

IAEA

国际原子能机构

安全标准

丛书

外部辐射源

引起的职业照射评估

国际原子能机构、国际劳工局联合倡议
制订



安全导则

No. RS-G-1.3



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构（IAEA）安全相关出版物

IAEA 安全标准

根据 IAEA 《规约》第三条规定，IAEA 授权制定电离辐射防护安全标准并保证将这些标准应用于和平核活动中。

IAEA 籍以制定安全标准和措施的法规性出版物以 **IAEA 安全标准丛书** 形式印发。这套丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全及一般安全（即在四个领域中的二个或更多方面具有重要性）。属于本套丛书的几类出版物是：**安全基本法则**、**安全要求**和**安全导则**。

安全基本法则（蓝色标题）介绍核能的和平发展与应用方面的安全和防护基本目标、概念和原则。

安全要求（红色标题）规定为确保安全必须满足的要求。这些以“必须”（shall）语气陈述的要求受安全基本法则中介绍的目标和原则支配。

安全导则（绿色标题）建议为满足安全要求必须采取的行动、条件或规程。安全导则中的建议以“应该”（should）语气陈述，意味着为履行这些要求需要采取建议的措施或相当的替代措施。

IAEA 的安全标准在法律上对成员国没有约束力，但成员国可自行决定将它们用于有关其自身活动的国家条例中。在有关其自身运作和由 IAEA 支持的活动的方面，这些标准对 IAEA 有约束力。

有关 IAEA 的安全标准计划（包括非英文语文版本）的信息可以在 IAEA 的因特网网址（www.iaea.org/ns/coordinet）获得或可向 IAEA 安全协调科（P.O.Box100, A-1400 Vienna, Austria）索取。

其他安全相关出版物

IAEA 根据其《规约》第三条和第八条 C 款规定，提供与和平核活动有关的信息，促进这种信息的交流，并作为其成员国间交流这种信息的媒介。

关于核活动中的安全与防护报告作为信息出版物以其他丛书形式印发，尤其以 **IAEA 安全报告丛书** 形式印发。安全报告可以介绍良好的实践，并给出为满足安全要求可以采用的实例和详细方法。它们不制定要求或提出建议。

包括与安全相关的销售出版物的其他 IAEA 丛书有：**技术报告丛书**、**放射学评定报告丛书**和 **INSAG 丛书**。IAEA 还印发有关放射学事故报告和其他特殊销售出版物。印发的未标价的安全相关出版物包括 **TECDOC 丛书**、**临时安全标准丛书**、**培训班丛书**、**IAEA 服务丛书**及**计算机手册丛书**，还以**辐射安全实用手册**和**辐射实用技术手册**的形式印发。

外部辐射源
引起的职业照射评估

下述国家是国际原子能机构的成员国：

阿富汗	危地马拉	挪威
阿尔巴尼亚	海地	巴基斯坦
阿尔及利亚	罗马教廷	巴拿马
阿根廷	匈牙利	巴拉圭
亚美尼亚	冰岛	秘鲁
澳大利亚	印度	菲律宾
奥地利	印度尼西亚	波兰
孟加拉国	伊朗伊斯兰共和国	葡萄牙
白俄罗斯	伊拉克	卡塔尔
比利时	爱尔兰	摩尔多瓦共和国
贝宁	以色列	罗马尼亚
玻利维亚	意大利	俄罗斯联邦
波斯尼亚和黑塞哥维纳	牙买加	沙特阿拉伯
巴西	日本	塞内加尔
保加利亚	约旦	塞拉利昂
布基纳法索	哈萨克斯坦	新加坡
柬埔寨	肯尼亚	斯洛伐克
喀麦隆	大韩民国	斯洛文尼亚
加拿大	科威特	南非
智利	拉脱维亚	西班牙
中国	黎巴嫩	斯里兰卡
哥伦比亚	利比里亚	苏丹
哥斯达黎加	阿拉伯利比亚民众国	瑞典
科特迪瓦	列支敦士登	瑞士
克罗地亚	立陶宛	阿拉伯叙利亚共和国
古巴	卢森堡	泰国
塞浦路斯	马达加斯加	前南斯拉夫马其顿共和国
捷克共和国	马来西亚	突尼斯
刚果民主共和国	马里	土耳其
丹麦	马耳他	乌干达
多米尼加共和国	马绍尔群岛	乌克兰
厄瓜多尔	毛里求斯	阿拉伯联合酋长国
埃及	墨西哥	大不列颠及北爱尔兰联合王国
萨尔瓦多	摩纳哥	坦桑尼亚联合共和国
爱沙尼亚	蒙古	美利坚合众国
埃塞俄比亚	摩洛哥	乌拉圭
芬兰	缅甸	乌兹别克斯坦
法国	纳米比亚	委内瑞拉
加蓬	荷兰	越南
格鲁吉亚	新西兰	也门
德国	尼加拉瓜	南斯拉夫
加纳	尼日尔	赞比亚
希腊	尼日利亚	津巴布韦

机构《规约》是 1956 年 10 月 23 日在纽约联合国总部召开的国际原子能机构规约会议上通过的。它于 1957 年 7 月 29 日生效。机构总部设在维也纳。它的主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康和繁荣的贡献”。

©国际原子能机构，1999 年

需要翻印或翻译本出版物所含资料时，请与国际原子能机构（Wagramer strasse 5, P.O.Box 100, A-1400 Vienna, Austria）书面联系，以取得许可。

国际原子能机构于中国印刷

2000 年 3 月

STI/PUB/1076

安全标准丛书 No.RS-G-1.3

外部辐射源 引起的职业照射评估

安全导则

国际原子能机构和国际劳工局联合倡议制订

国际原子能机构
维也纳，1999 年

VIC 图书馆图书在版编目数据

外部辐射源引起的职业照射评估：安全导则/国际原子能机构和国际劳工局联合倡议制订。—维也纳：国际原子能机构，1999年。

P；24 cm.—（《安全标准丛书》，ISSN 1020-525X；no.RS-G-1.3）

STI/PUS/1076

ISBN 92-0-101799-5

与书目有关的参考文献。

1.辐射工作人员。2.辐射剂量测定。3.辐射—安全措施。I.国际原子能机构。II.国际劳工局。III.丛书

VICL

99-00223

序

总干事 Mohamed ElBaradei

国际原子能机构 (IAEA) 的法定职能之一是制定或采用安全标准以在核能的和平发展与应用中保护健康、生命和财产, 以及为这些标准的下列应用做出规定: 用于机构自己的运作以及辅助运作; 应有关各方的请求, 用于在任何双边或多边协议下进行的运作; 或应某一成员国的请求, 用于该国核能领域中的任何活动。

以下咨询机构负责监督安全标准的制订工作: 安全标准咨询委员会 (ACSS); 核安全标准咨询委员会 (NUSSAC); 辐射安全标准咨询委员会 (RASSAC); 运输安全标准咨询委员会 (TRANS SAC) 和废物安全标准咨询委员会 (WASSAC)。在这些委员会中有广泛的成员国代表参加。

为了确保达成最广泛的国际共识, 在 IAEA 理事会核准 (安全基本法则和安全要求) 或由出版物委员会以总干事的名义核准 (安全导则) 之前, 安全标准也提交给所有成员国征求意见。

IAEA 的安全标准在法律上对成员国没有约束力, 但成员国可自行决定将它们用于有关其自身活动的国家条例中。这些标准在有关 IAEA 自身运作方面对 IAEA 具有约束力, 和在由 IAEA 支助的活动方面对成员国具有约束力。将要求任何希望就取得与核设施的选址、设计、建造、调试、运行和退役或者任何其它活动有关的援助与 IAEA 缔结协议的成员国采取适合于该协议所涵盖活动的安全标准的那些部分。不过应记住, 任何许可证审批程序方面的最终决定和法律责任仍是这些国家自己的事。

虽然这些安全标准建立了必要的安全基础, 然而根据国家的实际情况, 纳入一些更详细的要求也是必要的。此外, 通常会有一些特殊方面需要逐一加以评定。

易裂变材料和放射性物质以及整个核动力厂的实体保护被酌情提及, 但未详细论述; 成员国在这方面的义务应根据在 IAEA 主持下编写的文书和出版物加以处理。工业安全和环境保护的非放射学方面也未明确给予考虑; 文中认识到各国必须履行其在有关这些方面的国际承诺和义务。

按早先标准建造的某些设施可能不完全符合 IAEA 安全标准中所陈述的这些要求和建议。关于将这些安全标准适用于这些设施的方式的决定应由各

国自己作出。

各国必须集中于注意这一事实：IAEA 的安全标准虽然在法律上不具有约束力，但制订它们的宗旨是确保核能和放射性物质的和平利用是以如下方式进行的，即它能使各国履行其根据国际法和准则中普遍接受的原则所承担的义务，例如有关环境保护的义务。按照这样一种普遍原则，一国的领土不得以对另一国造成损害的方式加以使用。因此，各国必须不懈努力，严加管理。

和任何其他活动一样，在各国管辖范围内进行的民用核活动除接受国际法中普遍接受的原则外，还要接受各国根据国际公约可能赞同的义务。希望各国在其本国法律体系中采纳这类法规（包括条例）以及有效地履行其所有国际义务可能需要的其他标准和措施。

前 言

电离辐射职业照射可以发生在各种工业、医疗机构、教育和研究机构以及核燃料循环设施中。对工作人员予以充分的辐射防护对于安全、可接受地利用辐射、放射性物质和核能是非常重要的。

1996年，国际原子能机构出版了《辐射防护和辐射源安全的安全基本法则》(IAEA 安全丛书 No.120)和《国际电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》(IAEA 安全丛书 No.115)。这两份出版物是由联合国粮农组织、IAEA、国际劳工组织、OECD核能机构、泛美卫生组织和世界卫生组织共同倡议的。它们分别陈述了辐射安全目标和原则以及为实施这些原则和实现这些目标应满足的要求。

建立职业辐射防护的安全要求和导则是机构向其成员国提供辐射安全支持的一个重要组成部分。机构的职业辐射防护计划的目标是通过制定和实施限制辐射照射的细则和在工作场所实施现有的辐射防护技术，促进一种使职业辐射防护最优化的国际上协调一致的方法。

在三个相关的安全导则中介绍了为进行职业防护必须满足基本安全标准要求导则。一份给出了制定职业辐射防护计划的一般导则，另外两份分别给出了监测和评估工作人员由于外辐射源和摄入放射性核素而导致的照射的更详细导则。这些安全导则均反映了在职业辐射防护方面目前国际上接受的原则和建议的做法，同时考虑了过去10年所发生的重大变化。

这三份关于职业辐射防护的安全导则是由IAEA和国际劳工局共同倡议制订的。机构十分感谢欧洲委员会对制定本安全导则的贡献。

本安全导则涉及对在工作场所受到外辐射源照射的评估。这种照射可来自工作场所内多种辐射源，对这种情况下的工作人员和工作场所进行监测是任何职业辐射防护计划的一个不可或缺的部分。外辐射源照射评估结果关键取决于对辐射类型和能量及照射条件的了解。本安全导则反映了过去10年在国际外部剂量评估做法方面的重大变化。

编者按

书中附录应视为该标准一个重要的组成部分，具有和正文同样的地位。
书中附件、脚注和参考文献用于提供可能对用户有帮助的其他信息或实例。

安全标准在陈述要求、责任和义务时采用“必须”(shall)形式。采用“应该”(should)形式表示建议一种所需的方案。

本书原版为英文版。

目 录

1. 引言	1
背景	1
目的	1
范围	2
结构	2
2. 剂量学量	3
引言	3
个人监测的操作量	4
用于工作场所监测的量	4
3. 监测计划	6
总的目的	6
个人剂量评估	7
4. 剂量测定的技术要求	16
概述	16
对个人剂量计的技术要求	17
对工作场所监测的技术要求	24
5. 型式试验	27
概述	27
个人剂量计的型式试验	28
工作场所监测仪的型式试验	33
6. 使用前试验和定期试验	34
7. 性能试验	35
概述	35
核准性能试验	35
例行性能试验	36
8. 剂量记录保存和报告	37
概述	37
个人监测记录的保存	37

工作场所监测记录的保存.....	39
向管理部门报告信息	39
9. 质量保证.....	39
要求.....	39
实施和管理.....	40
性能评估.....	42
签订监测服务合同	43
附录皮肤污染监测和皮肤剂量评估.....	45
参考文献.....	47
附件 I 所建议的辐射权重因子及品质因子与传能线密度之间关系的概述	50
附件 II 个人监测用仪器仪表.....	52
附件 III 工作场所监测用仪器仪表.....	64
附件 IV 参考条件和标准试验条件.....	73
附件 V 有关个人剂量计和区域监测仪型式试验的操作量数据	75
附件 VI 辐射监测设备 IEC 标准实例	85
参与起草和审定的人员	86
赞同安全标准的咨询机构	87

1. 引言

背景

1.1. 人类的各种活动，包括核燃料循环不同阶段的有关工作，在医学、科研、农业和工中使用放射源和 X 射线设备，以及职业性接触含有浓缩的天然放射性核素的物质，均可能发生职业照射。为了控制这种照射，能够评价所涉剂量的大小是非常重要的。

1.2. IAEA 安全基本法则出版物——《辐射防护和辐射源安全》[1]论述了辐射防护和安全的目的、概念和原则。由 IAEA 和其他五个国际组织[2]共同组织编写的《国际电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》（通常称作《基本安全标准》或 BSS）为达到这些目的和运用安全基本法则中规定的各项原则提出了要求，包括保护受到辐射源照射的工作人员的要求。

1.3. IAEA 和国际劳工局（ILO）共同编写了三个相关的安全导则，为履行基本安全标准中有关职业照射的要求提供了指导。这些安全导则[3]对于为评估工作人员由外照射和摄入放射性核素而产生的照射剂量应制定监测计划的照射条件提出了一般性建议。本安全导则对于评估外辐射源剂量提供了更具体的指导，而参考文献[4]论述了放射性物质的摄入。

1.4. 有关职业辐射防护的建议已由国际放射防护委员会（ICRP）[5]提出。在编写本安全导则时考虑了这些建议和国际放射防护委员会[6]的其他现有建议及国际辐射单位与测量委员会（ICRU）[7~10]的建议。

目的

1.5. 制定本安全导则的目的在于为监管机构在满足对外部电离辐射源引起的职业照射进行有效评估的要求方面提供全面指导。本导则还将有益于与规

划和管理职业监测计划有关的人员，负责经营个人监测服务部门的人员；和从事个人剂量测定及工作场所监测中使用的剂量计和设备的设计的人员。

范围

1.6. 本安全导则包括对制定外照射监测计划的指导：拟用于个人和工作场所监测的相应的剂量测定法、所测结果的解释、记录保存和质量保证。本安全导则讨论了个人剂量测定系统和服务的总目标，尤其对于待测的量以及进行这种测定所需的精密性和准确度给予特殊的关注。本安全导则还对剂量计的形式试验和性能试验提供指导，并提供从事这些工作所需的剂量数据。

1.7. 本安全导则中对于工作场所监测问题的讨论，仅限于评定个人剂量中使用这种监测所涉及的范围。本安全导则的附录讨论来自皮肤污染的外照射，而工作场所表面污染的监测拟在有关内照射的相关安全导则[4]中加以论述。由于事故情况下的剂量大大超过职业剂量限值，故其特殊的剂量测定法不在本安全导则的讨论范围之内。

结构

1.8. 本安全导则第 2 章提出剂量的防护量和操作量之间的关系。第 3 章概述外照射监测的目标和使用。第 4 章还提出监测计划的要点和个人及工作场所监测的作用。第 5 章叙述对个人剂量计和工作场所监测的剂量测定的技术要求，包括准确度、不确定度和性能规范。第 6 章概述个人剂量计和工作场所监测仪的形式试验。第 7 章和第 8 章分别讨论校准和性能试验。第 9 章涉及记录保存，第 10 章论述质量保证。

1.9. 本安全导则的附录和附件中还提供其他资料。附录论述皮肤剂量测定问题。附件 I 给出辐射权重因子的建议值和品质因子与传能线密度之间的关系。附件 II 和 III 分别综述供个人和工作场所监测用的仪器仪表。附件 IV 叙述国际电工委员会（IEC）规定的参考试验条件和标准试验条件。附件 V 提供国际放射防护委员会和国际辐射单位与测量委员会所建议的剂量转换系

数以及国标准化组织为校准目的所建议的辐射场细节。附件 VI 提供由国际电工委员会规定的辐射监测设备标准实例。

2. 剂量学量

引言

2.1. 供放射防护目的使用和在《基本安全标准》中用以表示剂量限值的剂量学的量，系指有效剂量 E 和组织或器官 T 中的当量剂量 H_T 。基本的物理量包括粒子注量 ϕ 、比释动能 K 和吸收剂量 D 。

2.2. 国际辐射单位与测量委员会为涉及外辐射源照射的放射防护引入了供实际使用的操作量[7]。后来，在该委员会的第 51 号报告[10]中规定了这些量。场所监测的操作量系指周围剂量当量 $H^*(d)$ 和定向剂量当量 $H'(d, \Omega)$ ，而个人监测用的操作量系指个人剂量当量 $H_p(d)$ 。这些量已在有关的安全导则[3]中作了简要的讨论并且已在《基本安全标准》[2]中正式地加以定义。国际放射防护委员会和国际辐射单位与测量委员会的联合工作组[11]曾详细地评价了物理的、防护的和操作的量之间的数值关系。图 1 说明这些量之间的概念关系[11]。

2.3. 对当量剂量的测定，进而对有效剂量的测定，涉及用辐射权重因子 w_R 作为吸收剂量的乘数，以反映由高传能线密度（LET）辐射而不是由低传能线密度辐射产生的某一给定吸收剂量所导致的较大危害。所建议的权重因子 w_R 值基于对公布的生物资料的审评，并列在表 I-I（附件 I）中。

2.4. 辐射品质因子 Q 用于确定操作量，并基于品质因子与传能线密度的（ Q —LET）关系。品质因子亦用作表 I-I 未包括的辐射类型的权重因子 w_R 的近似值。表 I-II 给出所建议的品质因子与传能线密度的关系。

图 1 辐射防护应用中各量的关系[11]。

个人监测的操作量

2.5. 《基本安全标准》中为个人监测所推荐的剂量学操作量系指个人剂量当量 $H_p(d)$ [9~10]。它是人体某一指定点下面适当深度 d 处软组织内的剂量当量。一种可能采用的测定 $H_p(d)$ 的方法，将是使用佩戴在体表上并为相应厚度的组织代用品所覆盖的探测器。然而，亦可以采用其他测定方法，其前提是其响应要随能量作出必要的修正。

2.6. 个人剂量当量的任何陈述均应包括对基准深度 d 的详细说明。对于弱贯穿辐射和强贯穿辐射而言（见第 2.14 条），所建议的深度分别是 0.07 mm 和 10 mm，虽然在特殊情况下其他深度可能是适宜的，例如对于眼晶状体而言，深度为 3 mm。为了简化记法，假定 d 用 mm 表示，而上述两种所建议深度时的个人剂量当量可以用 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 表示。

2.7. 采用 $H_p(10)$ （即在 10 mm 深度时的个人剂量当量）来估计有效剂量，可以避免低估和过分的高估。皮肤的敏感细胞被认为是在皮肤表面下方 0.05 mm 和 0.1 mm 之间，因此使用 $H_p(0.07)$ 估计皮肤所受的当量剂量。 $H_p(0.07)$ 亦应用于肢体监测，在这种监测中皮肤剂量是限制量。

2.8. 剂量计的校准是在简化的常规条件下（即标准试验条件，见第 5 章）在一个合适的体模上完成的。可以用量 $H_p(d)$ 来表征代表体模上的某一点的剂量当量。如果剂量计正确地测定了这种体模上的某一点的 $H_p(d)$ ，则可以假定该剂量计亦能十分准确地测定任何人体上的 $H_p(d)$ 。

用于工作场所监测的量

2.9. 为工作场所监测所推荐的操作量是在被称为国际辐射单位与测量委员

会球[10]的体模上定义的。它是一种组织等效材料的球，其直径为 30cm，密度为 1g/cm^3 ，元素组成（按质量计）为氧占 76.2%，碳占 11.1%，氢占 10.1% 和氮占 2.6%。

2.10. 国际辐射单位与测量委员会建议场所监测用的两个量[10]是周围剂量当量 $H^*(d)$ 和定向剂量当量 $H'(d, \Omega)$ 。它们分别适合于监测强贯穿辐射场和弱贯穿辐射场（见第 2.14 条）。

2.11. 辐射场中某一点上的周围剂量当量 $H^*(d)$ ，是相应的扩展齐向场在国际辐射单位与测量委员会球中，在与齐向场方向相逆的半径上的深度 d 处将产生的剂量当量。

2.12. 扩展场系指这样的场：在该场里，通过有关体积的注量及其角度和能量分布均与该基准点上实际场里的相同。在扩展齐向场里，注量及其能量分布是与扩展场里的相同，但是该注量是单向的。

2.13. 对周围剂量当量的任何陈述均应包括对基准深度 d 的详细说明。对于强贯穿辐射而言（见第 2.14 条），所建议的深度为 10 mm。对于个人剂量当量而言， d 应以 mm 表示，这样 $H^*(10)$ 是深度为 10 mm 的周围剂量当量。为了测定 $H^*(d)$ ，该仪器的整个灵敏体积内的辐射场必须是均匀的，并且该仪器具有各向同性的响应。

2.14. 弱贯穿辐射和强贯穿辐射定义如下[7]。对于均匀单向辐射场中的某一给定的人体取向而言，如果皮肤敏感层的任何小块区域所接受的当量剂量超过有效剂量的 10 倍，则此种辐射称为弱贯穿辐射。如果该当量剂量不及有效剂量的 10 倍，则此种辐射称为强贯穿辐射。

2.15. 辐射场中某一点上的定向剂量当量 $H'(d, \Omega)$ 系指国际辐射单位与测量委员会球中相应的扩展场在规定的方向 Ω 半径上的深度 d 处所产生的剂量当量。对定向剂量当量的任何陈述，均应包括对基准深度 d 和辐射方向 Ω 的详细说明。对于弱贯穿辐射和强贯穿辐射而言，所建议的深度分别为 0.07 mm 和 10 mm。同样， d 应该以 mm 表示。

2.16. 如果辐射场是单向的，则方向 Ω 被规定为对着入射场的半径与规定的半径之间的夹角。当规定的半径与辐射场平行时（即当 $\Omega=0^\circ$ 时），量 $H'(d, 0)$ 可以简写成 $H'(d)$ 。此外，在单向场中， $H'(d) = H^*(d)$ 。为了测定 $H'(d, \Omega)$ ，在仪器的整个敏感体积内，辐射场必须是均匀的，并且该仪器必须具有适当的方向响应。对于弱贯穿辐射而言，用于测定平板状组织等效材料中建议深度处的剂量当量的仪器将能很好地测定 $H'(0.07)$ ，如果该平板的表面是与辐射场方向垂直的话。

3. 监测计划

总的目的

3.1. 运行监测计划的总的目的是对工作场所的状况和个人受照情况作出评估。对工作人员常规地或潜在地受到的外辐射源照射剂量作出评估，是任何辐射防护计划的一个组成部分，它有助于确保工作场所的安全水平是可接受的、其辐射防护条件是令人满意的。

3.2. 在有关的安全导则[3]中描述了为满足对工作人员的辐射防护的一般要求所采取的各项措施。下面叙述与对外辐射源照射监测有关的具体方面。

3.3. 工作场所表面的放射性污染会加剧工作人员的外照射。然而，在许多污染情况下（和特别是在 α 活度不可被忽视的场合），内照射途径是主要的。为此，在有关的安全导则[4]中论述了表面污染监测的主题。

3.4. 皮肤污染将导致外照射，并且有时还会导致内照射，这取决于所涉放射性核素、存在的化学形式和活度水平。附录论述由皮肤污染所致剂量的评估。

3.5. 附件 II 和 III 分别提供关于监测个人和工作场所用仪器仪表的其他资料。

个人剂量评估

3.6. 在大多数情况下，可以通过对工作人员的系统性个人监测，很容易地评估由外照射引起的剂量。在个人监测不能充分地显示工作人员所受的剂量时，工作场所的监测结果可用于个人剂量评估。在下述情况下，根据工作场所监测的结果来评估照射也许是适当的：

- (a) 不能提供有效的个人监测方法，并且有一种已被证明是可接受的基于工作场所监测的方法；
- (b) 剂量是相对不变的并且可以采取其他方法可靠地加以评估（例如，在研究实验室里使用小的可控源）；或
- (c) 有关的工作人员定期受雇于监督区，或仅是偶然地进入控制区（参考文献[3]，第 5.17~5.31 条）。

3.7. 对于在因为外辐射危险而被划为控制区的区域内做常规工作的人员，一般要进行个人监测。外照射的个人监测计划的目的是，为防护最优化提供信息；证明工作人员所受的照射未曾超过为指定活动所预期的任何剂量限值或水平；和核实工作场所监测的充分性。

3.8. 对于不要求进行个人监测的监督区而言，使用有限数量的个人剂量计，可能比采用全面的工作场所监测计划更简单。总之，为获取剂量记录而进行的个人监测，对于监督区内的所有工作人员来说可以认为是好的通常做法。

监测计划的设计

3.9. 在采用工作人员个人监测的场所，应为每个人提供一个积分剂量计。在工作场所遇到的剂量当量率的变化可能超过 9 倍时，为了进行剂量控制，还应提供一个直读式剂量计和/或一个报警装置（见第 3.24 条）。

3.10. 应利用监管机构所核准的个人监测服务部门。该监管机构应要求这些服务部门能够就所有相关的辐射类型提供以足够的准确度测量 $H_p(10)$ 和

$H_p(0.07)$ 的剂量计。该监管机构还要求这种服务部门应配备充分合格的和受过培训的人员，并应拥有适宜的处理设备及其他相关设施。该监管机构应检查这些服务部门的工作，并应要求在规定的时间内完成处理和剂量报告，并且在完善的质量保证（QA）体系下运作。

3.11. 利用 $H_p(10)$ 测定结果，通常足以评估工作人员照射。然而，如果辐射场含有大量的弱贯穿辐射（例如 β 粒子或能量低于 15 keV 的光子），则 $H_p(0.07)$ 可以与 $H_p(10)$ 相比较，或明显大于后者；对于这种辐射场而言，剂量计应能够测定深度为 0.07 mm 处的剂量当量。

3.12. 在打算测定眼晶状体所受的剂量当量的场合，通常可以依据 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 的测定结果，十分准确地评估个人剂量当量 $H_p(3)$ 。如果 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 低于各自的剂量限值，则人们可以看到，在绝大多数情况下，对于眼晶状体而言， $H_p(3)$ 的值亦将低于剂量限值（150 mSv）。

3.13. 在大多数情况下，佩戴在人体躯干上的单个剂量计已经够用。对于强贯穿辐射而言，应该把这种剂量计置于预计躯干表面会受到最强照射的位置上。对于主要来自躯干正面入射的辐射而言，或在预期这种入射是轴对称的或各向同性时，该剂量计应佩戴在躯干前面的两肩和腰部之间。用以评估眼晶状体所受剂量的剂量计，应佩戴在眼睛附近（例如，前额或帽子上）。

3.14. 为了较好地评估在不均匀的辐射场中所接受的有效剂量，工作人员在身体其他部位上佩戴额外的剂量计是有益的。在某些特殊情况下（例如，在使用诸如铅围裙之类的防护衣的医用放射学场合），把一个剂量计置于防护裙的里面和把另一个剂量计置于身体非屏蔽部位上是可行的。使用这两个剂量计的目的在于测定身体的屏蔽部位和非屏蔽部位所接受的有效剂量。上述两种办法还可以结合起来使用，以便通过使用适宜的算法给出总的有效剂量；美国国家辐射防护委员会（NCRP）[12] 已对可供使用的方法进行评审，并提出了建议。

3.15. 当肢体最大剂量预计至少大于全身表面剂量的 10 倍（肢体当量剂量

限值 500 mSv 和全身一年有效剂量限值 50 mSv 之间相差 10 倍) 时, 应在适当部位佩戴一个或多个肢体剂量计, 以测定预计会遭受最高剂量的部位所受的剂量。

3.16. 在常规作业中, 每个受监测的工作人员通常应该有两个剂量计; 工作人员佩戴一个剂量计, 而把先前佩戴的另一个剂量计送去处理和评估。剂量测定服务部门应依据所从事工作的类型 (见第 3.17~3.29 条) 和与该项工作有关的预期照射、各种剂量计的特性和剂量测定系统的总探测限来确定剂量计替换的频度。例如, 照相胶片的消退特性常常决定了胶片剂量计的替换周期短于热释光剂量计 (TLDs) 的替换周期。虽然这种替换频度的范围可以从每天一次 (在特殊作业时) 至每 6 个月一次 (若预计的照射极低), 但是通常的替换周期为 1~3 个月。对于使用直读式剂量计的日常工作而言, 其他方法亦是可能的, 并且已一直在采用。还有一种可能是每日为每个人发一个剂量计 (不必每天都发同一个剂量计) 或以年为周期为个人发一个剂量计, 但要定期收集读数。这两种选择方案 (以及可能还有其他选择方案) 可将所需的剂量计数量减少到每个人一个多一点 (当然, 为了弥补剂量计的故障和维护, 还将需要备用剂量计)。

个人剂量计的选择

常规监测

3.17. 个人剂量计的选择不仅取决于辐射类型, 而且取决于除 $H_p(d)$ 以外的所需资料。实际上, 人们可以使用下述类型的剂量计:

- (a) 光子剂量计, 仅能给出关于个人剂量当量 $H_p(10)$ 的信息;
- (b) β -光子剂量计, 可给出关于个人剂量当量 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 的信息;
- (c) 甄别型光子剂量计, 除给出关于 $H_p(10)$ 的资料外, 还给出某些关于辐射类型、有效能量以及高能电子探测方面的指示性信息;

(d) 肢体剂量计，对于 β -光子辐射（以及中子，假若还操作中子源的话）而言，给出关于 $H_p(0.07)$ 的信息；

(e) 中子剂量计，给出关于 $H_p(10)$ 的信息。

3.18. 在仅光子辐射是重要的辐射场里，通常仅测量 $H_p(10)$ 就足够了。因此，上述 (a) 条所述类型的简易剂量计适用于大多数实际情况。对于大范围的光子能量而言，可以使用热释光剂量计、辐射光致发光 (RPL) 玻璃或照相胶片剂量计，其前提是它们的能量依赖性能满足要求。此外，还可以采用许多电子剂量计，它们直接测量高于 20~80 keV（取决于电子剂量计类型）阈值的 $H_p(10)$ 。再者，光学受激发光 (OSL) 技术已发展到一个先进阶段，目前至少已有一个大型的商业剂量测定服务部门使用该技术。

3.19. 在 β 辐射很可能对辐射场做出显著贡献时，应使用上述 (b) 条所述类型的剂量计。它们可以是具有两个或两个以上热释光元件或胶片上附有不同材料和厚度滤片的热释光剂量计或照相胶片剂量计，或电子剂量计。然而，当大部分 β 剂量很可能来自低能 β 粒子时，目前设计的电子剂量计可能是不适用的。

3.20. 对于肢体剂量测定而言，尤其是手的剂量测定而言，一个简易的单元件热释光剂量计应是足够用的，如果它被置于受到最强照射的手指上并对着辐射源的话，为在低能 β 辐射测定中取得最好的准确度，探测器应是薄的并且应该用一定厚度的组织代用材料加以过滤，以便能够评估 $7\text{mg}/\text{cm}^2$ （或 0.07mm ）¹ 额定深度处的剂量（例如，使用厚度为 $5\text{mg}/\text{cm}^2$ ——相当于 $3\text{mg}/\text{cm}^2$ 有效厚度——的组织等效探测器在厚度约为 $4\text{mg}/\text{cm}^2$ 的组织等效滤片的下方进行一次测定将足以满足人们的需要）。

3.21. 简易型中子探测器不能提供关于所论整个能量范围内的中子剂量当量的信息，因此如果需要对中子进行个人监测，则需作出额外的努力。然而，与剂量当量限值相比，并与 γ 辐射的贡献相比中子剂量当量常常是小的。鉴于

¹ 在讨论 β 辐射的测定和效应时，材料“厚度”常常以 mg/cm^2 表示，以便直接比较不同密度的材料。对于组织等效材料而言，其密度为 $1\text{g}/\text{cm}^3$ ，这样 $7\text{mg}/\text{cm}^2$ 相当于 0.07mm 的深度。

中子场中始终存有 γ 辐射，光子剂量计应始终与中子剂量计同时佩戴。在某些中子场里，人们发现中子与 γ 剂量当量之比的变化的范围有几个数量级。因此，不能通过对 γ 剂量当量的测定，并在一种工作场具有固定比率的假定下导出中子剂量当量。

3.22. 可以使用诸如反照率剂量计的系统来评定由热中子、中能中子和高能中子产生的剂量（见附件 II）。然而，对于高能中子而言，反照率剂量计的剂量当量响应极易随能量而改变，而其他方法（诸如固态径迹探测器）是更加适宜的（见附件 II）。气泡聚合物探测器（一种直读式中子剂量计）对于中子极为敏感，其探测能力为几 μSv ，并且对于光子完全不敏感。然而，上述三种类型的剂量计仅适用于有限的中子能量范围。

3.23. 附件 II 叙述了中子特定个人监测系统，参考文献[13]给出了它们用于后处理厂、医院和反应堆区域个人监测的实例。

3.24. 为了控制个人每天所受的照射，也许有必要使用直读（电子）式辅助剂量计，它可以以比典型的常规剂量测定更高的频度对个人剂量作出估计。这些剂量计应当只用于剂量控制目的，而不应作为监管机构为保存记录而指定的剂量计（记录用剂量计）的替代物。然而，监管机构认为具有记录剂量计适当设计特性（具有足够的能量范围、灵敏度、线性、精密度等）的一种电子剂量计可能有效地服务于这两种目的。

与任务有关的监测

3.25. 对于在工作人员所经历的辐射场有可能显著地和意外地增加情况下的剂量控制而言（见第 3.9 条），应佩戴能给出关于工作环境中辐射场短期变化的早期信息的辅助剂量计。这种类型的剂量计的实例包括可以直接读数的笔式剂量计（它可以在操作期间和工作日之后读数）和有源报警电子剂量计（如果超过某一剂量水平或剂量率，则它可发出可听的或可视的报警信号）。大多数报警仪器使用盖革-弥勒计数管或硅二极管探测器，它们适用于阈值超过 20~80 keV 的光子剂量测定（取决于辐射类型）。然而，在剂量率颇高的

场里遇到弱贯穿辐射或脉冲辐射的情况下，这些仪器会出现误导。在某些情况下，由于电子剂量计的某种设计，周围电磁场可能引起错误的读数。

3.26. 对于强辐射场中的短期作业而言，应制定专门的监测计划（包括使用报警装置）。在强而不均匀辐射场里，应佩戴附加的身体剂量计和肢体剂量计（例如佩戴在手指、踝、膝或头上）。

特别监测

3.27. 在个人剂量可能大大地超过在正常工作条件下所预计的值的条件下，应特别注意剂量计的容量和使用评估有效剂量或器官剂量所需的测定和计算方法。

3.28. 为了避免使用专门的额外事故剂量计，常规个人剂量计应能够提供关于来自光子至少达到 10 Gy 的吸收剂量的读数[14]。然而，人们认识到，某些剂量计（例如胶片剂量计）也许不能满足所有能量的要求。佩戴报警剂量计（或剂量率计）通常将可以防止严重照射并可以有助于大大地减少在事故情况下所受的剂量。报警剂量计毋需很准确，但应很可靠，尤其是在高剂量率场里。

3.29. 涉及易裂变材料的临界事故情况下的剂量测定是很专业的问题，不在本文件的讨论范围之内。该问题在参考文献[14]中加以处理。

结果解释

个人监测

3.30. 为防护目的，测得的操作量 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 用防护量即有效剂量 E 和皮肤及肢体所受的当量剂量 H_T 解释。为此，必须对辐射场的类型和均匀性，以及工作人员在该辐射场里[15]的方向作出实际的假定。在这种情况下，剂量计读数对工作人员的受照给出良好的估计，而不会低估或严重地

高估相关的防护量。

3.31. 在工作人员在工作场所里来回走动的情况下，通常应考虑三种类型的多向场：(a) 入射辐射主要来自正面半空间（前面～后面（AP）或 AP 几何条件）的场或 (b) 入射辐射主要来自背面半空间（后面～前面（PA）或 PA 几何条件）的场，或 (c) 入射辐射对称地来自与身体相垂直的各个方向（旋转方向或 ROT 几何条件）的场。（在职业照射情况下很少遇到第四类几何条件，即在这种条件下，辐射是从包括上下在内的各个方向各向同性地入射的（ISO））。如果预期的辐射是来自背面（例如，对于使用车辆运输放射性材料的驾驶员而言），则应在背部佩戴剂量计。对于强贯穿辐射而言，则或许可以假定，使用胸部佩戴的个人剂量计所测定的 $H_p(10)$ 能十分准确地接近于有效剂量，至少对于从正面入射的辐射或圆柱形对称的辐射（ROT）是如此。因此，佩戴在躯干正面（或背面）的一个剂量计通常能使有效剂量得到满意的评估。然而，如果剂量接近相关的限值，则应依据对辐射和照射条件的了解，而针对 AP、PA 或 ROT 几何条件选用一个相应的修正因子。参考文献[16]给出了在各种几何照射条件下对剂量计结果进行解释的更详细的指导。

3.32. 当有必要对其他情况下的个人剂量当量作进一步解释时，建议采用下述程序：

- (a) 在不能应用第 3.31 条所讨论的程序时，由于不能足够准确地分析有关辐射场的均匀性和工作人员的活动情况，利用置于一个体模上的几个剂量计所作的研究也许可以表明对来自单个剂量计的结果采用的相应修正因子是否满足需要，或是否有必要使用几个剂量计来满足常规个人监测的需要。对于事故后照射的重建，可使用类似的程序。
- (b) 如果辐射场显然是不均匀的，并且所预期的剂量或剂量率是显著高的，则应佩戴几个剂量计。

- (c) 当使用多个剂量计时，可使用参考文献[12]中所发表的算法求得当量剂量。美国国家标准所(ANSI) [17]曾发表过关于对使用多个剂量计的其他指导。复杂的照射几何条件也许需要使用数学模型进行一系列的计算，以便求得剂量计读数与有效剂量或当量剂量之间的关系。

3.33. 根据个人剂量计读数来估计有效剂量的不确定度取决于诸多因素，例如，正如第5章中所讨论的 $H_p(10)$ 测定中的不确定度，以及国际放射防护委员会和国际辐射单位与测量委员会的联合工作组[11]所审评的 $H_p(10)$ 和 E 之间的关系中的不确定度。

工作场所监测

3.34. 在依据工作场所常规监测结果评估剂量时，这种监测应是连续的，并且是对工作场所中所有工作区域有代表性的。制定工作场所外辐射常规监测计划的依据，应是在任何新的装置投入使用或现有装置发生了任何重大变化时所进行的全面调查。工作场所的常规监测频度取决于辐射环境的预期变化：

- (a) 在工作场所的防护屏蔽或所进行的操作过程预期不会发生重大改变时，应当只出于核对目的而偶而进行常规监测。
- (b) 在预期工作场所里的辐射场的变化不可能很迅速或很激烈时，定期的或偶而的核对（主要是在预先设定的点上）通常就可对恶化的条件充分而及时地发出警报；或者也可以使用个人监测的结果。
- (c) 在辐射场可能迅速地 and 不可预见地增大到严重的水平时，除使用个人剂量计外，还将需要使用报警仪器系统，它们可以安装在工作场所和/或佩戴在工作人员的身上。在这种情况下，只有这种报警仪器才能可靠地防止在短工作周期内出现大剂量当量的积累。

3.35. 对于操作条件的微小变化会对 β 和 γ 对剂量当量的相对贡献产生极大改变的混合 β - γ 场而言，也许需要使用两种类型的仪器。或者，也可以使用一种

仪器,条件是它能够同时测定周围剂量当量 $H^*(10)$ 和定向剂量当量 $H'(0.07, \Omega)$ 。

3.36. 如果使用的是合理设计的并准确校准过的仪器,那么就可以认为,利用在工作场所中测得的量,再结合在工作场所中的适当的停留因子,可以为充分估计工作人员所受的有效剂量或工作人员的器官和组织中的当量剂量提供依据。为区域监测规定的操作剂量当量 $H^*(10)$ 和 $H'(0.07, \Omega)$,将提供有效剂量和皮肤剂量的充分估计。为测定在自由空气中定义的量(例如比释动能)而设计的区域监测仪,用于 $H^*(10)$ 的测定通常并不具有正确的能量响应。

3.37. 应该指出,当利用佩戴在身体上的一个剂量计测定个人剂量(并进而确定有效剂量),尤其是如果辐射场是各向同性的话,量 $H^*(10)$ 可能显著地过高估计 $H_p(10)$ 值。这是因为用于测定 $H^*(10)$ 的仪器具有各向同性的响应,而量 $H_p(10)$ 和 E 均依赖于入射角。

3.38. 对于肢体、身体未防护的皮肤或眼睛可能局部地受到弱贯穿辐射照射的情况而言,定向剂量当量 $H'(d, \Omega)$ 提供工作人员所受的当量剂量的充分估计。对于多向辐射场而言,应使仪器在辐射场中旋转并使用该仪器所示的最大剂量值,以便防止低估皮肤或眼睛所受的剂量。操纵员应意识到可能引起误导读数的点源或窄束的可能存在。

3.39. 要在均匀地照射探测器体积的辐射场里校准测定仪器,并以该体积的中心作为基准点。然而,许多操作场是不均匀地照射探测器的(例如,接受点源或窄束时)。需要特别注意这些情况,并可能有必要确定一个可以用于读数的修正因子,以便给出修正后的剂量率。这些修正因子可能超过 100[18]。有一种技术是用点源矩阵模拟有关的源几何条件[18]。

3.40. 在许多情况下,工作场所监测被用来提供工作人员所接受当量剂量的上限,以致毋需对在工作场所中的活动提出任何进一步的限制。在这些情况下,所做的假定是:人员在整个工作时间内将处于工作场所中剂量当量率最

高的地方。然而，为了剂量评估和记录的需要，应实际地估计并使用逗留时间。在剂量率可能随时间产生显著改变的情况下，应记录在工作场所的逗留情况，这样可以把逗留期用于相关的剂量率中，以评估照射量。在相应的安全导则[4]和国际放射防护委员会的有关报告[5]中，载有关于工作场所监测的其他资料。

事故照射评估

3.41. 正如第 3.29 条所指出的，对评估明显超过职业剂量限值的事事故照射用的技术导则不属于本安全导则的范围。涉及急性高水平照射的特殊情况实例包括那些与临界事故或工业辐照设施事故有关的情况。可以使用取自个人和工作场所监测仪的数据作为评估这些照射的起点，但亦可能需要使用其他成熟的和高度专门化的追溯剂量测定技术（例如，染色体畸变分析、电子自旋共振、事故模拟和计算机模拟）。

4. 剂量测定的技术要求

概述

4.1. 对个人剂量计的剂量测定性能的主要技术要求是基于个人监测的目的[3]（亦见第 3 章）。在相应的安全导则[3]给出了对这些技术要求的一般性指导（例如，有关应加以测定的剂量的量、应获得的总的准确度和应行使的监测程度的指导）。国际放射防护委员会[5、6]、国际辐射单位与测量委员会[7~9]和上述两个委员会的联合工作组[11]提供了补充资料。经济合作与发展组织核能机构（OECD/NEA）和欧洲辐射剂量测定组（EURADOS-CENDOS）颁布了关于对个人监测中已经认识到的并发觉还需作进一步解释[19~22]的一些特殊问题的指南。

4.2. 个人剂量测定的基本目的是以规定的总准确度为几乎所有实际情况下的操作量 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 提供可靠的测量结果，而不论辐射类型、辐

射能量和辐射入射方向如何。从实际观点出发被认为是重要的剂量计的其他特性包括尺寸、形状、重量和鉴定。对于 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 的测定尤为重要。重要的是剂量计的响应与辐射的能量和方向的依赖关系[23]。

4.3. 用于剂量评估的区域监测仪应经过操作量 $H^*(d)$ 和 $H'(d)$ 方面的型式试验和校准，并且应在考虑到与辐射能量、入射方向、温度、射频干扰和其他影响量的依赖关系的情况下，在规定的总的准确度准则范围内运行。对于个人剂量计而言，响应与辐射能量和入射方向的依赖关系尤为重要。

对个人剂量计的技术要求

准确度

4.4. 实际上，个人剂量计的总的准确度标准，可通过为一些影响剂量计性能的参数（例如剂量计对辐射类型的响应、频谱和方向分布以及环境影响因素的响应）规定标准来满足。本章为涉及受 β 、 γ 和中子辐射照射的实际辐射条件下的个人监测提供了个人剂量计性能准则的指导。

4.5. 国际放射防护委员会第 75 号出版物[5]第 251 条给出关于在工作场所里使用个人剂量计进行测定时可预期的不确定度的资料。该条称：

“委员会已注意到，实际上，在良好的实验室条件下，辐射场的测定在 95%置信度时达到约 10%的准确度通常是可能的（第 60 号出版物第 271 条）。在辐射场的能谱与取向通常是很少已知的工作场所，用个人剂量计所得测定结果的不确定度将会显著大得多。辐射场的不均匀性和不确定的取向，将在标准模型使用中引入误差。接近相应剂量限值的有效剂量的估计中，95%置信度情况下的总的确定度，对光子来说，在任一方向上很可能是 1.5 倍；而对于能量不确定的中子以及电子而言，将会更大得多。对于辐射的所有量而言，在低水平的有效剂量下，更大的不确定度亦是不可避免的”。

4.6. 虽然国际放射防护委员会未明确地陈述，但这通常被解释为：对于使用特定的剂量测定系统的工作人员的一个大的群体而言，所报告的年剂量数据的 95% 应处在指明的可接受不确定度的限值范围以内。国际放射防护委员会的陈述应被认为意味着，对于年剂量限值级的剂量而言，个人所受的显现年剂量（每年定期发放和佩戴在身体表面的一些基本的剂量计所显示的 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ ）与在相同时间佩戴在同一点上的理想剂量计所示的剂量当量之差不应超过 -33% 或 $+50\%$ （在 95% 的置信度时）。

4.7. 国际放射防护委员会还为记录水平（即当它被超过时，该剂量值应当被记录下来）规定了一个值，该委员会作出如下陈述：

“本委员会现在认为：个人监测的记录水平应根据监测期的时间长短以及不低于 1mSv 的年有效剂量或约 10% 的相应剂量限值的年当量剂量来推导”。（参考文献[5]，第 232 条）²

工作人员剂量的评估中将不包括恰好低于这个记录水平的剂量数据，因此这表明，由下式给出的绝对不确定度 R （以剂量表示）：

$$R = L \times \frac{\text{监测期(月)}}{12}$$

是可以接受的。式中 L 为 1mSv ，或酌情为有关的年当量剂量限值的 10%。该式为低剂量范围里的剂量测定规定了现实的准确度标准。

4.8. 于是，国际放射防护委员会建议[5]指出，在下述两个剂量水平下的不确定度的可接受水平：

- (a) 在接近有关剂量限值的范围里，在任何方向上其值为限值的 1.5 倍都被认为是可接受的；和

²虽然记录水平的这个定义有助于具体指明所需准确度，但国际放射防护委员会承认，“实际上，因为所测剂量常常直接作为有效剂量的度量，故在外照射的个人监测里很少使用记录水平。这时，应把探测的最低水平用作记录水平，而把低于这个水平的测定结果认为是零”。（参考文献[5]，第 233 条）。

(b) 在记录水平的范围里，可接受的不确定度为±100%。

这些关于可接受的不确定度的提法导致一个阶跃函数，并因此需要一种修匀程序。为了帮助建立这种程序，采纳了国际放射防护委员会的一个较早出版物[24]中关于中等剂量范围内可接受的不确定度的建议。该出版物建议，对于约为 1/5 相应剂量限值的剂量而言，在任何方向上其值为 2 倍是可接受的不确定度。据此，容许准确度区间可以作为剂量水平的一个函数加以修匀[25]。区间上限 R_{UL} ：

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

式中， H_1 是常规的真实剂量， H_0 是需要测定的最低剂量，即记录水平（它等于公式 (1) 中的 R ）。区间下限 R_{LL} 由下式给出：

$$R_{LL} = \begin{cases} 0 \\ \frac{1}{1.5} \left[1 + \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right] \end{cases} \quad H_1 < H_0 \text{ 时}$$

$H_1 \geq H_0$ 时

图 2 作为剂量函数的测得剂量/常规实际剂量比率值的可接受上限和下限：
(a) 对于 $H_p(10)$ 而言；(b) 对于 $H_p(0.07)$ 而言。（虚线：一个月监测周期；实线：二个月监测周期。）

对于 $H_p(10)$ 而言，在监测期为 1 个月或 2 个月时， H_0 分别为 0.08 mSv

或 0.17 mSv（在式（1）中用 1 mSv）。对于 H_p （0.07）而言，在 1 个月和 2 个月的监测期时， H_0 分别为 4.2 mSv 和 8.3 mSv（基于肢体或皮肤年限值 500 mSv 的 10%）。图 2 以图表示准确度区间。应该注意，记录水平的数值的任何改变都将影响低剂量区域的喇叭形曲线的形状。还应注意，较低剂量水平时的不确定度的大幅度降低是可以采用有源（直读式）剂量计来实现的；对于这种类型的剂量计而言，对所有相关剂量水平可采用 1.5 倍的数值。

不确定度的分析

4.9. 一个剂量测定系统的总的不确定度，是根据两类不确定度（A 类：随机的和 B 类：系统的——见参考文献[26]）的综合效应确定的。

4.10. A 类标准的不确定度 U_A 用对观测值 X 的一系列测定结果（这些结果形成对于均值 \bar{x} 的随机分布）的标准偏差 $\sigma(\bar{x})$ 表示。A 类不确定度系指那些原则上可以通过增加测定次数来减少的不确定度。A 类不确定度的典型来源是：

- (a) 探测器灵敏度的不均匀性；
- (b) 因探测器有限的灵敏度和本底而引起其读数的变动性；和
- (c) 探测器读数在零剂量时的变动性。

4.11. B 类不确定度 U_B 系指那些通过重复测量亦不会减少的不确定度。下述原因通常被认为会引起 B 类不确定度：

- (a) 能量依赖性；
- (b) 方向依赖性；
- (c) 响应的非线性；
- (d) 取决于环境温度和湿度的消退；

- (e) 由光照射造成的影响；
- (f) 由不打算用剂量计测定的各种电离辐射照射造成的影响；
- (g) 来自机械冲击的影响；
- (h) 校准误差；和
- (i) 当地天然本底的变化。

4.12. B类不确定度的影响常常显出某种概率分布，并且有类似A类不确定度的表现。例如，在某种固定入射角的照射条件下，个人剂量计会由于其对入射角响应的变化而招致系统误差。然而，在各自的辐射环境中工作的个人佩戴同样的剂量计时，该剂量计会受到来自不同角度的辐照，并且所产生的不确定度表现得更象A类不确定度。国际标准化组织（ISO）[26]建议，B类不确定度应该用标准偏差和方差来表征，还应通过平方后相加使A类和B类的不确定度组合起来，以获得总的不确定度。鉴于总的不确定度既包括随机的（A类）不确定度，又包括系统的（B类）不确定度，在综合两类不确定度时必须假定不存在这样的工作人群（即使工作人群仅由一大群工作人员中的百分之几的人所组成）：对于他们来说，工作场所的条件意味着系统的不确定度超过上文所述的随机的不确定度。

4.13. 然后，综合的不确定度 U_C 可用下式表示。

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + U_B^2} \quad (4)$$

为了求得 U_B 的数值，人们必须评估每个单个不确定度 i 的单独的不确定度 $U_{B,i}$ 。然后，可以用下式求得 U_B ：

$$U_B = \sqrt{\sum_i U_{B,i}^2} \quad (5)$$

4.14. 按照惯例，人们经常假定，可通过矩形概率密度分布来表示B类不确定度，再由该分布用下式求得标准不确定度：

$$U_{B,i} = \frac{a_i}{\sqrt{3}} \quad (6)$$

式中 a_i 是参数 i 假定要取值的半域值。

4.15. 然后由式 (4)、(5) 和 (6) 给出下式:

$$U_C = \sqrt{\left[U_A^2 + \frac{1}{3} \sum_i a_i^2 \right]} \quad (7)$$

4.16. 因此, 综合的标准不确定度仍具有标准偏差的性质, 此外, 如果认为该不确定度具有高斯 (标准的) 概率密度, 则该均值每个侧边一倍标准偏差相当于约 66% 的置信度。因此, 常常要以一个适当的因数 (所谓总括因数 k) 乘以综合的标准不确定度, 以便求得一个扩展的不确定度 (亦称 “总的不确定度”)。该总括因数的典型值为 2 或 3, 分别相当于约 95% 或 99% 的置信限度。应明确说明为总括因数所取的数值。

性能标准

4.17. 为了证实对国际放射防护委员会关于总的准确度的建议执行情况, 应使用第 4.18~4.20 条所述的性能标准。这些标准与欧洲委员会[22]所建议的标准是完全相一致的。然而, 应认识到, 国家的要求也许使得出于进行鉴定和性能试验的需要, 有必要采用可能更加严格或在数学上具有更高的严密性的其他标准。

4.18. 对用于验证满足国际放射防护委员会关于总的准确度建议的剂量测定系统的总不确定度的单值 (即对于接近于剂量限值的剂量而言, 不确定度的差异为 -33% 至 +50%), 可利用上面的公式 (4) 来确定。该式亦可用于确定为满足国际放射防护委员会的准确度标准所需的性能标准。如果:

$$1.96 U_C \leq 0.5 \times (0.33 + 0.50) \quad (8)$$

则在 95%的置信度时，可以达到的容许的不确定度为正在被测剂量的-33%至+50%（相当于 1.96 的总括因数），并相应地由式（4）得到：

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + U_B^2} \leq 0.21 \quad (9)$$

式中 U_A 和 U_B 应以性能商 $(H_m - H_t) / H_t$ 表示， H_m 和 H_t 分别表示所测的和常规的真实剂量。因此接受一个剂量测定系统并不意味着遵循分别为每个不确定参数确定的具体标准，而只意味着来自各种不同不确定性的综合效应处在某个确定的限值以内。

4.19. 实际上，人们对剂量计响应的能量和角的依赖关系所引起的不确定度的关注远超过对任何其他的误差源所引起的不确定度，因为所有其他的不确定度组份的影响均被假定是小得多的。因此，适宜的做法是区别由能量和角依赖性所引起的、由合成标准偏差 $U_{B(E, \alpha)}$ 表征的 B 类不确定度，和由合成标准偏差 $U_{B(0)}$ 表征的所有其他 B 类不确定度引起的不确定度。式（5）给出：

$$U_B = \sqrt{U_{B(E, \alpha)}^2 + U_{B(0)}^2} \quad (10)$$

另外，由式（9）又给出：

$$\sqrt{U_A^2 + U_{B(E, \alpha)}^2 + U_{B(0)}^2} \leq 0.21 \quad (11)$$

4.20. 如果 U_A 和 $U_{B(0)}$ 是已知的，则可以由式（11）计算 Δ 值，即 $U_{B(E, \alpha)}$ 的最大容许值。因此，对于接近剂量限值的剂量而言：

$$\Delta = \sqrt{0.21^2 - U_A^2 - U_{B(0)}^2} \quad (12)$$

例如，如果假定 $U_A = U_{B(0)} = 0.10$ ，则在 95%置信度下，对能量和角度综合响应的最大容许不确定度等于 $\pm 1.96 \Delta$ ，而区间 $(\pm 1.96 \Delta)$ 等于 ± 0.30 。

其他标准

4.21. 除个人剂量计性能的数值标准外，还应考虑涉及实际使用的和经济因素的标准。这类标准包括但不限于以下诸种：

- (a) 价格低；
- (b) 重量轻、合宜的尺寸和形状、合宜的和可靠的夹头；
- (c) 足够的机械强度和防尘性；
- (d) 识别标记明显；
- (e) 易操作；
- (f) 可靠的读出系统；
- (g) 将长期继续提供剂量计的可靠的供应商；
- (h) 能适应多种应用，例如全身剂量和肢体剂量的测定；和
- (i) 适合于自动处理。

4.22. 尤其是，对于肢体剂量测定而言，应注意剂量计的机械强度和对具有极端温度和湿度环境的耐受能力，这是因为这种剂量计经常在极端的工作条件下使用。在肢体（例如指尖）非常接近辐射源时，整个手面上的剂量率会存在大的差异，因此基本的要求是把探测器安置在手指的前表面。为此，应使用可以用带子固定在手指上或装在指套或指环中的小型探测器。

对工作场所监测的技术要求

4.23. 外照射造成的个人剂量的评估，一般应该借助个人剂量计来进行。这将是遵守国家监管要求的正规方法。

4.24. 然而，正如第 3.6 条所讨论的那样，还可能存在需要依据对工作场所

的监测结果来评估这种剂量的情况。在这种情况下，也许有必要验证剂量率值与个人或群体逗留数据之间的相互关系。对于其中的剂量率会明显随时间而变化的区域而言，有关逗留情况的详细记录可能是必要的。

4.25. 在工作场所监测中可接受的不确定度以及记录保存取决于监测计划的范围和制定该计划的目的。在以下几章里，将就剂量评估目的给出可接受的不确定度和记录保存方面的一些资料。

准确度和性能标准

4.26. 为了满足第3章中用于解释以 $H^*(d)$ 和 $H'(d)$ 表示的工作场所监测结果所定义的标准，必须对会影响监测仪性能的若干参数（例如响应对辐射类型、能谱的与方向的分布和环境影响的依赖性）制定相应标准。有关个人剂量计性能标准的指导，见第4.17~4.20条。通常认为，区域监测仪的不确定度必须在±30%范围内。该值适用于实验室试验条件（标准试验条件）下的性能，并且可能是正常操作条件下不能达到的。然而，就不确定度分析而言，对于某些参数应该有不同的考虑。作为一个实例，用来测定周围剂量当量的仪器的响应应该是各向同性的，而用来测定定向剂量当量的仪器应具有和 H' 一样的角响应。

其他标准

4.27. 除能量和角响应外，还有几个因数会影响测定的准确度和可靠性。作为型式检验的一部分，应评估下述项目（此表可能是不全的）：

- (a) 耐冲击和振动的能力；
- (b) 响应不随大气压力而改变；
- (c) 防尘性；
- (d) 耐水性；

- (e) 响应不随剂量率而改变；
- (f) 响应在脉冲场中的正确性（假若是脉冲场的话）；
- (g) 对电场和磁场不敏感；
- (H) 极端温度和湿度下的稳定性；
- (i) 对不测定的辐射类型不敏感；
- (j) 响应时间；
- (k) 长时间内响应的稳定性（最小漂移）；
- (l) 灵敏度和变异系数。

还应酌情考虑其他特性，包括重量、成本、操作与读数的方便性和对可靠的及连续的维护/支持的需要。

工作场所监测仪的操作使用

4.28. 工作场所监测仪应适合于预期的用途。应当谨慎地核实所用仪器是否适用于待测辐射的类型，和所测结果不会受到可能遇到的其他类型辐射的严重影响。还应该为在辐射的突发增加可能导致个人受到显著剂量的区域内对辐射危害水平进行连续监测做好准备。这些准备包括永久安置的监测装置。应考虑区域监测仪的下述重要特性：

- (a) 监测仪通常指示剂量当量率（尽管某些时候亦会完成其他功能，例如计算累积剂量和安全逗留的剩余时间）；
- (b) 仪器剂量率的范围应足以包括在实践中完全可能会遇到的剂量率范围；和
- (c) 当监测仪受到超出此剂量率范围的照射时，仪器的示数应能仍然保持在高指示和超量程的位置上。

4.29. 作为质保计划的一部分，应经常进行电池检查、零点调整和旨在证明它具有足够响应的多种试验，以确保设备仍然处在功能令人满意和未受到明显损坏的状态。

4.30. 应为固定的监测仪配备相应的音响报警器和/或可视报警器，以便向人警告不可接受的条件。

4.31. 场所监测也可以用热释光剂量计之类无源剂量计来进行。这种剂量计能够提供大的动态范围。不过，它们给不出有关辐射场的时间依赖性的任何信息，因而对剂量评估应用不是理想的适用工具，尤其是在剂量率可能随时间有不可忽视的变化的场合。能谱仪是对剂量测定的一种有益的补充，在缺少有关辐射能谱的信息资料，以致使人们有理由怀疑场所监测的实绩时特别需要。

工作场所监测仪的选位

4.32. 应仔细地考虑工作场所监测位置的选择和所部署的仪器数量。如果对辐射场的特征了解比较清楚，同时辐射场在空间上是均匀的并且不随时间明显变化，那么就可以证明仅安装几个或甚至单独一个工作场所监测仪是正当的。反之，如果剂量率随时间和空间迅速变化，则将需要安装更多的辐射监测仪。使用便携式仪器也许是有益的，但条件是要保持足够的支持文件以确定测定的位置和时间。工作场所监测位置的选择，应依据预期的操作活动情况，使之在工作人员的逗留时间方面有代表性。

5. 型式试验

概述

5.1. 剂量测定系统的型式试验涉及在一系列的辐照和贮存条件下，对作为

一个整体的该系统的性能特性进行试验。特别是，应对第4章中讨论的那些不确定度源加以量化。这主要涉及对剂量计的响应随辐射束能量和入射方向的变化关系的研究。然而，这还包括考虑其他的剂量测定特性，例如响应的线性、可测定剂量的范围、剂量测定系统在合理的温度范围和湿度条件下良好工作的能力，以及其在高剂量率和脉冲辐射场中作出适当响应的能力。型式试验还包括性质更为一般的试验，例如剂量测定系统在合理的电、磁场范围内良好地工作的能力，以及其抗机械冲击和振动的能力。应依据性能标准（见第4.17~4.20条）的要求对型式试验的结果加以分析，并且要根据这些结果验证在实践中能否达到这些标准。在验证中，要考虑到拟使用剂量计或其他类似仪器的设施中各种因素取值的范围。

5.2. 为了对某一种监测仪在工作场所环境中从事适当测量任务的适应性进行验证，对工作场所监测仪进行型式试验是必要的。

5.3. 型式试验可以在能对其测量值追溯到基本标准的次级标准实验室中完成。

5.4. 国际电工委员会（IEC）在其所有标准（例如参考文献[27]）中，规定了型式试验中要用的试验条件。应将所研究的影响量以外的基准设定到参考条件中规定的固定值中。附件IV列出了国际电工委员会规定的参考试验条件和标准试验条件。参考文献[28]给出了关于个人和工作场所监测仪校准程序的详细建议。

个人剂量计的型式试验

能量和角响应的型式试验

5.5. 对辐射能量和入射角的响应是个人剂量计的一个重要特性（见第4章）。应对剂量计进行试验，以确定它在能量响应和角响应特性方面是如何能很好地满足某个或某些待测量的要求的。

5.6. 因为个人监测的操作量 $H_p(d)$ 的定义规定要测定身体中的剂量当量，所以应在某个适当的体模上进行剂量计的型式试验，以模拟个人身体引起的反散射及其衰减。由此可以假定，如果剂量计在体模上性能满意，则它在个人身体上亦将满意。

5.7. 国际辐射单位与测量委员会的现行导则称，为了进行型式试验，应在一个由组织代用材料制成的 $30\text{ cm} \times 30\text{ cm}$ 正方形和 15 cm 厚的板状体模上辐照个人剂量计。通过对与各种能量和入射角相应的 $H_p(d)$ 的计算，确定适当的能量和角响应。利用所测结果，通过几组转换系数，把 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 所需的响应与某一物理量（例如空气的吸收剂量或空气比释动能）所需响应关联起来。国际辐射单位与测量委员会的 $30\text{ cm} \times 30\text{ cm} \times 15\text{ cm}$ 组织等效板状体模单能光子的转换系数，编列于表 V-1 和 V-2（附件 V）[11] 中。国际标准化组织已规定了供校准用的标准 X 射线场的条件和特性，以及针对这些辐射类型应使用的体模[29~31]。表 V-3 总结了对这些场的技术要求。拟用于国际标准化组织参考光子辐射的转换系数列于表 V-4[31]。中子剂量计型式试验的转换系数列于表 V-5[11]。

5.8. 电子的转换系数列于表 V-6。因为校准束流中的剂量率对于二次标准源来说是已知的，或是可用外推室测定的（能提供与软组织具有类同反散射和衰减特性的某一组织等效介质中深度为 0.07 mm （对于更高能的 β 发射体，深度为 10 mm ）处的剂量当量率），对于 β 辐射而言，为剂量计型式试验使用计算得到的转换系数是不适宜的。由于常见的 β 发射体产生的电子射程较短，所得结果与国际辐射单位与测量委员会板状组织中将获得的结果实际上相同。因此，可以将这些值视为 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 的度量。因此，测定 β 辐射的这些量时，可以用外推室作为初级的或次级的标准仪器。

5.9. 经常发生的一个实际问题是，国际辐射单位与测量委员会组织代用品是不可能准确地按技术要求加以生产。因此，在辐照全身（板³）、手臂或腿

³ 具有 1 cm 厚壁聚甲基丙烯酸甲酯（PMMA）的 $30\text{ cm} \times 30\text{ cm} \times 15\text{ cm}$ 充水容器。一个 $30\text{ cm} \times 30\text{ cm}$ 入射窗厚为 2.5 mm 。

(柱⁴)和手指(棒⁵)用剂量计期间,应使用国标准化组织规定的相应的反散射体模[31]。对于光子和中子辐射而言,这些体模的反散射特性可接受地接近国际辐射单位与测量委员会所规定的组织的反散射特性。参考文献[28]中给出了关于为校准使用这些体模的更详细的指导。

5.10. 如果用粒子注量来描述辐射,则 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 的定义意味着一种随角而变化的响应。这是由于衰减会随覆盖在确定量所在点上面的材料中衰减角的增加而增加的结果(因为以某一角度入射的辐射抵达一个给定深度,将通过比垂直于表面入射的辐射所通过更厚的材料)。对于 $H_p(0.07)$ 而言(除去对 β 粒子外)这种额外的衰减很小,但是,对于光子和中子的 $H_p(10)$ 而言,尤其是在较低的能量情况下,这种额外衰减较大。响应随角度的应有变化是通过观察 $H_p(10)$ 随角度的变化来描述的。图 V-1 就若干代表性角度 α 画出比率 $H_p(10, \alpha) / H_p(10, 0^\circ)$ 和 $H_p(0.07, \alpha) / H_p(0.07, 0^\circ)$ 与光子能量的关系曲线。图 V-2 画出中子的 $H_p(10, \alpha) / H_p(10, 0^\circ)$ 比率的曲线[11]。

5.11. 以光子辐照剂量计测定 $H_p(10)$ 量为例,型式试验程序可概括总结如下:

- (1) 从表 V-3 (附件 V) 给出的国际标准化组织参考辐射中选择光子平均能量,并设置辐射束以及一个监督电离室(图 3 (a));
- (2) 设计这样的准直条件,以使辐射束可以在至少 2m 的距离里完全包容监督电离室、板状体模和剂量计。
- (3) 在未放置板状体模和剂量计而监督电离室给定指示为 D 的情况下,使用诸如电离室这样的仪器,测定剂量计基准点[27](在实际辐照时,要将其放在体膜上)所占有位置上的空气比释动能(K_a),基准点距辐射源至少应为 2m (图 3 (a));

⁴ 外径为 73mm、壁厚为 25mm 的 30cm 长充水聚甲基丙烯酸甲酯 (PMMA) 圆柱体。

⁵ 直径为 19mm 的 30cm 长聚甲基丙烯酸甲酯 (PMMA) 实心棒。

- (4) 对于表 V-1 中的 $H_p(10, \alpha)$ 而言，相应的转换系数 (C) 乘以测得的空气比释动能，即对于监督电离室指示 D 而言，通过 $K_a \times C$ 给出 $H_p(10, \alpha)$ 的值。因此，监督电离室上的每个单位应对应于 $(K_a \times C) / D$ 的 $H_p(10, \alpha)$ 值。
- (5) 把板状体模和剂量计置于束中，以使该束按角 α 射入剂量计，同时使剂量计在束轴线⁶上的基准点位于上述 (3) 中测定空气比释动能的位置上 (图 3 (b))；

图 3 剂量计型式试验的照射安排

- (6) 选择用于照射剂量计的剂量当量值为 H 。辐照这种布置，直至监督电离室给出 $(H \times D) / (K_a \times C)$ 的期望值；
- (7) 处理剂量计，并把它们的读数与约定剂量当量真值 H (就 $H_p(10, \alpha)$ 而言) 作比较。

5.12. 个人剂量计的能量响应和角响应的性能标准，通常是就每个参数 (例如为垂直辐射入射时的能量响应和为特殊能量时的角响应) 分别加以规定的。然而，这两个参数对不确定度的影响是互相联系的，因此还应规定其综合效应的标准。一种方法是规定对拟监测的整个能量范围而言应给予满足的角响应的标准。实际上，在监测期间，出现的是对辐射的不同入射角的某种平均值。因此，如果全部性能标准均满足式 (9)，那么对许多入射角响应的平均值规定标准被认为是令人满意的。

⁶ 如果按上述方式同时辐照多个剂量计，则对于那些被置于束轴以外的剂量计而言，就需要对它们离辐射源的距离不等而作出修正。建议使体模在照射中途保持转动，以便这些剂量计以 α 角接受辐照。

5.13. 可以使用下述程序，以实验的方法确定个人剂量计的能量和角的综合响应（见第 4.4 条）。还应为与法线成 0° 、 $\pm 20^\circ$ 、 $\pm 40^\circ$ 和 $\pm 60^\circ$ 入射角时的 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 建立能量响应曲线。除非剂量计是圆柱对称的，否则应为水平的和垂直的旋转平面的每个角作出单独测定。应使用国际标准化组织标准中规定的参考辐射，在能量范围内进行如下测定：

- (a) 对于光子，15keV 至 1.5MeV；
- (b) 对于 β 粒子，0.2MeV 至 3.5MeV ($E_{\text{最大}}$)；和
- (c) 对于中子，热中子至 15MeV。

应从附件 V 中所列的那些转换系数中选出与在测定中要包含的光子和 β 射线能量相应的转换系数。选择时要考虑剂量计的预期用途。这些测定通常在一个长方形的注水反散射体模上进行[31]。然而，如果大于 $\pm 60^\circ$ 的角尤为重要，则需要使用更加逼真的体模（例如，椭圆形圆柱体）加以试验。

5.14. 为了计算 0° 、 20° 、 40° 和 60° 四种角的平均能量响应，对于一个真正的各向同性的辐射场而言，需要严格地用剂量计所对的立体角去权重在每个角度下所测得结果。然而实际上，辐照条件很可能是旋转对称的，在这种情况下，每个角的响应应具有等量权重。因此，人们可以通过计算和标绘每个能量 ϵ 的平均角响应，建立每类辐射的响应曲线[32, 33]：

$$\bar{R}_{\epsilon,a} = 0.25 (R_{\epsilon,0} + R_{\epsilon,20} + R_{\epsilon,40} + R_{\epsilon,60}) \quad (13)$$

式中， $R_{\epsilon,a}$ 是能量 ϵ 和入射角 α 时的响应，它可由下式求得：

$$R_{\epsilon,a} = \frac{(H_{\epsilon,a})_m}{(H_{\epsilon,a})_t} \quad (14)$$

式中， $(H_{\epsilon,a})_m$ 是测得的剂量， $(H_{\epsilon,a})_t$ 是约定真值。

5.15. 如果假设 \bar{R}_ϵ 表示在监测期间在所论辐射入射角范围内对能量 ϵ 的平均响应，则值 $\pm |\bar{R}_\epsilon - 1|$ 可以作为能量响应不确定度的一个指示。

5.16. 由式 (11) 可知, 容许限值 $\pm 1.96 \Delta$ 被用于评估有关剂量计能量和角综合响应的总的不确定度 (在 95% 置信度时)。因此, 如果对于为试验所规定的所有辐射能量而言满足下述条件:

$$| \bar{R}_e - 1 | \leq 1.96 \Delta \quad (15)$$

并且全部的性能标准均满足式 (9), 则可以认为, 剂量计的工作是令人满意的。应认识到, 一些国家标准实验室已采用其他的适当方法评估剂量计的角响应。

针对其他重要特性的型式试验

5.17. 除对辐射能量和入射角的响应外, 剂量测定系统还有若干其他应该在型式试验中考虑的特性。应通过使用式 (12) 分析型式试验的结果, 来证明某一剂量测定系统的适宜性。一些国家的和国际化组织 [27, 34, 35] 已公布了这些特性的试验方法。应就第 4.11 条所列特性进行试验。

工作场所监测仪的型式试验

5.18. 工作场所监测仪的能量和角响应测定程序类似于个人剂量计型式试验的程序, 但不同的是, 工作场所监测中的辐射照射通常在空气中是自由的 (即毋需体模)。在附件 VI 中列出的参考文献中, 可以找到关于型式试验和仪器性能的资料。表 V-7 和 V-8 中给出 $H^*(d)$ 和 $H'(d)$ 所用的转换系数 [11]。

5.19. 国际电工委员会颁布了大多数类型的辐射防护监测设备的标准。附件 VI 给出了这些标准的实例。这些标准不仅给出了要满足的性能技术要求, 还描述了要进行的型式试验的方法。还规定了旨在测定辐射防护性能 (例如, 线性、能量依赖性、角响应) 和环境的、电的以及机械的性能所需的各种试验。

6. 使用前试验和定期试验

6.1. 在仪器首次使用之前，应对其进行试验，以确保这些仪器符合型式试验数据。这种试验应设计成能够用于识别诸如探测器的误校准或误装配之类的可信故障。使用前试验还能为随后的例行试验提供基线。通常有可能选择能对仪器的性能提供充分信心的有限系列试验。在参考文献[28]中，提出了详细的建议。从事这种试验的组织应该是被监管机构承认有能力这样做的组织。

6.2. 工作场所监测或巡测仪器的定期试验至少应每年进行一次，并且应包括使用前试验中使用的一小组检验，选择用来表现仪器性能的任何退化的试验。可能使用的参考辐射的实例是：

(a) 对于光子剂量率监测仪而言，来自 ^{137}Cs 的 0.662 MeV γ ；

(b) 对于中子剂量率监测仪而言， $^{241}\text{Am-Be}$ 中子；

(c) 对于 β 剂量率监测仪而言，来自 ^{137}Cs 的 0.662MeV γ 加上低能 β 源；
和

(d) 对于 β 污染监测仪而言，所用 β 辐射的能量应等于或低于监测仪应用范围最小能量。

6.3. 试验后，应在所试验的仪器上贴一张告示，写上相关的情况，其中包括从事该试验的组织、试验证书号和试验日期或（必要时）下次试验的预定日期。这些试验应由维持可追溯到国家标准团体的参考辐射场的组织进行。

6.4. 试验应包括可能合理遇到的剂量率的范围。对于该监测仪尚未试验的范围，应清楚加以标识和记入文件。

7. 性能试验

概述

7.1. 除个人剂量测定系统的型式试验（在这种试验中，谨慎地分析该系统的全部性能，以核实该系统达到准确度标准）（见第 4 章）外，还必须证明这种性能标准得以连续地维护。为此，通常应进行下述三类试验：

- (a) 核准性能试验是验证其全部剂量测定性能标准得以保持的一种手段；
- (b) 例行试验或校准是核实单种辐射类型和能量灵敏度、精密度和准确度的手段；和
- (c) 与质量保证大纲有关的试验。

监管机构对剂量测定服务部门的初始核准，应包括型式试验和核准性能试验两部分。

核准性能试验

7.2. 作为核准的程序的一部分，要进行性能试验，以证明主要的性能技术要求得到例行保持。所得结果应证实型式试验数据。

表 1 个人剂量计试验一览表

试验类型	试验者	试验频度
型式	制造者或授权的型式试验组织	一次，一般是在上市出售给最终用户之前
核准	监管机构授权的组织	每年一次
例行	最终用户或服务部门	每月一次
质保	最终用户或服务部门	每天一次，在着手处理剂量计之前

表 11 工作场所或巡测仪试验一览表

试验类型	试验者	试验频度
型式	制造者或授权的型式试验组织	一次，一般是在上市出售给最终用户之前
使用前	制造者、最终用户或经授权的试验组织	一次，在把仪器交付使用之前
定期	最终用户或经授权的校准组织	每年一次或更频繁，取决于仪器的稳定性和预期的使用情况
性能	经授权的性能试验组织	按照监管机构的规定，一般是每 2~3 年一次

7.3. 核准性能试验计划可按不同的辐照类别细分成若干部分，以适应剂量计设计的不同等级，即基于剂量计所涵盖的辐射类型和能量范围。每次试验可以包括一定范围的不同能量和辐射入射角以及剂量在从 0.2 mSv 到至少 100 mSv 的范围内的适当分布，以试验剂量测定系统的全部性能。如果剂量计用于事故情况下核准的剂量测定，剂量范围可能需要扩大。这种试验所得的结果应满足国际放射防护委员会所规定的全部准确度标准，这样 95% 的所得结果将落入第 4 章所规定的可接受的准确度带里（图 2）。

7.4. 核准性能试验应按照监管机构的要求，每隔一段时间使用外部试验设施进行，并可用于对剂量测定服务部门业务的初始和/或不间断的核准。

例行性能试验

7.5. 在个人监测中从事例行性能试验的目的在于，试验剂量测定系统的准确度和精确度以测定在单一能量（通常是校准源的单一能量，例如光子剂量计用 ^{137}Cs 或 ^{60}Co γ 射线）下的剂量。应在不同剂量水平下试验精密度（由单项测定的标准偏差给出）和准确度（由约定真值读数的平均偏差给出）。试验结果至少应达到式（2）和（3）给出的并示于图 2 的准确度标准。这类试验亦有助于剂量测定系统总灵敏度的标准化。通常，例行性能试验由服务部

自行进行，并应每隔一定时间重复这种试验（最好是每月一次）。反之，通常每天都要进行质量保证试验，以监测剂量测定系统的各项具体性能。

7.6. 应经常地用源检验工作场所监测仪，以确保该仪器正常工作。源的选择和所试验的范围，对正在进行的监测类型来说应是适当的。

7.7. 表 I 和 II 分别给出为个人剂量计和工作场所监测仪所建议的试验计划一览表。

8. 剂量记录保存和报告

概述

8.1. 剂量记录保存系指对辐射工作人员个人剂量记录的编制和保存。它是对个人受照进行监测过程的一个基本组成部分，并有利于对监测总目标提供支持（见第 3 章）。有关的“安全导则”[3]给出了关于记录保存和报告的一般指导。下面给出具体与外辐射引起的剂量有关的进一步资料。

8.2. 剂量记录应为决策提供支持，证实和促进遵章，为任何的日后再构结果提供条件，并有助于与其他记录（例如内照监测和区域监测记录）相协调。因此，剂量记录应便于检索并应加以保护以防丢失。通常是把成套的复制记录置于彼此相距较远的地方，以实现这种保护，这样在单起事故中不会毁坏两个副本。剂量记录应按每个所监测的个人加以整理，标明其场所、目的、日期和原记录人，并应字迹清晰和使合格人员易懂、完整和准确。还应考虑有关个人数据记录保密的任何适用的国家要求或国际协定。

个人监测记录的保存

8.3. 剂量记录保存的目的、该记录的性质和范围以及记录保存系统的范围，取决于国家的要求。剂量记录应包括外辐射和放射性物质摄入的个人监测结

果。

8.4. 现代化的外辐射个人监测服务部门（尤其是较大型的服务部门）已实现高度自动化，经常使用一些把剂量记录保存与剂量计标记和发放及其随后剂量评估联系在一起的完全一体化的系统。这种自动化的系统，尤其是如果剂量计标上佩戴者的姓名（因而提供防止在发放剂量计时出现错误的进一步防范），可以使将提供的服务有高度完整性的质量。

8.5. 在记录个人职业剂量时，通常不包括由可以有理由认为在业务管理者责任之外的情况引起的剂量，即已被排除的剂量或由监管机构豁免的辐射源造成的剂量。然而，由从事涉及含有显著水平的天然存在的放射性核素的物质工作引起的剂量被视为操作管理者的责任，故应包括在所记录的个人职业剂量里[6]。

8.6. 因为在评价个人剂量计读数时实际上不可能区别光子和 β 辐射，试图分别确定（和报告） $H_p(0.07)$ 的 β 和 γ 组份亦不切实际。然而，因为不同类型的高 LET 辐射具有不同的品质因子，在依据 $H_p(10)$ 监测时分别记录中子剂量是可取的。还应记住，为测定总的个人剂量当量要把光子剂量、中子剂量和 β 剂量综合在一起。

8.7. 如果在辐射工作人员被监测（或应被监测）时期内，不能得到剂量评估结果（在剂量计损坏或丢失、或其所记录的剂量经调查研究被宣布为无效时会发生这种情况），记录保存系统应允许采纳某个经授权的人员所估计或评估的剂量。应对这些剂量估计值作出标记，以便能区别由经批准的监测服务部门正式测定的剂量值。

8.8. 对于需要使用肢体剂量计的那些个人而言，应保存每个肢体照射的单项记录。然而，当仅在一年中的某个时间佩戴肢体剂量计时，实施记录保存程序就更为复杂。在这些情况下，为获得每个肢体的全部剂量记录，记录应包括佩戴肢体剂量计期间该剂量计的读数和 not 佩戴肢体剂量计期间身体剂量计指示的 $H_p(0.07)$ 的读数。

工作场所监测记录的保存

8.9. 应以文件形式保存好关于控制区和监督区划分和位置的记录。辐射巡测记录（包括日期、时间和位置、所测定的辐射水平以及有关所作测定的任何意见）也应保存。记录应写明所用仪器和从事巡测的人名。

8.10. 监测设备校准的适宜记录应包括设备的名称和编号，对于意在监测的辐射类型而言，监测设备工作范围的校准准确度、试验日期、所用校准标准的名称和编号、校准次数以及指导进行试验的合格人员的姓名及其签字。

向管理部门报告信息

8.11. 报告个人和工作场所监测结果拟用的程序和准则，应由管理者或监管机构明确规定。所报告的资料应是可以清楚地识别和理解的。通常仅报告最终结果。

8.12. 在事故情况下，或对于也许接近或超过管理限值的照射而言，应提供临时性结果，以便可以采取适当的行政行动和其他响应行动。这些结果应包括测定结果和基于适当转换系数而可以得出的照射水平。可酌情就随后的监测和工作场所的限制提出建议。应明确标明所报告的资料来源，还应标明可得到任何进一步资料的联络点。最后，应始终如一地报告所测值和所计算值中的不确定度，并附上对所给出的不确定度中已考虑、量化和传递了的有关变异来源的说明。

9. 质量保证

要求

9.1. 任何辐射防护计划的连续有效性，依赖于那些负责实施其各组份（包

括采用有效的质量保证大纲)的人。《基本安全标准》[2]给出了有关职业照射质量保证的一般要求,有关的安全导则[3]给出一般指导。下述部分更具体地论述与外照射评估有关的问题。

实施和管理

9.2. 质保大纲的性质和范围应与受监测的工作人员数量和监测计划所涉及的工作场所中预期的照射大小及其可能性相一致。尤为重要是国际标准化组织/国际电工委员会的导则 25[36],它被许多监管部门用于鉴定试验和校准计划。

9.3. 外照射评估计划中所涉及的全体人员对其质量负有责任,因而对实施其质保大纲和质量控制(QC)程序负有责任。具体作业的质量的责任应委托给实际从事这项作业的人员。这些人应积极参与制定质量控制程序,并接受有关探知不遵章的方法的培训。管理者应鼓励工作人员探知、报告和纠正不遵章行为。自下而上地纳入某一项计划的质量保证要比自上而下强行实施的质量保证更有效。为使质量保证大纲有效,全体人员必须深信,管理者始终期望和鼓励符合其目标的绩效。

9.4. 剂量测定服务部门应拥有一名指定的质保代表。该代表应监督质量控制程序、实施对计划内部的监察,并负责在质量保证方面(即在一些大的方面和个人工作的具体质量方面)培训所有人员。

9.5. 实施质保大纲和质量控制程序,需要理解剂量测定的全部系统,包括从设备和材料的制造到剂量计在工作场所中的应用。

9.6. 国家监管部门可以要求对与测量和外照剂量评估有关的设施进行鉴定。这种鉴定计划将包括拟实施的质保和质量控制措施的明细表。质保体系管理、组织和行政管理的细节也许与国家立法有关,并且也许取决于服务部门的性质,例如:

- (a) 所发放的剂量计的数目；
- (b) 所服务的用户的数目；
- (c) 所用剂量剂的类别（基本的、甄别型的、中子的等）；
- (d) 所应用的剂量测定方法（胶片、热释光、辐射光致发光、径迹蚀刻等）；
- (e) 所提供发放期的选择；和
- (f) 自动化水平。

文件

9.7. 质保体系的必要组份（包括旨在控制服务中各种过程的全部方法和程序）应记入文件。文件应包括所有与剂量评估过程的质量有关的试验（例如剂量测定系统的型式试验和设备性能的确认）的结果。

9.8. 这种文件的一个重要部分是质量手册。它应以简明和实用的方式涵盖已建质量保证体系的所有方面。文件的适当部分应提供给工作成员使用。

人员培训

9.9. 为确保剂量测定服务部门的人员可靠地从事他们的工作，对他们进行充分培训是必不可少的，这种培训应包括：

- (a) 他们在质保体系中应负的具体责任；
- (b) 外照剂量评估的基本原理和策略；
- (c) 所用方法和程序的原则和细节，以及它们的局限性；
- (d) 所涉过程中的技术细节和可能出现的问题；
- (e) 他们的工作与计划的其他部分的关系；

- (f) 对可能发生的问题的思想准备和报告办法的指南；以及
- (g) 有关整个质保体系及其目标的知识。

实验室设施

9.10. 在低于法定标准要求的环境中，难以获得合格的结果。应有足够的实验室和办公场地，以容纳所需设备和人员。设备应是可靠的和稳定的，并能适应于意在从事的任务，并且应建立工作程序以防止测定设备受放射性核素的污染。应制定预防性维护计划，以使设备在重要时间（例如发生紧急情况时）失效的机率降到最低限度。与剂量测定服务部门作业的进行无直接关系的活动应分开，以避免不必要的干扰。工作条件的一般安全性也应考虑。

9.11. 应特别考虑实验室里的本底辐射水平，尤其是应特别考虑在分发或评估剂量计之前长期保存剂量计所在的实验室。这个辐射水平应从未发生过明显高于正常的当地本底的情况。应定期地评估这种本底辐射水平（例如，使用控制剂量计）；这些辐射水平也可用于常规的监测计划，以便通过减去本底贡献确定净剂量。剂量测定服务部门的记录应包括例行本底测定的结果。

9.12. 工作场所控制应足以确保任何设备或剂量计都不会经受可能影响其性能的条件。应控制的因素包括温度、湿度、光照水平、灰尘或活性化学蒸气。

9.13. 需要稳定的电源，以使电压和交流（AC）频率保持在所用设备的技术要求范围内。应使杂散的电场和磁场减到最小，以避免影响设备和剂量计。

性能评估

9.14. 设备和剂量测定材料的特性会随时间或使用而改变。应至少每天核对一次读出仪。热释光剂量计的灵敏度也许会改变，因此有必要定期评估它们的灵敏度。对于胶片剂量测定而言，应对每一批胶片确定它们的显影和读出过程的重复性。

9.15. 监测服务部门需要有接触足够的校准设施的机会。应提供能够产生旨在评估剂量测定系统性能所需辐射场的辐射源。还应提供二次标准仪，以依据所需量测定辐射束强度。测定设备和放射性源均应加以校正，并应可追溯到国家标准，或如果不能提供这种标准，则追溯到其他国家的一次标准。

9.16. 应建立一种系统，以提供一种整个剂量测定服务工作的质量指标。一种方法是确定“名义”用户或顾客。剂量计要定期在实验室或由某些外部试验设施照射到已知的剂量，并且把剂量计交给假定的顾客或雇员成员去处理，这样剂量计将按正常的方式加以处理。然后，应将所报告的剂量值与约定真值相比较，再使用第4章所述的方法解释结果。亦可以通过参与国家的或国际的剂量测定比对计划的服务部门获得关于剂量测定系统性能的有用资料。

签订监测服务合同

9.17. 许多营运者（注册者或许可证持有者）需要根据商业性供应商的合同获得外照射剂量测定服务。雇用少量劳动力的营运者（例如开业医生、牙科医生和小型医院）尤其需要这样做，他们在辐射防护和剂量测定方面的知识和/或经验也许有限。然而，营运者在签订商业性剂量测定服务合同中应确保他们与供应商之间有足够的交流和谅解，以确保有效的剂量测定计划。应考虑以下项目：

- (a) 监管要求；
- (b) 拟测定的辐射类型和剂量计类型（例如能提供关于所记录剂量的资料的基本剂量计，或能提供关于辐射类型及其能量的更多资料的甄别性剂量计。
- (c) 质量记录、对设备和服务工作的参考文件或证书；
- (d) 剂量计发放周期；
- (e) 佩戴剂量计的部位和如何操作剂量计；

- (f) 所用剂量测定方法；
- (g) 剂量计和佩戴者的识别系统；
- (h) 剂量记录的保存、结果的报告、顾客剂量的登录、可接触范围和保密性；
- (i) 结果的解释（各种量、剂量限值、天然本底、净剂量、剂量测定系统的探测下限和上限等）；
- (j) 发放和归还程序；
- (k) 订购、改变和取消规定的程序；
- (l) 需要营运者提供的资料；
- (m) 费用；
- (n) 使某一订购生效（或取消）所需的总时间；和
- (o) 关于所提供的例行服务和/或专门服务（例如在异常高的剂量、应急处理和就技术、科学及法律事宜提出意见时使用电话或电传立即报告）的资料。

附录皮肤污染监测和皮肤剂量评估

主要目的

A.1. 皮肤辐照和污染的监测和评价的主要目的可概述如下：

(a) 确定是否遵循剂量限值，并因此特别确保避免确定性效应；和

(b) 在过量照射情况下，着手和/或支持任何适当的医疗检查和干预。

一般考虑

强贯穿辐射

A.2. 对于强贯穿辐射类型而言，对有效剂量的限制足以保护皮肤不受随机效应的影响。因此，在实际上所有情况下（涉及热粒子的情况除外——见第 A.5 条），毋需进一步考虑皮肤监测事宜。

弱贯穿辐射

A.3. 对于弱贯穿辐射而言，需要为皮肤照射采用一种额外的限值，以防止发生确定性效应。国际放射防护委员会曾建议 1cm^2 的平均年当量剂量限值为 500 mSv ，不管受照射面积多大。测定的名义深度为 0.07mm ($7\text{mg}/\text{cm}^2$)。在这方面对皮肤辐照的主要因素是皮肤污染。

皮肤污染的监测

A.4. 皮肤污染从来不是均匀的，并且最易发生在身体的某些部位，尤其是

发生在手上。就例行控制目的而言，把污染视为面积约 100 cm^2 的平均数已足够了。因此，对于皮肤污染的常规监测而言，应当从 100 cm^2 面积的平均剂量当量，作为解释结果的基础。在大多数的皮肤污染监测中，读数要与导出限值——例如以 Bq/cm^2 为单位表示的一种水平，这种水平被认为能够引起等于相应剂量限值的照射的，并且通常是在考虑所有可能的照射途径（不仅是通过皮肤照射）的基础上确定的——相比较，而且污染要在实际可行时加以降低。如果不超过这些次级限值，则通常绝不试图去评估当量剂量。然而有时候，污染会保持不变或最初会很严重，这样就需要对当量剂量作出某种估算。在这种情况下，应对涉及污染的 1 cm^2 面积内的剂量进行平均。这些估算值常常是极其不精密的，当这种污染引起的辐射会被吸收在皮肤表层下面时更是如此。两个数量级的不确定度是常见的。因此，这种估算被视为定性的程序，并被认为要与外照射常规监测区分开。然而，当当量剂量估算值超过适当当量剂量限值的十分之一时，它应被包括在个人记录里。某些污染也许会转移到体内而引起内照射。在关于内照射剂量评估的相关安全导则中，讨论了针对放射性物质进入体内的任何有关摄入量的监测[4]。

A.5. 可能出现受“热粒子”照射的情况。它会导致来自最大为 1 mm 的空间不连续辐射源的不均匀照射。虽然遵循剂量限值是一个主要目的，但国际放射防护委员会已经指出，急性溃疡形成是要加以防止的特定结果。这意味着（在 $10\sim 15\text{ mg/cm}^2$ 深度测量的）透过 1 cm^2 的皮肤面积在数小时内造成的平均剂量应限制在 1 Sv 以内。因为热粒子产生的辐射具有很强的局部性，所以探测工作场所周围辐射场里的热粒子也会是困难的。应着重于识别和控制那些可能产生这种热粒子的作业。

参考文献

- [1] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 120, IAEA, Vienna (1996).
- [2] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Occupational Radiation Protection, Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna (1999).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides, Safety Standards Series No. RS-G-1.2, IAEA, Vienna (1999).
- [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication No. 75, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, Report No. 39, ICRU, Bethesda, MD (1985).
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources — Part 2, Report No. 43, ICRU, Bethesda, MD (1988).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement of Dose Equivalents Resulting from External Photon and Electron Radiations, Report No. 47, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [10] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Report No. 51, ICRU, Bethesda, MD (1993).
- [11] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection

- Against External Radiation, Report of the Joint Task Group, ICRP Publication No. 74, ICRU Report No. 57, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [12] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION MEASUREMENTS, Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiations, Report No. 122, NCRP, Washington, DC (1995).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dosimetry for Criticality Accidents, Technical Reports Series No. 211, IAEA, Vienna (1982).
- [15] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Principles and General Procedures for Handling Emergency and Accidental Exposures of Workers, Publication No. 28, Pergamon Press, Oxford and New York (1978).
- [16] JULIUS, H.W., Some remaining problems in the practical application of the ICRU concepts of operational quantities in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** 1–4 (1996) 1–8.
- [17] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, An American National Standard ' Criteria for Performing Multiple Dosimetry, ANSI Standard HPS N13.41-1997, ANSI, New York (1997).
- [18] 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.
- [19] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Assessment and Recording of Radiation Doses to Workers, OECD/NEA, Paris (1986).
- [20] MARSHALL, T.O., CHRISTENSEN, P., JULIUS, H.W., SMITH, J.W., The relative merits of discriminating and non-discriminating dosimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **14** 1 (1986) 5–10.
- [21] CHRISTENSEN, P., HERBAUT, Y., MARSHALL, T.O., Personal monitoring for external sources of beta and low energy photon radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **18** 4 (1987) 241–260.
- [22] CHRISTENSEN, P., JULIUS, H.W., MARSHALL, T.O., Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiations, Rep. EUR 15852, European Commission, Luxembourg (1994).
- [23] SWINTH, K.L., ROBERSON, P.L., MACLELLON, J.A., Improving health physics measurements by performance testing, *Health Phys. J.* **55** (1988) 197–205.
- [24] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, Publication No. 35, Pergamon Press, Oxford and New York (1982).
- [25] BOEHM, J., "Some remarks on accuracy and precision in individual monitoring", Intercomparison for Individual Monitoring, Research Co-ordination Meeting Organized by the International Atomic Energy Agency, Vienna, 24–28 April 1989, PTB Rep. PTB-DOS-20, Vol. 2, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (1991) 317.

- [26] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Guide to Expression of Uncertainty in Measurement, ISO, Geneva (1993).
- [27] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation¹ Direct Reading Personal Dose Equivalent (Rate) Monitors¹ X, Gamma and High Energy Beta Radiation, IEC Standard 1283, Geneva (1995).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (1999).
- [29] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 1¹ Radiation Characteristics and Production Methods, ISO, Geneva (1996).
- [30] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 2¹ Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges 8 keV to 1.3 MeV and 4 MeV to 9 MeV, ISO, Geneva (1998).
- [31] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 3¹ Calibration of Area and Personal Dosimeters and the Measurement of their Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO, Geneva (1998).
- [32] JULIUS, H.W., CHRISTENSEN, P., MARSHALL, T.O., Performance, requirements and testing in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **34** 1–4 (1990) 87–91.
- [33] JULIUS, H.W., MARSHALL, T.O., CHRISTENSEN, P.M., VAN DYK, J.W.E., Type testing of personal dosimeters for photon energy and angular response, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** 3–4 (1994) 273–277.
- [34] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Exposure Meters and Dosimeters¹ General Methods of Testing, ISO 4071, Geneva (1978).
- [35] BRITISH STANDARDS INSTITUTE, Electromagnetic Compatibility for Industrial Process Measurements and Central Equivalent¹ Part 1¹ General Introduction, Part 2¹ Method of Evaluating Susceptibility to Electrostatic Discharge, Part 3¹ Method of Evaluating Susceptibility to Radiated Electromagnetic Energy, BS6667, BSI, London (1985).
- [36] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, General Requirements for the Competence of Calibration and Testing Laboratories, ISO/IEC Guide 25, Geneva (1990).
- [37] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication No. 59, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).

附件 I 所建议的辐射权重因子及品质因子与传能 线密度之间关系的概述

I-1. 国际放射防护委员会[I-1]建议的并在《基本安全标准》[I-2]中采用的计算当量剂量的辐射权重因子 w_R 值列于表 I-1。在计算操作量 $H_p(d)$ 、 $H^*(d)$ 和 $H'(d, \Omega)$ 的剂量当量时使用品质因子 Q ，而不使用辐射权重因子。国际放射防护委员会[I-1]建议的并在《基本安全标准》[I-2]中采用的品质因子 Q 和传能线密度 L 之间的关系示于表 I-2。

表 I-1 辐射权重因子^a[I-1, I-2]

类型和能量范围 ^b	辐射权重因子, w_R
光子, 所有能量	1
电子和介子, 所有能量 ^c	1
中子 ^d , 能量:	
<10 keV	5
10 keV~100 keV	10
>100 keV~2 MeV	20
>2 MeV~20 MeV	10
>20 MeV	5
质子 (不包括反冲质子), 能量>20MeV	5
α 粒子, 裂变碎片, 重核	20

- a 所有的值与射到身体上的辐射，或对内照射源而言，与由该源发出的辐射有关。
- b 参考文献[I-1]附件 A 讨论了选择的其他辐射值。
- c 不包括由结合到 DNA 内的放射性核素发射的俄歇电子，对这种电子要考虑专门的微量测定法。
- d 为了有助于在计算中取得一致性，按下面的数学关系式给出作为能量函数的中子的 w_R 值：

$$w_R = 5 + 17e^{-[\ln(2\varepsilon)]^{2/6}}$$

式中， ε 是以 MeV 为单位的能量。见参考文献[I-1]附件 A。

表 1-2 品质因子 Q 与传能线密度 L 的特定关系 [1-1, 1-2]

水中无限制传能线密度, L (keV/μm)	Q (L)
<10	1
10~100	0.32L~2.2
>100	300/√L

附件 I 参考文献

- [I-1] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990
Recommendations of the International Commission on Radiological Protection,
Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [I-2] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS,
INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR
ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN
HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International
Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of
Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).

附件 II 个人监测用仪器仪表

引言

II-1. 本附件给出有关用于个人监测的方法和系统的一些一般资料。还介绍一些可以给出更详细资料的参考文献。

光子和 β 辐射剂量计

照相胶片剂量计

II-2. 照相胶片剂量计用于测定受光子、 β 和热中子辐射的个人照射。它们通常含有照相胶片，而该胶片置于一个附加有适当滤片的适宜盒内。这种装置常常称为胶片佩章（剂量计）[II-1]。

II-3. 胶片的乳剂是由悬浮在胶状介质中的溴化银晶体制成。在一种塑料底料上均匀地涂上一层薄薄的乳剂。电离辐射对该乳剂中的晶粒作用产生一种潜影。在以后的显影中，该潜影中的银离子产生永久性的黑化。光密度（即黑度）用密度计测得，并且随胶片类型和显影过程、以及正在测定的辐射类型及其能量而变化。但光密度不随剂量而线性变化。虽然照相胶片最广泛地用于光子和 β 监测，但是它们将响应任何把足够能量授于乳剂中产生银离子的辐射电离效应。胶片常常用于间接测定热中子，具体办法是使用 Cd 滤片俘获中子，并且把生成的 γ 辐射产生的胶片黑化作为中子剂量的指示。

II-4. 在实用的光子剂量测定中有重要意义的一个复杂因素是相对于人体组织而言胶片所具有的不同能量依赖性。通过使用一个或多个适当材料和厚度的滤片来补偿胶片剂量计与能量的关系。虽然对于能量超过约 0.1MeV 的光子而言，使用一个滤片是足够的，但对于更低能量光子而言，必须使用复合滤片系统（例如，铜、锡、铅和塑料滤片以及敞窗）。依据不同滤片后的响

应，可以估计入射辐射的类型和剂量。

II-5. 每当建议使用一种新的胶片或改变显影过程时，都必须进行型式试验。胶片徽章（剂量计）一般用于最长一个月的发放期，并且适合用于控制区。当使用更长的发放期时，应特别注意消退问题。必须校准胶片剂量计，其方法是用已知剂量来辐照同样的胶片，并且同时处理剂量计和这些“标准”。

II-6. 照相胶片剂量计可以用作甄别剂量计，以便除给出剂量外，还可给出定性资料。这种技术可以是很经济的，其经济性取决于所用的自动化程度。胶片剂量计对温度和湿度很敏感，这两个因素会造成潜影消退。由于响应与能量的依赖关系，也许有必要使用复杂的滤片系统。这种剂量计能够容易地设计成用于测定能量（ $\epsilon_{\text{最大}}$ ）超过 0.5MeV 的光子和 β 辐射的 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 。

热释光剂量计

II-7. 热释光系指已受到电离辐射照射的材料被加热时的光发射特性。这种光来自因该材料受辐照而被激励和俘获的电子的释放，而所释放的光度直接与该材料所受的辐射剂量有关。读出前被俘获电子的随机释放被称为消退，这种消退可能是由电子的热或光激释放所产生。在热释光剂量测定法（TLD）中，必须通过校准来确定相关信号和要被测定的剂量当量之间的关系。

II-8. 为把这种现象用于剂量测定，在加热过程中通过光电倍增管或其他光敏感装置观察热释光材料。荧光输出与温度的关系曲线被称为“发光曲线”。这种发光曲线的形状取决于该材料中的杂质类型和总量，以及晶格缺陷，还取决于材料的受热历史和热处理过程。光电倍增管具有高灵敏度、高信噪比和大的动态范围。发光曲线下方的面积用作剂量的量度。热释光材料通过读数过程完成释放，然后准备记录新的照射（尽管某些热释光材料在重新释放前必须退火）。

II-9. 热释光的机制是复杂的，并且尽管已经提出一些一般的理论模型，但

每种热释光荧光物质均是独特的，而与特定材料相联系的不同模型显示极不相同的特性。

II-10. 随着固体热释光剂量计和它们的读出仪器开发方面取得的进展，热释光剂量测定法的应用亦日益增多。现在，该测定法已可提供商业应用，并且广泛地用于常规的个人剂量测定、环境监测和临床辐射剂量测定。

II-11. 鉴于下述原因，热释光剂量计日益为辐射防护剂量测定所采用：

- (a) 接近组织等效的热释光材料已经存在；
- (b) 能够达到足以满足个人和环境监测要求的高灵敏度和准确度；
- (c) 作为适合于手动和自动处理的小型固体探测器已经上市；
- (d) 适用于 β 皮肤和肢体剂量测定；
- (e) 在变化的环境条件下保持极好的长期稳定性的材料已可供使用；
- (f) 便于处理；
- (g) 可重复利用；和
- (h) 在大范围内，其响应与剂量和剂量率呈线性关系。

辐射防护剂量测定中最常用热释光材料的一些一般特性列于表 II-1。

II-12. 目前用于个人 β 剂量监测的剂量计遇到一个能量阈问题，这是因为探测器及其罩太厚。薄的和超薄的探测器虽然可以购得，但它们却难以用于大规模的常规监测。在最近几年里，人们一直在研制用于测定操作量 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 的多种热释光探测器[II-2~II-4]。

II-13. 热释光材料对中子的响应取决于探测器组成、热释光剂量计的封装和更取决于中子能量。许多荧光材料虽然对热中子具有很高的灵敏度，但是对快中子却响应很小。人们一直在研究种种技术，以提高热释光剂量计对快中

子的响应，例如把身体作为慢化体，以热化中子。这在个人反照率剂量计方面具有重要的实际意义（见下文）。

表 II-1 一些市售热释光剂量计的一般特性

热释光剂量计 类型	有效原子 序数 $Z_{\text{有效}}$	主峰 (°C)	最大发射 (nm)	相对灵敏 度	消退 (在 25 °C 时)
LiF ⁱ Ti, Mg	8.3	200	400	1	5%/年 ^a
LiF ⁱ Na, Mg	8.3	200	400	1	5%/年 ^a
LiF ⁱ Mg, Cu, P	8.3	210	400	25	5%/年
Li ₂ B ₄ O ₇ ⁱ Mn	7.3	220	605	0.20 ^b	4%/月
Li ₂ B ₄ O ₇ ⁱ Cu	7.3	205	368	2 ^b	10%/2 个月 ^a
MgB ₄ O ₇ ⁱ Dy	8.4	190	490	10 ^b	4%/月 ^a
BeO	7.1	190	200~400	0.20 ^b	8%/2 个月
CaSO ₄ ⁱ Dy	14.5	220	480~570	30 ^b	1%/2 个月
CaSO ₄ ⁱ Tm	14.5	220	452	30 ^b	1~2%/2 个月
CaF ₂ ⁱ Mn	16.3	260	500	5 ^b	16%/2 周
CaF ₂ (天然的)	16.3	260	380	23	极小
CaF ₂ ⁱ Dy	16.3	215	480~570	15 ^b	8%/2 个月 ^a
Al ₂ O ₃	10.2	360	699	4 ^b	5%/2 周 ^a

a 在黑暗处存储 1 天的消退（在 100°C 下使用辐照后退火 15 分钟之后）。

b 光敏感。

光释光剂量计

II-14. 光释光是基于当添加银的磷酸玻璃受到电离辐射的照射时，玻璃上会形成感生的发光中心。当这种玻璃随后受到紫外线照射时，即可发出可见光，其强度与来自电离辐射的吸收剂量呈线性关系。与热释光不同，电离辐射效应——那些发光中心——不会被正常的读数过程所破坏，并且极其稳定，以致于室温下的消退在数年内均可忽略不计，而在长期的剂量累积过程的任何

时候都可以获得剂量数据[II-1]。

II-15. 可以大规模地生产具有良好再现性和恒定灵敏度的磷酸盐玻璃。因此，毋需进行个人探测器的校准。可购得的脉冲紫外线激光读出器的应用可把‘预剂量’（即来自未受照射玻璃的表现读数）降至约 $10\mu\text{Sv}$ [II-5]。它消除了较过时的常规读出技术的某些缺点。那种技术需要清洗玻璃，还需要减去预剂量，以便测定低于 $100\mu\text{Sv}$ 的剂量。

II-16. 因为某些玻璃材料具有大的原子序数，所以必须使用能量补偿滤片。对于超过 15keV 的光子能量而言，较后来的玻璃剂量计给出的能量依赖关系在 $\pm 15\%$ 范围内[II-6]。装有使用紫外线激光激励的自动读出装置的全套磷酸盐玻璃剂量测定系统可用于大规模的个人监测系统。

II-17. 磷酸盐玻璃剂量计已经被常规用于个人和环境监测中，以测定从环境水平至对事故情况有意义的剂量水平下的 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 。

II-18. 光释光剂量计的优点包括可永久地和长期地累积剂量数据、良好的准确度、可忽略不计的消退，以及必要时有可能再现剂量计读数。

电子剂量计

II-19. 已在用于探测超过 30keV 光子的盖革-弥勒装置和硅二极管探测器的基础上，开发出了可供个人剂量测定用的电子剂量计。

II-20. 一种电子剂量测定系统最近已经上市，它基于使用三个硅二极管探测器，并适用于同时测定光子和 β 辐射（平均能量超过 250keV ）的 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 。这种装置适合于控制区内工作人员使用，其前提是低能 β 辐射产生的剂量贡献不大。一些国家的剂量测定服务部门已成功地向其监管机构提出申请，请求批准这种装置为正式的或法定的剂量计[II-7]。

II-21. 最近，已公布了包括硅二极管探测器在内的信用卡大小的常规个人剂

量计的细节[II-8]。这种剂量计可用于测定来自光子的剂量当量和剂量当量率，有可调的报警器，并在其内存中存储过去 12 个月里的日积分剂量。

II-22. 电子剂量计可以为工作人员快速指出累积剂量和剂量率。它还可以发出预定的看得到和听得见的报警，以致于这种剂量计可同时用作积分剂量计和报警剂量计。

袖珍剂量计

II-23. 虽然石英纤维剂量计的使用已减少，但它们仍用于个人监测。这种剂量计是一个装有石英纤维的小型电离室，而纤维的偏转与所接受的剂量成正比。读出是用光学方法完成的，即详尽查看剂量计，并注意纤维在标尺上的偏转。这种装置既简易又廉价。然而，相对于目前辐射防护目的所需水平来看，其灵敏度是差的。而且，它们的可用剂量范围有限（约为 20 倍）。

II-24. 可以依据预期的最大剂量和将遇到的辐射量，选择适宜的直读式袖珍剂量计。主要的操作问题是漂零影响和电荷泄漏，这两个问题均限制了它的最小可测剂量。

中子剂量计

核径迹乳胶

II-25. 核径迹乳胶适用于快中子剂量测定。中子与乳胶和周围材料中的氢核相互作用，并通过弹性碰撞产生反冲质子。电离粒子穿过乳胶时会产生潜影，潜影在经处理之后沿粒子径迹使胶片黑化[II-9]。

II-26. 核径迹乳胶一般有 0.7MeV 左右的能量阈，其能量响应差，并且能量范围有限。这种剂量计的饱和剂量约为 50mSv。

II-27. 能量低于 10eV 的中子，可通过与明胶中的氮核相互作用（导致产生

反冲质子)加以探测。如果对热中子的灵敏是不需要的,则应把剂量计保持在能吸收热中子的材料(例如镉)滤片的下方。

II-28. 也许可使用放大 1000 倍的显微镜,计数乳胶中的反冲径迹。使用配备电视摄像仪和监测仪的显微镜,会使计数径迹工作变得容易。所测剂量的准确度取决于操作员辨认乳胶中径迹的技能。

II-29. 核径迹乳胶的一个缺点是消退率高。高的湿度和温度会加速这种消退。消退可高达每周 75%。如果胶片能置在受控大气中干燥,并且在使用前密封在防潮盒里,则上述问题能够得到控制。

II-30. 使用乳胶遇到的另一个严重问题是光子照射能使胶片在受照和显影后变黑,使辨别质子径迹变得很困难。鉴于这些缺点,包括高中子能量阈值,在个人剂量测定中,核径迹乳胶日益被诸如热释光反照率剂量计和/或固体径迹探测器等其他方法所代替。

固体核径迹探测器

II-31. 诸如裂变碎片、 α 粒子或中子诱发反冲粒子之类的强电离粒子,会沿其径迹在诸如矿物、玻璃和不同的塑料之类的许多材料中产生结构损伤 [II-10]。使用适宜的试剂蚀刻探测器表面,可以消除沿粒子径迹的破坏区,使蚀刻孔扩大,以致于在光学显微镜下可以看见。应用电化学蚀刻会大大扩大径迹尺寸,并且使用低放大倍数(例如 20 倍)的显微镜或其他光学阅读器可以容易地在 1cm^2 的单个探测器场视野里计数径迹密度。

II-32. 蚀刻的径迹尺寸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以及蚀刻时间)。应当针对每种材料和具体应用而对这些参数加以优化。

II-33. 对于中子剂量测定而言,通常使用三类探测器,即裂变径迹探测器、反冲径迹探测器和 (n, α) 径迹探测器。下面扼要说明这些探测器;参考文

献[II-11, II-12]中全面讨论了径迹探测器的测定技术。

裂变径迹探测器

II-34. 可裂变材料辐射器或转换器，受到中子照射后发射出裂变碎片。而裂变碎片可被固体径迹探测器（例如聚碳酸酯）所探测。裂变反应或者有一能量阈值（例如对于 ^{237}Np 来说，为 0.6MeV；对于 ^{232}Th 来说，为 1.3 MeV；对于 ^{238}U 来说，为 1.5 MeV），或者对热中子有极高的截面（例如 ^{235}U ）。由于它们具有放射性，现在有些国家已限制或禁止在剂量计中使用可裂变材料。

反冲径迹探测器

II-35. 利用中子在塑料探测器材料中原子核上的弹性散射，可以产生带电反冲粒子，例如碳、氧和氮的质子或原子。这些反冲物产生的径迹潜影通过蚀刻可以变成可见的。使用化学蚀刻或电化学蚀刻可扩大径迹。与中子照射成正比的径迹密度可使用缩微胶片阅读器或自动粒子计数器进行计数[II-11, II-12]。因为反冲质子的传能线密度和较重粒子的量程短，不同类型的塑料对中子的灵敏度是不相同的，且响应也取决于中子能量。蚀刻技术应该对每种探测器材料或辐射器、吸收剂和探测器材料的组合加以优化，并应通过实验确定能量响应曲线。探测器用的最普通材料是聚碳酸酯、硝酸纤维素和 CR-39。许多基于使用 CR-39 的剂量测定服务部门，现已获得监管机构的批准投入运营。

基于 (n, α) 反应的径迹探测器

II-36. 中子与外辐射器里的 ^6Li 或 ^{10}B 产生相互反应。对于低于数百 keV 的中子而言，(n, α) 反应产生的 α 粒子具有约为 2.5 MeV (^6Li) 和 1.5 MeV (^{10}B) 的最大 α 能量。反应截面对热中子而言是大的，并且随着中子能量的增加而变小（与中子速度成反比）。绝大部分可购得的塑料探测器，可以探测所发出的 α 粒子。探测效率取决于材料类型和蚀刻条件。

TLD 反照率剂量计

II-37. 反照率剂量测定基于对从受到不同能量的中子照射的人员身体中发出的低能中子（反照率中子）的探测。因此，任何置于身体表面的热中子探测器，均可以作为反照率探测器。

II-38. 反照率剂量计通常使用热释光探测器，例如包在能把反照率中子与入射热中子分开的含硼塑料壳里的⁶LiF。鉴于热释光剂量计的光子灵敏度，中子剂量读数由⁶LiF 探测器读数和⁷LiF 探测器读数之间的差给出。

II-39. 反照率剂量计被设计成对于能量范围从热中子至 10 keV 中子而言有较强并接近于恒定的响应。然而，能量范围超过 10 keV 时，这种响应会迅速下降。在杂散中子场里，一个反照率探测器的相对能量响应，会变化高达 20 倍。

II-40. 为能在各种热释光剂量计系统中自动读出而设计的二组分反照率剂量计，适用于常规监测[II-13]。这种类型的剂量计把反照率探测器和一个附加的热中子探测器组合在一起。

II-41. 中子响应取决于中子能谱。在工作场所，中子能谱变化很大。然而，人们可以使用场地特定的校正因子来校正这种变化，其前提是中子能谱是已知的并且保持不变。

II-42. 在用于快中子场的剂量计中，可通过添加一个用来单独测定快中子的核径迹探测器（例如聚碳酸酯）来补偿反照率探测器与能量的关系。在使用这类组合探测器的情况下，反照率探测器作为可通过通常的热释光剂量计阅读器自动读数的基本中子探测器使用。只有当热释光剂量计显示出不可忽视的照射时，径迹探测器才需被处理。

气泡探测器

II-43. 气泡探测器是新型直读式中子剂量计[II-14]。该探测器是通过把过热液滴悬浮在稳固的弹性聚合物上精制而成，中子穿过这种材料后引起可见的蒸汽气泡，它们在生成点处被俘获[II-14]。气泡数是中子剂量的一个量度。这种探测器是完全无源的装置，它可以一直贮存起来，直到需要使用它时为止。它不要求任何测定和读出电子设备。然而，如果常规使用大量的探测器，则可使用由计算机控制的自动阅读器来进行读数。

II-44. 该探测器对中子极其灵敏，能探测低于毫希沃特的剂量，并且对 γ 辐射完全不灵敏。所制成的这种探测器可具有不同的中子能量阈值（从 100 keV 至数个 MeV），这样对于中子的天然能谱而言，可以使用一组具有不同能量阈值的气泡探测器。然而，这些探测器十分依赖于周围温度并且能量和剂量范围均有限，以致于为了涵盖所需的剂量范围，也许需要使用若干个具有不同灵敏度的剂量计。

个人报警中子剂量计

II-45. 个人报警中子剂量计能向佩戴者提供中子剂量当量的指示。这种探测器基于多种技术，其中包括：

- (a) 用于测定反冲质子的计数器；
- (b) 配置在屏蔽热中子的小型聚乙烯慢化体中 ^3He 探测器；
- (c) 使用罗西（Rossi）计数器原理，并使用一台微处理机，以便把计数转换成被吸收的剂量或剂量当量[II-15]；和
- (d) 使用硅面垒型探测器来探测由聚乙烯和 ^{10}B 辐射器产生的反冲离子 [II-16]。

附件 II 参考文献

- [II-1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Personnel Dosimetry Systems for External Radiation Exposures, Technical Reports Series No. 109, IAEA, Vienna (1970).
- [II-2] HARVEY, J.R., BATES, J.R., MACKFARLINE, B., “An assessment of a commercial individual dosimeter suitable for low penetrating radiation”, paper presented at Symp. on Personnel Radiation Dosimetry, Knoxville, 1984.
- [II-3] PROKI, M.S., Beta dosimetry with newly developed graphite mixed TL detectors, *Phys. Med. Biol.* 30 4 (1985) 323–329.
- [II-4] CHRISTENSEN, P., Review of personnel monitoring technique for the measurement of absorbed dose from external beta and low energy photon radiation, *Radiat. Prot. Dosim.* 14 (1986) 127–135.
- [II-5] PIESCH, E., BURGKHARDT, B., “Thermo neutron dosimetry”, Neutron Dosimetry in Radiation Protection (ING, H., PIESCH, I., Eds), Nuclear Technology Publishing, Ashford (1985) 175–188.
- [II-6] BURGKHARDT, B., ROBER, H.G., PIESCH, E., Phosphate glass energy compensation filters for the measurement of operational dose quantities, *Radiat. Prot. Dosim.* 6 (1983) 287–289.
- [II-7] MARSHALL, T.O., POOK, E.A., BARTLETT, D.T., HALLAM, J., “An approved personal dosimetry service based on an electronic dosimeter”, paper presented at International Radiation Protection Association Conf. Montreal, 17–22 May 1992.
- [II-8] LACOSTE, F., LUCAS, M., Le système Dosicard, *Radioprotection* 28 1 (1993) 77–81.
- [II-9] HÖERT, M., PIESCH, E., Neutron dosimetry with nuclear emulsions, *Radiat. Prot. Dosim.* 10 1–4 (1985).
- [II-10] GRIFFITH, R.V., TOMMASINO, L., “Thermoluminescent track detectors”, *Radiation Dosimetry: The Dosimetry of Ionizing Radiation*, Vol. III (KASE, K.R., BJARNGARD, B.E., ATTIX, F.H., Eds), Academic Press, New York (1990) Ch. 4.
- [II-11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [II-12] HARRISON, K.G., TOMMASINO, L., Damage track detectors for neutron dosimetry: II. Characteristics of different detection systems, *Radiat. Prot. Dosim.* 10

1–4 (1985).

- [II–13] PIESCH, E., BURGKHARDT, B., “if albedo dosimeters for personnel monitoring in a fast neutron radiation field”, Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes, (Proc. Symp. Vienna, 1972), Vol. 2, IAEA, Vienna, (1973) 31–35.
- [II–14] ING, H., The status of the bubble damage polymer detector, Nucl. Tracks Radiat. Meas. 12 (1986) 49–54.
- [II–15] BORDY, J.M., BARTHE, J., BOUTRUCHE, B., SEGUR, P., A new proportional counter for individual neutron dosimetry, Radiat. Prot. Dosim. 54 (1994) 369–372.
- [II–16] BARTHE, J., et al., New devices for individual neutron dosimetry, Radiat. Prot. Dosim. 54 (1994) 365–368.

附件 III 工作场所监测用仪器仪表

引言

III-1. 工作场所监测仪主要意在提供关于工作区内的剂量率的资料，以便就允许人员在其中的逗留时间作出决定。人们需要知道不同工作区内的剂量当量率，以评估和控制职业照射。在工作人员逗留于某个特定区域时，或在他们被允许进入该区域前，情况就是这样。通常要监测剂量率，尽管在剂量率并不随时间发生显著变化的地方，可以并不需要这样做。

III-2. 固定的区域监测仪通常配备远距显示器和听得见的报警器。除某些工程上的差别外，其探测器和操作方法均与便携式巡测仪相类似。从实用观点看，区域监测用仪器可分为下述类别：

- (a) 光子用仪器；
- (b) β 粒子和低能量光子用仪器；
- (c) 中子用仪器；
- (d) 无源 γ 监测仪；
- (e) 无源中子巡测仪；和
- (f) 能谱测定系统。

有关监测方法的综合性讨论见参考文献[III-1, III-2]。

光子（ γ 射线和 X 射线）用仪器

电离（离子）室

III-3. 便携式巡测仪和一些固定式仪器，采用其壁由低原子序数材料制成、室内充满与大气相平衡空气的电离室。过去，这种装置是为测定照射量而设计的，而现在多数设计意在测定周围剂量当量 H^* (10) 和经常测定定向剂量当量 H' (0.07)。

III-4. 这些仪器主要基于测定照射量。已对这类仪器的设计作了改进，主要是通过电离室内加入铝以增强在 150 keV 以下的响应，和通过在滑板和盖板上加入铝以适当地降低在约 40 keV 以下的响应[III-3]。

III-5. 在正常职业剂量水平（即几 $\mu\text{Sv/h}$ ）下使用的便携式仪器中的电离室体积，通常在 $300\sim 700\text{cm}^3$ 范围内。被设计用于预期不存在 β 和低能量光子问题的场所的固定式仪器，常常具有大型的（约 5 升容量）钢壁电离室，并在该室里充满高压氩。这些电离室的有用动态范围很大（从约 $0.1 \mu\text{Sv/h}$ 到最多为 1 Sv/h ）。

盖革-弥勒（GM）计数器

III-6. 盖革-弥勒（GM）计数器普遍用于 X 射线和 γ 射线场。它们产生易于计数和处理的大脉冲。然而，其动态范围在高计数率时受到死时间损失的限制。还应该注意在超载率时要确保刻度盘上的剂量率指示不会倒退回去，这是应在型式试验期间进行的一项基础试验。

III-7. 盖革-弥勒（GM）计数器所具有的光子探测效率一般约为 0.5%。该值在大的能量范围内实际上恒定不变。这意味着周围剂量当量响应与能量相关。可以设计一些有效滤片，对于 H^* (10) 来说，它们可为钢壁探测器（当射线能量高于约 50 keV 时）和端窗型探测器（当射线能量高于 15 keV 时）提供良好的能量和角度性能。

III-8. 应该指出，在脉冲辐射场内使用盖革-弥勒（GM）计数器会导致对所测辐射量的严重低估。为此，在这种情况下使用盖革-弥勒（GM）计数器——或实际上使用任何脉冲计数探测器时——必须格外谨慎。

闪烁仪器

III-9. 当有机闪烁体被用于测定照射率或空气比释动能率时，由于在有效原子序数上十分接近空气，以致几乎不要求就能量依赖关系进行修正（能量低于约 0.1 MeV 时除外）。例如在蒽中，主要是因为只有晶体外层受到辐照，因此每单位比释动能的响应会下降。在晶体正面掺入少量的具有高原子序数的材料会部分地抵销这种下降，使得市场上的巡测仪能够测定 20 keV 以上的光子。

III-10. 闪烁仪[III-4]可用于各种类型的 X 射线和 γ 射线的巡测。在相对较弱的辐射场里，尽管仪器的电子部件使其总体尺寸接近电离室，而探测体积却可以小得多。虽然通常 1 cm³ 的晶体就足够了，但较大晶体的更高灵敏度允许它们用于测定天然本底剂量率。

III-11. 广泛用于 γ 能谱学中的碘化钠 NaI (Tl) 晶体可以制成非常灵敏的探测器。不过，它们的响应对能量的依赖性很大。为此，简单的装置不能用于准确地测定剂量学的量。然而，可采用利用能谱技术的仪器，这种仪器非常灵敏。

正比计数器

III-12. 由于气体放大，正比计数器的灵敏度高于电离室的灵敏度。正比计数器可用作脉冲探测器，亦可用作连续流探测器，并可以用于测定 1 mSv/h 至 10 Sv/h 的光子剂量率。商用正比计数器的主要优点是高灵敏度、大的剂量率范围和低的能量依赖关系。然而，它们要用稳定的高压电源，并且比电离室或盖革-弥勒（GM）类型仪器昂贵。

半导体

III-13. 剂量率可用作脉冲发生器（在较低剂量率时）或光电流发生器（在高剂量率时）的硅二极管测定。硅的原子序数比人体组织的高，因此在脉冲型和电流型的情况下，均必须提供与待测量相适应的能量补偿滤片。这些滤片不可避免地限制了低能阈值。

β 辐射和低能光子辐射用仪器

三 电离室

III-14. 能够测定 β 辐射（或低能量 X 射线）和光子发出的剂量当量率很重要。测定可用一个探测器完成。在这种情况下，探测器（电离室）要有一个可以开或关的窗。当窗关闭时，可以测定强贯穿成份（即能量超过 20keV 的光子）。当该窗打开时，可测定两种组份，并且通过扣除法估算剂量当量的弱贯穿组份（ β 粒子和低能光子）。

III-15. 大多数 β 辐射（和低能光子）巡测仪采用小型便携式电离室，它们也可用于 X 射线和 γ 射线的巡测。电离室的一侧是一块可导电的塑料薄板，当测定光子时，板上覆盖一片等效于 1 厘米厚的组织材料的盖片。在测定 β 辐射时要拿下这块厚的覆盖物[III-5]。另一种 β 巡测仪有完整的薄壁壳。这种电离室不适于定向剂量当量的测定。

III-16. 用于测定 β 辐射的电离室的壁，应该用类似于组织成份的材料制成。然而，这种严格的成份对于电子来说不像在电离室情况下对 X 射线或 γ 辐射那么重要。在电子的情况下，壁的功能仅是模拟身体的吸收和反散射。上述关于 γ 电离室的尺寸、灵敏度、响应时间和读出方法的陈述，也适用于 β 辐射测定[III-5]。

GM 计数器

III-17. 有薄壁或薄窗的 GM 计数器光子巡测仪，有时也可用于探测 β 辐射。如果该计数器装有一个其厚度足以阻挡 β 辐射的覆盖物，则可利用有和无覆盖物时读数间的差来区分 β 和 γ 辐射。装有端窗的 GM 探测器特别对于工作场所 β 剂量率的监测来说，其能量依赖关系是可以接受的，并且对于特定的最小有效剂量率还有尺寸小的附加优点。

闪烁体

III-18. 采用一个薄的 ($3\sim 4\text{mg/cm}^2$) 由类似厚度不透光塑料窗覆盖的闪烁体，可以制成测量 H' (0.07) 用的优质 β 剂量率监测器。在低剂量率下，可按脉冲计数方式应用它 (此时其作用类似于 GM 探测器)；在高剂量率下，可按连续流方式应用。它们并非供常规使用，而是供特殊监测应用。

半导体探测器

III-19. 以平均流方式工作的半导体探测器，可用于测定高剂量率。其薄的探测层，使它们适用于 β 剂量测定。对于 β 和低能光子辐射的测定而言，薄敏感层硅二极管虽然适用于 H' (0.07) 的评估，但由于探测器的有效原子序数太高，它们对 γ 辐射的响应高于它们对 β 辐射的响应。在运行辐射防护中，一般不使用这种探测器。

监测中子的仪器

基于慢化体的巡测仪

III-20. 基于慢化体的巡测仪，是中子场监测中最常用的仪器[III-6, III-7]。这种仪器包含一个含氢慢化体，慢化体可以慢化中子，并用诸如充有三氟化硼 (BF_3) 或氦 (^3He) 气的正比计数器或碘化锂 (^6LiI) 闪烁体这样的探测

仪来探测热化中子。可以通过 $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ 、 $^3\text{He}(\text{n}, \text{p})^3\text{H}$ 或 $^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)^3\text{He}$ 反应探测中子，而这种反应具有高 Q 值，以致使 γ 辐射得到较好的甄别。通过为慢化屏蔽层选择适当的厚度，或通过改变壁厚、气体混合物和气体压力，可以调整中子的响应，以得出与剂量当量或剂量大致成正比的结果。通过对一组不同直径的慢化球的响应的数学分析，可以粗略地测定中子能谱 [III-8]。已计算出几种慢化中子仪对一些运行中子场的响应 [III-9]。

III-21. 通过在含氢慢化体中热化中子，安德逊 (Andersson) 和布劳恩 (Braun) [III-10] 制造出一种能对高达 10 eV 中子作出剂量当量响应但几乎与能量无关的仪器。该仪器在圆柱形的慢化体中使用包着多孔镉屏蔽层的一个三氟化硼 (BF_3) 正比计数器，因而在响应上有某些各向异性（两倍或更多倍）的缺点。虽然通过使用直径为 20~30 m 的聚乙烯球形慢化体可基本上解决这种各向异性的问题，却以能量响应为代价。诸如碘化锂 ^6LiI 闪烁体和氦 (^3He) 正比计数器那样的探测器，已被用来替代正比计数器。所有这些仪器的主要特性是对中能中子过度响应。

III-22. 另一种仪器 [III-11] 使用装在一个单个盒里的两个慢化球（直径分别为 107 mm 和 64 mm），制成重 3 公斤的仪器，所包括的剂量当量范围为 20~200 mSv/h，在从热中子到 10 MeV 能量范围内能量响应为 $\pm 30\%$ 。依据两个慢化球的计数率的比率（对于被观察的中子能谱而言，其变化范围为 0.15~0.8）修正较大球的响应。在这种仪器中，可自动进行修正（修正值的变化范围为 1~30）。

电离室

III-23. 电离室最初是为测定 X 射线和 γ 辐射的照射量而开发的。但是，如果氢被引入室壁和气体中，则会使它们对中子更为敏感。然而，它们对光子也很敏感。这样就需要提供一个对中子相对不太敏感的第二电离室（例如，使用石墨壁和 CO_2 混合气体，或铝壁和氩气），以修正始终伴随中子的 γ 辐射。组织等效电离室测定的是中子吸收剂量，而不是剂量当量。由于它们对单位剂量 γ 辐射的响应与中子的响应相类似，因此不可能有效区分两种辐射类型，

除了脉冲场可能带来问题的场合以外，电离室对中子的监测不是特别有用的。小型的组织等级电离室，可用于个人报警剂量计。

其它中子探测仪

III-24. 许多其它的中子探测方法可用于特殊的场合，但一般不适用于常规辐射防护。

反冲质子正比计数器

III-25. 反冲质子正比计数器，通常内衬聚乙烯并充有压力约为 100 kPa 的乙烯 (C_2H_4) 或环丙烷 (C_3H_6)。基于能量和射程之间关系的计算选择壁的厚度，以使该系统满足布喇格—格雷原理的要求。可以使用数学的方法分析反冲质子能谱，以推断入射中子能谱。然后可以使用这种能谱数据确定周围剂量当量。这些系统的实际能量范围约为 10keV 至 1.5MeV。

罗西 (Rossi) 正比计数器

III-26. 组织等效正比计数器除可用于测定剂量外，还可用于测定沉积能量的传能线密度 (LET)。然后，可使用传能线密度 (LET) 以及国际放射防护委员会所规定的 $Q-L$ 关系 (见表 I-2) 确定平均品质因子 Q ，再把该品质因子 Q 输入该仪器的电子设备里，就可把剂量转换成剂量当量。这些仪器也可用于测定混合辐射场。

闪烁体

III-27. 有机闪烁探测器可提供一种用来测定中子剂量和能谱的潜在简便的方法，这是因为它们可以用组织等效材料制成，而且体积小。然而，也存在两个大的缺点。第一，闪烁的光产生效率低，在光电倍增管的第一级产生一个光电子通常需要 1~2 keV 的能量。第二，它们对 γ 辐射非常敏感：由一个反冲质子产生一个光电子所需要的能量约为由一个 γ 光子产生的光电子所需

能量的三倍；由一个 α 粒子产生一个光电子所需能量约为一个 γ 光子产生光电子所需能量的十倍。然而，利用脉冲形状甄别方法，可以区分带电粒子事件与电子产生的事件。虽然反冲质子能量和光脉冲幅度间也存在非线性关系，但这在数学分析期间可在中子能谱仪中得到修正。这些限制将探测器的能量范围局限于 0.2~20 MeV。

半导体探测器

III-28. 半导体探测器通常以硅和锗为基质，并且不直接用于中子测定。但是它们可在中子能谱仪中用于测定在硼酸锂、硼、氟化锂 (${}^6\text{LiF}$)、聚乙烯和聚碳酸酯的转换箔片上所产生的次级粒子，例如质子、氦核及 α 粒子。它们尺寸小又灵敏——例如，电离产额约十倍于电离室——而且其密度约为电离室中气体的 1000 倍。

无源中子区域监测

III-29. 在测定其中 γ 剂量率极高的中子场时，或当这种场以强脉冲方式（例如在一个加速器周围）发生时，由于存在电子饱和的问题，有源探测器是不适用的。此时，经常使用诸如径迹蚀刻探测器、活化箔或热释光剂量计之类的无源装置。这些探测器通常用作处于慢化体中心的热中子探测器。径迹蚀刻探测器和活化箔（例如，金或铟）除能出色地甄别 γ 辐射外，对中子亦具有高灵敏度。

III-30. 一项非常诱人的技术是利用与硼接触的聚碳酸酯箔，以致于 (n, α) 反应可以产生径迹，径迹可通过电化学蚀刻加以显现。灵敏度限值约为 1mSv，故这项技术可应用于本底辐射的测定。

附件 III 参考文献

[III-1] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection, Rep. No. 57, NCRP, Washington, DC (1978).

- [III-2] KIEFER, H., MAUSHART, R., MEJDAHL, V., “Radiation protection dosimetry”, Radiation Dosimetry, Vol. 3: Sources, Fields, Measurements and Applications, 2nd edn (ATTIX, F.H., TOCHILIN, E., Eds), Academic Press, New York (1969) Ch. 28.
- [III-3] BURGESS, P.H., Modifications to the Eberline RO2 ionisation chamber survey instrument for the quantities ambient and direction dose equivalent, Radiat. Prot. Dosim. 15 4 (1986) 237–243.
- [III-4] RAMM, W.J., “cintillation detectors”, Radiation Dosimetry, Vol. 2: Instrumentation, 2nd edn (ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., Eds), Academic Press, New York (1966) Ch. 11.
- [III-5] BURGESS, P.H., MARSHALL, T.O., PIESCH, E.K.A., The design of ionisation chamber instruments for the monitoring of weakly penetrating radiation, Radiat. Prot. Dosim. 39 3 (1991) 157–160.
- [III-6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [III-7] COSACK, M., LESIECKI, H., Dose equivalent survey meters, Radiat. Prot. Dosim. 10 (1985) 111–119.
- [III-8] BRAMBLETT, R.L., EWING, R.K., BONNER, T.W., A new type of neutron spectrometer, Nucl. Instrum. Methods 9 (1960) 1.
- [III-9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical Reports Series No. 318, IAEA, Vienna (1990).
- [III-10] ANDERSSON, I.O., BRAUN, J., “neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV and 10 MeV”, Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Harwell, 1962), Vol. 2, IAEA, Vienna (1963).
- [III-11] MOURGUES, M., CAROSSO, J.C., PORTAL, G., “light REM-counter of advanced technology”, Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Munich, 1984), Rep. EUR 9762, Vol. 2, European Commission, Luxembourg (1984).

附件 IV 参考条件和标准试验条件

IV-1. 国际电工委员会规定了剂量测定系统的型式试验的参考条件和标准试验条件[IV-1]。这些条件概括在表 IV-1 中。

表 IV-1 辐射参数

影响量	参考条件	标准试验条件 (除非另有说明)
光子辐射	$^{137}\text{Cs}^a$	$^{137}\text{Cs}^a$
中子辐射	$^{241}\text{Am}/\text{Be}^a$	$^{241}\text{Am}/\text{Be}^a$
β 辐射	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}^a$	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}^a$
体模 (仅就个人剂量计而言)	30cm × 30cm × 15cm ICRU 组织板模 (用于全身剂量计)	ISO 板状充水体模
	直径为 73mm、长为 300mm 的 ICRU 组织正圆形圆柱体 (用于腕或踝剂量计)	ISO 柱状充水体模
	直径为 19 mm、长为 300 mm 的 ICRU 组织正圆形圆柱体 (用于手指剂量计)	ISO 聚甲基丙烯酸甲酯 (PMMA) 棒状体模
辐射入射角	制造商给出的校准方向	给定方向 ± 5°
装置取向	由制造商说明	所述取向 ± 5°
装置控制	为正常运行作好准备	为正常运行作好准备
放射性元素造成的污染	可忽略不计	可忽略不计
辐射本底	周围剂量当量率 H^* (10)	
0.1 μSv/h 或可行时更	周围剂量当量率 H^* (10) 低于	

影响量	参考条件	标准试验条件 (除非另有说明)
低	0.25 μ Sv/h	
周围温度	20 $^{\circ}$ C	18 $^{\circ}$ C~22 $^{\circ}$ C ^{b, c}
相对湿度	65%	50%至 75% ^{b, c}
影响量 (除非另有说明) 大	参考条件	标准试验条件
气压力	101.3kPa	86 至 106kPa ^{b, c}
稳定时间	15 分	> 15 分
电源电压	标称电源电压	标称电源电压 \pm 3%
频率 ^d	标称频率	标称频率 \pm 1%
交流 (AC) 电源	正弦	正弦, 总波形非线性畸变小于 5% ^d
外来源电磁场	可忽略不计	低于引起干扰的最低值
外来源磁感应	可忽略不计	低于地球磁场引起的感应值的两倍
装置控制	为正常运行作好准备	为正常运行作好准备

a 如果更适宜, 可用别的辐射量。

b 必须陈述试验时这些量的实际值。

c 表中的值意在用于温和气候条件下的校准工作。在其他气候条件下, 必须陈述校准时的实际值。同样, 在海拔较高的地方使用仪器时, 允许的压力下限为 70cpu。

d 只适用于主干线电源供电的装置。

附件 IV 参考文献

[IV-1] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Draft Standard 'Direct Reading Personal Dose Equivalent and/or Dose Equivalent Rate for X, Gamma and High Energy Beta Radiation, Rep. IEC/SC 45B (CO)94, IEC, Geneva (1989).

附件 V 有关个人剂量计和区域监测仪型式试验的 操作量数据

V-1. 在剂量测定系统的型式试验中，需要使用一系列参考数据，以便把操作的剂量测量量与诸如比释动能和粒子注量等物理量关联起来；依据辐射入射角修正操作量的测定结果；和明确说明国际标准化组织建议的参考辐射的性质[V-1~V-3]。本附件的表 V-1 至 V-8、图 V-1 和图 V-2 中转载了正文中提到的部分数据，以便参考。

表 V-1 由空气比释动能至 ICRU 板模中 $H_p(10, 0^\circ)$ 的转换系数和角依赖
因数（光子）[V-4]

光子能量 (MeV)	$H_p(10, 0^\circ) / K_a$ (Sv/Gy)	与 α 角对应的比率 $H_p(10, \alpha) / H_p(10, 0^\circ)$					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0.010	0.009	1.000	0.889	0.556	0.222	0.000	0.000
0.0125	0.098	1.000	0.929	0.704	0.388	0.102	0.000
0.015	0.264	1.000	0.966	0.822	0.576	0.261	0.030
.0175	0.445	1.000	0.971	0.879	0.701	0.416	0.092
0.020	0.611	1.000	0.982	0.913	0.763	0.520	0.167
0.025	0.883	1.000	0.980	0.937	0.832	0.650	0.319
0.030	1.112	1.000	0.984	0.950	0.868	0.716	0.411
0.040	1.490	1.000	0.986	0.959	0.894	0.760	0.494
0.050	1.766	1.000	0.988	0.963	0.891	0.779	0.526
0.060	1.892	1.000	0.988	0.969	0.911	0.793	0.561
0.080	1.903	1.000	0.997	0.970	0.919	0.809	0.594
0.100	1.811	1.000	0.992	0.972	0.927	0.834	0.612
0.125	1.696	1.000	0.998	0.980	0.938	0.857	0.647
0.150	1.607	1.000	0.997	0.984	0.947	0.871	0.677
0.200	1.492	1.000	0.997	0.991	0.959	0.900	0.724
0.300	1.369	1.000	1.000	0.996	0.984	0.931	0.771

光子能量 (MeV)	$H_p(10, 0^\circ) / K_a$ (Sv/Gy)	与 α 角对应的比率 $H_p(10, \alpha) / H_p(10, 0^\circ)$					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0.400	1.300	1.000	1.004	1.001	0.993	0.955	0.814
0.500	1.256	1.000	1.005	1.002	1.001	0.968	0.846
0.600	1.226	1.000	1.005	1.004	1.003	0.975	0.868
0.800	1.190	1.000	1.001	1.003	1.007	1.987	0.892
1.0	1.167	1.000	1.000	0.996	1.009	0.990	0.910
1.5	1.139	1.000	1.002	1.003	1.006	0.997	0.934
3.0	1.117	1.000	1.005	1.010	0.998	0.998	0.958
6.0	1.109	1.000	1.003	1.003	0.992	0.997	0.995
10.0	1.111	1.000	0.998	0.995	0.989	0.992	0.966

表 V-2 由空气比释动能至 ICRU 板模中 $H_p(0.07, 0^\circ)$ 的转换系数和角依赖因数 (光子) [V-4]

光子能 (MeV)	$H_p(0.07, 0^\circ) / K_a$ (Sv/Gy)	与 α 角对应的比率 $H_p(0.07, \alpha) / H_p(0.07, 0^\circ)$					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0.005	0.750	1.000	0.991	0.956	0.895	0.769	0.457
0.010	0.947	1.000	0.996	0.994	0.987	0.964	0.904
0.015	0.981	1.000	1.000	1.001	0.994	0.992	0.954
0.020	1.045	1.000	0.996	0.996	0.987	0.982	0.948
0.030	1.230	1.000	0.990	0.989	0.972	0.946	0.897
0.040	1.444	1.000	0.994	0.990	0.965	0.923	0.857
0.050	1.632	1.000	0.994	0.979	0.954	0.907	0.828
0.060	1.716	1.000	0.995	0.984	0.961	0.913	0.837
0.080	1.732	1.000	0.994	0.991	0.966	0.927	0.855
0.100	1.669	1.000	0.993	0.990	0.973	0.946	0.887
0.150	1.518	1.000	1.001	1.005	0.995	0.977	0.950
0.200	1.432	1.000	1.001	1.001	1.003	0.997	0.981
0.300	1.336	1.000	1.002	1.007	1.010	1.019	1.013
0.400	1.280	1.000	1.002	1.009	1.016	1.032	1.035
0.500	1.244	1.000	1.002	1.008	1.020	1.040	1.054
0.600	1.220	1.000	1.003	1.009	1.019	1.043	1.057
0.800	1.189	1.000	1.001	1.008	1.019	1.043	1.062
1.000	1.173	1.000	1.002	1.005	1.016	1.038	1.060

表 V-3 对 ISO 光子基准辐射的技术要求，窄谱系列（X 射线和 γ 辐射）[V-1]

(a) 荧光辐射

平均能量 (keV)	管高压 (kV _p)	总初级过滤 (g/cm ²)	辐射体	二次过滤(g/cm ²)	
9.9	60	A10.135	锗	GdO	0.020
17.5	80	A10.27	钼	Zr	0.035
23.2	100	A10.27	钨	Ag	0.053
25.3	100	A10.27	锡	Ag	0.071
31.0	100	A10.27	铯	TeO ₂	0.132

(b) 滤过的 X 射线

平均能量 ^a (keV)	分辨率 Re (%)	恒电位 ^b (kV)	附加过滤 ^c (mm)			半值层厚 (mmCu)		均匀 系数
			Pb	Sn	Cu	第一	第二	
33	30	40	—	—	0.21	0.084	0.091	0.92
48	36	60	—	—	0.6	0.24	0.26	0.92
65	32	80	—	—	2.0	0.58	0.62	0.94
83	28	100	—	—	5.0	1.11	1.17	0.95
100	27	120	—	1.0	5.0	1.71	1.77	0.97
118	37	150	—	2.5	—	2.36	2.47	0.96
164	30	200	1.0	3.0	2.0	3.99	4.05	0.99
208	28	250	3.0	2.0	—	5.19	5.23	0.99
250	27	300	5.0	3.0	—	6.12	6.15	1.00

(c) γ 辐射

(平均) 能量 (keV)	γ 源	第一半值层 (mm Cu)
662	铯-137	10.3
1250	钴-60	14.6

a 所用平均能量值的精度为 $\pm 3\%$ 。

b 恒电位是在负荷下测量的。

c 在任何情况下，总过滤包括调到 4mm 铝的固定过滤。

表 V-4 ISO 光子基准辐射的从空气比释动能至在 ICRU 板模中 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 的转换系数[V-2]

基准 辐射 ^a	平均能量 (keV)	与 α 角相应的 $H_p(10, \alpha) / K_a$ (Sv/Gy)				与 α 角相应的 $H_p(0.07, \alpha) / K_a$ (Sv/Gy)			
		0°	20°	40°	60°	0°	20°	40°	60°
		F-Ge	9.9	—	—	—	—	0.95	0.94
F-Mo	17.5	(0.44) ^b	(0.42) ^b	(0.34) ^b	(0.19) ^b	1.01	1.01	1.00	1.00
F-Cd	23.2	0.79	0.77	0.68	0.48	1.09	1.10	1.09	1.07
F-Sn	25.3	0.89	0.87	0.78	0.58	1.14	1.14	1.12	1.09
F-Cs	31.0	1.15	1.13	1.04	0.84	1.25	1.24	1.22	1.18
N-40	33	1.17	1.15	1.06	0.85	1.27	1.26	1.24	1.19
N-60	48	1.65	1.62	1.52	1.27	1.55	1.54	1.50	1.42
N-80	65	1.88	1.86	1.76	1.50	1.72	1.70	1.66	1.58
N-100	83	1.88	1.86	1.76	1.53	1.72	1.70	1.68	1.60
N-120	100	1.81	1.79	1.71	1.51	1.67	1.66	1.63	1.58
N-150	118	1.73	1.71	1.64	1.46	1.61	1.60	1.58	1.54
N-200	164	1.57	1.56	1.51	1.38	1.49	1.49	1.49	1.46
N-250	208	1.48	1.48	1.44	1.33	1.42	1.42	1.43	1.43
N-300	250	1.42	1.42	1.40	1.30	1.38	1.38	1.40	1.40
S-Cs	662	1.21	1.22	1.22	1.19	—	—	—	—
S-Co	1250	1.15	1.15	1.16	1.14	—	—	—	—

a F——荧光系列，N——窄谱系列，S——放射性核素源。数字表示管电压。

b 括号中的数字：需要小心，因为能量分布的变化可能会对转换系数的数值有很大影响。

表 V-5 以不同几何条件入射到 ICRU 球和板模上的单能中子的单位中子注量的周围剂量当量和个人剂量当量 $H^*(10)/\Phi$ 和 $H_{p,板}(10, \alpha)/\Phi$ [V-4]

中子能量 (MeV)	$H^*(10)/\Phi$ (pSvcm ²)	与 α 角相应的 $H_{p,板}(10, \alpha)/\Phi$ (pSvcm ²)					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
1.00×10^{-9}	6.60	8.19	7.64	6.57	4.23	2.61	1.13
1.00×10^{-8}	9.00	9.97	9.35	7.90	5.38	3.37	1.50
2.53×10^{-8}	10.6	11.4	10.6	9.11	6.61	4.04	1.73
1.00×10^{-7}	12.9	12.6	11.7	10.3	7.84	4.70	1.94
2.00×10^{-7}	13.5	13.5	12.6	11.1	8.73	5.21	2.12
5.00×10^{-7}	13.6	14.2	13.5	11.8	9.40	5.65	2.31
1.00×10^{-6}	13.3	14.4	13.9	12.0	9.56	5.82	2.40
2.00×10^{-6}	12.9	14.3	14.0	11.9	9.49	5.85	2.46
5.00×10^{-6}	12.0	13.8	13.9	11.5	9.11	5.71	2.48
1.00×10^{-5}	11.3	13.2	13.4	11.0	8.65	5.47	2.44
2.00×10^{-5}	10.6	12.4	12.6	10.4	8.10	5.14	2.35
5.00×10^{-5}	9.90	11.2	11.2	9.42	7.32	4.57	2.16
1.00×10^{-4}	9.40	10.3	9.85	8.64	6.74	4.10	1.99
2.00×10^{-4}	8.90	9.84	9.41	8.22	6.21	3.91	1.83
5.00×10^{-4}	8.30	9.34	8.66	7.66	5.67	3.58	1.68
1.00×10^{-3}	7.90	8.78	8.20	7.29	5.43	3.46	1.66
2.00×10^{-3}	7.70	8.72	8.22	7.27	5.43	3.46	1.67
5.00×10^{-3}	8.00	9.36	8.79	7.46	5.71	3.59	1.69
1.00×10^{-2}	10.5	11.2	10.8	9.18	7.09	4.32	1.77
2.00×10^{-2}	16.6	17.1	17.0	14.6	11.6	6.64	2.11
3.00×10^{-2}	23.7	24.9	24.1	21.3	16.7	9.81	2.85
5.00×10^{-2}	41.1	39.0	36.0	34.4	27.5	16.7	4.78
7.00×10^{-2}	60.0	59.0	55.8	52.6	42.9	27.3	8.10
1.00×10^{-1}	88.0	90.6	87.8	81.3	67.1	44.6	13.7
1.50×10^{-1}	132	139	137	126	106	73.3	24.2
2.00×10^{-1}	170	180	179	166	141	100	35.5
3.00×10^{-1}	233	246	244	232	201	149	58.5

中子能量 (MeV)	$H^*(10)/\Phi$ (pSvcm ²)	与 α 角相应的 $H_p(10,\alpha)/\Phi$ (pSvcm ²)					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
5.00×10^{-1}	322	335	330	326	291	226	102
7.00×10^{-1}	375	386	379	382	348	279	139
9.00×10^{-1}	400	414	407	415	383	317	171
1.00×10^0	416	422	416	426	395	332	180
1.20×10^0	425	433	427	440	412	355	210
2.00×10^0	420	442	438	457	439	402	274
3.00×10^0	412	431	429	449	440	412	306
4.00×10^0	408	422	421	440	435	409	320
5.00×10^0	405	420	418	437	435	409	331
6.00×10^0	400	423	422	440	439	414	345
7.00×10^0	405	432	432	449	448	425	361
8.00×10^0	409	445	445	462	460	440	379
9.00×10^0	420	461	462	478	476	458	399
1.00×10^1	440	480	481	497	493	480	421
1.20×10^1	480	517	519	536	529	523	464
1.40×10^1	520	550	552	570	561	562	503
1.50×10^1	540	564	565	584	575	579	520
1.60×10^1	555	576	577	597	588	593	535
1.80×10^1	570	595	593	617	609	615	561
2.00×10^1	600	600	595	619	615	619	570
3.00×10^1	515						
5.00×10^1	400						
7.50×10^1	330						
1.00×10^2	285						
1.25×10^2	260						
1.50×10^2	245						
1.75×10^2	250						
2.01×10^2	260						

表 V-6 电子的基准转换系数，垂直入射[V-4]

电子能量(MeV)	$H(0.07,0^\circ)$ / (nSv cm ²)	$H(3,0^\circ)$ / (nSv cm ²)	$H(10,0^\circ)$ / (nSv cm ²)
0.07	0.221		
0.08	1.056		
0.09	1.527		
0.10	1.661		
0.1125	1.627		
0.125	1.513		
0.15	1.229		
0.20	0.834		
0.30	0.542		
0.40	0.455		
0.50	0.403		
0.60	0.366		
0.70	0.344	0.000	
0.80	0.329	0.045	
1.00	0.312	0.301	
1.25	0.296	0.486	
1.50	0.287	0.524	
1.75	0.282	0.512	0.000
2.00	0.279	0.481	0.005
2.50	0.278	0.417	0.156
3.00	0.276	0.373	0.336
3.50	0.274	0.351	0.421
4.00	0.272	0.334	0.447
5.00	0.271	0.317	0.430
6.00	0.271	0.309	0.389
7.00	0.271	0.306	0.360
8.00	0.271	0.305	0.341
10.00	0.275	0.303	0.330

表 V-7 空气比释动能 K_a (光子) 到周围剂量当量 $H^*(10)$ 和定向剂量当量 $H'(0.07, 0^\circ)$ 的转换系数[V-4]

光子能量 (MeV)	$H^*(10)/K_a$ (Sv/Gy) ^a	$H'(0.07,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)
0.01	0.008	0.95
0.015	0.26	0.99
0.020	0.61	1.05
0.030	1.10	1.22
0.040	1.47	1.41
0.050	1.67	1.53
0.060	1.74	1.59
0.080	1.72	1.61
0.100	1.65	1.55
0.150	1.49	1.42
0.200	1.40	1.34
0.300	1.31	1.31
0.400	1.26	1.26
0.500	1.23	1.23
0.600	1.21	1.21
0.800	1.19	1.19
1	1.17	1.17
1.5	1.15	1.15
2	1.14	1.14
3	1.13	1.13
4	1.12	1.12
5	1.11	1.11
6	1.11	1.11
8	1.11	1.11
10	1.10	1.10

表 V-8 从空气比释动能到 $H'(0.07, 0^\circ)$ 的转换系数和
高达 180° 的角依赖因数 (光子) [V-4]

光子能量 (MeV)	$H(0.07, 0^\circ)/K$ (Sv/Gy)	与 α 角相应的比率 $H'(0.07, \alpha) / H'(0.07, 0^\circ)$							
		0°	15°	30°	45°	60°	75°	90°	180°
0.005	0.76	1.00	0.96	0.87	0.79	0.41	0.00	0.00	0.00
0.010	0.95	1.00	0.99	0.98	0.98	0.96	0.89	0.19	0.00
0.020	1.05	1.00	1.00	0.99	1.00	1.00	0.98	0.54	0.00
0.030	1.22	1.00	0.99	0.99	0.99	0.98	0.94	0.62	0.00
0.050	1.53	1.00	0.99	0.98	0.98	0.97	0.92	0.69	0.02
0.100	1.55	1.00	0.99	0.99	0.99	0.98	0.94	0.77	0.05
0.150	1.42	1.00	0.99	0.99	0.99	0.99	0.97	0.87	0.07
0.300	1.31	1.00	1.00	1.00	1.00	1.02	1.00	0.89	0.10
0.662	1.20	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.98	0.89	0.18
1.25	1.16	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.98	0.90	0.30
2	1.14	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.98	0.90	0.39
3	1.13	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.98	0.90	0.46
5	1.11	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.98	0.91	0.54
10	1.10	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.98	0.94	0.63

图 V-1 ICRU 板模中 $H_p(10)$ 和 $H_p(0.07)$ 的
光子转换系数与角的关系 (参见[11])。

图 V-2 ICRU 模板中 $H_p(10)$ 的
中子转换系数与角的关系 (参见[11])。

附件 V 参考文献

- [V-1] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 1: Radiation Characteristics and Production Methods, ISO, Geneva (1996).
- [V-2] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 3: Calibration of Area and Personal Dosemeters and the Measurement of their Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO, Geneva (1998).
- [V-3] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 2: Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges 8 keV to 1.3 MeV and 4 MeV to 9 MeV, ISO, Geneva (1998).
- [V-4] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Report of the Joint Task Group, ICRP Publication No. 74, ICRU Rep. No. 57, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).

附件 VI 辐射监测设备 IEC 标准实例

出版物编号	设 备
	光子和β监测设备
1018	应急辐射防护用便携式高量程 β 和光子剂量计和剂量率计
532	用于能量在 50keV 和 7MeV 之间的 X 射线或 γ 射线辐射的固定式剂量率计、警报装置和监测仪
846	用于辐射防护的 β , X 和 γ 辐射剂量当量计和剂量当量率计
1017-1	环境监测用便携式、移动式、或固定式 X 或 γ 辐射率计——第 1 部分: 率计
1017-2	第 2 部分: 积分装置
	个人剂量测定
1066	个人和环境监测用热释光剂量测定系统
	中子监测设备
1005	辐射防护用便携式中子周围剂量当量率计
—	直读式个人剂量当量监测仪和/或中子辐射用剂量当量率监测仪

参与起草和审定的人员

Desai,U.	印度巴巴原子研究中心
Dietze,G.	德国联邦物理技术研究院
Griffith,R.V.	国际原子能机构
Heinmiller,B.	加拿大原子能有限公司
JJulius,H.W.	荷兰 TNO 放射学服务部
Kraus,W.	德国联邦辐射防护局
Lebedev,V.N.	俄罗斯联邦高能物理研究所
Loesch,R.	美国能源部
Marshall,T.O.	联合王国国家辐射防护委员会
Massera,G.	阿根廷国家核管理公司
Murakami,H.	日本原子力研究所
Portal,G.	法国原子能委员会，核防护和安全研究所
Presley,J.	加拿大原子能管理委员会
Schmidt,R.	世界卫生组织
Simister,D.	联合王国核设施检查局
Stather,J.	联合王国国家辐射防护委员会
Swinth,K.L.	美国太平洋西北实验室
Temple,C.E.	联合王国核设施检查局
Trousil,J.	捷克共和国国家个人剂量测定有限公司
Wrixon,A.D.	联合王国国家辐射防护委员会

赞同安全标准的咨询机构

辐射安全标准咨询委员会

加拿大 Measures, M. 中国 Ziqiang, P. 法国 Pieckowski, J. 加纳 Fletcher, J.J. 德国 Landfermann, H-H. 爱尔兰 Turvey, F.J. 日本 Matsumoto, Y. 俄罗斯联邦 Kutkov, V.A. 南非 Olivier, J.H.I. 西班牙 Butragueño, J.L. 瑞士 Jeschki, W. 乌克兰 Rudy, C.G. 联合王国 Creswell, L. (主席) 美利坚合众国 Cool, D.A. 欧洲委员会 Fraser, G. 国际原子能机构 Mason, C. (协调员) 国际放射防护委员会 Valentin, J. 国际劳工局 Niu, S. OECD/核能机构 Lazo, E. 泛美卫生组织 Borrás, C. 国际卫生组织 Souchkevitch, G.

安全标准咨询委员会

阿根廷 Beninson, D. 澳大利亚 Lokan, K., Burns, P 加拿大 Bishop, A. (主席), Duncan, R.M. 中国 Huang, Q., Zhao, C. 法国 Lacoste, A-C., Asty, M. 德国 Hennenhöfer, G., Wendling, R.D. 日本 Sumita, K., Sato, K. 大韩民国 Lim, Y.K. 斯洛伐克 Lipár, M., Misák, J. 西班牙 Alonso, A., Trueba, P. 瑞典 Holm, L-E. 瑞士 Prêtre, S. 联合王国 Williams, L.G., Harbison, S.A. 美利坚合众国 Travers, W.D., Callan, L.J., Taylor, J.M. 国际原子能机构 Karbassioun, A. (协调员) 国际放射防护委员会 Valentin, J. OECD/核能机构 Frescura, G.