根据第 3.161 段，这种照射情况不一定视为计划照射情况）。 ^{220}Rn 及其子体的照射通常不值得关注，因为 ^{220}Rn 的半衰期比 ^{222}Rn 的短得多。在某些有独居石等 ^{232}Th 含量高的材料的工作场所中，对于 ^{220}Rn 应当给予重视。在这种工作场所，在任何情况下，照射很可能作为计划照射情况加以控制，而不是现存照射情况，因为需要控制由 ^{232}Th 衰变系中其他放射性核素引起的照射（见第 3.161(a)段）。

3.170. 在正常操作情况下，不需要考虑工作人员的食入内照射。

预期照射水平

3.171. 经验表明，工作人员在伴有天然存在的放射性物质的工业活动中所受的年有效剂量往往很低，即使在 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系中的放射性核素浓度明显高于 1 Bq/g 时也是如此。因此，应当实施预先放射评价，迅速识别哪些照射途径对防护和安全有重大影响，而不是那些影响最小的途径。对于 γ 辐射照射和气载粉尘的照射，如果知道各种加工原材料的活度浓度，就有可能制定广义的预期剂量指标。为此，附录 I 中介绍了一种利用剂量和活度浓度之间潜在线性关系的方法。

3.172. 在绝大多数工作场所， ^{222}Rn 浓度与正常室内水平相当，或可根据关于现存照射情况的要求，通过改善通风将其降低到正常水平（见第 5 部分）。根据第 3.161(a)段，在伴有天然存在的放射性物质的工作场所中的 ^{222}Rn 照射可能遵从关于计划照射情况的要求，因为（作为计划照射情况）需要控制 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系中其他放射性核素的照射。即使在这些工作场所， ^{222}Rn 的浓度在一般情况下仍接近正常的室内水平，因为从含高浓度 ^{226}Ra 的矿物质中释放出的任何 ^{222}Rn 都可以利用通风方式容易地稀释。然而，也有一些工作场所可能存在高浓度的 ^{222}Rn 。在有些情况下， ^{222}Rn 的浓度很高，甚至尽管做出了一切合理的努力来减少 ^{222}Rn 的浓度，但仍然高于 ^{222}Rn 的参考水平（见第 5.60 段），因此，根据第 3.161(b)段，应当作为计划照射情况受到控制。这样的工作场所很可能是需要限制通风量的地下工作场所，或是可能有大量的 ^{222}Rn 从富镭矿物质（如地下铀矿）中或从富镭的水（如地下矿山和地下水处理厂）中向空气释放的工作场所。工作场所中 ^{222}Rn 的浓度往往变化很大，很难通过建模来预测照射情况。如果怀疑 ^{222}Rn

浓度可能显著升高，则作为预先放射评价的组成部分应当在工作场所进行²²²Rn 调查，以便确定在多大程度上需要采取措施来控制²²²Rn 引起的照射。这与照射情况最终是作为计划照射情况、还是作为现存照射情况无关。

3.173. 由于天然钾含有 0.012%的⁴⁰K，这种放射性核素广泛存在于矿物和原材料中。⁴⁰K的半衰期为 12.5 亿年，通过 β 辐射衰变到⁴⁰Ca（89%），通过电子俘获衰变到⁴⁰Ar（11%），发射 1.46 MeV 的 γ 辐射。在人体内⁴⁰K 受到恒定控制，任何过多的量都会被排出体外。成年人体内的钾含量约为 160 克。由于普遍认为控制人体内的⁴⁰K 是不可行的，所以⁴⁰K 被认为是无法控制的，是被从标准中排除的（见第 GSR Part 3 号[2]第 1.42 段）。出于防护和安全的目的，唯一可能关心的是大宗富钾物质（如某些种类的肥料）产生的 γ 辐射。根据参考文献[24]提供的数据，来自富钾矿物质中⁴⁰K 的 γ 辐射引起的单位活度浓度的年有效剂量预期为 0.02—0.03 mSv/Bq/g。活度浓度始终小于 30.6 Bq/g，这是纯钾中⁴⁰K 的活浓浓度。因此，由于富钾矿物质的照射，工作人员在一年内所受的有效剂量总是预期低于 1 mSv。鉴于这种情况，在任何预先放射评价中，由于富钾矿物质中⁴⁰K 引起的职业性照射通常可以忽略不计。

工作人员照射的控制

γ 辐射照射

3.174. 为了将天然存在的放射性物质引起的外照射减到最小，有时可能需要在在工作场所中采取特定的防护措施，例如控制居留时间或甚至屏蔽。即使接触活度浓度较低的材料，产生的 γ 剂量率也是微小的（典型值不超过几个微希沃特每小时）。在这种情况下，限制和减少出入也许是足够的，例如把材料贮存在几乎无人居住区。在含有较高活度浓度物质的地区，可能需要物理屏障和警示标识。

粉尘和其他气载污染物的照射

3.175. 在许多工作场所，通过一般的劳动卫生和安全条例能够控制气载粉尘的照射。减少粉尘含量、控制空气质量，也有助于降低²²²Rn 及²²⁰Rn 的衰变产物的浓度。因此，为了职业卫生和安全目的而采用的现有控制措施在多大程度上对于工作人员辐射照射的最小化是有效的，这是监管机构在出于纯粹的放射原因决定追加控制措施之前应当首先解决的问题。在某些工

作场所，仅为劳动卫生和安全目的而采取的现有控制措施就可以对内照射提供充分的防护。在其他工作场所，可能需要追加专用的辐射防护控制措施、实现遵守关于计划照射情况的要求。

3.176. 在许多伴有天然存在的放射性物质照射的工作场所中本身就有粉尘。这些工作场所包括矿区、矿石破碎区、产品搬运和包装区。在这样的工作场所，特别是那些不向大气开放的工作场所，通常通风系统对于控制气载粉尘是至关重要的。通风系统对 ^{222}Rn 及其子体以及非放射气载污染物的控制可能也是至关重要的；在地下矿井中，这些非放射性污染物可能包括甲烷气体和爆破烟雾。矿井通风系统的设计是矿井总体规划和发展的的重要组成部分。在可能的情况下应当避免新鲜空气通过采空区，并实现“一次通过”系统，使地下工作场所中 ^{222}Rn 累积的达到最小。空气流速应当快到足以稀释空气中的污染物，但又不能快到导致粉尘再悬浮。应当将进风区与排风区很好地分开，避免两股气流混合。最好是连续运行主通风系统，避免工作区活度的累积。应当防止工作人员进入任何不通风的区内，除非这些工作人员得到了特别授权和充分防护。应当避免将固定工作站设置在回风道中。在不可能的情况下，则应当设置带有过滤装置供气系统的工作间。

3.177. 在气载粉尘、 ^{222}Rn 或其他气载污染物的照射可能性高的设施中，雇主应当确保聘用合格的通风负责人。通风负责人应当负有以下责任：

- (a) 就有关通风和空气净化系统的所有事宜向管理层提供意见；
- (b) 确保通风系统（包括在地下矿井中可能迅速退化的辅助通风系统）正常运行，开展任何必要的改造工作，确保快速解决任何不足；
- (c) 确保按照良好的通风实践测量空气流量和速率；
- (d) 确保使用适当校准的仪器；
- (e) 与辐射防护负责人一起实行粉尘的取样和控制方案；
- (f) 参与培训大纲、编制或批准有关通风和控制粉尘的所有培训材料；
- (g) 在可行的情况下，熟悉 ^{222}Rn 、 ^{220}Rn 及其子体的性质。

3.178. 要将材料完全包封往往是不切实际的，特别是在有大量低活度浓度材料的情况下。然而，材料向区外的泄漏和扩散往往没有放射意义，除非有显著持续水平的气载粉尘。因此，防止粉尘再悬浮可能是最有效的方法。控制表面污染可能是困难的和不切实际的，而控制表面污染的具体措施只有

在活度浓度较高的材料存在时才有意义。然而，即使加工材料中的活度浓度较低，也应当始终遵循良好的工业惯例，包括建立适当的规则和工作程序（如使用真空清洗），确保充分控制粉尘的再悬浮。应当制订鼓励良好的一般内务管理、控制泄漏、讲究个人卫生等措施，并经常改进。

3.179. 在加工材料中放射性核素的活度浓度不是太高的情况下，应当认识到，从劳动卫生的观点来看，气载粉尘中二氧化硅的含量可能比放射性核素的含量更令人关注。

工作人员的意识 and 培训

3.180. 许多伴有天然存在的放射性物质的工业活动，并不是与辐射照射必然相关的。应当通过工作人员的意识 and 培训，支持制定本地规定，加深了解这些规则中体现的预防事项。个别雇员的工作习惯可能加剧粉尘的产生，在某些情况下，可能完全抵消任何工程控制装置的效果。设备维护方式可能有不足之处，这就意味着需要进行定期审核，以便确定是否有改进的可能。

3.181. 工作人员的教育 and 培训大纲，应当包括针对伴有天然存在的放射性物质的工业活动的课题。适当情况下这些课题应当包括：

- (a) 与 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系中放射性核素（包括 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn ）有关的特性和危害；
- (b) 应当用时间、距离、屏蔽等原则，使天然存在的放射性物质大量堆积的场所附近的 γ 辐射照射最小化，特别是在活度浓度高的地方；
- (c) 测量粉尘形式的气载活度和 ^{222}Rn 及其子体；
- (d) 控制和抑制气载粉尘的必要性及采用的方法；
- (e) 通风系统的功能和用途及对防护和安全性的重要性。

4. 核或放射应急情况下工作人员的照射

4.1. 在第 GSR Part 3 号[2]和原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或放射应急准备和响应》中，规定了应急照射情况下对工作人员的防护 and 安全要求[30]。

4.2. 由于参与核或放射应急，或由于设施或活动本身的核或放射应急，在核或放射应急中受到照射的工作人员有四类：

- (a) 负有规定职责的应急工作人员；
- (b) 在工作场所履行职责但未参与核或放射应急的工作人员；
- (c) 被要求停止在工作场所履行职责并离开现场的工作人员；
- (d) 在设施内或在活动进行期间，因事故或其他事件受到事故照射而其照射与应急响应无关的工作人员。

4.3. 这四类工作人员（如指定的应急工作人员、现场行政管理人員和附近营运单位的雇员）是在考虑了多种情景和他们在设施或活动中的不同职责和责任后划分的。不同的工作人员在核或放射应急中的职责不同，应当采用适当的防护策略，确保所有工作人员得到充分的防护。对于第 4.2(a)段规定的应急工作人员，应当按照第 GSR Part 3 号[2]有关应急照射情况的要求和第 GSR Part 7 号[30]的要求提供防护。对于第 4.2(b)段中的工作人员，应当按照第 GSR Part 3 号[2]的要求，提供与计划照射情况下工作人员相同方式的防护。对于第 4.2(c)段中的工作人员，应当按照第 GSR Part 7 号[30]的要求，提供与应急照射情况下公众成员相同方式的防护。对于受到事故照射并接受医学随访和治疗及剂量评定的工作人员(第 4.2(d)段)，应当按照第 GSR Part 3 号[2]和第 GSR Part 7 号[30]的要求提供防护。

4.4. 对于应急情况下的帮助人员（即主动自愿地对核或放射应急响应提供帮助的公众成员）的防护，在本“安全导则”中未作具体说明。但是在应急情况下，应当对帮助人员进行登记，将他们纳入应急响应行动，并按照第 GSR Part 7 号[30]的规定，向他们提供与准备阶段未被指定的应急工作人员同等程度的防护。

应急计划的制定和责任

4.5. 对工作人员在核或放射应急情况下的防护安排，应当包括在根据第 GSR Part 7 号[30]所作的危害评定而制定的应急计划中。计划的程度应当与发生应急情况时危险的性质和大小以及减轻后果的可行性相适应。

4.6. 对于应急工作人员的防护，应急计划应当包括：

- (a) 对确保遵守核或放射应急情况下工作人员防护和安全要求负有责任的人员或组织，其中包括管理应急工作人员照射的人员或组织；
- (b) 对参与核或放射应急响应的所有工作人员规定的作用和责任；
- (c) 拟采取的充分防护行动、拟使用的个人防护设备和监测设备及剂量测量的安排等细节；
- (d) 对现场核或放射应急情况下工作人员出入控制的考虑。

应急工作人员的防护

4.7. 公众成员和应急工作人员之间在应急照射情况下的根本区别是，如果不采取某些预防行动，则公众成员可能受到剂量，而应急工作人员则是由于指派给他们的规定职责而受到剂量。因此，在可能的情况下，按照关于计划照射情况的要求，采用分级法对待应急工作人员的照射是合理的，特别是在应急的后期阶段。应急工作人员的照射是从被指派采取某一特定行动开始，到完成所指派的任务或宣布应急终止时结束。

4.8. 对应急工作人员的防护至少应当包括：

- (a) 对预先指定的应急工作人员提供培训；
- (b) 对预先未被指定的应急工作人员⁸，就他们在应急情况下如何履行指定职责、如何防护自己，立即提供说明（“及时培训”）；
- (c) 管理、控制和记录受到的剂量；
- (d) 提供适当的专门个人防护设备和监测设备；
- (e) 适当情况下提供碘甲状腺阻断；
- (f) 适当情况下提供医学随访和心理咨询；
- (g) 适当情况下获得应急工作人员的知情同意，履行特定的职责。

⁸ 对于在准备阶段未被指定的应急工作人员，要求按照第 GSR Part 7 号[30]的要求注册登记并纳入应急响应行动中。

正当性

4.9. 在准备阶段，应当对核或放射应急情况下采用的防护行动和其他响应行动进行最优化判断。对于采取防护行动和其他响应行动的应急工作人员所受剂量所造成的危害，应当给予充分考虑。所有相关方（监管机构、响应组织和其他方面）都应当对正当性过程承担义务。

最优化

4.10. 在准备阶段，最优化过程包括参考水平的使用，应当适用于工作人员的防护。所有相关方（监管机构、响应组织和其他方面）都应当对最优化过程承担义务。

4.11. 作为最优化过程的组成部分，应当建立参考水平。参考水平应当表示这样的剂量水平：高于这个水平不宜制定允许照射发生的计划，对于这个水平应当制定防护行动计划，并进行最优化判断。可与参考水平比较的剂量通常是前瞻性剂量（即未来可能受到的剂量，因为只有那些未来的剂量才会受到防护行动决定的影响）。参考水平不拟作为回顾性剂量限值的一种形式。

4.12. 核或放射应急响应的初始阶段的特点是，缺乏有关事件的信息、缺乏用于防护措施的材料、需要执行应急防护行动的迫切性。因此，在初始阶段对应急工作人员的防护实施管理时，很少或根本没有应用最优化过程的余地。应当努力尽可能减少任何照射，同时考虑不断进展中的应急情况的困难条件。

4.13. 在核或放射应急后期、在从应急照射情况到现存照射情况的过度时期采取防护行动时，应当像计划照射情况下工作人员的防护一样，将最优化过程应用于应急人员的防护中。

应急工作人员照射的限制

4.14. 由于应急工作人员的照射是有意的和受到控制的，所以应当假设工作人员的剂量限值是适用的，除非有压倒性的不适用理由。第 GSR Part 3 号 [2]第 4.15 段（参见第 GSR Part 7 号[30]第 5.55 段）指出：

“响应组织和雇主必须确保在应急情况下任何应急工作人员所受的照射不超过 50 mSv，除非：

- (a) 为了抢救生命或防止严重损伤；
- (b) 在为防止发生严重确定性效应而采取行动以及为防止演变成可能对人类和环境产生重大影响的灾难性状况而采取行动时；或
- (c) 在为避免大集体剂量而采取行动时。”

4.15. 限制应急工作人员照射的指导值，应当根据第 GSR Part 7 号[30]附录 I 提供的、并在本“安全导则”表 2 中再次给出的指定任务来定义。在采取拯救生命的行动时，应当尽一切努力使应急工作人员因外部贯穿辐射照射受到的个人剂量保持在 500 mSv 以下，同时应当采取一切可能的手段防止其他类型的照射。然而，在估算应急工作人员的剂量时，应当评定外部和内部所有途径的照射，并予以求和。只有在对他人的预期利益明显超过应急人员自身健康风险的情况下，以及在应急人员自愿采取行动并理解和接受这种健康风险的情况下，才应当超过 500 mSv 的值。

4.16. 无论在何种情况下，响应组织和雇主都应当尽一切合理的努力，将应急工作人员受到的剂量保持在第 GSR Part 3 号[2]、第 GSR Part 7 号[30]和第 GSG-2 号[31]规定的严重确定性效应的阈值以下。

表 2. 限制应急工作人员照射的指导值[30]

任务	指导值 ^a
拯救生命的行动	$H_p(10)^b < 500 \text{ mSv}$ $E^c < 500 \text{ mSv}$ $AD_T^d < \frac{1}{2}AD_T^e$ 充分考虑第 GSR Part 7 号[30]表II.1中的一般标准，在对他人的预期利益明显大于应当急工作人员自身的健康风险，和应当急工作人员自愿采取行动、理解并接受这些健康风险的情况下，可能要超过这个值。
防止严重确定性效应的行动、及防止可能对人和环境形成显著影响的灾难性条件的行动	$H_p(10)^b < 500 \text{ mSv}$ $E^c < 500 \text{ mSv}$ $AD_T^d < \frac{1}{2}AD_T^e$
避免大的集体剂量的行动	$H_p(10)^b < 100 \text{ mSv}$ $E^c < 100 \text{ mSv}$ $AD_T^d < 0.1AD_T^e$

^a 这些值设定得比第 GSR Part 7 号[30]表 II.1 中给出的一般准则低 2 至 10 倍，适用于：

- (a) 对于 $H_p(10)$ ，强贯穿辐射外照射所致的剂量。需要采用一切可能的方法防止弱贯穿辐射外照射、摄入或皮肤污染所致的剂量。在不可行的情况下，必须按照此处给出的指导值的相关风险，限制对组织或器官的有效剂量和 RBE 加权吸收剂量，使个人的健康风险见到最小。
- (b) 来自所有照射途径的、对组织或器官的总有效剂量 E 和 RBE 加权吸收剂量 AD_T （即外照射剂量和摄入所致的待积剂量），对于这两个量需要尽早地估算，以便能够适当地限制进一步的照射。

^b 个人剂量当量 $H_p(d)$ ，其中 $d = 10 \text{ mm}$ 。

^c 有效剂量。

^d 对组织或器官的 RBE 加权吸收剂量。

^e 第 GSR Part 7 号[30]表 II.1 所示的 RBE 加权吸收剂量值。

4.17. 当军人被指定为应急工作人员时，应当尽一切努力确保他们得到与其他应急工作人员同样的防护。

应急工作人员照射的管理

4.18. 根据第 GSR Part 3 号[2]第 4.12 段，要求政府制定用于管理、控制和记录应急工作人员在核或放射应急情况下所受剂量的计划。响应组织和雇主应当实施这一计划。

4.19. 第 4.2(a)段规定的应急工作人员组可以进一步分为三类应急工作人员：

- (a) 第 1 类。承担现场缓解行动和应急防护行动的应急工作人员，包括拯救生命的行动、防止严重损伤的行动、防止可能严重影响人与环境的灾难性条件形成的行动、防止严重确定性效应的行动和避免大集体剂量的行动。要求在准备阶段指定第 1 类应急工作人员。他们可能是设施的运行人员或从事活动的人员，但也可能是应急服务人员。他们或是由注册者或许可证持有者（营运机构）聘用的或是由响应组织聘用的，他们应当接受职业辐射防护培训。
- (b) 第 2 类。为避免大集体剂量在承担厂外应急防护行动（如疏散、躲避和辐射监测）的急工作人员。他们很可能是警察、消防员、医务人员以及疏散车辆的驾驶员和车上服务人员。应当尽一切努力在准备阶段指定第 2 类应急救援人员。他们有预先规定的应急响应职责，作为最初响应人员应当定期接受职业辐射防护培训。正常情况下，他们不被认为是受职业辐射照射的人员，他们的雇主是响应组织。
- (c) 第 3 类。承担场外早期防护行动和其他响应行动（如搬迁、去污和环境监测）以及旨在结束应急的其他行动的应急工作人员。第 3 类应急工作人员的指定可以在也可以不在准备阶段进行。正常情况下，可以认为或不认为他们受到职业辐射照射，他们可以接受或不接受任何相关培训，包括辐射防护培训。

4.20. 应当以剂量指导值为依据、制定应急工作计划，以此适用应急工作人员工作期间的任何限值和与他们工作条件相关的限值。

4.21. 应当根据应急工作人员的类型，分配以下任务：

- (a) 第 1 类应急工作人员应当采取拯救生命或防止严重损害的行动、防止产生严重确定性效应的行动及防止可能对人和环境造成重大影响的灾难性状况发展的行动。

- (b) 第 2 类应急工作人员不应当是采取拯救生命行动的第一选择。
- (c) 第 1 和第 2 类应急工作人员应当采取行动避免大集体剂量的行动。
- (d) 第 3 类应急工作人员应当执行所受剂量不超过 50 mSv 的行动⁹。

4.22. 在几乎所有应急情况下，最多只能连续测量来自外部贯穿辐射的剂量。因此，向应急工作人员提供的运行指导应当以贯穿辐射的测量结果为基础（例如，主动式剂量计或自读式剂量计上显示的结果）。应当采用一切可能的手段，预防来自摄入、皮肤污染和眼晶体照射的剂量，这些手段包括个人防护设备、碘甲状腺阻断（在可能伴有放射性碘照射的情况下）及提供伴有潜在危险的放射条件下作业的说明。这些说明应当包括时间、距离和屏蔽等原则的应用以及防止食入放射性核素和使用呼吸防护。应当利用现场放射状况的可用信息，帮助对应急防护人员的适当防护作出决定。

4.23. 应当鼓励知道自己怀孕、或怀疑自己怀孕、或正在哺乳的女性工作人员将情况通知雇主，通常应当将她们排除在应急任务以外，除非这些任务能够在第 GSR Part 3 号[2]第 3.114 和 4.15 段规定的职业照射要求内实施。在应急前被指定为应急工作人员但在应急期间知道自己怀孕、或怀疑自己怀孕、或正在哺乳的女性工作人员，可以自愿承担应急职责，只要适用第 GSR Part 7 号[30]第 I.4 段的规定。

4.24. 响应组织和雇主必须确保应急工作人员承担所致剂量可能超过 50 mSv 的行动是自愿的（见本“安全导则”第 4.14 段、第 GSR Part 3 号[2]第 4.17 段和第 GSR Part 7 号[30]第 5.57 段）。应当预先明确而全面地告知这类应急工作人员相关的健康风险和可用的防护措施，他们应当针对要求他们采取的行动接受可行范围的培训。应急工作人员响应行动的自愿基础通常包括在应急安排中。

4.25. 通常，不应当因为工作人员在应急情况下受到剂量，而排除他们接受进一步的职业照射。

⁹ 在应急情况下，不应当准许帮助人员采取有效剂量可能超过 50 mSv 的行动。

照射评定

4.26. 响应组织和雇主应当采取一切合理的步骤，评定和记录工作人员在应急情况下受到的照射。一旦估算出应急工作人员通过所有照射途径受到的总剂量（包括来自摄入的待积剂量），应当使用表 2 中为组织或器官的有效剂量和 RBE 加权吸收剂量提供的指导值、限制他们在核或放射应急响应中的进一步照射。如有可能，应当将应急工作人员在应急响应中的照射剂量和事故受照工作人员的照射剂量（见第 4.2(d)段），与常规工作期间受到的剂量分开记录，但应当在工作人员的职业照射记录中加以说明。

4.27. 任何照射评定所要求的准确度应当随工作人员可能已经受到的照射水平而增加。一些预先制定的指导可能有助于管理第 1 类应急工作人员的照射，用剂量和直接可测量的量如剂量率或空气浓度等表示。应急工作人员的照射应当以个人为基础，使用适合于情况的手段如直读式剂量计或报警剂量计进行监测。

4.28. 所有响应组织和雇主，应当以简化的标准格式生成和保存职业照射记录，避免混淆。应当将所受剂量和相关健康风险的资料通知有关的应急工作人员。

4.29. 第 7.222 段和第 7.223 段提供的指导也与应急相关。

医学关注

4.30. 应急工作人员和事故受照雇员受到的医学关注，应当与他们可能受到的剂量相适应（见第 10.29—10.34 段）。如果应急工作人员或事故受照雇员在一个月内受到的有效剂量超过 100 mSv，或根据工作人员的请求，应当根据特定辐射敏感器官的当量剂量进行筛查，以期作为医学随访和咨询的依据。对于在核或放射应急情况下受到剂量的应急工作人员或事故受照雇员，虽然通常不应当排除接受进一步的职业照射，但是如果个人受到的有效剂量超过 200 mSv，则应当在准许接受进一步的职业照射以前获得合格的医疗咨询。也应当根据工作人员的请求提供这种咨询。这种合格的医疗咨询在于按照第 GSR Part 3 号[2]和第 GSR Part 7 号[30]的要求，评定工作人员的持续健康和适任能力。

4.31. 特别关心的是，工作人员是否受到了足以引起严重确定性效应的剂量。如果工作人员受到的剂量超过第 GSR Part 3 号[2]表 IV.1 和第 GSR Part 7 号[30]表 II.1 规定的严重确定性效应的阈值，则应当根据第 GSR Part 7 号[30]的要求采取防护行动和其他响应行动。这些行动包括：

- (a) 立即体检、医疗咨询和明确的治疗；
- (b) 实施污染控制；
- (c) 进行迅速促排¹⁰（如果可行）；
- (d) 实施长期医学随访登记；
- (e) 提供全面心理咨询。

4.32. 应急医学响应的其他资料可见第 GSG-2 号[31]和参考文献[32、33]。

5. 现存照射情况下工作人员的照射

5.1. 第 GSR Part 3 号[2]第 5.1(a)段指出：

“……关于现存照射情况的要求适用于：

- (a) 因以下情况产生的残留放射性物质所致区域污染引起的照射：
 - (i) 过去开展的从未接受过监管控制或虽接受过监管控制但未遵守本标准要求的活动；
 - (ii) 在宣布应急情况结束后的核或放射应急……。”

5.2. 第 5.1 段中提到的照射可能由残留放射性物质本身直接引起，也可能由含有残留放射性物质生成的放射性核素的间接引起。这些商品包括食品、饲料、饮用水和建筑材料。残留放射性物质中的放射性核素可以是人工来源的放射性核素，也可以是天然来源的放射性核素。

5.3. 作为排放、放射性废物管理和退役等授权活动的后果，区域污染也可能来自按照关于计划照射情况的要求接受监管的设施和活动。由这种污染引起的照射情况作为总体实践的组成部分加以控制，因此这是一种计划照射情况，而不是现存照射情况。

¹⁰ 促排是指用化学或生物制剂加快被络合的放射性核素从人体中排出的生物过程。

5.4. 根据第 GSR Part 3 号[2]的第 5.1(c)段,对于没有被排除在第 GSR Part 3 号[2]的范围以外的天然源的照射,一般也适用关于现存照射情况的要求(见本“安全导则”第 2.4 段)。天然源包括:

- (a) 所含放射性核素本质上都是天然来源的材料(天然的或加工状态的);
- (b) 第 3.161 段提到的 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn 及其子体;
- (c) 宇宙辐射。

5.5. 对于现存照射情况下可能发生的剂量,拟用的防止或减少措施可以采取补救行动或防护行动的形式:

- (a) 现存照射情况下的补救行动包括去除源或减少活度或量。作为补救行动的一个例子,是去除被污染现场的残留放射性物质。
- (b) 现存照射情况下的防护行动涉及对照射途径而不是对源本身采取的措施。作为防护行动的例子,是控制出入污染现场和限制使用被污染的水作为饮用水。

5.6. 现存照射情况下的照射类型分为职业照射和公众照射。在考虑职业照射时,可以确定两组受照射工作人员:

- (a) 在进行补救行动时受到照射的工作人员。这些工作人员的工作(即当这种行动涉及操作、运输或处置残留放射性材料时)可能直接增加对他们的照射。
- (b) 在现存照射情况下受到照射、但未采取任何补救行动的工作人员。由于采取补救或防护措施,可能最终减少对这些工作人员的照射。

5.7. 在现存照射情况下接受的剂量,预期将远低于确定性健康效应的阈值。因此,随机健康效应是唯一值得关注的健康效应。

防护策略

5.8. 根据第 GSR Part 3 号[2]第 5.2 段和第 5.3 段,政府对现存照射情况负有一定的责任。要求政府确保对存照射情况进行确认和评价,从辐射防护的角度确定哪些照射(包括职业照射)是值得关注的。还要求政府必须在法律和监管框架内为管理所关注的照射作出规定,包括防护和安全责任的指定,以参考水平的形式制定适当的防护和安全标准(见第 5.19—5.23 段),并作出通过补救和(或)防护行动减少照射的决定。

5.9. 当决定需要减少照射时，就需要制定适当的防护策略。政府需要在法律和监管框架内就制定和实施防护策略作出正式规定，包括以下内容：

- (a) 说明防护策略的一般原则；
- (b) 将制定和实施防护策略的责任分派给监管机构或其他相关主管部门（如卫生主管部门或环境保护主管部门）¹¹ 和参与实施过程的各方；
- (c) 根据需要规定各相关方参与决策过程。

5.10. 按照分级法（见第 2.20 段），政府应当联合第 5.9(b)段中指定的监管机构或其他相关主管部门，确保对现存照射情况的防护策略与相关辐射危险相适应。

5.11. 第 GSR Part 3 号[2]第 5.4 段要求监管机构或其他相关主管部门，确保为特定现存照射情况的防护策略明确规定拟实现的目标，其中包括适当的参考水平（见第 5.19—5.23 段）。

5.12. 为了实现对特定现存照射情况防护策略的目标，一般有各种补救和防护行动可以利用。按照第 GSR Part 3 号[2]第 5.5 段，要求监管机构或其他相关主管部门在实施防护策略时，为这些补救行动和防护行动的评估做出安排。这种评估将包括这些最终计划的和实施的行动的有效性。

5.13. 要求监管机构或其他相关主管部门在执行防护策略时，必须确保向受照射的个人提供与照射伴有的潜在健康风险、为减少照射和相关风险可利用的手段相关的资料。

正当性

5.14. 监管机构或其他相关部门应当根据正当性原则，为特定的现存照射情况制定防护策略。这意味着，只有补救行动和（或）防护行动预期产生的利益足以超过采取这些行动所伴有的危害时，才应当考虑将这些行动包括在防护策略中，这里的危害包括以辐射危险形式存在的危害、行动代价及行动造成的任何损害或损伤。

5.15. 在正当性过程中要考虑以辐射危险形式存在的危害，应当包括采取任何补救行动的工作人员所受的照射。

¹¹ 可能涉及不止一个主管部门，在这种情况下，术语“主管部门”是指主管部门系统。

最优化

一般方法

5.16. 监管机构或其他相关部门和负责制定防护策略的其他各方，应当确保对补救和防护行动的形式、规模和持续时间进行最优化判断（即，在考虑到经济、社会和环境因素后，将所有的照射控制在可以合理达到的最低水平，从而提供最大的净利益）。实施最优化的防护策略不一定带来剂量的最大减少，因为减少剂量只是最优化过程中考虑的若干属性之一。

5.17. 与正当性过程一样（见第 5.14 段和第 5.15 段），在最优化过程中所考虑的以辐射危险形式存在的危害，应当包括从事任何补救行动的工作人员所受的照射。

5.18. 现存照射情况下的防护最优化通过以下方式来实现：

- (a) 评价照射情况，包括任何潜在照射；
- (b) 确定可能的防护方案，以期作为正当的补救行动和（或）防护行动；
- (c) 选择当前情况下的最优方案；
- (d) 实施选定的方案。

参考水平

5.19. 在最优化过程中应当使用参考水平。它代表一个剂量水平，高于这个剂量水平允许照射发生的计划是不适当的。在考虑各种可能的补救行动和防护行动时，参考水平是所考虑的方案范围的上界；这样，可以确保最优化的防护策略的目的是将剂量降到低于参考水平的某个值。

5.20. 参考水平还可以作为确定实施补救行动和防护行动的优先次序的工具。当发现存在照射情况时，实际照射可能高于或低于参考水平。虽然最优化过程的目的是为所有受照射的个人提供最优的防护，但应当采取一切合理的步骤，优先考虑那些接受剂量高于参考剂量的群体，将这些剂量减少到参考水平以下。

5.21. 参考水平一般以代表人的年有效剂量表示，范围在 1—20 mSv 内。然而，氡照射的参考水平是用空气中年平均氡浓度表示。

5.22. 特定现存照射情况的参考水平，应当由政府或监管机构或代表政府的其他相关主管部门来制定。在选择参考水平值时，应当考虑所有的相关因素，包括：

- (a) 照射的性质和减少照射的可行性；
- (b) 社会影响；
- (c) 国家或区域因素；
- (d) 过去管理类似情况的经验；
- (e) 国际指南和其他的良好实践。

5.23. 监管机构或其他相关主管部门应当定期审查参考水平，确保在当时的情况下仍然是适用的。

残留放射性物质污染区内补救行动引起的照射

防护和安全要求的适用

5.24. 第 5.6(a)段指出，在残留放射性物质污染区执行补救行动的工作人员可能由于操作、运输或处置残留放射性物质等活动而受到更多的照射。根据第 GSR Part 3 号[2]第 5.26 段的规定，这些工作人员的雇主必须确保按照第 GSR Part 3 号[2]第 3 部分规定的计划照射情况的相关要求，对工作人员的照射进行控制。因此，本“安全导则”第 3 部分所提供的指导适用于此类工作人员。第 5.38 段、第 5.39 段及第 5.42—5.44 段提供的指导也与之相关。

5.25. 第 5.6(b)段指出，没有参与补救行动的工作人员，由于工作场所的照射水平受残留放射性物质的影响，仍有可能在现存照射情况下受到照射。通过补救行动可以减少这种照射，从这个意义上讲，这些工作人员的照射也要受到控制。实施这种控制所依据的防护和安全要求，与现存照射情况下控制公众成员照射的要求相同。因此，这些工作人员的照射实质上与公众成员的照射一样受到控制。第 5.28—5.44 段对通过补救行动及任何必要的补救后活动减少照射提供指导。原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-3.1 号《过去活动和事故影响区的补救过程》[34]提供了更详细的指导。

防护策略

5.26. 在为残留放射性物质污染区制定防护策略时，应当由监管机构或其他相关主管部门对所有的或潜在的污染区进行监测或调查，以便能够查出需要采取补救行动和（或）防护行动的污染区，并为之规定适当的参考水平。必须有多个政府组织和民营组织参与，并为它们之间的联系、为它们在这个过程中的协作作出规定。应当考虑到对周边国家可能产生的任何影响。

5.27. 监管机构或其他主管部门，应当为防护策略的制定和实施建立安全准则，包括评定任何补救行动有效性的准则和方法及规定补救终点条件的准则。

补救行动的组织安排

5.28. 对于补救行动、资助机制、包括法律和监管框架在内的职责和责任的组织安排，应当符合第 WS-G-3.1 号[34]提供的指导。

作用和责任

5.29. 由于污染区的补救可能涉及多个实体，其中包括可能不熟悉辐射防护和安全要求的个人，因此在法律和监管框架中应当明确规定参与补救过程的各方的职责和责任。特别是在计划和实施补救大纲时，应当规定对工作人员防护的责任。

5.30. 为了完成补救过程，对于负责为职业辐射防护提供足够人力资源、设备和辅助基础设施的人员或组织，应当作出明确的规定。

监管考虑

5.31. 法律和监管框架，在必要的时候需要得到指导材料的支持，应当规定在实施补救行动时为个人（包括工作人员）和环境提供充分的防护。

5.32. 在补救前、补救期间、必要时在补救后，都应当考虑限制使用或限制进入污染区的防护行动。在法律和监管框架中应当提供关于规定这种限制的依据。

5.33. 对补救情况的监管过程牵涉的不止是辐射防护。涉及劳动卫生和安全、环境保护、土地管理、食品和饮用水标准的其他法律法规，由不同的政府部门管理。应当根据情况适用这些其他法律和法规，建立协调一致的监管方法。

补救大纲

5.34. 污染区的补救涉及对污染状况的预先放射评价、补救计划的制定和批准、补救工作本身及补救活动产生的放射性废物的管理。在预先放射评价中，应当适当描述与工作人员辐射防护相关的问题和事项的性质。

5.35. 作为制定补救计划的组成部分，首先应当考虑与工作人员防护相关的以下各个方面：

- (a) 确定污染的性质和程度；
- (b) 确定工作人员的照射途径；
- (c) 评定来自所有照射途径的个人剂量；
- (d) 评定补救工作期间的健康和安全问题，包括使用适当的个人防护设备。

5.36. 场址特征调查的设计取决于污染区状况、现场污染类型和范围及可利用的资源。应当确保选择最合适的仪器、取样和测量技术，确保适当注意仪器的校准和数据的记录（见第 7 部分）。数据收集很可能需要测量周围 γ 辐射、收集和测量地表土和地下土、空中放射性物质、水和生物等样品。

5.37. 对拟定实施的补救行动和防护行动，应当进行正当性和最优化判断（见第 5.14—5.23 段）。应当优先考虑超出适用参考水平的情况（见第 5.20 段）。应当在关心污染情况的相关方参与下，对补救行动和防护行动作出决定。对防护和安全的考虑，既要顾及到子孙后代，也要考虑到包括工作人员在内的当代。

5.38. 在正当性过程中，应当考虑的补救行动的正面属性不仅包括个人剂量和集体剂量的最终减少，而且还包括工作人员在内的个人焦虑不安的预期减缓。应当考虑的负面属性不仅包括补救的直接财政成本，而且还包括社会和经济费用、补救工作对健康和环境的影响（包括对承担这种工作的工作人员的辐射危险）及补救工作对社会的破坏性影响。虽然总目标是要减少个人所受的剂量，但补救工作本身可能会暂时带来附加的剂量。应当根据净利益，对这种附加的剂量进行正当性分析，包括考虑因之而减少的年剂量。

5.39. 在最优化过程中，应当按照计划照射情况下防护最优化所用的一般方法，对补救行动和防护行动进行最优化（见第 3.8—3.33 段），参考水平的作用在某些方面等效于计划照射情况下剂量约束的作用。应当从一系列正当的补救方案中，选择补救行动和防护行动的最优性质、规模和持续时间。在选择最优的补救方案时，应当考虑对个人和环境的放射影响，同时考虑非放射影响及技术、社会和经济因素。还应当考虑与放射性废物管理有关的因素。这些因素包括废物管理的费用（包括运输费用）、废物管理工作人员的辐射照射和健康风险以及废物处置伴随的任何后续照射。在某些情况下，补救工作最优化过程的结果可能使人居环境的使用受到某种程度的限制，在这种情况下，应当为实行这些限制继续开展制度化管理。

5.40. 补救计划应当包括监大纲，确保收集有关补救前、补救期间和补救后的辐射状况的所有必要信息。为确保将补救大纲充分编制成文件，也应当将记录保存制度作为补救计划的组成部分，其中包括：

- (a) 关于实施活动的说明；
- (b) 从监测和监测大纲得到的数据；
- (c) 补救工作人员的职业卫生和安全记录；
- (d) 产生的放射性废物种类和量的记录及其管理记录；
- (e) 环境监测数据；
- (f) 财务支出记录；
- (g) 相关方参与的记录；
- (h) 对现场任何持续责任的记录；
- (i) 确定已被补救的位置和有残留污染的位置；
- (j) 关于仍然被限制进入及适用限制措施的任何区域的说明；
- (k) 关于任何分区或契约限制或条件的说明；
- (l) 关于已经明确的教训的说明。

5.41. 应当建立用以确保将任何与防护和安全有关的异常情况向监管机构或其他相关主管部门报告的程序，应当让包括工作人员在内的个人知情，应当让受影响的各方参与补救行动的计划、实施和核实及补救后的任何监测和监督。以预先放射评价为基础的补救计划，应当提交监管机构或其他相关部门批准。补救计划的批准，正像在计划照射情况（见第 3.3 段）下要求的一样，根据情况可能涉及注册或许可等形式的授权问题。

采取补救行动

5.42. 在整个补救行动中,即使在利用承包商实行特定任务或职能时,负责人员或组织应当对防护和安全负全面责任。这种全面责任包括在补救工作所产生的放射性废物的运输、处理、贮存和处置等方面的防护和安全责任。进行(并向监管机构或其他相关部门报请批准)安全评定和适当情况下的环境评定及任何后续评定,构成了这种责任的组成部分。第 5.24 段曾解释,虽然补救行动是在现存照射情况下进行的,但对于从事补救行动的工作人员的照射,应当按照计划照射情况下职业照射的相关要求进行控制。这样就对工作人员的雇主施加了以下义务:

- (a) 编写和适用适当的防护和安全程序;
- (b) 采用良好的工程实践;
- (c) 确保工作人员是受过充分培训的、合格的和适任的;
- (d) 确保将防护和安全纳入总的管理体系中。

5.43. 如果从事补救工作的工作人员的雇主是外来承包商,则负责补救行动的个人或组织应当与雇主进行必要的合作,使双方遵守适用的防护和安全要求(见第 6.21—6.100 段)。

5.44. 在实施补救行动期间,监管机构或其他相关部门负责对日常遵守监管要求的情况进行核查,其中包括对职业照射防护的要求。对遵守监管情况的核查,包括对工作程序、监测大纲和监测结果的定期检查和审查。此外,还有与非常规事务有关的责任,包括在不遵守监管情况下的实施行动;必要时对异常事件报告的响应;以及在可能对工作人员、公众或环境产生重大影响情况下,对程序、设备或补救计划本身的任何变更的审查和批准。

氡的照射

照射途径

5.45. 铀是岩石和土壤中天然存在的。在 ^{238}U 衰变系中, ^{226}Ra 衰变生成氡同位素 ^{222}Rn , 它是一种天然存在的惰性放射性气体,半衰期 3.8 d。这种氡气中的一部分逸往空气中,一部分溶解在地下水中。空气中 ^{222}Rn 的最高浓度存在于封闭空间,其浓度水平取决于进入的速率和通风水平。 ^{222}Rn 及其短寿命子体 (^{218}Po 、 ^{214}Pb 、 ^{214}Bi 和 ^{214}Po) 对个人的照射主要通过呼吸空气

引起，从而导致肺剂量。因为大部分吸入的气体被呼出，所以只有大约 1% 的肺剂量来自 ^{222}Rn 本身。剂量几乎完全来自短寿命子体，它们的原子附着在空气中存在的凝聚核和粉尘粒子上。这些粒子以及未结合粒子沿着支气管树不同的气道壁沉积。肺的照射主要由短寿命子体发射的 α 粒子所致，尽管也发射一些 β 粒子和 γ 辐射。通过地下水途径摄入 ^{222}Rn 的照射，不会成为职业辐射防护的重要问题。

5.46. 岩石和土壤中的钍也有同样的情况， ^{232}Th 衰变生成气态同位素 ^{220}Rn （通常称为钍射气）。然而，由于 ^{220}Rn 的半衰期（56 秒）比 ^{222}Rn 短得多，因此在现存照射情况下， ^{220}Rn 及其短寿命子体的照射不值得关注。工作人员在开采和加工钍含量高的矿物时吸入 ^{220}Rn 及其子体可能引起值得关注的照射。然而在这种情况下，这些照射以及 ^{232}Th 衰变系中其他放射性核素引起的照射，作为计划照射情况加以控制（见第 3.169 段）。因此，下文中使用的术语“氡”仅指 ^{222}Rn 同位素。

氡浓度

建筑物

5.47. 在建筑物中，空气中氡的累积主要是氡从地下土壤通过地面裂隙直接进入地下室的结果。在温带地区，由于建筑物内的空气比外面的空气温暖，建筑物内的空气通常比外面的空气压力略低。这样就引起对流，加之风吹过烟囱和其他孔口的影响，将土壤气体和氡吸进建筑物内。除压差外，其他因素如相对湿度和土壤湿度等也会影响建筑物中的氡浓度。

5.48. 氡在建筑物中的累积通常量很小，是氡气从建筑材料中逸出到建筑物内空气中形成的，特别是在多孔材料且 ^{226}Ra 浓度高的情况下。供水也可以成为氡进入建筑物内空气的途径，尽管生活供水中的氡浓度一般很低，供水取自地下水的情形除外。作为工作场所的建筑物中氡的累积，也可能受到 ^{238}U 衰变系中放射性核素浓度升高的矿物质和原材料的影响，不过如果有足够的通风，这种影响一般很小（见第 3.172 段）。

5.49. 因为地质、气候、建材、施工技术、所提供的通风类型（无论是自然的还是其他的）和家庭习惯不同，所以各国室内的氡浓度也不同。在各个国家可能存在明显的区域差异。参考文献[35]提供了世界各地室内氡浓度的数据。各国报告的算术平均值分布在 $7-200 \text{ Bq/m}^3$ 之间。高本底地区的算术

平均值在 112—2745 Bq/m³ 的范围内。在北欧一些地区，报道的最大值高达 84 000 Bq/m³。据报道，全球人口加权算术平均值为 39 Bq/m³。

地下工作场所

5.50. 氡的最高浓度倾向于出现在地下工作场所中。这些工作场所包括地下矿井、隧道、地下室仓库和停车场、地下水处理和配给设施、洞穴、向公众开放的旧矿山和温泉。在这样的工作场所中，有许多界面可使氡大量进入空气，而且可能对可提供的通风量有实际限制。在一些地下矿井中，包括在岩石中 ²²⁶Ra 浓度不那么高的矿井中，氡的高浓度是由于氡通过地下水进入矿井、随后释放到矿井空气中产生的。在水处理和配给地下设施中也有类似情况。

5.51. 据报道，在向公众开放的洞穴和地下矿山工作场所中，氡浓度分布在 20 Bq/m³ 到 20 000 多 Bq/m³ 之间，在隧道工作场所中，氡浓度在大约 200 Bq/m³ 到 7000 Bq/m³ 之间[36]。在一些正在开采的地下矿山特别是铀矿中发现的值高得多。

防护和安全要求的适用

5.52. 与来自天然源的任何其他照射一样，氡引起的职业照射遵从关于现存照射情况的要求（第 GSR Part 3 号[2]第 5.1(c)(i)段）。但是，在某些情况下适用关于计划照射情况的要求，如第 3.161 段所述。

5.53. 一般只在封闭的工作场所中氡引起的职业照射才受到关注，如建筑物和地下矿井中。除某些大气条件下的露天矿外，室外氡的职业照射通常不受关注。

值得关注的氡照射工作场所的确定

5.54. 政府应当确保收集关于室内氡浓度的资料，包括工作场所中的氡浓度。由于不可能测量每个工作场所的氡浓度，因此应当设计和实施调查，使所收集的资料能够合理地代表整个国家，调查方法与住宅中氡的调查一样。这就要求在可行的范围内调查是系统的、不偏不倚的。在确定氡浓度是否可能高于平均水平的地区时，地理因素往往是很好的指南。但是，这种方法本身有局限性，因为室内氡浓度与地质参数（如土壤孔隙率和铀、镭浓度）之间的关系是复杂的。地质因素可用于在调查结果之间进行插值，也可能有助于确定相关的地区。

5.55. 在地面工作场所测得的氡浓度，可以为确定高氡住宅区提供重要信息，反之亦然，因为作为地面工作场所的高氡区，很可能与作为住宅的高氡区是一致的。¹²

5.56. 一旦收集了测量数据，政府应当确保对数据的分析能够帮助确定那些氡的照射需要受到关注的任何工作场所。如果这种情况不存在，则不需要采取行动。另一方面，如果确定了需要关注的照射，则政府应当确保将对工作场所照射采取的行动，纳入到关于室内氡的国家总体行动计划中。行动计划应当适合照射情况，而且应当适合国情。

行动计划

5.57. 包括工作场所照射在内的室内氡照射的国家行动计划，应当为解决受关注照射的扑救行动提供手段，还应当通过适当的活动，确保向雇主、工作人员、公众成员及其他有相关方如专业团体提供关于获得氡照射相关资料的手段。这些信息宣传活动的目的，应当是分享国家调查的主要结果，增强了解氡、潜在健康风险和为减少风险能够采取的简单措施。由于吸烟是导致肺癌的普遍原因，因此应当强调由于吸烟和氡而增加的风险。

5.58. 对于被确定为受关注的工作场所照射，行动计划应当具体地规定一系列协调行动，解决现存工作场所和未来工作场所中的氡浓度问题。

5.59. 通过识别“高氡建筑物”，可以集中对氡的管理。对这类建筑物进行识别，依据的是可能使氡浓度升高的设计、建材或施工方法的某些特点。

参考水平

5.60. 在制订行动计划时，应当考虑当前的社会和经济情况来确定工作场所中氡的适当参考水平。一般要求将工作场所的参考水平设定在不超过年平均氡浓度 1000 Bq/m³ 的值（第 GSR Part 3 号[2]第 5.27 段）。基于平衡因子 0.4 和年居留时间 2000 h 的假设，这个值对应的年有效剂量约为 10 mSv。不论平衡因子如何，对参考水平采用适合于所有工作场所的单一值是有实际优势的。但是，如果平衡因子的差异很大，则其他参考水平可能是适当的，例如，在某些地下矿山就有这种情况。选择适合的参考水平是复杂的，对于

¹² 高氡地区是指这样的地区：由于地基特点或建筑设计和使用的特点，因而 ²²²Rn 浓度高于预定水平（极有可能是适用的参考水平）的建筑物的百分比，超过了监管机构或其他相关主管部门既定的阈值百分比水平。

这个值的确定应当相当慎重，不仅要考虑照射水平，还要考虑补救行动的可能规模，因为不论对工业还是对整个国家都有经济意义。对于公众成员，在居留因子高的建筑物如幼儿园、学校和医院中，均采用住宅参考水平对所有居住者的照射加以控制（第 GSR Part 3 号[2]第 5.20 段）。

工作场所的补救行动

5.61. 在根据行动计划确定的工作场所，有必要对氡浓度进行更详细的测量。安排这些测量及随后的任何补救行动是相关雇主的责任。雇主应当获得专家对于补救行动的意见。监管机构或其他相关部门应当根据国家建筑实践提供书面指导。

5.62. 雇主应当确保工作场所中的氡活度浓度是可以合理可达到的最低水平，优先考虑那些超过参考水平的工作场所。在某些工作场所，特别是地下矿山，氡浓度在空间和时间上可能有很大的差别。在确定是否超出参考水平时，应当考虑到这一点。

5.63. 如果尽管雇主为减少工作场所的氡浓度做了一切合理的努力，但浓度仍然高于参考水平，则适用计划照射情况下对职业照射的要求（见第 3.161(b)段）。这种结果不大可能出现，除非在有些地下矿井中，在那里对氡进入空气和可能提供的通风量都有实际限制（见第 3.176 段）。

降低建筑物中氡浓度的方法

地板下减压

5.64. 对于与土壤接触的地基和地下室，降低氡浓度的最有效措施是将地基附近土壤气体的压力降低到低于建材结构内的压力。安装一个从地基下土壤引出的管道系统，使土壤和地基之间保持负压梯度，这样可以实现这个目的。然后，可以将含氡的土壤气体无害地排放到大气中。在可能的情况下，最好在地基内安装一个小而简单的、可以连接管道系统的空腔或地坑。对于具有广泛而复杂基础的建筑，可能需要一些这样的减压系统。

地板下通风

5.65. 如果底层地板与土壤不接触，对地板下的空间进行通风可以减少进入构筑物的氡量。增加自然通风或安装风扇清除地板下的空气、使室外空气取代地板下空气，可以实现这一目的。

地板密封和地板膜

5.66. 从土壤进入的氡大多是通过地板上的裂隙和其他孔口进入的，因此密封这些进入途径可以降低室内氡浓度。然而，这种方法通常不如减压和通风有效，因为很难充分密封所有的进入途径，而且密封会随着时间的推移而退化。这种方法可以作为改善底层地板减压或通风效果的辅助措施。安装在地基中的高负荷塑料薄膜可以作为有效的防氡屏障，前提是安装过程中要密封所有的连接部分且不要刺破膜。然而，这种方法不能用于改造现有的建筑物。

增加通风

5.67. 增加与室外空气通风可以稀释室内氡。这种方法在能量损失上费用是昂贵的，特别是在炎热或寒冷的气候里。采用热交换器可以减少能量损失，但需要大量资金、运行和维护费用。在某些构筑物中，通过增加室内空气和土壤气体之间的负压差来增加通风，实际增加了室内氡浓度。

去除底土

5.68. 室内氡浓度的升高，有时是由于建筑物下方或周围土壤中高浓度²²⁶Ra所致。在这种情况下，去除底土、用未污染的土壤置换，可以降低室内氡浓度。这是一种大规模的行动，只有在没有直接的选择时才应当实施。

水处理

5.69. 在少数情况下，建筑物中的用水是室内氡的重要来源，通过充气对水进行预处理是有效的。也可以使用活性炭过滤法，但效果可能较差。虽然对水充气可以降低建筑物中的氡浓度，但会加剧实施充气的市政水处理厂的问题。在任何水处理厂，应当对频繁出入的空间进行充分的通风，防止氡累积到高浓度。在处理高氡浓度地下水的处理厂中，仅有这些措施可能还是不够的，有必要限制水厂工作人员在高氡浓度区的居留时间。这样做通常不是问题，因为工作人员通常只对这些高氡浓度区进行短暂的定期检查。

新建筑物中的预防措施

5.70. 除了在现有工作场所中采取任何补救行动外，监管机构或其他相关主管部门还应当考虑适用于高氡地区新建筑物的预防措施，包括工作场所在内。对于住宅，已经发现在5%以上的建筑物中氡浓度超过200 Bq/m³的

地区，所有新建筑物中的预防措施是性价比高的[37]。新建筑物的困难在于无法准确预测氡浓度；只有在施工完成后才能确定。监管机构或其他相关部门，应当为预先确认哪些建筑物在设计和施工中应当采取预防措施、并在完工后对预防措施的有效性进行核实制定依据。应当为施工实践制定适当的施工准则和指导。对于在填充的造地上进行建筑开发，如果有迹象表明填充材料中的 ^{226}Ra 浓度可能升高，则应当给予特别认真的考虑。可能必须开展彻底的定量评定，必要时由监管机构或其他相关主管部门施加限制。

5.71. 高氡地区新建筑物地基的设计和施工，应当使氡从土壤的侵入降到最低。有些预防措施可能需要对地基的设计和施工做出重大改动。其他措施可以非常简单，成本可以相对较低。这些措施包括在楼板下提供多孔填充层，将土壤气体中的氡抽出。还可以为室内排气管道留出空间，用于排出气体。此外，还应当考虑设计特点，便于在建造完成后根据需要、方便地采取进一步的补救行动。

5.72. 监管机构或其他相关主管部门所能接受的方法，取决于本地建筑风格及氡趋势的范围和严重程度。综合使用各种方法证明是最好的选择。在国家行动计划的初期阶段，监管机构或其他相关主管部门应当密切监测预防措施和补救行动的后果，确保这些措施的可靠性和持久性。

宇宙辐射照射

照射源

5.73. 职业照射应当考虑三种主要的宇宙辐射源：

- (a) 来自太阳系以外的辐射源的银河宇宙辐射。入射到上部大气层的银河宇宙辐射由 98%的核子成分（主要是质子和氦离子）和 2%的电子组成。通量率随着太阳活动的增加而下降，但能谱最大值向更高的能量转移。
- (b) 磁扰动在太阳表面附近产生的太阳宇宙辐射。当生成的粒子指向地球时，这种辐射来源于太阳耀斑和日冕物质抛射。这些太阳粒子主要由质子组成。只有能量最大的粒子才会对地面有剂量贡献。
- (c) 来自地球辐射带（范艾伦辐射带）的辐射。范艾伦辐射带是由地球磁场俘获质子和电子形成的。范艾伦带有两条：以 3000 公里为中心的内带和以离地球表面约 22 000 公里为中心的外带。在巴西东部一个被称为南大西洋异常区的地区，范艾伦带下降到离地球表面几百公里以内。

5.74. 到达上层大气的宇宙辐射强度因地球磁场而减弱，因此随纬度而变化。磁场强度在地磁极附近最大，在赤道附近最低。总宇宙辐射的强度也随时间而变化。太阳活动最高时辐射强度最低，按 11 年太阳活动周期而变化。

5.75. 入射到大气中的高能粒子与空气中的原子和分子相互作用，生成复杂组合的二次带电粒子和不带电粒子，包括质子、中子、介子和较轻的核子。不带电的介子衰变为高能光子，而高能光子又产生高能电子和光子级联。带电介子衰变为介子，介子在大气中的传播距离很远。因此，在地面上，宇宙辐射的介子成分是剂量的主要贡献者，贡献吸收剂量剂量率的 80%。

防护和安全要求的适用

5.76. 地面的宇宙辐射照射被认为是无法控制的，因此被排除在第 GSR Part 3 号[2]的范围之外。¹³

5.77. 根据关于现存照射情况的要求，必须考虑对空勤人员进行地面以上宇宙辐射职业照射的控制，并要求对从事宇宙活动的人员进行照射控制（见第 GSR Part 3 号[2]第 5.30—5.33 段）。

空勤人员的照射

5.78. 商用飞行高度一般为 6100—12 200 米，在这个高度上宇宙辐射的最重要组成部分是中子、电子、正电子、光子和质子，中子对有效剂量率的贡献占 40—80%，与海拔高度、纬度和太阳周期的阶段有关。海拔高度每增加 1830 米，剂量率就翻一番。在更高的海拔高度上，重核成分成为重要成分 [23]。

5.79. 商用飞机中的剂量率取决于海拔高度、纬度和太阳活动周期的阶段。在纬度 50 度、海拔高度 9000—12 000 米（相当于北欧和北美之间的飞行），剂量率一般在 4—8 $\mu\text{Sv/h}$ 范围内。低纬度地区的剂量率一般较低，考虑到攀升和下降，对于所有长途飞行均可使用 4 $\mu\text{Sv/h}$ 的平均剂量率。短途飞行的飞行高度一般较低（7500—10 000 m），平均剂量率约为 3 $\mu\text{Sv/h}$ 。空勤人员的年平均飞行时间一般为 600—900 h[23]。

¹³ 宇宙辐射对人群的年平均有效剂量估算在 0.3—2 mSv 范围内，人口加权平均值约为 0.38 mSv[23]。

5.80. 近年来估算机上辐射场的监测技术有了发展（见第 7.36 段）。此外，还开发了各种计算机程序，用以估算空勤人员在给定飞行路线参数下所受的剂量。在测量值与计算值[38]之间观察到了良好的一致性。现在不是通过测量值、而是常规使用计算机程序来估算空勤人员受到的剂量。

5.81. 空勤人员所受的年平均剂量一般在 1—3 mSv 范围内，某些国家报告的最大值为 3.5—6.5 mSv[23]。

5.82. 各国之间的民用航空活动相差很大，在世界的某些地区，空勤人员从宇宙辐射受到显著剂量的可能性非常有限。监管机构或其他相关主管部门（可能是民航部门）需要确定是否有必要对空勤人员的照射进行评定（第 GSR Part 3 号[2]第 5.30 段）。如果这样的评定不是必要的，则不需要采取进一步的行动。

5.83. 当认为有必要评定宇宙辐射对空勤人员的照射时，适用下列要求（见第 GSR Part 3 号[2]第 5.31 和 5.32 段）：

- (a) 要求监管机构或其他相关主管部门建立一个框架，其中包括参考剂量水平和用于评定和记录空勤人员由于宇宙辐射职业照射所受剂量的方法。大约 5 mSv 的参考水平被认为是合理的。
- (b) 当空勤人员的剂量有可能超过参考剂量时，要求空勤人员的雇主：
 - (i) 评定剂量并保存剂量记录；
 - (ii) 空勤人员可以利用剂量记录。
- (c) 要求雇主：
 - (i) 使女性空勤人员知道宇宙辐射照射对胚胎或胎儿的危险、并使她们知道及早通知怀孕的必要性；
 - (ii) 适用第 GSR Part 3 号[2]第 3.114 段中关于通知的要求¹⁴，其中指出：

“不得将女性工作人员在意识到自己已怀孕或者正在哺乳婴儿的情况下通知雇主视为排除该女性工作人员工作的理由。已被告知女性工作人员意识到已怀孕或者正在哺乳婴儿的女性工作人员的雇主，必须改善关于职业照射的工作条件，以确保胚胎或胎儿或母乳喂养婴儿受到与规定对公众成员提供的同等广泛水平的防护。”

¹⁴ 根据原子能机构“安全标准”，不能将雇主通知怀孕或疑似怀孕或哺乳作为一项对女工作人员的要求。但是，有必要使所有女工作人员了解这种通知的重要性，以便可以相应地改变她们的工作条件。

对于怀孕期的女性空勤人员，雇主应当实施与计划照射情况下相同的辐射防护措施（见第 6.2—6.20 段）。这里包括 1 mSv 的年有效剂量限值。

5.84. 根据第 GSR Part 3 号[2]，关于剂量评定和记录保存的要求（见前述第 5.83(b)段）只适用于空勤人员的剂量可能超过参考剂量的情形。这意味着只需要对全体员工中的一小部分进行剂量评定。然而，实际上在民航活动相当多的国家倾向于将所有空勤人员包括在剂量评定过程中。现在已经有了根据飞行参数（见第 5.80 段）直接评定剂量的适用计算机程序，这似乎是一个更可行的选择（似乎更容易被员工所接受）。

5.85. 根据目前的航空实践，飞行高度是确定的，空勤人员的飞行时间是出于非放射原因控制的，这种控制可以提供对照射的充分控制。一些航空公司同样出于非放射原因，已经为告知怀孕的女空勤人员做出特殊的工作安排，这样将会限制所受的剂量。这些限制确保在计划照射情况下工作人员的年平均剂量保持在年剂量限值的一小部分，一般约为 10%。因此，既没有明显的情景表明剂量会超过目前的水平，也几乎没有减少剂量的合理机会。例如，进一步限制空勤人员的飞行时间可能产生不可接受的影响。为了减少空勤人员个人所受剂量而将他们调往其他航班，任何这样的尝试都不能减少集体剂量。在考虑实施进一步的控制措施来减少剂量是否会得到什么时，应当考虑到所有这些因素。目前，这种附加的措施似乎没有正当性。

宇航员的照射

5.86. 在海拔 200—600 km 的高度和低倾角，对宇航员照射的主要贡献来自南大西洋异常区最接近地球表面的内范艾伦带地磁捕获的质子和电子[23]。对于有限持续时间的近地轨道任务，一些剂量评定结果显示任务的个人剂量当量值变化在 1.9—约 27 mSv 之间。对于范围更广的空间活动，任务剂量可达到大约 100 mSv。

5.87. 只有少数国家参与了太空旅行。国家和区域宇航局已经开发了控制宇航员照射辐射的办法。第 GSR Part 3 号[2]对于这些特殊条件下控制照射的要求必然相当普遍，基本上反映了相关国家当前的良好实践：

- (a) 监管机构或其他相关主管部门，应当在适当情况下建立适用于在从事航天活动人员的辐射防护框架。

- (b) 应当尽一切合理的努力实现防护的最优化，限制宇航员接受的剂量，同时又不至于不适当地限制他们从事的活动范围。

5.88. 宇航员的防护框架应当对设定适当的参考剂量（例如针对任务剂量和职业剂量的参考剂量）作出规定。防护框架还应当对在飞行前设计阶段确认如何利用屏蔽、如何利用某些活动的定时和持续时间使剂量最小化的方法作出规定。为了剂量评定的目的，为了对照射条件的变化提供警示，应当根据需要进行区域监测和个人监测。监测和剂量评定是最优化过程必不可少的信息。参考文献[39—41]提供了进一步的指导。

6. 特殊情况下的工作人员防护

6.1. 第 6 部分为在辐射照射的控制上存在特定管理问题的以下两组工作人员提供关于职业辐射防护的指导：

- (a) 怀孕期和怀孕后不仅自己受到照射，而且胚胎、胎儿或母乳喂养的婴儿都受到照射的女性工作人员。
- (b) 定时在另一雇主的厂房或工地工作、可能因为工地操作员使用辐射而受到照射的工作人员；把自己的辐射源带往工地、使自己和工地操作员受到照射的工作人员。这些工作人员称为流动工作人员，通常受雇于承包商。

怀孕期及怀孕后的女性工作人员

6.2. 出于职业辐射防护的目的，一般没有理由根据性别对工作人员作出任何区别。但是，为了保护胚胎或胎儿或母乳喂养的婴儿，要求对怀孕期和怀孕后的女性工作人员考虑附加的防护措施。

胚胎或胎儿或母乳喂养的婴儿的照射途径

6.3. 对于胚胎或胎儿或母乳喂养的婴儿，值得关注下列照射途径：

- (a) 子宫内：
 - (i) 由女性工作人员体外的辐射源引起的、不仅对母体组织而且对胚胎或胎儿的外照射。

- (ii) 由女性工作人员摄入的（或存在于母体空腔器官如膀胱或肠道中的）放射性核素、通过胎盘转移给胎儿引起的内照射；或沉积在母体组织（或母体中空器官）中的放射性核素的贯穿辐射对胎儿的照射。
- (b) 母乳喂养的婴儿：
- (i) 由于母体组织中或母体空器官如膀胱或肠道中存在的放射性核素的贯穿辐射引起的外照射。
 - (ii) 母乳喂养的婴儿因摄入放射性核素受到的内照射，途径是通过从母体组织向母乳的转移、随后在母乳喂养期间食入。

管理层的责任

6.4. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.113 段要求管理层向有责任进入控制区或监督区的女性工作人员或可能承担应急任务的女性工作人员，提供有关怀孕期和怀孕后对胚胎、胎儿或母乳喂养婴儿的风险的适当信息。不能强迫这种女性工作人员通知雇主自己是否知道或怀疑在怀孕期或正在哺乳婴儿。但是，要求管理层将尽快通知雇主的重要性通知女性工作人员，以便对职业照射的工作条件做出相应的改进，从而保护胚胎或胎儿或母乳喂养的婴儿。

6.5. 有责任进入控制区或监督区的女性工作人员或可能承担应急任务的女性工作人员，一旦将知道或怀疑自己怀孕或正在哺乳的情况通知了雇主，则要求雇主必须调整与职业照射有关的工作条件，确保胚胎或胎儿或母乳喂养的婴儿得到与公众成员同等程度的防护（见第 GSR Part 3 号[2]第 3.114 段）。这种通知不应当被视为排除该女性工作人员工作的理由（见第 5.83 段），但需要对女性工作人员所受的职业照射施加更严格的限制。雇主应当把这种适用更加严格限制的决定通知女性工作人员。

6.6. 更严格的限制并不意味着禁止女性工作人员从事辐射或放射性物质相关的工作，或禁止进入指定辐射区或在指定辐射区工作。然而，这些限制应当确保在正常工作条件下，对于怀孕期的胚胎或胎儿以及随后的哺乳期婴儿，满足第 GSR Part 3 号[2]关于公众成员剂量限制的要求。此外，调整后的工作条件，应当能够避免可能由于外照射或内照射导致高辐射剂量的事故或其他不可预见的事件所致的任何显著潜在照射。

6.7. 在确定更严格的剂量限制时，应当考虑女性工作人员从怀孕到通知怀孕期间，因职业外照射而使胚胎或胎儿受到的任何剂量。还应当考虑女性工作人员在通知怀孕前摄入的放射性核素使胚胎或胎儿或母乳喂养的婴儿受到或将要受到的任何剂量。

6.8. 雇主应当考虑，为了限制对胚胎或胎儿或哺乳婴儿的照射，女性工作人员是否需要根据工作条件的改变，接受进一步的信息和培训。

监测

6.9. 为了对剂量实施更严格的限制，应当在怀孕期和怀孕后对女性工作人员进行监测。剂量评定应当考虑到所有相关的外照射和内照射途径。

6.10. 一旦已经通知怀孕，则应当修改监测大纲，以便能够确定由于职业照射，胚胎或胎儿或母乳喂养的婴儿所受剂量的估算值（包括女性工作人员怀孕前摄入所致的剂量）不会超过 1 mSv。可能有必要修改内照射监测大纲，因为某些放射性核素与胎儿剂量的相关性可能比与母体剂量的相关性更大。某些元素的生物动力学可能在怀孕期发生变化，尽管现有的资料一般还没有详细到足以建立起将排泄值或器官滞留值与摄入量联系起来的替代模型。ICRP 所考虑的生物动力学上的某些变化可用于特殊的剂量评定[42]。

6.11. 如果迹象表明对胚胎或胎儿或母乳喂养期婴儿的剂量可能接近 1 mSv/a，则应当对女性工作人员进行个人监测，对胚胎或胎儿或母乳喂养期婴儿的待积剂量进行个人评定。如果发现对胚胎或胎儿或母乳喂养婴儿的剂量可能超过 1 mSv/a 时，则应当迅速获得剂量报告以便采取快速行动。

6.12. 为了更密切地控制可能的疏忽照射，以监测周期较短（即监测频度较高）为好。但是，在选择选择监测频度时，应当考虑所用被动式剂量计或其他技术的记录水平。对于记录水平为 0.1 mSv 的剂量计，如果监测期少于一个月，则不足以充分评价告知怀孕后整个期间对胎儿的剂量。主动式剂量计可用于对任何可能发生的事故照射保持警戒。在所有情况下，为怀孕女性工作人员记录的剂量应当是她通常佩戴的剂量计的剂量。

6.13. 在评定对胚胎或胎儿的剂量时，应当考虑剂量计的校准。对于贯穿辐射的辐射场，按个人剂量当量 $H_p(10)$ 校准的剂量计会高估剂量。然而，对于高能中子辐射场或加速器设施中的粒子辐射场并非如此。对于这种情况，需要使用按表皮下不同深度的剂量校准的剂量计。

6.14. 虽然不要求在腹部增加剂量计，但这样做可以保证对怀孕期的任何照射给予注意。管理层应当考虑使用适当的剂量计来监测对胎儿的剂量。如果外照射是均匀的，则不需要在腹部选择安装剂量计的特别位置；但如果辐射场是不均匀的，则剂量计应当放置在腹部可能受到更大照射的位置。

6.15. 在怀疑是意外摄入的情况下应当进行特别监测，确保不超过胚胎或胎儿或哺乳婴儿的剂量限值。可采用全身计数、单个器官计数（如甲状腺计数或肺计数）或对女性工作人员的排泄物进行离体分析等方式进行监测。

剂量评定

6.16. ICRP 发表了关于母亲摄入放射性核素对胚胎或胎儿剂量的资料 [42]。其中包括基于生物动力学和剂量学模型的剂量系数，这些模型考虑了放射性核素通过胎盘从孕妇的转移以及由胎盘和母体组织中的放射性核素引起的光子照射。剂量系数表示女性工作人员单位活度的摄入量对胚胎或胎儿的待积有效剂量，用希沃特每贝克表示。还提供了对胎儿器官的剂量系数。

6.17. 对于女性工作人员在怀孕期或怀孕前因事故或其他事件而急性摄入的情况，可使用 ICRP 的剂量系数来计算对胚胎或胎儿的待积器官剂量和有效剂量。关于慢性摄入，ICRP 的剂量系数包括三种情景：(i) 怀孕期的慢性摄入；(ii) 怀孕前一年期的慢性摄入；(iii) 怀孕前 5 年期的慢性摄入。

6.18. 在评定对胎儿的外照射剂量时，只应当考虑贯穿辐射。在均匀辐射场的情况下，对于光子和 β 辐射，女性工作人员的剂量计记录的剂量是对胎儿剂量的保守估算值，因为在通知怀孕之前，胎儿深部的剂量通常较低。在非均匀场的情况下，必须认真评定剂量计的结果和对胎儿的相应剂量。

6.19. ICRP 发表了关于母乳喂养的婴儿从母乳中摄入放射性核素所致剂量的资料，包括剂量系数在内 [43]。对于怀孕前和怀孕期及哺乳期的摄入量都应当考虑在内。

6.20. 对于母体组织中放射性核素所致婴儿的外照射剂量，是基于对母亲相对于婴儿的位置及母亲怀抱婴儿的时间或靠近婴儿的时间估算值进行评价的。然后利用母亲与婴儿的数学模型、将母体组织作为婴儿照射源进行蒙特卡罗模拟。

流动工作人员

6.21. 出于本“安全导则”的目的，流动工作人员是指在不同工作位置的监督区或控制区工作的职业受照人员，但不是工作所在设施管理方的雇员[44]。流动工作人员可以是自营职业者，或可以是承包商（或类似的法人实体）为其他雇主提供现场服务而雇用的人员。（这种设施可以是也可以不是注册者或许可证持有者或是受到其他方式监管控制的经营者。）

6.22. 设施的管理方和承包商两者都是雇主。设施的管理方是设施的主要管理者，而承包商则是根据合同提供服务。承包商的雇员，如果在不是由承包商管理或主要管理的设施内监督区或控制区工作时，属于流动工作人员的定义范围。在更复杂的情况下，承包商本身可能将工作承包给分包商，因此承包商和分包商的雇员都可能是流动工作人员。承包商如果是一个自营职业者，则既可以被看作是雇主又可以被看作是工作人员，可以被认为既负有雇主职责也负有工作人员职责。

6.23. 流动工作人员本身可能从事辐射源的工作，或者可能暴露于他们工作所在设施的管理方管理的辐射源。

6.24. 流动工作人员可能是正在接受有关辐射就业培训的实习生。学生的照射不是职业照射，但是当他们的学习教程或工作经验（由承包商组织内的导师监督）需要他们出现在设施内设立的监督区或控制区时，在这个意义上，学生也可以被看作是“流动学生”。

6.25. 流动工作人员的例子及其从事的工作类型包括：

- (a) 承包商雇佣的在正常运行、停堆或检修停机期间提供服务的核电行业的维护工作人员；
- (b) 核电行业和其他行业的质量保证人员、在役检查人员和无损探伤人员；
- (c) 一般行业中可能受到广泛辐射应用照射的维护人员和清洁人员；
- (d) 提供专门服务如清除管道和容器内水垢和沉淀物（用于设备去污）、运输放射性废物或在辐照设施内装载或更换放射源的承包商；
- (e) 采矿和矿物加工设施中可能受到天然存在的放射性物质照射的承包工作人员；
- (f) 在其他管理部门营运的设施内承包工程的工业射线照相公司；

- (g) 使用 X 射线机或放射源从事承包安检工作的工作人员；
- (h) 参与各类设施退役、相关建筑物去污及外部补救工作的承包工作人员；
- (i) 安装和维护医疗设备公司的承包工程人员；
- (j) 在一些不是自己的雇主经营的医院或诊所（无论是固定的还是流动的）的监督区或控制区内工作的医务人员。

使用流动工作人员伴随的问题

6.26. 为了确保流动工作人员的防护和安全，必须对他们实行有效的管理，但由于职责重叠、本地工作程序与防护标准的差异、交流困难和远程监督等问题，可能使得管理复杂化。

6.27. 使用流动工作人员带来的问题主要涉及管理控制。对工作人员防护安排的责任分工不够明确，可能对流动工作人员长时间的如一个公历年的照射管理带来困难。当流动工作人员从一个设施流动到另一个设施时，工作人员累积的剂量可能接近甚至超过年个人剂量限值；即使没有超过各个设施预先制定的剂量约束值或管理剂量目标值，这种情况也是可能发生的。

6.28. 对于流动工作人员从事的工作范围，如果不首先考虑具体情况，就很难明确地分配责任。这些情形分布在两者之间：要么必须按照合同由设施管理方为流动工作人员提供防护和安全所需的大部分服务，要么是大部分职责和责任由承包商承担。在此范围内，可能会发生三种类型的照射情景：

- (a) 设施的运行可能使本身并不拥有辐射源的承包商雇员受到照射。在这种情况下，设施的管理方是注册者或许可证持有者，承包商只是雇主。
- (b) 承包商的雇员如果将自己的辐射源带入设施，则有可能使该设施的雇员受到辐射。在这种情况下，承包商是注册者或许可证持有者，设施的管理方只是雇主。
- (c) 在(a)和(b)组合的情形下，设施的运行和承包商在现场的活动都有可能使双方的雇员受到照射。在这种情况下，设施的管理方和承包商都是注册者或许可证持有者。

雇主之间的合作

6.29. 设施内工作人员防护和安全的主要责任在于设施的管理方。同时，为设施管理方提供服务的承包商负责其雇员的防护和安全。因此，对流动工作人员的管理责任就会重叠，这样则要求双方雇主（设施的管理方和承包商）之间开展合作（第 GSR Part 3 号[2]要求 23）。这些共同责任的具体内容取决于所开展的工作类型，但要求开展必要程度的协商与合作，遵守设施关于所有工作人员防护和安全的要求。这一要求反映在第 GSR Part 3 号[2]第 3.85 段，要求指出：

“如果工作人员从事的工作涉及或可能涉及不在其雇主控制之下的源，对这种源负责的注册者或许可证持有者与雇主必须进行必要程度的合作，以使双方遵守本标准的要求。”

6.30. 对于雇主之间的合作，第 GSR Part 3 号[2]第 3.86 段和第 3.87 段提出了进一步要求：

“3.86. 雇主与注册者或许可证持有者之间的合作在适当情况下必须包括：

- (a) 制定和采用具体的照射限制和其他手段，以此确保对从事的工作涉及或可能涉及不在雇主控制之下的源的工作人员采取的防护和安全措施至少与为注册者或许可证持有者的雇员所采取的那些措施一样好；
- (b) 按照上述(a)项的规定，对工作人员所接受的剂量进行具体评定；
- (c) 明确划分雇主的和注册者或许可证持有者的防护和安全责任并编制成文件。

3.87. 作为双方合作的一部分，对源或照射负责的注册者或许可证持有者在适当时：

- (a) 必须……从雇主包括自营职业者获得工作人员先前的职业照射历史，以及任何其他必要资料；
- (b) 必须向雇主提供适当的资料，包括雇主要求的与遵守本标准的要求有关的任何可得资料；
- (c) 必须向工作人员和雇主提供相关的照射记录。”

6.31. 根据合作的需要,应当就需要遵循的程序达成协议,理想的情况是应当将协议编制成文件。这种协议应当构成正式合同安排的一部分,特别是对于大型或复杂的合同(和分包合同)而言(例如,在设施管理方专门划出部分场地、移交给总承包商从事退役等工作的情况下)。应当通过这种文件,保证每一方都知道自己具体负责履行对雇主的哪些法律要求。详细的安排和明确的责任,因工作性质和各相关方的相关经验不同而不同。

6.32. 信息表和清单有助于各个雇主之间交流信息,有助于评定防护和安全安排的适当性。应当使用信息表和清单总结应当满足的防护和安全要求,并列岀设施管理方与承包商在承包工程开始前双方应当讨论和达成一致的各种问题。

设施控制的源

6.33. 在许多类型的工作中,与辐射源的使用没有直接关系的承包商雇员,需要进入设施中可能使他们受到正常运行所致照射的辐射区。例如,这种流动工作人员包括维护人员和清洁人员。在许多情况下,承包商及其雇员很少或者根本没有在辐射区工作的经验,对防护和安全的监管要求了解得很少。

6.34. 在这种情况下,设施管理方的责任是向流动工作人员提供与对本方雇员相同水平的防护和安全。为此所做的必要安排应当成为雇用流动工作人员的先决条件。应当考虑将这一点在合同协议中正式确定下来,这里需要参照第 3 部分规定的、与防护和安全相关的措施,必要时还应当包括以下方面:

- (a) 防护和安全的最优化(包括任何相关的剂量约束值);
- (b) 剂量限制;
- (c) 建立分类区;
- (d) 使用个人防护设备;
- (e) 本地规则和程序;
- (f) 监测和剂量评定;
- (g) 剂量记录;
- (h) 资料和培训;
- (i) 工作人员健康监护。

6.35. 如果承包商的工作包括非标准作业，则有必要对这些作业进行预先放射评价。评价应当考虑各种防护方案，评价的详细程度应当与辐射风险相适应。由于设施管理方对工作有详细的了解，因此准备评定的责任应当由设施管理方承担，但承包商应当在一名合格专家的协助下参与其中。因此，应当确保在早期阶段考虑到所有相关的防护和安全问题。

6.36. 设施管理方要对本方雇员的剂量评定做出安排，也应当对承包商雇员的剂量评定做出适当安排。这样做可能需要设施管理方向承包商提供剂量计，在完成工作后对剂量计进行评定，也可能需要承包商安排本方的个人剂量测量。应当在合同协议中具体规定应当遵循的安排。如果在设施管理方的剂量测量安排下进行工作，则应当向流动工作人员及其雇主（承包商）提供相关的剂量记录。在所有情况下，每个流动工作人员都应当遵守本地规则或程序的任何要求，在规定区内佩戴个人剂量计。

6.37. 在完成工作后、甚至在合同期间的各阶段，应当将承包商雇员受到的剂量与预先放射评价中预测的剂量进行比较。

6.38. 在决定本方的哪些雇员适合于按照特定的合同工作时，承包商需要设施管理方提供以下信息：

- (a) 任何放射危害和相关控制措施的详细情况及承包商雇员在按照合同工作时可能受到的最大辐射剂量的估算值；
- (b) 任何必要的、应当由承包商或设施管理方提供的、附加培训的详细情况；
- (c) 承包商雇员是否需要佩戴个人剂量计、如果需要应当怎样安排的信息；
- (d) 化学品、粉尘和热等非放射危害的详细情况；
- (e) 根据需求提供个人防护设备。

6.39. 在接受承包商雇员进入设施、在监督区或控制区内工作前，设施管理方应当从承包商获得有关雇员的具体资料。如果能够立即获得这种资料，则允许尽快进入设施。这些资料应当包括：

- (a) 雇员适当资质的详细资料（培训、经验和认证）；
- (b) 雇员剂量史的详细资料；
- (c) 雇员是否适任工作的任何相关资料。

6.40. 设施管理方还应当对承包商雇员的能力进行评定。对此，第 6.56—6.65 段将做进一步的讨论。

6.41. 承包商应当根据工作性质和任何合同条件，考虑是否需要将对将要进行的工作向一名或多名合格专家进行咨询。承包商如果希望向合格专家征求意见，则可向设施管理方或第三方寻求指导，以期获得适当专家的建议。以下是要求合格专家提供指导的实例：

- (a) 审核与防护和安全相关的工程控制；
- (b) 制订适当的本地规则和程序；
- (c) 适当的剂量测量安排；
- (d) 对个人防护设备的要求；
- (e) 辐射监测设备的使用；
- (f) 记录保存；
- (g) 应急程序。

6.42. 设施管理方应当在早期阶段与承包商讨论放射监督安排，并安排一名现有的辐射防护负责人（见第 3.66 段）担任承包商及其雇员的辐射防护负责人。或者要求承包商任命本方的一名雇员担任辐射防护负责人，并确保此人受到充分的培训。被任命的辐射防护负责人应当被设施管理方所接受，合同协议应当要求这名辐射防护负责人与设施中指定的监督人员密切合作（并接受后者指导）。设施的辐射防护负责人应当与承包商的辐射防护负责人保持必要程度的交流。

承包商控制的源

6.43. 承包商控制下的源可能必须由承包商的雇员带入设施。即使辐射源（如核仪表）作为设施正常运行的一部分可以在设施内使用，但承包商的工作区往往在与这种源有关的指定区以外。在这种情况下，流动工作人员不可能受到设施控制的源的照射。然而，流动工作人员带入的源可能会使设施的雇员受到照射。

6.44. 这种情况最常见于承包商在现场进行工业射线探伤的时候。因此，第 6.45—6.50 段提供的指导特别述及这样的工作。类似的原则和行动将适用于辐照设施中的装源操作等其他工作活动。如果涉及非密封源，则应当采取预防措施，避免表面污染和气载污染（见第 9.24—9.46 段）。

6.45. 工业射线照相涉及部件（例如，管道、焊缝和压力容器）的检查，用以判断是否存在裂缝或其他缺陷。使用的辐射源是密封放射源或 X 射线发生装置。这两种类型的辐射源都需要严格的控制程序，以便保护使用辐射源的放射技师和在场的其他人员。这些程序的必要部分是使屏障保持在离开源的适当位置，防止未经许可进入屏障内的控制区（即控制区的警戒线）。这类工作可在夜间或高处进行，应当考虑采取外加的防护措施，如加强照明和更严格的监督。设施管理方和承包商之间的合作对于确保设施雇员的充分防护和安全是必不可少的。

6.46. 对于承包商开展的工作，如果设施管理方没有直接的专业知识，则应当使管理方参与主要限于非技术信息的收集。设施管理方应当让承包商在工作的更多技术合作中承担主要责任，因而应当对承包商为实现安全工作条件做了充分的准备感到满意。这样做，设施管理方可能需要合格专家给予援助。

6.47. 在开始工作前，设施管理方应当向承包商取得：

- (a) 在应急情况下可以联系承包商的电话号码；
- (b) 工作期间在场的辐射防护负责人姓名；
- (c) 拟用辐射发生器或辐射源的类型；
- (d) 承包商的现场规定和程序的复印件，其中应当提供有关拟定工作的充分资料；如果没有适当的现场规定，则不准许承包商承担工作。

6.48. 设施管理方应当确保承包商实施下列防护和安全措施：

- (a) 设置障碍、防止进入剂量率超过预定水平的控制区；
- (b) 张贴足够的警示通知；
- (c) 在照射前和照射期间提供警示信号（没有场所警示以外的其他意义或重要性）；
- (d) 在出入口处张贴说明事项；

- (e) 在使用前和使用后检查设备和辐射监测仪；
- (f) 更换或维护在使用前被认定不能运行的设备；
- (g) 在工作开始前搜索控制区，工作开始后定期进行定期搜索；
- (h) 对路障进行巡逻，防止未经许可进入；
- (i) 在设置或检查屏障的位置时、在确认照射后的预期剂量率时，使用适当的、经过校准的辐射监测仪（在可能存在脉冲X射线场的情况下特别重要）；
- (j) 提供足够的贮存设施；
- (k) 制定应急计划；
- (l) 使用适当的个人监测设备。

6.49. 设施管理方应当确保向可能受到承包商工作影响的设施雇员提供有关拟定工作的充分信息。其中包括职责在工作点附近的人员、安保人员、管理人员和可能参与应急的人员。

6.50. 在工作进展期间，设施管理方应当安排不定期突击式安全审计，确保承包商的雇员遵守商定的安全工作实践。这种审计可以由设施雇员或独立的第三方实施。在为评定防护和安全标准进行审计时，设施管理方会发现参照拟定审计项目的检查清单是有用的（见第 6.32 段）。

6.51. 承包商控制下的源，可能只能由承包商雇员带入设施区，在设施正常运行期间，设施区也可能受到由设施控制的源引起的照射。虽然第 6.33—6.50 段中提供的指导仍然适用，但第 6.52—6.55 段中提供的附加指导也应当适用。

6.52. 在设施运行产生显著环境剂量率的设施区内，工业射线照相或其他工作可能涉及到使用承包商控制的放射源。在进行这种工作之前，承包商和设施管理方应当为设置屏障和标识、选择适用的剂量率，讨论并达成一致。还应当考虑对拟定工作的时间安排。

6.53. 不仅应当按照承包商的现场规则和程序、而且应当按照与设施相关的源的现场规则和程序进行工作。因此，承包商为了把设施的现场规则和程序中的某些部分吸收进来，可能需要修改本方的现场规则和程序，而且应当确保不存在相互冲突的要求。这一点应当明确地包括在合同中。

6.54. 因为可能会受到设施控制下的源的照射，所以要求承包商雇员接受特别培训，即使这些雇员在使用本方的辐射源时可能已经接受了培训。在这种情况下，许多设施要求承包商的放射技师及其辐射防护负责人接受一定水平的培训。

6.55. 应当考虑承包商的辐射源对安装在设施中的任何辐射相关仪器产生的影响（例如，对区域 γ 监测仪和临界事件探测系统的影响及不必要的误报警风险）。如果识别出这样的事件，应当采取适当的纠正行动。这些行动可以包括使用使剂量率最小化的较小辐射源或准直辐射束，或在有限的时间内停止使用某些仪器。

流动工作人员的能力

6.56. 设施管理方应当确保，在设施内承担工作的承包商使用有能力承担工作的人员。因此，可能需要正式评定承包商工作人员的能力并编制成文件。在承包商的雇员可能受到设施控制下的源的照射场合，这种做法是适当的。当承包商将本方的源带入设施、使设施的雇员可能受到源的照射的情况下，这种做法也是适当的。

6.57. 评定过程应当包括确定必要能力的正式程序（通过教育、经验及初步的和持续的培训大纲）以及对承包商所承担的、可能对防护和安全有影响的、任何工作的资质要求。既定的导则或质量管理程序在评定过程中是有用的。

6.58. 评定过程的程度和细节取决于设施的类型和进行中的工作类型。有些流动工作人员从事有资质或认证机构证明其能力的专业工作。这些专业包括放射执业医师、医学物理师、医疗放射技师和工业放射技师。设施管理方如果要雇用流动工作人员从事这些专业，则应当了解这些工作对认证和资质的要求，并应当将这些要求纳入评定过程。也应当将这些资质要求规定在合同安排中。对其他专业和技能可能没有资质要求。在这种情况下，对能力的评定只限于查阅个人简历、证书、培训记录、参考资料及在其他设施从事类似工作的报告。

6.59. 在某些情况下，在准许承包商开展现场工作前，设施管理方可能希望对必须满足现场特定能力的要求作出规定。这些要求包括使用适当的呼吸防护设备的能力。在这种情况下，设施管理方应当在必要时提供包括这些能

力在内的适当培训，或者推荐在哪里能够获得这种培训。圆满完成这种培训是对能力评定过程的一种投入。

6.60. 承包商应当确保本方雇员有适当资质胜任行将从事的工作，并应当在设施内开始工作前向设施管理方提交每位雇员的详细资质情况。流动工作人员未经工作和辐射防护的必要培训和认证，不得许可工作。例如，由他们操作的设备和机器可能有非常强的 γ 源，如果操作不当有可能在短时间内引起高水平照射。

6.61. 通过对承包商工作人员能力的评定，可以判断承包商的雇员是否胜任工作，或者是否资质或经验不足。如果存在不足，则应当允许承包商的雇员在现场开始工作前采取补充措施。为了确定最适当的补充措施，应当考虑到每种特定情况的主要特点。

6.62. 对于培训相关的补充措施，应当考虑承包商的雇员开始现场工作前进行任何必要的培训，并在现场运行人员和承包商之间进行联络，弥补任何发现的不足。现场运行人员应该能够提供任何必要的现场特定培训。

6.63. 作为补充措施，还可以实施下列附加管理活动：

- (a) 由现场运行人员提供直接监督；
- (b) 更换承包商的某些工作人员；
- (c) 将更多的经验、培训或教育编制成文件。

6.64. 承包商应当定期审核雇员的能力，特别是以下方面：

- (a) 必需的专业资质的任何变化；
- (b) 法律的任何变化；
- (c) 从本设施和其他设施的经验中汲取的教训；
- (d) 工作人员的剂量记录；
- (e) 所受培训水平的持续充分性和有效性；
- (f) 再教育培训的必要性；
- (g) 工作适任能力的任何变化；
- (h) 设施、运行或工作实践的任何变化。

6.65. 还应当对工作人员的个人业绩进行评定。从现场遇到的问题中汲取的教训以及为解决困难而采取的行动，关系到确认是否对一名或多名工作人员进行进一步的能力培训。

辐射防护大纲

6.66. 在流动工作人员的管理责任和辐射防护安排上伴随的复杂性，突显必须根据有效的辐射防护大纲开展工作的必要性（见第 3.49—3.158 段）。应当根据合同协议的条款，在辐射防护大纲中将流动工作人员的防护和安全责任指定给设施管理方和承包商。

6.67. 在多数情况下，辐射防护大纲所依据的预先放射评价，应当由设施管理方与承包商的共同合作完成，并由双方雇主中更有资质的一方起主导作用。应当利用以往评定的结果。对于将辐射源的使用作为正常运行组成部分的设施，管理方应当对本方的运行进行预先放射评定，然后进行更详细的安全评定。同样，如果承包商有自己的辐射源，则应当进行适用于大多数可能使用这些源的设施的、预先放射评价和安全评定。

6.68. 设施管理方和承包商对辐射防护大纲的制定负有共同责任，但是正像预先放射评价和安全评定一样，期待双方的知识和专门技能水平有助于双方就责任划分相互达成一致，进而确保制定有效的辐射防护大纲。在许多情况下，为了反映承包商在设施内的拟定工作，设施的或承包商的现有辐射防护大纲都可能做出有限的更改。

6.69. 下面两个例子说明了如何利用现有的辐射防护大纲作为确保流动工作人员辐射防护的基础：

- (a) 在核电厂，管理方对于设施的运行和维护所伴随的辐射风险已经具备广泛的知识，已经在对本方的雇员（和可能计划在评定任务中使用的承包商雇员）进行了详细的安全评定，并且已经在制定全面的辐射防护大纲。在这种情况下，设施管理方可以与承包商交流安全评定的相关信息；与承包商讨论工作相关的情况和任何已经确认的担忧；编写包括承包商工作在内的、简化的辐射防护计划。
- (b) 一家在化工厂工作的工业射线探伤公司，已经为工作现场制定了自己的辐射防护大纲，但仍需要与该设施的安全负责人联系，并向这些负责人提供辐射防护大纲中的适当资料。这些资料将包括管理和监督安排以及确保设施雇员辐射防护的程序。

职业照射记录

6.70. 一些流动工作人员可能在一个设施工作远不到一年，然后转到下一个设施。这样，他们一年内可能在多个设施累积剂量。在每个设施中累积的剂量可能大也可能不大；然而，一年内在若干设施累积的剂量可能使得总累积剂量接近适用的剂量限值。因此，应当长期跟踪这些工作人员的剂量，并为实现这一目的制定明确的责任和安排，并编制成文件。

6.71. 这些安排应当确保，每一位流动工作人员所受剂量和健康监护状况的最新记录是可以利用的。这种记录可以是工作人员照射记录集中数据库的输出形式，也可以是个人辐射监测文件（有时称为“个人辐射管理账簿”），或是其他个人剂量记录。在使用辐射源的设施开始承包工程前，应当向设施管理方提供工作人员的职业照射和健康监护记录，以便制定适当的防护和安全计划。

6.72. 工作人员在现场工作时，他们的职业照射记录应当由设施管理方或承包商根据各自相关的责任保持更新。为了避免延误更新记录，在等待接收工作人员个人监测数据结果的时候，可以记录估算的剂量（例如，根据工作场所监测的结果）。这样做，即使当工作人员在此期间已经转到了另一个设施，也可为下一个设施的管理人员提供该工作人员剂量的有用指标。确保工作人员的职业照射记录保持最新状态，是流动工作人员雇主的责任。

培训

6.73. 在使用辐射源作为正常运行部分的设施中，在不影响防护和安全的工作区内从事承包工程（例如在监督区内进行清洁、刷漆、一般的维护或建设工程）的流动工作人员，只需要最低限度的辐射防护知识，只需要向他们提供关于在监督区内应当遵守的任何相关预防措施的非非常基本的信息。相反，被要求在有复杂任务的控制区内进行作业的流动工作人员，可能需要接受有关出入程序、需要采取的预防措施、个人防护设备的使用和程序要求等内容的培训。将本方的放射源带入设施的流动工作人员，应当接受安全使用这些放射源的适当培训。确保提供培训是流动工作人员雇主的责任。在设施内工作场所执行合同任务所需要的培训水平和内容，需要向设施管理方咨询。

6.74. 在有些情况下，一般承包商从事辐射工作的经验非常有限，设施管理方可以向承包商及其雇员提供必要的防护和安全资料，包括现场应急的相关资料。根据情况，这类资料可采取通知、书面说明或正式培训等形式。在其他情况下承包商可以承担培训责任，但在开始工作前设施管理方仍应当提供与工作有关的风险资料及任何必要的特殊培训资料。在大型设施中，设施管理方既可以代表承包商，也可以作为一项单独的合同安排，帮助提供适当的培训（只要与设施有关）。这种培训应当与设施管理方为本方雇员提供的培训水平相同。

6.75. 在承包商承担培训职任的情况下，应当评定对雇员进行培训的必要性。根据需要，应当与设施管理方和合格专家协商，制定可以为设施内未来的所有任务提供适当水平的培训和资料的培训大纲。这种情况下，应当考虑以下几点：

- (a) 在可预见的未来将要进行的工作性质；
- (b) 这项工作伴随的照射可能性；
- (c) 已经提供的培训范围和获得的资质；
- (d) 可进入设施现场具体要求（如进入程序、个人防护设备的使用和应急程序）。

6.76. 根据将要从事的工作性质，可能需要提供几个级别的培训。例如，对大多数工作人员只要求进行对辐射防护基本了解的培训，但对将要担任辐射防护负责人的工作人员，则需要进行全面培训。

对防护与安全的审核

6.77. 对于设施管理方为流动工作人员制定的关于辐射防护和安全的安排和程序，应当进行定期的审核，确保这些安排和程序对工作依然是适用的、相关的。如果同一批流动工作人员在现场长时间工作，则应当对他们的工作进行定期的审核和审计，以便评定遵守安排的情况、找出程序中的薄弱环节。同样，当新的流动工作人员即将开始工作时，应当与承包商讨论安排和程序，抓住机会审核这些安排和程序是否继续有效。

6.78. 进行审核时，应当考虑以下问题：

- (a) 工作环境的变化；
- (b) 法律和监管的变化；
- (c) 对工作实践的任何更改；
- (d) 遵守当前安排的程度；
- (e) 现行安排的实用性；
- (f) 应急预案的充分性；
- (g) 以前使用的安排和当前的安排、对于将剂量保持在可以合理达到的最低水平的有效性；
- (h) 放射评价变更的必要性、对计划工作的安全评定及与监管机构的互动水平；
- (i) 应当汲取的教训和运行经验。

6.79. 第 6.78 段(g)项特别重要。对流动工作人员所受剂量进行有效的最优化是安排和程序的主要目的。因此，在评定这些安排的适当性时，设施管理方应当审核流动工作人员在场内的职业照射记录，并确信这些安排适合于所从事的工作类型。这种审核应当在与其它有关雇主协商、在可能情况下征求适当的合格专家意见后进行实施。

6.80. 审核结果可能是为纠正、改进或加强有关安排和程序需要采取的一系列行动。这些行动应当在合理可行的情况下尽快实施，最好是在流动工作人员下一次进入被评定设施执行任务前实施。对安排的适当性进行评定后，应当将评定结果与受影响的工作人员及雇主进行交流，使这些结果反映在修订后的任何合同协议中及现场规定和程序中。

6.81. 承包商如果有自己控制下的源，还应当对其内部的安排和程序进行定期审核。作为注册者或许可证持有者，承包商负责限制其雇员所受的辐射剂量，负责辐射防护的最优化。承包商应当落实持续审核剂量结果的程序。如前文所述，对于在一个设施内长期工作适用的安排和程序，应当与设施管理方共同协商、定期审核。承包商还应当对现场工作所遵循的任何现行安排和程序如工作人员健康监护大纲、设备维护程序以及它所负责的每个源的位置、说明、活动和形式的记录保存等安排进行审核。

特定类型设施伴随的问题

核设施

6.82. 由于在核设施的某些区内流动工作人员可能受到高剂量辐射，所以在许可流动工作人员进入前，必须满足严格的要求。这些要求可能包括遵守以下部分或全部程序：

- (a) 承包商应当在“进入审批表格”中输入以下信息：(i) 工作人员个人信息、(ii) 合同参照事项、(iii) 雇主详细情况、(iv) 工作人员的专业技能及有关证书、(v) 预期工作时间。承包商应当将表格交给设施管理方，管理方应当对许可进入区、对许可进入设施的有效期、对许可进入监督区和控制区的有效期限等事项给予补充说明。对于进入高剂量率区（或潜在高剂量率区），应当使用特定类型的许可证。核电厂的进入程序可能需要几天的处理时间。
- (b) 流动工作人员到达核电厂后，应当核实第 6.82(a)段提到的所有信息，即 (i) 工作人员对工作的适任能力，(ii) 工作人员在本日历年、过去 12 个月和过去 5 年的剂量记录。
- (c) 应当提供关于特定设施条件和应急情况下所需行动的具体培训。
- (d) 应当确认流动工作人员的技能对将要从事工作的适任能力。
- (e) 流动工作人员应当能够出示根据设施工作管理体系制定的辐射工作许可证，证明进入控制区是正当的（见第 3.96 段）。
- (f) 应当为流动工作人员制定个人剂量目标。

6.83. 对于短期合同的流动工作人员，应当采用特别程序，例如：

- (a) 个人剂量目标应当按比例临时计算。
- (b) 应当限制或禁止进入高水平辐射区（或潜在高水平辐射区）。

6.84. 在伴有高剂量率或潜在高剂量率的任務中，应当为流动工作人员提供下列特别培训和程序：

- (a) 工作前审核，涉及对将要开展工作的详细说明、技术数据、剂量测量条件和环境条件。
- (b) 初步工作程序及相关剂量估算。

- (c) 模型培训，或在合理可行的情况下，对实际工作现场进行代表性的模拟培训，或必要时使用工作现场说明（如照片或视频）进行情况介绍。
- (d) 对本次培训的反馈意见，包括照射时间、执行任务的难度、有待改进的阶段、应当开发的特定工具及在工作场所同时工作的人数。
- (e) 在可行范围内，预测工具或设备的可能故障和其他运行事件。这样做有利于准备纠正行动，并对实施这些行动的工作人员进行培训，使剂量保持在可以合理达到的最低水平。
- (f) 工作程序和估算剂量的改善、防护和安全的最优化。
- (g) 按照这样的最优化的程序进行最终培训。

实施医疗照射的设施

6.85. 为治疗目的使用放射源、加速器和辐射发生器，为诊断和介入目的使用 X 射线发生设备，是可能给工作人员造成高剂量的普遍实践。通常，设备工程师和维护工作人员属于流动工作人员的范畴。而且，放射执业医师、医学物理师、医疗放射技师和其他对辐射医学应用具有特定职责的卫生专业人员，在多家医院和诊所受聘也是常见的实践。他们一方面主要受聘于一家医院或医院集团，但同时也会作为其他医院的承包商。这些工作人员在接受初始的资质前培训时，应当提前接受辐射防护培训，并按照每个医院非常相似的程序开展工作。

6.86. 在辐射的医学应用设施中，与流动工作人员相关的重要问题是剂量测量安排的适当性。工作人员的剂量计应当由他们的第一雇主提供，在每个工作位置佩戴这些剂量计。然而，当剂量计记录到高辐射剂量时，这种实践会带来困难。在这种情况下，可能无法确定高剂量来自哪里、应当由哪个雇主来负责实施调查或纠正行动。

6.87. 适当的剂量测量安排，是使工作人员在每一个工作位置佩戴不同的剂量计，在可能情况下，为了保持主要记录，在所有就业场所都佩戴第一雇主的剂量计。应当在与各相关方协商后对这些剂量测量做出安排。

6.88. 除了剂量测量安排外，流动工作人员还应当接受专门培训，熟悉他们工作的所在的所有设施中的加速器和 X 射线发生设备。关于设备的具体培训应当包括操作细节和安全内容。

6.89. 在使用辐射发生器或非密封源时，应当确保保护和安全措施适当性。应当利用适合辐射场特性的辐射监测设备。源和医疗人员之间的全身屏蔽或局部屏蔽往往被用作减小剂量的手段。还应当提供适合这种情况的个人防护设备（如防护裙和手套、面罩或眼罩以及甲状腺防护罩）。

6.90. 当设施的或承包商的工作人员在使用非密封源时，为了评定是否发生了可测量的放射性核素摄入量，不仅关系到、而且应当考虑到控制表面污染和气载污染应当遵循的规则和程序以及个人监测大纲或工作场所补充监测的可能必要性。在所有相关方之间开展预先放射评价和讨论，将有助于决策。

6.91. 还应当采取某些预防措施，避免工作人员（和患者）因流动工作人员进行维护工作而受到无意的和意外的医疗照射：

- (a) 当流动工作人员进行维护服务时，往往改变系统的默认设置（例如脉冲产生 X 射线束的透视模式）。对这种改变应当进行登记，使系统用户了解这些改变，并应当亲自告知在该设施负责的医学物理师。
- (b) 为避免流动工作人员在维护系统时因安全联锁装置暂时未启动而可能引起事故，应当采用备用措施、防止系统在这种情况下的临床使用。
- (c) 流动工作人员在实施影响系统辐射或影像质量的任何工作后，应当编写详细的报告，提交给实施工作的服务部门负责人。
- (d) 流动工作人员对系统进行任何维护后，应当将系统保持在便于患者使用的状态。有时侯，在修复胶片显影机后暗盒中装有曝光胶片，这样可能导致在下次使用系统时因为最初影像不能用而使有些患者受到两次照射。

涉及氡和（或）天然存在的放射性物质照射的矿山

6.92. 地下矿井中的氡浓度取决于通风条件，因此在某些位置可能达到高水平。铀矿石（有时还有某些其他矿物）的开采可能使工作人员受到来自天然存在的放射性物质的外照射和内照射。雇用承包商在矿山是常见的，不论短期的还是长期的。谁最适合负责流动工作人员的辐射防护措施（包括培训、健康监护和个人防护设备的使用），这个问题在很大程度上取决于承包工程的性质，涉及范围很广，可用以下两个例子来说明：

- (a) 在一些矿山，雇用承包商进行大规模旷日持久的日常采矿作业。在这种情况下，由矿山管理方负责流动工作人员辐射照射的管理和控制是最合适的。矿山管理方应当已经具备了必要的能力和基础设施，而且这种能力和基础设施几乎肯定优于承包商所具有的。
- (b) 可以雇佣承包商实施不构成矿山日常作业部分的、专业的非常规任务，如矿山厂房和设备的安装和维护、矿石溜井¹⁵的挖掘、竖井的开凿。这种任务伴有的照射水平有时可能高于正常作业期间遇到的照射水平。在这种情况下，由承包商承担对雇员的辐射防护责任可能是最合适的，一是因为工作的专业性，二是因为承包商常规性地承担这种工作、更熟悉伴有的特定辐射危险。承包商还有一个优势，就是更容易保持长期跟踪雇员的辐射剂量。另一方面，承包商从事这种专业性工作的经验可能主要是在没有显著放射危害情况下获得的，在这种情况下，由矿山管理方承担辐射防护责任可能更为合适，尽管这项工作具有专业性。其次，矿山管理方应当熟悉这种专业性工作伴有的辐射危险。

6.93. 关于运行责任的分配，应当保留多种选择，作为一般规则，责任在于对关心的任务具有最高水平辐射防护能力和基础设施的雇主。由于矿山的许多工作场所地处偏远，相对不易到达，因此对工作活动进行监督是困难的。在矿山管理者和承包商之间，应当保持密切的和持续的相互交流。

矿物开采加工设施

6.94. 矿物开采加工设施通常涉及放射性物质和（或）辐射发生器的使用。密封源广泛使用于测量和控制装置中，往往常具有很高的活度。工业 X 射线发生装置广泛用于检测管道和压力容器的完整性。非密封放射性物质常作为示踪剂使用，例如在石油和天然气管道中的使用[26]。此外，矿物和矿物加工残留物的存在可能导致天然存在的放射性物质的照射[24—29]。

6.95. 在这种设施中广泛使用承包商，但并非所有承包商都具备必要的防护和安全专业知识，能够承担管理工作人员照射的职责。使用承包商从事专业工作，例如清除容器内的污垢和沉积物或拆除和清除冗余厂房，是化学工业和石油天然气工业中常见的实践，这些作业可能涉及工厂中天然存在的放射性物质污染的部分设施。这些情况下的流动工作人员，在某个设施工作

¹⁵ 溜井是在地下采矿作业中为向下输送矿石而设置的垂直的或倾斜的溜槽。

的时间往往远不够一年，但他们可能受到辐射照射，如果长此下去，剂量可能接近或超过有关剂量限值。对于这种工作人员的职业照射，应当认真管理。

6.96. 许多专业任务使流动工作人员受到具有较高活度浓度的天然存在的放射性物质（例如清除富镭管道中的污垢）的照射，这种特性可能使剂量的最优化有很大余地。通过对工作做比较简单的改进，可能使剂量大幅减少（例如，见参考文献[26]）。设施管理方和承包商管理方都应当注意到，与设施中的常规正常运行相比，流动工作人员实施专业任务可能更容易忽视遵守关于最优化的要求。

6.97. 在许多情况下，承包商的防护和安全知识是有限的。应当使承包商的雇员认识辐射防护工作和照射限制程序的意义。设施管理方和承包商应当在规划阶段讨论工作的辐射防护方面。应当包括以下课题：

- (a) 密封源（如核子仪）和天然存在的放射性物质（如富镭的污垢）在工厂各部分造成的危险；
- (b) 控制区或监督区的存在；
- (c) 为使照射做到可以合理达到的最低水平、进行防护最优化时应当遵循的程序；
- (d) 使用适当的个人防护设备；
- (e) 监督；
- (f) 剂量评定和剂量记录的维护；
- (g) 废物管理；
- (h) 培训；
- (i) 通风、防尘或其他相关控制系统发生故障或退出使用时采取的措施。

6.98. 现场运行人员应当在必要情况下协助承包商实施预先放射评价，制定现场规定和程序。考虑到工作的性质及要采取的预防措施，承包商的雇员应当在辐射照射危害、照射途径、限制照射的程序及辐射防护负责人的职责等方面受到培训。现场运行人员应当根据需要代表承包商安排培训。

6.99. 设施管理方还应当根据需要与承包商讨论设施内的或特别是流动工作人员所在工作现场的非放射风险。管理方应当确保开发双方同意的技术，以使用管理辐射风险的方式来管理这种风险。

6.100. 特殊任务关系到有较高活度浓度的天然存在的放射性物质对流动工作人员的照射，在本质上有重要的机会实现辐射防护的最优化。只要对工作计划作比较简单的改进，则可能显著减少预期剂量。例如，使用工程控制措施减少污垢、淤泥和沉积物的累积，或加强去除累积污染物的维护工作。可以发现，变更这种类型工作所用的现场规则和程序，也有助于在合理分配资源的情况下减少剂量。承包商和设施管理方应当注意到，为了满足关于最优化的要求，管理者有必要对流动工作人员的特殊任务给予高度重视。

7. 职业照射的监测和评定

外照射评定

监测大纲

7.1. 应当对工作人员受到的外照射剂量进行评定，在大多数情况下，根据系统的个人监测大纲的结果容易进行评定。也可以根据工作场所的监测结果进行评定。第 GSR Part 3 号[2]提出了利用个人监测和工作场所监测实现剂量评定的要求（见第 3.116 段）。

个人监测

7.2. 在对工作人员进行个人监测的情况下，应当向每位工作人员提供累积个人剂量计。

7.3. 个人剂量测量应当由监管机构批准的剂量服务机构实施。监管机构应当根据情况要求这种服务机构提供能够测量 $H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 和（或） $H_p(0.07)$ 的剂量计，并要求对于所有相关类型的辐射具有足够的准确度。第 8 部分对剂量测量服务提供商的管理体系提供建议和指导。

7.4. 为了控制日常的或特定任务期间的个人照射，应当考虑是否有必要使用直读式补充剂量计（即主动式剂量计）。直读式剂量计提供个人剂量估算值和剂量率信息的频度比典型常规剂量计更高。这种剂量计可用于最优化目的。

7.5. 主动式剂量计通常仅用于剂量控制目的，但经监管机构预先批准，也可以取代监管机构指定的、用于保存记录的剂量计（记录剂量计）。在这种情况下，适用监管机构的相同审批程序。主动式剂量计在设计上应当适合于作为记录剂量计来使用。例如，应当具有足够的能量范围、灵敏度、线性和精度；应当是可靠的；应当有充分的质量控制措施和定期校准程序。应当考虑到，主动式剂量计（特别是电子剂量计）在脉冲辐射场中往往性能欠佳。这应当是一个重要的考虑因素，例如，在医疗辐射应用的影像导引介入程序中对眼晶体剂量 $H_p(3)$ 的测量。应当根据参考文献[45]对脉冲电离辐射场所所用的电子剂量计进行性能试验。

7.6. 在多数情况下，在躯干上佩戴一个剂量计就足够了。剂量计应当佩戴在躯干表面预期照射最高的位置。对于主要从正面入射的辐射，或者当入射预期是旋转对称或各向同性时，剂量计应当佩戴在躯干的正面、肩部和腰部之间。相反，如果辐射主要来自背部，则应当将剂量计佩戴在躯干背部（见第 7.121 段）。

7.7. 在不均匀辐射场中，为了更好地评定受到的有效剂量，工作人员在身体的其他部位佩戴附加的剂量计可能是有用的。在某些情况下，例如在使用铅裙等防护服的医疗辐射应用中，最好在防护服下面和身体的未屏蔽部分各使用一个剂量计。然后联合使用两个剂量计的读数，用合适的算法给出总有效剂量的估算值。有许多可用的算法，其准确度取决于所穿铅裙的厚度、甲状腺屏蔽的使用和照射参数等多种因素。参考文献[46—48]对这种算法的使用提供了进一步信息。

7.8. 如果工作人员肢端、皮肤或眼晶体受到的当量剂量占到第 3.35 和 3.39 段规定的相关剂量限值的很大份额时，则所采用的个人剂量测量应当对于有关组织或器官的当量剂量的评定能够提供必要的信息。在全身监测不能提供对皮肤、肢端或眼晶体剂量的充分估算值的非均匀照射条件下，应当对这些组织和器官分别进行监测。例如：

- (a) 对于肢端特别接近于辐射发射体或辐射束的工作场所，例如在科研、核医学和拆除作业等操作放射源的情况下，应当考虑对手部和手指进行监测。
- (b) 在介入心脏病学或放射学中，在核医学工作场所中，应当考虑对包括脚在内的肢端进行监测。

- (c) 在皮肤接近辐射发射体或辐射束的工作场所中或在操作非密封源时皮肤可能被污染的工作场所中，应当考虑对皮肤进行监测。
- (d) 在眼睛体特别接近辐射发射体（也可能是杂散辐射源）或辐射束的工作场所中，应当考虑对眼晶体的监测。眼晶体的照射对于有些工作人员是重要的，应当考虑进行监测，这里包括医疗部门的工作人员，如影像导引介入程序中非常接近患者的工作人员、从事某种核医学活动的工作人员、从事手控近距离放射治疗的工作人员、从事计算机断层扫描导引活体组织检查的工作人员及回旋加速器工程师。可能受到显著眼晶体剂量的其他工作人员还包括核设施工作人员，如从事混合氧化物燃料制造的工作人员、使用手套箱从事实验室研究的工作人员和从事退役的工作人员。

7.9. 在使用肢端剂量计时，应当将剂量计佩戴在预测剂量最高的身体部位。往往预先不知道最大皮肤剂量或肢端剂量的部位，或者在这些部位佩戴剂量计是不可行的。在这种情况下，应当使用一个校正系数来估算最大剂量[49]。

7.10. 当需要监测眼晶体剂量时，理想的情况是应当测量个人剂量当量 $H_p(3)$ 。然而，还没有合适的 $H_p(3)$ 剂量计可以广泛利用，在某些情况下， $H_p(0.07)$ 或有时 $H_p(10)$ 的测量可以为 $H_p(3)$ 提供足够准确的估算值[11]。更详细的资料见参考文献[50]。使用单独的眼晶体剂量计的必要性及其在身体上的位置，不仅与辐射场的类型、能量、方向和均匀性有关，也与屏蔽的使用有关：

- (a) 对于中子辐射，在通常是均匀辐射场的情况下，不需要进行单独的眼晶体剂量测量，因为中子全身监测通常能给出眼晶体剂量的保守估算值，而不必考虑辐射的能量和入射方向（见参考文献[9]第 246 段，也见参考文献[51]表 1 与参考文献[9]表 A.41 的比较）。
- (b) 对于光子辐射，单独的眼晶体剂量测量通常是确定眼晶体剂量的唯一合适方法：
 - (i) 如果辐射场不均匀，则剂量计应当始终位于眼睛附近，尽可能与皮肤接触且朝向辐射源；

- (ii) 通常可以接受的是测量 $H_p(0.07)$ 而不是 $H_p(10)$ [11, 52]; 然而, 如果平均光子能量大于约 40 keV, 且辐射主要是从正面入射的或者人在辐射场中是移动的, 则测量 $H_p(10)$ 也是可以接受的[52];
 - (iii) 如果使用铅玻璃形式的眼屏蔽, 则剂量计最好位于屏蔽后面; 在不可行的情况下, 剂量计应当佩戴在眼睛上方或旁边, 如有可能用一个可以模拟铅玻璃衰减的滤膜覆盖;
 - (iv) 如果使用躯干屏蔽 (例如铅裙), 则有必要在眼睛附近进行监测, 因为屏蔽后面的监测低估了眼晶体剂量。
- (c) 对于 β 辐射, 只有在最大 β 能量超过 700 keV 时监测才是必要的, 因为较低能量的 β 辐射不会到达眼晶体:
- (i) 如果使用厚度足以吸收 β 辐射¹⁶ 的眼睛屏蔽 (如眼镜), 则只应当考虑光子辐射, 但应当考虑高能 β 辐射产生的任何韧致辐射的贡献 (在屏蔽外侧和屏蔽后面);
 - (ii) 如果没有使用足够的眼睛屏蔽, 则需要对眼睛体进行单独的剂量测量, $H_p(3)$ 是应当测量的量;
 - (iii) 由于 β 辐射场通常是相当不均匀的, 所以剂量计应当位于眼睛附近。

7.11. 对于某些类型的工作人员, 使用计算工具估算个人剂量可能就足够了。例如, 飞机中的宇宙辐射场是相当均匀的, 是可以预测的。已经开发了评定空勤人员所受宇宙辐射剂量的计算机程序, 并与测量结果进行了验证 (见第 5.80 段)。

7.12. 管理层应当根据合格专家或辐射防护负责人和剂量测量服务机构提供商的建议, 对剂量计的使用时间 (监测期) 作出规定。应当考虑正在实施的工作类型、工作伴有的预期照射、剂量计特性 (如衰退特性)、剂量测量系统的总探测限以及适当情况下监管机构的任何附加要求。除了照射特别低或照射在时间上是均匀的以外, 一般应当将监测期设为一个月。在剂量计特性允许的情况下, 对于通常导致剂量远低于相关剂量限值的照射, 监测期可以长达三个月。在照射量率极不均匀的情况下, 监测期可以是一周至一个月。在制定新的程序或当进行工作条件最优化或当照射可能很高的情况下,

¹⁶ 例如, 约 10 mm 的聚甲基丙烯酸甲酯足以吸收 ^{90}Y 的 β 辐射。

建议缩短监测期，如将一周、甚至一个特定程序的持续时间作为监测期。如果需要进行每日监测，则应当使用直读式剂量计。

工作场所监测

7.13. 在选择工作场所的监测位置和配置的仪器数目时，应当给予认真考虑。为工作场所监测选择的位置，应当代表工作人员的工作活动预期所在的停留位置。如果辐射场的特性是非常清楚的、在空间上是均匀的、且不随时间明显变化的，则应当考虑只安装少数的工作场所监测仪，甚至一个就够了。相比之下，如果剂量率随时间或空间明显变化，则应当使用多个监测仪。使用便携式仪器是有帮助的，但必须保存支持性文件，具体说明每次测量的地点和时间。

7.14. 工作场所常规监测的频度，应当取决于居留因子，也取决于辐射环境的预期变化：

- (a) 预期防护屏蔽或工作场所的操作过程不会发生大的变化的情形下，出于检查目的，只应当偶尔进行常规监测。
- (b) 预期工作场所中的辐射场发生变化、但既不迅速或也不严重的情形下，应当在预定的位置进行定期的或不定期的检查，这样做通常会对恶化的条件发出充分及时的警示。
- (c) 在照射发生突然的、预想不到的增加、可能导致工作人员受到显著剂量的情形下，应当规定对照射进行连续监测。
- (d) 在根据常规工作场所监测结果评定个人剂量的情形下，工作场所的监测应当是连续的，应当代表工作场所的所有工作位置。

监测系统的选择

个人剂量计

7.15. 应当根据工作场所的条件选择个人剂量计，如辐射类型及能量分布和方向分布、预期剂量和剂量率的范围及环境条件。

7.16. 特别应当使用以下类型的剂量计：

- (a) 光子剂量计，只给出个人剂量当量 $H_p(10)$ 的信息。
- (b) β -光子剂量计，给出个人剂量当量 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 的信息。

- (c) 肢端剂量计，给出 β -光子辐射的 $H_p(0.07)$ 信息。
- (d) 眼晶体剂量计，给出 β -光子辐射的 $H_p(3)$ 或 $H_p(0.07)$ 的信息（对于正在操作中子源情况下的中子， $H_p(10)$ 可以提供 $H_p(3)$ 的近似估算值）；专为 $H_p(3)$ 设计的剂量计还未能广泛使用（参见第 2.38 段）。
- (e) 中子剂量计，给出 $H_p(10)$ 的信息。

7.17. 在只应当考虑光子辐射的辐射场情况下，通常只测量 $H_p(10)$ 就足够了。因此，在大多数实际情况下简单的剂量计就够了。对于宽范围的光子能量，应当考虑热释光剂量计、光激发光剂量计、光致发光玻璃剂量计或胶片剂量计，只要它们能够显现出足够的能量依赖性和角度依赖性。此外，许多主动式剂量计（或“直接离子存储”剂量计等半主动式剂量计）可以可靠地测量 $H_p(10)$ 。

7.18. 在探测器输出信号与组织中吸收剂量的比例在可以接受的范围内（即组织等效）、且用厚度与 10 mm 软组织厚度相当的材料覆盖的情况下，可以用单个具有能量依赖性的探测器来估算 $H_p(10)$ 的值。这样的剂量计应当对来自身体的反散射辐射有响应。当探测器不是可以接受的组织等效时，应当使用多个探测器，将测量结果用适当的算法组合在一起。

7.19. $H_p(10)$ 的测量通常足以评定工作人员的照射。然而，如果辐射场中含有大量弱贯穿辐射（如 β 粒子或能量小于 15 keV 的光子），则 $H_p(0.07)$ 可能相当于或明显大于 $H_p(10)$ 。对于这样的场，剂量计应当能够在 0.07 mm 的深度测量个人剂量当量。

7.20. 对于 $H_p(0.07)$ 的测量，使用简单的单元件剂量计就足够了。为了最准确地测量低能 β 辐射，探测器应当是薄的、而且能够用某种组织替代材料过滤，其厚度足以评定标称深度 7 mg/cm^2 （或 0.07 mm）的剂量。¹⁷ 例如，在厚度约为 4 mg/cm^2 的组织等效过滤器下面，使用厚度为 5 mg/cm^2 的（相当于有效厚度 3 mg/cm^2 ）组织等效探测器进行测量是足够的。

¹⁷ 在讨论 β 辐射的测量和影响时，材料的“厚度”通常以毫克每平方厘米为单位来表示，以便直接比较不同密度的材料。对于组织等效材料，密度为 1 g/cm^3 ，因此 7 mg/cm^2 对应的深度为 0.07 mm。

7.21. 在选择和使用肢端剂量计时，应当对佩戴剂量计的人员给予实际考虑。例如，手部的最大皮肤剂量往往在指尖，而对于某些类型的工作人员，很难将肢端剂量计戴在手指上特别是指尖上。而且，预先并不知道最大皮肤剂量将发生在哪里。由于消毒要求或因为剂量计必须戴在手套下面等原因，可能会出现问題。也可能存在剂量计伴有的污染问题。在这种情况下，可能对剂量计的设计和大小有严格的限制。如果得不到可以使用的合适剂量计，则应当找到实用的解决方案（例如，将剂量计戴在手指根部而不是指尖），在必要时应当使用校正因子。

7.22. 大多数类型的中子剂量计，在感兴趣的整个能量范围内不能足够正确地提供关于中子辐射的个人剂量当量信息。如果需要对中子进行个人监测，则需要付出另外的努力。由于 γ 辐射始终存在于中子场中，所以应当始终将光子剂量计与中子剂量计一起佩戴。在某些中子场中，中子辐射的个人剂量当量与 γ 辐射的个人剂量当量之比相差几个量级。因此，按照给定工作场所的假设常数比，无法足以正确地从 γ 辐射个人剂量当量的测量值导出中子辐射的个人剂量当量。

7.23. 来自热中子、中能中子和快中子照射的剂量，可以使用各种类型的剂量计来评定，例如反照率剂量计、径迹蚀刻剂量计、气泡探测器或电子剂量计等。然而，每种类型的中子剂量计在中子能量范围、灵敏度、实用性和光子灵敏度等方面都有各自特定的局限性。因此，中子剂量测量系统的选择并不简单，将取决于许多实际方面。

7.24. 现有的中子剂量测量系统的一个主要局限性是能量依赖性。任何中子剂量计都不能用光子剂量计测量光子辐射所能获的准确度，同时测量热中子、中能中子和快中子。因此，当中子剂量很大时，需要对工作场所的中子能谱进行更详细的研究。基于这种情况，应当使用现场能量校正因子对剂量计读数进行修正。现场能量修正因子受中子场方向分布的显著影响。

7.25. 在选择用于特定辐射场的剂量计时，为了使 $H_p(10)$ 测量中的和有效剂量估算中的不确定度最小，需要使用归一化因子。

7.26. 在某些情况下，工作人员所在的辐射场可能会预想不到的显著增加（例如 10 倍的增加）。为了控制这种情况下的剂量，应当佩戴能够及早给出工作环境辐射场中短期变化信息的辅助剂量计。主动式报警剂量计是这种类型剂量计的一个例子，能够在剂量或剂量率超过某一水平时提供声光报警。

7.27. 对于在高辐射场的短期作业，应当设计包括使用主动式报警装置在内的特别监测大纲。在高度不均匀辐射场中，应当增加躯体和肢端剂量计的佩戴（如在手指、脚踝、膝盖或头部）。现在已经有了可以使用的肢端监测主动式剂量计。

7.28. 附录 II 提供关于评定外照射个人监测系统的更多资料。

工作场所监测系统 and 仪器

7.29. 工作场所监测仪应当适合于拟定的用途。应当注意，确认仪器是否适合于待测量的辐射类型、测量结果是否没有受到可能遇到的其他辐射类型的严重影响。

7.30. 工作场所剂量率监测仪一般应当有下列特性：

- (a) 仪器应当指示剂量当量率，但有时也应当考虑计算累积剂量或安全居留的剩余时间等其他功能。
- (b) 仪器的剂量率量程应当足以覆盖可以合理预期的、在实践中会遇到的剂量率范围。
- (c) 当监测仪所受照射超出量程时，指示应当保持在高量程和量程外。

7.31. 在照射可能发生预期不到的突然增加、因而必须对工作场所进行连续监测的位置（见第 7.14(c)段），应当永久安装工作场所监测仪、配备适当的声觉和（或）视觉报警，用以警示不可接受的条件。为了启动快速行动，在适当的情况下可将这种显示设置在控制室。

7.32. 在 β - γ 混合场中，运行中的微小变化可能导致 β 辐射和 γ 辐射对剂量当量率的相对贡献发生显著变化，在这种情况下，应当考虑是否需要使用两种类型的仪器。但也可以使用一种仪器，条件是它能够测量周围剂量当量 $H^*(10)$ ，也能够测量定向剂量当量 $H'(0.07, \Omega)$ 。

7.33. 也可以使用有宽动态范围的被动式剂量计实施工作场所监测。然而，这种剂量计一般情况下不能理想地适用于剂量评定，特别是在剂量率可能随时间显著变化的情况下，因为他们不提供辐射场随时间变化的信息。

7.34. 能谱仪可以成为工作场所监测仪的有益补充，在辐射能谱信息对工作场所监测仪的性有帮助的情况下能谱仪是必要的。

7.35. 虽然工作场所相关位置的监测结果可以用来估算眼晶体剂量，但目前还没有可以用来测量定向剂量当量 $H^*(3, \Omega)$ 的工作场所监测仪；因此，在选择替代监测仪时要特别注意。这种考虑同样适用于个人剂量当量 $H_p(3)$ 的测量（见第 7.10 段）。

7.36. 参考文献[53—55]叙述了客机上宇宙辐射场的测量。目前，这种测量并不为评定照射而常规使用，因为已经证明，空勤人员所受的剂量可以用飞行路线和海拔高度作为输入数据、使用计算机程序进行可靠的计算（见第 5.80 和 7.11 段）。在要求进行非常规测量的情况下，应当使用测量周围剂量当量 $H^*(10)$ 的仪器[38]。要求使用对中子和低传能线密度（LET）辐射敏感的仪器。有些仪器如组织等效正比计数器、硅半导体传能线密度谱仪和复合电离室等仪器能够测量高、低传能线密度辐射的剂量成分。因此，这些仪器特别是组织等效正比计数器，已经被建议作为测量宇宙辐射的参考仪器。或者为了剂量测量目的，可以将宇宙辐射场分为低传能线密度粒子成分（ $\leq 5 \text{ keV}/\mu\text{m}$ ）和高传能线密度粒子成分（ $> 5 - 10 \text{ keV}/\mu\text{m}$ ）；或者分为两个略微不同的成分，即非中子成分和中子成分，其中包括高能质子对剂量当量率的贡献。使用电离室、闪烁计数器、硅基探测器、被动式发光探测器或离子存储装置，可以测量低传能线密度的粒子沉积。高传能线密度成分可以用特殊的中子测量仪（有扩展的能量范围响应）、被动式径迹蚀刻探测器、气泡探测器（过热液滴探测器）或带有损伤径迹探测器的裂变箔等进行测量。

737. 由于测量量的不同，个人剂量计原则上不适合于工作场所监测。用于工作场所监测的剂量当量量是在自由空气中定义的，来自空气比释动能的换算系数与辐射入射角无关。用于个人监测的量是在体模中定义的，转换系数对辐射入射角有很强的相关性，特别是在低能时。在不得不使用个人剂量计进行工作场所监测的情况下，例如安装在控制区墙壁上的情况下，则在使用个人剂量计时至少应当慎重考虑附加的不确定度。可以使用按照 $H^*(10)$ 的型式试验结果来估算这种附加不确定度（见第 7.94 段和第 7.95 段）。

7.38. 关于外照射评定所用的工作场所监测仪的更多资料见附录 III。

监测设备的规格

个人剂量计

7.39. 个人剂量计基本的剂量性能规格应当满足个人监测目的。有关剂量测量性能规格的资料可参见各种出版物，其中包括参考文献[9、56—61]。

7.40. 个人剂量测量的基本目的，是为几乎所有实际情况提供运行实用量 $H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 和 $H_p(0.07)$ 的可靠测量结果，而与辐射的类型、能量和入射方向无关，并有规定的总准确度。对于剂量计的其他特性，应当从实用的角度加以考虑，如规格、形状和重量及标识。

7.41. 参考文献[56]第 251 段讨论了在工作场所中使用个人剂量计进行测量时可以预期的准确度，其中指出：

“委员会注意到，实际上对于良好实验室条件下的辐射场测量，在 95%置信度时通常可能达到大约 10%的准确度 (ICRP 60 号出版物第 271 段[15])。在工作场所中，辐射场的能谱和方向性一般不够清楚，在使用个人剂量计测量的值中引入的不确定度会显著增大。辐射场的不均匀性和不确定的方向性会在标准模型的使用中产生误差。在估算相关剂量限值附近的有效剂量时，在 95%置信度下的总不确定度对于光子在任一方向上都是 1.5 倍，对于能量不确定的中子和电子，不确定度可能显著增大。在低水平有效剂量下，对于所有的辐射类型，更大的不确定度是不可避免的。”

严格地讲，这段声明适用于有效剂量和当量剂量的评定，但对于低于相关年剂量限值的剂量，这段声明也适用于运行实用量。

7.42. 第 7.41 段引用的 ICRP 声明作如下解释，即对于约为年剂量限值的剂量，由一年内定期发放的、佩戴在身体表面的多个基本剂量计所指示的、个人受到的表观年剂量 $H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 和 $H_p(0.07)$ ，应当与相同时间、相同位置佩戴的理想剂量计上所指示的个人剂量当量相差不超过-33%或+50% (在 95%置信区间)。

7.43. 对于运行实用量的单次测量，国际辐射单位与测量委员会 (ICRU) [58]建议：

“在多数情况下，如果总不确定度在一倍标准差时为 30%，则应当是可以接受的。……在某些辐射能量和某些入射角度，仪器的误差可能显著超过这一限值，但在宽能谱和宽角分布的辐射场中则符合这一限值。”

7.44. 关于记录水平值的确定 (即高于这个值需要记录的剂量)，ICRP 在参考文献[56]第 232 段指出：

“委员会现在认为，应当根据监测期的持续时间和不低于 1 mSv 的年有效剂量或约为相关剂量限值 10% 的年当量剂量，导出个人监测的记录水平。”

低于该记录水平的剂量不包括在工作人员剂量的评定中，因此，这表明绝对不确定度 R （以剂量为单位）是可接受的，其中 R 由下式给出：

$$R = L \cdot \frac{\text{监测周期 (月)}}{12} \quad (24)$$

式中， L 为 1 mSv，或为相关年当量剂量限值的 10%，视情况而定。此为低剂量范围的剂量测量设定了一个现实的准确度判断准则。因此，最小探测水平至少应当是记录水平。有关测量辐射的最小探测水平和其他特征参数的导则见参考文献[62]。

7.45. 这样，参考文献[56]中 ICRP 的建议指出了在两个剂量水平上的可接受不确定度：

- (a) 在相关剂量限值的附近，在任一方向上 1.5 倍的不确定度是可以接受的。
- (b) 在记录水平范围内， $\pm 100\%$ 的不确定度是可以接受的。

7.46. 从这个可接受不确定度公式可以导出阶跃函数，因此希望有平滑阶跃函数的程序。为了解决这个程序，对于中间剂量范围的可接受不确定度，采用 ICRP 早期出版物[63]的建议。该出版物建议，对于约为相关剂量限值五分之一的剂量，在任一方向上 2 倍的不确定度是可以接受的。在此基础上，允许的准确度宽度可以被平滑为剂量水平的函数[64]。上限 R_{UL} 由下式给出：

$$R_{UL} = 1.5 \left(1 + \frac{H_0}{2H_0 + H_1} \right) \quad (25)$$

式中， H_1 是约定真实剂量， H_0 是需要测量的最低剂量（即记录水平，等于方程（24）中的 R ）。下限 R_{LL} 由下式给出：

$$R_{LL} = \begin{cases} 0 & \text{for } H_1 \leq H_0 \\ \frac{1}{1.5} \left(1 - \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right) & \text{for } H_1 \geq H_0 \end{cases} \quad (26)$$

7.47. 对于 $H_p(10)$, 当监测周期为 1 个月时, H_0 为 0.08 mSv (使用等式(24)中的 1 mSv)。对于 $H_p(0.07)$, 当监测周期为 1 个月时, H_0 为 4.2 mSv (基于肢端或皮肤年剂量限值 500 mSv 的 10%)。对于 $H_p(3)$, 当监测周期为 1 个月时, H_0 为 0.17 mSv (基于眼晶体年剂量限值 20 mSv 的 10%)。当然, 这些记录水平取决于监测周期。 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 是最广泛使用的量, 其准确度宽度在图 4 中示出。应当指出, 记录水平值的任何变化都将影响到低剂量区喇叭状曲线的形状。

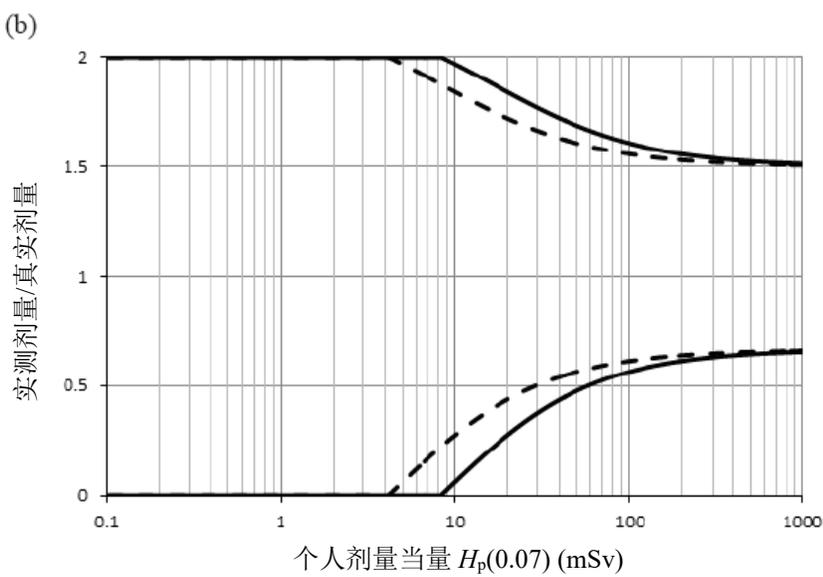
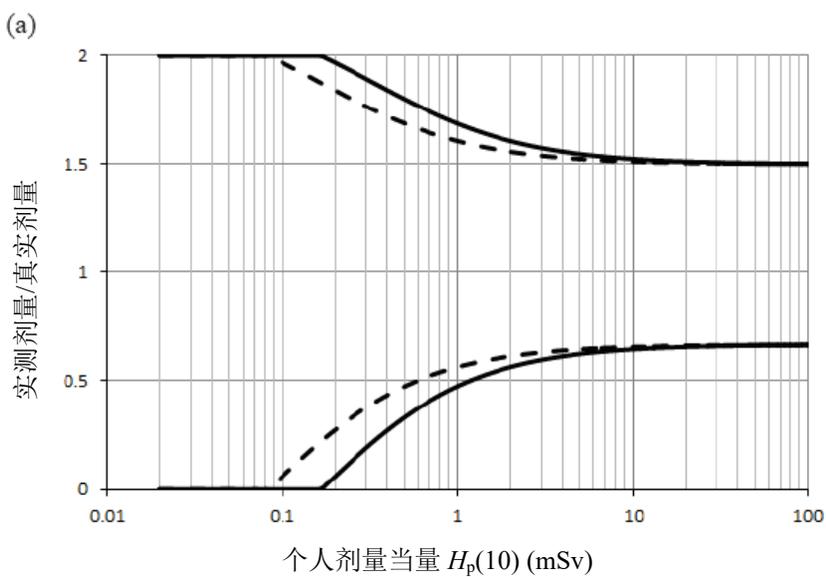
7.48. 应当使用上述段落中提出的性能判断准则, 来证实已经得以遵守的 ICRP 关于总准确度的建议[56]。然而已经认识到, 出于认证和性能试验的目的, 国家要求有必要采用更加严格的或数学上更为严密的其他准则。

7.49. 对于低能电子照射或正电子照射的肢端剂量, 可以通过剂量计的某些设计来实现所要求的准确度, 但是存在着主要来自于探测器厚度和(或)覆盖层厚度的困难。

7.50. 无论从当前使用的个人中子剂量计的响应特性来考虑, 还是从比对结果来考虑, 要满足中子剂量测量的准确度准则确实存在困难。即使是 50% 的判断准则, 当前剂量计的任何设计, 也不可能在工作场所中可能遇到的中子能量的全范围内满足判断准则。然而, 那些有最大困难的能量范围的中子, 对总剂量的贡献通常很小。在实际上, 对于实际工作场所辐射场中的单次测量, 50%的合成标准不确定度应当是可以实现的。使用工作场所辐射场特定的校正系数, 能够使年有效剂量评定的总不确定度控制在 1.5 倍的限值内。

7.51. 在同时有光子和中子成分的外照射场中, 总不确定度是根据两种成分的评定或测量的不确定度导出的。像通常情况一样, 如果光子成分越大, 则能够被吸收的中子成分不确定度越大, 同时仍然满足对于总剂量的一般准则。一般情况下, 必须包括来自放射性核素摄入量的贡献。由于这些贡献, 合成不确定度可能显著大于 50%。

7.52. 如果使用工作场所辐射场的能谱知识和方位谱知识, 则用修正因子和(或)归一化因子能够减小剂量评定的不确定度。通过现场校准或使用工作场所辐射场特性信息、结合剂量计的能量和方向特性, 可以确定剂量评定的不确定度。



注：虚线 — 监测期为 1 个月；实线 — 监测期为 2 个月。

图 4. 作为(a) 10 mm 和 (b) 0.07 mm 深度剂量函数的实测剂量与约定真实剂量比值的可接受的上限和下限。

7.53. 要详细确定辐射能量和方向分布，需要使用专家和专门设备。因此，测量可能既费时又耗资。在这种情况下可以使用替代方法。可以将常规剂量计的读数与能够更好地测量运行实用量的专用装置在体模上的读数相比较，但这种方法一般不适合于常规使用。可以在同一体模上使用多个剂量计来模拟工作人员的轮岗。

7.54. 确定现场特定校正系数应当是雇主的责任，但应当与辐射防护负责人或合格专家或剂量服务机构协商，使用剂量服务机构提供的关于剂量计特性的资料来确定。

7.55. 除了个人剂量计性能的数值规范外，还应当考虑实际中使用的相关规范和经济因素。这种规范包括但不限于以下几个方面：

- (a) 成本低；
- (b) 重量轻，大小和形状方便，固定夹方便可靠；
- (c) 足够的机械强度和气密性；
- (d) 便于识别；
- (e) 易于操作；
- (f) 读出系统可靠；
- (g) 长期持续提供剂量计的可靠供应商；
- (h) 适用各种用途（如躯干剂量和肢端剂量的测量）；
- (i) 校准方法适用简单；
- (j) 适宜自动处理。

7.56. 在肢端剂量的测量中，应当特别注意剂量计的机械强度及耐温耐湿性能，因为这些剂量计经常在非正常工作环境使用。

工作场所监测仪

7.57. 剂量评定所用的工作场所监测仪，应当按照运行实用量 $H^*(10)$ 和 $H'(0.07, \Omega)$ 进行校准。工作场所监测仪，应当在考虑到对辐射能量、入射方向、温度、射频干扰和其他影响量的依赖性后，工作在规定的总准确度准则内。与个人剂量计一样，应当特别考虑响应的能量依赖性和方向依赖性。

7.58. 根据 ICRU 关于个人监测中运行实用量单次测量的可接受不确定度值的建议（见第 7.43 段），总不确定度在一倍标准差时为 30% 是适当的，应当用于工作场所监测仪。这个值应当适用于实验室试验条件（标准试验条件）下的性能，在正常运行条件下是不可实现的。

7.59. 除了能量响应和角响应外，还有几个因素会影响测量的准确度和可靠性。应当评定的因素包括：

- (a) 耐冲击和振动的能力；
- (b) 响应与大气压力无关；
- (c) 气密性；
- (d) 耐水性；
- (e) 响应与剂量率无关；
- (f) 脉冲辐射场中响应的正确性（如果适用）；
- (g) 对电场和磁场不敏感；
- (h) 极端温度和湿度下的稳定性；
- (i) 对测量对象以外的辐射类型不敏感；
- (j) 响应时间；
- (k) 响应随时间的稳定性（最小漂移）；
- (l) 灵敏度和变异系数。

7.60. 对于工作场所监测仪的其他特性也应当适当考虑，包括重量、成本、操作和读取的方便程度及可靠持续的维护和支持的必要性。

7.61. 在采矿、石油及天然气生产等某些伴有天然存在的放射性物质的工业活动中，条件可能特别极端。在这种情况下，工作场所监测仪的设计和制造应当适当坚固。还可能存在易燃气体的风险。这种用途使用的工作场所监测仪，在设计和制造上应当满足关于固有安全的要求。因为大多数仪器不满足这种安全要求，因而限制了对适用仪器的选择。

不确定度估计

7.62. 对测量的不确定度进行评定,是对测量的准确度进行量化的基础。计量学导则联合委员会¹⁸编写的出版物中给出了关于剂量测量计量方面的国际指导。两个基本参考文献是《国际计量学词汇:基本概念和一般概念及相关术语(VIM)》[65]和《测量数据评估:测量不确定度的表示导则》[66]。有关测量不确定度的进一步指导见参考文献[60、67—73]。

7.63. 在不确定度评价中,应当使用来自经验和型式试验两方面的、关于剂量计及相关评价系统(如热释光剂量计读出器、密度计和径迹计数系统)的或工作场所监测仪的所有知识(见第7.72—7.81、7.94和7.95段),在可能情况下结合来自客户或顾客的信息,例如关于场所照射和保管条件的信息。

7.64. 应当使用剂量测量系统的数学模型来评价不确定度。这种数学模型如下:

$$Y = f(X_1, X_2, \dots) = f(X) \quad (27)$$

式中, Y 是输出量或被测量,例如 $H_p(10)$, X 是含有测量系统输入量和影响量的数组。不确定度评价由两个阶段组成:公式建立阶段和计算阶段。

7.65. 公式建立阶段包括:

- (a) 定义输出量 Y 。
- (b) 确定数组 X 的输入量。这些量全是影响输出量值的量,在本例中是辐射场特性。典型的输入量包括:
 - (i) 剂量率、能量和入射角;
 - (ii) 测量系统的特性(如作为能量和角度函数的灵敏度、剂量计衰退及剂量计评价系统的特性,如显影剂温度和读出器灵敏度);
 - (iii) 校准系统的特性;
 - (iv) 天然本底辐射照射所致剂量,这个剂量应当被扣除(见第7.128—7.132段)。

¹⁸ 计量学导则联合委员会由国际度量衡局、国际电工委员会、国际临床化学和检验医学联合会、国际实验室认可合作组织、国际标准化组织、国际纯粹与应用化学联盟、国际纯粹与应用物理联盟及国际法定计量组织等国际组织的代表组成。

- (c) 建立将输入量与输出量联系起来的模型。在大多数情况下，这种模型已经有了很大程度的使用，它是一种根据胶片密度或径迹探测光输出，使用校准和归一化因子或系数等多种参数，在剂量计算中常规使用的算法形式。
- (d) 为每个输入量分配概率密度函数。这种分配是利用与剂量测量系统和测量条件相关的所有现有知识进行的。

7.66. 在 A 类不确定度评定中，概率密度函数的分配是基于统计分析。A 类评定的标准不确定度及相关标准差是从一系列测量中确认的。具有 A 类不确定度参数的例子如下：

- (a) 胶片密度的测量或热释光剂量计读出器光输出的测量；
- (b) 读出器系统的空白信号；
- (c) 个人探测器的灵敏度。

7.67. 对于许多其他输入量，应当适用“B 类”评定，是以对不确定度的科学判断为基础。B 类不确定度是通过重复测量不能减小的不确定度。以下通常被认为是 B 类不确定度的来源：

- (a) 使剂量计受到照射的辐射场特性；
- (b) 剂量计的能量依赖性和角度依赖性；
- (c) 响应的非线性；
- (d) 衰退及对周围温度和湿度的依赖性；
- (e) 光照射的影响；
- (f) 不是剂量计拟定测量类型的电离辐射照射的影响；
- (g) 机械冲击的影响；
- (h) 校准误差；
- (i) 本地天然本底辐射的变化。

7.68. 计算阶段包括，利用测量模型 $Y=f(X)$ 将输入的概率密度函数传播到输出的概率密度函数。应当根据输出的概率密度函数计算以下汇总量：

- (a) 期望值，是概率密度函数的中值，作为剂量 Y 的估算值 y ；
- (b) 作为剂量 Y 的合成不确定度 $u_c(y)$ 的标准差；
- (c) 特定概率下受到剂量 Y 的覆盖区间。

7.69. 如果认为剂量 Y 的概率密度函数服从高斯（正态分布）分布，则平均值每一侧的一个标准差对应于大约 68%的置信限。因此，往往需要将合成标准不确定度乘以一个称之为包含因子 k 的适当因子，产生扩展不确定度（也称为总不确定度）。对应于大约 95%或 99%的置信限，包含因子的典型值分别是 2 或 3。应当明确指出包含因子所取的数值。

7.70. 在计算阶段，基本上有两种可用的方法：

- (a) 基于不确定度传播定律和中心极限定理的框架[66]；
- (b) 蒙特卡洛法，使用从输入量的概率密度函数的统计抽样来评价概率密度函数的卷积积分[69]。

7.71. 从辐射计量学的角度来看，按照比标准不确定度所允许的更详细程度来报告剂量是没有意义的。因此，例如在标准不确定度小于 0.1 mSv 的低剂量的系统中，剂量报告间隔为 0.01 mSv。在具有较大标准不确定度的系统中，剂量可以按 0.1 mSv 的间隔报告。

个人剂量测量系统的试验

型式试验

7.72. 外照射剂量测量系统的型式试验，是在一系列辐照条件和存储条件下对整个系统的性能特性试验。特别应当对第 7.64—7.67 段中讨论的不确定度的来源加以定量分析。主要是对剂量计响应应随辐射束的能量和入射方向的变化变化的研究。然而，型式试验还应当考虑其他剂量学特性，例如响应的线性、可测剂量的范围、系统在合理温度条件和湿度条件范围内的良好工作能力及在高剂量率和脉冲辐射场中的适当的响应能力。型式试验还包括更一般性质的试验，例如系统在合理的电场和磁场范围内的良好工作能力及抗机械冲击和振动的能力。这些试验不仅包括对剂量计本身的试验，还涉及对包括任何读出设备在内的整个系统的试验。

7.73. 型式试验的结果应当详细记述给定类型剂量计的所有性能。应当根据性能准则对型式试验的结果进行分析（见第 7.48—7.56 段），目的在于证明这些准则在实践中是否能够得以满足，同时牢记在使用剂量计的设施中各种因素的数值范围。只要剂量计和读出设备的类型不变，型式试验就是有效的。

7.74. 最好应当按照国际电工委员会（IEC）和（或）国际标准化组织的相关标准和（或）等效的国家标准，对剂量测量系统进行型式试验，并且系统应当已经通过了相关的试验。对于试验中任何部分的不合格都应当详细说明，并应当考虑不合格的原因。

7.75. 应当充分表征在型式试验中使用的所有辐射场，并可溯源到国家计量标准。多个 ISO 标准提供了关于建立光子、 β 、 γ 和中子辐射参考辐射场的指导[74—83]。对于有影响的环境量、机械效应和电磁场等的测量，可能需要外加设备。并非所有这些设备都是剂量服务现场需要的；如果在试验实验室具备这些设备就足够了。

7.76. 型式试验有几种标准。对于主动式个人剂量计，参考文献[84]包括光子、 β 和中子辐射。对于被动式个人剂量计，参考文献[85]包括光子和 β 辐射。这两个标准是兼容的，无论探测器是主动式还是被动式，型式试验结果都是可比的。对于被动式个人中子剂量计，可查阅参考文献[86]。

7.77. 对辐射能量和入射角度的响应，是个人剂量计的一个极为重要的特性。应当对剂量计进行试验，确定是否充分符合待测量所需要的能量特性和角响应特性。

7.78. 根据第 7.76 段指定的相关标准进行型式试验的结果，确定对所有影响量使用的额定范围。将这些额定范围与给定工作场所需要的范围进行比较，可以判断剂量计对于这个工作场所的适宜性。

7.79. 因为个人监测所用的运行实用量与人体内部个人剂量当量 $H_p(d)$ 的测量有关，所以对这个运行实用量所用的剂量计应当在适当的体模上进行型式试验，模拟来自人体的反散射和被人体的衰减。如果剂量计能够在体模上表现良好，那么可以假设在人体上也能够表现良好。

7.80. 出于类型试验的目的,应当将个人全身剂量计在 30 cm×30 cm 平方、15 cm 厚的组织替代物制成的板状体模上进行辐照。根据参考文献[74—77],肢端剂量计应当在柱状体模上辐照,手腕剂量计应当在棒状体模上辐照。对于眼晶体剂量 ($H_p(3)$),合适的体模设计一直是讨论的课题。在将测量 $H_p(0.07)$ 量的剂量计用于确定眼晶体剂量时:

- (a) 应当在板状体模上对这种使用进行最优化(即,在板状体模上对能量和角度依赖性进行型式试验,并在板状体模上校准)。
- (b) 或者,应当确认剂量计可以正确地探测位于剂量计背后来自身体(即头部)的反散射辐射。通常的情况是有一层约 1—3 mm 厚的塑料衬里的环形剂量计[87]。

已经表明,对于光子,用对反散射辐射敏感的、且在任何一个 ISO 体模上校准过的剂量计测量 $H_p(0.07)$ 量,可以提供眼晶体剂量的保守近似值[11、87、88]。

7.81. 把物理量(注量和空气比释动能)与运行实用量($H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 和 $H_p(0.07)$)联系起来的换算系数由各种出版物给出,其中包括参考文献[76、79、80、83、85、86、89]。

性能试验

7.82. 型式试验是对整个系统的功能进行仔细分析,以便验证系统符合准确度准则,除了个人剂量测量系统的型式试验外,为了证明性能的标准得到了维持,还应当定期进行性能试验(一般为每年一次)。

7.83. 由外部特定实验室进行性能试验,是对剂量测量系统的可靠性和应用方法的一致性进行核实。监管机构在批准剂量测量服务机构时,应当审查型式试验结果和初步性能试验结果。在继续遵守批准程序时,应当依据外部性能试验的结果。

7.84. 由外部进行的性能试验,需要仔细考虑剂量范围、待测辐射的类型和能量、剂量估算值的不确定度及测量过程,其中包括溯源性和校准。所获结果应当参照适用的标准,满足特定的性能准则。

7.85. 此外，由外部或内部进行性能试验，可以作为对测量程序和实验室实践一致性的核实（是根据相关国际标准如参考文献[90]实施的内部质量保证大纲的组成部分）。

7.86. 一般有三种类型的性能试验：

- (a) 在盲试验中，剂量测量服务提供商不了解试验，不能使用选定的剂量计或特别的评价程序进行试验。一种方法是虚构一个“假想”客户，在与服务提供商无关的控制条件下对剂量计进行照射。大多数服务提供商使用假想客户为质量保障进行内部性能试验。
- (b) 在突击试验中，剂量测量服务提供商已知面临的试验，但预先并不知道实际试验日期。可以使用选定的剂量计，但不可能使用特殊的评价程序。
- (c) 在已公布的试验中，剂量测量服务提供商知道试验，能够使用选定的剂量计和特别的评价程序。

7.87. 剂量测量服务提供商之间的比对试验可以视为一种已经公布的性能试验。这种比对试验的结果一般是公布的，但不标注参与者的姓名。参加这种比对试验往往是批准的必要条件，也是质量管理体系的一部分。

7.88. 有关对性能试验的进一步指导可见参考文献[91]。

常规试验

7.89. 常规试验的目的，是检验剂量测量所用的剂量测量系统在单能时的准确度和精度，通常使用校准源（例如对光子剂量计，使用¹³⁷Cs或⁶⁰Co）。这种类型的试验还可用于对系统总灵敏度进行归一化。常规试验通常应当由剂量测量服务提供商按一定的时间间隔重复实施，最好每月一次。相比之下，用于系统性能特定方面监测的质量保证试验通常在每个读取日实施。

7.90. 常规试验包括校准在内，是检验灵敏度、精确度和准确度的一种手段，通常针对单一辐射类型和能量。质量保证大纲中要求的试验可以包括常规试验。

7.91. 引入假想客户是一种可能的常规试验。来自假想客户的剂量计在每个照射期内接受已知剂量的照射，受到与正常剂量计相同的处理。对假想客户报告的剂量进行跟踪调查，是了解正常剂量计性能的良好方法。

7.92. 例如,应当使用控制图密切跟踪常规试验的结果,图中规定了促使剂量测量服务提供商采取必要行动的报警水平和行动水平。

总结

7.93. 表 3 给出了为个人剂量测量系统推荐的试验大纲概要。

表 3. 个人剂量测量系统试验大纲概要

	试验实施者	试验频度
型式试验	制造商或授权的型式试验组织	一次,在向终端客户出售之前
性能试验	授权的试验组织	每年一次
常规试验	剂量测量服务提供商	每月一次
常规试验 (质保试验)	终端客户或剂量测量服务提供商	在剂量计处理前,每日或每个读取日

工作场所监测仪的试验

型式试验

7.94. 工作场所监测仪的型式试验,是证明仪器在工作场所环境中能够进行适当的测量,所用的一般方法应当与第 7.72—7.81 段为个人剂量测量系统叙述的方法相同。工作场所监测仪的能量响和角响应的测量程序应当与个人剂量计所用的程序相同,不同的是工作场所监测中的辐射照射通常是在自由空气中(即不用体模)。

7.95. IEC 出版了关于大多数类型工作场所监测设备的标准。这些标准不仅给出了需要满足的性能准则,而且还叙述了型式试验的方法。为确定辐射性能(如线性、能量依赖性和角响应)和环境、电气、机械性能规定了试验方法。相关的 IEC 标准及其适用性在表 4 中给出。

使用前试验

7.96. 对于工作场所监测仪,为了确保与型式试验数据一致,在首次使用前必须进行试验。试验应当包括可以合理预期的、可能遇到的剂量率范围。对于仪器中未被试验的范围,应当明确识别并编制成文件。

表 4. IEC 工作场所外照射监测仪的标准

标准	适用
IEC 60532:2010 [92]	适用于已经安装的用于后述用途的剂量率计、报警装置和监测仪；防止核电厂或核设施设计基准内的少量放射性释放或减缓其后果或燃料轻微降级；警示或确保工作人员在涉及或导致核电厂或核设施放射性核素释放或照射风险事件期间或事件后的防护。在 IEC 61226:2009[93]中，一般将这种设备分为 A、B、C 类或“未分类”。相对于前一版的主要技术变化是考虑了自 1996 年以来出版的 IEC 标准的要求。
IEC 60846-1:2009 [94]	规定了测量参考文献[58]定义的周围剂量当量（率）和（或）定向剂量当量（率）所用的剂量当量（率）计的设计要求和性能特性。适用于测量外部 β 辐射、X 射线和 γ 辐射所致的周围剂量当量（率）和（或）定向剂量当量（率）所用的剂量当量（率）计和（或）监测仪。
IEC 0846-2:2015 [95]	适用于后述用途的便携式或可移动剂量当量（率）计和（或）监测仪；在应急情况下测量外部 β 辐射、X 射线和 γ 辐射所致的周围剂量当量（率）和（或）定向剂量当量（率）。直接适用于后述用途的剂量当量（率）计；在应急情况下测量外部 β 辐射和（或）能量在 10 MeV 以下的 X 射线和 γ 辐射所致的个人剂量当量或剂量当量率。
IEC 61005:2014 [96]	规定了关于中子周围剂量当量（率）计的性能特性的要求，规定了确认遵守要求的试验方法。规定了一般特性，一般试验程序，辐射特性，电气、机械、防护和安全特性，环境特性以及识别证书。
IEC 61017:2016 [97]	适用于后述用途的便携式、移动式或装配式设备：用于测量能量在 50 keV - 1.5 MeV 之间的 X 射线或 γ 辐射所致的 30 nGy/h - 10 μ Gy/h 环境空气比释动能率。规定了一般特性，一般试验程序，辐射特性，电气、机械、保护和安全性，环境特性以及识别证书。

7.97. 对于使用前试验，应当为识别探测器误校准或装配不当等明显故障做出设计。使用前试验还应当为以后的常规试验提供准则。通常可以选择一系列有限的试验，对仪器的性能提供足够的置信度。参考文献[98]提供了详细的指导。

定期试验

7.98. 工作场所监测仪器一旦投入使用，就应当进行定期试验，以便查明性能是否有任何下降。定期试验应当至少每年一次，应当包括使用前试验中的部分试验。可以使用的参考辐射类型有：

- (a) 对于光子剂量率监测仪， ^{137}Cs 0.662 MeV γ 射线；
- (b) 对于中子剂量率监测仪， $^{241}\text{Am-Be}$ 中子；
- (c) 对于 β 剂量率监测仪， ^{137}Cs 0.662 MeV γ 射线和适当能量的 β 源；
- (d) 对于 β 污染监测仪，最小能量或低于最小能量的 β 射线；
- (e) 对于伴有天然存在的放射性物质的工作场所，应当提供适当的参考源。

7.99. 应当以更大的频度进行更简单的定期试验：

- (a) 应当使用适当的检查源，对大多数工作场所监测仪进行定期检查，以便按确保正常运行。这些检查应当每月、每周或甚至每天实施一次，根据监测仪的类型而定。源和实验范围的选择应当适合于正在实施的监测类型。
- (b) 作为质量保障大纲的组成部分，应当定期进行电池检查、调零和试验，以便证明响应是充分的，确保设备的持续运行是令人满意的，没有明显的损坏。

7.100. 试验完毕后，应当在仪器上张贴标签。标签应当提供相关信息，包括试验组织、试验证书号、试验日期或下次试验的预计日期，视情况而定。

7.101. 表 5 汇总了推荐的工作场所监测仪的试验大纲概要。

表 5. 工作场所监测仪的试验大纲概要

	试验实施者	试验频度
型式试验	制造商或授权的型式试验组织	一次, 一般在向终端客户出售前
使用前试验	制造商、终端客户或授权的试验组织	一次, 在仪器投入使用前
定期试验	终端客户或授权的试验校准组织	每年一次或较高频度, 取决于仪器的稳定性及拟定用途

仪器校准

7.102. 校准是在特定条件下实施的包括后述二个步骤的操作, 第一步是建立由标准值提供的量值(有测量不确定度)与相应指示值(有相应不确定度)之间的关系; 第二是用这种资料建立从指示值获得测量结果的关系。

7.103. 不应当将校准与测量系统的调整、“自校准”或验证相混淆。

7.104. 对于所有测量方法, 都应当对仪器进行定期校准, 这种校准应当可以回溯到公认的国家标准。可以使用已经根据一级标准校准过的参考源实施校准, 或者使用由国家一级实验室根据一级标准校准过的参考仪器实施校准, 或者使用持有适当标准的公认参考实验室来实施校准。

7.105. 个人剂量测量系统(被动式或主动式)的参考校准, 应当定期重复进行, 例如每年一次或两年一次。应当对剂量测量系统的剂量测量性能进行更经常的定期检查(关于常规试验见第 7.89—7.92 段)。对于被动式系统, 还应当在每个读出日用辐照过的探测器对读出系统进行一些简单的检查。

7.106. 为了确定参考校准因子, 应当对辐射场进行充分表征。为了对剂量测量系统的参考校准因子进行周期性测定, 使用 ^{137}Cs 或 ^{60}Co 光子辐射、 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ β 辐射和 ^{252}Cf 中子辐射等放射源一般是足够的。这些辐射场应当可溯源到国家计量机构。参考文献[74—83]介绍了这些参考场和校准程序。对于中子辐射, 可以根据参考文献[99、100]在模拟工作场所辐射场中进行校准。

7.107. 参考校准因子, 应当与特定使用条件下适用的多个修正因子联合使用。

7.108. 此外, 每个剂量计都应当有一个可溯源的单个的归一化因子或校准

因子。对于可重复使用的剂量计，应当对每一个归一化因子或校准因子施行定期检查，并根据需要进行调整。

7.109. 对被动式（固态）剂量计，应当进行定期重复的内部校准，调整归一化因子或校准因子由于重复使用引起的变化，或确认它们的性能没有发生变化。推荐的频度是每使用十次校准一次或每两年校准一次，不论哪种频度以先到期为准。对于主动式剂量计，单一的归一化因子也是必要的，应当给予考虑。

剂量测量服务的批准

7.110. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.73(c)段指出，监管机构负责授权或批准服务提供商提供个人监测和校准服务。获得批准的剂量测量服务提供商，可定义为负责个人监测设备的校准、读取或解释的服务提供商，并在这方面有能力得到监管机构或其他相关部门的承认。

7.111. 批准的目的是为了确认和核实剂量测量服务提供商在技术上是有力量的、是能够产生有效的技术成果的、并具有适当的行政、技术和管理体系。

7.112. 为使服务提供商获得批准，服务提供商应当能够提供剂量评定可接受的准确度，实现并保持高度可靠性，将常规剂量评定结果在合理的时间内通报给雇主和（或）监管机构，迅速通报在事故或其他事件或异常情况下所做剂量评定的结果。除满足技术要求外，获得批准的服务提供商还应当满足相关的管理体系要求（见第 8 部分）。

7.113. 批准过程可能涉及以下应当考虑的方面：

- (a) 提交含有剂量测量系统资料的报告。技术文件通常包括型式试验结果、剂量测量程序和校准溯源性及管理体系，包括组织结构、工作人员、设备和质量控制协议和程序。
- (b) 根据相关国际标准如参考文献[90]对管理体系的认证。
- (c) 证明剂量测量系统可溯源到适当的国家标准，依据的是符合国际建议和标准的运行实用量的换算系数。
- (d) 在未知情况、未知剂量下的辐照性能试验。

(e) 由剂量学专家对实验室进行现场检查和评定，这些专家根据批准文件中的规定对人员（包括培训）、设备、设施、校准和剂量程序等方面进行评定。

7.114. 为了证实常规地遵守了必要的性能准则（见第 7.83 段和第 7.84 段），应当将外部性能试验作为已批准程序的一部分加以实施。应当根据结果核实相关类型的试验数据。

7.115. 一项批准的性能试验大纲可细分为不同的辐照类型，适用于不同类别的剂量计（即根据剂量计所包括的辐照类型和能量范围进行再分类）。每次试验可以包括辐射的不同能量和入射角范围及剂量范围的适当分布。

7.116. 应当定期实施已批准的性能试验。这种试验可以由监管机构或其他相关部门组织，或可以参加国际外部比对。

测量和剂量评定的解释

个人剂量测量

7.117. 为了辐射防护目的，测量的运行实用量 $H_p(10)$ 、 $H_p(3)$ 和 $H_p(0.07)$ 被分别解释为防护量：有效剂量、眼晶体当量剂量、皮肤和肢端当量剂量。

7.118. 对于光子， $H_p(10)$ 在多数实际情况下提供有效剂量 E 的合理估算值，可以避免低估和过度高估。对于中子， $H_p(10)$ 可能低估某些能量范围和辐射场几何条件下的有效剂量。在这种情况下，需要获得关于工作场所辐射场的能量分布和方向分布的信息，以便适用适当的校正。

7.119. E 和 $H_p(10)$ 之间的密切对应关系是基于全身均匀照射的假设。已经计算了从基本量（粒子注量、空气比释动能和组织吸收剂量）到代表成人的拟人体模的有效剂量的转换系数，以及从基本量到使用 ICRU 体模的运行实用量的转换系数。运行实用量和防护量的比值可揭示在不同能量和方向分布情况下所估算的防护量的质量[89]。

7.120. 对于接近或高于剂量限值或高于一定调查水平的剂量，应当确认运行实用量的测量值能够为防护量提供良好的估算值。对于中子剂量或不均匀照射尤其应当这样。为此，应当获得关于辐射场均匀性、场能量和方向分布、剂量计佩戴位置和剂量计响应特性的信息。

7.121. 对于工作人员在工作场所中移动的情况，一般考虑四种类型的多向场：

- (a) 主要从前半空间入射的辐射（前方-后方几何条件）；
- (b) 从后半空间入射的辐射（后方-前方几何条件）；
- (c) 从垂直于躯体的所有方向对称入射的辐射（旋转几何条件）；
- (d) 从包括从上方和下方的所有方向入射的辐射（各向同性几何条件）。

可以假设，由佩戴在胸部的个人剂量计测量到的 $H_p(10)$ 足够准确地接近有效剂量。至少在前方-后方、旋转和各向同性几何条件下是这样的。对于后方-前方几何条件（例如，运输放射性物质的车辆驾驶员），剂量计应当佩戴在背部。因此，一个剂量计佩戴在躯体前部（或背部），一般能够提供对有效剂量的满意评定。参考文献[101]对在各种几何照射条件下获得的关于剂量计结果的解释提供更详细的资料。

7.122. 对于某些辐射场，由于辐射场的能谱，用运行实用量可能不是防护量的良好近似。对于能量在 4—20 MeV 范围和大于 50 MeV 的中子，情况尤其如此。可以通过试验对工作场所辐射场进行良好的实验表征从而确定这些因子。蒙特卡罗模拟对这种目的也非常有用的。

工作场所监测

7.123. 在许多情况下，为了确定是否有必要限制工作人员在工作场所内的移动，应当使用工作场所监测来表征工作场所。在这种情况下，保守地假设工作人员在整个工作期间都位于工作场所中剂量率最高的部分。然而，当用工作场所监测进行剂量评定时，应当获得和利用居留时间的真实估算值。在剂量率随时间显著变化的工作场所，应当记录在工作场所的居留时间，以便能够将居留时间对应于相关剂量率、对照射进行评定。参考文献[56]提供了有关工作场所监测的其他信息。

7.124. 如果使用设计适当和校准精确的仪器，那么在工作场所测的量以及适当的居留数据，可以为工作人员所受有效剂量的恰当估计或工作人员组织和器官内当量剂量的恰当估计提供依据。为工作场所监测定义的运行实用剂量量 $H_p^*(10)$ 和 $H'(0.07, \Omega)$ 能够提供有效剂量和皮肤剂量的适当估计。第 7.37 段指出，测量自由空气中定义的量（如比释动能）所用的仪器一般不会对 $H^*(10)$ 的测量有正确的能量响应。

7.125. 应当考虑,用个人剂量计测量的量 $H^*(10)$ 可能显著高估 $H_p(10)$ 的值,因而也可能高估有效剂量的值,特别是在辐射场是各向同性的情况下。这是因为用于测量 $H^*(10)$ 的剂量计具有各向同性响应,而量 $H_p(10)$ 和 E 取决于入射角。

7.126. 对于身体肢端或未防护皮肤可能受到局部辐射照射的情况,应当使用定向剂量当量 $H'(0.07, \Omega)$ 提供对当量剂量的充分估算值。还应当使用 $H'(0.07, \Omega)$ 提供光子辐射照射对眼晶体的当量剂量的充分估算值(见第 7.10 段)。对于多向辐射场,应当将仪器在辐射场中旋转、使用仪器指示的最大剂量值,避免对皮肤剂量或眼晶体剂量的低估。操作人员应当注意可能引起误导性读数的点源或窄束的存在。

7.127. 工作场所监测仪的校准是这样实施的:以探测器体积中心为参考点、在辐射场中对探测器进行均匀照射。在许多辐射场,对探测器的照射是不均匀的(例如,在点源或窄束的附近)。对这些情况应当给予特别注意。应当考虑是否有必要确定一个能够适用于给出正确剂量率读数的修正因子。这些因子可能超过 100[102]。一种技术是使用点源矩阵来模拟被关心源的几何形状[103]。

本底扣除

7.128. 剂量测量系统的零剂量指示,包括读出系统的本底和探测器的固本底。对于探测器的固本底,可以单个地或分批地测定。在后一情况下,不确定度对单个测量结果的贡献会更大。对于固本底的分批测定,应当注意取样程序。

7.129. 剂量计指示在扣除零指示(空白指示)后,应用修正因子和校准因子给出总剂量,也称测量值。在总剂量中,除了工作人员职业照射剂量外,一般还包括天然本底辐射的贡献。

7.130. 扣除天然本底辐射的方法,是使用平均值(通常是全国平均值),或使用特定的客户值或本地值。对于以月为佩戴周期的剂量计,使用平均本底值虽然增加了总的不确定度,但对于许多服务而言,仍然能够满足准确度要求。对于较长的佩戴期(例如,在预计照射较低的情况下可多达 3 或 4 个月),应当使用更具体的天然本底辐射值(例如根据客户所在地理位置)或应当使用对照剂量计(见第 7.131 段)。

7.131. 在天然本底辐射显著大于或小于全国平均水平的地方，应当考虑本地天然本底辐射所致的剂量率。对于本地本底辐射的变化，可以考虑使用对照剂量计，由剂量测量服务机构把对照剂量计发放给客户，当不使用时存储在保存工作人员剂量计的位置。在某些情况下，应当扣除运输中的剂量。通过对发放的剂量计进行结果分析，确定本地天然本底辐射所致的剂量率。这种方法假设，发放的剂量计多数只受到天然本底辐射的照射。

7.132. 对于主动式个人剂量计应当另加考虑，因为它们不是连续地、而是只有在使用时才累积来自天然本底辐射的剂量。对于轮班发放的主动式个人剂量计，特别是当使用低探测限主动式个人剂量计时，应当建立扣除可归因于天然本底辐射照射的正确剂量的方法。或者是对天然本底辐射的照射贡献忽略不计。

内照射评定

监测大纲

7.133. 对于工作人员因摄入放射性核素受到的照射，可以根据下述一种或多种测量类型的个人监测结果进行剂量评定：

- (a) 全身或甲状腺或肺等特定器官中放射性核素的有序测量；
- (b) 生物样品如排泄物或呼出气体中放射性核素的测量；
- (c) 用工作人员佩戴的个人空气采样装置采集的空气样品中的及代表工作人员呼出气体中活度浓度的测量。

7.134. 对于某些放射性核素，由于发射辐射的类型和监测方法的探测灵敏度等原因，基于体内或生物样品中的活度测量值进行个人监测是不可行的。

7.135. 在某些情况下，对于工作人员个人所受的剂量，应当考虑根据工作场所的监测结果进行评定是否是必要的或是否是可取的（见第 3.118 段）。

7.136. 对于从事伴有天然存在的放射性物质的工业活动的工作人员，由于许多这些工业活动中固有的粉尘性质，吸入粉尘粒子中的 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系的放射性核素的内照射往往是主要途径。在这些工作场所中：

- (a) 应当将空气采样，而不是生物采样或全身计数，作为评定剂量和为最优化提供必要信息的最优方法。

- (b) 应当按照粒径分布、活度浓度（可能不同于大宗材料的活度浓度）和放射性核素的肺吸收类别，对气载粉尘的特性给予特别注意。

参考文献[103]给出了更多的信息。

7.137. 对于测量技术的选择，应当在考虑以下因素后决定：

- (a) 放射性核素发射的辐射；
- (b) 污染物的生物动力学行为；
- (c) 在考虑生物廓清和放射性衰变基础上、污染物在体内滞留的程度；
- (d) 必要的测量频度；
- (e) 适当测量设施的灵敏度、可用性和便利性。

7.138. 个人监测设施所在的建筑物，应当理想地远离可能放射出干扰测量的放射性核素或贯穿辐射的其他实验室或活动。鉴于地板负荷的设计准则，有屏蔽的探测器和相关电子设备的、用于直接测量的监测区，通常位于一楼或地下室。还应当为接受测量的人员提供等候室、淋浴室、厕所和更衣室及收集或处理排泄物样品的隔离室。

7.139. 排泄物样品分析实验室的建造方式，应当与其他放射化学实验室一样。为了避免任何交叉污染，也不应当用于分析其他高活度工艺样品，如反应堆冷却剂等。在规划用作操作或存储排泄物样品的空间时，应当考虑操作潜在感染物质的预防措施。

7.140. 关于工作人员内照射监测大纲的设计和实施的进一步资料，可见参考文献[103—106]。

常规监测

7.141. 对选定的工作人员，应当按照固定的时间表进行内照射常规监测。在设计适当的监测大纲时，应当考虑内照射监测的某些局限性：

- (a) 监测并不直接测量个人受到的待积有效剂量。例如，需要生物动力学模型，把排泄物样品中的活度水平与取样时刻的体内活度水平对应起来，把取样时刻的体内含量与初始摄入量联系起来，并根据估算的摄入量导致的内照射计算待积有效剂量。关于所用生物动力学模型的进一步资料见附录 IV。

- (b) 测量可能受到存在于体内的、包括天然来源的放射性核素在内的、其他放射性核素的干扰。可能有必要确定以前摄入的天然来源和人工来源的放射性核素的体内含量，特别是在这些非职业性摄入量不寻常地高的情况下。为诊断或治疗目的施予的放射性药物，可能在用药后一段时间干扰生物检测测量，这取决于施用药物的特性和工作场所存在的放射性核素。应当要求工作人员向其主管报告施用放射性药物的任何情况，确定是否可以实施适足够的内照射监测。
- (c) 作为估算慢性摄入量所用的个人监测大纲，其结果可能取决于实施监测的时刻。对于排泄物中廓清成分相当快的某些放射性核素，在周末休息前后的测量结果之间可能存在显著差异。对于这种情况应当进行个别审核[13、16、107]。对于长半衰期放射性核素，体内存在的量和排泄量取决于工作人员摄入的年数，且随着年数而增加。前几年摄入量的滞留活度一般应当作为本年度辐射本底的组成部分。
- (d) 个人监测使用的分析方法，有时没有足够的灵敏度来探测所关心的活度水平。参考文献[13]提供了关于各种放射性核素可以达到的探测限资料。参考文献[25]表 7、表 8、表 94 和表 95 中给出了各种测量技术对吸入的 ^{232}Th 及其子体摄入量的探测限的更具体的资料。

7.142. 在将空气样品作为评定工作人员吸入气载放射性核素所致照射剂量的依据的情况下，可以使用固定式空气采样器或个人空气采样器确定气载活度浓度。基于对物质形态（粒径和化学形态）和工作人员呼吸率及受照持续时间的一般假设或特定场点假设，可以根据气载活度浓度评定剂量。监测气载粉尘所用的固定式空气采样器流速较高，典型值约 20 L/min，布置在工作场所中预先确定的固定位置。个人空气采样器的较低，典型值约为 2 L/min，佩戴在领口上；装有气泵和电池的包佩在腰带上，通过软管连接到取样头。应当谨慎地确保取样头的定位能使采集的空气合理地代表吸进入的空气。在恶劣的工作条件下，个人空气采样器不总是那么足够坚固或便于佩戴。

7.143. 个人空气采样器配合其他直接和间接方法，比固定式空气采样器获得越来越多的使用，因为它们提供的监测更为可靠[104、105]。固定式空气采样器采集的空气不可能代表工作人员吸入的空气，导致吸入粉尘产生的照射剂量被明显低估，有时低达几个数量级，特别是在工作人员的活动导致粉尘再悬浮成为重要因素的工作场所。另一方面，如果工作人员不是连续停留在粉尘区内，则固定式空气采样器可能导致明显地高估剂量。因此，在可

行的情况下，在预期短期内气载活度浓度随空间和时间变化、且氡子体浓度可能最高的情况下，与固定式空气采样器相比，应当优先使用个人空气采样器。

7.144. 在一些工作场所，特别是在采矿和矿物加工操作的相关工作场所，对在所有时间都受照射的每一位工作人员实行个人空气采样是困难的。在这种情况下，监测策略通常是按照反映工作活动一般性质和范围的类型，分派工作人员。然而，在许多情况下，在一种工作类型中照射是不均匀的，因为轮班期间工作人员的时间可能在不同的照射环境中度过。在清点呼吸防护设备的佩戴时，情况会更加复杂。

7.145. 表面污染监测能够用来表明放射性核素的潜在摄入和在工作场所开展更详细监测的必要性。然而，表面污染测量并不能为内照射剂量评定提供适当的依据，因为再悬浮因子等参数伴有大的不确定度。

7.146. 为了确定个人监测的适当频度和类型，应当表征工作场所的照射条件。应当知道使用的放射性核素，如果可能，还应当知道他们的化学和物理形态。还应当考虑在事故条件下这些形态的可能变化（例如，六氟化铀释放到大气中，产生氟化氢气体和氟化铀酰）。物质的化学形态和物理形态（如粒径）决定了该物质在呼吸道中的行为和后来在体内的生物动力学行为。又决定着排泄途径和排泄速率，进而决定着可能需要收集的排泄物样品的类型和收集频度。

7.147. 在进行生物检测监测的情况下，测量方法和测量频度应当能够探测到达到剂量限值一定份额的摄入量。因此，应当确认这种水平的摄入量是可以探测到的。如果由于放射性衰变和生物廓清，放射性核素的体内含量或每日排泄量下降到所用方法探测限以下的水平，就不会探测到摄入量。滞留在体内待直接测量的或从体内排泄待间接测量的摄入量的份额 $m(t)$ ，取决于有效半减期和放射性核素的生物动力学行为，是从摄入时刻起持续时间 t 的函数。因此，如果乘积 $I \times m(t)$ 小于探测限，则不会得出摄入量 I 和由之产生的待积有效剂量 $E(50)$ 。监测频度应当确保相应于年剂量限值 5% 以上的摄入量一般应当是能够探测到的。

7.148. 因此，监测所需要的频度很大程度上取决于测量技术的灵敏度。测量技术应当尽可能灵敏。使用最灵敏技术和尽可能短的取样间隔所付的代价，应当与可能被低估的剂量或由于使用不够灵敏的方法或使用频度较低的测量可能遗漏的剂量、所伴随的辐射危害之间取得平衡。

7.149. 在制定生物检测取样计划时要进一步考虑，在估算监测周期内摄入时刻未知的摄入量时存在的不确定度。参考文献[13]建议，假设摄入一般发生在监测周期的中点，对监测周期的选择应当使得对摄入量的任何低估不低于三分之一。

7.150. 对于各种放射性核素和各种测量技术，参考文献[108、109]给出了推荐监测间隔的最大值。

7.151. 还提出了一种确定监测间隔的图解法，其中考虑物质固有参数（例如吸收和粒径分布）的不确定度和摄入时刻的不确定度[110]。在确定适合于所关心的剂量水平的监测间隔时，使用特定测量技术探测限的资料。

7.152. 在某些情况下，第 7.147—7.151 段中提到的一条或多条规定是无法满足的，因为分析灵敏度不够、直接测量的计数时间长得不可接受或收集排泄物样品的采样间隔短得不可接受，特别是对于不溶性（肺吸收 S 类别）粒子监测的粪便采样。在这些情况下，剂量评定应当以替代测量方法如个人空气采样或工作场所监测为基础。

任务相关的监测

7.153. 任务相关的监测，按定义不是常规进行的（即不是定期安排的）监测。实施这种监测是提供特定操作的相关资料，在必要情况下为操作的实施决策提供依据。这种监测对于在不满足长期使用的工作条件下施行短期程序特别有用。任务相关的监测在方法上应当与常规监测一样，除非另有别的操作情况；例如，如果涉及的放射性核素不同，或者内照射的可能性或潜在水平明显地增大。

特殊监测

7.154. 在已知或怀疑发生了照射、或者发生了如空气样品或表面样品表明放射性物质包容丧失的异常事件、或者发生事故后，进行特殊监测是必要的。特殊监测通常起因于常规生物检测测量结果超过了导出调查水平，也可能是鼻涕或鼻拭子或表面污染擦拭等临时样品的测量结果。

7.155. 在事故情况下，对事故受害者优先施行医学护理和治疗。受害者的病情一旦稳定后，应当采取以下步骤：

- (a) 应当清除外部污染，确保工作人员在进行直接生物检测测量之前已经洗浴和洗发。
- (b) 尽快确定放射性核素的全身含量。
- (c) 确保收集所有排泄物。
- (d) 收集其他生物样品，如鼻拭子和口拭子（可在医学处理或去污过程中进行）。
- (e) 收集污染物样品，对放射性核素的组成和物理和化学性质做进一步分析。

这些步骤有利于更可靠地估算内照射待积有效剂量，在同时可能受到外照射剂量时，在疑似高剂量照射的情况下至关重要。

7.156. 对于某种事件引发的特殊监测，从测量技术来看通常与常规测量没有什么不同，但应当考虑是否需要提高灵敏度或加快处理时间。应当建议实验室样品分析或直接测量优先于常规测量，随后可以变更监测频度。还应当告诉实验室，样品的活度可能高于正常水平。从而使测量技术适合于特殊监测情况，并能够采取任何必要的预防措施防止对其他样品的污染。例如，如果计数率太高使得死时间损失不能正确收集数据，则应当改变测量几何条件，并在离探测器更远的地方进行体计数，随后对系统进行重新校准。在排泄物样品（特别是粪便）中放射性核素含量高的情况下，应当在放射化学实验室采用同样的措施。

测量方法

7.157. 对于放射性核素的摄入量，既可以直接测量也可以间接测量。对于体内沉积的放射性核素发射的 γ 射线或 X 射线光子的直接测量（包括韧致辐射）通常指体内活度测量、全身监测或全身计数。间接测量是对样品中活度的测量，可以是生物样品（如排泄物）或物理样品（如空气过滤器）。

7.158. 每种类型的测量都有优点或缺点，方法的选择在很大程度上应当取决于待测量辐射的性质。

7.159. 直接法只对那些发射光子在能量和数量上足以逸出体外、可由外部探测器测量的放射性核素有用。许多裂变产物和活化产物都属于这一类。其中不发射高能光子的放射性核素（例如 ^3H 、 ^{14}C 、 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 、 ^{239}Pu ）通常只能通过间接方法测量。然而，一些 β 发射体，特别是那些高能发射体，例如 ^{32}P 或 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ，有时可以通过产生的韧致辐射“直接”测量。这种韧致辐射的测量方法由于灵敏度较低，通常在常规监测中不应当采用。

7.160. 参考文献[111]附录 V 概括了关于测量原理和所用仪器的建议。

7.161. 直接测量具有在测量时快速方便地估算体内或身体某一特定部位的总活度的优点。因此，如果直接测量对体内或器官内含量是足够的灵敏，则应当优先应用于剂量评定，例如对 ^{137}Cs 和 ^{131}I 的测量。然而，全身测量和单个器官的测量在校准中有较大的不确定度，特别是对于低能光子发射体。在进行直接测量时，必须使工作人员在滞留特性测量所必需的期间内，避开任何伴有辐射照射的工作。直接测量通常需要特殊的良好屏蔽的（因而是昂贵的）设施和设备。

7.162. 直接测量对于定性和定量地测量吸入、食入或注射的混合物中的放射性核素是有用的。此外，通过直接测量体内的活度分布，有助于确定摄入模式。利用肺计数技术可以方便准确地探测到含放射性核素的不溶性（肺吸收类别 S）气溶胶通过吸入途径的摄入，例如 U_3O_8 的测量；使用生物检测技术不可能探测到摄入。另一个例子是放射性碘，甲状腺计数系统可以定量地表示甲状腺对放射性碘的吸收。在可能的情况下，后续测量可揭示放射性活度的重新分布，产生关于体内放射性核素的全身滞留和生物动力学行为的资料。

7.163. 间接测量一般对工作人员的工作干预较小，但要求进入放射化学分析实验室。这种实验室也可用于环境样品的测量，但高水平的测量（例如，反应当堆水化学测量）应当在别的实验室进行。对排泄物样品的测量，可用于确定放射性核素通过特定途径从体内排除的速率。可以根据这些测量结果，使用生物动力学模型确定体内含量和摄入量。由于放射化学分析有能力探测低水平活度，所以对排泄物样品的测量通常是估算体内活度的灵敏手段。

探测限和判定阈

7.164. 测量方法有一定的探测限，起因于天然本底辐射水平、计数率的统计涨落及与样品制备和分析相关的因素。参考文献[62、112、113]给出了探测限和判定阈的概念及其在活体和离体活度测量中的应用。

7.165. 实测的总计数 N_G 是本底辐射引起的计数 N_B （天然本底辐射和被关注核素以外的放射性核素）与被监测放射性核素产生的净计数 N_N 的和：

$$N_G = N_B + N_N \quad (28)$$

用净计数除以适当的效率因子 ϵ ，计算出样品中或体内的活度。

7.166. 在测量样品前，可以对给定的放射性核素和测量程序进行探测限评价。由此规定了能够用特定的假阴性概率 β 探测样品中（间接法）或体内（直接法）的最小活度。根据探测限，可以预先判断测量方法是否适合于给定的监测大纲。

7.167. 完成测量后，应当将测量的净计数率与判定阈进行比较。判定阈定义：如果计数率大于判定阈，则说样品中或体内包含具有特定假阳性概率 α 的被监测放射性核素。即便测量的计数率小于判定阈，也不能推论没有放射性核素；然而，样品中或体内的活度即使存在也低于探测限。

7.168. 在泊松分布可以用正态分布近似、 N_B 足够大（约大于 30）的情况下，判定阈和探测限（以计数率表示）可由下式计算：

$$DT = k_{1-\alpha} \sqrt{\lambda_B \left(\frac{1}{T_B} + \frac{1}{T_S} \right)} \quad (29)$$

$$DL = (k_{1-\alpha} + k_{1-\beta}) \sqrt{\lambda_B \left(\frac{1}{T_B} + \frac{1}{T_S} \right)} \quad (30)$$

式中，

$k_{1-\alpha}$ 和 $k_{1-\beta}$ 分别是正态分布的 $1-\alpha$ 和 $1-\beta$ 百分位数（概率 α 和 β 通常为 5%，在这种情况下， $k_{1-\alpha} = k_{1-\beta} = 1.645$ ）；

λ_B 是本底计数率，在样本中不存在放射性物质的情况下，可以通过本底测量来确定；

T_B 和 T_s 分别是本底测量时间和样品测量时间。

7.169. 参考文献[109]给出了不同放射性核素探测限的代表值和测量方法。参考文献[113]给出了一些给定生物检测技术的探测限、判定阈和其他量的计算应用实例。

7.170. 判定阈和探测限定义的理论背景是基于贝叶斯定理的应用；这不同于最低可探测活度或最小可探测量定义的理论背景[114]。然而，对于内污染监测技术，最小可探测量的值与探测限的值在大多数情况下是相等的，只要计数效率伴有的不确定度可以忽略不计。

7.171. 这些概念对直接法和间接法的进一步说明和应用见参考文献[19、112、113]。

校准

直接法

7.172. 对全身计数器和器官计数器，应当使用模拟人体或器官、含有已知量所需放射性核素的体模进行校准，所需放射性核素可以是体模内的溶液形式和密封源形式或是嵌入固体组织代用基质中的永久放射源形式。

7.173. 最方便的一般用途的全身体模，是在一个塑料容器组件中充入标准放射性水溶液构成的。这个概念已经扩展到结合基于圆形或椭圆形截面的聚乙烯圆柱的体模研发。参考文献[115]给出了代表成人身体的体模的每个部分的适当比例。参考文献[116]描述了代表不同年龄组的体模。

7.174. 已经开发出不填充放射性核素水溶液、因而不容易导致泄露或污染的体模。有些体模填充了含有放射性核素的有机凝胶[116]。或者，可以将多个点源嵌入到聚乙烯块中，以此便于构建不同身高和重量的体模，见参考文献[117]。对于甲状腺和肺、膝盖或头盖骨（对于亲骨性放射性核素）也开发

了可供利用的适当体模[115]。一些出版物提出了不同样式和用途的体模、组织代用品和体模制作实例（见参考文献[118—123]）。

7.175. 使用体模进行校准的方法是相对法。有些绝对法不需要用放射性标准进行校准，但应当始终使用参考标准确认校准。对种校准使用为探测效率的蒙特卡洛计算开发的数学体模（见参考文献[124—127]）。这种体模的优点是可以模拟放射性核素在体内的不同分布、不同大小、不同形状及内部器官之间的几何关系。然而，为了确保校准的准确性，应当将计算出的效率与测量值进行仔细的比较。特别是当测量低能光子或当体内的放射性核素不均匀分布时，尤其应当如此。

间接法

7.176. 校准方法取决于使用的仪器。应当获得标准放射性核素溶液、示踪放射性核素或待测元素（如铯）的稳定同位素。

7.177. 当要测量发射 γ 的放射性核素时，应当将从样品测得的 γ 计数与在相同的计数几何条件下从含有已知量的特定放射性核素的标准测得的 γ 计数进行比较。当使用 γ 能谱测量法测量时，应当根据这些几何形状下的测量标准来制作对于不同几何形状的效率能量关系曲线。在制作效率曲线时，应当考虑来自不同放射性核素标准的各种 γ 辐射的相对回收率。

7.178. 对于用液体闪烁计数法分析的 β 发射体，应当使用内部和外部标准。应当注意，对于标准物质和样品应当采用相同的猝灭条件。

7.179. 许多放射化学技术依赖于分离程序，相应的回收率相差很大，在某种程度上取决于待分析样品的基质。应当使用能够确定化学分离或萃取程序的回收率的方法。为此，应当尽可能在程序的早期在样品中加入已知量的示踪放射性核素（例如，在 ^{241}Am 中加入 ^{243}Am ），以便能够直接测量化学回收率。

7.180. 参考文献[128]介绍了间接计数测量的各种校准方法。

性能准则

7.181. 直接法和间接法的性能准则详见参考文献[62]。

7.182. 相对偏差是对被评定活度接近实际活度程度的度量。对于这个准则，应当使用含有已知活度 A_{ai} 值的体模或测试样品进行验证。测试系列中第 i 次测量值相对于测量的正确值的个体相对偏差 B_{ri} 定义为：

$$B_{ri} = \frac{A_i - A_{ai}}{A_{ai}} \quad (31)$$

式中， A_i 是测试系列中第 i 次测量的值。

7.183. 该测量系列的相对偏差 B_r 由各个相对偏差 B_{ri} 的平均值给出：

$$B_r = \sum_{i=1}^n \frac{B_{ri}}{n} \quad (32)$$

其中 n 是测量次数 ($n > 5$)。

7.184. 测量方法的重复性 S_{B_r} 定义为 B_{ri} 值与均值 B_r 的相对离散度：

$$S_{B_r} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (B_{ri} - B_r)^2}{n-1}} \quad (33)$$

7.185. 对于大于探测限 5 至 10 倍的 A_{ai} 值， B_r 应当在 -0.25 和 $+0.50$ 之间。 S_{B_r} 的值应当小于或等于 0.4 。当 S_{B_r} 大于 0.4 时，应当采取适当的纠正行动。

监测测量的不确定度

7.186. 第 7.62—7.71 段指出，参考文献[65、66]提供了对不确定度评定的一般指导。参考文献[60、67—73]给出了与参考文献[66]一致的进一步指导。

7.187. 不确定度评价的结果应当符合实际情况。按照辐射防护的观点，为不确定度评价投入的努力应当与它的目的相适应。

7.188. 在放射性核素摄入监测大纲中，对测量的不确定度评价可以做到：

- (a) 对测量结果是否与先前的摄入相符或者是否被视为新的摄入，作出客观的决定；
- (b) 识别异常值数据；
- (c) 对从多个数据点评价摄入量所用拟合程序的结果，进行统计分析。

7.189. 在测量体内或生物样品中的活度时，可以假设 A 类不确定度（见第 7.66 段）仅来自计数统计，可用泊松分布来描述，而 B 类不确定度（见第 7.67 段）则产生于所有其他来源的不确定度。

7.190. 在参考文献[109]中，假设测量的总不确定度可用对数正态分布表示。分布的几何标准偏差用术语分散因子（SF）表示。总不确定度评定如下：

$$SF = \exp \sqrt{\sum_i \ln(SF_i)^2} \quad (34)$$

式中对所有 A 类和 B 类不确定度进行求和。根据参考文献[129]，当 A 类不确定度相对较小时，这个假设是成立的，即：

$$\frac{\ln(SF_B)}{\ln(SF_A)} > 3 \quad (35)$$

式中， SF_A 和 SF_B 分别是 A 类和 B 类不确定度的分散因子。

7.191. 参考文献[110]汇编了各种直接和间接监测方法所用各种不确定度成分的典型值。

7.192. 活体测量的 B 类不确定度的例子包括：

- (a) 计数几何误差。
- (b) 个人相对于探测器的位置和计数期间人员的移动。
- (c) 胸壁厚度的测量。
- (d) 体模与被测人员或器官之间的差别，其中包括：
 - (i) 几何特性；
 - (ii) 密度；
 - (iii) 体内和器官中放射性核素的分布；
 - (iv) 线性衰减系数。
- (e) 体内邻近区内沉积的放射性物质的干扰。
- (f) 谱分辨率和峰重叠。
- (g) 电子学设备的稳定性。
- (h) 其他放射性核素的干扰。

- (i) 本底辐射的变化。
- (j) 校准使用的标准放射性核素的活度。
- (k) 人员表面外部污染。
- (l) 体内存在的天然放射性元素的干扰。
- (m) 校准源的不确定度。

7.193. 离体测量的 B 类不确定度的例子包括：

- (a) 样品体积或重量的量化；
- (b) 稀释和移液的误差；
- (c) 贮存过程中溶液的蒸发；
- (d) 校准使用的标准源的稳定性和活度；
- (e) 示踪剂与被关注放射性元素化学回收率的相似性；
- (f) 空白修正；
- (g) 放射性核素排泄物中的本底贡献和波动；
- (h) 电子学设备的稳定性；
- (i) 谱分辨率和峰重叠；
- (j) 样品和杂质的污染；
- (k) 计数用源的定位；
- (l) 来自校准模型的密度和形状偏差；
- (m) 关于校准均匀性的假设；
- (n) 对于液体闪烁计数，样品和校准标准试样之间的猝灭差异。

7.194. 如果样品的收集期少于 24 h，则应当归一到等效的 24 h 的值（见第 V.22 段）。这种归一化过程引入了 B 类不确定度的附加来源，即样品收集期的不确定度和生物学（受检者之间和受检者体内）变化伴有的不确定度。

测量和剂量评定的解释

7.195. 放射性核素的摄入量和由之产生的待积有效剂量，应当根据图 2 和第 2.48—2.53 段所给方法的监测测量结果进行评定。在常规监测情况下，应当假设摄入发生在监测期的中点。

7.196. 在某些情况下，为了得到摄入量，测量值 M 应当在除以份额 $m(t)$ 前进行处理。例如，在不满 24 h 的时间内收集的尿样应当归一到等效的 24 h 的值。

7.197. 参考文献[108、110]指出，如果测量值 M 低于临界值 M_c ，则不应当对摄入量和剂量进行评定；在参考文献[108]中 M_c 定义为这样的值：如果测量结果值低于这个值，则没有必要对摄入量和剂量进行明确的评价，即使在核算年度的所有监测期内重复摄入的情况下，年剂量也可以看作是没有意义的。

7.198. 在参考文献[108、109]中，被认为没有评定意义的年待积剂量值规定为 0.1 mSv。因此，对于每年 N 个监测期，在任何监测期内摄入放射性核素 j 的临界值 M_{c_j} （贝克）由下式给出：

$$M_{c_j} = \frac{0.0001}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad (36)$$

式中， $e(g)_j$ 是摄入或吸入放射性核素 j 的单位摄入量（剂量系数）的待积有效剂量（希沃特每贝可）， $m(t_0)$ 是在摄入和采样时刻之间经过时间 t_0 后滞留在体内或排泄物样品中的摄入量份额。通常假设摄入量发生在采样周期的中点，在这种情况下由方程（23）给出 t_0 。

7.199. 为了将测量事实编制成文件，为了对支持未来开展任何可能的剂量再评定提供资料，应当将测量值（如果高于判定阈）记录下来。

7.200. 参考文献[108、110]给出了对于各种放射性核素在监测大纲的典型设置情况下、无意义剂量值为 0.1 mSv 时的 M_c 值。这些 M_c 值是基于参考文献[15]中定义的参数、参考文献[13、130]中规定的生物检测函数（滞留函数和排泄函数）和剂量系数计算出的。

7.201. 对于许多放射性核素，对于不同的肺吸收类别或不同的肠道吸收值，给出了滞留份额或排泄份额 $m(t)$ 的值和剂量系数 $e(g)$ 的值。对于最合适给定情况的值，应当根据工作场所存在物质的物理化学特性的知识进行选择。第 GSR Part 3 号[2]表 III.2B 和表 III.2C 分别给出了相关元素的各种化学形态的肠道转移因子和肺吸收类别。在某些情况下，关于摄入特性的可利用资料很少，在这种情况下应当使用最严格的值（即表示最高剂量的值）。

7.202. 参考文献[13、14]给出了滞留份额或排泄份额 $m(t)$ 和待积有效剂量系数 $e(g)$ 的值，分别用于特定的摄入途径，不应当直接用于评定经注射进入血液的、从伤口转移到血液的或通过皮肤吸收的剂量。

7.203. 作为对工作场所条件评价的输入，可以将气载活度浓度的测量值与导出空气浓度值进行直接比较。然而，为了剂量评定目的，对气载活度浓度测量结果的解释可能是困难的，因为测量结果相应于采样器所在位置空气中的放射性核素浓度，未必在工作人员的呼吸带。然而，佩带在工作人员衣领或防护头盔上的个人空气取样器采集的样品可以代表工作人员吸入的空气活度浓度，样品所含粒子数少的情况例外。空气活度浓度的测量，结合测量的照射时间和关于呼吸速率的假设，可以用来估算摄入量。这对于从事有天然存在的放射性物质的工业活动的工作人员，是测量摄入 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系放射性核素的最优方法（见第 7.136 段）。该方法还可用于测量其他放射性核素的摄入量，如 ^{14}C （粒子形态）、 ^{239}Pu 和 ^{235}U ，对于这些放射性核素，直接法和其他间接法对体内放射性活度的评定不够灵敏。

7.204. 控制现存照射情况下的 ^{222}Rn 子体照射，通常不需要计算有效剂量。 ^{222}Rn 子体照射的参考水平用时间加权平均 ^{222}Rn 气体浓度（贝可每立方米）表示。然而，对于 ^{222}Rn 子体给定照射所致有效剂量，在 ^{222}Rn 子体职业照射必须符合关于计划照射情况要求的特殊情况下（见第 3.161 段），必须有一个计算系数。这是因为在这种情况下必须确保不超过有效剂量限值。此外，将 ^{222}Rn 子体职业照射转换为有效剂量，能够使这种照射与其他源产生的职业照射如 γ 辐射外照射和吸入粉尘中放射性核素的照射相比较。

7.205. 待积有效剂量通常由 ^{222}Rn 子体照射来确定，而不是由摄入量来确定，使用以下表达式计算：

$$E_{\text{inh}} = H_{\text{Rn}} P_{\text{Rn}} \quad (37)$$

式中，

E_{inh} 是吸入 ^{222}Rn 子体的待积有效剂量 (mSv)；

H_{RnP} 是单位 α 潜能照射的待积有效剂量 (mSv/mJ·h·m⁻³)；

P_{RnP} 是 α 潜能照射量 (mJ·h·m⁻³)。

7.206. 对于 ^{222}Rn 子体所致的单位照射的待积有效剂量 H_{RnP} ，已经进行了多种估算，并将继续进行下去。从流行病学研究得出关于矿工的估算值往往低于用剂量学方法导出的估算值。联合国原子辐射影响科学委员会建议单位平衡当量照射的剂量为 9 nSv/Bq·h·m⁻³[23]，如果用单位 α 潜能照射的剂量表示，则等于 1.6 mSv/mJ·h·m⁻³。ICRP 建议使用基于生物动力学和剂量学体模的剂量系数[131]。

7.207. ^{220}Rn 及其子体的摄入也存在类似情况。吸入 1 Bq·h·m⁻³ 的 ^{220}Rn 子体后产生的平衡当量照射会导致 40 nSv 的待积有效剂量[132]。基于这个值，单位 α 潜能照射的待积有效剂量约为 0.5 mSv/mJ·h·m⁻³。取年照射时间为 2000 h，则可导出：

- (a) 空气中 1 Bq/m³ 的时间加权平均 ^{212}Pb 活度浓度，约相当于 0.08 mSv 的待积年有效剂量。
- (b) 1 $\mu\text{J}/\text{m}^3$ 的时间加权平均 α 潜能浓度，约相当 1 mSv 的待积年有效剂量。

工作场所、物质和个人的特定数据的应用

7.208. 计算滞留函数、排泄函数和剂量系数所用模型的参考参数值，是以 ICRP[16]定义的“参考人”或“参考工作人员”为依据。这些模型和参数是针对放射性核素定义的物理形态和化学形态开发的。在某些情况下，在给定工作场所中所使用的放射性核素的物理形态或化学形态，可能与生物动力学模型所用的参考参数值不对应。在这种情况下，对气载放射性粒子样品的粒径和溶解度进行分析，可能有助于开展更可靠的剂量评定。

7.209. 即使参考生物动力学模型中的所有假设都适合于给定的工作场所，但对于相同放射性核素的摄入，个体之间在排泄率和其他生物动力学参数方面仍然存在差异。在这种情况下，应当考虑制定针对物质和个人的特定模型。

7.210. 此外，在评定事故照射后的剂量时，需要获得关于摄入时间和模式、放射性核素的物理化学形态及个人特征（例如身体质量）等更具体的信息。而且，除计算 $m(t)$ 和 $e(g)$ 值使用的照射途径以外的照射途径，可能与事故情况有关（例如，放射性核素通过完整皮肤或伤口的吸收）。这些照射途径的生物动力学模型见附录 IV。

7.211. 如果摄入量很小，则参考模型很可能足以估算产生的剂量。然而，如果摄入量的估算值相当于剂量限值的相当大部分，则应当考虑针对关心的物质或个人，开发更准确地估算待积有效剂量的生物动力学模型。

7.212. 参考文献[108]认为，如果采用标准评定方法评定的剂量超过参考文献[106]定义的调查水平，则应当进行这种特定评价。

7.213. 参考文献[109]采用的分级法认为，当使用参考模型（标准评价）评定的剂量超过 1 mSv 时，应当使用特定工作场所的资料。还提出当采用参考模型（标准评价）评定的剂量超过 6 mSv 时，应当考虑特定个人的资料。这种特定的生物动力学模型，可以通过对受照工作人员进行持续的直接和间接测量来开发。

7.214. 吸入的粉尘粒子在呼吸道中的沉积受粒径的影响。需要特定物质的资料的一个常见例子，是在气载粉尘的粒径分布与参考模型的假设数据有很大不同的情况下（即活度中值空气动力学直径（AMAD）¹⁹ 为 5 μm 、几何标准差为 2.5 时[133]）。例如，在伴有天然存在的放射性物质的工业活动中，气载粉尘的 AMAD 典型值在 1—20 μm 范围内。参考文献[14]规定了 AMAD 为 1 μm （除 AMAD 为 5 μm 以外）的剂量系数。对于 1 μm 和 5 μm 以外的 AMADs，应当根据 ICRP 的呼吸道模型确定、并计算适当的剂量系数。

7.215. 为了正确解释放射性核素的摄入量和随后的剂量评定，在需要粒径分布资料的情况下，应当使用多级撞击采样器测量气载粒径分布。空气样品测量至少应当包括气载粒子中可吸入份额的浓度测量。

¹⁹ AMAD 是空气动力学直径，按照这个直径，给定气溶胶中 50% 的空气活度与小于 AMAD 的粒子有关，其余 50% 的活度与大于 AMAD 的粒子有关。在内照射剂量测量中，AMAD 被用作代表整个气溶胶的空气动力学直径的单一“平均值”。用于粒径通常大于 0.5 μm 的粒子，其沉积主要取决于惯性碰撞和沉降。

7.216. 还需要更加具体的、关于物质在吸入或食入后在体液中吸收类别的资料（这类评价见参考文献[110]）。

7.217. 在伴有天然存在的放射性物质的工业活动中，工作人员可能由于吸入含有 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系放射性核素的气载粉尘粒子而受到内照射。这些放射性核素通常包容在非放射性元素及其化合物的基质中，在这种情况下，这些基质决定了粒子的溶解性。因此，对于被包容的放射性核素，选择与矿物基质溶解度相对应的单一肺吸收类别是适当的[103]。在工业上，许多类型的天然存在的放射性物质是耐腐蚀的，如金属矿石、矿砂和富镭结垢等；但活性最高的化学侵蚀除外。因此，对于这种物质中粉尘粒子所包容的放射性核素，应当假设为肺吸收类别 S。

7.218. 由于照射后对粒子特性进行回顾性测量可能是困难的，因此在制定工作人员监测大纲时，应当考虑预先获得特定物质的具体资料。对工作场所中空气和表面污染样品进行分析，也有助于解释生物检测测量结果；例如，在直接测量肺中 ^{241}Am 的时候，通过测量 ^{241}Am 对 $^{239+240}\text{Pu}$ 的比值，可以评定钚的摄入量或被吸入粒子的溶解度[134、135]。

7.219. 在某些工作场所，摄入量是通过测量空气中粉尘质量浓度确定的。²⁰ 在这种情况下，摄入量的计算需要知道空气中粉尘粒子的活度浓度（活度每单位质量）。有些时候，可以假设气载粉尘粒子的成分就是加工材料的成分，进而假设其每单位质量活度就是加工材料的每单位质量活度。或者，可能需要对粉尘粒子进行化学分析、确定其成分，或者需要通过辐射测量分析直接确定粉尘粒子的活度浓度（活度每单位质量）。

7.220. 个体之间的差异，甚至同一个人每日排泄率的差异，往往比参考生物动力学模型与专门为特定个体开发的模型之间的差异更为显著。为了减少这种差异，排泄物样品的收集周期应当足够长（例如，尿 24 h，粪便 72 h）。

7.221. 在常规情况下使用特定个人的模拟参数（例如全身性生物动力学模型的转移率）应当是罕见的。如果对体内生物动力学或对模型的其他解剖学特征进行修改，则不能使用 ICRP 计算组织或器官的当量剂量或待积有效剂量所用的参数值，因为这些参数值依据的是参考人或参考工作人员（如参考文献[16]中定义的）。

²⁰ 在伴有天然存在放射性物质的工业活动中，为了工业卫生目的，往往监测空气中粉尘的质量浓度。

7.222. 在使用利尿剂、泻药或阻断剂或螯合剂等阻止放射性核素吸收或促排的干预技术后，以及通过伤口部位去污或外科介入后，应当特别注意对生物检测测量结果的解释。这些技术影响和改变了摄入的放射性核素的生物动力学行为，从而使得根据生物检测测量值估算摄入量和剂量的标准化模拟方法不再能使用。

7.223. 在这种情况下，应当采用替代方法，例如，放弃在假设由于治疗而使排泄率受到影响的期间内收集的排泄物样品数据，或者是为了考虑治疗效果而改进标准模型。参考文献[136—144]给出了在意外摄入锶系元素的情况下使用螯合剂 Ca-DTPA 后进行分析的实例。出于剂量评定目的，生物检测测量需要在使用 Ca-DTPA 处理后、直到放射性核素在尿样中的排泄稳定为止的一段时间内进行。

剂量评定的不确定度

7.224. ICRP 开发的用于描述放射性核素在体内的行为、进而评定摄入量的模型，为剂量评定提供了最新的可利用方法，然而剂量估算值的可靠性取决于模型的准确度，还取决模型在特定情况下适用的局限性。

7.225. 尤其是了解放射性核素摄入体内的时刻、了解是急性摄入还是慢性摄入，对于可靠地估算剂量至关重要。参考文献[145、146]认为：

- (a) 摄入发生在监测期的中点的假设，可能有高估真实摄入量的倾向。
- (b) 在整个监测期内摄入量是恒定的慢性的假设，会产生真实摄入量的无偏估计值，只要测量值和排泄函数是准确已知的或至少是无偏的。

7.226. 剂量评定过程中不确定度的另一个来源，是对进入人体的放射性核素的摄入途径和物理化学特性的认识。对于吸入的放射性核素，粒径对于在呼吸系统中沉积的影响特别重要，而对于食入的放射性核素，肠道吸收因子 f_1 可以对待积有效剂量有很大影响。对于照射处于剂量限值范围内情况下的常规监测，第 GSR Part 3 号[2]中规定的默认参数足以评定摄入量。对于接近或超过剂量限值的照射，可能需要并应当获得关于摄入物质的物理和化学形态及个人特征的更具体资料，以便提高模型预测的准确度。

7.227. 剂量评定所用模型的不确定度来源如下：

- (a) 生物动力学模型的结构。
- (b) 建模使用的人体生物动力学数据。
- (c) 生物动力学数据从动物到人的外推（物种间外推）。
- (d) 基于接近的生理学相似性，生物动力学数据从一个化学元素到一个化学类似物的外推（元素间外推）。
- (e) 群体差异。
- (f) 为了评定被吸收的放射性核素发射的辐射在靶区内沉积的剂量，所用计算模型的物理学和解剖学参数如下：
 - (i) 发射的辐射能量和强度；
 - (ii) 发射的辐射在组织中的相互作用系数；
 - (iii) 体内组织的元素组成；
 - (iv) 体内靶器官的体积、形状和密度；
 - (v) 体内器官间的空间关系。

应急照射评定

7.228. 事故受照工作人员的高水平照射可能与核或放射应急有关，例如核电厂应急、临界事故[147]、工业辐照设施应急或放射源丢失或被盗的应急。这种照射的评定可以首先使用个人和工作场所监测仪的数据，但也可以使用其他更复杂和更专业的回顾性剂量学技术，如参考文献[32]中讨论的染色体畸变分析、电子自旋共振（ESR）、事故模拟和计算机建模。（另见第 7.239 至 7.243 段）。

7.229. 在应急工作人员所受的个人剂量可能大大超过正常工作条件下预期的剂量、并可能接近第 GSR Part 3 号[2]表 IV.1 和第 GSR Part 7 号[30]表 II.1 中规定为急性剂量水平的严重确定性效应阈值的情况下，应当对剂量计的能力以及评定 RBE 加权器官剂量所必需的测量和计算方法的适用，给予特别注意[32]（见第 2.33 段）。

外照射

7.230. 个人剂量计的选择既取决于辐射类型，也取决于确定组织或器官 T 中 RBE 加权吸收剂量 AD_T 所必需的资料。可以使用下述类型的剂量计：

- (a) 光子剂量计和中子剂量计：给出评价红骨髓和肺等组织和器官中 AD_T 所需的个人剂量当量 $H_p(10)$ 的信息。
- (b) 眼晶体剂量计：给出 β -光子辐射的 $H_p(3)$ 信息。由于这种眼晶体剂量计还不能被广泛利用，因此有必要首先使用 $H_p(10)$ 作为估算事故照射情况下眼晶体剂量的出发点，但是对于工业射线探伤的事故，这种方法可能低估对眼晶体的剂量。
- (c) 肢端剂量计：提供深度 0.4 mm 的皮肤剂量信息，用于评价 β -光子辐射（和预期临界情况下的中子）在手掌和脚底真皮中的 AD_T 。

7.231. 形成严重确定性效应的中子 RBE（值为 3）与中子的辐射权重因数 w_R （对几乎所有中子谱约为 12）之间存在差异，所以在使用中子照射个人监测来评价某些组织和器官中的 AD_T 时应当特别谨慎，这一点在参考文献[32]中已经讨论。

7.232. 对于应急情况下的肢端特别是手部的剂量测量，使用简单的单元件剂量计应当是充分的。为获得测量低能 β 辐射的最佳准确度，应当将探测器做薄，并用厚度足以评定 40 mg/cm^2 （或 0.4 mm）标称深度剂量的组织替代物过滤（见第 7.230(c)段）。然而，如果得不到这种剂量计，则可以使用 $H_p(0.07)$ 或 $H_p(10)$ 剂量计作为合适的替代方法。

7.233. 为了避免使用额外的特殊事故剂量计，常规个人剂量计应当能够提供来自至少 10 Gy 光子的关于 $H_p(10)$ 的信息[148]。应当认识到，某些剂量计如胶片剂量计可能不能够在所有能量都做到这一点。

7.234. 佩戴报警（警示）剂量计（或剂量率计）可以有效防止严重照射，有助于显著减少事故情况下所致的剂量。报警剂量计不需要非常精确，但应当非常可靠，特别是在高剂量率场。

7.235. 参考文献[148]提供了涉及易裂变材料的临界事故情况下的剂量测量资料。

内照射

7.236. 图 5 描绘了应急情况下内照射剂量评定的概念框架。

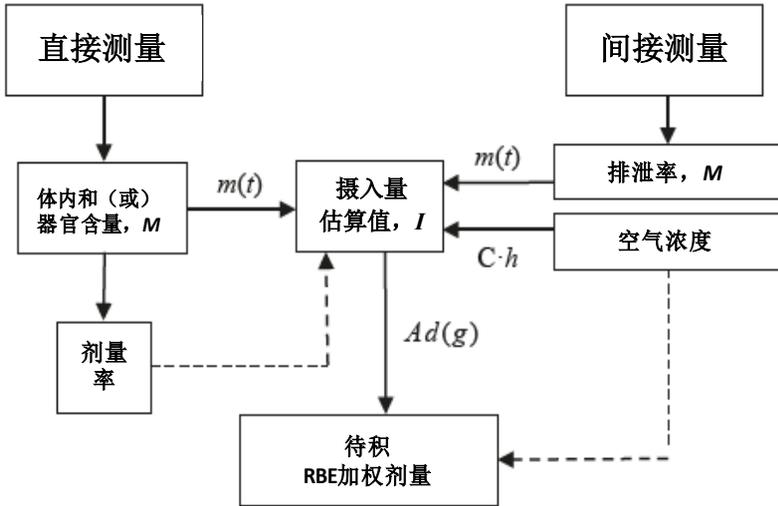


图 5. 根据应急监测的测量值评定内照射剂量的一般模式。

7.237. 为了导出待积 RBE 加权剂量的值,用摄入量乘以适当的剂量系数(单位摄入量的 RBE 加权剂量), 对与放射性核素 j 的摄入, 食入剂量系数为 $(Ad(g)_{T_j,ing})$, 吸入剂量系数为 $(Ad(g)_{T_j,inh})$ 。应当将急性摄入后 30 d 期间的待积 RBE 加权剂量作为严重确定性效应发生概率的指标。如果将剂量系数 $Ad(g)_{T_j}$ 直接应用于测量值 M_j , 而不是应用于推断的摄入量, 则待积剂量则可能被严重低估。参考文献[32]附录 XII 给出了工作人员因吸入和食入所致急性摄入某些放射性核素后的滞留率和排泄率 $m(t)_j$ 的推荐值。在摄入放射性核素混合物的情况下, 单独对每一种放射性核素进行摄入量的评定, 再乘以各自的剂量系数。对摄入不同放射性核素在组织或器官中所致的待积 RBE 加权剂量可以作出总结。参考文献[149]表 18 和 19 给出了工作人员通过吸入和食入途径急性摄入后 30 d 期间的待积 RBE 加权剂量的系数值。

7.238. 在同时存在事故内照射和外照射的情况下, 应当根据参考文献[149]中给出的事故受照工作人员的照射史, 评估严重确定性效应发生的危险。

7.239. 在事故发生后很久，将回顾性剂量测量技术应用于从受照个人采集的生物样品、受照个人的私人物品或事故现场存在的其他物品，能够获得关于事故内照射或外照射的更多信息。参考文献[33、150、151]对这些技术进行了综述和说明，在本“安全导则”的附件中对这些技术做了总结。

7.240. 根据被测量信号随时间的稳定性，回顾性剂量测量技术的选择，首先决定于辐射发射体的类型和事故后经过的时间。早熟凝聚染色体断片技术、 γ -H2AX 检测以及血细胞计数或血清蛋白变化的评估，应当仅在照射后几小时内使用。

7.241. 由于信号衰退速率很快，聚合物、头发和指甲的发光测量仅在照射后几天内有效。对于玻璃、电子元件（如移动电话中的电子元件）和存储器芯片（如现金卡和信用卡的芯片）等加工材料，可以观察到信号衰退稍慢，这些材料可在照射后多达几周内用于剂量重建。

7.242. 在照射后几周甚至几年，都可以成功地采用细胞中双着丝粒染色体、微核、易位或突变的检测，及采用牙釉质中的电子顺磁共振测量、活性钙测量或从砖块或其他烧制建筑材料中提取的石英发光信号的测量。生物剂量测量方法可能不适用于小于 50—100 mSv 的低剂量照射。

7.243. 个人剂量回顾性估算中使用了各种各样的数值法。其中大多数是基于蒙特卡罗辐射输运程序，这些程序根据放射源及其在环境中的位置或分布的已知的（测量的）或估计的信息，模拟辐射在组织中的运输和沉积。

皮肤污染

7.244. 皮肤污染会导致外照射，有时候甚至导致内照射，这与涉及的放射性核素、存在的化学形态和活度浓度有关。

主要目的

7.245. 对皮肤照射和污染进行监测和评定的主要目的概括如下：

- (a) 为确认遵守剂量限值，特别是因此而确保避免确定性效应；
- (b) 在过量照射的情况下，启动和（或）支持任何适当的体检和干预措施。

一般考虑

强贯穿辐射

7.246. 对于强贯穿辐射，限制有效剂量通常可以提供对皮肤随机效应的足够防护。涉及热粒子的情况除外（见第 7.247 段），不必要进一步考虑皮肤监测。

7.247. 可能会出现热粒子照射的情况。这样可能导致来自直径 1 mm 以下的离散辐射源的空间不均匀照射。虽然遵守剂量限值是主要的目标，但 ICRP 指出，急性溃疡是一个需要预防的特定终点[152]。这意味着在深度 10—15 mg/cm² (0.10—0.15 mm) 测量的、在 1 cm² 皮肤面积上、在几小时内授予的平均剂量应当限制在 1 Sv。在工作场所的周围辐射场中探测热粒子可能是困难的，因为来自粒子的辐射是非常局部的。应当重视的是识别和控制可能产生这种热粒子的操作。

弱贯穿辐射

7.248. 对于弱贯穿辐射，按照 1 cm² 最强照射面积平均，皮肤的当量剂量一年内限制为 500 mSv（第 GSR Part 3 号[2]—览 III）。标称测量深度为 7 mg/cm² (0.07 mm)。

皮肤污染监测

7.249. 皮肤污染是不均匀的，易于发生在身体的某些部位，特别是手部。出于常规管理的目的，将污染按约 100 cm² 的面积平均是适当的。因此，对皮肤污染的常规监测，应当基于 100 cm² 面积上的平均当量剂量给予解释。在大多数皮肤污染监测中，将读数与导出限值进行比较，在可行的情况下减少污染。导出限值应当是被认为能够引起与相关剂量限值相等的照射水平（通常以贝克每平方米表示）。导出限值的制定通常考虑了所有潜在照射途径（不仅是皮肤照射）。如果没有超过这些次级限值，不进行当量剂量的常规评定。然而，有时候污染持续存在或初始时非常高，因此必须进行当量剂量估算。在这种情况下，剂量应当按含污染在内的 1 cm² 的面积来平均。这些估算值往往极不精确，特别是在污染物的辐射可能被皮肤表层以下吸收的情况下。两个数量级的不确定度是常见的。因此，这些估算被视为定性过程，与外照射辐射的常规监测分别考虑。然而，如果当量剂量的估算值超过相应剂量限值的十分之一，则应当将其列入相关人员的个人记录。部分污染也可能转移到体内引起内照射。

7.250. 参考文献[153—155]讨论了表面污染监测仪的校准。参考文献[156, 157]讨论了污染监测仪的型式试验。

职业照射记录

7.251. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.105 段指出：

“职业照射记录必须包括：

- (a) 关于工作人员受职业照射工作的一般性质的资料；
- (b) 关于剂量评定、照射量和达到或超过监管机构规定的相关记录水平的摄入量以及剂量评定所依据的数据的资料；
- (c) 当一个工作人员在受雇于不止一个雇主的情况下受到或已受到照射时，关于每个雇主雇用的日期和在每一次雇用时所受的剂量、暴露量和摄入量的资料；
- (d) 对在应急情况时采取的行动所致或事故或其他事件所致剂量、暴露量和摄入量做出的任何评定的记录，这项工作必须与正常工作条件下所致剂量、暴露量和摄入量的评定区别开来，并且必须包括提及任何相关调查的报告。”

7.252. 记录保存除了用于证明遵守法律要求外，还可用于以下其他目的：

- (a) 证明最优化过程的有效性；
- (b) 为编制剂量分布提供数据；
- (c) 评价照射趋势，从而为评价辐射防护大纲提供必要的资料；
- (d) 制订有效的监测程序和大纲；
- (e) 为新的医疗程序和方案提供照射数据；
- (f) 为流行病学和其他研究提供数据；
- (g) 为诉讼相关目的或为工作人员赔偿诉求提供必要资料，这些资料可能在实际照射或声明照射后数年提供。

个人监测的记录保存

7.253. 个人职业照射记录应当仅与相关工作人员相关。

7.254. 剂量记录应当保持数据字段的一致性，以便能够在以后的任何时候重建结果。剂量记录应当与其他必要的记录相协调（例如，应当与工作场所监测数据相链接）。

7.255. 每个监测期的记录应当包括如下内容：

- (a) 个人和活动的唯一性标识。
- (b) 前几个监测期的（即一年期的，如果适当 5 年期的）剂量资料。
- (c) 外照射剂量评定的结果和评定方法，根据情况包括：
 - (i) 强贯穿辐射照射所致个人剂量当量， $H_p(10)$ ；
 - (ii) 弱贯穿辐射照射所致个人剂量当量， $H_p(0.07)$ ；
 - (iii) 其他剂量值，例如从肢端剂量计导出的 $H_p(0.07)$ ，眼晶体用的 $H_p(3)$ ，使用多个剂量计情况下的剂量值（例如，在使用铅裙时使用双剂量计的情形）和模拟计算的剂量估算值（例如，空勤人员由于宇宙辐射照射受到的剂量）。
- (d) 内照射剂量的评定结果和评定方法，包括：
 - (i) 待积有效剂量 $E(50)$ ；
 - (ii) 被测量的值（如滞留值或日排泄值）和评定所用模型的详细情况，包括全身计数、胸部计数和（或）甲状腺计数的结果及评定的待积有效剂量；
 - (iii) 在适当情况下（例如在过量照射情况下），受到最大照射的组织的待积当量剂量 $H_T(50)$ 。
- (e) 代替缺失值、人为数据或代用数据的名义剂量，例如在剂量计或样品丢失或损坏的情况下（见第 7.258 段）。

7.256. 在评价个人剂量计的读数时，实质上不可能区分光子辐射和 β 辐射。因此，试图鉴别（和报告） $H_p(0.07)$ 的成分是来自 β 辐射还是 γ 辐射是不可行的。然而，由于不同类型的高传能线密度辐射有着不同的质因数，所以应当单独记录中子剂量。在确定总个人剂量当量时，不要忘记将光子照射、中子照射和 β 照射的剂量合计在内。

7.257. 应当将个人监测的记录水平正式定义为如下的有效剂量（或当量剂量）或摄入量水平：高于这个水平，监测大纲的结果足以重要到要求将测量值或计算值输入到剂量记录中。在记录中可以将其他结果一般地描述为没有被记录的结果都在记录水平以下。即使在这种情况下，对已经进行的测量也应当加以记录。这样做的最好方法是在记录中输入零。在这种情况下，应当明确“零输入”指的是剂量低于记录水平。

7.258. 在某些情况下，在辐射工作人员接受（或应当接受）监测期间，也许不能进行剂量评定。当剂量计被损坏、丢失或受照时，或当记录的剂量经调查被宣布无效时，这样的情况就会发生。在这种情况下，记录保存制度应当规定，引入由监管机构或由被授权人员估算或评定的名义剂量。在剂量记录中同样应当标明名义剂量，使得与根据被批准的监测服务部门的剂量测量结果所评定的剂量区分开来。如果没有提供评定的或估算的剂量，则应当将记录值留为空白，区别于低于记录水平的剂量（记录为零剂量）。

7.259. 对于需要使用肢端剂量计（包括作为眼晶体剂量计的使用）的个人，应当对佩戴肢端剂量计期间的每个肢端的照射（或眼晶体的照射）分别保存记录。

7.260. 内照射监测大纲中产生的典型记录，包括直接相关数据和支持文件两个部分。记录应当确保测量和剂量评定的溯源性。直接相关的信息包括：

- (a) 样品数据，如收集日期和时间以及管理链的证据；
- (b) 测量设备给出的原始数据、测量用的技术（直接或间接技术）和特定能量区间的计数率；
- (c) 本底水平测量及计数器的标准和校准数据；
- (d) 计算结果，如体内活度含量或日排泄率及统计分析；
- (e) 计算的摄入量估算值和所用的生物动力学模型；
- (f) 估算的待积有效剂量和使用的剂量换算系数。

7.261. 个人剂量记录应当包括所有评定的当量剂量或摄入量。在即使无法估算照射剂量的情况下，也应当包括异常事件的所有详细情况。应当保存与目的、监测方法及数据分析和解释所用模型相关的记录。这些记录是未来解释剂量记录时需要的。为了在未来解释剂量记录，应当确保测量的溯源性和剂量评定的溯源性。

7.262. 在事故情况下或潜在摄入量可能接近或高于监管限值的情况下，应当将中间结果输入到照射记录中，以便采取适当的管理措施和其他措施。结果应当包括测量结果、基于适当生物动力学模型的摄入量估算值及基于相应剂量系数的待积有效剂量估算值。在适当情况下，可以对后续监测和工作场所限制提出建议。作为任何附加资料的联络窗口，应当明确指出报告的资料源。

7.263. 应当报告测量值和计算值的不确定度。作为一种替代办法，剂量服务机构可以发布小册子或报告，展现与测量程序及其特性（局限性）有关的具体资料，包括不确定度在内。

7.264. 关于剂量记录的保密性、可利用性和完整性：

- (a) 应当限制接触那些处理和存储个人资料的设施、文件、档案、计算机和服务器。
- (b) 资料的流通应当是安全可靠的，特别是在利用电子信息网络的情况下。
- (c) 应当有备份剂量记录的程序和对备份文件同等的安保措施。
- (d) 在使用主动式个人剂量计和相关软件时，应当采取同样的安保措施。
- (e) 对于不再需要保存的、载有保密资料的文件或其他载体，应当作出销毁规定。
- (f) 为了保持数据的完整性，应当保护记录的数据、防止未经授权的或无意的更改。

7.265. 应当考虑建立国家剂量登记系统，作为收集和维持剂量记录的中心机构。国家剂量登记系统的资料存储，应当使得工作人员在工作期间和退休之后能够检索职业照射剂量资料。将资料长期存储在国家剂量登记系统也有以下目的：

- (a) 在注册者或许可证持有者停止在有关国家的活动的情况下，防止个人剂量数据丢失。
- (b) 定期分析收集的所有职业照射数据，便于表征国家水平的职业照射情况。

工作场所监测的记录保存

7.266. 应当记录以下信息：

- (a) 证明遵守规定；
- (b) 识别工作环境的明显变化；
- (c) 包括辐射调查的详情（日期、时间、场所、辐射水平、使用仪器、调查人员和其他意见）；
- (d) 包括收到的关于对遵守标准有不利影响的工作场所的报告；
- (e) 详细记述采取的任何适当行动。

7.267. 应当保存关于记载控制区和监督区名称和位置的记录。还应当保存关于辐射调查的记录，包括日期、时间和场所、测量的辐射水平及与测量有关的任何意见。记录中应当标明使用的仪器和实施调查的人员。即使工作场所监测的数据没有被用于剂量评定，但为了以后核实工作场所的条件，也应当保存这些数据。

7.268. 监测设备校准的适当记录应当包括对以下事项的识别：

- (a) 设备；
- (b) 设备在其操作范围内、对应当监测的辐射类型的校准准确度；
- (c) 试验日期；
- (d) 使用的校准标准；
- (e) 校准频度；
- (f) 指导试验的合格人员的姓名和签名。

记录保留期

7.269. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.104 段指出：

“必须保存每个工作人员的职业照射记录，保存期为工作人员的整个工作年限以及工作年限之后至少到该前工作人员达到 75 岁或可能达到 75 岁，以及工作人员受职业照射的工作终止后至少 30 年。”

7.270. 对于个人照射记录，保存期应当解释为不仅适用于保存工作人员的职业照射记录，而且适用于保存为确定这种职业照射所使用的个人监测设备校准的记录。

7.271. 监管机构应当决定，出于监管目的，职业照射记录的哪些部分应当由管理部门保存，并且规定这些记录中每个部分的保存期。

7.272. 对于工作场所监测的记录和工作场所监测仪器校准的记录，建议一般保留 5 年。然而，工作场所监测的记录，例如特定辐射调查的完整细节，很多本质上都是暂时的，只与既定审核期的长度有关，可能没有必要长期保存。其他记录可能与决定工作场所的规格有关，而且可能与工作场所的使用寿命有关。例如，关于设立指定区的记录，只要这个区存在就应当保留下去。

7.273. 第 7.269 和 7.272 段规定的保存期，反映监管机构对记录保存提出的最低要求。例如，管理层可以选择保存与具体操作有关的、在未来的防护最优化中可能用到的更详细记录。这种操作也许包括维护或改造活动。

8. 技术服务提供商的管理体系

一般考虑

8.1. 防护和安全的任何技术服务提供商，都应当通过一定的程序获得资质。技术服务提供商提供的服务可以分为两类：

- (a) 咨询和维护服务，其中包括：
 - (i) 辐射安全咨询；
 - (ii) 屏蔽计算；
 - (iii) 为剂量评定、包容和通风建模；

- (iv) 维护服务，包括内部运行及与外部组织的合同服务；
 - (v) 去污服务，例如设备和管道的去污。
- (b) 校准、试验和检测服务，包括：
- (i) 监测服务，包括个人监测、工作场所监测和环境监测；
 - (ii) 监测装置和辐射源的校准和校准验证服务。

8.2. 应当按照活动范围，对辐射防护和安全服务提供商的管理体系予以分级。服务提供商应当将其管理体系编制成文件，其中可能包括策略、过程和程序及说明。应当在确保服务质量的基础上将管理体系编制成文件。

8.3. 服务提供商的管理体系应当包括在永久设施、在离开永久设施的场所或在相关临时或移动设施进行的工作。

8.4. 对于在活动中使用辐射的所有服务提供商，防护和安全都应当具有至关重要的意义。使用辐射的服务提供商的管理体系应当满足原子能机构所有相关安全标准的要求和建议[5、6]。

8.5. 如果服务提供商是某大型组织的一个部门，则该组织的安排应当使得组织中可能有利益冲突的部门，如生产部门、市场营销部门或财务部门，不对服务提供商遵守管理体系要求的能力构成负面影响。

8.6. 服务提供商，如果希望被认可为第三方组织，则应当能够证明自身是公正的，并且证明自身及下属工作人员不受任何可能损害其技术判断的不正当的商业压力、财政压力或其他压力。第三方组织不应当从事可能危及信任自身判断的独立性和服务的完整性的任何活动。

8.7. 像在许多国家一样，要证明是否履行上述要求，应当通过第三方审计或通过国际上接受的管理标准如参考文献[90]的认证来实现。服务提供商的责任是实施自己的活动，满足客户的需求。

安全文化

8.8. 对于服务提供商，应当按照以下方式确立安全文化：

- (a) 在组织内推动对相关安全标准的了解；
- (b) 对所用程序进行风险分析；

- (c) 制定适当的规则和程序、遵守监管要求、将风险保持到最低；
- (d) 对相关规则和程序的实施和有效性进行定期评价；
- (e) 聘用相关管理人员和工作人员；
- (f) 遵守培训大纲定，定期培训工作人员，使他们正确遵守规则和程序；
- (g) 与受过培训的工作人员讨论既定的培训大纲；
- (h) 定期更新培训大纲，参照法律和监管机构的要求调整培训大纲，确认大纲的有效性；
- (i) 传播和推广关于事故和其他事件的知识，从它们的发生和再发生中汲取教训，提高安全文化；
- (j) 通过激励制度鼓励工作人员提出安全相关建议。

在管理体系要求的应用中使用分级法

8.9. 服务提供商通常采用的分级法，是根据过程对最终产品质量的影响，在每一过程中识别对产品或服务适用的管理上的任何差异。

8.10. 按照采用的分级法，还应当考虑组织的规模和职能。小规模组织没有人员能够以单独的编制履行所有的职能。然而，为了实现这里给出的业绩效果，至关重要是履行后述功能：促进安全文化、保证独立性、保存文件和记录。

管理体系的文件

8.11. 只要采用适当的管理体系，则文件²¹可以采用组织内部使用的任何媒体形式。

8.12. 管理体系的文件通常包含在质量手册中，包括或参照附属文件，内容包括：

- (a) 管理体系的说明。
- (b) 管理文件，例如与第 8.49—8.70 段包括的某些主题有关的文件。
- (c) 详细的工作流程和职位描述。

²¹ 文件可以包括：政策、程序、指令、准则和图纸（或其他媒体中的说明）、培训材料；以及描述过程、规定要求、制定产品规格的任何其他文本。

- (d) 其他技术文件和数据，包括：
 - (i) 放射性核素数据库和技术数据库；
 - (ii) 装置和软件操作手册；
 - (iii) 试剂数据表；
 - (iv) 监管机构或其他相关主管部门的要求（在法律和法规中规定的）；
 - (v) 管理和技术标准。

8.13. 附属技术文件通常是不在服务提供商影响范围内的外部文件。然而，对这些文件和数据也应当加以管理。

8.14. 描述组织内部如何管理文件的程序，应当包括对有效文件的定期审核，确定是否需要更新（修订）。

管理层的责任

管理承诺

8.15. 高级管理层²²应当签署“管理承诺”文件，以便确认管理层的职责：满足建立管理体系的要求、提供必要资源、保证对体系的必要审核和修正，确定治理这种体系的组织方针和目标。“管理承诺”文件一旦发布，就应当使工作人员知晓。这里的“必要资源”，可以包括为实现组织目标所必须的工作人员、基础设施、工作环境、资料、物资供应和合作伙伴、自然资源和财政资源等。

客户满意度

8.16. 对于提供防护和安全的技术服务组织，利益相关方²³一般是客户、职员、监管机构、供应商、公众和业主。其中，客户是最重要的。一般只要遵守现行法律、规则和法规，其他利益相关方的利益就可以得到满足。

²² 高级管理层是指对组织进行指导、管理和评估的人员或团体。使用了许多不同的术语，例如，首席执行官、总经理、执行团队、工厂经理、最高管理人员、主要监管人员、执行经理和实验室主任。

²³ 在这里，利益相关方是指在组织、业务或系统的效能上有利益的个人、团体、公司或其他实体。能够影响事件的人，也就是对他们的观点必须被考虑的人，从这个意义上讲，可能会成为实际的利益相关方。一般的利益相关方一般包括：用户；业主和营运单位；雇员；供应商；合作伙伴；工会；受监管行业和专业人员；科学团体；负责核能事务的政府机构和监管机构（地方的、区域的和国家的）；媒体；公众（个人、社团和利益集团）；和其他国家，特别是已经缔结协议、交流可能有跨境影响信息的相邻国家，或参与某些技术或材料进出口的国家。

8.17. 应当制定用于识别和记载履行合同服务要求的程序。这里应当包括识别：

- (a) 客户要求；
- (b) 相关法律法规要求；
- (c) 必要的组织资源；
- (d) 与客户沟通的要求。

8.18. 组织应当确保考虑客户的反应。应当收集和评价反馈意见，包括有利的和不利的反应。为此，管理层应当在管理体系下建立一个用于评定和分析所有客户反应的监测过程。其结果应当有利于本组织采取继续改进有效性和安全的措施。

8.19. 组织应当编制说明如何保护客户秘密的程序，同时承认并同意向监管机构提出任何违反监管要求或限值如超过个人剂量限值的合法要求。

组织方针

8.20. 服务提供商一般只有一项组织方针。这种方针应当是简单（简明）的，易于被本组织所有成员（员工）理解的。服务提供商的组织方针应当为解决以下问题的行动给予简要说明：

- (a) 确定并维护客户满意度的预期水平；
- (b) 识别需要继续改进的机会；
- (c) 确保承诺提供完成任务的必要资源；
- (d) 确保供应商和合作伙伴的作用（确认供应商和合作伙伴能够提供满足既定质量标准的物品和服务）；
- (e) 确保承诺在提供服务时采用专业的良好的实践；
- (f) 承诺确保参与施行服务的人员具备能力（资质）；
- (g) 承诺满足相关标准的要求；
- (h) 在适当情况下，确保对防护、安全、健康、质量、环境、安保、社会和经济方面的必要关注。

8.21. 组织方针一旦确定，就应当转化为若干可以测量的目标。在管理审核期间，应当对这些目标的实现进行核实。同样，在管理审核期间应当评价这些方针对现有管理体系是否适当。

计划

8.22. 应当通过制定计划来为组织提供一系列明确定义的目标。意味着应当在组织的各个级别上制定一系列的目的或目标。这些目标应当在计划过程期间确定，并与组织的方针保持一致。在技术层面上，目标应当是可以定量的。

8.23. 在确定适当的目标时，应当考虑关于内部审计报告、过程审核和客户反馈等信息源。例如，试验实验室的最初目标可能是向客户提供满足某些测试性能标准的结果。随着时间的推移，如果组织不断地证明能够满足这些标准，则其他因素，如通过较短的测试周转时间来提高客户满意度，可能会成为组织的新目标。因此，应当在考虑到众多相关因素后确定目标，包括组织现在和未来的需求、目标市场的需求和监管要求。

8.24. 为了确保计划过程以既定目标为中心，计划活动应当系统化，而且应当编制成文件。高级管理层应当负责确保提供足够资源、满足既定目标。

管理体系的职责和权限

8.25. 在一个提供防护和安全技术服务的组织中，通常是由最高管理者任命一名人员担任管理体系的管理者。该管理者应当对被指定执行的任务具有适当的经验，并有书面文件指定的权限从事下列工作：

- (a) 建立和运营管理体系，包括实施计划的活动，确保遵守相关标准、协调程序和文件、审核运营活动、识别并向管理层报告任何不合规（即不满足要求）的情况、开展工作人员关于管理体系认识的培训；
- (b) 就监管机构或认证机构要求的质量问题进行沟通；
- (c) 就与管理体系有关的问题与高级管理层随时直接沟通；
- (d) 担任报告质量问题和改进提案的中心；
- (e) 中止任何未按照既定程序进行的工作；
- (f) 对管理体系进行定期（通常是年度）审核。

过程的实施

资源的提供

8.26. 资源是过程实施中所必需的要素。包括工作人员、设备和用品、资料、实体设施、基础设施服务、具备适当条件的工作场所和货币资金。

人力资源

8.27. 在考虑人力资源时，应当考虑人员配备水平、教育、培训、经验、资质和定期业绩审核等问题。可用的人力资源应当足以满足对工作人员的预定要求。

基础设施和工作环境

8.28. 应当审核并确定每个过程对基础设施的要求，确定成功实现既定目标所需的资源。对于在工作场所环境可能影响结果质量的校准和试验实验室，监管机构可以施加补充要求，例如使特别部门介入校准服务，确保对设备的正确认证和校准。

8.29. 应当确定对监测和测量设备的管理过程，建立有效的方式，确保在高置信度下，这些设备产生的数据在预先规定的条件下是准确的，因为这些数据将被用作报告的结果、结论和解释的基础。监测和测量设备包括用于实施测量和调查的仪器、软件和校准标准。

8.30. 通过这个过程，应当确认这些设备是适合拟定用途的，在规定的性能限度内是经过功能试验、校准和验证的。而且应当对设备提供实体保护，目的在于消除潜在的过程错误。

8.31. 对于收集数据并根据这些数据进行计算所用的软件，在使用前应当进行验证，防止未经授权的改动。在对计算机的基本操作系统或网络控制参数作出任何更改后，或在发生影响应用软件功能的任何活动后，应当对软件功能进行验证。为了能够访问特定版本的软件生成的早期记录，应当考虑需要保留（保存）不同的软件版本。

8.32. 其他监管机构制定的附加要求，可能关系到工作场所和相关设施的一般防护和安全、个人隐私和数据机密的保护及记录在电子介质中的备份。

8.33. 关于工作环境，应当考虑如何最好地将人为因素和物理因素与实现提高组织业绩的目标结合起来。

过程开发

8.34. 提供防护和安全技术服务的组织，其产品是使用既定的过程来提供自身的服务。对于开发新过程、提供新服务（产品），要进行认真规划。

8.35. 提供技术服务组织的管理层，应当指定一名技术项目负责人，负责制定新的过程计划。项目负责人的任务，是应用技术知识和经验及相关技术服务所需产品条件的知识，制定新的过程计划。

8.36. 在计划安排中还应当考虑，必须确保正确一致地使用国际单位制（SI），使任何测量结果可以溯源到适当的标准，同时确保提供这些测量结果的不确定度资料。

过程管理

8.37. 在提供防护和安全技术服务的组织中，一般有两种类型的过程：

- (a) 管理体系的过程（管理过程和关键过程）；
- (b) 提供组织服务和产品的过程（技术过程和核心过程）。

8.38. 在监测过程业绩、确保过程有效性并提供客户满意度时，服务组织应当审核以下内容：

- (a) 及时性；
- (b) 能力（满足相关要求的能力）；
- (c) 效率（给过程配备的资源及既要削减资源又不以质量和遵守监管要求为代价的可能性）。

8.39. 在过程进展期间，可以通过不同类型的监测获得数据。通过适当的分析手段，可将这些数据作为组织内决策的依据。将统计方法应用于原始数据，特别有助于确定人员和仪器在业绩上的改进与恶化趋势。这样可以有机会及早采取行动防止不合规现象发生。将类似的统计技术应用于客户满意度监测、资源经济和供应商业绩也是有用的。

产品管理

8.40. 在提供防护和安全服务的组织中，一般通过控制生产（即提供服务）过程来管理产品。

8.41. 在组织的过程中，应当包括用以确保提交的产品或服务满足客户要求 and 期望的任何必要措施：

(a) 对于咨询服务，措施如下：

- (i) 使用其他算法进行附加计算；
- (ii) 核实数据输入；
- (iii) 对照过去的经验，比较结果。

(b) 对于测量和校准服务，措施如下：

- (i) 重复试验（可使用不同的分析仪器完成）；
- (ii) 核实使用的空白样品或测试样品；
- (iii) 对结果的合理性测试（应用专家的知识进行）。

应当将这些结果作为生产管理过程的证明记录下来。

8.42. 应当对产品的识别、存储、操作、保护和交付的条件作出规定，确保产品或产品部件的合规程度。

8.43. 此外，当产品只有在交付后才能得到充分验证时，对产品有贡献的每一个过程都应当接受验证，应当对所用设备和方法的、可接受的和适当的准则和参与人员的资质作出规定。与正确完成每一个步骤相关的参数表，通常对于保持过程的准确性和一致性是有用的。在实施验证时，通常要求针对待设定的最终值，完成和评估检查清单等记录的编制。实际上，检查清单可以是向数据库文件输入的记录形式，可以用软件程序实现验证过程。

8.44. 如果产品的制作需要几个步骤，则必须根据监管要求对产品状态进行跟踪，确认每一步骤的产出结果。编制记录是有帮助的，如确认所有必要的步骤已经完成的检查清单。

8.45. 在整个生产过程中，应当保护包括知识产权在内的客户财产。对于客户的财产及其保护方式，应当预先作出规定。例如，应当只允许有限的人员访问客户提供的数据库。

8.46. 对于辐射防护咨询公司，客户的财产可能包括与客户设施、辐射照射或源或客户开发的与被要求的服务相关的任何方法的详细资料。此外，提交的与辐射防护相关的服务成为客户的财产，而且相关的资料（即剂量或校准报告）应当被视为秘密。

沟通

8.47. 在提供防护和安全服务的组织内，可以通过以下方式实现沟通：

- (a) 组织内关键人员的定期会议；
- (b) 使用通讯工具（例如电子看板和内联网）；
- (c) 使用相似方法的内部沟通。

组织内变动的管理

8.48. 计划在提供服务的组织内部做出组织变动时，应当遵循第 GS-G-3.1 号[6]提供的指导，确保对产品或服务的质量没有不利的影响。

业绩的测定、评定和改进

管理体系的监测

8.49. 在技术服务开发和运行的所有阶段，技术服务提供商应当规定、计划、实施并改进与必要管理体系相关的测量和监测活动，切实遵守适用的标准、法律和规定。这些活动应当包括确认适用方法的必要性，并规定这些方法的使用，其中包括统计技术。

8.50. 业绩的测定、分析和改进的一般过程如下：

- (a) 采用适当的计量标准，确认需要改进的方面，在此基础上持续不断地采取行动，监测系统的总有效性。
- (b) 运用基本统计法（如直方图、分布分析和平均值）或定性分析法，监测关于客户满意度、设备性能及衡量向客户提供服务有效性的产出和类似指标的数据。

- (c) 采取前瞻性行动、防止不符合项、改进系统、优化对客户的服务；内部审计过程以及改进活动是这些行动的组成部分。
- (d) 采取响应性行动，纠正通过自评定、客户投诉或内部或外部审计建议发现的不符合项。

自我评定

8.51. 自我评定是由实际从事工作的人员用来确认改进可能性的一种工具。希望采用自我评定实践的服务提供组织，应当遵循第 GS-G-3.1 号[6]提供的指导。

独立评定

8.52. 审计可以在一年内进行，也可以同时进行。根据时间进度开展内部审计有以下好处：

- (a) 有助于强调内部审计过程是一项改进管理体系的持续活动。
- (b) 有助于减少选定的审计人员的额外工作量。
- (c) 有助于迅速确定潜在的不符合项和需要改进的方面。
- (d) 有助于监测以往审计中建议的任何纠正行动的完成情况。

8.53. 设立跨职能（如果资源允许）的交叉审计部门，能够实现审计操作的独立性。应当明确和通告审计小组或审计人员的权力和范围。

8.54. 在客户诉求、不符合项重复发生或组织内有重大变更的情况下，也可以实施并应当考虑针对特定目的内部审计。

8.55. 应当在组织内部不同的技术应用方面轮换内部审计人员。这样做可以使员工在维护组织管理体系中发挥重要作用，有益于提高工作满意度。

8.56. 在内部审计大纲中应当包括管理体系的所有要素。

8.57. 常见的实践是将组织内部所有部门管理体系中的所有要素按年度包括在审计时间表中。应当针对审计范围和接受审计的组织各部门制定计划，要考虑到员工或方法的变更、工作量、客户诉求、以往的审计结果以及持续进行的纠正行动或预防行动。

8.58. 如果在审计期间发现的问题影响到客户的工作，则应当以书面形式通知客户。对于某些问题，应当使用正式的纠正行动系统；对于其他问题，可采取简单的补救行动。

8.59. 如果必须快速核实纠正行动的有效性，则应当考虑后续的审计。应当对采取的纠正行动进行分析和有效性评价。

管理体系的审核

8.60. 除了第 GSR Part 2 号[5]中叙述的审核意见外，提供防护和安全服务的组织还应当考虑实验室之间的比对结果或技能测试结果。

8.61. 对于在管理审核期间作出的决定及由此产生的任何行动，都应当加以记录。在管理审核报告中应当包括以下内容：

- (a) 审核涉及的人员；
- (b) 被考虑的因素；
- (c) 得出的结论；
- (d) 计划的行动、行动负责人和决定的时间表；
- (e) 审核条件和报告的批准。

8.62. 应当将审核结果纳入实验室的计划系统，并应当包括下年度的目标、目的和行动计划。管理层应当确保在一致同意的时间框架内实施计划的行动，并将完成情况编制成文件。全面的辐射安全审计会揭示辐射防护和安全管理行动的现状。

不符合项、纠正行动和预防行动

8.63. 对于辐射防护和安全服务，不符合项包括以下方面：

- (a) 错误输入的数据；
- (b) 错误算法得到的结果；
- (c) 错误的校准数据或校准系数；
- (d) 超出适用范围的仪器产生的测量结果；
- (e) 错误辐照条件下获得的校准数据；

(f) 错误的输出数据用于分析；

(g) 错误的取样或样品处理。

8.64. 对于发现的不符合项，应当分析它对安全的影响，然后通知适当级别的管理层。

8.65. 对客户或其他相关方的诉求，应当落实解决问题的适当政策和程序。在客户提出诉求或收到来自客户的反馈或由员工或在审计期间发现不符合项时，应当启动纠正行动程序。纠正行动应当与问题的严重程度和伴随的风险相适应。对于所有诉求和因之而实施的调查和纠正行动，都应当保持记录。

8.66. 预防行动既可以在纠正行动之后实施也可以单独实施，或者在制定新的试验或管理程序期间实施，或因为在管理审查期间作出决定而实施。预防行动和纠正行动遵循类似的过程，但前者是前瞻性的，而后者是回顾性的。预防行动的本意是消除不符合项发生的风险，而纠正行动则适用于现有的不符合项。

8.67. 纠正行动首先是从调查问题的原因开始。根据问题的性质，调查可以非正式实施，也可以正式而大规模地实施。

8.68. 在确定问题的根本原因时应当考虑的问题包括如下：

(a) 疑点是否经被确认为问题？

(b) 客户的要求是否发生变化？

(c) 样品的特性是否发生变化？

(d) 工作环境是否发生变化？

(e) 施行任务的方法和程序是否适当？

(f) 工作人员是否需要附加的培训或技能开发？

(g) 相关设备的功能是否正常？

(h) 设备校准是否经过验证？

(i) 支持被关注的运行所用的消耗品规格是否发生变化？

8.69. 预防行动是找出改进机会的前瞻性过程，而不是对问题识别或投诉的响应。除对运行程序审核外，预防行动还与数据分析有关，其中包括趋势分析和风险分析及技能试验结果的分析。预防行动的计划、制定、实施和监测可能与类似于纠正行动的活动模式有关，不同的是这些活动在本质上是前瞻性的。

服务的改进

8.70. 组织应当经常努力改进为客户的服务，为获得产品而改进必要的内部过程。组织应当对自身的业绩和已发生的事件进行审核，同时确定并做出改进。

对校准和试验服务提供商的附加指导

组织

8.71. 值得重视的是，提供校准或试验²⁴服务的组织，应当寻求第三方对国际认可标准的认证，如参考文献[90]。

8.72. 为了确保按照既定的质量标准进行试验和校准，在实验室应当由熟悉方法和程序的人员、熟悉每一次试验和校准的目的人员及熟悉试验和校准评定的人员，对试验或校准人员实行适当的监督。

8.73. 在实验室，应当为技术主管和质量经理等关键人员任命代理人员，以此保证即使在主要人员缺席的情况下，也能提供合格管理的连续性。

要求、标书和合同的评审

8.74. 在对要求、标书和合同进行评审时，实验室人员应当确保选择适当的试验方法或校准方法，并确保方法能够满足客户要求。合同评审应当扩展到实验室分包的任何工作中。

试验和校准的分包

8.75. 提出分包试验和校准合同的实验室，应当以书面形式告知受影响的客户，适当情况下应当最好获得客户的书面许可。

²⁴ 在一些国家，使用术语“检测（assay）”而不使用术语“试验（test）”。

8.76. 对于进行校准和试验的实验室，分包是指将自身认证资质范围内的工作委托给第一承包实验室直接控制以外的第三方。这里不包括与参考实验室签约提供比对样品，与职业介绍机构签约提供补充支持工作人员，或从事相关的类似活动。分包方的能力水平应当足以提供技术服务。这一点可以由持有同等认证资质的分包商凭其自身能力来证明，或者由第一承包方通过对分包方的质量体系审计来证明。

8.77. 实验室应当将所有分包方进行试验或校准所用的登记簿保存下来。对于每个分包方遵守适用的国际标准（技术标准和管理标准）的证据也应当记录下来。

对客户的服务

8.78. 除了与客户保持良好的沟通外，还可以要求实验室允许客户监督它们的工作绩效。实现这一目的的方式是，允许客户合理进入实验室见证试验或校准过程；向客户提供交付物品、进行验证的机会；通过客户反馈或其他方式进行调查。

8.79. 对于客户参与监督的所有活动，都应当保守实验室与其他客户之间关系的秘密。对于来自客户监督的反馈意见，都应当编制成文件并用于改进管理体系。

记录的管理

8.80. 关于技术记录，实验室应当在可行的范围内保存原始观察记录、导出的数据、审计追踪的充分资料、校准记录以及在规定期间内发布的每一份检测报告或校准证书的副本。每次试验或校准的记录，应当包括足够的信息，以便在必要时识别不确定度的影响因素，并在尽可能接近原始条件的情况下能够重复试验或校准。在这些记录中，应当包括取样、试验或校准的实施及结果验证的相关责任人员的资料。

8.81. 技术记录是指源于实施试验或校准的数据和资料的累积，同时表示是否达到了质量参数或工艺参数的规定值。这些资料可以是表格、合同、工作表、工作簿、检查清单、工作手册、控制图、外部和内部试验报告和校准证书、客户说明、文件和来自客户反馈的信息。应当将观测结果、数据和计算结果记录下来，并将它们与有关的具体任务联系起来。

8.82. 对于记录中发生的任何错误，都应当划掉（而不是擦除、涂抹或删除），并在划掉的旁边写入正确的值。对记录的所有改动，都应当由改动人署名或签署名称字首。对于以电子方式存储的记录，应当采取同等措施、避免丢失或更改原始数据。

内部审计

8.83. 当审计结果引起对操作效果或对实验室试验或校准结果的正确性或有效性产生怀疑时，实验室应当及时采取纠正行动，如果调查表明实验室的结果可能已经受到影响，则应当以书面形式通知客户。

实验室设施的基础设施

8.84. 管理层应当提供充分的实验室设施，以便在一致的、熟悉的条件下实施所有过程。管理层应当确保：

- (a) 满足技术标准和要求（设施、计算机和程序）。
- (b) 可以利用的足够技术文件（手册、表格和说明书）。
- (c) 必要的环境条件（可能影响结果）是非常清楚的、受到正确维护的、编制成文件的、受到监测和记录的（应当规定阈值和停止任务的职责分工）。
- (d) 进入这些设施是受到限制和监视的。
- (e) 规定了良好的内务管理程序，且已经编制成文件。
- (f) 一个室内的工作不应当干扰相邻室内的工作过程。

试验和校准方法及方法的验证

8.85. 在必要情况下，应当将每一种测量方法充分写入程序中，按步骤记述任务。管理层应当确保工作人员使用最新的方法，按照文件记载的方法实施日常工作。选择的方法应当是已知的（准确性、正确性、可重复性、可再现性和稳健性），测量的不确定度范围应当明确显示在测量报告中。对于每一种测量方法，都应当按照实验室的验证程序进行验证。

8.86. 应当根据需要考虑以下方面：

- (a) 应当对方法进行系统的计划，编制适合于实验室工作方式的文件。

- (b) 在适当情况下，编制的文件应当分步骤地记述测量方法，就如何保存必要的记录提供指导。
- (c) 对于新开发的测量方法，作为最初的验证方法，应当使用不同的参数进行试验，将结果编制成文件，并予以评定。
- (d) 应当将作出“go/no go”决定的附加验证步骤加入到方法中。
- (e) 当确定发生偏差（误差）时，应当采取的行动（即谁做什么，什么时候做）。
- (f) 应当组织测量结果的数据流（谁、什么时候、以什么形式、需要什么样的资料，如何确保备份数据）。

试验和校准设备

8.87. 实验室应当拥有足够的设备，为客户提供必要的服务，包括取样、样品制备、测量或校准、计算和提供报告。产生测量结果所需的设备在功能上应当能够用于日常测量。

8.88. 应当开展下列活动：

- (a) 为了确保正确的测量结果，应当定期实施校准并编制成文件。
- (b) 应当在每两次校准的间隔之间进行定期的功能试验，检测设备的功能，并将结果编制成文件。
- (c) 应当实施设备制造商提供的所有维护工作，将结果编制成文件，记载到设备文档中。
- (d) 应当完成对每一位设备操作员的培训和定期再培训，确保工作人员对设备的熟悉程度。

8.89. 应当明确地识别所有的设备和自行设计的软件。通过编制足以验证软件的说明书、并正确设置设备，可以达到这个目的。

8.90. 如果设备在实验室外使用，则应当对设备的出入进行核实。

8.91. 对所有的计算都应当编制成文件并加以验证，包括使用商业软件（如电子表格）施行的计算。

测量的溯源性

8.92. 为了确保测量结果是可溯源的，应当按照规定的时间间隔、在使用前和开始使用后，对影响测量结果的测量设备进行校准。应当对这些校准所用的标准按照国际单位制（SI）进行定量。在某些情况下，例如与 ^{222}Rn 有关的测量，建议参加适当的国际比对演习，证明测量的可信度。

8.93. 在校准服务中，应当确保服务标准和测量仪器的可溯源性，通过不间断的校准或比对链将它们与相关初级标准联系起来，在整个校准和比对链中始终使用国际单位制（SI）。对于测量服务，溯源性可通过校准服务来实现。

8.94. 为了保持校准服务或测量服务的正常运行，应当做好以下几点：

- (a) 把所有校准标准的信息输入数据库文件中，显示：
 - (i) 校准数据；
 - (ii) 被校准设备的序列号；
 - (iii) 上次和下次校准的日期；
 - (iv) 测试人员的位置和名称。
- (b) 将所有的校准程序和结果、校准证书保存在实验室。
- (c) 用时间表计划支持定期的校准。
- (d) 对于重要设备，将校准备件保存在可用的状态下，缩短故障情况下的停工时间。

取样

8.95. 如果试验实验室也进行取样，则应当按照可接受的标准或编制的程序进行取样。如果分包方或客户进行取样，则应当确保适用与实验室相同的限制和条件。

8.96. 适当情况下，在实施取样程序时应当考虑以下几点：

- (a) 应当满足相关标准的要求和客户的要求（如取样地点、取样时间、负责取样的人员姓名和技术条件）。

- (b) 应当避免在取样、样品运输、操作、储存和分析过程中对样品产生任何可能的不利影响。
- (c) 应当将程序编制成详细的文件，并且应该在必要时以统计方法为基础，为测量过程提供正确的样本和样本数据。
- (d) 如果在取样过程中发现问题或错误，或在取样不正确的情况下，应当向客户提供信息。

试验物品和校准物品的操作

8.97. 应当谨慎操作试验物品和校准物品。为了保持标识，不应当将物品与它的说明分开。实验室应当制定提供以下说明的程序：

- (a) 接收试验物品和校准物品的标识和标签；
- (b) 在发现被操作物品有任何异常情况下的报告；
- (c) 操作、存储和运输说明，以及对试验物品和校准物品必须保持的环境条件的说明；
- (d) 关于物品返回客户的说明或关于已批准的物品处置途径的说明。

确保试验结果和校准结果的质量

8.98. 实验室应当设定必要的流程和程序，确保给客户提供的服务质量受到持续的管理。

8.99. 在设计这种流程和程序时，应当适当考虑以下几点：

- (a) 只能使用经过认证的（参考）物质进行校准和内部质量控制；
- (b) 根据适用的文件进行所有的测量和校准；
- (c) 参加实验室间的比对演习或技能试验计划；
- (d) 使用相同的或不同的方法进行重复试验或校准；
- (e) 保留物品的重复试验或校准；
- (f) 一个物品各种特性结果的相关性；
- (g) 使用管理图等统计方法，确定长时期内校准结果的质量，由此确定仪器退化的潜在趋势。

结果的报告

8.100. 为了满足客户的需求和监管机构的所有要求，应当向客户准确明白地报告结果。

8.101. 实验室应当对报告做出格式设计，其中注明：

- (a) 相关监管机构的要求；
- (b) 相关标准的要求；
- (c) 关于组织内报告的内部规则。

应当注意明确标识来自分包方的数据。实验室应当有在原版中发现错误的情况下更改报告的程序。所有发布的报告都应当视为记录，并作出相应的管理。

9. 工程控制、行政管理控制和个人防护设备

一般考虑

9.1. 在设施的物理设计性能不能对放射性物质提供足够的包容或屏蔽的情况下，应当使用由设施系统和部件构成的附加工程控制，提供对个人的防护。例如，设计充分和控制适当的通风系统，是使易于受到气载污染的工作场所中的照射减到最小的有效手段，如地下矿山和干法处理放射性物质的厂房。安装的通风柜、手套箱和机器人也是工程控制的实例。

9.2. 为了确定工程控制的充分性和有效性，应当进行适当的监测。例如，在采用工程控制，如通风、真空吸尘器或包容装置，来减少或维持工作环境中放射性核素的活度浓度时，应当进行空气质量监测。对于固定安装的物理设计功能，如通风柜，一般最好进行固定位置空气取样，而对于临时控制措施，则优先使用便携式通风装置、真空吸尘器和瞬时采样等。在确定固定安装的控制措施是否充分时，实时空气监测是合适的，也应当成为对某些情况的要求。

9.3. 在非常规操作如维护、改造、去污和退役期间，可能需要使用临时工程控制，如临时屏蔽装置、包容装置和可移动或辅助通风装置等。在非常规操作的计划中，应当包括对污染扩散可能性的评价和对工程控制在减少这种可能性方面的有效性的评价。

9.4. 当包容系统发生泄漏或当维护工作需要打开包容系统时，临时包容装置对于控制污染扩散可能特别有用。这些装置的复杂范围之广，是从悬挂在渗漏点下方的简单塑料集水器，到用于包容整个工作区的复杂的临时建筑物等。有很多市售设计产品可供使用，如手套端口、装置端口、换气装置，甚至用于降低污染的出口端口等。

9.5. 在污染区使用的真空吸尘器等便携式空气处理系统的排气口，应当配备高效空气过滤器（HEPA）或适当的吸附器，而且在适当情况下，应当将排气口朝向具有这种配备的系统。在只存在氚或放射性惰性气体的污染位置，或者在待抽取的物质是足够的潮湿、使得进入处理系统的收集室后不能再悬浮的情况下，是不需要这些装置的。不适当地使用真空吸尘器和可移动式空气处理设备，可能产生气载放射性物质，或者引起可去除的表面污染。长期使用空气处理设备可能导致放射性物质在管道和过滤器中大量累积。应当对排出气体和可触及的设备表面进行辐射监测，定期对这种设备的操作进行辐射评定。

9.6. 在使用物理设计功能，包括限制个人照射的特定工程控制，是不可行或不充分的情况下，应当考虑行政管理控制，确保防护和安全是最优的。管理控制措施的例子包括使用工作授权，限制或控制进入潜在污染区。

9.7. 在依靠确保工作人员防护的个人防护设备之前，应当结合行政管理安排和对工作人员的指导，最大范围地使用设计、安装、维护和操作等控制措施。在工程控制和行政管理控制不足以为工作人员提供充分防护的情况下，应当为限制工作人员的照射提供个人防护设备。

屏蔽

9.8. 屏蔽措施可以是工程控制的一种有效形式。在设计阶段，应当提供足够厚度的屏蔽材料，以便在正常运行和异常情况下为工作人员提供可接受的防护水平。屏蔽设计应当确保正常工况下个人外照射剂量低于剂量约束值。应当评价异常情况下屏蔽的充分性，包括导致最大可预见（最坏情况）

放射后果的事故情况，并在必要时考虑外加的屏蔽或其他工程控制措施（如联锁装置）。应当将导致个人剂量达到不可接受水平的事故或其他事件的可能性保持在非常低的水平，并防止由于屏蔽不充分而可能导致超过年剂量限值的任何计划照射情况。应当安装工作场所监测仪和（或）由适当的合格人员定期进行区域巡测，主动监测屏蔽的有效性。应当在必要情况下提供附加的局部屏蔽、降低辐射场水平。也应当使用被动式区域监测器，确定各区内的时间积分剂量。应当对结果进行趋势分析，根据恰当情况改善屏蔽条件。

9.9. 在涉及 X 射线、 γ 射线、中子和其他高能粒子（包括高能 β 粒子）的工作中应当考虑屏蔽。应当根据设施的类型选择适当的屏蔽材料。例如，在加速器设施中，应当根据情况通过各种材料的组合（例如混凝土、铅、聚乙烯和土壤）实现对加速器和存储环的屏蔽，正常工况下，设计应当使用束流损失的保守假设来限制工作人员所受的最大剂量。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-8 号《 γ 、电子和 X 射线辐照设施的辐射安全》[158]提供了关于 γ 、电子和 X 射线辐照设施的结构屏蔽设计和安装的补充指导。

通风

9.10. 设施内主通风系统的目的是为工作场所提供新鲜空气、清除操作过程产生的气载污染。应当特别注意通风网络的设计，包括气体流速和流量的计算和验证，确保对气载污染的充分控制。在许多设施中，通过以下方式实现对气载污染的控制：

- (a) 保持相对于大气压的足够负压。
- (b) 对工作场所提供足够的或规定的换气次数。
- (c) 提供适当的排气、废气净化系统（包括洗涤器、吸附器和（或）HEPA 过滤器），使设施的排放控制在规定的限值以内。为了保护公众成员，应当经过适当高度的烟囱排放废气，对排放浓度进行必要的稀释。

9.11. 在工作人员可能暴露于高水平氡和含天然来源的放射性核素的气载粉尘的矿山中，通风是至关重要的。矿井通风系统的设计是复杂的，对于气流的测量和分析，需要特殊的技术。因此，在这样的矿井中通常雇用合格的通风负责人，直接向矿山高级管理层报告。

9.12. 矿井通风负责人应当负有第 3.177 段规定的责任。

9.13. 在一些工作场所，特别是在地下矿井和进行放射性矿物干法处理的厂房中，主通风系统提供的新鲜空气可能不足以对工作场所的特定部分进行通风。这种工作场所的例子，包括地下矿井隧道作业的开发端和放射性矿物加工设施中的产品装袋区。在这种情况下，通常通过柔性管向工作场所受影响的部分提供辅助通风。辅助通风管道的位置应当避免污染空气形成再循环涡流。

9.14. 在设施的整个运行阶段，应当确保主通风系统和辅助通风系统的正常功能，必要时应当在控制室显示面板或辐射防护负责人的显示面板上给出视听报警显示，以便能够迅速启动对工作人员的防护行动。雇主应当制定通风设备检查和维护大纲，包括主风机、辅助风机和任何加热或冷却系统。应当将这种大纲编制成文件并记录下来。

9.15. 在地下矿井中，通风系统的设计应当是矿井计划开发过程的组成部分，目的是在可行的情况下实现“一次通过”或平行通风系统，确保良好的空气质量，使氡和气载粉尘的累积减到最小。

9.16. 为了设施中主通风系统和辅助通风系统的有效运行，应当满足下列条件：

- (a) 应当尽可能将进气口和排气口分离。
- (b) 应当将通风系统看作是一个重要的安全相关系统。对于如风机、鼓风机和 HEPA 过滤器等设备，应当考虑在必要时提供备用系统，包括备用电源（如柴油发电机）。这样，就可以在维护活动期间，在所有监测系统继续工作的同时，安全关闭工艺系统。还应当考虑系统性能的实时指示，警示运行人员注意排气系统的故障或误动作。
- (c) 考虑到工作人员的防护和安全，为了确保将气载污染物如粉尘、氡和其他放射性气体引起的照射减到最小，应当向每个工作场所提供足够量和质的空气。
- (d) 空气流速应当高到足以稀释空气中的污染物，但不得高到使沉降的粉尘再悬浮。
- (e) 在地下矿井中，通风和防尘控制的主系统最好连续运行；如果这些系统不能连续运行，则监管机构可以授权按照下述(f)间歇运行。

(f) 当通风系统发生变更、故障或关闭时，只有在重新启动通风系统、且进行适当监测、确保气载污染物的浓度降到可接受水平后，才应当允许工作人员返回工作场所。

9.17. 雇主应当采取措施，禁止未经许可进入矿井内没有通风的地下区。在通风系统不运行的情况下，可以开展确保设备或机械操作所必需的基本维护服务，而且应当采取所有可行的措施，限制从事维护作业的工作人员所受的剂量。

9.18. 在某些情况下，例如对于地下矿井或从事放射性矿物干法处理的厂房，在现场操作说明书中应当说明在通风系统发生故障时需要采取的行动。

9.19. 应当避免将固定工作场所设在回风气道或外部辐射水平高的位置。在适当情况下，为了提供必要的防护，应当使用供应过滤空气的操作间。

粉尘控制

9.20. 在可能产生大量粉尘的多数作业中，例如在采矿和矿物加工中，因为必须防止工作人员吸入二氧化硅粒子等非放射危害，所以采用粉尘控制措施通常是一项法律要求。这些措施一般对气载粉尘浓度提供充分的限制，确保充分防止工作人员吸入粉尘中可能存在的任何天然来源的放射性核素。

9.21. 在地下矿井和放射性矿物干法处理设施中，为了确保对粉尘采取适当的控制方法，应当正式制定空气采样和空气粉尘控制大纲。应当采取下列措施：

- (a) 应当采用适当的采矿和矿物加工技术、在可行的范围内减少作业中产生的粉尘，包括使用适当的爆破方式和定时安排、使用水和其他的控制粉尘的方法和适当的设备。
- (b) 在产生粉尘的场所，应当从源头上控制粉尘。在必要可行的情况下，应当在负压下封闭源头。在将空气排放到环境之前须经过滤。
- (c) 对于没有被控制在源头的粉尘，可以对工作区频繁进行换气，使之稀释到可以接受的水平。而且在将气体排入环境前必须经过滤。
- (d) 应当注意避免高速气流使粉尘再悬浮。
- (e) 如果控制粉尘的方法不能使工作区的空气质量达到可以接受的水平，则应当为工作人员配备供应过滤空气的封闭操作间。

放射性物质的泄漏

9.22. 对于因设施内放射性物质的泄漏或因放射性物质在设施之间的运输而发生的任何重大辐射危险或潜在辐射危险，雇主应当制定需要遵循的标准操作程序。其中应当包括：

- (a) 清除泄漏物；
- (b) 限制进入区内；
- (c) 实施应急计划；
- (d) 监测受影响的人员；
- (e) 征求辐射防护负责人或合格专家的意见；
- (f) 控制废物产生；
- (g) 根据要求，通知监管机构或其他相关主管部门。

9.23. 应当尽可能快速清理放射性物质的任何溢出，尽快减少污染扩散。应当在可行的范围内清除所有可去除的表面污染和被污染物质，从而实现对该区域内的去污。

表面污染

污染控制大纲

9.24. 操作非密封放射性物质的工作伴有产生表面污染的可能性。为了识别表面污染的存在，防止正常运行条件下超过规定值水平的污染不慎扩散，应当实施污染控制大纲。既要利用物理设计特性、同时根据需要也包括附加的工程控制和行政管理控制在内的污染控制大纲，应当是确保工作人员防护和安全最优化的综合辐射防护大纲的一个基本要素。

9.25. 在实行污染控制大纲时，从源头上控制表面污染的物理设计特性应当被认为是最重要的要素。污染控制大纲中使用的物理设计特性包括：

- (a) 旨在包容放射性物质、防止表面污染的特定设计特性；
- (b) 防止因气载粒子沉降造成表面污染累积的通风系统。

9.26. 第 9.25 段提到的物理设计特性，可以是控制工作人员因吸入气载粒子中放射性核素而受到内照射的首要方法，特别是对于设备维护等非常规工作。这与粒子是直接从粉尘源释放到空气中、还是从被污染表面再悬浮进入空气中没有关系。以下两个例子说明了这种物理设计的使用：

- (a) 配备HEPA过滤装置或适当吸附器的永久安装通风系统，可以被看作是控制常规操作中气载放射性核素浓度的一种物理设计功能。同样使用HEPA过滤或吸附器的临时通风系统也可以用作某些维护活动期间的工程控制措施。
- (b) 应当建立一个设计合理的排水系统，该系统具有将污染液体废物转移到受控收集站（贮液罐）的物理设计功能。必要时可以根据特别工作许可，在开放维护管线的同时，安装临时排水装置作为收集污水的工程控制措施。如果是含易裂变材料的液体废物，还需要采取附加的特别措施。

9.27. 当使用物理设计功能（包括特定的工程控制）来限制个人照射是不可行或是不够充分有效时，应当实行政管理控制。这种行政管理控制可以包括限制进入污染区，或使用使污染转移减到最小的特定工作实践。

9.28. 在污染区开展工作时，应当尽量减少污染向邻近表面、区域内人员和工作场所空间的扩散。为了限制限制污染扩散和个人照射，应当在污染区和周围采取措施，如设置实体屏障（包括更换鞋套）并在受影响区外设置警戒线。

9.29. 为了确保进入污染区的工作人员了解辐射状况和潜在危险，必须控制进入污染区，而且如有必要，可向工作人员提供适当的个人防护设备。应当醒目地示出污染水平视觉显示和警告牌。为了保证放射性物质不会由人或设备不慎带出污染区，应当对工作人员退出污染区实施控制。应当设法控制设施内的污染水平、污染区的大小和数目。

9.30. 在污染区出口处，应当提供便于将污染留在污染区、对个人和区域内实施监测的设备，确保实施控制措施。对离开污染区的人员，应当根据情况监测是否存在表面污染。对离开污染区的人员，至少应当合理使用便携式监测仪或自动监测装置进行表面污染探测。如果污染区只是实验室工作台面或通风柜，或者污染可能仅限于身体的特定部位，则表面污染探测应当集中

在最有可能受影响的位置。如果出口处的本底辐射水平或其他条件不利于污染监测，则应当将出口改在其他位置，例如本底辐射水平较低的位置。如果出口位置不可移动，则人员应当直接从出口处到达适当位置接受必要的监测。在离开污染区时，主管人员应当对包括工具、材料、设备和个人物品在内的所有物品进行监测。应当使工作人员认识到这种监测的必要性。

9.31. 用当前可以得到手持式监测仪或自动监测仪，无法可靠地探测由氚等某些放射性同位素引起的皮肤污染；因此，个人检查不是探测这种皮肤污染的合适手段。在这种污染危害可能引起个人照射的情况下，应当更多地将重点放在污染监测和空气监测所用的生物检测大纲和常规监测大纲。

9.32. 在可去除污染水平超过规定值的污染区内应当穿戴防护服。应当在综合考虑污染水平、污染物的化学物理形态、拟实施的活动及进入污染区的可能性等因素后，确定所需的防护服类型。还应当考虑到热、火焰、危险化学品、实体障碍、触电和有限的能见度等其他非放射性危害。

9.33. 这里讨论的控制措施已被证明对于将可去除污染物的产生和扩散控制到最小是有效的。然而，这些措施可能不适用于只存在固定污染的区域。当具有固定污染的表面位于控制区或监督区内时，应当在对污染区的分类和进入控制措施的要求中，规定对出入进行适当控制。为了防止不慎地或在未经授权情况下采用扰动表面的方法去除固定污染物，需要采取附加的控制措施。虽然可以用固定涂层将污染物固定到表面上，但应当最少使用这种方法，而且在涂层以前应当尽可能地多去除污染。

表面污染监测

9.34. 应当将污染监测大纲作为预先放射评价和持续进行的安全评定的组成部分加以实施，同时用以验证预防和控制表面污染措施的有效性。

9.35. 污染监测所用的仪器和技术，应当适合于被测量的辐射类型、水平和能量。应当针对当时的环境条件对仪器进行定期的维护和校准，并进行常规操作试验。在使用液体和粉末等非密封放射性物质的情况下，应当配备合适的表面污染测量仪。应当注意避免测量仪与污染表面接触。配备有计数率计和探头的监测仪，在可探测放射性核素的范围（使用不同的探头）和便于读取两个方面有广泛的应用。应当常规接受泄露或污染监测的表面，包括人体、防护服、工作区（如工作台和地面）及放射性物质运输使用的设备和货包。

9.36. 对受天然存在的放射性物质污染的物品进行表面污染测量时，需要特别谨慎。尽管 α 发射体是通常最关心的放射性核素，但 α 监测设备对于某些物品可能完全不适用。可能是因为污染物层中的 α 自吸收通常太高，无法获得可靠的测量。应当将仪表的 α 探头置于距离被测量表面 5 mm 内。如果测量的是粗糙的或不平坦的表面，则这样做可能是不可行的。此外， α 探头表面容易受到损伤，当被测量表面是粗糙的或不平坦的时，容易损伤探头。由于这些困难，通常 β 监测是测量天然存在的放射性物质污染物品的最好方法。然而，即使对于贯穿力更强的 β 辐射，仍然应当根据情况考虑自吸收。大多数 β 探测器对 γ 辐射灵敏。如果不充分考虑这个因素，就可能将周围存在的 γ 辐射误解为污染。由于污染层中的放射性核素可能达不到平衡，所以对 β 辐射的测量不可能提供关于发射 α 放射性核素的活度浓度的信息。因此，需要预先进行详细的实验室分析，确定污染层中放射性核素的成分。

9.37. 表面污染水平即使很低，也可能导致内照射危险。表面污染监测仪对各种放射性核素的探测效率在 0—30% 之间。应当使用经过校准的、对关心的放射性核素具有预定最佳探测效率的仪器进行测量。应当将由测量得到的每秒计数换算为每平方厘米的贝可值。有些表面污染测量仪是可编程的，即由客户设定仪表对所用放射性核素的可能响应值，以此获得表面污染的直接测量值（贝可每平方厘米）。

9.38. 每一种表面污染测量仪，都是为测量特定范围的污染而设计的，且通过了型式试验。测量仪对污染的响应取决于以下因素：

- (a) 污染物中存在的放射性核素发射的辐射类型和能量；
- (b) 仪器对每种放射性核素的固有探测效率，取决于探测器特性、探测器测量窗厚度和防护格栅的尺寸；
- (c) 探测的几何条件，包括探测器的尺寸、污染范围、污染表面特性和探测器到表面的距离；
- (d) 仪器部件的固有电气噪声、老化或故障情况。

9.39. 在选择表面污染监测设备时，应当注意到，对于表面上均匀分布的污染（即，与单一点状污染相反），仪表的响应随探头的表面积增大而增大。表 6 列举了四种类型的表面污染监测仪。管理层应当为选择适当的监测设备，向辐射防护负责人或合格专家征求意见。

表 6. 表面污染监测仪：灵敏度随探头表面积的变化

表面污染监测器的类型	探头表面积 (cm ²)	校准因子 (⁶⁰ Co源) (Bq•cm ² /每秒每个计数)
盖革-米勒端窗	7	10.2
硫化锌+塑料闪烁体	50	0.5
塑料闪烁体	65	0.1
氡气计数器	260	0.03

9.40. 在天然存在的放射性物质导致表面污染发生的设施中，可能需要专门设计的表面污染监测仪。例如，在石油和天然气工业中存在火灾或爆炸的危险，可能需要使用本征安全仪表。此外，由于管道内侧表面污染的广泛存在，必须使用特殊的圆柱形 β 探测器（见第 9.36 段）。为监测天然存在的放射性物质所致的表面污染，最好使用天然铀和天然钍标准源对监测仪和测量系统进行校准。

9.41. 对于每一台监测仪，在初次使用前（一般每年一次），且在可能影响仪器性能的每一次维护后，都应当进行定期试验。这些试验应当由合格专家使用有效面积与探测器的有效面积相似的、经过校准的均匀污染面源进行。使用的放射性核素发射的辐射应当与潜在污染物发射的辐射相同。试验目的如下：

- (a) 确定每一台探测器的工作电压，尤其是可更换探头；还可以测试其他电气和机械特性。
- (b) 确定或确认仪器对每种相关放射性核素的探测效率。

然后可将校准过的响应提供给客户，通过探测效率把读数（计数每秒）转换为表面活度浓度（贝克每平方厘米）。还可以调查响应的线性和量程间差异。仪器客户应当保存最新的正式试验证书，同时对仪器进行常规检查。用于这种意图的放射源是存在的，往往附着在污染探测仪盖上。每次使用仪器时，应当检查电池状况。

个人卫生和急救护理

9.42. 为了防止工作人员不慎摄入，雇主应当为所有工作人员提供便于工作场所的清洗设施，而且应当在休息前、用餐前和轮班结束时，为每位工作人员留足使用清洗设施的时间。雇主应当在被污染的工作区外、每位工作人员都能合理到达的位置，提供配备有水、优质空气、洗手设施和卫生间的清洁饮食区。这些设施应当按照监管机构可以接受的方式进行设计、监测和维护。应当向使用这些设施的人员说明如何防止污染扩散。

9.43. 在可能食入放射性物质的工作区，不得进食、饮水、嚼口香糖、嚼烟、吸烟、嗅烟或使用化妆品。

9.44. 无论是在放射性污染区受的伤或是由污染设备造成的伤，在清理伤口时都应当特别谨慎。在这种情况下，应当征求医疗主管的意见（参见第9.52段）。

9.45. 工作人员在进入可能存在污染的工作区以前，对于任何伤口和创伤，特别是手部伤口，都应当适当使用防水纱布包扎。

9.46. 雇主应当确保，向工作人员提供与工作相关的急救培训。

设备去污和人员去污

设备、地面和墙壁的去污

9.47. 雇主应当根据需要在维护工作中使用的被污染设备和工具的去污提供设施和去污剂，为地板和墙壁污染面的去污提供措施。一般情况下，水是最好的去污剂。对其他清洗剂的选择依据是它们的清洗效果、有害特性、产生的废物量、与污染表面和其他可能污染系统或物品（包括防护服和废物处理系统）的兼容性和处置的方便性（更多资料见参考文献[159、160]）。应当定期核实去污措施的有效性，并在现场操作程序中明确目标水平。

人员的去污

9.48. 人员污染包括人员的衣服、皮肤、头发、眼睛、粘膜和伤口的污染。其中，人员服装包括雇主提供的工作服，但不包括只为控制污染提供的防护服。

9.49. 当探测到污染时，应当告知辐射防护负责人。辐射防护负责人应当为实施详细的剂量评定启动去污程序、进行污染范围评定、必要时保留污染样品，确保对导致高剂量的可能性进行适当的特性评定。对于特定位置的放射性核素，需要制定足以启动剂量评定和去污方法必要性的污染水平。

9.50. 对于切除组织等外科去污方法，需要医学援助。在放射性碘等污染物引起皮肤污染的情况下，使用清洗或洗涤剂去污未必有效；在严重污染情况下，应当立即征求医师意见。

9.51. 对被污染的个人衣物，应当利用洗涤或其他适当方法实施去污，经监测后返还个人，或在必要时作为放射性废物处置。

创伤

9.52. 对于损伤的医学处理优先于放射防护考虑。对于涉及放射性核素的创伤，应当立即实施应急医学处理（见第 10.4(d)段）。然而，还应当立即开始去污，防止将可溶性放射性核素吸收到血液中。

个人防护设备

9.53. 个人防护设备的选择，应当适当考虑涉及的危害。设备不仅要提供足够的防护，而且要使用方便、佩戴舒适。还应当考虑由于个人防护设备的过分束缚而增加照射的可能性。

9.54. 个人防护设备包括加固工作服、气衣、防护眼镜和呼吸防护设备等。必须使用这些设备的工作人员，应当在使用、操作、维护和限制方面受到适当培训。应当确保个人防护设备适合于佩戴人员。

呼吸防护设备

9.55. 雇主不应当依赖呼吸防护设备遵守工作人员的剂量限值，在临时的和不可预见的情况下例外。然而，在应急情况下为了维修和维护活动，在特别短期的情况下呼吸防护设备可能是必要的。呼吸防护设备只能用于特定的有限期间内。

9.56. 如果气载污染物的水平超过设施管理层规定的安全工作水平（如导出空气浓度），在这种情况下，采取行动的人员应当佩戴适当的呼吸防护设备。在采取纠正措施的同时，应当进行区域监测、估计可能的照射。如果连续照射有可能超过建议的安全工作水平、导出空气浓度值或剂量限值，则雇主应当将工作人员从受影响区撤离。

9.57. 呼吸防护设备及其使用应当符合下列条件：

- (a) 应当监督呼吸防护设备的使用，确保提供预期的防护。
- (b) 管理层应当确保呼吸防护设备的适当配备和使用。
- (c) 应当规定在评定工作人员的实际摄入量时使用的防护因子。
- (d) 呼吸防护设备的使用时间不应当太长，以免妨碍适当使用。
- (e) 过滤呼吸器应当呼吸阻力小、对关注的粉尘粒径有效。
- (f) 当使用供气设备时，供给的气体应当具有可呼吸的质和确保在使用条件下无泄漏操作的足够量。
- (g) 在确保有效呼吸防护的前提下，为了工作人员舒适佩戴，应当优先使用动力驱动的空气呼吸器或带面罩的头盔，而不是其他类型的呼吸防护设备。
- (h) 在为特定操作选择设备时，既应当考虑影响工作人员的舒适度因素（例如设备重量、视力限制及对温度和移动性的影响），也要考虑获得必要的防护因子。
- (i) 对于呼吸防护设备，应当定期清洁和保养，同时由受过适当培训的人员在有适当配备的设施中按照适当的频度进行检查。
- (j) 呼吸防护设备在发放使用前和使用期间，应当由适当的人员进行适当的定期检查、安装和测试，并将这些检查和测试结果及全部维护情况记录下来。
- (k) 对于呼吸防护设备的测试频度，应当根据设备类型、使用环境和操作方法予以确定。
- (l) 呼吸防护设备在使用前应当由使用者检查，清洁后应当由安全维护人员检查，还应当进行压力试验。

其他个人防护装备

防护服

9.58. 在可能存在污染的场合，雇主应当根据危险水平规定关于防护服的适当要求。雇主应当根据外照射和内照射的危险并考虑工作条件，提供必要的工作服、头套、手套、连衣裤工作服、防渗鞋袜和围裙（适当情况下包括铅裙）。应当向在工作过程中个人服装可能受到污染的每一位工作人员提供工作服，包括手套和鞋类。

9.59. 雇主还应当对要求工作人员在离开污染工作场所时的洗浴和更衣情况作出规定，并应当提供适当的更衣设施和洗涤设施。

9.60. 工作人员个人应当穿戴指定的防护服。在某些情况下，在穿戴防护服以前，应当脱掉个人服装和工作服。应当在单独的更衣室中更换个人的服装和工作服，在适当情况下可在更衣室之间设置淋浴间、控制污染扩散。

9.61. 在存储、洗涤或以其他方式对污染的工作服实施去污或处置的场合，雇主应当采取措施、防止污染向其他人员或工作场所的扩散，并使个人所受的照射和污染物向环境的排放减到最小。雇主应当根据需要提供适当的洗涤设施、洗鞋器、真空吸尘系统或其他必要的去污手段。

防护眼镜

9.62. 如果工程控制和行政管理控制不足以确保眼晶体防护的最优化，则应当考虑工作人员使用适当的防护眼镜来保护眼晶体。当照射是以 β 辐射为主时，使用有机玻璃制成的眼镜足以提供合适的防护。然而，应当考虑高能 β 辐射产生的任何韧致辐射。当主要照射为贯穿辐射（ γ 辐射或 X 射线）时，应当考虑使用含铅镜片的防护眼镜。

9.63. 在使用传统的工业安全眼镜防止 β 辐射的情况下，应当对它们的屏蔽性能进行预先评价。同样，在使用铅玻璃防护眼镜以前也应当进行评价。铅玻璃眼镜很足以防止低能 X 射线，但可能不足以防止高能 γ 射线。

9.64. 眼镜镜片的辐射衰减因子对于眼镜减少辐射照射的有效性，本身不足以成为一个充分的描述符[161]。也应当考虑透镜所覆盖的范围。装配合适的含少量铅的眼镜（包括侧面屏蔽）应当足以提供眼晶体需要的防护[161]。为了获得最大限度的屏蔽效果，防护眼镜应当尽可能多地拦截散射

辐射，特别是在影像导引介入操作程序中。在对眼晶体照射可能性大的工作场所中，工作人员应当使用这样的防护眼镜。

工作轮岗

9.65. 在可能有高水平辐射照射的工作场所，当没有其他实用的控制手段时，可以将轮岗制度看作限制工作人员个人照射的一种行政管理控制。然而，应当将轮班制度的使用保持在最低限度，不应当用轮岗制度取代制定和使用合适的个人照射控制方法。

伴有天然存在的放射性物质的矿物加工业的考虑

9.66. 一些矿物加工作业涉及天然存在的放射性物质，有些是以矿物本身的形式存在，有些是以残留物、产品或副产品的形式存在（见第 3.162 段）。在有关设施的设计中，首要考虑的应当是对天然存在的放射性物质的包封。例如，破碎和筛选厂的设计和运行应当将污染物的排放保持在可以实现的低水平。浓缩装置的设计应当将气载污染物或液体污染物的产生限制到最少。

9.67. 应当认识到，要在这样的设施中完全包封加工物质往往是不可行的。对于在操作过程中因不能有效包封而被气载的任何天然存在的放射性物质，应当采用适当的通风系统加以控制，以便去除气载污染物、将职业照射减少到最低（见第 9.10—9.19 段）。

9.68. 在设计有天然存在的放射性物质的处理厂时，应当考虑防止污染的累积。设计应当有利于去除任何污染物累积的维护工作。

9.69. 在维护作业期间，对于因沉淀物和污垢的形成、导致天然存在的放射性物质在工厂管道和容器内的累积而引起的职业照射，应当给予特别的注意。

9.70. 对于所有的有害物质，都应当尽可能使用处于保持负压包封中的自动化设备处理，无论危害是来源于高浓度天然来源的放射性核素，还是来源于化学有毒成分。

9.71. 为了便于清洁，墙壁、栏杆、设备、家具和其他物体所用的涂料色彩，都应当不同于被加工物质和产品的颜色。

9.72. 为了保护工作人员、公众和环境，加工作业中产生的固体、液体和气体残留物，应当按照监管机构批准的程序加以管理。

10. 工作人员的健康监护

责任

管理层

10.1. 根据第 GSR Part 3 号[2]第 3.76(f)段、第 3.108 段和第 3.109 段，对于所有从事可能受到职业照射的活动的的工作人员，管理层应当确保向他们提供必要的健康监护和卫生服务。对于因工作所在设施控制的源而受到照射的流动工作人员，设施的管理层应当与合同工作人员的雇主做出特别安排，确保向他们提供必要的工作人员健康监护（见第 6.34(i)段）。

10.2. 设施管理层应当为工作人员的健康监护，在工作场所附近提供合适的体检设施。

劳动卫生服务组织

10.3. 劳动卫生服务组织，应当为工作人员的健康监护承担下述责任：

- (a) 评定工作人员的健康状况。
- (b) 协助保障工作人员健康与工作条件之间初始的和持续的兼容性。
- (c) 为提供下列情况下的有用资料创建记录：
 - (i) 意外照射或职业病；
 - (ii) 对可能与工作条件有关的疾病发生率的统计评价；
 - (iii) 与可能发生职业照射的设施中的、防护和安全的公共管理有关的公共卫生评定；
 - (iv) 医疗和法律咨询。
- (d) 为工作人员可能受到的任何辐射危险提供咨询，为个人污染或过度照射提供咨询和治疗服务。

职业医师

10.4. 负责工作人员健康监测大纲的职业医师应当承担以下责任：

- (a) 对工作人员进行体检；
- (b) 根据工作人员的健康状况和雇主对工作的要求，对工作人员是否适任预期任务，定期向管理层提供意见；
- (c) 许可工作人员因健康原因离开工作环境后重返正常工作环境；
- (d) 与辐射防护负责人协商，对工作场所卫生安排和伤口污染清理提出建议。

10.5. 职业医师，包括兼职的私人职业医师，应当通过培训和必要的再培训，了解辐射照射的生物效应、照射控制手段及对照射数据和剂量评定的解释[162]。如果适当，职业医师应当能够在专家的支持下，在工作人员健康监护大纲中使用这些知识，并向下述工作人员提供关于辐射健康风险的咨询：

- (a) 怀疑自己怀孕或可能怀孕或者正在哺乳的职业照射工作人员（见第6.2—6.20段）；
- (b) 受到或可能受到明显超过剂量限值的照射的工作人员；
- (c) 担心自己受到辐射照射的工作人员；
- (d) 要求提供其他方面咨询的工作人员。

10.6. 为了能够判断工作人员的适任能力，职业医师应当熟悉工作场所的任务和工作环境中的条件。对于异常工作条件下的、如某些矿山和矿物加工设施的作业，职业医师应当定期访问工作场所，保持对工作条件的了解。雇主应当为职业医师提供适当的机会，增加他们对工作场所的任务和工作环境中条件的熟悉程度。

10.7. 在怀疑过量照射情况下，职业医师应当负责病例管理。这里应当包括向有关合格专家提交病例的详细情况、为工作人员提供咨询、在可能情况下向工作人员的代表和工作人员的家庭成员通报情况。参考文献[162]提供了进一步指导。

工作人员的健康监护大纲

10.8. 第 GSR Part 3 号[2]第 3.108 段要求，工作人员的健康监护大纲必须建立在劳动卫生的一般原则之上，参见参考文献[163]，必须用于评定工作人员对拟定任务的初始和持续的适任程度。工作人员健康监护大纲的进一步目的是：

- (a) 向工作人员提供他们在意外暴露于特定有害物质的情况下或在发生职业病情况下、需要关于受到或可能受到劳动卫生风险(包括辐射危险)的具体咨询时可以使用的基本信息；
- (b) 援助过量受照工作人员的护理。

10.9. 工作人员健康监护大纲的主要内容包括：

- (a) 评定工作人员的健康状况，确保适任分配的任务；
- (b) 建立和保存保密医疗记录；
- (c) 对意外照射和过量照射的处理及后续的随访做出安排；
- (d) 向管理层和工作人员提供医疗建议。

10.10. 参考文献[163]对工作人员健康监护大纲的设计、制定、实施和管理的负责人员，提供了详细的指导。

工作人员的体检

10.11. 职业照射工作人员的体检应当遵循职业医学的一般原则。职业辐射照射可能不是工作人员体检的唯一原因。其他原因包括暴露于噪音、粉尘和化学品等有害物。例如，对粉尘环境中的工作人员实行定期的肺功能检查可能是非常理想的，职业医师应当考虑肺功能检查和适当情况下的胸部 X 射线检查等特别调查是否是适宜的。如果辐射照射或其他有害物的暴露超过相关限值，则值得进行特别的评定和检查。

10.12. 与任何医患关系一样，职业医师应当将工作人员接受特定检查的原因及有关工作人员健康和特定工作环境的任何重要发现，完全告知工作人员。

10.13. 在工作人员就业前、就业期间和就业结束时，应当定期进行体检。

10.14. 为下述目的，应当为每一位工作人员建立医学史和实施医学评定：

- (a) 确定拟聘工作人员是否适任特定的工作；
- (b) 提供在考虑变更具体工作实践时所用的准则；
- (c) 提供在评定职业病或过量照射时所用的准则。

10.15. 最初的体检旨在评定工作人员的健康状况、能否适任拟定的工作，明确是否存在工作期间工作人员必须特别注意的条件。然而，工作环境中的辐射成份，对于工作人员是否适任承担辐射工作的判断或服务的一般条件，应当不会有显著影响。职业医师应当调查的医疗条件包括影响后述能力的条件：使用和佩戴防护服和设备的能力、听出报警和响应辐射危害的能力及使用专业工具和设备的能力。

10.16. 以下的例子说明，对于辐射工作的适任能力取决于工作人员的健康状况和所从事的工作类型：

- (a) 如果工作人员的职责是要求使用呼吸防护设备，则职业医师应当检查工作人员是否适合佩戴呼吸防护设备，包括对肺功能完整性的检查。
- (b) 如果工作人员从事非密封源的操作，则对工作的适任程度可能会受到现有皮肤病如湿疹或银屑病的影响。在这种情况下，决定是否适任工作应当取决于疾病的性质、范围和变化及工作性质。如果活度水平低且只要采取了适当的预防措施，例如已经包扎了身体受影响的部分，则不必将患有这种疾病的工作人员排除在使用非密封放射性物质的工作之外。
- (c) 如果要求工作人员从事使用辐射源的工作，则对工作的适任程度可能会受到心理障碍的影响。在这种情况下，应当在考虑到这种症状的出现对安全的影响后，对适任能力作出决定。主要担忧的是这些工作人员是否会对本身、同事或公众构成危险。

10.17. 没有根本的理由将以前受过放射治疗的工作人员排除在辐射工作以外。应当考虑放射治疗的后果、一般的预后和其他健康因素、工作人员的理解和愿望及工作性质，对每一个案例分别进行评价。

10.18. 在定期体检中，职业医师应当确认在伴有职业健康危害的工作场所工作期间，没有出现可能损害工作人员健康的临床状况。定期体检的性质应当取决于所从事的工作类型、年龄和健康状况以及工作人员的习性等因素（例如吸烟习惯）。例如：

- (a) 对于由于照射工作性质可能导致皮肤局部损伤尤其是手部皮肤损伤的情况，应当进行皮肤检查。
- (b) 晶体受到的累积剂量超过0.5 Gy的工作人员或几年后累积剂量可能超过这一水平的工作人员，可能需要接受定期眼科检查。这样可能关系到可能检测到眼睛混浊和视力损伤的风险，可能影响工作人员执行拟定任务的能力（例如，执行影像导引介入程序）。

10.19. 定期体检的频度，应当取决于工作人员的健康状况和所从事的工作类型。一般情况下，辐射照射本身不应当成为比平常更频繁进行定期体检的理由。

10.20. 按照劳动卫生的良好实践，职业医师应当确保工作人员在因伤病缺勤返回岗位后有能力和重新工作。

10.21. 在完成体检后，职业医师应当以书面形式将体检结论通知工作人员和雇主。这些结论中不应当含有医疗信息，但至少应当将工作人员分为下列类型之一：

- (a) 适任特定岗位或行业的工作；
- (b) 适任有一定限制的工作（例如，不需要呼吸防护设备的工作）；
- (c) 不适任规定的工作。

关于上述(c)，职业医师应当有权宣布工作人员因健康原因暂时或永久不适宜正常工作，或建议工作人员调换工作岗位。职业医师也应当有权向雇主提出建议，因健康原因恢复这些工作人员正常工作。

10.22. 在观察到疾病可能是因为普遍的工作条件造成的情况下，职业医师应当向管理层说明开展工作条件调查的必要性。在适当的情况下，管理层应当与职业医师进行协商，采取纠正行动。

10.23. 在雇用结束时的体检中，应当确认与工作有关的任何健康损伤，在必要情况下，应当在雇用结束后作出安排，由工作人员的医师做进一步的定期检查和随访检查（附加的指导见参考文献[163]）。这样做符合国际劳工组织（ILO）第 147 号建议[164]，建议指出：

“12. 主管部门应当确保，为工作人员在任务停止后继续接受适当的体检、生物学检查或其他检查或调查作出规定。”

10.24. 根据医学评定收集的数据可能有用于流行病学研究。

关于疾病和过量照射的通知

10.25. 应当鼓励工作人员将任何重大疾病及时报告职业医师。

10.26. 工作人员如怀疑意外摄入放射性物质，则应当向他们的主管、辐射防护负责人报告。如果怀疑意外摄入量超过了监管机构规定的限值，则应当告知职业医师，并将确认这样的摄入是否实际发生的任何调查结果也告知职业医师。职业医师可以参与调查过量照射的诉讼程序。

10.27. 如果工作人员受到的剂量超过调查水平（见第 3.122—3.127 段），则监管机构可以要求通知和调查照射情况。

医疗记录

10.28. 医疗记录应当包括雇用前评定、定期评定、特殊评定和病后评定等所有医疗评定的记录；雇用结束时的评定包括临床检查报告、疾病报告和病历报告。还应当根据情况记录有关辐射照射的信息、特别是关于过量照射的信息。应当对医疗记录进行保密，应当按照监管机构批准的方式予以保存。对于相关工作人员，应当将医疗记录至少保留终身。然而，由于有可能提起诉讼，应当考虑更长期的记录保存。

过量照射工作人员的管理

10.29. 根据授权条件，管理层应当针对工作人员可能受到过量照射的情况制定正式的计划。这些计划应当涉及对工作人员的过量照射和可能遇到的健康后果的管理。这些计划应当明确拟采取的必要行动，管理层应当为实施这些行动配备资源。

10.30. 在意外照射或过量照射情况下，职业医师应当与管理层合作，确保为评价照射的严重程度作出合适的安排。

10.31. 对于怀疑发生了过量照射的情况，管理部门应当立即开展用以评定有关工作人员所受剂量的调查。调查应当包括个人剂量计的读数和其他监测仪器的读数，如果是内照射，在适当情况下还应当包括活体或离体监测的读数。

10.32. 如果被评定的剂量接近剂量限值，则为了找出适当的教训只能要求调查原因。对于这种剂量，不需要任何特别的医学调查或治疗。只有在比剂量限值（即 0.1 Sv 或更高剂量）高得多的情况下，才需要使用生物剂量测量的特别生物学剂量调查（如体细胞主要是淋巴细胞中的染色体畸变分析）和更进一步的诊断或治疗（见第 4.30—4.32 段）。对于受到高剂量外部辐射照射的人员，医学处理应当针对任何不利的健康效应特别是确定性效应。

10.33. 对于工作人员大量摄入放射性核素的情况，可能需要采取减少待积剂量的措施。应当让这些工作人员知道，在一定情况下可能需要实施减少摄入量的医学干预。拟采取的行动取决于相关的放射性核素、相关器官的待积当量剂量的大小及防护措施的效果和伴随的风险。只有当剂量的减少大于负作用时，才应当采取这种行动。这样的治疗实例包括使用 Ca-DTPA 加快摄入体内的锶系核素从体内排泄率、摄入氚后使用强制利尿、并对污染伤口进行外科切除。

10.34. 在对事故及其状况和后果的详细调查中，应当有不同领域的专家、特别是职业医师和辐射专家参加。为了确保为医学处理提供的所有行动得到有效协调，在这些专家之间应当有密切的联系。如果怀疑所受的剂量接近或高于确定性效应的阈值，则调查应当尽可能准确地确定吸收剂量及其在全身的分布，也应当包括对受影响工作人员进行适当的体检。

附录 I

天然存在的放射性物质对工作人员的照射

I.1. 与其他职业照射一样，对于受到天然存在的放射性物质照射的工作人员，评定有效剂量的唯一可靠方法是适当制定在相关工作场所实施的监测大纲。然而，在存在 γ 辐射照射和气载粉尘照射的情况下，如果对物质的特性和使用该种物质的工作情况有合理的认识，就可以确定预期剂量的大致目标。这是因为物质中放射性核素的活度浓度对剂量有很大影响，反映了这两个参数之间存在基本的线性关系。 γ 辐射照射和气载粉尘照射所致剂量的大致目标，可以在预先放射评价中作为一种优先工具，用以根据加工物质中的活度浓度，确认对防护和安全措施需求最大的工业过程的类型和照射情景。

I.2. 对于伴有天然存在的放射性物质的工业活动中可能遇到的、一定范围的加工物质及照射情景，参考文献[24]叙述了关于剂量与活度浓度之间的指标关系的导出过程。考虑以下三种基本类型的加工物质：

- (a) 大量物质（如矿体或大量贮存）；
- (b) 少量物质（如矿物浓缩物、污垢和淤泥）；
- (c) 在高温过程中挥发的物质（如除尘装置的粉尘和炉烟）。

结果汇总于表 7。由于剂量建模过程中所用的假设是保守的，所以实际情况下的剂量可能相当低。

表 7. γ 辐射和气载粉尘引起的、职业照射剂量与活度浓度之间的指标关系

物质类型	实例	具有最高活度浓度放射性核素的 单位活度浓度的年剂量 ($\text{mSv}\cdot\text{a}^{-1}/\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$)	
		最小	最大
大量	矿体 大量贮存	0.02	0.4
少量	浓缩物 污垢 淤泥	0.008	0.04
只关心 ^{210}Pb 和 ^{210}Po 的挥发性物质	炉烟 除尘器粉尘	0.000 6	0.003

资料来源：参考文献[24]表 2。

1.3. 表 7 结果的意义可用以下两个例子来说明：

- (a) 工作人员的工作常规涉及近 50 万吨贮存物质，其中 ^{238}U 衰变系或 ^{232}Th 衰变系中单个放射性核素的最高平均活度浓度为 5 Bq/g 。根据物质类型，预期工作人员所受的年有效剂量范围在 0.1 mSv/a ($5 \text{ Bq/g} \times 0.02 \text{ mSv/a per Bq/g}$) 到 2 mSv/a ($5 \text{ Bq/g} \times 0.4 \text{ mSv/a per Bq/g}$) 之间。按照分级法表明，这种照射情景对防护和安全影响只是最低限度的。
- (b) 工作人员的工作常规涉及近 100 kg 的加工残留物，其中 ^{238}U 衰变系或 ^{232}Th 衰变系中单个放射性核素的最高平均活度为 250 Bq/g 。根据物质的类型，工作人员预期所受的年有效剂量范围在 2 mSv/a ($250 \text{ Bq/g} \times 0.008 \text{ mSv/a per Bq/g}$) 到 10 mSv/a ($250 \text{ Bq/g} \times 0.04 \text{ mSv/a per Bq/g}$) 之间。按照分级法表明，这种照射情景对防护和安全的影响是相当大的。

附录 II

外照射评定所用的个人监测方法和系统

II.1. 只有少数的剂量测量方法广泛应用于个人监测。这些方法的不同在于辐射探测技术。因而，这些方法的不同还在于在测量各种辐射类型和能量的能力、探测器的大小、灵敏度、技术复杂性、方便性和自动化程度以及对气候条件的稳定性。在选择剂量测量系统时，应当根据现场情况慎重考虑这些特点。

光子辐射和 β 辐射

胶片剂量测量法

II.2. 胶片剂量计一般由含有适当滤片的包装盒和放置在盒内的胶片组成。这种装置通常称为胶片剂量计。

II.3. 胶片的乳剂由悬浮在凝胶介质中的溴化银晶体制成。这种乳剂薄层被均匀地涂在塑料基板上。乳剂颗粒在电离辐射的作用下生成潜像。在随后的显影中，潜像中的银离子永久变黑。光密度的测量用密度计来完成，它是被测辐射类型和能量的函数。胶片剂量计广泛用于光子和 β 辐射的监测。胶片剂量计还可以通过镉滤片（通过 $n-\gamma$ 反应）俘获热中子、对热中子剂量进行间接测量，并用于评定 γ 辐射导致的胶片变黑程度，可作为中子剂量的直接测量。

II.4. 胶片灵敏度是光子能量的函数，与人体组织的灵敏度显然不同。例如，在组织受到相同剂量的情况下，能量在 50 keV 的光密度可能比在 1.25 MeV (^{60}Co 的平均光子能量) 的光密度高 25 倍。已经研发了几种方法来补偿这种能量依赖性。其中多数使用各种金属（如铝、铜、铅和锡）制成不同厚度的滤片、安装在胶片前面的包装盒中。根据光子能量，这些滤片以某种方式减弱辐射，从而导致可以从光密度不同的区域提取辐射能谱信息。虽然对于能量高于约 0.1 MeV 的光子使用一个滤片就足够了，但是对于能量较低的光子使用多过滤片系统（例如铜、锡、铅和塑料过滤片及开窗）是必要的。在实践中，使用经验开发的算法来组合不同区域的“表观 γ 剂量”，从而对 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 进行合理准确的估算。

II.5. 即使使用了适当的滤片和算法, 如果没有相当的专业知识和照射能谱知识的情况下, 也很难确定光子能量小于约 20 keV 或大于 3 MeV 时的 $H_p(10)$ 。对于入射辐射的类型和剂量, 可以从通过不同滤片后的响应来估算。

II.6. 胶片的光密度不仅取决于辐射能量、使用的滤片和剂量, 还取决于胶片的类型、显影剂温度、显影时间和处理前的照射条件(温度和湿度)。胶片剂量计易受温度和湿度的影响, 导致潜像衰退[165]。

II.7. 由于剂量与密度的关系不是线性的而是 S 形的, 所以情况更加复杂。这意味着, 应当与客户的胶片一起, 冲洗一套校准胶片(将胶片暴露于整个辐射剂量范围, 一般使用 ^{137}Cs 或 ^{60}Co γ 辐射)。根据这些胶片的光密度, 可以绘制一条按照表观 γ 剂量表示所有光密度的校准曲线。应用曲线拟合过程, 便于将校准曲线表现为数学上的函数形式, 以此将实测的光密度转换为表观 γ 剂量。对新购进的每一批胶片都应当这样做。因为胶片只能照射一次, 所以在一批胶片内无法考虑灵敏度差异。

II.8. 大多数密度计能够测量 0.02 至 4.0 之间的光密度²⁵(对应于穿过胶片的光透射率在 95%到 0.01%之间)。对应的剂量范围相当有限, 因此个人监测所用的胶片多有两层感光乳剂, 在载体的每一侧各有一层, 它们的感光度相差约 100 倍。在严重过量照射的情况下, 可以去除感光层(成为饱和状态), 而剩余的不敏感层可用于定量测量约 2—10 Sv 的剂量。对于这样的乳剂, 需要另外的校准曲线。

II.9. 在使用一种新型胶片或改变显影过程时, 需要进行型式试验。胶片剂量计的报告期最长一般为一个月, 适用于控制区。当报告期较长时, 应当特别注意衰退问题。对胶片剂量计必须进行校准, 方法是用已知剂量照射同一批胶片, 并将这些“对照胶片”与剂量计同时处理。

²⁵ 对于给定光的波长, 一种材料的光密度(也称为吸光度 A)是通过材料的光强度 I 与入射到材料的光强度 I_0 的比, 用对数形式 $A = -\lg(I/I_0)$ 表示。

热释光剂量测量法

II.10. 热释光剂量测量法，依据的是由电离辐射激发（随后捕获）电子、然后通过加热释放捕获电子的过程。这种过程导致发光，发光量与材料最初受到的辐射剂量直接相关。读出期间的发光量与待测量之间的关系是通过校准来确定的。通常在读出后，探测器经过退火处理后可以重复使用。

II.11. 读出期间，对于热释光剂量计光输出的定量测量，通常使用光电倍增管完成。光电倍增管的输出作为温度函数所绘制的曲线称为“发光曲线”。发光曲线的形状因材料中存在的杂质和晶格缺陷的类型和量及材料的热历史和处理而不同。发光曲线下的面积用作剂量的测量值。

II.12. 在原理上，热释光剂量计的使用简单易行。然而，应当注意始终应用正确的读出和退火处理，否则热释光剂量计的灵敏度可能发生显著变化。与胶片剂量计相比，虽然衰退量较小，但这种现象是复杂的。因此，为了进行足够准确度和精确度的测量，需要谨慎和经验。

II.13. 对于热释光剂量计的使用，有几个特性有利于个人剂量测量。无论是热释光剂量计材料的开发，还是剂量计读出器的精细化程度，当前都取得了进展，因而多年来获得广泛应用。作为辐射剂量测量的常规手段，热释光剂量计的成功使用已经被（例如，在国际比对研究中[166、167]）多次证明。

II.14. 虽然已经开发和调研了许多的热释光剂量计材料，但是用于个人监测的仅是少数。使用最广泛的材料是氟化锂（LiF:Mg, Ti 或 LiF:Mg, Cu, P）和硼酸锂（Li₂B₄O₇:Mn）。与 LiF:Mg, Ti 相比，LiF:Mg, Cu, P 材料灵敏度较高、衰退敏感性较低，因而获得越来越多的使用。由于这些材料的有效原子序数较低（7.3—8.3），这些材料的能量响应曲线是软组织能量响应曲线的 20%。因此可以避免使用补偿滤片的必要性，因此允许对 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 的测量进行简单设计。然而，如果用热释光剂量计测量能量小于约 20 keV 的光子，则不可能有良好的能量响应[168]。

II.15. 在测量 12 keV 以下的光子或 β 辐射时， $H_p(0.07)$ 很重要，需要在一个非常薄（~4 mg/cm²）的探测器上覆盖一个非常薄（~4 mg/cm²）的防护层。这种薄探测器有两种市售版本：(i) 在较坚实的辐射不敏感载体的顶部覆盖较薄的辐射敏感层；(ii) 装有少量碳的常规热释光剂量计材料（后者在读出过程中用于阻止深度 4—10 mg/cm² 以下各层的热释光到达探测器）。因为剂

量测量可用的探测器材料非常少，所以薄热释光剂量计灵敏度低。然而，由于使用了 LiF:Mg, Cu, P, 这些探测器现在有了合适的探测阈，当涉及 β 辐射时是最合适测量肢端剂量的材料[169]。

II.16. 有效原子序数较高的热释光剂量计材料（10.2—16.3），因灵敏度较高也得到使用。例如，氟化钙（CaF₂）、硫酸钙（CaSO₄:Dy 或 CaSO₄:Tm）和氧化铝（Al₂O₃）。由这些材料构成的热释光剂量计，在配有多滤光片的剂量盒中使用。这些剂量计在特性上基本上类似于胶片剂量计，可以大致表示佩戴者所受剂量的辐射能量。

II.17. 与感光胶片的响应相反，热释光剂量计的响应（即发光输出）在很宽的剂量范围内几乎随剂量呈线性变化，至少高达 2 Sv 或甚至更高：对于 LiF 高达 5 Sv，对于 CaSO₄:Dy 甚至更高。LiF 的行为在几个希沃特以上时是超线性的，到几千希沃特时达到饱和。现代热释光剂量计系统（即热释光剂量计和相关读出设备的组合）能够测量低至 10 μ Sv 的剂量，且有令人满意的准确度和精确度。

II.18. 手动、半自动以及非常精密和高度自动化的热释光剂量计系统已有市售产品（见参考文献[170]）。对于较小规模的服务，手动或半自动系统通常是足够的。

光致发光剂量测量法

II.19. 光致发光的基础是，当受到电离辐射照射时，在掺银磷酸盐玻璃中形成诱发的发光中心。随后玻璃在紫外线辐射照射下发射可见光，其强度与电离辐射所致的吸收剂量呈线性关系。与热释光不同的是，电离辐射效应即诱发的发光中心，在正常读取过程中不受破坏且非常稳定，因而在室温下的衰减几年内可以忽略不计，在长期剂量累积期间的任何时候都可以获得剂量信息[171]。

II.20. 磷酸盐玻璃以其良好的重现性和恒定的灵敏度而得以大规模生产。应用市售脉冲紫外激光读出装置可将“受照前的剂量”（未辐照玻璃的表观读数）降低到约 10 μ Sv。这样可以消除老式常规读出技术的某些缺点，老式读出技术需要清洁玻璃、扣除受照前的剂量，才能测量低于 100 μ Sv 的剂量。

II.21. 由于有些玻璃材料的原子序数高，所以使用能量补偿滤片。对于 15 keV 以上的光子能量，可能实现±15%的能量依赖性。

II.22. 光致发光剂量计的优点，包括对剂量信息的永久和长期积累、良好的准确度、衰退可以忽略不计及必要时可能重复读取剂量计。一个配备使用紫外激光激发的自动读出功能的、完全磷酸盐玻璃剂量测量系统，适合于在大规模的个人监测系统中使用[172、173]。光致发光剂量测量系统可以从市场购得，已经得到广泛使用，在比对中取得了良好的效果。

光激发光剂量测量法

II.23. 光激发光剂量测量法在原理上与热释光剂量计和光致发光剂量计相同。光激发光技术使用光学方法、释放发光材料在受到电离辐射照射后捕获的电子能量[174—178]。这种探测系统的基础是使用氧化铝($\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$)发光材料。对材料进行激发所用的光源一般由激光器或发光二极管提供。光激发光可以在脉冲模式或连续模式下进行。在后一种模式下，利用一系列滤片将激发光与发射光分离。在必要情况下，光激发光技术可以选择在以后对剂量计进行再处理，因为在单次读出期间只有一小部分光激发光信号被消除。因为发光材料灵敏度高，所以能够探测到低水平剂量。缺点是 $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ 材料不是组织等效材料，需要使用滤片和合适的计算算法来测量 $H_p(10)$ 。在读出过程中，发光量与待测辐射量之间的关系是通过校准确定的。

II.24. 由于满足灵敏度需求的材料和实用读出系统的发展，基于 $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ 的光激发光剂量测量法获得广泛应用。近年来引进了基于光激发光的第二代市售剂量测量系统。它使用了具有近似组织等效优点的氧化铍(BeO)材料，避免使用滤片或计算算法确定 $H_p(10)$ 的必要性。

直接离子储存剂量测量法

II.25. 直接离子储存剂量计是在电离室和非易失性电子电荷储存元件的基础上结合而成。直接离子储存对受到的剂量进行累积，使得能够在小型现场读出器中重复读取。读出时间仅为几秒钟，工作人员可以在方便时读取。除了重新（例如一年一次）设置外，剂量计不需要返回剂量测量单位。读出器中记录的结果在每次读取时可以自动发送到服务单位。直接离子储存用于根据需要的准确度测量个人剂量当量 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ [179、180]。它的灵敏度很高，与主动式个人剂量计的灵敏度相同，不出现衰退，不受气候条件

影响。直接离子储存剂量计，虽然可以作为一种能直接读出的报警剂量计、安装在特殊的固定盒内使用，但本质上是一种被动式器件。直接离子储存剂量计的应用越来越广泛，在许多国家现在已被批准为公认的或法定的剂量计。

主动式个人剂量测量法

II.26. 许多类型的主动式个人剂量计可以从市场购得。这种剂量计通常以能量补偿盖革-米勒计数器或硅探测器为基础。

II.27. 尽管这些剂量计绝大多数可以作为报警剂量计在控制区使用，也可以用于工作人员照射的短期辐射控制，但并不全都适合于作为公认的或法定剂量计使用。主要是因为有些剂量计除了光子以外测不到 β 辐射，有些剂量计不能同时记录 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ ，有些剂量计对光子的能量阈值太高。其他应当考虑的重要因素是可靠性和数据损失的风险[181]。此外，大多数器件在测量脉冲辐射时会遇到困难。有些主动式个人剂量计不能同时记录 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ ，因此可能需要佩戴两种不同类型的剂量计。

II.28. 改进型剂量计的研发正在继续，越来越多的装置在技术上等效于被动式剂量计，与被动式剂量计一样可靠。近来，主动式个人剂量计在有些国家已经被接受为常规剂量测量的法定剂量计[182]。在用于这些目的时，工作人员应当只佩戴一个对报警和监测有用的剂量计。对于现有的主动式个人剂量计已经汇编了文献综述，根据适用的标准对多种这样的剂量计进行了评定[183、184]。这些调查结果表明，最新研制的主动式个人剂量计的能量和方向响应特性，在多数情况下与被动式剂量计的一样好。数据传输特性和可靠性水平与被动式剂量计的相当，技术特点相同或更好。在低能 X 射线辐射场和脉冲辐射场等某些类型的辐射场中使用主动式个人剂量计时应当谨慎[185]。

中子辐射

II.29. 有关个人中子照射监测的资料可见参考文献[186]。文献对各种不同的中子个人剂量计进行了评价，其中对剂量计与实际的和模拟的工作场所辐射场的参考值做了比较（见参考文献[61]）。

核径迹乳剂

II.30. 核径迹乳剂可用于快中子剂量测量。中子与乳剂和周围物质中的氢原子核相互作用，通过弹性碰撞产生反冲质子。电离粒子穿过乳剂产生潜像，处理后胶片沿粒子径迹变暗[187]。

II.31. 核径迹乳剂的能量阈值一般为大约 0.7 MeV，能量响应低，剂量范围有限。这种类型的剂量计在大约 50 mSv 处于饱和。

II.32. 通过与明胶中的氮核相互作用，产生 $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ 反应、生成反冲质子，可以探测到能量低于 10 eV 的中子。

II.33. 可以用显微镜对乳剂中反冲径迹计数。使用装有电视摄像机和监视器的显微镜有利于计数。剂量测量的准确度取决于操作员识别乳剂中径迹的熟练程度。

II.34. 核径迹乳剂的一个缺点是在处理前的衰退率高。在高湿和高温下衰退加快，每周高达 75%。将胶片置于受控气体中使其干燥、使用前密封在防潮袋中，可以控制问题的发生。

II.35. 乳剂的又一个严重问题是，在照射和显影后光子辐射会使胶片变暗，很难区分质子径迹。由于这些缺点及中子能量阈值高，核径迹乳剂在个人剂量测量中逐渐被其他方法所取代。一般来说，要避免采用核径迹乳剂的方法。

固体核径迹探测器

II.36. 裂变碎片、 α 粒子或中子诱发的反冲粒子等强电离粒子，可以在矿物质、玻璃和各种塑料等多种材料中沿其径迹引起结构上的损伤[188]。利用合适的试剂蚀刻探测器的表面，可以去除粒子沿径迹的损伤带，在光学显微镜下可以看到扩大的蚀刻坑。电化学刻蚀的应用明显扩大径迹的大小，便于测量（即通过计数）径迹密度。

II.37. 蚀刻径迹的大小和形状取决于粒子的类型、能量和入射角、探测器材料的类型和蚀刻条件（即蚀刻剂的浓度和温度及蚀刻时间）。应当针对每一种材料和每一种特定用途，对这些参数进行最优化。

II.38. 中子剂量测量通常使用三种类型的探测器：裂变径迹探测器、反冲径迹探测器和 (n, α) 径迹探测器。第 II.39—II.42 段对此作了简要说明。参考文献[189]对径迹探测测量技术作了更全面讨论。

裂变径迹探测器

II.39. 易裂变材料的辐射体或转换体在中子照射后发射裂变碎片。裂变碎片用聚碳酸酯等固态径迹探测器探测。裂变反有能量阈值（例如，对 ^{237}Np 为 0.6 MeV，对 ^{232}Th 为 1.3 MeV，对 ^{238}U 为 1.5 MeV），或对热中子（如 ^{235}U ）反应截面非常高。由于有放射性，一些国家现在限制或禁止在剂量计中使用易裂变材料。

反冲径迹探测器

II.40. 中子与塑料探测器如聚烯丙基二甘醇碳酸酯或 CR-39（聚丙烯二甘醇碳酸酯）[188、190—192]中的原子核的弹性散射，生成带电反冲粒子，如质子或碳、氧和氮离子。这些反冲粒子产生通过蚀刻可以看到的潜径迹。使用化学或电化学蚀刻可以扩大这些径迹。径迹密度与中子照射成正比，可用缩微胶片阅读器或自动粒子计数器计数。由于反冲质子的传能线密度、且由于重粒子的射程短，所以不同类型的塑料对中子的敏感性不同，其响应也随中子能量而不同。对于每一种探测器材料，或对于辐射体、吸收体和探测器材料的组合，应当对刻蚀技术进行最优化，由实验建立能量响应曲线。除了聚烯丙基二甘醇碳酸酯外，最常用的探测器材料是聚碳酸酯和硝酸纤维素。

II.41. 基于聚烯丙基二甘醇碳酸酯制成的剂量计，其能量阈值约为 100—150 keV，但能量响应低，可用含氮的塑料过滤器进行改善。低能中子通过俘获过程与氮反应，生成能量约为 0.5 MeV 的质子。它的角响应不够好，但如果将平均响应按 0°、20°、40°和 60°的角度平均，则可在 0.15—14 MeV 区间在 $\pm 30\%$ 内获得平坦的响应。使用含氮塑料的滤片也能对从热中子到 10 keV 能量范围的中子产生满意的响应。这种类型的探测器对光子不敏感，几乎没有衰退问题，剂量阈值低到 0.1 mSv。根据要求的灵敏度，不需要工作场所修正因子。与这种类型的探测器一起使用的自动读出器也已经开发出来，已有市售产品。然而，开展径迹蚀刻剂量测量服务需要高水平的专业技术；蚀刻过程的精确度和关于生成径迹的解释，对于获取良好的结果都是重要的因素。

基于 (n, α) 反应的径迹探测器

II.42. 中子与外部辐射体中的 ${}^6\text{Li}$ 或 ${}^{10}\text{B}$ 相互作用。对于能量低于几百千电子伏特的中子, (n, α) 反应生成 α 粒子, 最大 α 能约为 2.5 MeV (${}^6\text{Li}$) 和 1.5 MeV (${}^{10}\text{B}$)。热中子的反应截面高, 随着中子能量的增加, 反应截面减小, 与中子速度成反比。大多数市售塑料探测器可以探测到发射的 α 粒子。探测效率取决于材料类型和蚀刻条件。

热释光反照率剂量计

II.43. 反照率剂量测量, 是探测人体受到各种能量的中子照射后在身体表面出现的低能中子(反照率中子)。因此, 放置在人体表面的任何热中子探测器都可以用作反照率探测器。

II.44. 反照率剂量计通常是将 ${}^6\text{LiF}$ 等热释光剂量计置于硼填充的塑料胶囊中使用, 使反照率中子与入射热中子分离。由于热释光剂量计对光子敏感, 中子剂量读数由 ${}^6\text{LiF}$ 和 ${}^7\text{LiF}$ 探测器的读数差给出。

II.45. 反照率剂量计在设计上, 对从热中子到 10 keV 能量范围的中子有恒定的高响应。然而, 在能量高于 10 keV 时响应会迅速下降[193、194]。在杂散中子场中, 反照率探测器的相对能量响应变化高达 20 倍。

II.46. 中子响应随中子能谱而异, 后者在工作场所中的变化很大。然而, 如果中子谱是已知的、恒定的, 则可以用现场特定的修正因子给予修正。反照率剂量计主要探测出现在身体表面的中子, 所以对其在工作人员身体上的位置非常敏感。

II.47. 对于中子场中使用的反照率探测器的能量依赖性, 可以增加区别测量快中子的核径迹探测器如聚碳酸酯等给予补偿。在这种探测器组合中, 反照率探测器作为基本的中子探测器, 可以用普通的热释光剂量计读出器自动读取。在这种情况下, 如果热释光剂量计指示出明显的照射, 才需要处理径迹探测器。

气泡探测器

II.48. 气泡探测器由一根管子和管中散布于聚合物凝胶中的过热液滴组成。中子通过探测器生成质子, 使超过阈值的能量蓄积在液滴中, 使液滴成为可见气泡, 这些气泡在形成位置被捕获[195]。气泡数是对中子剂量的度

量。气泡探测器对光子不灵敏，对中子非常灵敏（低至微希沃特范围），对于通常高于 100 keV 中子能量阈值的剂量当量率有良好的响应。对于热中子可以用一种散布有 ${}^6\text{Li}$ 的特殊气泡探测器进行探测。气泡探测器的缺点是能量和剂量范围有限，对震动敏感，对温度有依赖性，但是可以使用温度补偿探测器。对于气泡探测器不需要工作场所修正因子，但对气泡计进行数是一种劳动密集型过程。气泡探测器是一种完全被动式器件，可以储存到需要时为止。它不需要任何用于测量或读出的电子设备。然而，如果大量常规使用这种探测器，则可以使用计算机控制的自动读出器来读取。

电子中子剂量计

II.49. 已经开发出了主动式个人中子剂量计[196]。它们的工作原理与主动式个人光子剂量计的相同，只是在二极管前面配置了塑料材料，将中子转换成质子进行测量。采用 ${}^6\text{Li}$ 或 ${}^{10}\text{B}$ 可以提高剂量计对热中子敏感度。使用能量沉积阈值可以对 γ 能量进行电子甄别。主动式个人中子剂量计具有直接读取和使用方便等优点。然而，目前它们的能量响应不够理想，对快中子灵敏度低，往往需要工作场所修正因子。

临界事故剂量计

II.50. 临界事故剂量计是另一类中子剂量计。它们的作用是估算临界事故下受到的中子剂量。临界事故剂量计的工作原理必须不同于常规中子剂量计，因为在临界事故中，短脉冲中子剂量率预期很高。临界剂量计通常包括金、镉、钢和硫等元素的活化探测器。更多的资料见参考文献[148]。

附录 III

外照射评定用的工作场所监测仪

III.1. 工作场所监测仪的主要目的，是为判断在工作场所的居留提供关于工作场所内剂量率的资料。为了评定和控制职业照射，必须知道各个工作区内的剂量率。当工作人员在某一特定区内停留期间或被允许进入区内之前，这样做是合适的。通常都在进行剂量率监测，但是在剂量率不随时间显著变化的情况下这种监测是不必要的。

III.2. 固定的或安装的工作场所监测仪通常配备远程显示或声响报警装置。除了一些工程上的差异外，它们的探测器和操作方法与便携式工作场所监测仪的相同。关于监测方法的全面讨论见参考文献[197、198]。

光子 (γ 辐射和 X 射线)

电离 (离子) 室

III.3. 电离室是最简单形式的辐射探测器，可用于各种情况下的辐射探测。电离室是一种充气探测器，探测原理是根据入射辐射在气体中产生的离子对数测量电荷。通过在两个电极间施加电压、收集电荷，将其作为电流（在“电流模式”下）或电压（在“脉冲模式”下）进行测量。

III.4. 为了确保输出信号与电离室中释放的能量成正比，应当施加正确的电压。

III.5. 手持式监测仪和一些固定式仪器，使用室壁由低原子序数材料制成的电离室，其中填充与大气平衡的气体。过去，这种仪器用于测量照射量，但现在大多数的设计用于测量周围剂量当量 $H^*(10)$ ，而且往往是定向剂量当量 $H'(0.07, \Omega)$ 。

III.6. 在正常职业照射水平（剂量率为几微希沃特每小时）使用的手持式仪器，其电离室的容积一般在 300—700 cm³ 范围内。在预期没有 β 辐射和低能光子辐射情况下使用的固定式仪器，往往有充有高压氩气的大型（约 5000 cm³）钢壁腔室。这些装置的动态范围大，约 0.1 μ Sv/h 到高达 1 Sv/h。

正比计数器

III.7. 正比计数器依据的原理与电离室的相同，但在电极之间施加更高的电压，利用电子的气体倍增功能提高灵敏度。为了使探测最优化，通常使用惰性气体，避免负离子生成。

III.8. 正比计数器可以作为脉冲探测器使用，测量 $0.1 \mu\text{Sv/h}$ 到 10 Sv/h 的光子剂量率。市售正比计数器的主要优点是灵敏度高、剂量率范围宽、能量依赖性低。然而，为了实现稳定的倍增因子，需要稳定的高压电源。这就使得正比计数器比电离室或盖革-米勒计数器昂贵得多。正比计数器可以作为连续电流探测器使用，但几乎没有这样使用过，因为正比计数器的信号下降非常快。

盖革-米勒计数器

III.9. 每当电离粒子撞击探测器时，在盖革-米勒计数器的强电场中都会在整个阳极上引起汤森雪崩（电子瀑布）。这意味着盖革-米勒计数器中的每一次事件，都会在探测器中产生一个与入射粒子能量无关、大小相同的信号，表明有关入射粒子能量的信息都会丢失。为了能够测量周围剂量当量，必须将计数器的脉冲频率作为入射粒子能量的函数，对盖革-米勒计数器进行校准。

III.10. 盖革-米勒计数器的光子探测效率一般约为 0.5% ，在宽能量范围内实际不变。这意味着周围剂量当量的响应与能量相关。可以设计有效的滤片，使得钢壁探测器在 50 keV 以上、端窗探测器在 15 keV 以上对 $H^*(10)$ 有良好的能量特性和方向特性。

III.11. 盖革-米勒计数器广泛使用于 X 射线和 γ 辐射场。盖革-米勒计数器能够产生大脉冲，因而易于计数和处理。然而，动态范围受高计数率时的死时间损失的限制。不论是外部或内部猝灭，都可以使盖革-米勒计数器恢复到工作状态。应当注意确保剂量率指示在高计数率时不发生逆转；这是在型式试验时应当做的基本试验。盖革-米勒计数器最好作为低水平污染或低辐射剂量率监测仪使用。

III.12. 在使用 X 射线发生设备的脉冲辐射场中使用盖革-米勒计数器，会严重低估被测的辐射量。因此，在这种情况下使用盖革-米勒计数器或任何脉冲计数探测器时要十分谨慎。

半导体探测器

III.13. 在硅等半导体材料中，与电离辐射相互作用后的电离导致电子从价电子带跃迁到导带，电子在导带中自由地穿行整个晶体。为了能够探测释放的电子，用两个电极环绕晶体。

III.14. 由于价电子带和导带之间的能隙仅为几个电子伏特，因此，与电离能一般为约 30 eV 的充气探测器相比，输出信号更大，信噪比更高。小的能隙也能给出更好分辨率的优势。然而，应当采取措施防止载流子的热扰动。

III.15. 用硅二极管作脉冲发生器（低剂量率下）或光电流发生器（高剂量率下），可以测量剂量率。硅的原子序数比组织的原子序数高，因此必须以脉冲和电流两种模式，提供适合于关心量的能量补偿滤片。这些滤片不可避免地限制了低能阈值。

闪烁探测器

III.16. 在闪烁探测器中，在与电离辐射相互作用中电子受到激发，放出可见光。有两种类型的闪烁体：

- (a) 无机闪烁体是在高温炉中生长的碱金属卤化物或氧化物晶体。闪烁特性是晶体结构的结果，因此仅存在于固态材料中。
- (b) 有机闪烁体由芳香烃组成，呈塑料或液体形式。闪烁过程可溯源到分子本身，意味着闪烁过程的发生与物质的物理状态无关。

III.17. 闪烁体与光电倍增管组合，可将光信号转换和增强为比较容易测量的电信号。

III.18. NaI(Tl)晶体等无机闪烁体广泛用于 γ 能谱分析，构成非常灵敏的探测器。然而，这种探测器的响应对能量依赖性很强。因此，其本身不能用于准确的剂量测量。然而，可以使用有能谱分析技术的仪器，其常灵敏度非常高。

III.19. 在测量照射量率或空气比释动能率时，由于有机闪烁体的有效原子序数非常接近空气，所以除了在能量低于约 0.1 MeV 的情况下，几乎不需要对能量依赖性进行校正。例如，在蒽晶体中单位比释动能的响应下降，主要是因为只有晶体的外层受到辐射。在晶体前面掺入少量高原子序数材料可以部分抵消这种下降，市售监测仪能够测量能量低至 20 keV 的光子。

III.20. 闪烁探测器可用于测量所有类型的 X 射线和 γ 射线[199]。虽然仪器的电子学部分的总体尺寸与电离室的相似，但探测体积可以小得多。尽管 1 cm^3 晶体通常是足够的，但晶体越大灵敏度越高，可用于天然本底水平剂量率的测量。

β 辐射与低能光子

电离室

III.21. 使用一个探测器，既可以测量来自 β 辐射（或低能 X 射线）的剂量当量率，也可以测量来自强贯穿光子辐射的剂量当量率。在这种情况下，探测器（电离室）装有一个可以打开或关闭的“窗口”（见第 III.22 段）。当窗口关闭时，可以测量强贯穿部分（即能量高于约 20 keV 的光子）。当窗口打开时，可以测量两个部分，对于剂量当量率中的弱贯穿部分（ β 粒子和低能光子），可以用减法计算。

III.22. 对于 β 辐射和低能光子的巡测，大多使用小型便携式电离室进行，这种电离室也可用于对 X 射线和 γ 辐射的巡测。电离室的一侧由导电塑料薄片构成，当测量光子（“窗口关闭”）时，用一片 1 cm 组织等效材料覆盖。当测量 β 辐射时取下覆盖物[200]。另一种类型的 β 巡测仪完全由薄壁构成。这样的电离室可能不适于测量定向剂量当量。

III.23. 测量 β 辐射所用的电离室壁，应当由与组织成分相近的材料制成。然而，确切的成分对于电子并不像对于 X 射线或 γ 辐射所用的电离室那么重要。对于电子，室壁的作用只是模拟身体的吸收和反散射。

盖革-米勒计数器

III.24. 薄壁或薄窗盖革-米勒计数器也可用于探测 β 辐射。如果给计数器配备厚得足以阻止 β 辐射的覆盖层，则可以通过有盖和无盖之间的读数差来区分 β 辐射和 γ （包括韧致辐射）辐射。特别是具有薄端窗的盖革-米勒探测器，对于工作场所 β 剂量率的监测有可接受的能量依赖性，并有规格小、可探测较低剂量率的优点。

半导体探测器

III.25. 工作在平均电流模式的半导体探测器可用于测量高剂量率。它们的探测层薄适合于 β 剂量测量。对于 β 辐射和低能光子辐射的测量，薄灵敏层硅二极管适合于评价 $H(0.07, \Omega)$ 。然而，探测器对 γ 辐射的响应高于对 β 辐射的响应，因为它们的有效原子序数太高。在运行辐射防护中，这种探测器通常不用于测量由 β 射线和低能光子所致的剂量率。

闪烁探测器

III.26. 使用薄层 ($3-4 \text{ mg/cm}^2$) 闪烁体、覆盖厚度相同的遮光塑料窗，可以制成用于测量 β 辐射 $H(0.07, \Omega)$ 的良好剂量率监测仪。这种闪烁体可以在低剂量率下、在与盖革-米勒计数器相同的脉冲计数模式下工作，或可在高剂量率电流模式下工作。

中子辐射

基于慢化剂的巡测仪

III.27. 添加慢化剂的巡测仪是最常用的中子场监测仪[186, 201]。巡测仪中含有对中子进行减速的含氢慢化剂，使用填充三氟化硼 (BF_3) 或 ^3He 气体或 ^6Li 闪烁体的正比计数器等探测器来探测热中子。通过 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 、 $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$ 或 $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{He}$ 等核反应探测中子，根据这些反应特性，能够清楚地甄别 γ 射线。选择适当厚度的慢化屏蔽，或者改变壁厚以及气体混合物和压力，可以调节对中子辐射的响应，给出与剂量当量率大致成正比的输出。通过对一组不同直径慢化球的响应进行数学分析，可以实现中子的能谱测量（见参考文献[202]）。几种慢化中子仪对运行中子辐射场的响应见参考文献[203]。

III.28. 1960 年代，通过在氢慢化剂中慢化中子，开发了一种对 10 MeV 以下中子剂量当量率的响应几乎与能量无关的仪器[204]。这种探测器采用 BF_3 正比计数器，外用圆柱形慢化剂中穿孔的镉屏蔽所包围，其响应有一定的各向异性（两倍以上）。使用直径 20—30 cm 的聚乙烯球形慢化剂可以克服这种各向异性，但以能量响应为代价。 ^6Li 闪烁体和 ^3He 正比计数器等探测器已被用作 BF_3 正比计数器的替代品。这些仪器的主要特点是对中能中子响应过大。

III.29. 另一种仪器[205]在一种情况下使用两个慢化球（直径 107 mm 和 64 mm）。仪器重 3 kg，剂量当量率范围在 30 $\mu\text{Sv/h}$ —100 mSv/h 之间，从热中子到 10 MeV 的能量范围内能量响应为 $\pm 30\%$ 。大球的响应通过两个球的计数率比进行校正，对于观测到的中子谱，计数率比从 0.15 变化到 0.8。在这个范围内校正从 1 变化到 30，在仪器中自动进行。

电离室

III.30. 电离室最初是为了测量 X 射线和 γ 辐射的照射而研发的。如果在室壁和气体中加入氢气，则电离室可以做到对中子辐射更加灵敏。然而，电离室对光子也灵敏，因此，为了校正中子辐射中始终伴有的 γ 辐射，有必要提供对中子相对不灵敏的另一种电离室（例如，石墨壁和二氧化碳气体混合物或铝壁和氩气）。这种电离室测量的是中子吸收剂量，而不是剂量当量率。

III.31. 由于电离室对单位剂量的 γ 辐射的响应与对中子的响应类似，因此用单一的电离室不可能有效地甄别这两种类型的辐射。然而，在一个辐射场中不需要甄别 γ 辐射和中子辐射的情况下，可以使用这种电离室。可以用近似组织等效材料制作电离室壁，用近似组织等效气体填充探测器。这样做可以使探测器中的能量沉积模拟组织中的能量沉积，而与辐射类型无关。这些电离室在正比计数器模式下工作。这种组织等效正比计数器大多在低气压下使用，因此可用于微剂量测量目的，但也可与作为周围监测仪使用。

其他中子仪器

反冲质子正比计数器

III.32. 反冲质子正比计数器通常内衬聚乙烯，填充压力约为 100 kPa 的乙烯（ C_2H_4 ）或环丙烷（ C_3H_6 ）。通过计算能量和射程的关系选择壁厚，使系统满足布拉格-格雷（Bragg-Gray）原理的要求。可以用数学方法分析反冲质子谱，从而推断入射中子谱。然后可以使用这样的中子谱信息来确定周围剂量当量。这些系统的实际能量范围为约 10 keV—1.5 MeV。

多丝正比计数器

III.33. 组织等效正比计数器，除了测量剂量外还可以测量沉积能量的传能线密度（LET）。然后利用 ICRP 建立的 Q -LET 关系，能够用传能线密度（LET）确定平均辐射质因数 Q （见第 2.34 段和参考文献[3]）。然后将 Q 输

入仪器的电子学电路。于是可将剂量转换为个人剂量当量。这些仪器也可用于混合辐射场的测量。

闪烁探测器

III.34. 有机闪烁探测器用组织等效材料制成，由于体积小可以用作中子剂量测量和能谱测量的简单方法。但有两个主要缺点。第一，发光闪烁效率低，通常在光电倍增管的第一级生成一个光电子需要 1—2 keV。第二，对 γ 辐射非常敏感。从一个反冲质子生成一个光电子所需的能量，是从一个 γ 光子生成一个光电子所需能量的 3 倍，是从 α 粒子产生一个光电子所需能量的 10 倍。然而，可以通过脉冲形状甄别将带电粒子事件与电子生成事件分开。反冲质子的能量与光脉冲的大小之间也存在非线性关系，但可以通过数学分析、用中子谱仪进行修正。这些局限性使得探测器的能量范围限定在约 0.2—20 MeV 内。

半导体探测器

III.35. 半导体探测器通常使用硅或锗材料，不直接用于中子测量。但可用在中子谱仪中测量在硼酸锂、硼、 ${}^6\text{LiF}$ 、聚乙烯和聚碳酸酯的转化箔中生成的质子、氘核和 α 粒子等次级粒子。半导体探测器体积小、灵敏度高，例如，电离效率大约是电离室的 10 倍，密度大约是电离室中气体的 1000 倍。

附录 IV

内照射评定的生物动力学模型

IV.1. 放射性核素的摄入通过多种途径发生，主要包括吸入、食入、注射和皮肤吸收（经完整皮肤或伤口）。对于职业照射，摄入的主要途径是通过吸入。然而，沉积在呼吸道中的一小部分物质通过纤毛作用转移到喉部后被吞咽，有可能被胃肠道吸收。一部分食入的放射性核素被血液吸收。摄入也可能来自直接食入，对于某些放射性核素也可能来自经完整皮肤的吸收。刀伤或创伤形式的皮肤损伤也会导致放射性核素的摄入。图 6 示出放射性核素向人体摄入、随后在体内转移和从体内排泄的路径。

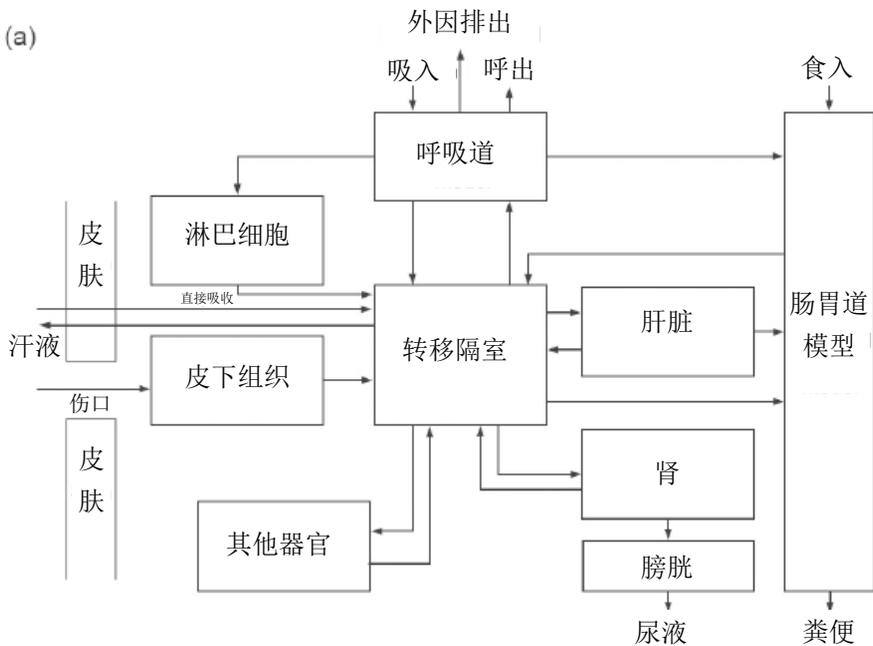


图 6. 放射性核素向人体的摄入、在体内的转移和从体内排泄的路径[13]。

IV.2. 放射性核素的摄入、吸收、体内转移和排泄可用隔室模型来描述。ICRP 建立了工作人员职业照射的特定模型。

IV.3. 消化道和呼吸道的生物动力学模型，被用来定义放射性核素进入体内及在体内转移、在血液吸收或从体内清除的过程。对于血液中吸收的放射性核素的行为，采用复杂程度不同的、特定元素的全身性模型来描述。

IV.4. 这种模型既可用于导出剂量系数，也可用于解释生物检测数据，适用于工作场所的监管管理。下文概括地介绍估算放射性核素摄入的剂量系数所用的模型。参考文献提供更多的细节和资料。

不同途径的进入模型

吸入

IV.5. 参考文献[133]介绍了工作人员吸入的放射性核素在人体呼吸道模型中的行为。参考文献[206]提供了关于人体呼吸道模型的指导。

IV.6. 人体呼吸道模型分别描述吸入放射性核素的沉积和廓清。用于计算呼吸道中特定组织的剂量，考虑了各组织的辐射敏感性差异。

IV.7. 人呼吸道由胸外气道和胸内气道组成。胸外气道分为前鼻道和后鼻道、咽和喉。胸段区有支气管、细支气管和肺泡间质、气体交换区。淋巴组织与胸外气道和胸内气道相关。其大小和比例因子的参考值在模型中作了说明。

IV.8. 对呼吸道的每个区，计算了吸入粒子的沉积，同时考虑了吸入和呼出。这种计算假设与化学形态无关，是粒径、呼吸参数或工作量的函数。给出了活性中值空气动力学直径（AMAD）在 0.6 nm 至 100 μm 粒径范围内的年龄相关默认沉积参数。

IV.9. 对于工作人员对放射性核素的吸入，以用鼻子正常呼吸、从事轻松工作的人员为参考对象。为方便起见，仅对参考成年男性计算在呼吸道的沉积和从呼吸道的廓清。5 μm 的 AMAD 被认为是工作场所中放射性核素最合适的默认粒径[135]，而 1 μm 的 AMAD 被用作公众成员的默认值。

IV.10. 从呼吸道的廓清被视为两个相互竞争的过程：粒子运输（通过黏液纤毛廓清或位移到淋巴结）和被血液吸收。未被血液吸收的沉积物质大部分通过粒子运输被廓清到胃肠道。转移到淋巴结的少量沉积物质继续被体液吸收，其速率与在呼吸道的速率相同。

IV.11. 按照呼吸道中沉积的初始模式，人体呼吸道模型将气体和蒸汽按三种默认的溶解度和反应性分类。在呼吸道的滞留和在体液的吸收，是由气体或蒸汽的化学性质决定的。

IV.12. 人体呼吸道模型用于计算参考文献[130]和第 GSR Part 3 号[2]表 III.2A 所示的工作人员吸入放射性核素的剂量系数，也用来计算参考文献[13]中给出的生物检测函数。

IV.13. ICRP 最新开发了修订版的人体呼吸道模型[16]。修订版对模型结构和参数值做了简化和改进，但保持基本特性不变。这些改进主要依据的是该模型在应用方面取得的经验和对现有实验数据集的最新评价。根据改进的模型，参考文献[16]给出了工作人员的新剂量系数和生物检测函数。

食入

IV.14. 在参考文献[207]中，使用表示胃、小肠、上段大肠和下段大肠的四个胃肠道隔室模型，描述了放射性核素经工作人员食入后的行为。在四个隔室中的平均停留时间分别为 1、4、13 和 24 h。被血液的吸收从小肠开始，用吸收分数 (f_1) 表示。

IV.15. 这个模型构成了参考文献[130]和第 GSR Part 3 号[2]表 III.2A 提供的工作人员摄入放射性核素的剂量系数的计算基础，也是解释参考文献[13]中生物检测数据的基础。

IV.16. 建立了一种关于食入的放射性核素行为的新模型，即人体消化道模型，参考文献[208]对此作了描述。该模型包括口腔、食道、胃、小肠、右结肠、左结肠和直肠乙状结肠，考虑了元素及其放射性同位素从肠道的多个部分到血液的吸收。食入的放射性核素的总吸收分数用符号 f_A 表示。然而，对几乎所有放射性核素都有效的一般假设是，吸收只发生在小肠（即 f_A 值等于食入的放射性核素在小肠的吸收分数）。此外，模型结构考虑了食入的放射性核素在消化道区粘膜组织上和牙齿上的滞留。

IV.17. 基于这种新的人体消化道模型，ICRP 最新发布了用于解释生物检测数据的新剂量系数和建议[16]。

通过伤口进入

IV.18. 虽然很多的放射性物质能够滞留在伤口部位，但可溶性物质可以转移到血液，因而转移到身体其他部位。不溶性物质缓慢地转移到局部淋巴组织，逐渐溶解，最终进入血液。不溶性物质以不同的份额滞留在伤口部位或淋巴组织中，终其余生。如果粒子物直接进入血液，主要沉积在肝、脾和骨髓的吞噬细胞中。

IV.19. 对于滞留在伤口部位的不溶性放射性核素，受照射最多的组织是伤口周围的组织。应当与职业医师协商，考虑切除被污染的局部组织。为此，应当准确确定伤口部位的污染随深度的变化。对于伤口部位和局部淋巴结的吸收剂量，可以根据受污染的局部组织切除后的剩余活度、相关放射性核素的特性、受照射组织的质量和照射后的时间做出评定。如果物质是可溶的，则能够从伤口部位转移到血液中，转移速率取决于物质的溶解度。在大多数情况下，这种可溶性成分的分布与从肺部或胃肠道进入血液的物质的分布相似，但直接进入血液的某些化学形态的放射性核素可能例外。

IV.20. 联合使用伤口模型[210]和计算工作人员剂量系数所用的全身性模型[130]，计算了 38 种放射性核素[209]经伤口摄入的剂量系数。

通过完整皮肤进入

IV.21. 氚标记化合物、有机碳化合物和碘化合物等放射性物质可以穿透完好的皮肤。其中一部分进入血液，但还没有评定剂量的通用模型，必须建立专用的模型[211]。例如，氚化有机化合物通过皮肤直接吸收后的行为明显不同于吸入或食入后的行为。对于皮肤污染，既应当考虑被污染皮肤面积的当量剂量，也应当考虑有效剂量。

全身性放射性核素模型

IV.22. 全身性生物动力学模型，描述放射性核素达到全身性循环后在体内随时间的分布和滞留及从体内的排泄。参考文献[207]中所用的全身性生物动力学模型，包括物质从体内循环向选定组织和器官的转移、直至排泄的相对简单的结构。参考文献[212—215]以生理学为基础、针对某些放射性核素，开发了年龄差异性模型。这些模型包括对沉积的放射性核素再循环和排泄途径的更真实描述。

IV.23. 这些全身性生物动力学模型，与人体呼吸道模型共同构成了参考文献[130]和第 GSR Part 3 号[2]表 III.2A 中给出的工作人员食入放射性核素的剂量系数的计算基础，也是对参考文献[13]中生物检测数据解释的基础。

IV.24. 全身性生物动力学模型后来得到进一步发展[16]，与 ICRP 以前出版物的描述相比，模型结构的定义在生理学上有了更现实的意义。从生理学上描述的模型方案有了更广泛的应用，在某些情况下，对模型结构做了轻微的改进。此外，对放射性子体的模拟方法也做了改进。到目前为止的一般假设是，子体服从与母体相同的生物动力学行为，但是铅、镭或钍同位素的子体、铯的子体碘和各种衰变系中生成的惰性气体同位素的子体除外。在修订后的模型中，对母核及子体适用不同的全身性生物动力学模型。这些改进后的全身性生物动力学模型，已经用于制定解释生物检测数据所用的最新剂量系数和建议，已经由 ICRP 最新出版[16]。

附录 V

个人内污染监测方法

直接测量法

V.1. 当在体外被探测到放射性核素发射出的有足够能量和产额的贯穿辐射（通常是 X 射线或 γ 辐射，特殊情况下是韧致辐射）时，可以对一种或多种摄入的放射性核素的分布和体内总含量进行直接测量。对于大多数活体计数，光子探测器被放置在身体周围的指定位置，通常对探测器和受检者至少设置局部屏蔽以减少周围外部源的干扰。低水平全身计数器被设置在屏蔽的计数室内。

V.2. 根据摄入量和待积有效剂量对直接测量结果进行解释，一般有赖于摄入的放射性核素的分布和滞留的生物动力学模型，还有赖于能量沉积的生物物理学模型。这两个方面可能随时间和个人有显著变化。

测量的几何形状

V.3. 出于特定的服务目的，已经为探测器设置了多种物理安排。对于全身分布的放射性核素，全身计数或身体大部的计数可以给出最大灵敏度。全身计数要么使用一个或多个探测器的静态几何形状，要么进行扫描：相对于静态探测器移动受检者，或者围绕静态受检者移动探测器。静态几何形状通常包括沿着站立或仰卧的受检者分布的探测器阵列，或者指向倾斜的椅子或弧形框架上的受检者中心的单一探测器。计数几何形状的实例示于图 7。

V.4. 对于其他暂时浓集在身体特定组织或器官中的放射性核素，应当进行特定部位监测。甲状腺摄入的放射性碘和滞留在肺部的吸入放射性粒子就是这样的例子。对于发射低能光子的亲骨性放射性核素，如 ^{241}Am 及钷和铀的同位素，应当对被薄层组织包围的骨头进行测量，如膝盖或头盖骨 [216、217]。

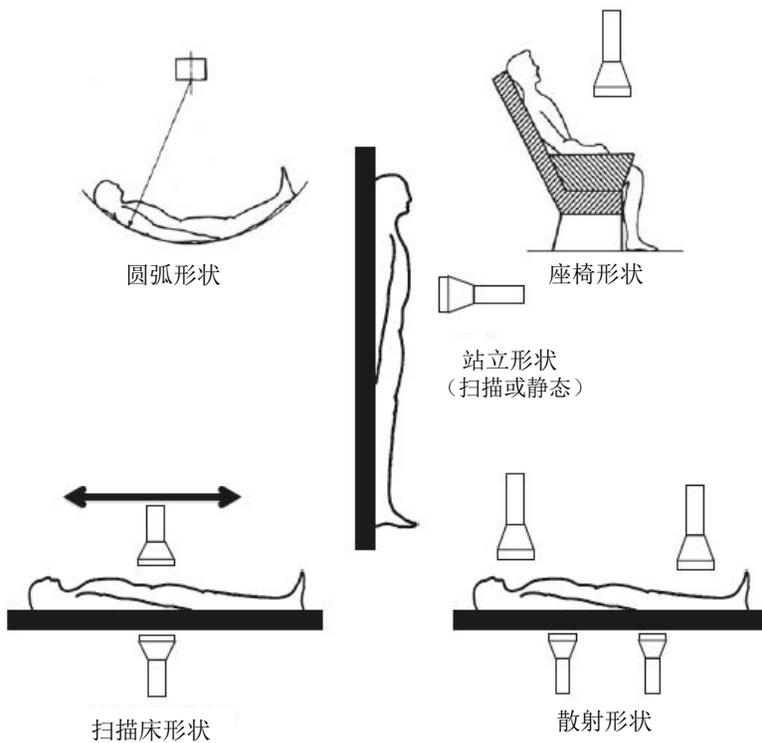


图 7. 用于全身计数的各种几何形状。

V.5. 在通过伤口摄入的情况下，或有理由测定放射性核素在体内的分布时，也应当进行局部监测。全身计数不可能完全探测不到显著量的局部活度，但也许不能提供量的准确估算值或量的空间分布信息。参考文献[218]介绍了体模的应用及局限性。

V.6. 在所有情况下，方法应当是将从受检者测到的信号与在相同条件下从含已知量被关注放射性核素的拟人体模或其他替代物获得的信号进行比较。放射性核素在校准体模中的分布应当尽可能与受检者体内的预期分布一致，尽管有些测量技术对这种分布比其他技术更敏感。也可以通过专为此目的开发的蒙特卡罗技术来表征和校准活体监测系统[219、220]。

探测方法

V.7. 对于不同的目的有不同的探测系统。高原子序数材料无机晶体，通常是铊激活的碘化钠 (NaI(Tl))，一般用于探测由许多裂变产物和活化产物发射的高能光子 (大于 100 keV)。高能光子与晶体相互作用产生的闪烁用光电倍增管来探测。光电倍增管产生电脉冲，经过处理产生能谱，反映由晶体吸收的辐射能谱。

V.8. 这种类型的测量系统，为定量测量体内放射性含量提供最灵敏的方法。然而，这种探测器的能量分辨率有限，即使用反卷积技术也不能确定发射复杂能谱的放射性核素，例如来自新裂变产物混合物的放射性核素或者在环境本底变化情况下的放射性核素，例如由于氡及其子体引起的本底变化下的放射性核素。

V.9. 半导体探测器的主要优势在于能量分辨率，所以基本上可以明确地识别混合物中的放射性核素，但不便之处是需冷却到液氮温度。高纯锗探测器可以耐受在室温下的循环，只有在操作过程中需要冷却。使用电冷却恒温器和机械冷却器，可使锗探测器在无需液氮的情况下工作。与无机晶体和其他闪烁体相比，半导体探测器的探测效率较低，通过降低本底信号、改善能量分辨率可以给予补偿。

V.10. 用薄 NaI(Tl) 晶体可以探测低能光子，如 ^{239}Pu (13—20 keV) 和 ^{241}Am (60 keV) 发射的光子，其检测效率与大晶体的相同，但本底低得多。增加一个晶体作为反符合用途，通常用铊激活的碘化铯 (CsI(Tl))，通过消除高能光子的贡献来提高探测灵敏度。这种装置，通常称为层状闪烁体 (磷光体夹层)，可以将这些光子的探测限降低一个多数量级。多个高纯锗平面探测器，因能量分辨率高、本底低，越来越多地被用于探测低能光子。对于低能光子计数 (例如使用层状闪烁体或高纯锗探测器)，在确定探测效率时应当考虑覆盖层的厚度。

V.11. 微型半导体探测器的应用越来越广泛，特别是在室温下工作的碲化镉 (CdTe) 半导体探测器。碲化镉探测器对低能光子探测灵敏度高。它们的规格小 (直径约 10 mm，厚度 2 mm)，对于局部伤口的监测是理想的。优点是不需要将工作人员限定在屏蔽的围封设施中，可以快速评定外科切除手术是否成功。然而，这些小型探测器不适用于使用能谱测量法对放射性核素进行识别和定量分析。

V.12. 在设置先进的活体监测设施时，一般应当安装多种探测系统，以便适用于可能关心的特定放射性核素。

测量程序

V.13. 接受直接测量的受检者不应当有外表面污染，应当穿一次性纸质类新衣服。应当取下珠宝、手表和眼镜等贴身物品。这些注意事项有助于防止错误地鉴别体内活度，也有助于防止污染转移到计数设备上。为了确保连续测量中的可重复性，改善与校准结果的比较，个人应当在可行的范围内处于规定的计数位置。在某些情况下，为了获得满意的测量精度，受检者需要在固定位置停留最长 1 h。应当为围封设施屏蔽装置内的受检者提供某种通信手段，特别是在需要延长计数时间的情况下。

V.14. 探测器出现的本底计数归因于以下四个来源：

- (a) 来自天然源的周围本底辐射，如宇宙射线或氡及其子体；
- (b) 来自屏蔽装置和其他设备中放射性的本底辐射；
- (c) 来自受检者自身的天然放射性的辐射；
- (d) 受检者与周围环境相互作用散射到探测器的辐射。

V.15. 对于以闪烁计数为基础的计数系统（NaI(Tl) 晶体或层状闪烁体探测器），应当使用适当的体模来测量探测器系统的本底计数，体模应当尽可能与受检者相同、且处于规定的计数位置。通过对受检者进行内污染计数的围封设施（即，铁室设施）进行适当设计和充分屏蔽，可以大幅降低本底计数水平。对于全身计数，使用与受检者的性别、身高和体重相匹配的未污染受检者确定的本底计数，会改善计数结果。然而，精确匹配是不可能的，⁴⁰K 含量等因素也是无法控制的。因此在开始工作之前，对匹配的对照组或特定个人进行测量，能够获得更好的结果。计数器本底的测量在时间上应当尽可能接近于对受检者的测量，理想时间是接近于测量前后。当使用半导体探测器时，不需要对匹配的体模进行本底计数。

间接测量法

V.16. 间接测量的基础是测量从身体分离的生物物质中的活度浓度，一般是尿、粪便、呼吸或血液中的活度浓度，或工作环境物理样品如空气样品或表面污染样品中的活度浓度。

V.17. 对于那些不发射有重要意义的强贯穿辐射的放射性核素，应当使用间接测量法。对于其他放射性核素，如只发射低能光子的或在排泄物中选择性排泄的放射性核素，由于直接监测测量的低灵敏度和不确定度，间接测量法可以提供更可靠的摄入量估算值。在其他情况下，间接测量法可能比直接监测更可行且足够准确。

V.18. 参考文献[13]提供了对于职业照射中共同关心的所有放射性核素最适用的生物检测测量技术的资料。这种资料最近已经更新[16]。

生物样品

V.19. 在摄入量估算中，最常用的生物样品是尿和粪便，但在特殊情况下使用呼吸、血液和其他样品。例如，对鼻涕或鼻拭子中活度的分析，可以对吸入的混合物中的放射性核素进行鉴别，提供对核素相对水平的早期估算。然而，在这种情况下，样品中的活度浓度与摄入量之间的关系是不确定的，所以这样的数据只能大致表示放射性核素的摄入量。

V.20. 生物检测样品的选择，不仅取决于根据摄入物质的物理化学形态和相关元素的生物动力学模型确定的主要排泄途径，还取决于收集、分析和解释的方便程度等因素。尿样比较易于获取和分析。一般情况下，尿样提供化学形态易于向血液转移的放射性核素的摄入信息。相比之下，不溶性物质的摄入通常是根据粪便样品来评定的。

尿

V.21. 放射性核素进入血液、在全身循环后，从体内的排除通常是通过尿完成。尿中含有废物和其他物质，其中包括水，从血液经肾脏滤出到排尿，在膀胱中收集的时间多达几个小时或更长。由于在膀胱内的这种混合，对于急性摄入后很快获得的尿样中的放射性核素水平的解释应当谨慎。在摄入后应当立即排空膀胱，然后再采集下一个尿样和后续的尿样，对所有的样品都应当进行分析。

V.22. 在最初几天后，24 h 尿样通常是评定摄入量的最佳依据。在得不到24 h 尿样的情况下，可以通过相对于肌酐含量、收集时间（即实际取样间隔长度）、体积和比重归一化来估算总排泄量[221、222]。参考文献[223]报道，采用肌酐和比重归一化的方法并不能比按时间或体积归一化的方法提供更好的置信度，需要在参与实验室增加测量（及费用）。

V.23. 对有快速排泄成分的放射性核素进行常规监测时，应当考虑取样的日期，因为在次以前和以后的取样之间会有显著差异，即使在短时间内没有摄入。

V.24. 对于氘水的摄入，尿中氘浓度与体内水分中的一样，可以用来评定体内氘含量和剂量率，无需参考排泄模型。参考文献[224]附件 VI 提供了氘水摄入量的剂量评定方法。

粪便

V.25. 粪便样品中含有水分、来自胃肠道壁的细胞碎屑及通过胃肠道运输的未吸收废物，包括从肺中排出的不溶性物质及从肝脏经胆汁排出的代谢产物。个体粪便排泄物的质量和成分可能相差很大，与饮食有很大关系。因此，体内放射性核素的日粪便排泄率的可靠估算，通常依据的是 3—4 d 的总收集量。单次样品在多数情况下只应当用于筛查目的。

V.26. 对受到长寿命放射性核素慢性照射的工作人员进行监测时，理想的情况是在休假后（至少 10 d 不工作）和返回工作环境之前收集粪便样品。这种假期后的测量能够甄别通过胃肠道快速排出的吸入放射性核素的份额和延迟排出的全身活度的份额以及不溶形态放射性核素在肺中的长期沉积。

呼气

V.27. 呼气只是那些被直接呼出的或者被代谢到气体或挥发性液体的、很少物质的重要排泄途径。然而，对于这些情况，呼气样品可以提供一种测量排泄物中活度的便利方法，而几乎不受其他污染源的影响。

V.28. 呼气中 ^{220}Rn 的测量，已经在各国用来测量从事含钍矿物开采和加工的工作人员的钍摄入量[225—230]。呼出气体中所含的 ^{220}Rn 被作为肺中存在的 ^{224}Ra 的、因而也是 ^{232}Th 的度量。呼出的 ^{220}Rn 活度表示为自由发射的 ^{224}Ra 母体的活度，决定着在受检者口部测到的 ^{220}Rn 浓度。这种方法成为探测体内吸入的中水平钍的一种比较便、便于携带的手段。关于呼气中 ^{220}Rn 的测量，报道了两种基本方法：

- (a) 参考文献[225、229]介绍，第一种方法是以“双滤片”系统为基础。来自肺部的空气被呼出到两端装有滤片的钢瓶中。呼出的 ^{220}Rn 在传输过程中衰变，其子体被收集在出口滤片上。延迟5 h待子体衰变后，通过 α 计数测量滤片上的 α 活度。
- (b) 参考文献[227、231]介绍，第二种方法是基于 ^{220}Rn 子体 ^{212}Pb 的静电收集，其中85—88%带正电荷，被收集到带负电荷的聚酯盘上。在收集周期过后，可以用低水平 α 能谱法测量 α 衰变[228]。

V.29. ^{220}Rn 呼气技术的一个缺点是，必须在吸入后、在中断伴有钍照射的任何工作一段时间后才能进行测量，这样做是考虑清除上部气道中的活度和可能存在的 ^{220}Rn 短寿命子体。中断时间应当至少是12 h，为了取 ^{212}Pb 的七个半衰期，最好是72 h。

V.30. 另一个更严重的缺点是，需要知道呼出的 ^{220}Rn （表示为在口部发射的 ^{224}Ra 等效活度）与钍的肺负荷之间的关系。这种关系称为 ^{220}Rn 发射率，似乎取决于钍污染的性质。呼气测量应当与钍的肺负荷活体测量进行校准[232]。校准程序要求工作人员的肺负荷高得足以用活体 γ 计数技术探测。 ^{220}Rn 发射率的估计值相差很大，在3.7%到20%之间[225、229、230、233—237]。由于大的变化范围和伴有的不确定度， ^{220}Rn 的呼气测量技术对于常规剂量评定的应用是有限的。

血液

V.31. 血液样品是用于估算全身循环中存在的放射性核素的最直接样品，但由于对取样过程的医学限制而很少使用。参考文献[238、239]分别报道了关于西澳大利亚重金属矿砂工作人员和印度钍工厂工作人员血液中钍浓度的调查。然而，除了少数例外（例如，标记红细胞中的稀释氘水、 ^{59}Fe 和 ^{51}Cr 的检测），血液样品提供的关于摄入后全身总活度的信息非常有限。这是因为核素从血流的快速廓清和在体内组织和器官中的沉积。

鼻涕

V.32. 鼻涕和鼻拭子不应当用于估算放射性核素的摄入量，但可用于与任务相关的监测和特殊监测，以便识别放射性核素混合物中所含的成分。鼻涕和鼻拭子也可用于提示是否需要进一步取样和分析，特别是当受到铀系元素等 α 发射体照射的情况下。

组织样品

V.33. 对于放射毒性高的放射性核素（如超铀元素）在伤口的局部沉积，按照医师建议，通常希望在摄入后立即切除污染部位。用破坏性和非破坏性方法对切除的组织进行放射化学分析，可以给出关于放射性核素种类及相对浓度的信息，有助于评定在血液的吸收，并确定后来的处置。

V.34. 头发和牙齿等其他生物样品可用于摄入量评定，但不能用于定量的剂量评定。

空气样品

V.35. 对于放射性气体和蒸气（如 $^{14}\text{CO}_2$ 和氟化水）等易于在空气中弥散的化合物，来自固定空气取样器的、特别是小房间中的样品，可以合理代表吸入的放射性核素。固定空气采样器可以配备在工作场所中的固定位置，有较高的采样速率，典型值约为 20 L/min。然而，对于再悬浮粒子等其他类型的源，这种样品导致的吸入物质的活度估算值，可能会有一个数量级以上的误差，与源、取样器和工作人员的相对位置有关。

V.36. 更有代表性的样品可从个人空气采样器获得，采样器是由工作人员携带的电池供电系统，从紧接呼吸带的部位以较低的采样速率吸取空气样品，典型速率为 2 L/min。然而，即使是这些样品也可能导致高估或低估放射性核素的摄入量，取决于对气溶胶粒径和呼吸速率的假设。

V.37. 两种形式的取样都有赖于从过滤介质上通过的空气中收集放射性核素。在某种程度上，这样的介质是供收集物质专用的。例如，粗纤维过滤可以捕获粒子物质，而活性炭床则用以收集氦气和碘蒸气。氟化水可以被收集在脱水器中。

气载粉尘

V.38. 在内照射评定中，应当考虑空气采样器的采样效率。空气采样器的设计遵循对特定粒径的采样规则，粒径以工业卫生采样标准为依据、与采集的总气载粒子的份额相关。根据这种采样规则，有三种可采集的粉尘份额：

- (a) 可吸入粉尘份额，是呼吸时总气载粒子中通过鼻或口进入体内的粒子份额。其中包括空气动力学直径小于约 100 μm 的粒子。

- (b) 胸腔粉尘份额，是可吸入份额中能够通过肺的支气管肺泡区的份额。其中包括空气动力学直径小于约 30 μm 的粒子。
- (c) 可呼吸粉尘份额，是可吸入份额中通过包括呼吸细支气管、肺泡管和肺泡囊在内的肺泡区的份额。其中包括空气动力学直径小于约 10 μm 的粒子。

V.39. 在伴有气载粉尘中 ^{238}U 系和 ^{232}Th 系放射性核素照射的工作场所，下述考虑适用于空气采样设备和技术：

- (a) 空气采样器一般低估气载活度浓度，从而低估吸入的活度。低估的程度不仅取决于环境气溶胶的 AMAD 和几何标准偏差、还取决于空气中的粉尘负荷和使用的采样器类型[103]。可以应用修正因子将低估的程度减到最小。在 AMAD 为 5 μm 、几何标准偏差为 2.5（参考文献[133]对于实际值未知的工作场所推荐的默认值）的情况下，修正因子对可吸入采样器为 1.18，对胸腔采样器为 1.41，对可呼吸采样器为 2.5[103]。然而，使用适当的修正因子并不能消除所有不确定性。因为 AMAD 和几何标准偏差随粉尘产生的位置、时间和环境而不同，因此是无法精确知道的。
- (b) 气溶胶粒子的粒径分布对剂量系数也有显著影响，在评定吸入粒子所致有效剂量时会有新的不确定度来源。对于肺吸收类别 S 的粒子，剂量系数对 AMAD 的依赖性特别强。在评定有效剂量时，采样器的选择，应当使采样效率尽可能接近相关剂量系数对 AMAD 的依赖性[103]。
- (c) 肺吸收类别的知识不仅用于确定最适合的剂量系数，而且还用于确定可以将由于不完全知道粒径分布而可能产生的偏差减到最小的采样器类型[103]。
- (d) 为了使有效剂量评定中存在的偏差减到最小，理想的取样类型是对肺吸收类别 F 的粒子进行可吸入采样，对肺吸收类别 M 和 S 的粒子进行胸腔采样[103]。在许多伴有天然存在的放射性物质的行业中，可能会遇到肺吸收类别 M 或 S 的粒子。然而，目前胸腔取样器不像可吸入取样器那样广泛使用，而且由于粉尘粒子被收集在泡沫过滤器上而不是平板过滤器上，因此往往不适合于 α 计数。

- (e) 如果在大粒子中或在过滤器上沉积的多层小粒子或小粒子凝聚体中存在显著的 α 粒子自吸收, 则工作人员吸入物质的 α 活度可能被低估。在这种情况下, 需要相应地限制过滤器上的粉尘负荷。可以利用各种类型的过滤材料和取样盒。在粉尘浓度较低 (约 $1-2 \text{ mg/m}^3$)、取样时间为 $4-6 \text{ h}$ 的情况下, 过滤材料和取样盒的选择可能并不重要。然而, 当粉尘浓度较高 (大于约 3 mg/m^3) 且取样时间在 8 h 以上时, 取样设备的选择要更加慎重。对于某些类型的过滤材料, 例如聚氯乙烯, 由于粉尘没有完全附着在表面上, 以致部分样品可能会丢失。对于某些类型的监测盒, 粉尘能够附着在内壁上, 这样就要求通过洗涤去除粉尘, 在分析前将其添加到过滤器捕获的物质中[25]。
- (f) 对于发射 α 的核素, 从采样到测量必须有时间上的延迟, 以便使对样品计数有贡献的 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn 短寿命子体的衰变成为可能。

氡

V.40. 氡及其子体个人监测装置有被动式和主动式两种。被动式装置是固态核径迹探测器形式, 由工作人员在适当的时期内佩戴。径迹探测器在受照射后, 通过化学或电化学蚀刻来处理。通过蚀刻处理, 可以显现出 ^{222}Rn 衰变产生的 α 粒子生成的核径迹。径迹密度正比于佩戴期间 ^{222}Rn 的累积照射。主动式装置利用电池供电的泵、将空气抽入采样过滤器。沉积在过滤器上的 ^{222}Rn 子体发射的 α 辐射由以下方式记录:

- (a) 热释光剂量计的探测器片, 提供 α 总活度信息;
- (b) 带有相关电子器件的固态硅探测器, 提供 α 总活度及特定核素信息;
- (c) 固态核径迹探测器, 只提供 ^{222}Rn 子体信息。

V.41. 对于工作场所空气中的 ^{222}Rn 监测, 确定浓度的方法既可以是基于单一空气样品 (称为瞬时采样) 的瞬时测量, 也可以是时间积分测量。传统上使用 α 闪烁室 (通常称为卢卡斯室) 进行瞬时测量。用这种方法将空气样品收集在探测器小室中。小室的内表面有闪烁涂层, 其中包括银激活的硫化锌层。空气样品被过滤、除去 ^{222}Rn 子体, 在腔室内仅留下放射性母核 ^{222}Rn 。随着 ^{222}Rn 和生成的子体通过发射 α 粒子衰变时, 来自 α 衰变的闪烁由安装在腔室顶部的光电倍增管在已知的平衡下被光电倍增管计数。

V.42. ^{222}Rn 的瞬时测量还有其他技术。这些技术包括脉冲计数电离室技术和双滤膜采样器技术，后者能够用于测量 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn 。经入口滤膜去除 ^{222}Rn 子体和 ^{220}Rn 子体后，使空气通过电离室。在通过电离室期间 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn 衰变产生子体，被收集在出口滤膜上。来自出口滤膜的子体的 α 发射被计数。这一结果被用来反算 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn 的浓度。可使用被称为测氦杯的核径迹探测器或热释光剂量计或被称为驻极体被动环境氦监测仪的装置，施行时间积分测量。

V.43. 可以利用所谓的“连续”监测技术。这种技术并不提供真正的连续测量，而是利用上述瞬时采样方法、进行频繁的瞬时采样，或以其他特定技术为基础。将氦气泵往或扩散到高压电离室的敏感区，使生成带正电荷的氦子体，沉积在硅面垒探测器的表面，随后进行 α 能谱分析。使用这种方法可将 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn 分离。可以使用比较坚固重量轻的便携式仪器。这些仪器在地下矿井等采矿环境中有相当广泛的应用。便携式仪器可配备报警仪，当超过指定的 ^{222}Rn 浓度时触发报警。

V.44. 工作场所中 ^{222}Rn 短寿命子体的监测，是利用过滤器吸入空气、捕获子体放射性核素进行的。由于 ^{222}Rn 子体的半衰期短，应当在取样期间或取样后很快对过滤器上的 α 或 β 活度进行计数。

V.45. 与 ^{222}Rn 气体浓度的监测一样，对 ^{222}Rn 子体既可以进行瞬时测量，也可以进行给定时间的测量。由于自动取样和分析技术的发展，已经有半连续监测和连续监测的仪器可用于累积测量。在一些进行 α 或 β 谱分析的监测仪中，原始数据可以连续储存在仪器内、然后下载处理，从而求得单个放射性核素随时间变化的浓度。

V.46. ^{222}Rn 及子体浓度测量所用的仪器和测量方法，至少在原理上适用于 ^{220}Rn 及子体浓度的测量，但有某种局限性。有一些连续监测仪能够测量 ^{220}Rn 及子体。对于个人监测可以使用积分核径迹探测器。有一种类型的个人 α 剂量计可另外记录来自 ^{212}Po 的 α 发射、直接测量 ^{220}Rn 子体。

表面样品

V.47. 因为放射性核素从表面向体内转移的模型特别不确定，所以表面样品的放射性核素浓度主要用来提示是否可能有显著的摄入，是否有必要进行个人监测。这些样品还可以提示各种放射性核素在混合物中的相对量，也提示是否存在生物检测样品中未检测到的放射性核素。

V.48. 用滤纸或棉签等材料擦拭人体表面的特定部位，可以获得表面样品。这些材料的选择的依据，是为了分析目的从表面擦拭预期污染物的能力。应当针对表面和擦拭材料的特定组合来确定收集效率，对于某种程度的多孔表面上的潮湿拭子，收集效率一般假设为大约 10%。

样品操作

V.49. 在操作用于评定内照射的样品时应当特别谨慎，按照质量保证大纲的要求，首先避免放射性污染或生物污染在操作过程中的转移，其次确保分析结果与原始样品之间有可溯源的联系。

V.50. 关于污染的潜在危害，既应当考虑放射性污染，也应当考虑生物污染。生物样品中可能含有细菌和病毒等病原体。在整个样品成为灰烬以前或以别的方式被灭菌之前，病原体都可能有活性。因此，所有这些样品在分析之前都应当在低温下保存，尽可能使其冷冻。这种处理方式还将减少对某些材料不必要的生物降解，例如有机结合的氚，其分子形式是在后来的分析中应当考虑的一个重要因素。防止降解的另一种方式是用酸处理样品。

V.51. 为了建立溯源性，应当维持一个保管链，以便在样品的收集、运输、分析的每一阶段编制成文件，用以记述和证实样品已发生转移。

V.52. 为了确保从样品测量到的活度只代表是从身体排出的，因此不应当在放射性污染区收集尿、粪便和其他生物样品。样品应当有明显的标记，清楚显示工作人员的身份、样品收集的日期和时间。

V.53. 应当将工作人员可能已经受到照射的所在工作区的信息，告知决定样品分析类型的负责人，特别是在样品可能有高水平活度，可能要进行特殊监测的情况下。负责人还应当知道，可能干扰样品分析或解释的药物的使用或治疗情况。

分析方法

V.54. 在生物样品或物理样品的分析中，涉及到使用适当仪器对存在的放射性核素的辐射进行探测和定量分析。在许多情况下，必须首先将放射性核素从样品基质中分离出来，以便进行更灵敏、可重复的探测。如果探测器无法甄别具有相似发射的放射性核素（如某些锕系元素），则在计数前应当对样品进行化学分离。

探测

V.55. 放射测量评定所用的仪器，可根据测量对象分为三类： α 粒子、 β 粒子或光子发射。

V.56. 可以用多种技术探测 α 粒子，每种技术各有优点和缺点。使用硫化锌探测器或气体正比计数器，可以实现对 α 总活度的最简单的总计数。这些方法是有效的，但无法甄别不同能量的 α 粒子，也不能识别或定量分析混合物中的各个放射性核素。对于核素能量差异足够大的情形，先对各个放射性核素进行放射化学分离（见第 V.63 段），再使用硅探测器进行 α 能谱分析，可以实现对各个核素的定量分析。要获得足够的灵敏度，一般需要长时间计数。因为对各个放射性核素进行放射测量分析是既费时又昂贵，所以对各个空气采样过滤器进行常规分析，很可能成本效率不高。而非常规测量可以保留过滤器、长时间积累，又能够通过更灵敏的分析技术来确定活度，以便获得各个放射性核素在较长时间内的总摄入量。

V.57. 伴有天然存在的放射性物质的工业活动，可以产生含发射 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系 α 放射性核素的粉尘粒子。探测空气采样过滤器上的这种 α 活度需要考虑以下几点：

- (a) 对于未经化学或热处理的天然存在的放射性物质，在新生的粉尘粒子中， ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系的平衡不大可能受到严重扰动。除了 ^{222}Rn 或 ^{220}Rn 从捕获后的粉尘粒子中逸出外（见(c)），在用总 α 计数分析空气采样过滤器时，通常可以假设处于平衡条件。
- (b) 对于受过化学或热处理的天然存在的放射性物质，不能假设气载粉尘粒子中的平衡条件，因此，在用总 α 计数分析空气采样过滤器前，应当测定放射性核素的组成。

(c) 从取样时间到分析时间之间,可能有一部份 ^{222}Rn 或 ^{220}Rn 从捕获的粉尘粒子中逸出。对矿尘粒子的研究表明, ^{222}Rn 和 ^{220}Rn 的损失在 0—50%[240]范围内。对于像锆石和独居石这样的、 ^{222}Rn 或 ^{220}Rn 射气系数非常低的矿物质伴有的粉尘粒子,应当假设 ^{222}Rn 或 ^{220}Rn 的损失为零。对于对于像铀矿石或铀钍矿石这样的矿物质伴有的粉尘粒子,预计 ^{222}Rn 或 ^{220}Rn 会有一部分损失。对于采样时处于平衡状态的 ^{238}U 衰变系和 ^{232}Th 衰变系的粉尘粒子,考虑到 ^{222}Rn 或 ^{220}Rn 及其伴随的短寿命子体的损失,测到的总 α 活度应当乘以 1—1.23 的修正因子。对于 ^{222}Rn 或 ^{220}Rn 的典型损失为 25%的情形[241],应当使用大约为 1.10 的修正因子。

V.58. 对于 β 粒子,特别是低能 β 发射体,一般利用液体闪烁计数探测。在有些情况下,在探测器响应中设置能量窗,可以实现对混合物中氚、 ^{14}C 和 ^{32}P 等两个以上的 β 发射体的分离。使用流气式正比计数器,能够获得沉积在样品盘或过滤器上的高能 β 发射体的总测量值。利用液体闪烁谱仪进行切伦科夫计数,可以探测到高能 β 粒子。

V.59. α 谱和 (或) β 能谱法常用于确定过滤器上各个 ^{222}Rn 子体的浓度。有一种 α - β 谱分析技术是采用钝化注入式平面硅探测器。根据必要的各个 ^{222}Rn 子体的信息量,可采用不同的计数方法。计数可以只进行一次 (即单计数法),也可以在采样后按照指定的间隔进行一系列计数 (即双计数法和三计数法)。通过求解放射性核素衰变和生成的相关方程,既可以确定 ^{222}Rn 子体的总活度,也可以确定各个子体的活度。

V.60. 对于物理样品或生物样品的光子发射,通常采用常规 γ 能谱法进行探测。

V.61. 也可以应用非辐射测量技术。例如对于铀的检测,不论富集度如何,都可以用紫外荧光法、动态磷光分析法等发光技术。对于探测限低的生物检测测量,在测量尿中铀和钍时,电感耦合等离子体质谱法在准确度、速度和样品制备等方面具有明显的优势[242]。同样,对于 ^{239}Pu 的测定,热电离质谱法也有明显势[243]。裂变径迹分析和中子活化分析等其他技术,也可用于特定放射性核素的测量,但这些技术既耗时又昂贵,只在特殊情况下才有必要使用。

V.62. 第 V.55—V.61 段中述及的所有方法需要的计数时间，均受样品中活度、所用测量设备和所需精度的影响。

放射化学分离

V.63. 在许多情况下，为了可靠地定量测量放射性活度，在测量前应当将放射性核素从样品基体中或与其他元素的放射性同位素分离开来。这种过程在很大程度上对于被分离元素是特定的，但一般包括样品制备和预浓缩、纯化、源制备和回收率测定。为了提高探测效率，一般可以采取各种方法把特定的放射性核素与干扰源隔离。这个过程的基本要素是，通过每个步骤跟踪放射性核素的回收率，使得最终结果可以可靠地用于测量初始样品中的浓度。为了测量本底，应当准备适当的空白样品。

参 考 文 献

- [1] 欧洲原子能联营、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、国际海事组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、世界卫生组织《基本安全原则》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [2] 欧洲委员会、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、世界卫生组织《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [3] 国际放射防护委员会《国际放射防护委员会 2007 年建议书》，第 103 号出版物，爱思维尔出版公司（2007 年）。
- [4] 国际原子能机构《包括非医学人体成像在内的实践的正当性》（原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-5 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [5] 国际原子能机构《安全领导和管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [6] 国际原子能机构《设施和活动管理系统的适用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [7] INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, Guidelines on Occupational Safety and Health Management Systems, ILO-OSH 2001, ILO, Geneva (2001).
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation (Revised), ICRU Report 85a, ICRU, Bethesda, MD (2011).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Publication 74, Pergamon Press, Oxford and New York (1996).

- [10] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, ICRU Report 39, ICRU, Bethesda, MD (1985).
- [11] BEHRENS, R., DIETZE, G., Monitoring the eye lens: Which dose quantity is adequate? *Phys. Med. Biol.* **55** (2010) 4047–4062.
- [12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, ICRU Report 51, ICRU, Bethesda, MD (1993).
- [13] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers, Publication 78, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [14] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Compendium of Dose Coefficients Based on ICRP Publication 60, Publication 119, Elsevier (2012).
- [15] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [16] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3, Publication 137, SAGE (2017).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Optimization of Radiation Protection in the Control of Occupational Exposure, Safety Reports Series No. 21, IAEA, Vienna (2002).
- [18] 国际原子能机构《设施和安全活动的安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Radiation Generators and Sealed Radioactive Sources, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.10, IAEA, Vienna (2006).

- [20] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants, NEA No. 6399, OECD, Paris (2009).
- [21] Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation, Official Journal of the European Communities No. L 159, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1996).
- [22] 国际原子能机构、国际劳工局、泛美卫生组织、世界卫生组织《建立辐射防护和辐射源安全使用的能力》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.4 号，国际原子能机构，维也纳（2001 年）。
- [23] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. I: Sources, United Nations, New York (2008) Annex B.
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessing the Need for Radiation Protection Measures in Work Involving Minerals and Raw Materials, Safety Reports Series No. 49, IAEA, Vienna (2006).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Production of Rare Earths from Thorium Containing Minerals, Safety Reports Series No. 68, IAEA, Vienna (2011).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and the Management of Radioactive Waste in the Oil and Gas Industry, Safety Reports Series No. 34, IAEA, Vienna (2003).
- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Titanium Dioxide and Related Industries, Safety Reports Series No. 76, IAEA, Vienna (2012).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and Management of NORM Residues in the Phosphate Industry, Safety Reports Series No. 78, IAEA, Vienna (2013).

- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Zircon and Zirconia Industries, Safety Reports Series No. 51, IAEA, Vienna (2007).
- [30] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际民用航空组织、国际劳工组织、国际海事组织、国际刑事警察组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织、全面禁止核试验条约组织筹备委员会、联合国环境规划署、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织、世界气象组织《核或辐射应急的准备与响应》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [31] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2, IAEA, Vienna (2011).
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Generic Procedures for Medical Response during a Nuclear or Radiological Emergency, EPR-Medical 2005, IAEA, Vienna (2005).
- [33] 国际原子能机构、泛美卫生组织、世界卫生组织《细胞遗传剂量学：在辐射应急准备与响应中的应用》，EPR-Biodosimetry 2011，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [34] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-3.1, IAEA, Vienna (2007).
- [35] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2006 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. II, United Nations, New York (2009) Annex E.
- [36] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Radiation Protection against Radon in Workplaces other than Mines, Safety Reports Series No. 33, IAEA, Vienna (2003).

- [37] WORLD HEALTH ORGANIZATION, WHO Handbook on Indoor Radon: A Public Health Perspective, WHO, Geneva (2009).
- [38] EUROPEAN COMMISSION, Cosmic Radiation Exposure of Aircraft Crew: Compilation of Measured and Calculated Data, Radiation Protection 140, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (2004).
- [39] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Radiation Protection Guidance for Activities in Low-Earth Orbit, NCRP Report No. 132, NCRP, Bethesda, MD (2000).
- [40] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Operational Radiation Safety Program for Astronauts in Low-Earth Orbit: A Basic Framework, NCRP Report No. 142, NCRP, Bethesda, MD (2002).
- [41] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Assessment of Radiation Exposure of Astronauts in Space, Publication 123, Elsevier (2013).
- [42] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother, Publication 88, Pergamon Press, Oxford and New York (2002). (Supporting CD-ROM CD2, Database of Dose Coefficients: Embryo and Fetus).
- [43] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk, Publication 95, Elsevier (2004). (Supporting CD-ROM CD3, Database for Dose Coefficients: Dose to Infants from Mothers' Milk).
- [44] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection of Itinerant Workers, Safety Reports Series No. 84, IAEA, Vienna (2015).
- [45] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Electronic Counting Dosimeters for Pulsed Fields of Ionizing Radiation, IEC TS 62743:2012, IEC, Geneva (2012).

- [46] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiation, NCRP Report No. 122, NCRP, Bethesda, MD (1995).
- [47] JÄRVINEN, H., et al., Comparison of double dosimetry algorithms for estimating the effective dose in occupational dosimetry of interventional radiology staff, *Radiat. Prot. Dosim.* **131** (2008) 80–86.
- [48] ATOMIC ENERGY COMMISSION, “Report of EURADOS CONRAD WP7/SG 2: Double dosimetry with recommendations”, Radiation Protection Dosimetry in Medicine: Report of the Working Group No. 9 of the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS) Coordinated Network for Radiation Dosimetry (CONRAD — Contract EC No. FP6-12684), CEA-R-6220, Commissariat à l’énergie atomique, Gif-sur-Yvette (2009) 59–77.
- [49] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiological Protection: Procedures for Monitoring the Dose to the Lens of the Eye, the Skin and the Extremities, ISO 15382:2015, ISO, Geneva (2015).
- [50] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye, IAEA-TECDOC-1731, IAEA, Vienna (2013).
- [51] MANGER, R.P., BELLAMY, M.B., ECKERMANN, K.F., Dose conversion coefficients for neutron exposure to the lens of the human eye, *Radiat. Prot. Dosim.* **148** (2012) 507–513.
- [52] BEHRENS, R., “Monitoring the eye lens”, Living with Radiation — Engaging with Society (Proc. 13th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Glasgow, 2012), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2012).
- [53] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Dosimetry for Exposures to Cosmic Radiation in Civilian Aircraft, Part 1: Conceptual Basis for Measurements, ISO 20785-1:2012, ISO, Geneva (2012).

- [54] Ibid., Part 2: Characterization of Instrument Response, ISO 20785-2:2011 (2011).
- [55] Ibid., Part 3: Measurements at Aviation Altitudes, ISO 20785-3:2015 (2015).
- [56] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication 75, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [57] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources: Part II, ICRU Report 43, ICRU, Bethesda, MD (1988).
- [58] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations, ICRU Report 47, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [59] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Operational Dose Equivalent Quantities for Neutrons, ICRU Report 66, ICRU, Bethesda, MD (2001).
- [60] EUROPEAN COMMISSION, Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation, Radiation Protection 160, Office of the European Union, Luxembourg (2009).
- [61] SCHUHMACHER, H., et al., Evaluation of Individual Dosimetry in Mixed Neutron and Photon Radiation Fields, PTB-N-49, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (2006).
- [62] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Determination of the Characteristic Limits (Decision Threshold, Detection Limit and Limits of the Confidence Interval) for Measurements of Ionizing Radiation: Fundamentals and Application, ISO 11929:2010, ISO, Geneva (2010).
- [63] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, Publication 35, Pergamon Press, Oxford and New York (1982).

- [64] BOEHM, J., “Some remarks on accuracy and precision in individual monitoring”, Intercomparison for Individual Monitoring (Proc. IAEA Research Coordination Mtg Vienna, 1989), PTB-DOS-20, Vol. 2, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (1991) 317.
- [65] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, International Vocabulary of Metrology: Basic and General Concepts and Associated Terms (VIM), JCGM 200:2008, JCGM (2008).
- [66] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, Evaluation of Measurement Data: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, JCGM 100:2008, JCGM (2008).
- [67] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, Evaluation of Measurement Data: An Introduction to the “Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement” and Related Documents, JCGM 104:2009, JCGM (2009).
- [68] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Uncertainty of Measurement, Part 1: Introduction to the Expression of Uncertainty in Measurement, ISO/IEC Guide 98-1:2009, ISO, Geneva (2009).
- [69] Ibid., Part 3: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, ISO/IEC Guide 98-3:2008 (2008).
- [70] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement Quality Assurance for Ionizing Radiation Dosimetry, ICRU Report 76, ICRU, Bethesda, MD (2006).
- [71] EUROPEAN COOPERATION FOR ACCREDITATION, Expression of the Uncertainty of Measurement in Calibration, EA-4/02 M, EA, Paris (1999).
- [72] TAYLOR, B.N., KUYATT, C.E., Guidelines for Evaluating and Expressing the Uncertainty of NIST Measurement Results, NIST Technical Note 1297, National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD (1994).

- [73] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Determination of Uncertainty in Measurement, IEC TR 62461:2015, IEC, Geneva (2015).
- [74] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiation for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, Part 1: Radiation Characteristics and Production Methods, ISO 4037-1:1996, ISO, Geneva (1996).
- [75] Ibid., Part 2: Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges from 8 keV to 1.3 MeV and 4 MeV to 9 MeV, ISO 4037-2:1997 (1997).
- [76] Ibid., Part 3: Calibration of Area and Personal Dosemeters and the Measurement of Their Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO 4037-3:1999 (1999).
- [77] Ibid., Part 4: Calibration of Area and Personal Dosemeters in Low Energy X Reference Radiation Fields, ISO 4037-4:2004 (2004).
- [78] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Nuclear Energy: Reference Beta-particle Radiation, Part 1: Methods of Production, ISO 6980-1:2006, ISO, Geneva (2006).
- [79] Ibid., Part 2: Calibration Fundamentals Related to Basic Quantities Characterizing the Radiation Field, ISO 6980-2:2004 (2004).
- [80] Ibid., Part 3: Calibration of Area and Personal Dosemeters and the Determination of Their Response as a Function of Beta Radiation Energy and Angle of Incidence, ISO 6980-3:2006 (2006).
- [81] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Reference Neutron Radiations, Part 1: Characteristics and Methods of Production, ISO 8529-1:2001, ISO, Geneva (2001).
- [82] Ibid., Part 2: Calibration Fundamentals of Radiation Protection Devices Related to the Basic Quantities Characterizing the Radiation Field, ISO 8529-2:2000 (2000).

- [83] Ibid., Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and Determination of Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO 8529-3:1998 (1998).
- [84] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Measurement of Personal Dose Equivalents $H_p(10)$ and $H_p(0.07)$ for X, Gamma, Neutron and Beta Radiations — Direct Reading Personal Dose Equivalent Meters, IEC 61526:2010, IEC, Geneva (2010).
- [85] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Passive Integrating Dosimetry Systems for Personal and Environmental Monitoring of Photon and Beta Radiation, IEC 62387:2012, IEC, Geneva (2012).
- [86] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Passive Neutron Dosimetry Systems, Part 1: Performance and Test Requirements for Personal Dosimetry, ISO 21909-1:2015, ISO, Geneva (2015).
- [87] BEHRENS, R., On the operational quantity $H_p(3)$ for eye lens dosimetry, J. Radiol. Prot. **32** (2012) 455–464.
- [88] BEHRENS, R., et al., $H_p(0.07)$ photon dosimeters for eye lens dosimetry: Calibration on a rod vs a slab phantom, Radiat. Prot. Dosim. **148** (2011) 139–142.
- [89] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, Publication 116, Elsevier (2010).
- [90] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, General Requirements for the Competence of Testing and Calibration Laboratories, ISO/IEC 17025:2017, ISO, Geneva (2017).
- [91] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Criteria and Performance Limits for the Periodic Evaluation of Processors of Personal Dosimeters for X and Gamma Radiation, ISO 14146:2000, ISO, Geneva (2000).

- [92] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Installed Dose Rate Meters, Warning Assemblies and Monitors — X and Gamma Radiation of Energy between 50 keV and 7 MeV, IEC 60532:2010, IEC, Geneva (2010).
- [93] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants: Instrumentation and Control Important to Safety — Classification of Instrumentation and Control Functions, IEC 61226:2009, IEC, Geneva (2009).
- [94] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Ambient and/or Directional Dose Equivalent (Rate) Meters and/or Monitors for Beta, X and Gamma Radiation, Part 1: Portable Workplace and Environmental Meters and Monitors, IEC 60846-1:2009, IEC, Geneva (2009).
- [95] Ibid, Part 2: High Range Beta and Photon Dose and Dose Rate Portable Instruments for Emergency Radiation Protection Purposes, IEC 60846-2:2015 (2015).
- [96] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Neutron Ambient Dose Equivalent (Rate) Meters, IEC 61005:2014, IEC, Geneva (2014).
- [97] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Transportable, Mobile or Installed Equipment to Measure Photon Radiation for Environmental Monitoring, IEC 61017:2016, IEC, Geneva (2016).
- [98] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (2000).
- [99] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Reference Radiation Fields: Simulated Workplace Neutron Fields, Part 1: Characteristics and Methods of Production, ISO 12789-1:2008, ISO, Geneva (2008).

- [100] Ibid., Part 2: Calibration Fundamentals Related to the Basic Quantities, ISO 12789-2:2008 (2008).
- [101] JULIUS, H.W., Some remaining problems in the practical application of the ICRU concepts of operational quantities in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 1–8.
- [102] SWINTH, K.L., SISK, D.R., Recent developments and performance of survey instruments for the monitoring of weakly penetrating radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **39** (1991) 149–156.
- [103] VAN DER STEEN, J., et al., Strategies and Methods for Optimisation of Protection against Internal Exposures of Workers from Industrial Natural Sources (SMOPIE), NRG Report 20790/04.60901, Nuclear Research Group, Petten (2004).
- [104] ETHERINGTON, G., et al., “OMINEX: Development of guidance on monitoring for internal exposure”, Widening the Radiation Protection World (Proc. 11th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Madrid, 2004), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2004) 359–369.
- [105] EUROPEAN COMMISSION, Optimisation of Monitoring for Internal Exposure (OMINEX),
https://cordis.europa.eu/publication/rcn/8870_en.html
- [106] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Monitoring of Workers Occupationally Exposed to a Risk of Internal Contamination with Radioactive Material, ISO 20553:2006, ISO, Geneva (2006).
- [107] LIPSZTEIN, J.L., GRYNSPAN, D., DANTAS, B.M., BERTELLI, L., WRENN, M.E., Thorium exposure: Problems in bioassay interpretation, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **156** (1992) 389–400.
- [108] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Dose Assessment for the Monitoring of Workers for Internal Radiation Exposure, ISO 27048:2011, ISO, Geneva (2011).

- [109] CASTELLANI, C.M., et al., IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data, EURADOS Report 2013-01, European Radiation Dosimetry, Braunschweig (2013).
- [110] STRADLING, N., HODGSON, A., PHIPPS, A.W., FELL, T.P., ETHERINGTON, G., “Can low doses from inhaled natural thorium be confirmed by personal monitoring?”, Health Effects of Incorporated Radionuclides: Emphasis on Radium, Thorium, Uranium and their Daughter Products (Proc. 9th Int. Conf. Neuherberg, 2004), GSF–National Research Center for Environment and Health, Neuherberg (2005) 261–268.
- [111] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Direct Determination of the Body Content of Radionuclides, ICRU Report 69, ICRU, Bethesda, MD (2005).
- [112] WEISE, K., et al., Bayesian decision threshold, detection limit and confidence limits in ionising-radiation measurement, Radiat. Prot. Dosim. **121** (2006) 52–63.
- [113] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Performance Criteria for Radiobioassay, ISO 28218:2010, ISO, Geneva (2010).
- [114] CURRIE, L.A., Limits for qualitative detection and quantitative determination: Application to radiochemistry, Anal. Chem. **40** (1968) 586–593.
- [115] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Phantoms and Computational Models in Therapy, Diagnosis and Protection, ICRU Report 48, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [116] KRAMER, G.H., BURNS, L., NOEL, L., The BRMD BOMAB phantom family, Health Phys. **61** (1991) 895–902.
- [117] THIEME, M., HUNT, E.L., KÖNIG, K., SCHMITT-HANNIG, A., GÖDDE, R., European whole body counter measurement intercomparison, Health Phys. **74** (1998) 465–471.

- [118] COHEN, N., SPITZ, H.B., WRENN, M.E., Estimation of skeletal burden of 'bone-seeking' radionuclides in man from in vivo scintillation measurements of the head, *Health Phys.* **33** (1977) 431–441.
- [119] NEWTON, D., et al., "The Livermore phantom as a calibration standard in the assessment of plutonium in lungs", *Assessment of Radioactive Contamination in Man 1984 (Proc. Int. Symp. Paris, 1984)*, IAEA, Vienna (1985) 183–199.
- [120] PALMER, H.E., BREITENSTEIN, B.D., DURBIN, P.W., HEID, K.R., McINROY, J.F., "Calibration of whole body counters for transuranic radionuclides by using total-body donations to the United States transuranium registry", *Ibid.*, 201.
- [121] HICKMAN, D.P., COHEN, N., Reconstruction of a human skull calibration phantom using bone sections from an ²⁴¹Am exposure case, *Health Phys.* **55** (1988) 59–65.
- [122] NETON, J., A Method for the In Vivo Measurement of Americium-241 at Long Times Post-Exposure, PhD Thesis, New York Univ. (1988).
- [123] KRAMER, G.H., GAMARNIK, K., NOËL, L., BURNS, L., MEYERHOF, D., The BRMD thyroid-neck phantom: Design and construction, *Health Phys.* **71** (1996) 211–214.
- [124] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., SUNG, J., The LLNL voxel phantom: Comparison with the physical phantom and previous virtual phantoms, *Health Phys.* **93** (2007) 696–700.
- [125] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., The StandFast whole body counter: Efficiency as a function of BOMAB phantom size and energy modeled by MCNP5, *Health Phys.* **92** (2007) 290–296.
- [126] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., Effect of lung volume on counting efficiency: A Monte Carlo investigation, *Health Phys.* **88** (2005) 357–363.
- [127] FRANCK, D., Potential of modern technologies for improving internal exposure monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 233–239.

- [128] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure, Safety Reports Series No. 18, IAEA, Vienna (2000).
- [129] MILLER, G., Statistical modelling of Poisson/log-normal data, *Radiat. Prot. Dosim.* **124** (2007) 155–163.
- [130] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 68, Pergamon Press, Oxford and New York (1994).
- [131] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Statement on Radon, ICRP Ref. 00/902/09, ICRP, Ontario (2009).
- [132] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. I: Sources, United Nations, New York (2000).
- [133] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, Publication 66, Pergamon Press, Oxford and New York (1994).
- [134] HARIDASAN, T.K., SURENDRAN, T., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Detection systems for monitoring intakes of actinides at Trombay, *Radiat. Prot. Dosim.* **51** (1994) 47–58.
- [135] SURENDRAN, T., HARIDASAN, T.K., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Experiences at Trombay in monitoring actinide intakes by occupational workers by direct external counting, *Radiat. Prot. Dosim.* **59** (1995) 15–24.
- [136] GUILMETTE, R.A., MUGGENBURG, B.A., Modelling the effect of continuous infusion DTPA therapy on the retention and dosimetry of inhaled actinides, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 359–364.
- [137] PIECHOWSKI, J., et al., Model and practical information concerning the radiotoxicological assessment of a wound contaminated by plutonium, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 265–270.

- [138] JECH, J.J., ANDERSEN, B.V., HEID, K.R., Interpretation of human urinary excretion of plutonium for cases treated with DTPA, *Health Phys.* **22** (1972) 787–792.
- [139] HALL, R.M., PODA, G.A., FLEMING, R.R., SMITH, J.A., A mathematical model for estimation of plutonium in the human body from urine data influenced by DTPA therapy, *Health Phys.* **34** (1978) 419–431.
- [140] LA BONE, T., A Comparison of Methods Used to Evaluate Intakes of Transuranics Influenced by Chelation Therapy, WSRC-MS-2002-00417 (2002).
- [141] BAILEY, B.R., ECKERMAN, K.F., TOWNSEND, L.W., An analysis of a puncture wound case with medical intervention, *Radiat. Prot. Dosim.* **105** (2003) 509–512.
- [142] FRITSCH, P., et al., Modelling of bioassay data from a Pu wound treated by repeated DTPA perfusions: Biokinetics and dosimetric approaches, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 120–124.
- [143] JAMES, A.C., SASSER, L.B., STUIT, D.B., GLOVER, S.E., CARBAUGH, E.H., USTUR whole body Case 0269: Demonstrating effectiveness of IV Ca-DTPA for Pu, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 449–455.
- [144] BREUSTEDT, B., et al., “Modeling of DTPA decorporation therapy: Still puzzling after all these years”, *Living with Radiation — Engaging with Society* (Proc. 13th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Glasgow, 2012), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2012).
- [145] BIRCHALL, A., PUNCHER, M., MARSH, J.W., Avoiding biased estimates of dose when nothing is known about the time of intake, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 343–346.
- [146] PUNCHER, M., BIRCHALL, A., Estimating uncertainty on internal dose assessments, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 544–547.
- [147] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY, A Review of Criticality Accidents: 2000 Revision, LA-13638, LANL, Los Alamos, NM (2000).

- [148] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dosimetry for Criticality Accidents, Technical Reports Series No. 211, IAEA, Vienna (1982).
- [149] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dangerous Quantities of Radioactive Material (D-Values), Emergency Preparedness and Response, EPR-D-VALUES 2006, IAEA, Vienna (2006).
- [150] AINSBURY, E.A., et al., Review of retrospective dosimetry techniques for external ionising radiation exposures, *Radiat. Prot. Dosim.* **147** (2011) 573–592.
- [151] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Retrospective Assessment of Exposures to Ionising Radiation, ICRU Report 68, ICRU, Bethesda, MD (2002).
- [152] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication 59, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [153] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Measurement of Radioactivity: Measurement and Evaluation of Surface Contamination, Part 1: General Principles, ISO 7503-1:2016, ISO, Geneva (2016).
- [154] *Ibid.*, Part 2: Test Method Using Wipe-test Samples, ISO 7503-2:2016 (2016).
- [155] *Ibid.*, Part 3: Apparatus Calibration, ISO 7503-3:2016 (2016).
- [156] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Alpha, Beta and Alpha/Beta (Beta Energy >60 keV) Contamination Meters and Monitors, IEC 60325:2002, IEC, Geneva (2002).
- [157] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Installed Personnel Surface Contamination Monitoring Assemblies, IEC 61098:2003, IEC, Geneva (2003).

- [158] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Safety of Gamma, Electron and X Ray Irradiation Facilities, IAEA Safety Standards Series No. SSG-8, IAEA, Vienna (2010).
- [159] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Decontamination of Radioactively Contaminated Surfaces: Method for Testing and Assessing the Ease of Decontamination, ISO 8690:1988, ISO, Geneva (1988).
- [160] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Decontamination of Radioactively Contaminated Surfaces: Testing of Decontamination Agents for Textiles, ISO 9271:1992, ISO, Geneva (1992).
- [161] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Radiation Dose Management for Fluoroscopically Guided Interventional Medical Procedures, NCRP Report No. 168, NCRP, Bethesda, MD (2010).
- [162] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Health Surveillance of Persons Occupationally Exposed to Ionizing Radiation: Guidance for Occupational Physicians, Safety Reports Series No. 5, IAEA, Vienna (1998).
- [163] INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Technical and Ethical Guidelines for Workers' Health Surveillance, Occupational Safety and Health Series No. 72, ILO, Geneva (1998).
- [164] INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, Recommendations concerning Prevention and Control of Occupational Hazards caused by Carcinogenic Substances and Agents, Recommendation No. 147, ILO, Geneva (1974).
- [165] ROED, H., FIGEL, M., Comparing different error-conditions in film dosimeter evaluation, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 23–27.
- [166] AMBROSI, P., et al., Results of the IAEA intercomparison for individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** (1994) 5–17.

- [167] BORDY, J.M., et al., Performance test of dosimetric services in the EU Member States and Switzerland for the routine assessment of individual doses (photon, beta and neutron), *Radiat. Prot. Dosim.* **89** (2000) 107–154.
- [168] OLKO, P., Advantages and disadvantages of luminescence dosimetry, *Radiat. Measur.* **45** (2010) 506–511.
- [169] GINJAUME, M., et al., Extremity ring dosimetry intercomparison in reference and workplace fields, *Radiat. Prot. Dosim.* **131** (2008) 67–72.
- [170] LUO, L.Z., VELBECK, K.J., ROTUNDA, J.E., Experience of type testing Harshaw advanced TLD system to new IEC-61066 standard, *Radiat. Measur.* **43** (2008) 594–598.
- [171] BURGKHARDT, B., UGI, S., VILGIS, M., PIESCH, E., Experience with phosphate glass dosimeters in personal and area monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 83–88.
- [172] YAMAMOTO, T., et al., The recent investigations of radiophotoluminescence and its application, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 1554–1559.
- [173] HSU, S.-M., et al., Synthesis and physical characteristics of radiophotoluminescent glass dosimeters, *Radiat. Measur.* **42** (2007) 621–624.
- [174] MILLER, S.D., YODER, C., Cooled optical luminescence dosimetry in plastic matrices, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 89–93.
- [175] AKSELROD, M.S., BØTTER-JENSEN, L., McKEEVER, S.W.S., Optically stimulated luminescence and its use in medical dosimetry, *Radiat. Measur.* **41** Suppl. 1 (2006) S78–S99.
- [176] PERKS, C.A., LE ROY, G., PRUGNAUD, B., Introduction of the InLight monitoring service, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 220–223.
- [177] SOMMER, M., JAHN, A., HENNIGER, J., A new personal dosimetry system for $H_p(10)$ and $H_p(0.07)$ photon dose based on OSL-dosimetry of beryllium oxide, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 1818–1821.
- [178] YUKIHARA, E.G., Luminescence properties of BeO optically stimulated luminescence (OSL) detectors, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 580–587.

- [179] WERNLI, C., KAHILAINEN, J., Direct ion storage dosimetry systems for photon, beta and neutron radiation with instant readout capabilities, *Radiat. Prot. Dosim.* **96** (2001) 255–259.
- [180] BOSCHUNG, M., FIECHTNER, A., WERNLI, C., A legally approved personal dosimeter for photon and beta radiation based on direct ion storage, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 271–274.
- [181] BOLOGNESE-MILSZTAJN, T., et al., Active personal dosimeters for individual monitoring and other new developments, *Radiat. Prot. Dosim.* **112** (2004) 141–168.
- [182] CLARKE, P.W., WEEKS, A.R., Implementation of an electronic personal dosimetry system (EPD) at Oldbury-on-Severn power station, *J. Radiol. Prot.* **21** (2001) 45–55.
- [183] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, EUROPEAN RADIATION DOSIMETRY GROUP, Intercomparison of Personal Dose Equivalent Measurements by Active Personal Dosimeters: Final Report of a Joint IAEA–EURADOS Project, IAEA-TECDOC-1564, IAEA, Vienna (2007).
- [184] GINJAUME, M., et al., Overview of active personal dosimeters for individual monitoring in the European Union, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 261–266.
- [185] BARTLETT, D.T., Electronic dosimeters: Use in personal dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **47** (1993) 335–339.
- [186] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [187] HÖFERT, M., PIESCH, E., Neutron dosimetry with nuclear emulsions, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 189–195.
- [188] GRIFFITH, R.V., TOMMASINO, L., “Etch track detectors in radiation dosimetry”, *The Dosimetry of Ionizing Radiation*, Vol. III (KASE, K.R., BJÄRNGÅRD, B.E., ATTIX, F.H., Eds), Academic Press, San Diego, CA (1990) 323–426.

- [189] HARRISON, K.G., TOMMASINO, L., Damage track detectors for neutron dosimetry, II: Characteristics of different detection systems, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 219–235.
- [190] BURGKHARDT, B., et al., Experience in long-term neutron dose equivalent measurements using etched track detectors with (n, α) converters in moderators, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 579–584.
- [191] GILVIN, P.J., BARTLETT, D.T., SHAW, P.V., STEELE, J.D., TANNER, R.J., The NRPB PADC neutron personal dosimetry service, *Radiat. Prot. Dosim.* **96** (2001) 191–195.
- [192] TANNER, R.J., BARTLETT, D.T., HAGER, L.G., Operational and dosimetric characteristics of etched-track neutron detectors in routine neutron radiation protection dosimetry, *Radiat. Measur.* **40** (2005) 549–559.
- [193] PIESCH, E., BURGKHARDT, B., Albedo neutron dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 175–188.
- [194] SCHWARTZ, R.B., EISENHAUER, C.M., Calibration of neutron albedo dosimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **102** (2002) 23–30.
- [195] VANHAVERE, F., D'ERRICO, F., Standardisation of superheated drop and bubble detectors, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 283–287.
- [196] LUSZIK-BHADRA, M., Compliance of electronic personal neutron dosimeters with the new International Standard IEC 61526, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 15–18.
- [197] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection, NCRP Report No. 57, NCRP, Washington, DC (1978).
- [198] KIEFER, H., MAUSHART, R., MEJDAHL, V., “Radiation protection dosimetry”, *Radiation Dosimetry, Vol. III: Sources, Fields, Measurements, and Applications*, 2nd edn (ATTIX, F.H., TOCHILIN, E., Eds), Academic Press, New York (1969) 557–615.

- [199] RAMM, W.J., “Scintillation detectors”, Radiation Dosimetry, Vol. II: Instrumentation, 2nd edn (ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., Eds), Academic Press, New York (1966) Ch. 11.
- [200] BURGESS, P.H., MARSHALL, T.O., PIESCH, E.K.A., The design of ionisation chambers for the measurement of weakly penetrating radiations, Radiat. Prot. Dosim. **39** (1991) 157–160.
- [201] COSACK, M., LESIECKI, H., Dose equivalent survey meters, Radiat. Prot. Dosim. **10** (1985) 111–119.
- [202] BRAMBLETT, R.I., EWING, R.I., BONNER, T.W., A new type of neutron spectrometer, Nucl. Instrum. Methods **9** (1960) 1–12.
- [203] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical Reports Series No. 318, IAEA, Vienna (1990).
- [204] ANDERSSON, I.O., BRAUN, J., “A neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV to 10 MeV”, Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Harwell, 1962), Vol. 2, IAEA, Vienna (1963).
- [205] MOURGUES, M., CAROSI, J.C., PORTAL, G., “A light REM-counter of advanced technology”, Neutron Dosimetry (Proc. 5th Symp. Munich, 1984), Vol. 2, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1984).
- [206] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Guide for the Practical Application of the ICRP Human Respiratory Tract Model, ICRP Supporting Guidance 3, Pergamon Press, Oxford and New York (2002).
- [207] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 30, Part 1, Pergamon Press, Oxford and New York (1979).
- [208] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Alimentary Tract Model for Radiological Protection, Publication 100, Elsevier (2006).

- [209] TOOHEY, R.E., BERTELLI, L., SUGARMAN, S.L., WILEY, A.L., CHRISTENSEN, D.M., Dose coefficients for intakes of radionuclides via contaminated wounds, *Health Phys.* **100** (2011) 508–514.
- [210] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Development of a Biokinetic Model for Radionuclide-Contaminated Wounds and Procedures for Their Assessment, Dosimetry and Treatment, NCRP Report No. 156, NCRP, Bethesda, MD (2007).
- [211] EAKINS, J.D., HUTCHINSON, W.P., LALLY, A.F., The radiological hazard from tritium sorbed on metal surfaces, *Health Phys.* **28** (1975) 213–224.
- [212] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, Publication 56, Pergamon Press, Oxford and New York (1990).
- [213] *Ibid.*, Part 2: Ingestion Dose Coefficients, Publication 67 (1993).
- [214] *Ibid.*, Part 3: Ingestion Dose Coefficients, Publication 69 (1995).
- [215] *Ibid.*, Part 4: Inhalation Dose Coefficients, Publication 71 (1995).
- [216] NAVARRO, J.F., LÓPEZ, M.A., NAVARRO, T., GOMEZ ROS, J.M., MORALEDA, M., Assessment of the internal dose of ²⁴¹Am in bone by in vivo measurements of activity deposited in knee, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 531–534.
- [217] HANINGER, T., et al., In vivo measurements on the human skull for retrospective assessment of individual intakes of natural radionuclides, *Int. Congr. Series* **1225** (2002) 95–100.
- [218] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Adult Reference Computational Phantoms, Publication 110, Elsevier (2009).
- [219] HEGENBART, L., Numerical Efficiency Calibration of In Vivo Measurement Systems, KIT Scientific Publishing, Karlsruhe (2010).

- [220] LOPEZ, M.A., et al., EURADOS intercomparison on measurements and Monte Carlo modelling for the assessment of americium in a USTUR leg phantom, *Radiat. Prot. Dosim.* **144** (2011) 295–299.
- [221] BOENIGER, M.F., LOWRY, L.K., ROSENBERG, J., Interpretation of urine results used to assess chemical exposure with emphasis on creatinine adjustments: A review, *Am. Ind. Hyg. Assoc. J.* **54** (1993) 615–627.
- [222] GRAUL, R.J., STANLEY, R.L., Specific gravity adjustment of urine analysis results, *Am. Ind. Hyg. Assoc. J.* **43** (1982) 863.
- [223] CARBAUGH, E.H., BIHL, D.E., MACLELLAN, J.A., ANTONIO, C.L., HILL, R.L., Methods and Models of the Hanford Internal Dosimetry Program, PNNL-MA-860, PNNL-15614, Rev. 1, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA (2009).
- [224] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methods for Assessing Occupational Radiation Doses due to Intakes of Radionuclides, Safety Reports Series No. 37, IAEA, Vienna (2004).
- [225] JAISWAL, D.D., DANG, H.S., SHARMA, R.C., “Internal dosimetry of thorium for occupational workers” (IARP Top. Mtg Bombay, 1992).
- [226] MAYYA, Y.S., PRASAD, S.K., NAMBIAR, P.P., KOTRAPPA, P., SOMASUNDARAM, S., Measurement of ²²⁰Rn in exhaled breath of Th plant workers, *Health Phys.* **51** (1986) 737–744.
- [227] CHEN, X.-An, et al., “A twenty-year follow-up study on health effects following long-term exposure to thorium dusts”, (Proc. 11th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Madrid, 2004).
- [228] EISENMENGER, A., TSCHAMMER, A., RIEDEL, W., Monitoring of thorium incorporation by thoron in breath measurement: Methodology improvements and determination of burdens of workers, *Radiat. Prot. Dosim.* **89** (2000) 203–206.
- [229] TERRY, K.W., HEWSON, G.S., Thorium lung burdens of mineral sands workers, *Health Phys.* **69** (1995) 233–242.

- [230] TERRY, K.W., HEWSON, G.S., BURNS, P.A., Further thorium lung burden data on mineral sands workers, *Radiat. Prot. Dosim.* **71** (1997) 297–304.
- [231] GENICOT, J.L., BRUGGEMAN, M., The in vivo assessment of thorium body burden by gamma ray spectrometry, *Radiat. Prot. Dosim.* **97** (2001) 173–176.
- [232] PILLAI, P.M.B., MANIYAN, C.G., RADHAKRISHNAN, S., KHAN, A.H., NAIR, M.G., Thorium in urine and thoron (^{220}Rn) in exhaled breath as indicators of internal exposures in monazite and thorium processing, *Radiat. Prot. Environ.* **24** (2001) 105–108.
- [233] STEHNEY, A.F., et al., Health Status and Body Radioactivity of Former Thorium Workers, NUREG/CR-1420 ANL-80-37, Argonne National Laboratory, IL (1980).
- [234] TOOHEY, R.E., KEANE, A.T., RUNDO, J., Measurement techniques for radium and the actinides in man at the Center for Human Radiobiology, *Health Phys.* **44** (1983) 323–341.
- [235] STEBBINGS, J.H., “Personal factors affecting thoron exhalation from occupationally acquired thorium body burdens”, Environmental Research Division, Annual Report: Center for Human Radiobiology (Jul. 1983–Jul. 1984), ANL-84-103, Part II, Argonne National Laboratory, IL (1985) 60–73.
- [236] CHEN, XING-AN, CHENG, YONG-E., RONG, ZHEN, Recent results from a study of thorium lung burdens and health effects among miners in China, *J. Radiol. Prot.* **25** (2005) 451–460.
- [237] MANIYAN, C.G., PILLAI, P.M.B., KHAN, A.H., Studies on clearance of thorium from lungs and chest of occupationally exposed persons in a thorium/monazite processing facility, *Radiat. Prot. Environ.* **24** (2001) 109–112.
- [238] HEWSON, G.S., FARDY, J.J., Thorium metabolism and bioassay of mineral sands workers, *Health Phys.* **64** (1993) 147–156.

- [239] SUNTA, C.M., DANG, H.S., JAISWAL, D.D., SOMAN, S.D., Thorium in human blood serum, clot, and urine comparison with ICRP excretion model, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **138** (1990) 139–144.
- [240] DUPORT, P., HORVATH, F., Practical aspects of monitoring and dosimetry of long-lived dust in uranium mines and mills: Determination of the annual limit on intake for uranium and uranium/thorium ore dust, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 43–48.
- [241] DUPORT, P.J, EDWARDSON, E., “Characterization of radioactive long-lived dust present in uranium mines and mills atmospheres”, *Occupational Radiation Safety in Mining (Proc. Int. Conf. Toronto, 1984)* (STOCKER, H., Ed.), Vol. 1, Canadian Nuclear Association, Ontario (1985) 189–195.
- [242] OEH, U., et al., Implementation of bioassay methods to improve assessment of incorporated radionuclides, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 444–448.
- [243] ELLIOT, N.L., BICKEL, G.A., LINAUSKAS, S.H., PATERSON, L.M., Determination of femtogram quantities of ²³⁹Pu and ²⁴⁰Pu in bioassay samples by thermal ionization mass spectrometry, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **267** (2006) 637–650.

附件

回顾性剂量测量技术

A-1. 本附件是 2011 年审议稿[A-1]的缩写本。

血液学技术

A-2. 血细胞分类计数是在辐射照射后能够使用的最初的定量生物学指标。这种检测是在调查许多临床状况时使用的一种便于利用的、自动化的、价格低廉的标准诊断工具。对于多个样品的测量只需要 1 h。

A-3. 对于辐射照射，对于可能导致急性辐射症候群的血液学成分的急性照射和全身照射（或几乎全身照射），可进行定量的检测。

A-4. 个体间和个体内的正常计数变动会增加本底“噪声”，只有 1 Gy 以上的剂量才能使数值偏离正常范围。最明显的早期响应是淋巴细胞和粒细胞计数。血小板计数反应较慢，因为在血液循环中血小板的寿命较长。

A-5. 通过在整个临床管理过程中进行频繁的重复采样，把最初样品的计数视为接近照射前的本底值，绘制相对于最初样品有差别的计数变化。因此，应当在照射后尽快采集最初血样。

细胞遗传学技术

A-6. 外周血淋巴细胞的细胞遗传学损伤，包括双着丝粒染色体、染色体畸变、微核和易位。双着丝粒染色体检测、早熟染色体凝聚技术和微核检测最适用于评价近期照射，而荧光原位杂交（FISH）是适用于检测与几年前或几十年前发生的照射或慢性照射相关的、稳定易位的最好检测方法。

双着丝粒染色体检测

A-7. 双着丝粒染色体是唯一由电离辐射诱发的。在普通健康人群中，双着丝粒的自发频度非常低（大约每 1000 个细胞中有 1 个双着丝粒）。当急性光子照射为最大约 5 Gy 时，外周血淋巴细胞中双着丝粒频度呈明显的线性二次剂量效应关系。由于这种特性，通过对 500—1000 个中期细胞分裂相

的分析，双着丝粒检测能够检测到低到约 0.1 Gy 的全身剂量。理想的情况是在照射后几天内对血样进行双着丝粒检测。

A-8. 这种检测的持续时间，受被分析的细胞数、自动化水平和工作人员的经验等因素的制约。检测时间需要 3 d 以上，包括样品的制备至少 51 h。基于对 20—50 个细胞（1—2.5 h）分析的剂量估算值，即使存在很大的不确定性（ ± 0.5 Gy）也足以估算出照射的数量级。可以使用数学程序来考虑身体局部照射或迁延剂量[A-2、A-3]。

早熟染色体凝聚技术

A-9. 早熟染色体凝聚技术能够显现周期细胞和非周期细胞的中期染色体畸变。在 1000 个细胞中，自然发生的早熟染色体凝聚断片的频度在 1—3 个之间。通常对于低传能线密度辐射，每 1 Gy 照射每个细胞中可观察到 4—5 个多余断片。对于早熟染色体凝聚检测，在照射后应当立即分离未受刺激的淋巴细胞，以便与中国仓鼠有丝分裂卵巢细胞进行融合。如果延迟取样，则应当考虑早熟染色体凝聚断片的修复动力学。

A-10. 从采血到制片的整个过程最多需要 3 h。吉姆萨（Giemsa）染色标本的显微镜计数是耗时的。然而，利用目前正在开发的对早熟染色体凝聚断片进行计数的自动化系统可以加快分析。

A-11. 化学诱发的早熟染色体凝聚检测使用磷酸酶抑制剂花萼蛋白 A 和冈田酸（okadaic acid），它们在 S 期和 G2 期细胞中诱发染色体凝聚，但未受到刺激的细胞例外。因此，这种检测至少需要 40 h。已经发现这种检测适用于环染色体的分析，特别是在剂量较高的情况下[A-4]。

微核检测

A-12. 微核产生于在细胞分裂过程中没有进入子细胞核的无着丝粒断片或整个染色体。微核不只是辐射引起的；是由于暴露于许多染色体断裂性和抗原性介质而引起的。像双着丝粒一样，微核代表不稳定的染色体畸变，这些畸变在照射后随时间而消失，因此微核的使用仅限于最近期的照射。

A-13. 与双着丝粒检测相比，微核计数简单快速，不要求细胞遗传学的广泛经验。微核计数可以自动化，对于高通量分析很有吸引力，已经在有限的辐射事故中被证明是一种良好的剂量测量工具[A-2]。然而，微核本质上过度分散，不能用于身体局部照射的评价。

A-14. 微核检测技术的最大局限性是取得最初剂量估算值所需的时间（至少需要 75 h，因为淋巴细胞在受照射后进入细胞质分裂需要 3 d）及较高的和变化的微核自发率，微核自发率趋向于随年龄增长，在女性中更为明显[A-5]。限制对着丝粒阴性微核的计数，可将探测限降低到 0.05—0.1 Gy，因为微核的发生频度不受年龄增加的影响[A-6]。

荧光原位杂交

A-15. 最常用的技术是单色荧光原位杂交（FISH），能够检测双着丝粒和易位等相互交换。为了评价不同的标记染色体之间诱发的易位，开发了多色 FISH 和用于全基因组分析的多重 FISH。后者是研究复杂染色体间重排的最适用的方法。这是一种 24 色技术，用于鉴定和评价人体细胞样品中染色体的大小、形状和数目。

A-16. 已经证明，易位率在循环淋巴细胞中持续多年[A-7~A-10]，因而这种技术对于迁延照射或既往照射的评价非常有利。FISH 技术已经被广泛应用于受到低传能线密度辐射照射的个体，也被用于受到高传能线密度辐射照射的个体。

A-17. 由于杂交过程太长，处理时间约在接收血样后 5 d。本底频度随年龄显著增加[A-11、A-12]，在年龄和剂量史相同的个体之间差异很大。抽烟习惯是一个重要的附加混合因素[A-12]。

基因技术

体细胞突变检测

A-18. 血型糖蛋白 A 和次黄嘌呤鸟嘌呤磷酸核糖基转移酶突变检测等两种体细胞突变检测方法，已经被推荐为染色体畸变检测的替代生物剂量计。在多项研究中，将其中一种或两种检测方法与染色体畸变检测进行了比较，所有的结论都认为后一技术最适用于回顾性生物剂量测量[A-13~A-15]。

基因表达检测

A-19. 许多基因的表达水平因电离辐射照射而被调节。在辐射工作人员和放射治疗患者中对基因表达谱进行了评价[A-16~A-19]。在阵列格式的检测应用中，关键步骤是对 RNA 的提取、标记和杂交。要获得少于 10 个样品的剂量估算值大约需要 2 d。

蛋白质生物标记

A-20. 由于对辐射照射的细胞、组织或全身性水平的生物响应，蛋白质丰度和定位发生了许多变化，酶也发生了改变。采用一系列蛋白质组学方法，可以在尿样或血样中识别出这种变化。使用这些检测方法，从接收样品到给出检测结果大约需要几个小时。

γ -H2AX

A-21. 关于在 DNA 双链断裂位点形成的磷酸化组蛋白 γ -H2AX 病灶的检测，在多个临床条件下对免疫荧光显微镜法进行了试验，表明它是一种敏感的辐射照射生物标记物。在按照剂量照射后几分钟内， γ -H2AX 病灶形成。在不到 1 h 内病灶水平达到峰值，然后迅速衰减，根据所受剂量的不同在 1 到几天内恢复到基线水平。

A-22. 由于个体间基准水平的显著变化和随时间的快速损失，这种阵列的灵敏度会降低。因此，它只能可靠地适用于非常近期内的照射（在不满 1 d 内）。自动化的病灶计数技术确保计数标准更有重复性[A-20]。

C-反应蛋白

A-23. 高水平辐射照射诱发炎症反应，在照射后几天内通过细胞因子诱发 C-反应蛋白。由于 C-反应蛋白在许多急性、慢性疾病条件下都在增加，所以它不只是由辐射照射诱发的。因此，它不适合作为独立的生物剂量测量工具。

A-24. C-反应蛋白检测的优点是全自动化，可以在设有临床生物化学科的现代化医院中快速（在几小时内）实施。此外，可以手持使用的 C-反应蛋白检测系统是常规使用的，可用作快速筛查工具。

血清淀粉酶

A-25. 唾液组织受到照射后，观察到血清淀粉酶活性（高淀粉酶血症）升高，这是急性炎症性和退行性病变诱发的结果。与 C-反应蛋白一样，血清淀粉酶水平随剂量而增加，在照射后 18—30 h 达到峰值，在几天内回到基线水平[A-21]。这种技术的一个明显的局限性是仅限于唾液腺所受的剂量，因为对其他组织的照射不会显著改变淀粉酶水平。此外，与 C-反应蛋白一样，它不只是由辐射照射诱发的，因此同样不适合作为独立的生物剂量测量工具。

A-26. 对于人体辐射照射，已经提出了其他各种各样的蛋白质标记物[A-22、A-23]。

物理技术

A-27. 物理技术是用于研究辐射产生的物理效应、而不是生物效应，即使研究对象是头发、指甲、牙釉质和骨骼等生物组织。从接收样品到剂量估算一般需要 1—48 h，具体取决于要求的准确度。

电子顺磁共振剂量测量

A-28. 电子顺磁共振（EPR）技术，是通过检测顺磁中心如电离辐射产生的自由基或点缺陷来估算吸收剂量。典型的用途是使用牙釉质[A-24、A-25]的 EPR 波谱法，或在骨组织活检可行的情况下、使用骨组织[A-26]的 EPR 波谱法。但是这两种用途都需要侵入性的样品收集。用非侵入性方法收集其他合适的材料，包括糖、塑料、玻璃、羊毛、棉花、头发和指甲。

A-29. EPR 信号的时间稳定性因材料不同而差异很大，塑料为 5—7 d [A-27]，牙釉质约为 106 年[A-28]。EPR 中存在的本底非辐射诱发的信号影响技术的探测限，对牙釉质在 100 mGy 左右，对棉花为 10 Gy，变化范围很宽。

A-30. EPR 剂量测量使用的样品，制备一般比较简单。根据材料的不同，单次测量可能需要几分钟到几小时。数据读出是非破坏性的，对同一样品能够重复测量。缺点是 EPR 谱仪价格昂贵，要求有非常合格的人员实施操作。

A-31. 牙齿活体 EPR 测量技术使用 1 GHz [A-29]的微波频率，低于常规离体测量的频率（~10 GHz）。根据计算预测，与 X 波段的谱分析相比，低频微波分析灵敏度损失约为 5—10 倍；因此，探测限预期在 0.5—1 Gy 范围内。

发光剂量测量

A-32. 回顾性剂量测量中使用的发光技术的基础，与附录 II 中描述的前瞻性剂量测量中的发光技术的相同。从砖和其他烧制建筑材料中提取的石英是目前用于回顾性发光剂量测量的主要矿物质。除了石英之外，最近还研究了其他荧光材料，这些材料不仅存在于城市环境中，也存在于一般公众随身携带的或接近身体的物质中[A-30]。

A-33. 使用这种材料的例子包括电话卡、身份证、健康保险卡、现金卡和信用卡的存储芯片模块[A-30~A-34]，移动电话等便携式电子设备的陶瓷电阻[A-34、A-35]，牙科修复材料[A-31、A-36]，牙釉质[A-37、A-38]，家庭和工作场所中的化学品[A-39、A-40]和玻璃[A-41]。

A-34. 样品制备和测量协议的程序是多种多样的，但对于大多数材料来说相对快速简单，对于取自个人物品的样品，可以在 1 h 内处理完毕。这些样品大多在宽剂量范围内呈线性剂量响应关系，对于大多数材料可以达到大约 10 mGy 的探测限。

活化技术

A-35. 中子活化技术是基于对中子与血液、头发或指甲等生物组织或中子与受害人佩戴的硬币、珠宝或腰带扣等金属材料相互作用诱发的放射性测量。

A-36. 活化技术可用于临界事故应急管理，也可用于中子照射后多年的剂量重建。在临界事故管理的早期阶段，可以通过测量人体内活化的钠实现快速有效的分诊。在事故现场，可以利用放置在受害者腹部的 γ 测量仪非常快速地测量由 ^{24}Na 发射的 γ 辐射（由体内 ^{24}Na 活化产生的，发射的 γ 峰在 1.36 MeV 和 2.75 MeV，半衰期为 14.96 h）。使用全身计数器或血液样品 γ 谱分析，可以在后来对受害者体内的钠活度进行更精确的估算。

A-37. 头发和指甲中被活化的硫的测量值也可用于事故后剂量重建。在这种情况下，由体内 ^{32}P 活化产生的 ^{32}S 发射的 β 粒子，可以用盖革-米勒计数器直接测量，或可在简单的化学处理后用液体闪烁技术测量。

A-38. 另一种方法是通过测量环境样品（例如铜样品中的 ^{63}Ni 和花岗岩中的 ^{152}Eu 、 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{41}Ca 、 ^{39}Ar 、 ^{36}Cl 、 ^{14}C 或 ^{10}Be ）中的或生物材料（例如牙釉质中的 ^{41}Ca ）中的长寿命活化核素确定剂量，后一种方法曾用于日本原子弹幸存者的检测。

附件参考文献

- [A-1] AINSBURY, E.A., et al., Review of retrospective dosimetry techniques for external ionising radiation exposures, *Radiat. Prot. Dosim.* **147** (2011) 573–592.
- [A-2] 国际原子能机构、泛美卫生组织、世界卫生组织,《细胞遗传剂量学:在辐射应急准备与响应中的应用》,EPR-Biodosimetry 2011,国际原子能机构,维也纳(2011年)。
- [A-3] AINSBURY, E.A., BARQUINERO, J.F., Biodosimetric tools for a fast triage of people accidentally exposed to ionising radiation: Statistical and computational aspects, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 307–312.
- [A-4] HAYATA, I., KANDA, R., MINAMIHISAMATSU, M., FURUKAWA, M., SASAKI, M.S., Cytogenetical dose estimation for 3 severely exposed patients in the JCO criticality accident in Tokai-mura, *J. Radiat. Res.* **42** Suppl. (2001) S149–S155.
- [A-5] FENECH, M., The cytokinesis-block micronucleus technique: A detailed description of the method and its application to genotoxicity studies in human populations, *Mutat. Res.* **285** (1993) 35–44.
- [A-6] THIERENS, H., VRAL, A., The micronucleus assay in radiation accidents, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 260–264.
- [A-7] TAWN, E.J., WHITEHOUSE, C.A., Persistence of translocation frequencies in blood lymphocytes following radiotherapy: Implications for retrospective radiation biodosimetry, *J. Radiol. Prot.* **23** (2003) 423–430.
- [A-8] LLOYD, D.C., MOQUET, J.E., ORAM, S., EDWARDS, A.A., LUCAS, J.N., Accidental intake of tritiated water: A cytogenetic follow-up case on translocation stability and dose reconstruction, *Int. J. Radiat. Biol.* **73** (1998) 543–547.

- [A-9] LINDHOLM, C., EDWARDS, A., Long-term persistence of translocations in stable lymphocytes from victims of a radiological accident, *Int. J. Radiat. Biol.* **80** (2004) 559–566.
- [A-10] EDWARDS, A.A., et al., Review of translocations detected by FISH for retrospective biological dosimetry applications, *Radiat. Prot. Dosim.* **113** (2005) 396–402.
- [A-11] WHITEHOUSE, C.A., et al., Translocation yields in peripheral blood lymphocytes from control populations, *Int. J. Radiat. Biol.* **81** (2005) 139–145.
- [A-12] SIGURDSON, A.J., et al., International study of factors affecting human chromosome translocations, *Mutat. Res.* **652** (2008) 112–121.
- [A-13] KLEINERMAN, R.A., ROMANYUKHA, A.A., SCHAUER, D.A., TUCKER, J.D., Retrospective assessment of radiation exposure using biological dosimetry: Chromosome painting, electron paramagnetic resonance and the glycophorin A mutation assay, *Radiat. Res.* **166** (2006) 287–302.
- [A-14] JONES, I.M., et al., Three somatic genetic biomarkers and covariates in radiation exposed Russian cleanup workers of the Chernobyl nuclear reactor 6–13 years after exposure, *Radiat. Res.* **158** (2002) 424–442.
- [A-15] EDWARDS, A., et al., Biological estimates of dose to inhabitants of Belarus and Ukraine following the Chernobyl accident, *Radiat. Prot. Dosim.* **111** (2004) 211–219.
- [A-16] SAKAMOTO-HOJO, E.T., et al., Gene expression profiles in human cells submitted to genotoxic stress, *Mutat. Res.* **544** (2003) 403–413.
- [A-17] MORANDI, E., et al., Gene expression changes in medical workers exposed to radiation, *Radiat. Res.* **172** (2009) 500–508.
- [A-18] MEADOWS, S.K., et al., Gene expression signatures of radiation response are specific, durable and accurate in mice and humans, *PLoS One* **3** (2008) e1912.

- [A-19] FACHIN, A.L., et al., Gene expression profiles in radiation workers occupationally exposed to ionizing radiation, *J. Radiat. Res.* **50** (2009) 61–71.
- [A-20] ROTHKAMM, K., HORN, S., Gamma-H2AX as protein biomarker for radiation exposure, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 265–271.
- [A-21] CHEN, I.W., KEREIAKES, J.G., SILBERSTEIN, E.B., ARON, B.S., SAENGER, E.L., Radiation-induced change in serum and urinary amylase levels in man, *Radiat. Res.* **54** (1973) 141–151.
- [A-22] MARCHETTI, F., COLEMAN, M.A., JONES, I.M., WYROBEK, A.J., Candidate protein biodosimeters of human exposure to ionizing radiation, *Int. J. Radiat. Biol.* **82** (2006) 605–639.
- [A-23] GUIPAUD, O., BENDERITTER, M., Protein biomarkers for radiation exposure: Towards a proteomic approach as a new investigation tool, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 278–286.
- [A-24] FATTIBENE, P., CALLENS, F., EPR dosimetry with tooth enamel: A review, *Appl. Radiat. Isot.* **68** (2010) 2033–2116.
- [A-25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Electron Paramagnetic Resonance Dosimetry with Tooth Enamel for Retrospective Dose Assessment, IAEA-TECDOC-1331, IAEA, Vienna (2002).
- [A-26] CLAIRAND, I., HUET, C., TROMPIER, F., BOTTOLLIER-DEPOIS, J.-F., Physical dosimetric reconstruction of a radiological accident due to gammagraphy equipment that occurred in Dakar and Abidjan in summer 2006, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 698–703.
- [A-27] TROMPIER, F., BASSINET, C., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on plastics by EPR spectrometry, *Health Phys.* **98** (2010) 388–394.
- [A-28] SCHWARCZ, H.P., ESR studies of tooth enamel, *Nucl. Tracks Radiat. Meas.* (1982) **10** (1985) 865–867.

- [A-29] IWASAKI, A., GRINBERG, O., WALCZAK, T., SWARTZ, H.M., In vivo measurements of EPR signals in whole human teeth, *Appl. Radiat. Isot.* **62** (2005) 187–190.
- [A-30] CORRECHER, V., GARCIA-GUINEA, J., RIVERA, T., Thermoluminescence sensitivity of daily-use materials, *Radiat. Eff. Defects Solids* **164** (2009) 232–239.
- [A-31] GÖKSU, H.Y., BAILIFF, I.K., Luminescence dosimetry using building materials and personal objects, *Radiat. Prot. Dosim.* **119** (2006) 413–420.
- [A-32] WODA, C., SPÖTTL, T., On the use of OSL of wire-bond chip card modules for retrospective and accident dosimetry, *Radiat. Meas.* **44** (2009) 548–553.
- [A-33] GÖKSU, H.Y., Telephone chip-cards as individual dosimeters, *Radiat. Meas.* **37** (2003) 617–620.
- [A-34] BASSINET, C., TROMPIER, F., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on electronic components by OSL, *Health Phys.* **98** (2010) 440–445.
- [A-35] INRIG, E.L., GODFREY-SMITH, D.I., KHANNA, S., Optically stimulated luminescence of electronic components for forensic, retrospective, and accident dosimetry, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 726–730.
- [A-36] VERONESE, I., et al., Study of TSL and OSL properties of dental ceramics for accidental dosimetry applications, *Radiat. Meas.* **45** (2010) 35–41.
- [A-37] GODFREY-SMITH, D.I., Toward in vivo OSL dosimetry of human tooth enamel, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 854–858.
- [A-38] DEWITT, R., KLEIN, D.M., YUKIHARA, E.G., SIMON, S.L., McKEEVER, S.W., Optically stimulated luminescence (OSL) of tooth enamel and its potential use in post-radiation exposure triage, *Health Phys.* **98** (2010) 432–439.

- [A-39] THOMSEN, K.J., BØTTER-JENSEN, L., MURRAY, A.S., Household and workplace chemicals as retrospective luminescence dosimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 515–518.
- [A-40] BERNHARDSSON, C., CHRISTIANSSON, M., MATTSSON, S., RÄÄF, C.L., Household salt as a retrospective dosimeter using optically stimulated luminescence, *Radiat. Environ. Biophys.* **48** (2009) 21–28.
- [A-41] BASSINET, C., TROMPIER, F., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on glass by TL and EPR spectrometry, *Health Phys.* **98** (2010) 400–405.

缩 语 表

AMAD	活度中值空气动力学直径
DTPA	二乙烯三胺五乙酸
EPR	电子顺磁共振
FISH	荧光原位杂交
HEPA	高效粒子空气
ICRP	国际放射防护委员会
ICRU	国际辐射单位和测量委员会
IEC	国际电工委员会
RBE	相对生物效能

参与起草和审查的人员

Cruz Suarez, R.	国际原子能机构
Delves, D.	国际原子能机构
Doty, R.	顾问
Gaunt, M.R.	罗尔斯·罗伊斯公司，英国
Giussani, A.	联邦辐射防护办公室，德国
Hajek, M.	国际原子能机构
Haridasan, P.P.	国际原子能机构
Kutkov, V.	国际原子能机构
Ma, J.	国际原子能机构
Nestoroska, M.S.	国际原子能机构
Niu, S.	国际劳工局
Okyar, H.B.	国际原子能机构
Pradeepkumar, K.S.	巴巴原子研究中心，印度
Pushparaja, P.	《辐射防护与环境》出版社，印度
Saigusa, S.	放射线医学综合研究所，日本
Shaw, J.	英国公共卫生机构，英国
Suzuki, T.	放射线医学综合研究所，日本
Vanhavere, F.	比利时核研究中心，比利时
Wymer, D.G.	顾问
Xia, Y.	中国原子能科学研究院，中国
Zodiatas, T.	EDF 核能生产有限公司，英国

当地订购

国际原子能机构的定价出版物可从下列来源或当地主要书商处购买。
未定价出版物应直接向国际原子能机构发订单。联系方式见本列表末尾。

北美

Bernan / Rowman & Littlefield

15250 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, USA
电话: +1 800 462 6420 • 传真: +1 800 338 4550
电子信箱: orders@rowman.com • 网址: www.rowman.com/bernan

世界其他地区

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商:

Eurospan Group

Gray's Inn House
127 Clerkenwell Road
London EC1R 5DB
United Kingdom

交易订单和查询:

电话: +44 (0) 176 760 4972 • 传真: +44 (0) 176 760 1640
电子信箱: eurospan@turpin-distribution.com

单个订单:

www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息:

电话: +44 (0) 207 240 0856 • 传真: +44 (0) 207 379 0609
电子信箱: info@eurospangroup.com • 网址: www.eurospangroup.com

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至:

Marketing and Sales Unit
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria
电话: +43 1 2600 22529 或 22530 • 传真: +43 1 26007 22529
电子信箱: sales.publications@iaea.org • 网址: <https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu>

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳