

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

解控概念的应用

一般安全导则

第 GSG-18 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。

解控概念的应用

国际原子能机构成员国

阿富汗	冈比亚	北马其顿
阿尔巴尼亚	格鲁吉亚	挪威
阿尔及利亚	德国	阿曼
安哥拉	加纳	巴基斯坦
安提瓜和巴布达	希腊	帕劳
阿根廷	格林纳达	巴拿马
亚美尼亚	危地马拉	巴布亚新几内亚
澳大利亚	几内亚	巴拉圭
奥地利	圭亚那	秘鲁
阿塞拜疆	海地	菲律宾
巴哈马	教廷	波兰
巴林	洪都拉斯	葡萄牙
孟加拉国	匈牙利	卡塔尔
巴巴多斯	冰岛	摩尔多瓦共和国
白罗斯	印度	罗马尼亚
比利时	印度尼西亚	俄罗斯联邦
伯利兹	伊朗伊斯兰共和国	卢旺达
贝宁	伊拉克	圣基茨和尼维斯
多民族玻利维亚国	爱尔兰	圣卢西亚
波斯尼亚和黑塞哥维那	以色列	圣文森特和格林纳丁斯
博茨瓦纳	意大利	萨摩亚
巴西	牙买加	圣马力诺
文莱达鲁萨兰国	日本	沙特阿拉伯
保加利亚	约旦	塞内加尔
布基纳法索	哈萨克斯坦	塞尔维亚
布隆迪	肯尼亚	塞舌尔
佛得角	大韩民国	塞拉利昂
柬埔寨	科威特	新加坡
喀麦隆	吉尔吉斯斯坦	斯洛伐克
加拿大	老挝人民民主共和国	斯洛文尼亚
中非共和国	拉脱维亚	南非
乍得	黎巴嫩	西班牙
智利	莱索托	斯里兰卡
中国	利比里亚	苏丹
哥伦比亚	利比亚	瑞典
科摩罗	列支敦士登	瑞士
刚果	立陶宛	阿拉伯叙利亚共和国
库克群岛	卢森堡	塔吉克斯坦
哥斯达黎加	马达加斯加	泰国
科特迪瓦	马拉维	多哥
克罗地亚	马来西亚	汤加
古巴	马里	特立尼达和多巴哥
塞浦路斯	马耳他	突尼斯
捷克共和国	马绍尔群岛	土耳其
刚果民主共和国	毛里塔尼亚	土库曼斯坦
丹麦	毛里求斯	乌干达
吉布提	墨西哥	乌克兰
多米尼克	摩纳哥	阿拉伯联合酋长国
多米尼加共和国	蒙古	大不列颠及北爱尔兰联合王国
厄瓜多尔	黑山	坦桑尼亚联合共和国
埃及	摩洛哥	美利坚合众国
萨尔瓦多	莫桑比克	乌拉圭
厄立特里亚	缅甸	乌兹别克斯坦
爱沙尼亚	纳米比亚	瓦努阿图
斯威士兰	尼泊尔	委内瑞拉玻利瓦尔共和国
埃塞俄比亚	荷兰王国	越南
斐济	新西兰	也门
芬兰	尼加拉瓜	赞比亚
法国	尼日尔	津巴布韦
加蓬	尼日利亚	

国际原子能机构的《规约》于1956年10月23日经在纽约联合国总部举行的原子能机构《规约》会议核准，并于1957年7月29日生效。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-18 号

解控概念的应用

一般安全导则

国际原子能机构
2024 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（日内瓦）通过并于 1971 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。可以获得许可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内容。请见 www.iaea.org/publications/rights-and-permissions 了解详情。垂询可致函：

Publishing Section

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱： sales.publications@iaea.org

网址： <https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu>

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 12 月 · 奥地利

解控概念的应用

国际原子能机构，奥地利，2024 年 12 月
STI/PUB/2058
ISBN 978-92-0-513724-7（简装书：碱性纸）
978-92-0-513924-1（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-513824-4
ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马里亚诺·格罗西总干事

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定……旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危險的安全标准”。这些是原子能机构必须适用于其自身业务而且各国可以通过其国家法规来适用的标准。

原子能机构于1958年开始实施其安全标准计划，此后有了许多发展。作为总干事，我致力于确保原子能机构维护和改进这套具有综合性、全面性和一致性的、与时俱进的、用户友好的和适合目的的高质量安全标准。在利用核科学和技术的过程中正确地适用这些标准将为全世界的人和环境提供高水平的保护，并为持续利用核技术造福于所有人提供必要的信心。

安全是得到许多国际公约支持的一项国家责任。原子能机构的安全标准奠定了这些法律文书的基础，而且是有助于各方履行各自义务的全球基准。虽然安全标准对成员国没有法律约束力，但它们被广泛适用。对已在国家法规中采用这些标准以加强核能发电、研究堆和燃料循环设施中以及医学、工业、农业和研究领域核应用中的安全的绝大多数成员国而言，它们已成为不可或缺的基准点和共同标准。

原子能机构的安全标准以原子能机构成员国的实际经验为基础，并通过国际协商一致产生。各安全标准分委员会、核安保导则委员会和安全标准委员会成员的参与尤其重要，我向所有为这项工作贡献自己的知识和专长的人表示感谢。

原子能机构在通过评审工作组访问和咨询服务向成员国提供援助时，也使用这些安全标准。这有助于成员国适用这些标准，并使得能够共享宝贵经验和真知灼见。在安全标准的定期修订过程中，会考虑到这些工作组访问和服务的反馈，以及从使用和适用安全标准的事件和经历中汲取的教训。

我相信，原子能机构安全标准及其适用将为确保在使用核技术时实现高水平安全作出宝贵的贡献。我鼓励所有成员国宣传和适用这些安全标准，并与原子能机构合作，在现在和将来维护其质量。

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定，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。

各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和国际承诺与义务。

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共同目的。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定的特殊安全问题。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）、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。

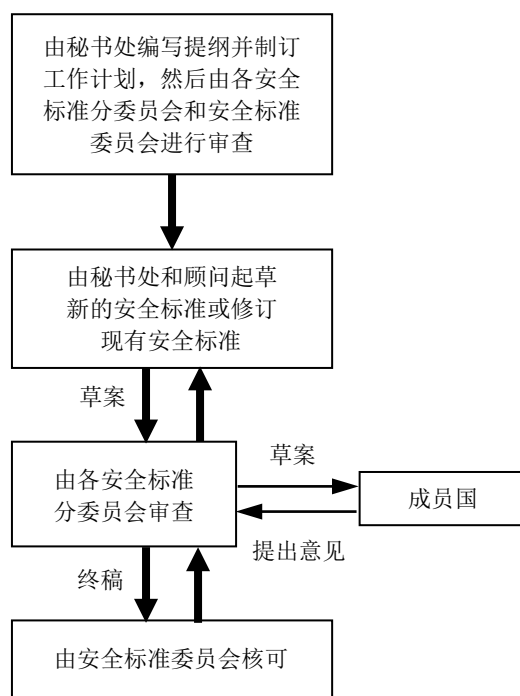


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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

安全和核安保相关术语应理解为《国际原子能机构核安全和核安保术语》（见 <https://www.iaea.org/resources/publications/iaea-nuclear-safety-and-security-glossary>）中的术语。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章“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 (1.1-1.5).....	1
目标 (1.6-1.8).....	2
范围 (1.9-1.16).....	3
结构 (1.17-1.19).....	4
2. 解控监管框架 (2.1-2.12)	5
排除的概念 (2.13).....	8
监管机构在解控方面的责任 (2.14-2.28).....	9
营运组织的解控责任 (2.29-2.36).....	11
解控流程的组织和实施 (2.37-2.39).....	12
分级方法在解控中的应用 (2.40-2.44).....	13
3. 解控的一般方面 (3.1, 3.2)	14
含有一种以上放射性核素材料解控的考虑 (3.3-3.8).....	14
为解控目的材料的表征 (3.9-3.24).....	16
解控流程的管理 (3.25-3.35).....	20
4. 固态材料的解控 (4.1, 4.2)	23
一般解控活度浓度标准 (4.3-4.11).....	24
一般活度浓度解控水平的推导中保守性 (4.12-4.16).....	26
表面污染解控水平 (4.17-4.22).....	27
为解控目的平均质量和面积 (4.23-4.37).....	29
解控测量的实施 (4.38-4.56).....	32
解控测量中不确定性的考虑 (4.57, 4.58).....	35
考虑解控材料的混合和稀释 (4.59-4.63).....	36
5. 液体的解控	37
液体排放与解控之间的差别 (5.1-5.3).....	37
与液体解控相关的方面 (5.4-5.7).....	38
液体解控的性质和范围 (5.8-5.10).....	38
液体解控概念的实际应用 (5.11-5.15).....	39
正在考虑解控液体的稀释 (5.16, 5.17).....	40
液体的解控过程中本底辐射 (5.18).....	41
6. 气体的解控	41
气体的排放与解控之间差别 (6.1, 6.2).....	41

气体解控概念的实际应用 (6.3-6.5)	42
7. 特定解控的应用 (7.1-7.7)	42
特定解控作为材料管理的额外选择 (7.8, 7.9)	44
特定解控水平的推导和使用 (7.10-7.14)	44
特定解控表面污染解控水平 (7.15-7.22)	45
满足特定许可的附加条件 (7.23-7.29)	47
8. 吸引相关各方参与及增进公众了解解控 (8.1-8.7)	48
附录 紧急情况时在填埋场回收或处置的材料和废物筛选水平	51
参考文献	53
附件 I 基于表面污染测量放射性核素解控比值推导的剂量学建模	59
附件 II 一般解控表面污染值的示例	69
附件 III 特定解控活度浓度值的示例	73
附件 IV 解控概念在小型核医疗设施中的应用的示例	83
附件 V 废金属解控的国家方法的示例	90
附件 VI 用于解控目的显著放射性核素的选择示例方法	93
附件 VII 解控测量中不确定性处理	97
附件 VIII 福岛第一核电站事故后用于材料回收和废物填埋处理的 筛选方法	102
附件 IX 解控过程中保守性的指示	107
参与起草和审订的人员	111

1. 引言

背景

1.1. 如原子能机构《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》[1]和参考文献[2、3]定义和解释的，排除、豁免和解控的概念用于确定计划照射情况下的监管控制程度。排除和豁免被用作确定监管控制系统适用范围程序的一部分，而解控则旨在确定哪些受监管控制的材料可以从这种控制中移除。

1.2. 图 1 说明了计划照射情况下排除、豁免和解控的概念，以及筛选值在现存照射情况下决策中的应用。

1.3. 本“安全导则”是支持 GSR Part 3[1]要求 8 应用的出版物之一，阐述了解控的概念。豁免和排除的概念在原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-17 号《豁免概念的应用》[4]有所阐述。这两份安全导则共同替代 2004 年¹发布的原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.7 号《排除、豁免和解控概念的应用》。

1.4. GSR Part 3[1]提供了可用于解控批量固态材料的活度浓度（贝可/克）值。提供了天然来源放射性核素和人工来源放射性核素的值。用于计算人工放射性核素个人剂量的模式见参考文献[5]，这些模式仍然有效，因此在本“安全导则”不再重复。

1.5. 为人工放射性核素提供的数值是使用一系列限值（边界）照射假想方案推导出的。这些假想方案是保守的，因此，本“安全导则”的建议旨在确保安全和健稳的程序符合解控水平，以保持对已解控材料的接收者和使用者的高水平信心，并将任何辐射剂量保持在微不足道的水平。这些建议还反映了分级方法的使用。

¹ 国际原子能机构《排除、豁免和解控概念的适用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.7 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。

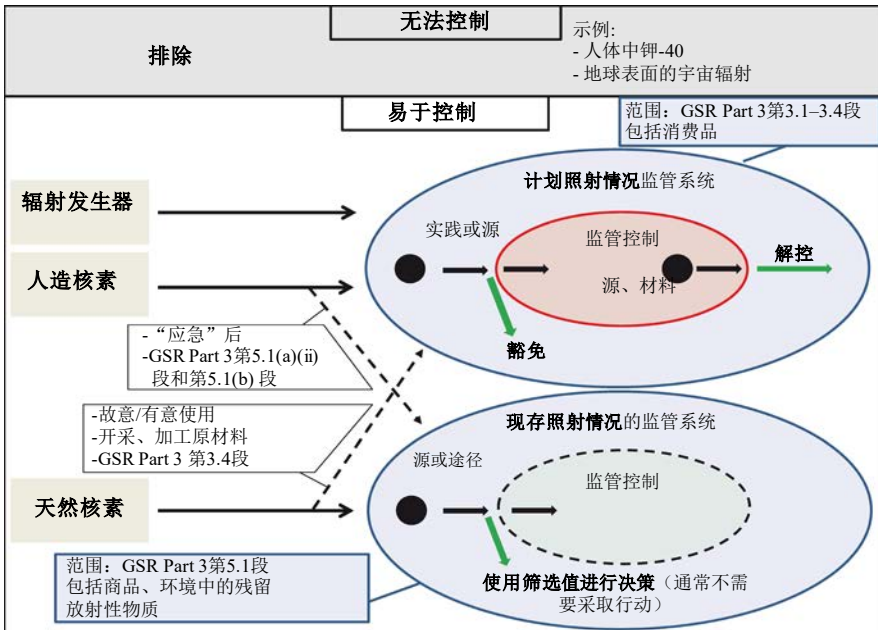


图 1. 排除、豁免和解控的概念。对于可以控制的源或实践，应事先进行说明。

目标

1.6. 本“安全导则”的目的是根据 GSR Part 3[1]要求 8，就在计划照射情况框架内从监管控制中解控的材料（包括与计划活动相关的放射性废物）、物项和厂房的解控概念的应用提供建议。本“安全导则”涵盖了解控的监管框架，解控流程，解控水平的推导，解控固态材料、液体和气体的应用，以及使用活度浓度和表面污染解控水平的一般解控和特定解控。本“安全导则”还提供了相关各方参与的建议。

1.7. 还考虑了在核或辐射紧急情况治理行动期间产生的材料和废物的回收或处置中筛选值的应用。

1.8. 本“安全导则”主要面向政府、监管机构和营运组织，以帮助他们应用 GSR Part 3[1]与材料和物体从监管控制中解控相关的要求 8。辐射防护方面的技术服务提供商也会对此感兴趣。

范围

1.9. 本“安全导则”提供的建议适用于使用、制造、加工或存储放射性物质的设施。所考虑的设施类型包括核电厂、研究堆、其他核燃料循环设施、放射性废物管理设施、工厂、医疗设施、研究设施、教育设施和加速器。本“安全导则”的建议也适用于加工含有天然放射性核素材料的行业以及来自此类行业的产品（如含有铀和/或钍的产品）。使用或产生天然放射性物质的工业过程示例有石油和天然气的生产、二氧化钛颜料的制造、稀土元素和合金的提取、金属（如铝、铁、钢）的生产以及在气罩中使用钍。这些建议也适用于治理活动或紧急情况产生材料的管理。

1.10. 本“安全导则”涵盖以下内容：

- (a) 营运组织（即注册人或许可证持有人）和监管机构的责任；
- (b) 解控流程的所有相关步骤，包括表征、确定含有一种以上放射性核素的放射性核素成分、取样和测量技术以及解控流程的监控和管理；
- (c) 活度浓度（贝可/克）和表面污染（贝可/平方厘米）解控水平；
- (d) 特定解控概念的应用；
- (e) 根据活度、浓度和表面污染确定特定解控水平²；
- (f) 特定解控的个案方法，可用于一般解控水平不适用的情况；
- (g) 平均质量和面积；
- (h) 液体解控；
- (i) 气体解控；
- (j) 计算解控水平所依据的假想方案及其应用的影响；
- (k) 相关各方的参与；
- (l) 在受核或辐射紧急情况影响的地区解控与计划活动相关的材料和废物。

1.11. 本“安全导则”提供的建议适用于设施运行阶段和设施退役期间。它们支持放射性废物的最小化，并通过最大限度地再使用和回收来促进废

²所使用的实际值将取决于所应用的特定条件。因此，本“安全导则”没有提出特定的值。

物层级³的应用。如果一个国家允许，这些建议也适用于密封放射源的解控。

1.12. 豁免概念的应用超出了本“安全导则”的范围。GSG-17[4]提供了关于豁免的建议。

1.13. 受污染食品和商品的贸易不在本“安全导则”的范围内。

1.14. 不同的概念和标准适用于厂房的解控和场址解除监管控制。本“安全导则”提供的导则适用于厂房的解控，例如位于核场址的厂房。将场址从监管控制中解除不在本“安全导则”范围内。这在原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-5.1 号《解除终止后场址监管控制》[6]有所阐述。

1.15. 核或辐射紧急情况下放射性废物的管理不在本“安全导则”的范围内，在原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[7]和第 GSG-11 号《终止核或辐射紧急的安排》[8]有所涉及。

1.16. 本“安全导则”使用的术语应当理解为 GSR Part 3[1]和原子能机构《核安全和安保术语》[9]的定义和解释。

结构

1.17. 第 2 部分概述了解控的监管框架，包括排除和解控的概念、一般解控标准以及各方的责任；第 3 部分就解控的一般方面提出建议，如整个过程及其管理；第 4 部分提供了关于固态物质解控的建议，包括活度浓度和表面污染解控水平、平均质量和面积、解控测量的实施、不确定性的考虑、混合和稀释，以及在解控水平推导中应用的保守性的考虑；第 5 部分和第 6 部分分别提供了关于液体和气体解控的建议；第 7 部分提供了关于特定解控的建议；第 8 部分就相关各方的参与和加强公众对解控的理解提出了建议。

³ “废物层级”的概念被广泛认为是对包括放射性废物在内的所有类型废物进行可持续管理的基础。废物层级的概念已在国家政策中广泛采用，并在国际上得到采纳（如欧盟、联合国环境规划署和经济合作与发展组织）。

1.18. 附录提供了一个应用筛选水平对紧急情况产生的材料和废物进行回收或常规填埋处置的示例。

1.19. 附件 I 提供了关于根据表面污染测量推导出放射性核素特定解控值剂量学模式的信息；附件 II 提供了用于一般解控表面污染值的示例；附件 III 提供了特定解控量的活度浓度值示例；附件 IV 和附件 V 分别举例说明了在小型医疗设施中实施解控的情况和在国家一级解控废金属的实践；附件 VI 和附件 VII 分别提供了关于选择显著放射性核素进行解控测量和处理与解控测量相关的不确定性信息；附件 VIII 提供了福岛第一核电站事故后为回收材料和处置填埋；附件 IX 考虑了在确定解控水平和执行整个解控流程中所采用的保守性。

2. 解控监管框架

2.1. 解控被定义为监管机构取消对通知或授权的设施和活动中的放射性物质或放射性物项的监管控制[9]。在这种情况下，取消监管控制是指为辐射防护目的而实施的监管控制。本“安全导则”考虑的两个主要解控选项如下：

- (a) 一般解控：基于 GSR Part 3[1]附表 I 规定的解控水平或成员国国家法规中定义的任何一组值的解控，这些解控对材料的类型、数量、进一步管理、再使用、回收或最终目的地没有任何限制；
- (b) 特定解控：根据针对特定情况、材料和解控材料目的地推导出的任何其他解控水平进行的解控。

2.2. GSR Part 3[1]要求 8 规定：“监管机构必须批准通知实践或授权实践中的哪些源，包括材料和物体可以从监管控制中解控。”

2.3. 在 GSR Part 3[1]，术语“解控”用于涉及源，包括材料和物体。该术语也用于废物[10]，在退役的情况下，也用于厂房或厂房的一部分（例如厂房内的房间或实验室）[11]。该术语通常不用于场址从监管控制中排放的上下文[6]，在这种情况下通常应用不同的标准。

2.4. GSR Part 3[1]附表 I 第 I.10 段指出：

“解控的一般标准是：

- (a) 经解控材料所产生的辐射风险足够低，不需要监管控制，而且没有明显的可能导致不符合一般解控标准的假想方案发生的可能性；或
- (b) 继续对该材料进行监管不会产生任何净效益，因为任何合理的监管措施都不会在减少个人剂量或减少健康风险方面实现有价值的回报。”

2.5. 根据 GSR Part 3[1]第 I.11 段，如果在合理可预见的情况下，任何个人预期产生的有效剂量在约为每年 10 微希沃特，则可无需进一步考虑即可批准材料（即一般批准）。每年 10 微希沃特的值考虑了暴露于多个已解控物项的可能性[5]。

2.6. 除了每年 10 微希沃特或更少的剂量标准之外，GSR Part 3[1]第 I.11 段指出：如果任何个人在低概率假想方案下产生的预期有效剂量在不超过每年 1 毫希沃特，放射性物质可以在没有进一步考虑的情况下被解控（即一般解控）。使用两组假想方案（即“现实”和“低概率”）的概念将在第 4 部分中进一步讨论。

2.7. GSR Part 3[1]表 I.2 列出了含有人工来源放射性核素的固态材料的活度浓度方面的一般解控水平。它们基于 GSR Part 3[1]第 I.11 段提供的剂量标准，并使用一般模式[5]推导。含有天然来源放射性核素材料的解控水平列于 GSR Part 3[1]表 I.3。它们是根据这种放射性核素的活度浓度在世界范围内的分布确定的。

2.8. GSR Part 3[1]第 I.12 段指出（脚注略）：

“经通知的实践或经批准的实践内的放射性物质可不经进一步考虑予以解控，但须：

.....

- (c) 对于残留物中天然来源放射性核素，这些残留物可能被回收用于建筑材料，或其处置可能造成饮用水供应的污染，残留物中的活度浓度不超过为达到每年 1 毫希沃特数量级的剂量标准而

推导出的特定值，该剂量标准与天然本底放射性水平的典型剂量相当。”

因此，GSR Part 3[1]表 I.3 的天然来源放射性核素值不适用，监管机构需要为建筑材料规定适当的解控值。参考文献[12、13]考虑了建筑材料中天然放射性的方法，参考文献[12、13]讨论了饮用水和农业饮用水照射途径的建模[14]。

2.9. 如果符合一般解控水平是不正当的，不同的解控水平仍然符合 GSR Part 3[1]第 I.11 段的剂量标准，以及 GSR Part 3[1]第 I.10(a)和(b)段规定的解控定性标准。可以使用更特定的模式（即不太保守的模式）推导出，或者可以根据特定情况解控特定材料。GSR Part 3[1]第 I.13 段指出（脚注略）：

“监管机构可在考虑到放射性物质的物理或化学形状及其用途或处置方式的情况下，对特定情况准予放行。这种解控水平可以用每单位质量的活度浓度或每单位表面积的活度浓度来规定。”

这种特定解控的值可以由营运组织推导出，并提交给监管机构。在这种情况下，特定解控值可以包括在监管机构发放的授权中。更常见的是，监管机构可能会针对特定情况提出特定解控水平。在任何一种情况下，监管机构都可以对已解控材料或物体及其进一步管理附加某些条件。本“安全导则”第 7 部分提供了关于特定解控的进一步建议。

2.10. GSR Part 3[1]第 3.12 段指出：

“监管机构必须批准哪些源，包括通知或授权实践中的材料和物体，可从监管控制中解控，并使用附表 I 规定的解控标准或监管机构根据这些标准规定的任何解控水平作为批准的依据。通过这一批准，监管机构必须确保已经脱离监管控制的源不再受通知、注册或解控要求的约束，除非其另有规定。”

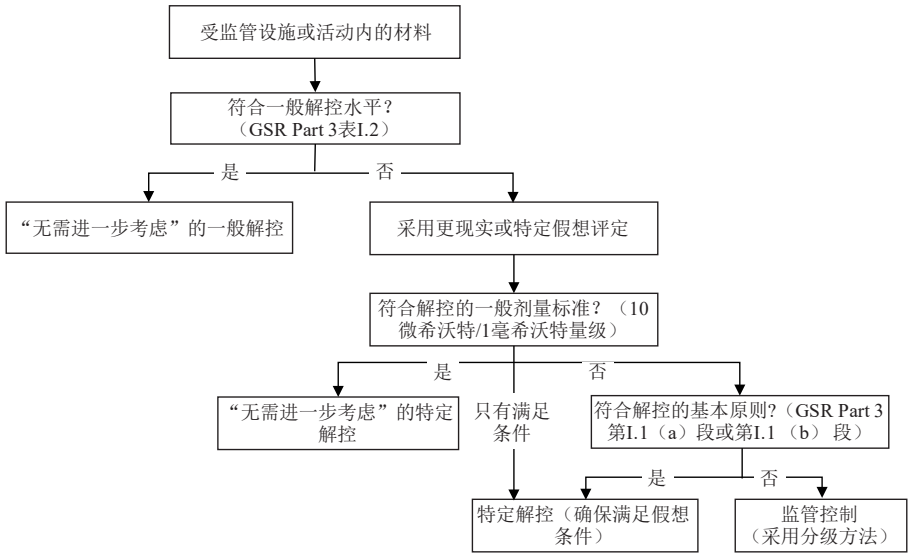


图 2. 给予一般豁免和特定豁免的流程图
(不包含有天然来源放射性核素的批量材料)。

因此，关于解控的规定应当纳入监管框架，其中应当明确规定解控材料应当不再受监管，除非另有规定。这适用于根据一般解控或特定解控发布的材料。

2.11. 图 2 说明了解控含有人工来源放射性核素材料的不同选项，如 GSR Part 3[1]所述。

2.12. 根据 GSR Part 3[1]第 5 部分，来自治理活动或紧急情况后的材料需要使用基于现存照射情况参考水平的防护策略进行管理（另见原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-15 号《受过去活动或事件影响区域的治理策略和过程》[15]）。解控的概念也可适用于治理活动或紧急情况后产生材料的管理。可以使用与解控计划照射情况下材料相同的定性和定量标准（见 GSR Part 3[1]第 I.10—I.12 段）。附录中给出了处理这些材料方法的示例。

排除的概念

2.13. 根据 GSR Part 3[1]第 1.42 段，GSR Part 3[1]要求适用于涉及受监管的辐射照射的所有情况。被视为不受控制的风险不包括在范围，从而从监

管控制，无论其大小。例如，控制人体内钾-40 或地球表面宇宙辐射的照射是不可行的（见 GSR Part 3[1]脚注 8）。排除照射的其他示例包括正常土壤材料中天然来源的未改变浓度的放射性核素的照射，包括在高天然本底辐射区的照射。还不包括未改变浓度的其他原始放射性核素（如铷-87、镭-138、钷-147、镭-176）的照射和过去大气层核武器试验产生的沉积物。排除的概念在 GSG-17[4]有更详细的阐述。

监管机构在解控方面的责任

2.14. 为了满足 GSR Part 3[1]要求 8，监管机构应当建立一个材料解控框架，包括要使用的解控水平（应当与 GSR Part 3[1]附表 I 定义的解控标准一致）。作为这一框架的一部分，监管机构应当制定材料和物体放射性表征的要求，并应当评审和验证营运组织实施表征计划的结果（见第 3.9—3.24 段）。

2.15. 对于固态材料的一般解控，监管机构应当参考 GSR Part 3[1]表 I.2 和表 I.3 分别列出的人工来源放射性核素和天然来源放射性核素的推导解控水平。这些数值适用于适量的材料（即最多一吨）以及批量材料的解控[5]。

2.16. 对于表面污染物体的解控，监管机构应当允许使用表面污染解控水平，该水平使用与活度浓度解控水平相同的标准推导出。第 4.17—4.22 段和第 7.15—7.22 段提供了进一步的建议。

2.17. 在确定解控水平时，监管机构应当考虑可能适用的其他监管要求，如与非辐射相关危害（如化学毒性）相关的要求，并应当尽可能协调这些要求。

2.18. 如果允许营运组织根据 GSR Part 3[1]解控标准，针对特定情况（即特定解控，见第 7 部分）推导出自己的解控水平，监管机构应当要求营运组织证明这些水平将提供同等的防护和安全水平。在这种情况下，监管机构和营运组织应当向相关各方解释推导出的解控水平的含义（见第 8 部分）。如果对要解控材料的类型和数量或材料的目的地规定了条件，则也应当解释这些条件。

2.19. 除了根据活度浓度或表面污染确定或批准解控水平外，监管机构还应当特定规定要监控解控材料的平均质量、体积或面积。在批准营运组织

提出的特定解控水平时，监管机构应当特定规定其他相关参数，如与材料特征或几何构型相关的参数。监管机构还应当规定额外的监控标准，以确定活度的不均匀分布，以及如何为解控目的解释结果。第 4.23—4.37 段提供了进一步的建议。

2.20. 监管机构应当规定：在将材料从监管控制中释放出来之前，故意稀释和/或与非放射性物质混合以满足解控水平通常是不可接受的实践。但是，在某些特殊情况下，此类行动可能会获得监管机构的解控。第 4.59—4.63 段提供了进一步的建议。

2.21. GSR Part 3[1]第 3.37 段指出：

“监管机构必须制定要求，进行监控和测量，以核实是否符合防护和安全要求。监管机构必须负责评审和批准注册人和许可证持有人的监控和测量计划。”

监管机构应当有能力和资源评审和视察营运组织实施的解控安排，包括进行独立核实措施的能力。

2.22. 监管机构应当评审营运组织为核实是否符合解控水平而进行的任何监控的适当性。根据这一监控的结果，营运组织应当决定材料是否符合解控水平。如果国家框架涉及监管机构对特定材料是否属于适合批准，批准应当基于这些监控结果和监管机构自己的核实计划。如果这涉及营运组织使用基于统计的方法（即在样品测量的基础上做出决定，其中测量结果在统计分析的基础上进行评价），则应当充分记录该方法，确定样品的数量和位置以及要满足的统计参数，并应当在实施前获得监管机构的批准。

2.23. 营运组织为解控目的实施的质量管理系统应当满足监管机构制定的要求。

2.24. 对于特定解控，监管机构应当建立一种机制，以核实是否遵守任何附加条件，如材料或物体的目的地及其进一步加工或再使用（例如，金属将只进入回收设施，并将被熔化，而不是直接再使用）。此外，监管机构应当澄清解控流程的责任以及不符合的后果。

2.25. GSR Part 3[1]第 2.35 段指出：“监管机构必须规定建立、维护和检索与设施和活动相关的充分记录。”对于材料的解控，监管机构应当定义证

明符合监管要求所需的关键记录和文件的内容。此外，监管机构应当界定此类记录和文件在材料解控后需要保存的时间期限（即取决于材料的历史、性质和特征）。

2.26. 已经解控材料或物体仍可能出于与非辐射相关的目的受到监管控制（见第 2.17 段）。因此，监管机构应当与其他相关监管机构协调其活动，以促进解控后材料的管理。就跨境转移而言，这种协调应当涉及相关国家的监管机构。

2.27. 监管机构应当制定与负责解控的人员的教育和培训相关的要求，包括监管机构的合格专家、辐射防护官员、工作人员和职员。

2.28. 监管机构应当在制定解控监管框架时咨询相关各方，特别是为了增进公众理解（见第 8 部分）。

营运组织的解控责任

2.29. GSR Part 3 第 3.38 段指出：

“注册人、许可证持有人和雇主必须确保：

- (a) 必要时对参数进行监控和测量，以核实是否符合 GSR Part 3[1]要求；
- (b) 提供适当的设备并执行核实程序；
- (c) 按照可追溯国家或国际标准的参照标准，定期对设备进行适当维护、试验和校准；
- (d) 按照监管机构的要求，保存符合性监控和核实结果的记录，包括根据 GSR Part 3[1]进行的试验和校准的记录；
- (e) 监控和核实符合情况的结果按要求与监管机构分享。”

2.30. 营运组织应当按照国家解控框架，执行解控流程的所有必要步骤，如放射性表征、材料或物体的任何必要处理（如去污）、证明符合解控标准的测量（包括选择用于测量的设施和设备以及校准设备）、建立责任明确的组织结构、雇用有能力的人员、培训工作人员、制定程序和文件，以及与监管机构和相关各方联络。

2.31. 从监管控制中解控材料的过程应当是要求营运组织建立和维护的管理系统的一个组成部分（见 GSR Part 3[1]要求 5）。营运组织应当制定并实施质量管理计划监控解控水平的符合情况，这应当涉及制定和使用受控程序和工作说明。

2.32. 作为解控流程的一部分，营运组织应当对待解控材料或物体进行放射性表征，包括确定放射性核素成分（即存在的放射性核素、其活度浓度或表面污染水平以及活度的空间分布），并应当确定相关的解控选项和适用的解控水平（即一般的、特定的或根据特定情况推导出的）。如果国家解控框架要求，结果应当提交给监管机构。

2.33. 营运组织应当对其自身的解控监控计划结果的可靠性负责。监管机构执行的任何核实计划都应当不被视为替代营运组织建立的管理系统。

2.34. 营运组织应当向监管机构通报其解控监控计划的结果，以便在国家解控框架要求的情况下，获得监管机构对材料解控的批准。

2.35. 营运组织应当保留解控监控的关键记录，以证明监控工作已得到充分执行。这些记录应当按照监管机构规定的适当格式制作和保存。此类记录应当按照监管机构的规定保存一段时间。

2.36. 营运组织应当与废物和材料的接收方联络，以确保他们了解解控流程。其他相关各方可能包括专业协会（如全国金属回收协会）和非政府组织。第 8 部分提供了进一步的建议。

解控流程的组织和实施

2.37. 解控流程应当包括以下内容：

- (a) 界定营运组织和监管机构（以及在适当情况下，技术支持组织和承包商）的作用和责任，并在数量和能力方面建立足够的人力资源；
- (b) 建立适当的程序，核实是否符合解控标准；
- (c) 制定适当的质量管理计划（见第 2.31 段）；
- (d) 在实施程序之前，安排相关各方的参与，包括已解控材料和物体的接收方（见第 8 部分）。

2.38. 解控水平可以由监管机构定义（针对一般解控和特定解控），也可以由营运组织提议（针对材料或物体的特定解控）。在这两种情况下，解控水平都需要得到监管机构的批准（见 GSR Part 3[1]要求 8）。在某些情况下，将某些放射性核素的一般解控水平（由监管机构提供）与营运组织提议的一般解控水平之外的放射性核素的解控水平结合起来可能是合适的。营运组织应当提供使用监管机构规定的一般解控水平以外的解控水平的正当性。

2.39. 审批过程应当涉及监管机构和营运组织的结构化方法。监管机构应当明确定义流程中的不同步骤，并在适用的情况下指定待检点。应当为监管机构和营运组织之间的及时讨论做出安排，作为解控流程的一个重要部分。

分级方法在解控中的应用

2.40. GSR Part 3[1]第 2.31 段指出：

“监管机构必须采取分级方法实施防护和安全系统，以使监管的应用要求与照射情况相关的辐射风险相称。”

2.41. GSR Part 3[1]要求 6 规定：

“GSR Part 3[1]要求在计划照射情况下的应用必须与实践或实践中源的特征相称，并与照射的可能性和程度相称。”

2.42. 解控是对材料和物体管理采用分级方法的一种重要手段，通过采用与放射性风险水平相称的监管控制水平来实现。在解控流程中采用分级方法时，应当考虑到设施的规模和复杂性（例如核电厂与小型研究实验室、退役与运行活动）、待解控材料的数量或物体的数量、对运行历史的了解程度、国家监管框架以及社会和经济因素。

2.43. 对要解控材料和物体的监控应当是相称的，并足以证明符合监管机构的要求。如果材料或物体的来源和历史是众所周知的，并且放射性水平（由于活化和/或污染）可以可靠地预测，则不太复杂的监控计划（例如，就样品数量和测量值或分析类型而言）可能是合适的。在某些情况下，说明材料未被活化或污染可能就足够了，然而，可能仍然需要进行有限的测

量来确认这一点。申报材料或物体无放射性的过程应当记录在案，如果国家解控框架要求，应当经监管机构批准。

2.44. 致力于质量管理、文件和记录保存的努力程度应当与监控计划的范围和复杂性相称。

3. 解控的一般方面

3.1. 解控流程导致决定是否取消对材料或物体的监管控制。存储可用于利用放射性衰变，以达到解控水平（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号《放射性废物的处置前管理》[10]第 4.19 段，以及本“安全导则”附件 IV 提供的示例）。

3.2. 解控流程应当考虑原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6（Rev.1）号《放射性物质安全运输条例》（2019 年版）[16]要求。SSR-6（Rev.1）[16]表 2 规定了豁免材料的活度浓度限值，该限值高于 GSR Part 3[1]表 I.2 和表 I.3 规定的一般解控水平。因此，根据这些一般活度浓度解控水平解控的任何材料都将豁免于 SSR-6（Rev.1）[16]要求。

含有一种以上放射性核素材料解控的考虑

3.3. 作为解控流程的一部分，应当通过表征流程确定材料的放射性核素成分。结果应当是一份存在的放射性核素及其对总活度、浓度或表面污染水平贡献的清单。还应当查明导致废物中存在放射性核素的不同过程（如核裂变、粒子活化、污染）。

3.4. 含有一种以上人工来源放射性核素材料的处理方法在 GSR Part 3[1]第 I.14 段描述。其中规定（公式数字省略）：

“对于含有一种以上人工来源放射性核素的放射性物质的解控，根据 [GRR Part 3]表 I.2 所列水平……解控的条件是，单一放射性核素的活度浓度之和小于混合物的推导解控水平（ X_m ），确定如下：

$$X_m = \frac{1}{\sum_{i=1}^n \frac{f(i)}{X(i)}}$$

式中

$f(i)$ 是混合物中放射性核素 i 活度浓度的分数；

$X(i)$ 是 GSR Part 3[1]表 I.2 给出的放射性核素 i 的适用水平；

n 是放射性核素的数量。”

3.5. 作为根据 GSR Part 3[1]第 I.4 段公式的替代。可以使用以下公式（加权求和规则）：

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{EL_i} \leq 1 \quad (1)$$

式中

C_i 是材料中第 i 个放射性核素的活度浓度（贝可/克）或表面污染水平（贝可/平方厘米）；

EL_i ，相当于[GSR Part 3]第 I.4 段的 $X(i)$ ，是其在材料（贝可/克）或物体（贝可/平方厘米）相应的推导解控水平；

和 n 是存在的放射性核素的数量。

3.6. GSR Part 3[1]表 I.2 列出的人工来源放射性核素的解控水平考虑了相关子代放射性核素的剂量贡献，因此，只需考虑父代放射性核素的解控水平（见 GSR Part 3[1]表 I.2 脚注(a)）。

3.7. GSR Part 3[1]第 I.12(b)段指出，含有天然来源放射性核素材料可以解控，前提是活度浓度不超过 GSR Part 3[1]表 I.3 给出的解控水平。这些解控水平适用于铀-238 和钍-232 衰变链中的每一个放射性核素，而不管衰变链是否处于长期平衡状态。因此，研究放射性核素混合物的方法在 GSR Part 3[1]第 I.14 段不适用于解控含有天然来源放射性核素材料。相反，每种天然来源放射性核素的活度浓度应当与 GSR Part 3[1]表 I.3 的解控水平进行比较，如果每种浓度都小于或等于解控水平，则该材料可以解控。例如，

对于含有来自铀-238 衰变链的放射性核素材料，1 贝可/克的解控水平将适用于存在的每种放射性核素。当长期平衡受到严重干扰（例如，由于热过程）或只有部分衰变链存在时，使用 GSR Part 3[1]表 I.3 给出的解控水平可能过于严格。在这种情况下，监管机构或营运组织可能会推导出更合适的值（即特定解控）。

3.8. 对于含有天然来源放射性核素和人工来源放射性核素混合物的固态批量材料的解控，需要满足 GSR Part 3[1]第 I.12(b)段和第 I.14 段给出的条件（见 GSR Part 3[1]第 I.15 段）。因此，关于解控的决定应当包含以下步骤：

- (1) GSR Part 3[1]第 I.14 段（或本“安全导则”第 3.5 段）的求和规则适用于人工来源放射性核素（包括因其放射性、富集度或易裂变特性而被加工的任何天然来源放射性核素）；
- (2) GSR Part 3[1]表 I.3 的解控水平适用于每种天然来源放射性核素；
- (3) 如果人工来源放射性核素和天然来源放射性核素都符合解控标准，那么该材料可以被解控。如果人工来源放射性核素或天然来源放射性核素不符合解控标准，则该材料不能被解控。

为解控目的材料的表征

3.9. 对待解控材料进行放射性表征的目的是提供关于放射性核素及其数量、空间分布、实物状态和化学性质的信息。营运组织应当利用表征结果来确定要解控材料（或其一部分），并选择最佳监控计划，以证明符合解控水平。表征结果还应用于评定解控材料的各种选择，例如 (a) 使用整体监控工具和技术；(b) 解控材料的目的地；(c) 一般解控或特定解控的适用保护工作人员、公众和环境的措施；和 (d) 经济因素。根据分级方法，拟议步骤的详细程度和执行情况应当与情况的复杂性相称。

3.10. 表征涉及逻辑和系统的方法。一个全面的表征计划包括以下步骤 [17]：

- (1) 回顾历史资料，包括材料的加工知识；
- (2) 活化和衰变计算，视情况而定；

- (3) 根据适当的统计方法，并考虑到步骤(1)的信息，编写抽样和分析计划；
- (4) 测量、取样和分析的表现；
- (5) 评审和评价从监控计划获得的数据；
- (6) 计算结果与实测数据的比较。

3.11. 表征应当被视为一个迭代过程，同时考虑到放射性核素成分可能发生的变化，例如由于去污或拆除活动。

3.12. 如第 3.9 段所述，应当采用分级方法来确定为解控目的材料的表征。对于复杂的情况，表征流程可能涉及收集以下方面的信息：

- (a) 原始设施或活动的位置和类型、运行历史（包括事故和事故后补救）、设施或活动内材料的来源以及与运行相关的放射性核素（另见第 3.14—3.17 段）；
- (b) 材料的大小、类型和数量（总量和生产率）；
- (c) 材料中存在的放射性核素以及预计污染或活化水平；
- (d) 污染的性质（即固定或非固定表面污染，或整体污染）；
- (e) 污染的分布（包括识别表面或体积内的热点）；
- (f) 与材料相关的其他危害；
- (g) 解控流程的时间框架和必要的解控监控生产量。

关于表征的更多信息见参考文献[18]。

3.13. 表征流程可能会产生大量不同格式的数据（如纸质记录、图纸、光谱等数字信息、电子表格），因此营运组织应当拥有合适的记录和合适的数据库管理系统，这应当成为整体管理系统的一部分。参考文献[19、20]描述了支持退役这种系统的示例。

为解控目的材料历史信息

3.14. 在适当情况下（如分级方法的应用所示），应当收集待解控材料历史的详细信息，作为表征流程的第一步。这些信息应用于开发表征流程中的其他步骤。应当从各种来源获取信息，如历史记录、涉及材料的加工类

型的知识、在其他地方获得的经验、公共或机构记忆以及工作人员的回忆。

3.15. 历史信息可能包括以下内容：

- (a) 设施和设备的说明、设施运行期间的过程或活动以及运行期间使用的放射性物质的类型和形状；
- (b) 控制区、监督区和非指定区的位置，包括其随时间的变化，以及放射性物质是否保存在特定区域内；
- (c) 材料是否可能因中子照射或光核反应而被活化，以及可能发生活化的时间；
- (d) 材料是否因事故或泄漏而受到污染，何时可能发生；
- (e) 设施或设备是否经过翻新或改造；
- (f) 设施、设备和区域是否已去污；
- (g) 任何过去对材料的表征或监控的结果。

3.16. 对于大多数设施和活动来说，建立与待解控材料相关的历史信息可能很简单。然而，对于进行不同活动（如实验和新的化学过程）的研究设施，或者缺乏电厂历史信息且没有类似设施可作为参考的设施，情况可能会更复杂。如果没有详细的历史信息，对于治理活动或旧设施来说，通常是这种情况，应当更加重视表征计划。

3.17. 关于待解控材料历史的信息应用于确定该材料放射性核素成分的初始估计，这一初始估计应用于实施第 3.10 段所述的步骤(2)(3)和(4)。（活化和衰变计算，取样和分析计划，以及测量、取样和分析）。应当进行初始测量（如剂量率、辐射类型、表面污染），以提供额外信息，指导取样计划的编写（见第 3.18—3.20 段）。

为解控目的材料的取样

3.18. 第 3.10 段描述的步骤(5)和(6)（评审和评价监控数据，比较计算结果和测量数据）应当尽早进行，并用于向取样和分析过程提供反馈。由于这些正在进行的评定，表征计划可能会发生变化，例如，污染的范围比初始预计要大（或小），或者测量结果的趋势表明，初始取样计划不会提供解控所需的信息。如果在第 3.10 段所述的步骤(2)(3)和(4)发现了额外的放

射性核素，也可能需要评审历史信息。因此，表征流程应当被视为一个迭代过程。表征流程的重要结果之一是材料的可信放射性核素成分（或几种可能的成分）。

3.19. 两种主要类型的测量与用于解控目的固态材料的表征相关：(a) 基于 α 、 β 和/或 γ 测量的表面污染测量（固定的或可移动的）；(b) 整体活度测量，通常基于 γ 光谱法或总 γ 测量，但也可以包括 α 和 β 测量（例如在活度浓度一致的情况下）。在每种情况下，测量方法都应当考虑到几何构型、表面条件以及放射性污染物的性质、范围和分布。仅靠剂量率测量不太可能为解控表征提供有用的信息，除非剂量率和放射性核素成分之间已经建立了可靠的关系。相关原位测量技术的更多信息，请见参考文献[18、21、22]。

3.20. 作为取样和分析计划的一部分，应当从待表征的材料中提取代表性样品。取样和分析技术的应用应当确定选定地点的放射性核素及其活度。参考文献[17、18、21—23]提供了关于取样和分析技术的更多信息。

确定放射性核素组成

3.21. 用于解控材料可能含有一种以上的放射性核素，其中一些放射性核素可能难以在解控流程中进行常规测量。从历史回顾和计算中获得的信息可用于确定预期存在的放射性核素的初始估计值以及不同放射性核素之间的比率（也称为比例因子⁴）[23、24]。然后，可以使用有限数量的详细测量来确定难以测量的放射性核素与易于测量的放射性核素是否以一致的比例出现。如果是这种情况，可以根据容易测量的放射性核素的测量值，使用比例因子来估计难以测量的放射性核素的活度。一个示例是使用测量的钴-60 活度来评定和监控活化材料或与核反应堆运行相关的腐蚀产物中存在的各种难以测量的放射性核素。

3.22. 应当谨慎使用难以测量的放射性核素的比例因子，并以适当的频率进行评审。在一些设施中，一套比例因子可以适用于很大的区域，而在另一些设施中，放射性核素的组成可能因空间和时间而有很大差异，对于不

⁴ 从取样和分析数据中确定的因素或参数，用于在测量容易测量的放射性基础上计算难以测量的放射性核素的放射性。

同的材料，特别是在进行了化学处理或去污程序的地方。因此，比例因子应当基于第 3.21 段所述的信息，而不是采用已经确定的数值（即从其他解控批次或从对低放射性废物的评价中确定的数值）。如果放射性是由材料中杂质的中子活化产生的，并且这种杂质的浓度变化很大（例如钢中钴含量的变化），放射性核素的组成也会变化。

3.23. 挑选重要到足以进行解控评价的放射性核素是一个筛选过程，首先应当基于材料中放射性核素活度浓度的初始估计。如果这一初始估计存在很大的不确定性，最初可能会选择更多的放射性核素作为潜在的显著放射性核素。随后，当获得更可靠的活度浓度估计数时，例如从监控计划中获得时，这一数字可能会减少。

3.24. 所有辐射监控设备的响应取决于辐射的类型和能量以及探测器材料的几何构型。这种设备的响应应当根据材料的放射性核素成分进行计算。这涉及根据放射性核素的辐射发射、探测的容易程度和效率（特别是能否达到必要的探测限值）以及它们对适用于解控的求和规则的贡献，选择要测量的关键放射性核素。虽然最好选择那些对材料解控影响最大的放射性核素，但在许多情况下，有必要选择其他放射性核素，因为它们更容易测量。附件 VI 提供了为固态材料选择显著放射性核素的方法示例。

解控流程的管理

3.25. 第 3.26—3.35 段提供了在解控流程是一个常规流程且材料生产量很大的情况下（例如，在核电厂退役期间，可能解控数千吨材料）解控流程的管理建议。有些建议对少量解控材料仍然有效，应当按照分级方法应用。

3.26. 营运组织应当确保明确确定执行解控流程的工作人员，并具备适当的资格、经过适当培训和胜任其职责。工作人员的数量应当与要装卸的材料数量和相关监控计划的能力相称。

3.27. 可能需要更多的工作人员来记录正在解控流程中材料的信息，例如通过更新材料数据库和维护文件。可能还需要工作人员确保在解控流程的各个步骤中继续运送材料，并对已解控材料进行隔离。

3.28. 应当为解控流程分配适当和足够的设备，以执行监控计划，以及装卸材料所需的任何设备。可能需要额外的设备来确定材料的非辐射相关特征，例如自由液体和/或灰尘的存在。正在进行解控测量的区域应当在使用前进行清洁，并应当尽可能具有低辐射本底。

3.29. 解控流程的一个先决条件是材料的放射性表征（见第 3.9—3.24 段）。有时，在拆卸部件之前，不可能完全描述材料或物体的表征。在这种情况下，需要在拆除后最终确定表征，并在最终测量是否符合解控水平之前提供结果。

3.30. 表征结果应当作为确定解控流程中适当批次材料的依据。处理具有相似表征批次材料使解控流程更加有效，例如，因为监控设备的设置和操作也是相似的。

3.31. 高通量解控流程的先决条件是有一个数据库系统来存储关于材料的识别和位置以及解控测量结果的信息。这种系统应当不断更新，以反映当前的情况。

3.32. 如果明确指定了用于材料转移、缓冲存储、表面污染测量和活度浓度测量的区域，以及可以放置已解控材料直到其从设施中移除的中转区，则材料的解控流程将得到最有效的实施。

3.33. 以下描述涉及固态材料的理想化解控流程，该流程可能适用于例如大规模退役操作。在其他情况下，单一步骤可以省略或以不同的顺序执行：

- (1) 材料从其原产地（例如，设施中正在进行拆卸、分割和去污的区域）转移到缓冲存储区。被分割成碎片的材料通常装在箱子里运送；
- (2) 在缓冲存储区，根据材料的来源和特征，特别是材料来源的工厂部分、运行历史、材料的放射性特性和其他特征，将材料分批分类。进入解控流程的批次将由具有相似特征的材料组成。如果放射性和其他条件允许，应当更早地将材料分批分类（例如，在生产地或其他专用区域）。尽早对材料进行分类（例如在拆卸过程中）对于避免交叉污染和稀释（即将可解控材料与无法解控材料混合）至关重要；
- (3) 测量可接近表面的表面污染，包括在可能的情况下，在解控材料后的后续使用中可能变得可接近的内表面。应当有一个专门的区域用于此

目的。单一零件应当放在桌子或架子上，以便进入到这些表面进行污染监控；

- (4) 根据表面污染解控水平（如果与监管机构商定（见第4.17—4.22段））对表面污染测量结果进行评价，同时考虑到平均面积、放射性核素成分和加工的任何其他规范。如果符合表面污染解控水平，材料可以移动到下一站，如果没有，可能需要额外的去污，材料被送到专门的区域进行进一步处理或作为放射性废物进行管理。在某些情况下，表面污染测量的结果可能足以证明符合活度浓度解控水平（在这种情况下，可以省略步骤(5)和(6)）；
- (5) 在证明符合表面污染解控水平后（如果包括这一步骤），材料被转移到下一个缓冲存储区，等待测量以确定活度浓度；
- (6) 确定整体活度。在 γ 辐射放射性核素的百分比足够高的情况下，这一步骤可以使用基于总 γ 计数的整体监控器或基于 γ 光谱测量的滚筒式监控器。在其他情况下，通过分析样品、表面测量或其他测量方法来确定整体活度；
- (7) 根据活度浓度解控水平对这些测量结果进行评价，同时考虑到平均质量、放射性核素成分和加工的其他规范。如果符合活度浓度解控水平，则材料具有成功通过所有测量，如果没有，应当考虑替代废物管理计划；
- (8) 在材料从设施中释放之前，可能需要由监管机构或代表监管机构进行核实测量。在这种情况下，材料被带到控制区或监督区以外或边界的另一缓冲存储区，在那里进行这些核实测量。如果符合解控水平得到核实，则材料被解控。否则，材料将处于监管控制之下，并考虑其他废物管理计划；
- (9) 根据附加的任何条件（即特定解控），解控后的材料被移动到可以移交给传统废物管理公司（如废料经销商、建筑垃圾回收商）的地方；
- (10) 在继续处理下一批材料之前，检查缓冲存储区是否存在任何污染；
- (11) 一旦一批材料完成了解控流程，数据库和文件就会相应地更新和存档。

3.34. 涉及解控大量材料的退役项目的实际经验表明，下列考虑因素有利于有效实施解控流程：

- (a) 将材料放入合适的容器中，如箱子（如1立方米）或桶（如200升），而不是作为单一物项，可确保来源相似的材料放在一起，可通过箱子的标识符轻松追踪材料，并可直接在这些容器上进行批量测量；
- (b) 在解控流程的各个步骤之间提供足够大的缓冲存储区，即使在其中一个步骤期间出现延误（例如，由于监控仪器仪表暂时不可用），也能保持材料的流动；
- (c) 在各个步骤之间具有单独的缓冲存储区域可以避免步骤之间的材料意外混合或交叉污染，并防止材料在流程中遗漏某个步骤而被意外解控。缓冲存储区还有助于根据材料的来源、材料类型、放射性核素成分和其他标准对材料进行隔离；
- (d) 确保材料始终可追溯，并对每个步骤的结果保持完整的记录，可降低做出错误解控决定的可能性，并确保即使在多年后仍能评审和理解解控决定；
- (e) 在本底剂量率低的地区进行测量能够实现高质量的测量，从而使决策阈值适当低于解控水平。

3.35. 如果一个设施太小，无法为解控流程提供足够的空间，如果没有足够低的本底辐射区域，最好建造一个适当设计的单独设施，在那里可以实施解控流程。正在进行解控流程的材料中的放射性水平预计与解控水平相似（这应当通过在这一步骤之前进行充分的表征来确保）。因此，即使某些材料实际上不符合解控水平，解控材料的辐射风险也应当较低。这种独立的设施可以是简单的设计，没有大量的屏蔽或通风设施。使用单独的解控设施也有助于减少与非辐射相关的风险，因为它将与解控相关的活动与开展其他活动的设施分开。

4. 固态材料的解控

4.1. 活度浓度解控水平（贝可/克）通常用于解控整个体积中含有放射性核素的固态材料，如活化的金属成分、受污染的土壤和建筑垃圾。表面污染解控水平（贝可/平方厘米）还可以应用于其表面被污染的物项。附件 V 提供了一个国家解控废金属方法的示例。

4.2. 固态材料的解控流程的表征和管理应当遵循第 3 部分提供的建议。本部分针对固态材料提供以下方面的建议：

- (a) 可应用的活度浓度解控水平和表面污染解控水平；
- (b) 平均方法和解控后混合是材料管理过程一部分的情况；
- (c) 解控测量的实施和相关的不确定性（见附件 VII）。

一般解控活度浓度标准

4.3. GSR Part 3[1]表 I.2 和表 I.3 规定的活度浓度解控水平适用于固态材料，例如受污染或活化的结构和部件，或受污染的土壤。

4.4. GSR Part 3[1]表 I.2 用于计算人工放射性核素解控水平的方法见参考文献[5]。对于每一种人工来源放射性核素，活度浓度解控水平是根据一套照射假想方案确定的，每一种假想方案都考虑到外部辐射、粉尘吸入和摄入（直接和间接，包括通过饮用水和农业用水摄入放射性核素）。GSR Part 3[1]表 I.2 所列的解控水平是通过以下方法获得值中的较低值：

- (a) 使用“现实”假想方案，应用每年 10 微希沃特的有效剂量标准；
- (b) 使用“低概率”假想方案，应用每年 1 毫希沃特的有效剂量标准和每年 50 毫希沃特的皮肤当量剂量限值。

然后使用接近对数的舍入方法将计算推导出的解控水平舍入到最接近的 10 次方[5]，所使用的模式和假设并不能证明更高的精确度是正当的。因此，显示产生的剂量将在每年或更短时间内达到 10 微希沃特的数量级应当与这一精度水平（即解控水平的对数舍入值）相称。

4.5. GSR Part 3[1]表 I.2 的人造放射性核素解控水平适用于可能焚烧的材料，因为在推导这些解控水平时考虑了与焚烧相关的假想方案[5]。GSR Part 3[1]表 I.2 规定的解控水平还考虑了可能导致材料中放射性核素浓度增加的可能过程。

4.6. GSR Part 3[1]表 I.2 的人造放射性核素解控水平不适用于食品、饮用水、动物饲料或任何用于食品或动物饲料的材料。此外，在某些情况下，这些解控水平可能不适合非常大量的材料。例如，在挖掘土壤的情况下，参考文献[5]用于推导这些解控水平的模式假设了一个稀释因子，对于非常大的数量来说，这可能是不可能或不允许的。在这种情况下，应当开发更特定的模式，并推导出特定解控水平以供应用。

4.7. GSR Part 3[1]表 I.2 规定了 250 多种人工来源放射性核素的活度浓度解控水平。其他人工来源放射性核素的值应当使用参考文献[5]描述的人工来源放射性核素模式推导。其他放射性核素值的示例也可以见国家法规，例如参考文献[25、26]。

4.8. 对于含有天然来源放射性核素材料，没有采用基于假想方案的方法。相反，GSR Part 3[1]表 I.3 规定的活度浓度解控水平是使用务实的方法确定的，该方法考虑了环境中发现的物质中存在的天然来源放射性核素浓度的全球分布。这些数值适用于铀-238 衰变链和铀-232 衰变链以及钾-40 的所有天然来源放射性核素。在需要解控其他原始放射性核素（如铷-87、镭-138、钐-147、镥-176）的情况下，应当采用同样务实的方法来确定这些放射性核素的活度浓度解控水平。

4.9. 参考文献[5]的方法侧重于材料在其产生的设施（如核反应堆、粒子加速器、研究实验室）之外的装卸（即运输、交易、使用和处置）。用于推导出人工来源放射性核素解控水平的假想方案考虑了照射开始前的衰变时间，假定至少为一天（或在某些假想方案更长）。因此，参考文献[5]使用的方法不适用于计算寿命极短（即半衰期为几小时或更短）的放射性核素的活度浓度解控水平，除非增加了在开始照射前没有显著衰变时间的假想方案。第 4.11 段描述了另一种方法。如果可以避免直接装卸，或者在解控含有寿命极短的放射性核素材料之前提供几天或几周的衰变存储，就可以消除这种考虑的必要性。

4.10. 当批准后直接装卸适量的材料被认为没有显著衰变时，GSR Part 3[1]表 I.1 给出的豁免水平也适用于批准，因为在推导出这些豁免水平时没有假设衰变或等待时间，并且相同的剂量标准适用于豁免和解控[1]。

4.11. 对于在 GSR Part 3[1]表 I.1 规定了活度浓度豁免水平，但在 GSR Part 3[1]表 I.2 没有规定解控水平的短寿命放射性核素，可采取以下替代方法：

- (a) 使用参考文献[5]方法对于人工来源放射性核素，以获得符合直接处理的解控标准的活度浓度值；
- (b) 确定 GSR Part 3[1]表 I.1 符合解控标准的适量的材料的相应活度浓度豁免水平；
- (c) 将(a)和(b)两个结果中较小的一个作为解控水平。

一般活度浓度解控水平的推导中保守性

4.12. 一般解控水平的推导，如参考文献[5]所述，包括了一些保守的假设，这些假设是故意采用的，以涵盖在解控任何类型的材料后可能出现的各种各样的照射假想方案。许多单独的参数值被保守地选择，例如：

- (a) 在许多“低概率”假想方案下，假设以下情况为完全边界值：
 - (i) 照射时间（全年 8760 小时，全年工作 1800 小时）；
 - (ii) 稀释（因子为 1（即无稀释））；
 - (iii) 假想方案之前和期间的衰变时间（一天和不足一天，分别对应于几乎没有衰变）；
 - (iv) 不利的照射条件（关于参考文献[5]的水路运输考虑）。
- (b) 地下水模式包含一些保守的假设，例如：
 - (i) 材料中放射性核素的全部库存可用于迁移。
 - (ii) K_d 值是从文献中公布的不同元素的值中保守地选择的。
 - (iii) 抽取地下水用于多种用途的私人水井非常靠近沉积物质，因此显著减少了放射性衰变的影响。
- (c) 关于皮肤污染的照射，剂量系数是基于 4 毫克/平方厘米的皮肤表面重量。实际上，污染主要发生在皮肤表面重量明显较高的手上。

4.13. 已采用如下方法来限制总体保守程度：

- (a) 并行使用了两组假想方案，一组对每年 10 微希沃特数量级的个人有效剂量标准应用“现实”假想方案，另一组对每年 1 毫希沃特的个人有效剂量标准应用“低概率”假想方案。这样，“现实”假想方案的参数值可以不那么保守。这种方法符合 GSR Part 3[1]第 I.10 段和第 I.11 段的解控标准；
- (b) 针对工作人员和公众的假想方案是以这样一种方式制定的，即可能同时发生的照射途径（例如外部照射和吸入）被一起分析，并增加了它们的剂量贡献。这允许模式中必要的保守性应用于照射路径的总和，而不是单独应用于每个路径，从而减少了模式中保守性的总量。

4.14. 尽管有第 4.13 段所述的方法。解控水平保守还有其他原因，如下：

- (a) 对存在一种以上放射性核素的情况适用求和规则本质上是一种保守的实践，因为代表人的照射途径不一定对每种放射性核素都相同，例如，因为放射性核素通过加工进行分配或隔离。一种不太保守的方法是，首先对每种假想方案和每种照射途径的放射性核素混合物中放射性核素的贡献求和，然后推导出活度浓度值；
- (b) 子代放射性核素的剂量贡献总是与父代放射性核素一起包括在内，其百分比对应于解控后 100 年时间跨度内的最高生长。这导致对父代和子代放射性核素混合物的剂量系数略有高估。

4.15. 在实际使用解控水平时，应当考虑到在推导解控水平时已经采用的保守性。公认的解控水平是在足够保守的基础上推导出的，同时避免过于保守[5]。它们在实践中实施可以考虑到这种模式的内在保守性，以避免强加与模式中的保守程度相称的进一步的保守。还应当考虑特定情况和国家监管框架的要求。

4.16. 在实施解控流程中，应当考虑到解控水平是保守推导出的，例如通过使用更大的平均面积或平均质量。

表面污染解控水平

4.17. 对于放射性集中在表面的表面污染物项，符合活度浓度解控水平（贝可/克）可能在所有情况下都是不够的，因为还有与材料装卸相关的其他考虑因素。在这种情况下，可以规定表面污染解控水平，或者是一般解控（可由监管机构根据 GSR Part 3[1]第 3.12 段指出）或特定解控（可由监管机构根据 GSR Part 3[1]第 I.13 段授予）。

4.18. 表面污染解控水平可由营运组织推导出，并由监管机构评审和批准。或者，监管机构可以规定表面污染解控水平，作为解控监管框架的一部分。除了符合一般活度浓度解控水平⁵外，营运组织还应当符合这些表面污染解控水平。

4.19. 表面污染解控水平旨在限制直接照射到的污染材料，并在材料装卸过程中可能被移动。它们还限制了装卸表面污染物项时外部辐射的直接照

⁵ 在某些情况下，可以通过测量表面活度来推断是否符合活度浓度解控水平（见第 4.44 段）。

射。解控材料内部和表面的放射性必须适当限制，以保证符合 GSR Part 3[1]第 I.11 段规定的每年 10 微希沃特的剂量标准。表 1[27]给出了表面污染和活度浓度解控水平的应用示例。

表 1. 表面污染和活度浓度解控水平应用于表面污染物项的示例
(改编自参考文献[27])

表面污染解控水平 ^a (贝可/平方厘米)	活度浓度解控水平 ^b (贝可/克)	建议行动
平均值低于解控水平	平均值低于解控水平	在解控废物之前，无需进行分离和隔离。
平均值高于解控水平	平均值低于解控水平	应当进行分离和隔离，除非有正当性证明移除不合理可行，支出（无论是时间、麻烦还是金钱）与获得的安全和环境效益严重不相称，并且处置的总体影响小于每年10 微希沃特的数量级，否则应当进行分离和隔离。
平均值低于解控水平	平均值高于解控水平	除非表面层的商业考虑因素（如回收或再使用选择）足以证明分离和隔离的安全和环境影响是正当的，否则预计这种配置的物体或物质将根据放射性废物管理国家战略，作为放射性废物进行管理。
平均值高于解控水平	平均值高于解控水平	根据国家放射性废物管理战略，作为放射性废物进行管理。

^a 例如放射性核素浓度增加的油漆、层压板或区域。

^b 例如砖、砌块或金属结构。

4.20. 一些国际研究使用模式来建立表面污染和由此产生的个人年剂量之间的联系。附件 I 给出了此类模式的示例。参考文献[28、29]提供了直接再

使用和熔化回收的金属物项的表面污染解控水平。表面污染解控水平示例适用于一般用途的见附件 II。一般来说，这些表面污染解控水平的推导考虑了物项表面的固定和可移动活度。

4.21. 根据不同的国际研究和建议推导出的某些放射性核素的表面污染解控水平值可能不同。这些差异是由于用于推导出解控水平模式中的不同假设（例如，与材料、物项尺寸、几何构型或照射假想方案相关的假设）。因此，将一套表面污染解控水平（针对特定情况推导出）应用于不同情况时，应当谨慎行事，考虑任何假设的充分性、材料或物项的特征以及所使用的照射假想方案。

4.22. 如果没有规定表面污染解控水平，可以根据其是否符合活度浓度解控水平来考虑具有表面污染的物项。这可以通过将表面上的总活度转换为活度浓度（贝可/克）来实现，同时考虑到表面下材料的总质量（即活度浓度应当不仅通过使用表面污染层的厚度来计算）。在这样做时，还需要考虑到与用于推导出解控水平的模式相关的因素，特别是平均质量（见第 4.23—4.37 段）。例如，如果厚度为 0.8 厘米、密度为 7.8 克/立方厘米的金属板一侧的钴-60 表面污染水平为 0.4 贝可/平方厘米，则平均活度浓度计算为 0.064 贝可/克。相关解控水平（如 GSR Part 3[1]表 I.2 所述）为 0.1 贝可/克，因此，该材料将符合活度浓度解控水平，然而，如果金属板的两面都被污染到这个水平就不能达到解控水平。

为解控目的平均质量和面积

4.23. GSR Part 3[1]表 I.2 规定的人造放射性核素的一般解控水平是使用暴露于大量同质材料的假想方案计算的，例如，运输假想方案考虑一辆载有 10 吨材料的卡车，而填埋假想方案考虑更大的数量[5]。在应用解控水平时，应当认识到解控水平是针对这些大的数量而推导出的，并应当相应地进行平均，同时适当考虑到照射量假想方案。因此，非常小的平均质量不适用于大量的材料。

4.24. 监管机构应当确定或批准在解控流程中使用的适当平均质量，特别是用于符合性测量，营运组织使用的平均程序应当考虑这些平均质量。适当的平均质量的示例是从几百公斤到一吨的数量级。监管机构应当确认平均程序不仅仅用于解控放射性含量高于解控水平的材料。营运组织应当确

保根据材料类型选择的平均程序是解控流程的一个组成部分。对于质量小于规定平均质量的小物体，监管机构可以规定最小默认平均质量（如 1 千克），从而允许规定这些物体在规定的放射性核素（如钴-60 为 100 贝可）或放射性核素成分下的最大总活度。应当确保这不会导致将大的物体分成较小的物体，仅仅作为实现解控的一种手段。在几个小物体的情况下，另一种方法是一起监控它们以复制平均质量。

4.25. 就表面污染解控水平而言，监管机构应当根据材料类型、污染的性质和同质性，考虑从几百平方厘米到 1 平方米的平均面积。在某些情况下，特定解控的平均面积可能更高，例如，拆除厂房的解控面积可达 10 平方米。

4.26. 对于预计可能受到一定程度污染的不可接近表面，营运组织应当对表面活度进行保守评定，以便与解控水平进行比较。与基于活度浓度解控水平的小而轻物项的解控类似，监管机构可以为表面低于默认平均面积的物项定义默认最小平均表面积（例如 100 平方厘米）。如果有几个这样的小物项，另一种方法是将单一物项表面的测量结果结合起来，与应用于更大平均表面积的解控水平进行比较。

4.27. 用于制定符合解控水平决策的质量和面积平均值应当与用于实际测量的质量和面积相区别。例如，100 克土壤的多个样品可用于确定几吨重的土壤是否符合解控水平。在任何情况下，用于测量的质量或面积应当不超过用于解控决策的平均质量和面积。

4.28. 在决定测量策略时，营运组织应当对材料进行分批处理，使其在材料和来源方面尽可能均匀，从而在放射性核素成分和活度水平方面尽可能均匀。在一个平均质量或区域内，单一测量结果的变化是可以预料的。例如，单一结果的变化高达 10 倍（与平均值相比）通常被认为是可以接受的，而如果总体平均浓度或表面污染水平只是解控水平的一小部分，则更大的变化是可以接受的。

4.29. 营运组织在设计解控监控计划时应当利用最大允许平均面积或质量，因为这样可以提高解控流程的效率。监控计划可能受到污染的形式和性质的限制，例如，可用于监控小管道内 β 活度的设备选择可能有限。然而，在动态测量中使用适当的时间积分（例如，记录超过一分钟而不是超

过一秒的计数）或对多个单一静态测量进行数字平均将能够实现更大的平均面积。

4.30. 确定材料或物体是否符合解控水平的测量将基于由监控方法和所用仪器仪表（如污染监控器、滚筒监控器、整体监控器）定义的测量单位。该测量单位的尺寸应当基于实际考虑，反映物体或材料样品的尺寸（如废物桶、挖掘机铲斗）以及测量方式（如测量系统的几何构型）。

4.31. 营运组织应当选择测量单位，并建议充分代表材料的平均质量和面积，同时考虑到均匀性和必要的检测水平以及解控测量结果的置信区间。一般来说，在污染相当均匀的情况下，较大的测量单位和平均质量和面积是可以接受的。平均质量和面积应当与监管机构达成一致，并由营运组织正式记录，作为解控流程的一部分。监管机构还应当就解控流程应当如何解决与非均匀性相关的问题提供指导和量化标准。

4.32. 平均质量和面积将间接限制热点的活动。监管机构在确定平均质量和面积的大小时，应当为此类热点制定限值标准（另见第 4.34—4.37 段）。

4.33. 如果从材料中提取的样品结果存在相当大的可变性，如参考文献 [30]附录 A 所述，那么，如果没有适当记录在案的对以下各项的考虑，就不可能接受对整个材料质量进行平均：

- (a) 材料各部分分离和隔离的实用性；
- (b) 适当修订取样和监控计划，包括取样数量；
- (c) 适当减小每个测量单位（质量或体积）的尺寸；
- (d) 进行进一步测量以识别放射性水平显著升高的体积或区域的可行性；
- (e) 移除或隔离放射性水平显著升高的小区域或体积的可行性；
- (f) 非均匀性的潜在放射学意义。

在计划产生材料的活动时，如退役，应当考虑所列方面。

热点和活度随深度和面积的分布对解控测量的影响

4.34. 从材料和物体中取消监管控制的最具挑战性的任务之一是确保以适当的方式考虑热点的存在。区分热粒子和热点是很重要的，后者是由于非均匀性造成的。热粒子通常是不属于发现它们材料的小物项，例如具有高

钴-60 活度的小金属薄片或在冷却水池中发现的小块乏核燃料。这种热粒子会产生导致确定性效应的剂量，应当在解控流程开始前解控。应当考虑热粒子的可能性，如果发现有可能，应当确保解控流程将确定它们的存在，而不是仅仅将它们视为平均质量或面积的总活度的贡献者。

4.35. 预计会导致活度浓度高于解控水平的活度局部不均匀分布。合理限制活度浓度的变化是很重要的。通常，最多十倍的变化是可以容忍的。在拆卸或拆除结构或部件之前，应当考虑去除（去污）活度浓度明显高于表征期间确定的解控水平（即热点）的材料或表面部分。监管机构应当批准或规定现有平均标准的额外监控标准，以便检测和管理考虑解控材料中或材料上的任何热点。

4.36. 如果使用检测器表面积比平均面积小得多的仪器仪表来证明符合表面污染解控水平，则可以从单一测量结果的变化中获得关于均匀性的信息，从而找到热点的存在。与解控水平进行比较的表面污染的最终值应当基于平均面积。可以在监控仪器仪表上设置警报以帮助识别热点。

4.37. 许多涉及批量测量的过程基于扫描或多点测量，这两种方法都可以设置为识别升高的活度水平。证明符合热点标准[31]另一种方法是使用足够灵敏的测量技术来检测“最坏情况”的活度水平。例如，如果在滚筒的外部进行测量，证明符合性的计算可以假设所有污染物都位于滚筒的中心（被干净的材料包络），即离检测器最远并被干净的内容物屏蔽。这将增加测量资源（例如，更长的计数时间、更多的测量、更灵敏的探测器），但与进行额外监控以证明符合材料体积内平均质量和热点的标准相比，额外的成本可能很小。这种方法适用于密度低且放射性核素发出高能 γ 辐射（例如混凝土碎石中的钴-60）且活度浓度远低于解控水平的滚筒。如果材料本身提供显著的屏蔽， γ 能量较低（例如被镅-241 污染的金属），并且活度浓度接近解控水平则这种方法不合适。

解控测量的实施

监控计划和解控策略

4.38. 如第 3.9—3.24 段所述，支持解控流程的监控计划应当以先前进行的表征结果为基础。监测计划应按照材料流流程进行管理，该流程从表征良好的待评价材料开始，以进行解控。

4.39. 按照第 3.30 段、第 3.33 段和第 4.28 段的建议，考虑解控材料应当按由相同类型材料、相同放射性核素和相同历史记录组成的批次分类。在批次的定义或选择中，应当区分批量污染材料和表面污染材料。

4.40. 在监控计划中，应当区分监控策略和监控技术。监控策略与批量处理过程本身相关，而监控技术（即表面测量、批量测量或样品分析）是监控策略中的工具，用于促进批量处理的决策。监控策略应当考虑到批处理过程中的输入材料和输出选项（即该材料是被解控还是被选择用于其他废物管理选项）。最佳策略应当基于职业照射、公众照射、环境保护和经济因素。

4.41. 监控策略应当确定哪种监控技术最适合给定批次。根据所考虑的材料，可以使用多种技术的组合。

4.42. 监控技术的选择涉及到辐射测量设备的选择。设备的响应将取决于辐射类型和能量以及探测器 — 源的几何构型。在建立监控计划之前，应当充分了解待测量的放射性核素。如第 3.21 段和第 3.22 段所述，应当酌情界定放射性核素混合物中的关键放射性核素，并可使用比例因子评定其他放射性核素的贡献。根据这一信息，应当选择适当的辐射测量仪器仪表进行解控监控，同时考虑到解控水平值（在活度浓度或表面污染方面水平）。关于仪器仪表选择的信息见参考文献[18]。负责选择监控技术和相关设备的人员应当具备适当的资格、经验和知识。

4.43. 以运行机组表示的测量设备的响应（例如在一段时间内累积的计数）应当转换成与所考虑解控水平相同的数量（即贝可/克或贝可/平方厘米）。

解控表面污染测量

4.44. 如果放射性仅限于表面，例如在不可渗透物体的情况下，可以进行表面污染测量，作为证明符合活度浓度解控水平的一种手段。例如，不直接进行活度浓度测量，可以将表面测量结果转换为活度浓度，从而证明符合活度浓度解控水平。为此，需要考虑质量和表面积之间的比率，例如考虑物体的厚度和密度以及受污染表面的数量[31]。或者，可以从活度浓度解控水平推导出表面污染解控水平。相反，如果材料是可渗透的，那么污染物将渗透到材料中一定距离，在这种情况下，可能需要进行表面和体积测量以证明符合解控水平。

4.45. 对于表面污染的评定，国际标准中描述的原则和方法（例如参考文献[32]）应用于直接和间接测量以及相关仪器仪表的校准。如果在速率计模式下使用表面污染监控器对于解控目的不够可靠、可再现或可监查，则应当使用基于规定时间内综合计数的测量。

解控测量技术

4.46. 当进行表面污染的直接测量时，应当注意待测量表面的状况。理想的表面是干净、干燥和平坦的。表面的灰尘、油脂、铁锈和湿气会吸收 β 和（尤其是） α 辐射。因此，为了解控的目的，表面应当在测量前清洁。在非固定污染的情况下，这种清洁也可以是一种去污形式。此外，对移除材料的分析（和清洁工具的测量）可以提供关于污染性质的信息。

4.47. 由于难以确保表面和检测器之间的正确距离，不平坦的表面将影响表面污染的直接测量，这将影响检测器的响应。

4.48. 对于总 γ 测量，可以校准单一放射性核素的监控仪器仪表，并通过计算或根据放射性核素成分确定的比例因子（见第 3.21 段和第 3.22 段）推导出其他放射性核素的校准因子。

4.49. 对于原位 γ 能谱法，对单一放射性核素的响应取决于它们的分布（即表面和/或体积）。计算机代码允许根据给定的放射性核素组成和空间放射性分布计算校准系数（例如，见参考文献[33]）。 γ 能谱仪设备制造商也提供校准软件。

4.50. 可以使用擦拭试验来检测可去除的表面污染物，或者通过收集材料本身的一小部分来取样。擦拭试验应当使用表面污染监控器进行分析，或在实验室进行样品制备和测量（如氚测量）。只有可去除的表面污染可以通过擦拭样品进行量化，可能需要额外的测量来确定固定的污染。材料样品应当在实验室用必要的设备进行分析。实验室应当具有质量保证系统，并应当根据国家要求或国际标准（如参考文献[34]）。

4.51. 当取样是解控流程的一部分时，应当解决其他问题，如取样位置、最小样品尺寸和样品数量。如果污染的空间分布未知或假设均匀，应当使用样品网格，其中两个网格点之间的距离由取样总面积和所需样品数量决定。应当记录单一样品的位置。样品测量应当提供关于材料或物体整体活度分布的信息，以便与解控水平进行比较。

4.52. 应当在统计符合性试验的基础上确定要采集的样品的最小数量。物质解控的决定应当基于对测得的活度浓度的统计试验，参考文献[21、22]提供了统计检验的选择信息。根据这些参考文献，如果统计检验的结果在中值和标准偏差方面不令人满意则应当增加样品数量。

4.53. 用于监控材料是否符合特定放射性核素（或放射性核素混合物）解控水平的仪器仪表必须具有充分低于解控水平的检测限值。检测限值应当根据国际标准确定（如参考文献[35]）。检测限值取决于测量技术，测量条件，如本底和测量时间，以及测量中可接受的置信度。在取样的情况下，应当选择最小样品量，以确保检测限值远低于解控水平。在计算最小样品量时，应当考虑样品制备过程中可能的材料损失。

4.54. 在应用解控概念时，应当从测量的总活度中减去材料中的本底活度（即在实践中污染或活化之前存在的本底活度）。解控测量结果应当减去除实践本身以外的其他源的活度，例如建筑材料中天然存在的放射性核素（即来自铀-238 和铀-232 衰变链以及钾-40）或核武器试验和核事故的沉积物。同样，宇宙辐射和其他原始放射性核素的天然水平也应当从结果中减去。

4.55. 在确定解控测量的本底减除方法时，应当考虑本底的正常变化。监管机构应当批准确定本底的程序。这在总 γ 测量的情况下尤其重要。通过使用 γ 能谱法，可以显著提高不同活度源之间的区别。

4.56. 解控测量所需的检测限值对测量过程中可接受的本底条件有影响。通过仔细选择测量位置或在探测器周围增加屏蔽，可以降低本底。

解控测量中不确定性的考虑

4.57. 解控流程，特别是测量计划，涉及一些不确定性需要加以考虑，以确保用于作出解控决定的最终结果是可靠的。这一结果可以是材料或物体上存在的单一放射性核素或多种放射性核素的活度、浓度或表面污染水平。

4.58. 要考虑的不确定性包括两种主要类型：与计数过程相关统计不确定性，以及与测量过程相关的不确定性，这些不确定性可以通过统计分析以外的方式进行评价（例如，基于经验或其他信息）。与解控流程最相关的不确定因素如下：

- (a) 与计数过程相关统计不确定性；
- (b) 被测材料的表面状态；
- (c) 被测材料的几何构型和自屏蔽的波动；
- (d) 被测材料中活度分布的波动；
- (e) 本底的波动；
- (f) 单一放射性核素在放射性核素组成中贡献的波动；
- (g) 用擦拭试验去除表面放射性效率的波动；
- (h) 材料中天然放射性核素和其他放射性核素含量不予考虑的波动；
- (i) 与仪器仪表校准相关的不确定性；
- (j) 取样不确定性。

关于如何处理这些不确定因素的进一步资料见附件 VII。

考虑解控材料的混合和稀释

4.59. 与不考虑放射性时发生的稀释相反，应当不对材料进行故意稀释以满足解控水平。在特定和特殊情况下，监管机构可能会考虑批准故意稀释。

4.60. 在退役期间或出于不可避免的材料管理目的，一些材料混合是可以接受的，只要目的不是为了故意稀释放射性核素的浓度。例如，使用挖掘机挖出大量受污染的土壤可能会导致不同污染程度的土壤混合。在这种情况下，混合是正常材料管理过程的一部分。

4.61. 在发生不可避免的混合或放射性分布不均匀的情况下，应当注意确保随后的任何取样或监控具有适当的代表性。

4.62. 如果有必要降低测量结果的不确定度，可以在初始表征后合并两个或多个材料样品（如桶）。这不是故意稀释，因为其目的只是为了减少测量的不确定度，而不是改变材料的特征。

4.63. 在特定解控的情况下（见第 7 部分），与清洁材料混合可能是该解控的一个条件。例如，可能是受污染的金属在一般工业熔化设施中熔化的情况。在这种情况下，解控材料的目的地也可以是特定解控的一个条件，这也可能包括与要应用的解控材料的平均混合比，如用于推导特定解控水平的模式中所考虑的。这些条件还可以特定规定：作为该材料解控流程可追溯性的一部分，营运组织将解控材料的目的地记录在案。

5. 液体的解控

液体排放与解控之间的差别

5.1. 来自设施的液态流出物通常被视为根据授权进行管理的排放物（见 GSR Part 3[1]要求 31）。适用于液体排放的剂量限值通常选择在每年 0.1 至 <1 毫希沃特的范围内（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-9 号《放射性流出物排入环境的监管控制》[36]第 5.16 段和第 A-2 段）。这只是公众剂量限值的一小部分。使用参考文献[37]描述的模式，这一剂量限值被转换为放射性核素排放的授权限值，通常以每年贝克勒尔（贝可/年）表示。GSG-9[36]提供了进一步的建议。

5.2. 第 5.1 段描述的液态流出物授权排放在监管控制系统下执行。这在概念上不同于解控，后者是一个取消监管控制的过程。在某些情况下，取消对液体的监管控制可能比根据授权排放材料更合适。例如，在产生少量含有低水平放射性核素液体的情况下，可以使用液体解控，对这种情况，

排放机制的管理是没有保证的。液体是一种资产并且在再使用或回收方面具有商业利益，例如泵中使用的润滑油、核电厂变压器的冷却液或核燃料制造过程中产生的酸。或者，在传统的废物焚烧厂焚烧某些液体可能是有益的，因为它们具有危害特性。在所有这些情况下，解控可能是最好的选择。对于液体的解控，本“安全导则”第 2 部分和第 3 部分给出的相同基本原则适用于固态材料。液体解控需要基于与固态物质解控相同的剂量标准（即每年 10 微希沃特数量级的个人有效剂量）。

5.3. 液态流出物的授权排放和液体的解控之间有着根本的区别。在排放的情况下，放射性核素一旦排放就会分散到环境中，活度在环境基质中重新集成的可能性极低。相反，解控后的液体可能不会分散，解控后的活度浓度甚至可能增加（例如，由于过滤、蒸发、蒸馏或分馏）。在推导液体的解控水平时，应当考虑到这种差异。氚化水形式的氚（ ^3H ）的解控通常不需要这种考虑，因为这种放射性核素的浓度极不可能因液体、沉积物、植物或动物中的自然过程而显著增加。

与液体解控相关的方面

5.4. 液体在应用解控概念方面具有一些区别于固态材料的特性，如下所示：

- (a) 含水液体或有机液体中的放射性核素可以很容易地浓缩（例如通过蒸发或蒸馏），从而可以增加初始活度浓度；
- (b) 如果液体完全蒸发，残留的放射性核素实际上成为固体表面污染源；
- (c) 在过滤过程中，放射性核素会积聚在过滤器上。

5.5. 某些类型的液体，包括一些油、润滑剂、防冻剂和其他有机物质，通常不具有第 5.4 段所述的特性，否则它们的程度要小得多。因此，在随后的处理过程中，这种液体中的活度浓度不太可能改变。焚烧是一个主要的例外，它会导致灰烬或炉渣等残留物中某些放射性核素的浓缩。在用于推导解控水平的模式中应当考虑到这一点，如参考文献[5]模式所做的那样对于固态材料。

5.6. 含有与悬浮颗粒结合的放射性核素形式污染物的液体可以通过过滤过程进行去污，然而，活度将集中在残留物中。一个典型的示例是润滑剂，其中含有污染物的磨损颗粒积聚。

5.7. 一些国家选择将解控限制在解控前已经过滤的液体，对于这些液体，任何工程导致活度浓度增加的可能性非常小或可以忽略不计。因此，在这种情况下，确定解控水平可能不需要考虑导致这种增加的过程。

液体解控的性质和范围

5.8. 如第 7 部分所述，非含水液体的解控是特定解控的一个示例。因此，附加条件（例如关于液体的目的地）可以根据 GSR Part 3[1]第 I.13 段进行应用。可以考虑以下选项：

- (a) 液体被解控用于任何目的，也就是说，它们可以直接再使用、回收或进一步处理（例如通过焚烧）。过滤后的油或润滑剂可能就是这种情况，它们可以直接再使用、再循环（通过转化为燃料）或处理（通过在废物焚烧厂焚烧）；
- (b) 这些液体仅被解控用于特定的加工，例如在传统的废物焚烧厂中通过焚烧进行处理；
- (c) 液体在被解控之前被过滤；
- (d) 液体被解控用于特定用途或特定接收者；
- (e) 液体的解控受到限制，例如在总量或年量方面。

5.9. 循序渐进决定对于液体的特定解控非常重要，特别是当含水液体，如在核设施的某些过程中使用的稀释酸（如铀燃料制造中的氟化氢）将被解控以进一步用于化学工业时。描述这种特定解控的模式需要考虑可能的浓缩过程（例如，当需要强酸代替稀释酸时）和过滤过程，包括从水中提取许多化学元素并浓缩在污水污泥中的净水厂。在决定解控后是否需要保留其他监管措施时，应当考虑液体的化学毒性。

5.10. 如果解控的概念适用于含水液体，它们随后可能被排入湖泊、河流或海洋。由于液体已经被解控，排放不需要授权（尽管可能仍然需要水务当局的批准）。在这种情况下，用于推导出解控水平的模式需要考虑环境中的所有相关途径（即放射性核素在水体中的扩散、沉积的影响和水的使

用),如参考文献[37]所述。解控液体可能涉及与解控固态物质类似的照射途径(即外部照射、吸入、直接摄入和意外摄入)。参考文献[30]描述了一个专门为医疗、工业和研究机构的液体设计模式,该模式涵盖了所有相关的照射途径和照射假想方案。

液体解控概念的实际应用

5.11. 参考文献[30]包括将解控概念应用于将排放到环境中液体的实用导则。参考文献[30]表 IV 的值旨在确保任何单一实践对公众个人产生的剂量不超过每年 10 微希沃特数量级的剂量。这些值以贝可/年表示,如果已知每年要解控的液体量,则可以转换为贝可/立方米或贝可/升的活度浓度。关于特定活度值的信息可能有助于决定选择监控液体向环境中排放过程的方法和设备。符合这些水平(或根据 GSR Part 3[1]解控标准推导出的类似水平)意味着没有必要进一步监控(即环境)。

5.12. GSR Part 3[1]表 I.2 提供的固态材料的解控水平也可作为某些液体解控的基础,前提是液体解控后不会发生浓缩或过滤过程。参考文献[5]的模式固态材料的解控水平的基础涵盖了各种可能导致液体再使用、再循环或处置的假想方案(例如,存储在储罐中会产生外部 γ 辐射,液体蒸发导致吸入和摄入来自受污染地下水的水)。参考文献[5]描述的模式没有明确涵盖的唯一假想方案是向环境中排放大量液体。因此,GSR Part 3[1]表 I.2 提供的解控水平可适用于非含水液体(如油、润滑剂)的解控,以供再使用、回收或焚烧处置。GSR Part 3[1]表 I.2 固态材料的解控水平以贝可/克为单位,应当转换为适用于液体的单位(如贝可/升)。

5.13. 参考文献[38]提供了液体解控法规的示例,其中包括“相关液体”:非含水液体和具有特定危害特性某些类型的含水液体。该定义的目的是允许根据固态材料的解控水平解控此类液体,因为在推导固态材料的解控水平时考虑的照射途径包括这些液体的相关照射途径。本“安全导则”附件 III 提供了液体解控概念的实际应用示例(通常通过废物焚烧厂的处置)。

5.14. 用于解控目的的液体特性应当遵循第 3.9—3.24 段提供的建议。应当特别注意液体的均匀性和沉积物沉积的可能性。

5.15. 液体的解控水平通常以每种放射性核素的活度浓度表示（如贝可/升）。在某些情况下，例如液体或其残留物可能积聚在特定位置，根据总放射性（即单一放射性核素或放射性核素组（如贝可/年））确定解控水平可能更合适，可以是活度浓度解控水平之外的解控水平，也可以是活度浓度解控水平之外的解控水平。参考文献[30、39]提供了这种方法的示例。

正在考虑解控液体的稀释

5.16. 故意稀释液体（例如用清水）以符合解控水平通常是不可接受的。但是，在特殊情况下，可以从监管机构获得解控。例如，在排放前，稀释可能是必要的，以管理与非辐射相关的特性，如 pH 值或含盐量，在决定解控时应当考虑到这一点。应当考虑放射性核素随后浓缩的可能性（例如在工业用途或环境中）。解控后的液体稀释将发生在许多后续阶段，并应当在用于推导解控水平的模式中加以考虑。

5.17. 稀释的另一个方面与解控少量液体相关，例如将通过焚烧处理的小瓶中的放射性药物残留物。这种液体不容易从小瓶中（或从手套或注射器等其他物项中）倒空。实际上，在确定是否符合解控水平时，应当考虑总质量（即液体和容器的质量）。

液体的解控过程中本底辐射

5.18. 与固态材料的解控一样（见第 4.54 段），液体的解控应当以相关实践产生的放射性核素为依据，本底放射性应当不予考虑。本底辐射的示例包括铀-238 和钍-232 衰变链和钾-40 的放射性核素（例如铀或钍氧化物和络合物、碘化钾或碘酸盐）。

6. 气体的解控

气体的排放与解控之间差别

6.1. 设施的气体排放通常被视为根据授权进行管理的排放（见 GSR Part 3[1]要求 31）。在需要应用解控概念的特定情况下，例如打算再使用气态

材料时，气体的解控水平应当根据每年 10 微希沃特数量级的个人有效剂量来计算。如果没有因其化学或其他危害特性而受到限制，符合这种解控水平的气体随后可以在没有授权的情况下排放。一个示例是解控核设施中发现的氮气（用于处理放射性物质的手套箱），以便在核设施外再使用。

6.2. 与液体相比，源自设施的潜在放射性气体不太可能构成可以设想再使用或回收的资产。然而，如果有必要将解控概念应用于将要再使用或再循环的气体，那么用于推导出解控水平的模式应当考虑到气体中放射性核素浓度发生变化的可能性（例如，由于气体的压力或体积发生变化）。气体的压力可以根据所含气体的体积而在数量级上变化。与容器中压缩气体相关的照射假想方案可能与标准条件下气体的照射假想方案有根本不同。从厂房侧面的通风口排放的气体解控水平的示例在参考文献[30]给出。

气体解控概念的实际应用

6.3. 将 GSR Part 3[1]表 I.2 提供的解控水平或任何其他固态或液态材料的解控水平应用于气体解控是不合适的。

6.4. 参考文献[30]提供了将解控概念应用于排放到环境中气体的实用导则。一旦解控，这些气体应当不受到任何排放授权的约束。参考文献[30]表 III 的值。是为了确保由任何单一实践引起的对公众个人成员的剂量不得超过每年 10 微希沃特数量级的剂量。这些值以贝可/年表示，如果已知每年要解控的气体量，则可将其转换为贝可/立方米的活度浓度。符合这些水平（或根据 GSR Part 3[1]解控标准推导出的类似水平）意味着没有必要进一步监控（如环境）。

6.5. 用于解控目的的气体表征应当符合第 3.9—3.24 段的建议。

7. 特定解控的应用

7.1. GSR Part 3[1]第 I.13 段指出：

“监管机构可根据[GSR Part 3]第 I.10 段和第 I.11 段的标准，在考虑到放射性物质的物理或化学形状及其用途或处置方式的情况下，对特

定情况准予批准⁶⁵。这种解控水平可以根据每单位质量的活度浓度或每单位面积的活度浓度来规定。

“⁶⁵ 例如，可以为金属、厂房的瓦砾和在填埋场处置的废物制定特定解控水平。”

因此，特定解控的放射性本底与一般解控相同（即如 GSR Part 3[1]第 I.10 段和第 I.11 段所述）。在个别国家适用的特定解控的示例包括回收（熔化）的废金属、拆除的厂房和在填埋场处置的废物。

7.2. 用于推导出一般解控水平的模式[5]故意保守，以免低估所有相关情况下的可能照射。然而，在有些情况下，一般方法不合适，要么是因为一般模式没有涵盖特定的照射假想方案，要么是因为描述特定照射假想方案的关键参数明显偏离一般模式中使用的值。在这种情况下，应当考虑特定解控，其中开发一个模式，特定考虑相关的照射假想方案和参数值。关键参数可能与一般数值发生重大偏差的地方包括照射时间、外部照射剂量率所依据的距离、屏蔽几何构型、受污染气溶胶的浓度、待解控材料数量和存在的材料数量。

7.3. 对特定情况的分析可能表明，相应的一般模式中的某些假想方案是不相关的。然后，在确定特定解控水平时，应当将这些假想方案排除在考虑范围之外。

7.4. 用于推导特定解控水平的模式应当考虑与参考文献[5]描述的一般模式相同的照射途径。因此，应当包括外部辐射、吸入受污染的气溶胶、直接摄入少量放射性核素以及通过食物链摄入放射性核素和皮肤污染。尽管根据特定情况，在选择照射假想方案中使用的参数时应当考虑到可能的变化。例如，如果照射时间预计在 240 至 480 小时/年之间变化，谨慎的实践是使用 500 小时/年的值来考虑这些变化。

7.5. 特定解控的使用允许考虑一个国家内的特定情况（例如，工业、环境、气候相关和监管要求），并避免不恰当地使用一般解控水平。特定解控水平可以在国家基础上（即在监管机构制定的法律中）确定；也可以根据一个或多个营运组织的申请确定。特定解控水平包括与例如材料类型、材料数量或材料目的地相关的条件。

7.6. 在适当考虑 GSR Part 3[1]第 I.10(b)段指出的一般解控标准的情况下。监管机构可以决定（在国家监管框架允许的情况下）最佳监管方案是

通过设定或授权特定解控水平将材料从监管控制中移除。这也可能适用于活度浓度超过一般解控水平（即 GSR Part 3[1]表 I.2）放射性核素的特定材料，以便将其作为非放射性物质进一步管理。在作出这种决定时，监管机构应当考虑“现实”和“低概率”假想方案下的剂量、剂量估计的保守程度以及其他因素。作出这种决定的机制将取决于国家监管框架的性质。由监管机构循序渐进决定基础，在大多数情况下，在营运组织通知监管机构之后。

7.7. 在实践中，特定解控水平通常比一般解控水平的限制要少。然而，如果根据特定解控水平解控材料出口到另一个仅适用一般解控水平（如 GSR Part 3[1]表 I.2 所述）国家，这可能会造成问题。在这种情况下，在确定特定解控水平时，应当考虑到材料可能运往的其他国家适用的解控水平。或者，应当事先与这些其他国家就接受已解控材料作出特定安排。

特定解控作为材料管理的额外选择

7.8. 特定解控是管理来自授权设施和活动以及紧急情况结束后治理活动的材料（包括废物）的另一种选择。它是监管控制分级方法应用的一部分，支持废物层级的应用，减少了作为放射性废物管理的材料数量，增加了再使用或回收的数量。特定解控还提供了将废物作为非放射性废物而不是放射性废物进行处置的机会。

7.9. 在考虑特定解控是否适当时，监管机构应当考虑其他因素，例如，在接收解控材料的设施中是否需要采取措施，以确保对人员的照射是可接受的，对环境的保护是充分的，以及这些措施是否可以在没有监管监督的情况下依靠。如果监管监督被认为是确保保护和安全所必需的，那么解控是不合适的。在这种情况下，材料只能转移到适当授权的设施。

特定解控水平的推导和使用

7.10. 根据 GSR Part 3[1]第 I.13 段，特定解控水平可根据活度浓度或表面污染推导出。解控水平也可以根据其他适当的数量推导出，例如总活度（例如贝可或贝可/年）。特定解控水平的推算一组特定的材料和/或目的地不会自动适用于其他材料或目的地。

7.11. 特定解控可以考虑解控材料的目的地和归宿，因此，推导解控水平可以比用于一般解控的水平更保守。然而，在推导特定解控水平时，应当假设解控材料的处理方式与类似的非放射性物质相同，也就是说，解控应当不依赖于为满足剂量标准而采取的特殊辐射防护措施。

7.12. 在推导和使用特定解控水平时应当小心谨慎，以确保解控材料（如熔化用金属）可以在指定的目的地（如冶炼厂）接收，而无需通知或授权。避免这种情况的一种方法可能是确保特定解控水平不超过 GSR Part 3[1]表 I.1 规定的适量的材料的豁免水平。这样，解控材料可以豁免通知的要求⁶。

7.13. 还可能有必要限制特定时间段内特定解控材料的数量（例如，以每年的千克或吨为单位），以满足放射性模式中用于推导特定解控水平的条件（即与驾驶员照射相关的运输数量），或者不超过特定目的地的某些限值。

7.14. 在金属冶炼等过程中，某些放射性核素可能会浓缩在粉尘和炉渣中，因此这些副产品中的活度浓度可能会超过金属中的活度浓度。用于推导出特定解控水平的模式应当考虑到这一点，以确保暴露于此类粉尘和炉渣的剂量不超过每年 10 微希沃特的数量级。这种模式的示例见参考文献 [5、29、40]。

特定解控表面污染解控水平

7.15. 一般解控的表面污染解控水平（见第 4.17—4.22 段）需要与特定解控表面污染解控水平区分开来。

例如，特定解控的表面污染水平可根据以下情况推导出：

- (a) 熔化金属的解控；
- (b) 厂房以供再使用的解控；
- (c) 待拆除厂房的解控。

⁶ 如果指定的目的地是一个经批准的设施（例如，一个有许可证的金属冶炼厂），那么将材料运送到该设施可能不需要特定解控。

7.16. 在特定解控的各种选项中，表面污染解控水平可以满足不同的目的。例如，限制金属物项的表面活度将保护在熔化前装卸这些物项的人员，限制厂房表面的活度将保护在此类厂房中生活或工作的人员免受直接辐射和吸入因翻新活动引起的再悬浮活度。参考文献[29]给出了用于熔化的废金属的特定解控的表面污染解控的示例，参考文献[41]给出了待拆除厂房的特定解控水平。

7.17. 基于表面污染解控水平的解控通常仅适用于污染物可以通过表面测量技术检测到的表面，并且污染物的深度使得测量技术可以在合理的程度上检测到所有污染。表面污染解控水平不适用于挖掘土壤或建筑垃圾等材料⁷。

7.18. 对于活度可以渗透到体积的表面（如建筑表面和可渗透地面），应当规定解控水平是仅适用于顶层（即实际表面）还是适用于表面加上表面下部分体积。通常，将表面污染解控水平与直接存在于表面上的污染和直接存在于同一表面区域下方的污染联系起来是一种谨慎的方法。进一步的细节见参考文献[41]。

7.19. 需要仔细区分表面污染解控水平和表面污染水平的其他用途，如 SSR-6 (Rev.1) [16]。SSR-6 (Rev.1) [16]第 508 段规定的表面污染限值是针对监管控制下的放射性物质运输而推导出的，这与解控无关，因此这些值不应用于解控目的。

7.20. 用于推导表面污染解控水平的模式需要考虑与表面污染存在相关的所有照射途径。特定而言，这些措施包括：

- (a) 受污染表面的外部照射；
- (b) 装卸物体时因手口照射污染物而摄入；
- (c) 装卸或机加工物体时因污染物再悬浮而吸入；
- (d) 皮肤污染。

⁷ 要解控的建筑垃圾通常使用体积监控器进行测量，体积监控器一次可以测量几百公斤的材料，应用活度浓度解控水平，如 GSR Part 3[1]表 1.2。以直立结构形状进行解控的厂房通常使用与表面相关的解控水平进行解控（例如，用于后续拆除），如参考文献[41]给出的水平。拆除这些建筑产生的建筑垃圾不需要进行额外的解控测量，以证明符合活度浓度解控水平。

7.21. 在推导特定解控的表面污染水平时，应当适用 GSR Part 3[1]第 I.10 段和第 I.11 段规定的相同解控标准。此外，如第 4.4(b)段所述，对于低概率假想方案，应当适用每年 50 毫希沃特的皮肤等效剂量限值。

7.22. 如果材料已经被活化（例如核反应堆或粒子加速器周围的混凝土屏蔽），如参考文献[29]提供的表面污染解控水平不适用。

满足特定许可的附加条件

7.23. 特定解控适用于特定材料，有时适用于特定数量和该材料的特定归宿和/或目的地：所有这些条件都附加于特定解控。需要满足这些条件才能认为解控流程已经完成。例如，在熔化的条件下被解控的废金属需要实际到达熔炉并在那里熔化，并且在此之前不能以其他方式再使用。如果与非放射性金属混合是特定解控的一个条件，则应当符合用于推导特定解控的混合比。同样，以拆除为条件解控的建筑在此期间也应当不使用（例如作为临时办公室或车间）。

7.24. 为确保满足特定解控所附带的条件，可能需要在生产解控材料的营运组织和最终目的地的营运组织之间作出正式安排。这种安排应当提供高度保证，确保在解控流程完成之前，材料不会被转移，并将辐射风险降至最低。这种实践的实用性应当与监管机构达成一致。这可能包括监督向指定目的地的运输，或要求将收据发送到最初解控材料的设施，以便监管机构进行评审。如果目的地在另一个国家，并且计划对特定解控材料进行跨境转移，解控流程应当考虑到这一点，以便该材料能够被接受在目的地国进行运输和进一步管理（例如回收利用）。

7.25. 因此，特定解控可被视为两阶段过程。第 1 阶段是解控行为，确认 (a) 材料符合特定解控水平；(b) 商定了归宿或目的地；以及 (c) 存在转移和处置材料的正式协议。第 2 阶段是确认，当提供证据证明特定解控的附加条件已经满足时就会发生确认。

7.26. 在特定解控用于熔化的废金属的情况下，需要了解相关国家处理废金属的流程，以便能够识别适当的条件。废金属通常流向废金属经销商，他们存储金属直到有足够数量特定类型的金属出售给金属熔化公司，废金

属有显著的国际贸易。这种类型的商业不适合废金属的特定解控。相反，应当作出安排确保废金属直接送到指定的熔化设施。

7.27. 在对送往填埋场的材料进行特定解控的情况下，必须了解填埋场的特定情况，并将其纳入用于推导出特定解控水平的假想方案中。所附条件应当考虑到接收填埋场的容量、特定解控的活度浓度水平以及解控材料中放射性核素向环境中的可浸出性。还应当考虑填埋场关闭后的时间。根据 GSR Part 3[1]第 I.11 段，机构控制期结束后可能出现的侵入假想方案可被视为低概率假想方案（即受每年 1 毫希沃特剂量标准的限值）。

7.28. 在一般解控的情况下，一旦证明符合一般解控水平（通常发生在生产材料的设施），就可以认为该过程已经完成。相比之下，特定解控可能涉及材料到达某一目的地或最终状态的条件（例如，解控用于熔化的金属必须到达冶炼厂，解控用于处置的废物必须到达填埋场，解控用于拆除但未事先再使用的厂房必须拆除）。因此，可能有必要考虑在什么时候取消监管控制也是完全的（以及在完成特定解控之前处理材料是否需要监管机构的授权）。

7.29. 用于推导出特定解控水平的模式应当明确考虑到作为解控流程的一部分将发生的任何物质运输。特定解控必须基于与一般解控相同的剂量标准（见 GSR Part 3[1]第 I.13 段）。相同的剂量标准用于推导 SSR-6（Rev.1）[16]的豁免值（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-26（Rev.1）号《国际原子能机构〈放射性物质安全运输条例〉咨询材料》（Rev.1）[42]第 402.3—402.7 段。因此，符合特定解控水平材料的运输通常应当不受制于 SSR-6（Rev.1）[16]要求，在推导出特定解控水平时应当确认这一点。同样，目的地设施处理已解控材料应当不需要授权：在推导出特定解控水平时也应确认这一点。

8. 吸引相关各方参与及增进公众了解解控

8.1. 虽然解控材料是在通知或授权的实践中产生的，但很可能随后被不熟悉辐射防护的人员加工或使用，他们不了解解控的剂量标准——每年 10 微希沃特的数量级（见 GSR Part 3[1]第 I.11 段）——代表着微不足道的辐射

风险。因此，可能不了解为什么可以在不采取任何辐射防护措施的情况下使用解控材料。

8.2. 在实施解控安排时，营运组织和监管机构需要与相关各方协商（见 GSR Part 3[1]第 2.30(f)段和第 2.43(d)段）。目的应当是解释解控的概念、基础以及在实践中如何管理和执行。为了建立对解控流程的信任并确保其被接受，应当使用明确的术语，以透明的方式进行这种照射，并应当根据相关各方采取不同的形式。在高度感兴趣的情况下，可采用的不同沟通形式的示例包括，关于国家解控框架的正式磋商或沟通，不同监管机构、营运组织和其他（如废物管理）组织之间的讨论，与相关各方举办研讨会和讲习班，公开听证会，印刷如传单等材料，以及如网页和社交媒体等电子媒体。

8.3. 参与的目的是了解相关各方的关切，以尊重和相称的方式解决这些关切，并解释与材料解控相关的社会、经济和环境效益（例如，资源的回收和可持续使用）。

8.4. 展示解控流程和相关的监控计划可以有效地增进对解控流程的了解和建立信任，还可以表明这一过程是由监管机构监督的。然而，仍然重要的是，在解控流程中不要仅仅为了获得公众的接受而使用保守性。

8.5. 加强对解控材料辐射风险理解的一个方法是将其与自然本底辐射进行比较。或者，与普遍接受的辐射照射进行比较—例如，来自航空旅行或食品中天然放射性核素的存在—也是有用的交流工具。这些比较的相关信息可在原子能机构关于辐射防护的海报和传单⁸中找到。另一点需要沟通的是通过解控材料实现的经济节约（例如，由于回收和避免处理、整备和处置成本）。

8.6. 为提高公众对其他情况下辐射风险的认识而开发的通信工具也可能是有用的[43、44]。

8.7. 在特定解控的情况下，还应当咨询其他相关各方（如运输营运商、其他相关监管机构）。由于特定解控水平通常高于一般解控水平，监管机构和营运组织应当向相关各方解释这些差异。

⁸ 可查阅 <https://www.iaea.org/resources/rpop/resources/posters> 和传单。

附 录

紧急情况后可在填埋场回收或处置的材料和废物筛选水平

A.1. 核或辐射紧急情况以及随后的恢复运行可能会持续很长时间（几周至几十年）。在紧急情况的早期和中期阶段之后，下一阶段将是作为现存照射情况管理受影响人员和该地区的恢复。

A.2. 在现存照射情况下，对生活在受影响地区的人员进行最佳防护的参考水平选自每年 1—20 毫希沃特的范围（见 GSR Part 3[1]第 1.26 段）。参考水平需要由监管机构或其他相关机构规定（见 GSR Part 3[1]第 5.4(b)段）。此外，在紧急情况发生后，可能有必要为受影响地区的材料和废物管理建立一个新的监管框架（例如，危害废物、解控房屋后的垃圾、农业废物以及去污工作产生的土壤和废物）。根据监管框架，一些材料和废物可分别置于放射性物质和放射性废物监管控制系统之下。

A.3. 由于放射性衰变，材料或废物的活度浓度有可能降低到认为没有必要进行监管的水平。在这种情况下，可以允许回收材料或在填埋场处置废物。这类似于计划照射情况下的特定解控概念。

现存照射情况下筛选水平与计划解控之间关系

A.4. 在现存照射情况下，参考水平的概念应当作为防护策略的一部分，在防护策略中防护和安全最优化。参考水平是最优化的工具，在界定、选择、分析和基准化防护策略方面发挥作用。

A.5. 在紧急情况后的现存照射情况下，在填埋场回收材料或处置废物通常不能使用与计划照射情况下解控相同的剂量标准。相反，可以选择更合适的不同剂量标准，并考虑到现存照射情况的特殊性。因此，术语“解控水平”不适用于紧急情况后的照射情况。相反，本附录使用“筛选水平”术语，用于测量材料和废物中的活度浓度。

A.6. 如果在紧急情况后有必要回收材料或在填埋场处置废物，任何筛选水平都应当基于个人有效剂量标准，其值小于或等于所考虑的现存照射情况的选定参考水平。这些剂量标准应当与待管理材料或废物对人的后续照

射相关。在这种情况下，剂量标准应当由监管机构或其他相关机构规定。例如，紧急情况恢复后期现实假想方案的剂量标准可以是每年 1 毫希沃特或更少（例如，正常操作下工作人员和公众的剂量、与回收相关的剂量以及填埋场处置后地下水迁移的剂量）。还应当特定规定低概率假想方案的剂量标准，例如在填埋场关闭后侵入填埋场，预计剂量标准将大于或等于现实假想方案的剂量标准。

A.7. 因此，对于在现存照射情况下支持决策的实际应用，建议采用类似于使用从合适剂量标准推导出的“筛选水平”（单位为贝可/克）进行解控的方法。监管机构或其他相关机构还应当规定在超过筛选水平的情况下应当采取的措施。附件 VIII 介绍了福岛第一核电站事故后实施的这种实践的一个示例。

参 考 文 献

- [1] 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、经济合作与发展组织核能机构、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)。
- [2] 国际放射防护委员会《国际放射防护委员 2007 年建议书》,国际放射防护委员会第 103 号出版物,《国际放射防护委员会年刊》第 37 期第 2—4 页,(2007 年)。
- [3] 国际放射防护委员会《放射防护控制措施的范围》,国际放射防护委员会第 104 号出版物,爱思唯尔,牛津(2007 年)。
- [4] 国际原子能机构《排除、豁免和解控概念的应用》,国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-17 号,国际原子能机构,维也纳(2023 年)。
- [5] 国际原子能机构《排除、豁免和解控所用活度浓度值的推导》,《安全报告丛书》第 44 号,国际原子能机构,维也纳(2005 年)。
- [6] 国际原子能机构《解除终止实践后场址的监管控制》,国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-5.1 号,国际原子能机构,维也纳(2006 年)。
- [7] 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、国际刑警组织、经济合作与发展组织核能机构、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)。
- [8] 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、国际刑警组织、经济合作与发展组织核能机构、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织、世界气象组织,

- 《终止核或辐射应急的安排》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-11 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [9] 国际原子能机构《核安全与安保术语：用于核安全、核安保、辐射防护、应急准备与响应》（2022 年暂定版），国际原子能机构，维也纳（2022 年）
- [10] 国际原子能机构《放射性废物处置前管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [11] 国际原子能机构《设施退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [12] 欧盟理事会《2013 年 12 月 5 日第 2013/59/号欧洲原子能共同体理事会指令，该指令规定了保护免受电离辐射危害的基本安全标准，并废除了第 89/618/号指令、第 90/641/号指令和第 96/29/号指令、第 97/43/号指令以及第 2003/122/号指令》，欧盟办公室刊物 L13 57（2014 年）第 1—73 页。
- [13] 欧洲委员会《关于建筑材料天然放射性的辐射防护原则》，《辐射防护》第 112 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1999 年）。
- [14] 欧洲委员会《解控和豁免概念的实际应用：第 2 部分 — 豁免和解控概念对天然辐射源的应用》，《辐射防护》第 122 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1999 年）。
- [15] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、联合国开发计划署、联合国环境规划署、联合国人道主义事务协调办公室，《受过去活动或事件影响地区的治理策略和过程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-15 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [16] 国际原子能机构《放射性物质安全运输条例》（2018 年版），国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [17] 国际原子能机构《停堆退役核反应堆的辐射表征》，《技术报告丛书》第 389 号，国际原子能机构，维也纳（1998 年）。

- [18] 国际原子能机构《监控遵守豁免和解控水平》，《安全报告丛书》第 67 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。
- [19] IGUCHI, Y., KANEHIRA, Y., TACHIBANA, M., JOHNSEN, T., “富根核电厂退役工程支持系统（DEXUS）的开发”，《核科学技术杂志》第 41 3 期（2004 年）第 367 页。
- [20] BARTLETT, A., DAVIES, M., BURGESS, P., COPPINS, G., “将历史和测量整合到场址排放的案例中”，2011 年法国兰斯第 14 届国际环境修复和放射性废物管理会议论文集，美国机械工程师学会，纽约（2011 年）。
- [21] 美国核管制委员会《多机构辐射调查和场址调查手册（MARSSIM）》，第 NUREG-1575 号报告（第 1 版），核管制研究办公室，华盛顿特区（2000 年）。
- [22] 核监管委员会《材料和设备的多机构辐射调查和评定（MARSAME）》，第 NUREG-1575 号报告（补编 1），核管制研究办公室，华盛顿特区（2009 年）。
- [23] 国际标准化组织，《核能 — 核燃料技术 — 确定核电厂产生的低和中水平放射性废物货包放射性的比例因子法》（ISO 21238:2007），国际标准化组织，日内瓦（2007 年）。
- [24] 国际原子能机构《核电厂废物表征换算系数的确定和使用》，国际原子能机构《核能丛书》第 NW-T-1.18 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [25] 联邦环境、自然转化、核安全和消费者保护部《电离辐射有害影响防护条例》（《辐射防护条例》），BMUV，柏林（2018 年）。
- [26] 瑞士联邦委员会《2017 年 4 月 26 日辐射防护条例》，联邦法律第 814.501 号，日内瓦。
- [27] 核工业安全理事论坛《英国核工业良好实践指南：解控和辐射判断：原则、过程和实践》（2.01 版），安全理事论坛，伦敦（2017 年）。

- [28] 欧洲委员会《核装置拆卸产生的金属回收或再使用表面污染解控水平的定义基准》，《辐射防护》第 101 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1999 年）。
- [29] 欧洲委员会《核装置拆卸金属回收的推荐辐射防护标准》，《辐射防护》第 89 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1998 年）。
- [30] 国际原子能机构《医学、工业和研究中使用放射性核素所产生物质的解控》，国际原子能机构《技术文件》第 1000 号，国际原子能机构，维也纳（1998 年）。
- [31] 德国标准化研究所《放射性物质和核设施部件解控的活度测量方法——第 1 部分：基础》（DIN 25457-1），德国标准化研究所，柏林（2014 年）。
- [32] 国际标准化组织《放射性测量：表面污染的测量和评价，第 1 部分：一般原则》（ISO 7503-1:2016），国际标准化组织，日内瓦（2016 年）。
- [33] Brown, F., Kiedrowski, B., Bull, J., “MCNP5-1.60 排放说明”，第 La-UR-10-06235 号报告，拉斯阿莫斯国家实验室，新墨西哥州拉斯阿莫斯（2010 年）。
- [34] 国际标准化组织、国际电工委员会，《试验和校准实验室能力的一般要求》（ISO/IEC 17025:2017），国际标准化组织，日内瓦（2017 年）。
- [35] 国际标准化组织《电离辐射测量特征限值（判定阈值、检测限值和覆盖区间限值）的确定——基本原理和应用》（ISO 11929），第 1 部分：基本应用（2019 年）；第 2 部分：高级应用（2019 年）；第 3 部分：展开方法的应用（2019 年）；第 4 部分：应用导则（2022 年），国际标准化组织，日内瓦。
- [36] 国际原子能机构、联合国环境规划署，《放射性流出物排入环境的监管控制》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-9 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [37] 国际原子能机构《用于评定放射性物质排放对环境影响的一般模式》，《安全报告丛书》第 19 号，国际原子能机构，维也纳（2001 年）。

- [38] 能源安保和零排放部、环境、食品和农村事务部、威尔士政府、农业、环境和农村事务局（北爱尔兰）、商业、能源和工业战略部，《英格兰、威尔士和北爱尔兰放射性物质立法的范围和豁免》（2018年）。
- [39] 英国公共卫生部《支持 RSA93 豁免令审查的液体排除或豁免水平的推导》（HPA-CRCE-005），英国公共卫生部，伦敦（2010年）。
- [40] 欧洲委员会《用于计算拆除核装置回收金属的个人和集体剂量的方法和模式》，《辐射防护》第117号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（2000年）。
- [41] 欧洲委员会《核装置拆除后建筑物和建筑碎片的推荐辐射防护标准》，《辐射防护》第113号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（2000年）。
- [42] 国际原子能机构《国际原子能机构〈放射性物质安全运输条例〉咨询材料》（2018年版），国际原子能机构《安全标准丛书》第SSG-26（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2022年）。
- [43] OGINO, H., HATORI, T., “日本癌症死亡率的背景终生风险计算”，《日本保健物理杂志》第49 4期（2014年）第194页。
- [44] MURAKAMI, M., NAKATANI, J., OKI, T., “2011年福岛核电站事故后饮食放射性核素的风险感知和风险比较信息评价”，PLoS ONE 11（2016）e016594。

附 件 I

基于表面污染测量放射性核素解控比值推导的剂量学建模

I-1. 在各种国家和国际研究中，已经对表面污染的解控水平进行了计算（见参考文献[I-1—I-11]）。

I-2. 本附件简要介绍了这些研究背后的放射学模式。

欧洲联盟委员会：解控建议

方法概述

I-3. 欧洲委员会发布的参考文献[I-1、I-2]关于解控的建议包含用于推导表面污染解控水平的放射性模式。参考文献[I-2]包含模式的详细描述。虽然表面污染解控水平是针对废金属（即钢、铜和铝）推导出的，但它们可被视为符合一般解控标准，因为它们涵盖了再使用和再循环的假想方案。由于这些情况的性质，特别是再使用假想方案，这些解控水平不仅适用于金属，也适用于装卸、处理和其他使用的其他材料（如塑料、木材或玻璃制成的物项）。

I-4. 参考文献[I-1]推荐的表面污染解控水平适用于表面污染总量（即固定污染加上非固定污染），意在作为中等面积的平均值，即“几百平方厘米—1 平方米”，“取决于材料类型、污染和污染的均匀性”[I-1]。参考文献[I-1]进一步说明了这一点“废金属的表面污染限值在很大程度上与金属类型无关，因为无论金属是什么，运输和装卸都是相似的。”

I-5. 图 I-1 概述了用于推导回收或再使用的废金属表面污染解控水平的假想方案。这两组假想方案在结构上非常相似。然而，在参考文献[I-1、I-2]，表面污染解控水平的意义是在废金属的回收和再使用两个领域被认为是不同的：回收主要由活度浓度解控水平决定，而“直接再使用的解控标准主要是表面污染限值，因为测量整体活度在许多情况下意味着破坏设备的完整性”[I-1]。

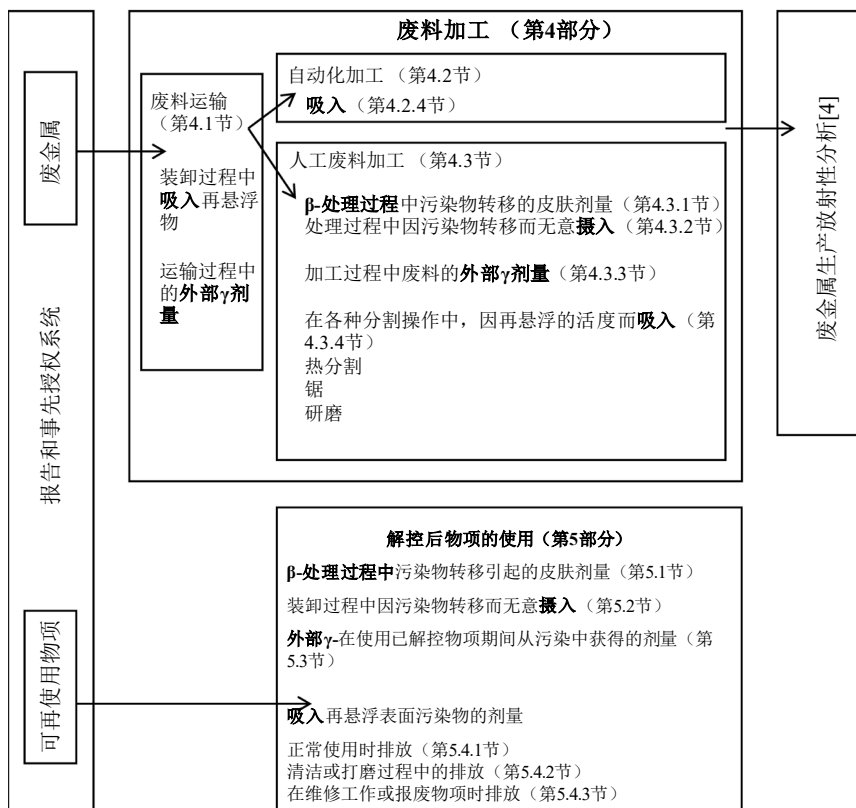


图 I-1. 从参考文献[I-2]推导金属回收和再使用解控水平的假想方案概述。

图中提到的资料来源、章节和小节来自参考文献[I-2]。

I-6. 参考文献[I-2]开发的假想方案主要具有确定性，代表正常情况，在此期间可能发生与解控金属的接触和照射。参考文献[I-2]开发的表面污染解控水平的放射性模式与参考文献[1]的活度浓度解控水平完全独立[I-12]废金属。这意味着表面污染解控水平不是使用换算系数来计算质量与表面的比率。

I-7. 在参考文献[I-1、I-2]，具有放射性子代的放射性核素的解控水平包括这些子代的剂量贡献，这是通过假设它们与父代放射性核素处于长期平衡来解释的。参考文献[I-1、I-2]提供了这些父代放射性核素及其子代的清单。

I-8. 第 I-9—I-17 段描述了参考文献[I-2]使用的假想方案用于推导一般解控的表面污染解控水平，没有描述特定于回收的假想方案。

材料再使用假想方案

I-9. 参考文献[I-2]指出：

“经授权设施解控后继续使用物项称为再使用。设备和工具的再使用是核工业中的一种常见实践，在经济上比处置或报废设备更为可取。”

I-10. 再使用模式需要不同于熔化情况的假想方案，参考文献[I-2]指出：

“与再使用不同，回收废料包括熔化废料并将其转化为新产品。在这一过程中，废料与来自非核来源的废料混合，导致产品的质量比活度特定解控后的废料低。”

没有这样的混合再使用，因此，不假设对材料进行稀释或改性。

I-11. 参考文献[I-2]描述的模式考虑了如下所有相关的照射途径：

- (a) 外部照射；
- (b) 意外摄入污染物；
- (c) 吸入因活度再悬浮而产生的污染物；
- (d) 污染转移到身体导致的皮肤照射。

解控设备的再使用期间外部辐照剂量

I-12. 在参考文献[I-2]，人们承认，使用已解控设备的人可能会暴露在多种照射条件下。因此，当工作人员暴露于大件物项时，采用了包络方法，在这种情况下，工具柜具有相对较大的总表面：两个面板（门和背）、六个搁板和两个侧面，总尺寸为 2 米高、1 米宽和 0.4 米深，总表面为 8 平方米。假设工作人员有效地暴露在 4 平方米的环境中，这代表了柜子的正面和背面。照射时间设置为 1800 小时/年，代表一个完整的工作年。

解控设备的再使用期间意外摄入污染物剂量

I-13. 当污染物通过手从物项转移到口腔时，例如在进食或吸烟时，可能会因在解控设备的再使用的过程中意外摄入而照射。该模式的这一部分类似于用于推导回收利用的表面污染解控水平的模式。保守假设摄入发生在200小时/年，摄入率为1.2平方厘米/小时，1%的表面活度转移到手上。

解控设备的再使用过程中吸入再悬浮活度污染物剂量

I-14. 参考文献[I-2]考虑了以下4类吸入假想方案：

- (a) 在正常使用过程中，表面活度物质可以被抖松并再悬浮；
- (b) 该物项可以被清洁或打磨，例如在准备喷漆时，导致表面活度的再悬浮；
- (c) 可以进行焊接或热切割等修复工作，导致表面活度的再悬浮；
- (d) 在物项的使用寿命结束时，它将被报废，这意味着它可能会被热切割，导致表面活度的再悬浮。

最后两种假想方案非常相似，可以放在一起考虑。

I-15. 正常使用假想方案假设照射时间为1800小时/年，再使用物项的1%被再悬浮，环境粉尘浓度为0.2毫克/立方米，呼吸频率1.2立方米/小时。

解控设备的再使用过程中污染物转移到身体对皮肤剂量

I-16. 解控设备的再使用的过程中，污染物会转移到皮肤上，造成皮肤剂量，尤其是 β 辐射。这种假想方案假设皮肤的污染面积为0.1平方米，照射时间为1800小时/年，1%的污染物从物项转移到皮肤。在这种假想方案下，通过使用皮肤的组织加权因子0.01，皮肤剂量也被转换为有效剂量。

表面污染解控水平推导的其他假想方案

I-17. 如图I-1所示，参考文献[I-2]包含一些其他假想方案，这些假想方案也用于推导表面污染解控水平。其中包括对外部辐照和摄取途径进行分析的自动化废料加工（主要是使用自动剪切机、粉碎机、锤式粉碎机和废料压机）和人工废料加工（主要是采用热技术的人工切割）的假想方案，这

些假想方案涵盖第 I-10 段所列的所有照射途径。尽管具有不同的参数值。手工废料加工导致每单位表面污染水平的最高剂量，因为工作人员直接接触被污染的废料。

I-18. 参考文献[I-2]对两种最重要的照射途径进行了进一步分析——人工处理废料产生的吸入和使用解控物项产生的外部 γ 辐射使用专用随机模式。这两种照射假想方案被认为特别重要，因为它们涉及与大量废料或大件物项的长期近距离照射，并且因为与受污染的废金属相关的放射性核素通常是 γ 射线（例如钴-60、铯-137）或具有高吸入剂量系数的放射性核素（例如铀和钚的核素）。进一步分析的结果表明，确定性假想方案中参数的选择是保守的。

美国：NUREG-1640 和 ANSI/HPS N13.12

I-19. 参考文献[I-3]描述的模式用于表面污染解控水平的推导，与参考文献[I-2]描述的不同。参考文献[I-3]描述了一个复杂的模式，其主要目的是推导出再使用、再循环和处置废钢铁、废铝、废铜和混凝土碎石的活度浓度解控水平。这些材料构成了可能从核设施或其他获得解控的设施中解控的批量部件。

I-20. 表面污染解控水平由活度浓度值通过描述材料质量表面积比的换算系数推导出。这些换算系数最常见的值是钢 5.1 克/平方厘米，混凝土 280 克/平方厘米。这种大约 50 倍的差异就是为什么被污染的废钢或废铜的解控产生最高的有效剂量，因此也是最严格的表面污染解控水平。参考文献[I-4]使用了类似的方法，根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号《国际放射防护和辐射源安全基本安全标准》[I-13]规定的活度浓度解控水平进行了类似的转换。在这种情况下，转换因子被简单地设置为 1 克/平方厘米，因此以贝可/平方厘米为单位的值在数字上等于以贝可/克为单位的值。

I-21. 参考文献[I-3]仅由监管机构用于帮助评价特定照射假想方案及其相关照射途径。监管机构不使用解控水平来做出监管决策。

I-22. 参考文献[I-3、I-4]描述的模式没有直接推导出表面污染解控水平。然而，在推导表面污染解控水平的专用模式太具有挑战性的情况下，将活度浓度解控水平转换为表面污染解控水平可能是一种可行的方法。

美国：阿贡国家实验室工作人员表面解控标准

I-23. 参考文献[I-5]包含使用职业照射假想方案对表面污染导致的潜在剂量分布的评价。目的是试验一组表面污染解控水平是否符合工作人员的剂量限值或剂量约束。

I-24. 在计算核设施中最常见的 13 种选定放射性核素的剂量分布时考虑了以下两种假想方案：

- (a) 第 1 种假想方案假设工作人员使用被污染的厂房。分析了两栋厂房——一个大仓库和一个小办公室，厂房尺寸不同。假设污染存在于地板和四面围墙内，所有表面的污染水平相同。假设这种厂房内的工作人员通过 (i) 来自地板和内墙的外部辐射接受辐射剂量；(ii) 吸入从地板和内墙的污染物中再悬浮的受污染颗粒；(iii) 摄入沉积的尘埃颗粒；(iv) 浸没在污染空气中的外部辐照；以及 (v) 来自沉积尘埃颗粒的外部照射；
- (b) 第 2 种假想方案假设在办公室环境中使用受污染的办公桌。假设典型尺寸的写字台顶部被均匀污染，并且工作人员坐在离桌子正常距离的地方。假定该工作人员通过 (i) 来自桌子顶部的外部照射接受辐射剂量；(ii) 吸入从桌面上的污染物中再悬浮的受污染颗粒；(iii) 摄入沉积的尘埃颗粒；(iv) 浸没在污染空气中的外部辐照；以及 (v) 来自沉积尘埃颗粒的外部照射。

I-25. 分析是在假设每个关键参数值都有统计分布的情况下进行的，分布类型适合该参数，并受到合理边界的限制。分析确定了给定表面污染水平与估计剂量分布之间的联系，使用平均剂量进行最终评定。评定结果所依据的剂量标准为每年 50—100 微希沃特。在此基础上，开始分析的表面污染解控水平被判断为适用。

日本：在计划照射情况下解控被放射性物质污染物体导则

I-26. 关于表面污染物体的控制¹，日本保健物理学会辐射防护标准化委员会已经为计划照射情况、紧急照射情况和现存照射情况制定了导则[I-6]。表 I-1 归纳了计划照射情况导则的要点。

表 I-1. 日本计划照射情况下放射性物质污染物体解控导则概述
(经许可改编自参考文献[I-6])

导则	标准
剂量标准（有效剂量）	10 微希沃特/年或更低的数量级
概念	解控
基本目的	解控控制区域内的物项解控许多相对较小的物体
照射假想方案	小货包的装卸[I-7] 一般物体的装卸[I-8]
日本广泛使用的典型盖革 — 米勒测量仪读数示例	1000 cpm（10 贝可/平方厘米 钴-60） 2300 cpm（10 贝可/平方厘米 铯-137）

I-27. 本导则适用于从受控区域移除物体。一般来说，在物体被移除后，对其使用没有控制，因此移除类似于解控的概念。解控通常基于装卸大量材料的假设，例如拆除核装置的废物，而在计划照射情况下从控制区移除物体通常涉及处理许多相对较小的物体。

I-28. 计算了从控制区移除的小物体的表面污染水平，该水平将符合有效剂量约为每年 10 微希沃特或更低的解控剂量标准（对于实际照射假想方案）。推导出的结论是，从辐射防护的角度来看，没有理由继续控制已从控制区移除物体。因此，解控概念的适用性已得到证明并列入导则。

I-29. 使用了两种照射假想方案来推导在计划照射情况下移除物体的表面污染水平。这些是小货包的装卸[I-7]和一般物体的装卸[I-8]（包括表面积为 0.1 平方米的人工装卸物体、表面积为 1 平方米的近距离装卸物体和表

¹ 参考文献[I-6]使用了“商品”术语，商品被定义为固体有价值货物（如车辆、设备），其在从控制区移走后的再使用或再循环是正当的。在本附件中，“商品”改为“物体”。

面积为 1 平方米的远距离装卸物体 10 平方米)。在这两种假想方案下, 钴-60 和铯-137 的表面污染水平(符合每年 10 微希沃特有效剂量的剂量标准)被计算为两种放射性核素的 10 贝可/平方厘米。根据参考文献[I-14], 使用窗口为 20 平方厘米的典型盖革 — 米勒表面污染测量仪, 钴-60 和铯-137 的这些表面污染水平分别对应于 1000 cpm 和 2300 cpm 的读数。

I-30. 对于高能 γ 发射体, 如钴-60 和铯-137, 对应于每年 10 微希沃特有效剂量的剂量标准的表面污染水平在很大程度上取决于被污染表面的假设大小。同样的放射性核素也可能是 β 辐射表面污染测量的关键放射性核素。

I-31. 在制定导则的过程中, 很明显, 大型物体的表面污染解控水平对于常规从控制区移走的小型物体来说过于保守。相反, 根据可能被污染的表面尺寸, 对从控制区移走的小物体进行常规控制, 采用单独的表面污染水平。

英国: 解控和放射性判断核工业导则

I-32. 参考文献[I-9]附录 F 载有受污染物项表面污染解控水平的推导。特别是, 它包含了对拆除核装置所产生的金属设备再使用的最大 α 、 β 和总活度水平的计算。参考文献[I-9]使用的模式与参考文献[I-2]使用的相同, 导致相同的推导表面污染解控水平。

SUDOQU 模式

I-33. 参考文献[I-10]描述了一个模式, 旨在评价公众成员因暴露于表面污染物体(例如核事故)而产生的年有效剂量, 同时考虑了所有相关的照射途径(即外部辐射、吸入、间接摄入和皮肤污染)。

I-34. 已经评价了该模式在计算表面污染解控水平方面的适用性[I-11]。考虑到不同的使用假想方案和不同的放射性核素, 将模式计算应用于一些确定性假想方案, 以计算暴露于典型办公用品(即书柜)所产生的年有效剂量。然后使用这些假想方案计算表面污染水平, 相当于每年 10 微希沃特的有效剂量。

I-35. 然后将这些计算结果与参考文献[I-2]结果进行了比较。观察到由于参数和照射假想方案的不同假设而导致的差异。一个主要的区别是参考文献[I-10]的 SUDOQU 模式认为表面活度随时间的减少不仅通过放射性衰变,而且通过活度的再悬浮和转移到手上。类似地,再悬浮的活度有助于空气中活度浓度的增加,并且反过来可以部分地再沉积到物体表面上。

I-36. 它在参考文献[I-11]结束 SUDOQU 剂量评定模式适用于解控核设施中的物体。该模式的进一步发展允许详细的参数敏感性分析和概率剂量评定。比利时联邦核监管局已接受推导的表面污染解控水平用于监管用途[I-15]。

附件 I 参考文献

- [I-1] 《从核装置拆除中回收金属》,《辐射防护》第 89 号,欧洲共同体官方出版物办公室,卢森堡(1998 年)。
- [I-2] 欧洲委员会《核装置拆卸产生的金属回收或再使用表面污染解控水平的定义基准》,《辐射防护》第 101 号,欧洲共同体官方出版物办公室,卢森堡(1999 年)。
- [I-3] 美国核管制委员会《核设施材料解控的辐射评定》,第 NUREG-1640 号报告,核管制研究办公室,华盛顿特区(2003 年)。
- [I-4] 美国国家标准协会《解控表面和体积放射性标准》(ANSI/HPS N13.12),美国国家标准协会,华盛顿特区(2013 年)。
- [I-5] KAMBOJ, S., YU, C., RABOVSKY, J.,“职业假想方案下拟定表面放射性解控水平下的潜在剂量分布”,第 ANL/EVS/TM/11-3 号报告,伊利诺伊州阿贡国家实验室(2011 年)。
- [I-6] 日本辐射防护标准化委员会,“在计划、紧急和现存照射情况下移动受放射性污染商品的三项导则摘要”,《日本保健物理杂志》第 52 期(2017 年)第 311 页。
- [I-7] MUNAKATA, M.,“放射性物质安全运输非固定表面污染的适用限值”,《放射性物质运输包装和存储安保》第 24 期(2013 年)第 191 页。

- [I-8] OGINO, H., HATTORI, T. “表面污染同位素特异性豁免水平的计算”，《放射性同位素应用》第 67 期（2009 年）第 1282 页。
- [I-9] 核工业安全理事论坛《英国核工业良好实践指南：解控和辐射判断：原则、过程和实践》（2.01 版），安全理事论坛，伦敦（2017 年）。
- [I-10] VAN DILLEN, T., SUDOQU: “一种新的剂量模式，用于推导非食品（消费）商品、容器和运输工具表面污染的标准”，《辐射防护测量》第 164 期 1—2（2015 年）第 160 页。
- [I-11] RUSSO, F., MOMMAERT, C., VAN DILLEN, T., “表面污染物体从核设施控制区解控：SUDOQU 方法的应用”，《国际核能杂志》第 63 1 期（2018 年）。
- [I-12] 欧洲委员会《用于计算拆除核装置回收金属的个人和集体剂量的方法和模式》，《辐射防护》第 117 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（2000 年）。
- [I-13] 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、经济合作与发展组织核能机构、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）。
- [I-14] 日本标准协会《表面污染评价 — β 发射体（最大 β 能量大于 0.15 兆电子伏特）和 α 发射体》（JIS Z 4504-2002 (R 2012)），日本标准协会，东京（2008 年）。
- [I-15] 联邦核控制局《联邦核控制局技术条例 — 为建筑物、某些材料和特定实践中的材料设定表面解控水平》，联邦核控制局，布鲁塞尔（2021 年）（法语和荷兰语）。

附件 II

一般解控表面污染值的示例

II-1. 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》[II-1]没有规定表面污染方面的解控水平值，然而，有一些国际和国家建议和导则包含这种水平。本附件简要概述了选定的建议和研究，其中推导出了表面污染解控水平。表 II-1 列出了一小部分放射性核素的推导值示例（单位为贝可/平方厘米）。

II-2. 本附件仅限于用于一般解控的表面污染解控水平的示例，旨在提供特定解控表面污染解控水平的模式在假设、照射假想方案和参数值方面包含太多差异，无法对推导出的解控水平进行有意义的比较。

II-3. 还考虑了原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6 (Rev.1) 号《放射性物质安全运输条例》(2019 年版) [II-2]。这些规定不包含解控水平，但它们包含表面污染值，这些值经常被误用为解控水平。

欧洲委员会

II-4. 已经推导出了拆除核设施产生并打算回收或再使用的金属的表面污染解控水平[II-3、II-4]。如本“安全导则”附件 I 所述，在单位表面污染水平为 1 贝可/平方厘米的情况下，使用确定性假想方案计算放射性核素的特定结果，单位为每年微希沃特。然后推导出了导致每年 10 微希沃特剂量的每种假想方案下的表面污染水平。然后将最小的推导值用作每种放射性核素的表面污染解控水平。该值在大多数情况下基于再使用假想方案。

德国

II-5. 参考文献[II-5]描述了在 1998 年和 1999 年制定《德国辐射防护条例》的过程中进行的一项研究。这项工作的大部分是与上文第 II-4 段所述欧洲委员会开展的工作同时进行的。本研究的主要目的见参考文献[II-5]是为再使用和再循环推导出一套单独表面污染解控水平。这使得这些解控水平也适用于一般解控。

美国

II-6. 参考文献[II-6]描述了一项关于美国废金属解控的综合研究，其中推导出了活度浓度解控水平和表面污染解控水平。参考文献[II-6]描述了从解控的核设施中解控废铁、废钢、铜、铝和混凝土碎石后，个人的计算和估计年剂量。估计剂量是根据概率计算的，以考虑 86 种照射假想方案中每一种假想方案的大量可能变化。这些假想方案涵盖了可能产生最高剂量的所有现实情况。每种情况都用 115 种放射性核素进行了分析，这些放射性核素被认为最有可能与获得解控的核设施的材料相关。分析的目的是现实地模拟当前的过程，在放射性核素的基础上确定放射性核素的关键组，并能够将剂量标准转化为活度浓度或表面污染方面的解控水平。

一般解控表面污染推导值的比较

II-7. 表 II-1 列出了从第 II-4—II-6 段所述研究和建议中选择的表面污染解控水平。表 II-1 仅包含可与一般解控合理关联的解控水平（即，它们不特定于厂房或土地）。表 II-1 的所有解控水平均基于每年 10 微希沃特的个人有效剂量推导出。

II-8. 表 II-1 显示，对于强 γ 发射体（如钴-60、铯-137、钚-154）和 α 发射体（如钚-242、镅-241），通常有很好的 consistency，不同模式推导出的表面污染解控水平之间的差异，表明外部辐射（ γ 发射体）和吸入再悬浮表面污染物（ α 发射体）的模式基于相似的假设。强 β 发射体（如锶-90）的解控水平之间的一致性也可以被认为是相当好的，这表明摄入途径（直接和间接摄入）通常基于类似的假设。弱 β 发射体和电子俘获发射体（如氚、碳-14、氯-36、铁-55）的表面污染解控水平差异较大，这表明推导这些值的假想方案有很大不同于间接摄入和皮肤污染的假设。这是一个需要进一步努力协调国际上使用的方法和表面污染解控水平的领域。

表 II-1. 一般解控中表面污染解控水平的比较

放射性核素	欧洲委员会[II-3、II-4] (贝可/平方厘米)		德国[II-5] (贝可/平方厘米)	美国[II-6] ^a (贝可/平方厘米)	
	未舍入	舍入	舍入	平均	第 95 百分位
氚	25 000	10 000	100	1500	700
碳-14	770	1000	100	1600	1100
氯-36	130	100	100	29	7
铁-55	1500	1000	100	11 0000	30 000
钴-60	1	1	1	1	0.3
锶-90	8.5	10	1	83	34
铯-137	3.7	10	1	3.1	1.0
镅-154	1.8	1	1	2.3	0.6
铀-234	0.49	1	1	3.7	1.2
钷-242	0.11	0.1	0.1	1.6	0.5
镅-241	0.12	0.1	0.1	1.1	0.3

^a 参考文献[II-6]仅以草案形式发布，从未被纳入美国官方的解控政策。

在原子能机构放射性物质安全运输条例中表面污染值的应用

II-9. SSR-6 (Rev.1) [II-2]规定表面污染值为 0.4 贝可/平方厘米用于 β 和 γ 发射体和低毒性 α 发射体 0.04 贝可/平方厘米，适用于污染定义中的所有其他 α 发射体（固定和非固定污染）。它还指定了 4 贝可/平方厘米和 0.4 贝可/平方厘米的值，用于表面污染物体（SCO-I）的限值和货包及运输工具的表面污染，仅与非固定污染相关。当在表面的任何部分的 300 平方厘米的面积上平均时，这些限值是可适用的。

II-10. SSR-6 (Rev.1) [II-2]规定的表面污染值最初是使用一个非常简单的模式[II-7]推导出的。对该模式的回顾，以及限制包装和运输工具表面污染的新建模方法的建议见参考文献[II-8]，由此可以清楚地看出，SSR-6 (Rev.1) [II-2]规定的表面污染值不适用于解控。

附件 II 参考文献

- [II-1] 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、经济合作与发展组织核能机构、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）。
- [II-2] 国际原子能机构《放射性物质安全运输条例》（2018 年版），国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [II-3] 欧洲委员会《核装置拆卸产生的金属回收或再使用表面污染解控水平的定义基准》，《辐射防护》第 101 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1999 年）。
- [II-4] 欧洲委员会《核装置拆卸金属回收的推荐辐射防护标准》，《辐射防护》第 89 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1998 年）。
- [II-5] DECKERT, A., THIERFELDT, S., “污染的放射评定：基于区域的排放值设置的决策支持”，BMU 第 4149 章项目最终报告，Brenk Systemplanung（1999 年）。
- [II-6] 美国核管制委员会《核设施材料解控的辐射评定》，第 NUREG-1640 号报告，核管制研究办公室，华盛顿特区（2003 年）。
- [II-7] FAIRBAIRN, A., “运输容器和车辆放射性表面污染最大允许水平的推导”，《放射性物质安全运输条例》某些方面的说明，《安全丛书》第 7 号，国际原子能机构，维也纳（1961 年）。
- [II-8] 国际原子能机构《货包和运输工具非固定污染的放射学方面》，国际原子能机构《技术文件》第 1449 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。

附 件 III

特定解控活度浓度值的示例

III-1. 根据活度浓度推导出的特定解控水平的示例包括用于熔化废金属的解控水平[III-1]和用于拆除或再使用厂房的解控水平[III-2、III-3]。如本附件所述，比利时、德国和英国采用了填埋场废物处置的特定解控水平。本附件还包括原子能机构对填埋场处置的特定解控方法，以及英国解控某些液体的示例。

英国的固体废物特定解控的示例

III-2. 表 III-1 给出了与英国填埋场处置的极低放射性废物的特定解控¹相关的条件[III-4]。

表 III-1. 英国在填埋场处置的极低水平废物的特定解控 [III-4]

放射性废物类型	放射性核素最大浓度	每个日历年处理的最大废物量（贝可/年）
无单一物项固态放射性废物 > 4×10^4 贝可	所有放射性核素总和为每 0.1 立方米 4×10^5 贝可	2×10^8
无单一物项，仅含氚和碳-14 的固态放射性废物 > 4×10^5 贝可	含氚和碳-14 每 0.1 立方米 4×10^6 贝可	2×10^9

比利时的固体废物特定解控的示例

III-3. FBFC 国际公司是一座位于比利时德塞尔的核装置。从 1960 年到 2012 年，它为核电厂生产铀燃料组件。2011 年，出于经济原因决定关闭该装置。

¹ 在英国，由于监管术语的连续性，特定解控被称为“特定（有条件）豁免”。

III-4. 在运行过程中，水被用于污染区作为生产加工的一部分，并用于人员公用设施（洗手间）。这些被污染的水通过地下管道循环，并被收集到水处理厂房，在排放到环境中之前经过处理。

III-5. 最初的退役调查发现地下管道有几处泄漏（主要在管道之间的连接处），导致少量铀积聚在周围的土壤（主要是沙子）中。此外，由于积聚，在设施场址外的运河中发现了轻微污染的沙子。这些沙子被带到现场是要处理的污染土壤的一部分。材料的总体积估计为 8300 立方米，总质量为 12 000 吨。

III-6. 对于土壤的一般解控，比利时核监管机构规定 U_{tot} （铀的所有放射性同位素总和）的水平为 1 贝可/克。土壤样品的测量结果略高于该活度浓度。

III-7. 根据比利时的法规，根据监管机构发放的许可证可以进行特定解控。在许可证申请中，营运组织必须提出一个低于一般豁免水平的特定解控水平，并包括一项放射性影响研究，以证明不会超过每年 10 微希沃特的个人剂量标准，并且集体剂量将低于每年 1 人-希沃特。

III-8. 营运组织决定申请特定解控许可证，并根据放射性将沙子分为 3 级，最终目的地根据活度浓度确定如下：

- (a) < 1 贝可/克：一般解控；
- (b) 1 贝可/克—10 贝可/克：常规填埋处置；
- (c) > 10 贝可/克：将放射性废物移交比利时废物管理局。

常规填埋场中处置影响研究

III-9. 处理铀污染土壤的选定填埋场位于安特卫普省，旨在处理危害废物。它还接受含有天然放射性物质的废物。处置场址的特定区域将用于 FBFC 国际公司的低水平污染土壤。

III-10. 一项内部影响研究[III-5]将装卸 8300 立方米土壤的照射假想方案视为最坏情况，假设污染水平为 10 贝可/克 U_{tot} 。这一数量等于 FBFC 国际公司的土壤总量，预计在填埋场的处置量将大大降低。

III-11. 表 III-2 总结了可能受到特定解控流程影响工作人员的研究结果。

III-12. 表 III-2 显示，照射最多的工作人员将是那些在填埋场卸载土壤的工作人员。假设工作人员只执行列出的任务中的一项，卸载工作将由两个工作人员分担。因此，推导出的结论是，土壤中 10 贝可/克 U_{tot} 的活度浓度水平不会给所考虑的任何工作人员带来超过每年 10 微希沃特的个人有效剂量。

III-13. 对居住在填埋场附近、种植花园和在填埋场行走的所有年龄组的公众成员进行了类似的分析，该分析推导出了类似的结论。

III-14. 还进行了剂量计算，以估计现场分拣沙子对工作人员的影响。还发现如果工作人员使用此类工作的典型防护设备，结果低于每年 10 微希沃特。然而，这些工作人员被营运组织视为职业照射工作人员。

III-15. 在这项研究的基础上，监管机构发放了沙子中活度浓度高达 10 贝可/克 U_{tot} 的特定解控许可证，将最多 12 450 吨废物转移到传统的危险废物填埋场。

III-16. 由于活度浓度保持在 10 贝可/克 U_{tot} 以下，因此不需要将土壤运输到填埋场的许可证。

表 III-2. 常规填埋处置影响研究的结果

工作人员类型	照射类型	年剂量（微希沃特）
土壤运输车（司机）	外部	1.5
	吸入	可忽略
	摄入	可忽略
	合计	1.5
填埋场卸货工作人员	外部	7.3
	吸入	7.4
	摄入	0.2
	合计	14.9
填埋场处理过程工作人员	外部	3.3
	吸入	1.6
	摄入	0.1
	合计	5.0
填埋场其他工作人员	外部	2.8
	吸入	可忽略
	摄入	可忽略
	合计	2.8

有条件解控土壤的可追溯性

III-17. 关于解控土壤的数量和位置的信息将保存在每个运输容器的两套文件中：

- (a) 由 FBFC 国际公司准备的离境文件，包含容器标识符、货包类型和数量、放射性核素和放射性含量、总质量和提货日期；
- (b) 由填埋场营运组织准备的接收文件，包含容器标识符、交付时间、总质量和现场处置位置。

这些文件必须由营运组织（FBFC 国际）保存 30 年。在许可证终止时，文件将被移交给监管机构。

德国固态废物的特定解控的示例

III-18. 德国辐射防护委员会代表联邦环境、自然保护和核安全部推导出了在填埋场处置或在废物焚烧炉厂焚烧材料的解控水平。参考文献[III-6]提供了这些值并列入《2011 年德国辐射防护条例》。解控是指传统的填埋场处置场和也用于传统废物焚烧厂（即不是填埋场或有任何种类辐射防护许可证的焚烧厂）。

III-19. 解控水平是根据一个复杂的放射性模式推导出的，该模式考虑了从解控点到材料到达最终目的地（即填埋地或废物焚烧厂燃烧）的所有相关照射假想方案和照射途径。该模式的结构如图 III-1 所示。

III-20. 图 III-1 的模式考虑了工作人员将材料运输到填埋场或废物焚烧厂以及一般公众的假想方案。描述放射性核素通过环境途径逐渐排放并随后进入人类食物链的假想方案包括：(a) 空气中的尘埃及其在地面上的沉积；(b) 放射性核素从废物中沉淀到地表水，然后（几百年后）沉淀到地下水，以及将水用于饮用、灌溉和食物准备。

III-21. 该模式区分了填埋或焚烧设施的“少”量（即每年不超过 100 吨）和“大”量（即每年不超过 1000 吨）。这将使产生少量废物的设施（如医疗、研究和工业设施）得到不同的处理来自产生大量废物的设施，如正在退役的核电厂。

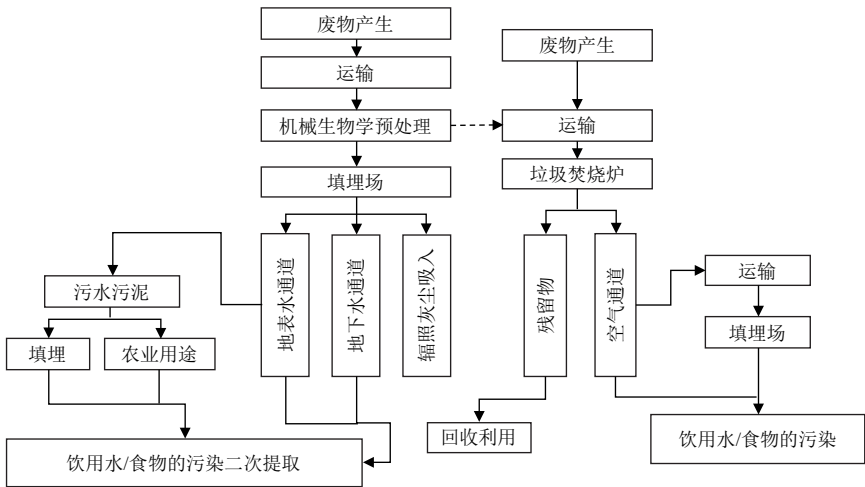


图 III-1. 德国用于计算填埋场处置和焚烧解控水平的放射性模式[III-4]。

表 III-3. 德国特定解控的解控水平示例

放射性 核素	填埋处置解控 (贝可/克)		焚烧解控 (贝可/克)	
	多至 100 吨/年	多至 1000 吨/年	多至 100 吨/年	多至 1000 吨/年
钴-60	6	2	7	2
铯-90	6	0.6	40	4
铯-137	9	3	9	1

III-22. 推导出大量放射性核素的解控水平。表 III-3 给出了钴-60、铯-90 和铯-137 的示例。

III-23. 解控水平适用于几个填埋场和焚烧厂。除了辐射防护当局管辖下的解控流程之外，它们的使用还涉及废物当局管辖下正常的废物处理行政程序。

原子能机构关于填埋场处置的固体废物特定解控出版物的示例

III-24. 参考文献[III-7]提供了关于在填埋场处置材料的特定解控水平推导的研究信息。退役项目中遇到大量低水平放射性的固态材料，因此，这项研究开始时的重点是特定解控退役废物，以便在填埋场处置。

III-25. 为了研究的目的开发了一种称为“解控工具”的新工具，用于推导不同类型填埋场的特定解控水平，并最终用于退役项目材料的再使用和回收。推导这些解控水平的剂量标准和假想方案基于参考文献[III-8]和原子能机构《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》[III-9]，即现实假想方案每年 10 微希沃特，低概率假想方案每年 1 毫希沃特。

III-26. 特定解控水平的推导侧重于与核电厂相关的放射性核素。本附件介绍了所考虑的放射性核素子集的结果：铯-90、锶-99、钅-106、碘-131、铯-134、铯-137、铯-144、钷-239、钷-241 和镅-241。

III-27. 一套基本的照射假想方案被用来描述在没有任何特殊辐射防护安排的普通填埋场处置材料的情况。这些假想方案考虑到了将材料运输到现场、在填埋场处理材料以及在填埋场发生火灾时向大气中排放放射性核素

可能导致的工作人员照射。还考虑了居住在填埋场附近的公众成员的照射情况。这些假想方案包括考虑渗滤液受控或不受控排放到地下水和地表水的后果。

III-28. 填埋场的生命周期分为两个阶段—运行阶段和运行后阶段—其中区分了机构控制期间和之后的阶段。对于填埋场的运行后阶段，考虑了休闲使用假想方案，包括在填埋场进行小型挖掘的可能性。此外，还考虑了一种侵入假想方案，即房屋建在原填埋场的场址上。在这种假想方案下，只考虑住在这些房子里的人员照射，因为照射时间会更长，而且会有额外的照射途径（例如摄入受污染的花园产品），导致比建筑房屋的建造工作人员照射的风险高得多。

III-29. 在填埋场关闭和机构控制结束后，居民居住在填埋场被视为不太可能的假想方案。因此，对于这种假想方案，使用了每年 1 毫希沃特的剂量标准。

III-30. 这项研究考虑了 3 种类型的填埋场：

- (a) 惰性废物填埋；
- (b) 城市无害废物填埋；
- (c) 危害废物填埋。

假设不同类型的填埋场在底部衬垫、渗滤液收集系统和顶盖方面具有不同的特性。

III-31. 作为本研究²的一部分开发的计算工具可用于计算考虑特定场址特点的特定解控水平。食物摄入计算中使用的参数值根据参考文献[III-10]进行了更新。

III-32. 研究中进行了确定性和概率计算。所选放射性核素子集的确定性计算结果见表 III-4。对数舍入未应用于计算结果，在将结果与 GSR Part 3[III-9]一般解控水平进行比较时，需要考虑到这一点。

² ECOLEGO，见 <http://ecolego.facilia.se/ecolego/show/Ecolego%20player>。

英国关于液体的解控的示例

III-33. 在英国进行了两项关于液体解控水平的研究：一项针对含水液体，另一项针对非含水液体。对非含水液体的研究[III-11]表明，参考文献[III-12]规定的固体解控水平适用于大多数放射性核素的非含水液体的一般解控。一些例外情况是磷-32、磷-33、硫-35、锌-65 和镅-99：对于这些放射性核素，可能需要通过限制活度浓度或适用处置条件等方式进行特定解控。更多信息见参考文献[III-11]。

表 III-4. 常规填埋场处置废物中特定解控活度浓度水平的确定性计算的结果[III-7]

放射性核素	一般解控水平 (来自 GSR Part 3[III-9]) (贝可/克)	填埋处置的活度浓度水平（贝可/克）		
		惰性废物 填埋场	城市无害 废物填埋场	危险废物 填埋场
锶-90	1	6.3	12	46
镅-99	1	2.8	2.8	5.3
钷-106	0.1	11	11	14
碘-131	10	87	87	110
铯-134	0.1	0.75	0.75	1.0
铯-137	0.1	1.7	1.7	2.2
铈-144	10	45	45	48
钷-239	0.1	2.7	2.7	4.2
普-241	10	64	64	97
镅-241	0.1	3.2	3.2	40

III-34. 针对含水液体进行的一项类似研究[III-13]基于每年 10 微希沃特的剂量标准，产生了 10⁻⁴—10³ 贝可/升的解控水平，其中 80%的值在 0.01—1 贝可/升的范围内。该研究建议，在这些活度浓度下，可排入下水道的含有放射性核素的液体体积应当限制在 3000 立方米/年。这项研究还指出了在实验室进行测量以证明某些放射性核素符合这些解控水平方面的困难。

附件 III 参考文献

- [III-1] 欧洲委员会《核装置拆卸金属回收的推荐辐射防护标准》，《辐射防护》第 89 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1998 年）。
- [III-2] 欧洲委员会《核装置拆除后建筑物和建筑碎片的推荐辐射防护标准》，《辐射防护》第 113 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（2000 年）。
- [III-3] 欧洲委员会《放射性污染厂房和厂房垃圾排放解控水平的定义》，《辐射防护》第 114 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1999 年）。
- [III-4] 能源安保和零排放部、环境、食品和农村事务部、威尔士政府、农业、环境和农村事务局（北爱尔兰）、商业、能源和工业战略部，《英格兰、威尔士和北爱尔兰放射性物质立法的范围和豁免》（2018 年）。
- [III-5] MOMMAERT, C., Bel V, 《个人通讯》，2023 年。
- [III-6] 无线电保护委员会《排放物质以供处置：213 年通过的辐射防护委员会建议》，2006 年 12 月 6 日辐射防护委员会会议，联邦环境、自然保护和核安全部辐射防护委员会报告第 54 期，Gustav Fischer Verlag（2007 年）。
- [III-7] 国际原子能机构《适用于回收、再使用或填埋场处置材料特定解控水平的推导》，国际原子能机构，维也纳（准备中）。
- [III-8] 国际原子能机构《排除、豁免和解控所用活度浓度值的推导》，《安全报告丛书》第 44 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。
- [III-9] 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、经济合作与发展组织核能机构、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）。

- [III-10] 国际原子能机构《用于评定放射性物质排放对环境影响的一般模式》，《安全报告丛书》第 19 号，国际原子能机构，维也纳（2001 年）。
- [III-11] MOBBS, S.F., “支持 RSA93 豁免令审查的非含水液体可能豁免或解控水平调查”，HPA-CRCE-006，健康保护局，牛津郡奇尔顿（2010 年）。
- [III-12] 欧洲委员会《解控和豁免概念的实际应用：第 2 部分 — 豁免和解控概念对天然辐射源的应用》，《辐射防护》第 122 号，欧洲共同体官方出版物办公室，卢森堡（1999 年）。
- [III-13] EWERS, L.W., MOBBS, S.F., “推导液体排除或豁免水平以支持 RSA93 豁免令审查”，HPA-CRCE-005，牛津郡奇尔顿市卫生保护局（2010 年）。

附件 IV

解控概念在小型核医疗设施中的应用的示例

IV-1. 本附件基于伊比利亚—美洲放射性和核监管机构论坛的实用 导则，该导则是通过“装卸放射性废物的小型核装置解控概念和标准的实施”项目[IV-1]制定。

IV-2. 某些使用非密封或密封放射源的设施使用半衰期短和极短（不到 100 天）的放射性核素。这种设施的示例有小型研究实验室、医疗部门和工业应用的使用、加工或存储这种放射源。这些设施中使用的放射性核素的活度因实践而异。例如，出于医疗目的，所使用的活度可以从不到 1 兆贝可到 100 吉贝可不等，这取决于设施是进行医学研究、临床治疗还是诊断程序。关于非密封源和密封源及其每次实践的活度范围的信息见参考文献[IV-1、IV-2]。在这些设施中，会产生适量的放射性废物¹，需要对这些废物进行管理，以确保对人类和环境的保护。有了适当的方法，管理这些显著放射性体积废物的最佳选择可能是解控。

IV-3. 本附件中考虑的设施是那些拥有放射源安全使用标准化程序的设施。在这些实践中采用标准化的材料解控方法是一种有用的手段，可确保营运组织安全管理放射性废物，同时促进监管进程，包括保存记录、监管视察和核实是否符合相关标准和法规。

IV-4. 本附件举例说明了适用于核医疗设施产生的固态放射性废物的方法。这一方法可通过实际使用解控概念，协助营运组织和监管机构切实有效地保护人类和环境。

IV-5. 核医疗设施中的固态放射性废物可能以纸张、塑料、受污染的材料、废弃的放射性药物容器、绷带、防护服、塑料片和塑料袋、手套、口罩、过滤器、套鞋、纸巾、毛巾、金属和玻璃、手工工具和废弃的受污染设备的形状产生[IV-1]。核医疗设施中产生的液态放射性废物可能包括受污染的水和其他流出物、化学处理和去污溶液产生的废物、血液或其他体

¹ 适量的放射性废物是指每个设施每年少于 3 吨[IV-3]。

液、废弃的液态放射性药物、伤口或口腔分泌物以及尿液[IV-1]。这种废物需要设施中的处理系统特别考虑，因此很难提供一个一般示例。

IV-6. 本附件特定考虑了获准使用下列技术的核医疗设施：

- (a) 用于钨-99m 诊断和随访的 γ 射线照相术研究；
- (b) 甲状腺功能试验及碘-131 治疗甲状腺癌。

表IV-1.² 显示了每种放射性核素的最大活度和每周批准在该设施进行这些技术的病人人数。

IV-7. 以下是使用钨-99m 和碘-131[IV-2]可能产生的固态放射性废物类型的非详尽清单：

- (a) 固态可压实废物（如纸张、棉花、雪纺手套）；
- (b) 金属（注射器针头）；
- (c) 玻璃（小瓶）。

表 IV-1. 示范核医疗设施的最大活度和病人人数

实践	放射性核素	半衰期	发射体类型	每周患者数	每周最大活度量 (吉贝可)
诊断	钨 — 钨-99m 发生器	6.03 小时	γ	70	40
诊断和治疗	碘-131	8.04 天	γ	45	74

小型设施和活动中废物的解控方法

IV-8. 本附件中提出的解控小型设施和活动中产生的废物的实用方法包括以下主要步骤：

- (1) 收集和隔离；

² 这个示例取自一个真实的核医疗设施，表中提供的所有信息都基于真实案例。

- (2) 废物活度浓度的测量或估计；
- (3) 管理选项（即存储、衰变、解控、处置）；
- (4) 记录保存。

步骤 1：收集和隔离

IV-9. 适当收集和隔离残留放射性物质是该方法的一个重要步骤，对于尽量减少与废物相关的危害和便利废物的后续管理是必要的。通常最好在废物产生的时间和地点进行废物收集和分类。这一过程必须适合放射性核素及其半衰期，并适合废物的物理和化学形状及其他特性，如致病或实物危害（如尖锐物体）。

IV-10. 每个医疗程序只使用一种放射性核素，这使得按单一放射性核素[IV-1]对废物进行隔离变得容易。然而，生产过程中产生的任何其他放射性核素的显著存在，无论是作为杂质还是作为衰变产物，都需要适当考虑。

IV-11. 在某些情况下，根据半衰期对废物进行分类可能是方便的，例如半衰期约为 10 小时或更短的废物、半衰期小于 10 天的废物和半衰期小于 100 天的废物。

IV-12. 在其他情况下，固体废物可以根据其实物特征进行分类，例如可压实或不可压实，以及可焚烧或不可焚烧。

IV-13. 为了确保充分的收集和隔离，核医疗设施需要配备贴有适当标签的容器和袋子。关于核医疗设施中废物的隔离和标签的更多信息见参考文献[IV-1]。

步骤 2：测量或估计废物的活度浓度

IV-14. 测量或估计核医疗设施中固体废物活度浓度的方法必须实用和简单。由于活度少，半衰期短，这种方法足以在这类设施中进行解控。

IV-15. 一旦按照步骤 1 所述收集和隔离废物，就要进行放射性表征，以确定每种废物流的初始活度浓度或总放射性。根据废物容器的几何构型和废物中材料或物项的特性，使用不同的方法来测量或估计废物中的初始活度浓度或初始总活度。因此，每个核医疗设施都需要根据自己的情况和用于

进行测量的任何设备的技术特性，建立自己的测量或估计程序。参考文献[IV-1]提供了更多信息。并在参考文献[IV-4]提供了医疗废物解控测量方法。

IV-16. 每个医疗程序中涉及的放射性核素和活度，以及授权的总活度，预计将被精确地了解。因此，废物中的残留活度可以通过简单的活度平衡和放射性衰变校正来估计。然而，如果除了程序中使用的放射性核素之外，还存在杂质或衰变产物，则需要考虑它们的贡献，因为它们的相对重要性会随着时间的推移而显著增加。

步骤 3：管理选项（贮存、衰变、解控、处置）

IV-17. 一旦在步骤 2 完成了废物活度浓度的测量或估计，就需要根据图 IV-1 所示的过程选择废物管理计划。

IV-18. 根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号《国际放射防护和辐射源安全基本安全标准》[IV-5]规定：应当将步骤 2 废物活度浓度的测量或估计结果与所涉放射性核素的相关解控水平进行比较。

IV-19. 如图 IV-1 所示，如果废物的活度浓度高于解控水平，而放射性核素的半衰期 100 天后，废物可以被贮存起来进行放射性衰变，直到达到授权的解控水平。在某些情况下，活度浓度可能如此之高，以致于需要长期贮存才能达到这一点。在这种情况下，最好将废物转移到放射性废物管理设施，以便根据国家法规进行充分处理或处置。

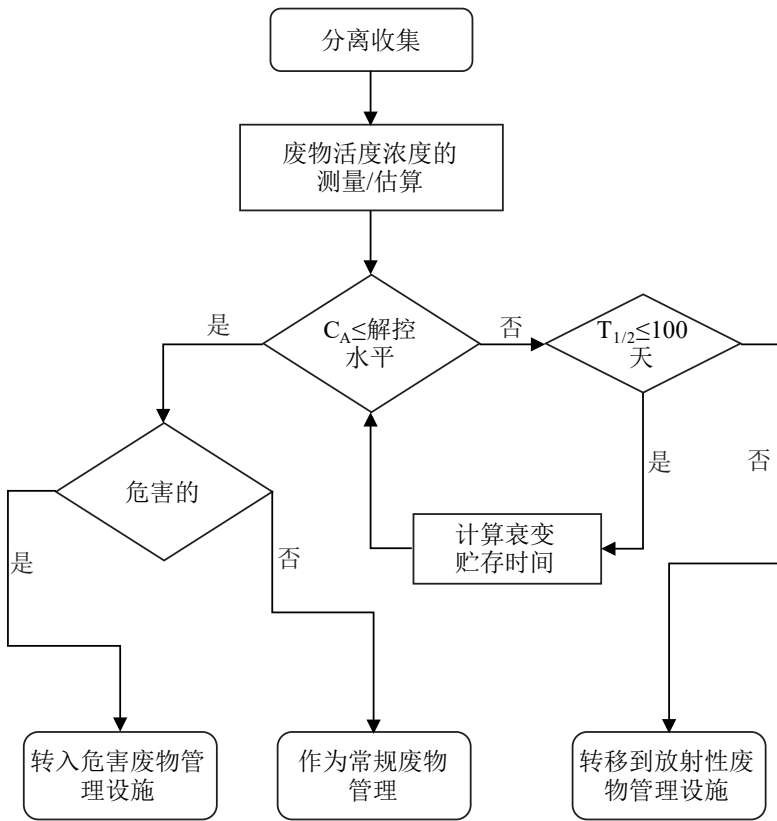


图 IV-1. 选择最佳废物管理计划的过程。

IV-20. 以核医疗设施为例，每种固态废物流的贮存衰变时间见表 IV-2。

IV-21. 一旦计算出达到解控水平之前的贮存衰变时间，废物就被转移到放射性废物贮存室进行临时贮存。此外，还对废物贴上标签，标签应当包括放射性核素、活度浓度、贮存日期和可能的解控日期。

IV-22. 从表 IV-2 可以看出，一些废物只需要贮存几天就可以达到解控水平。其他废物需要贮存几个星期：需要最长时间衰变贮存的废物流是临床治疗产生的废物流，其中使用了最高的活度水平。

IV-23. 在必要的衰变贮存时间到期后，可以进行进一步的测量以确认已经达到解控水平。在核医疗设施的情况下，这种确定可以基于废物容器外部周围的 γ 辐射测量。参考文献[IV-1]提供了更多信息。

IV-24. 如图 IV-1 所示，解控后的废物酌情作为常规废物或危险废物进行管理。传统废物可以与家庭废物一起在城市填埋场处置，无需进一步考虑。危险废物通常会被送往危害物质填埋场。

表 IV-2. 固态废物贮存衰变时间

废物袋	放射性核素	半衰期 (天)	初始活度浓度 (千贝可/克)	解控水平 ^a (贝可/克)	贮存衰变时间 (天)
1223	钨-99m	0.25	90.4	100	2.46
1224	钨-99m	0.25	195.3	100	2.73
3220	碘-131	8.04	42.4	100	70.17
3221	碘-131	8.04	44.9	100	70.85

^a 来自 GSR Part 3[IV-5]表 I.1。

IV-25. 一旦符合解控水平得到核实，在将废物货包作为常规废物或危险废物进行处置之前，必须从废物货包上移除任何含有放射性警告符号的标签。

步骤 4：记录保存

IV-26. 核医疗设施需要实施适当的记录保存系统，以显示解控流程是在质量管理计划的框架内进行的，废物从产生到最终处置都是可追溯的。这些记录对营运组织和监管机构都很重要，该系统的目的是在废物管理流程的每一步跟踪废物。固态废物的记录可包括以下信息：

- (a) 单一废物容器的识别号；
- (b) 放射性核素；
- (c) 每个容器中废物的重量；
- (d) 初始测量结果和日期；
- (e) 通过测量或估计确定的活度或活度浓度；
- (f) 满足解控水平所需的衰变时间；
- (g) 预计解控日期；

- (h) 最终测量结果；
- (i) 实际解控日期和目的地。

附件 IV 参考文献

- [IV-1] 伊比利亚-美洲放射性和核监管机构论坛《放射性装置中实施豁免的实用指南》，布宜诺斯艾利斯论坛（2017 年）。
- [IV-2] 国际原子能机构《医学中使用放射性核素产生的放射性废物管理》，国际原子能机构《技术文件》第 1183 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。
- [IV-3] 国际原子能机构《医学、工业和研究中使用放射性核素所产生的材料的解控》，国际原子能机构《技术文件》第 1000 号，国际原子能机构，维也纳（1998 年）。
- [IV-4] 国际标准化组织《辐射防护 — 医疗用放射性同位素污染废物解控测量 — 第 1 部分：放射性测量，ISO 19461-1:2018，国际标准化组织，日内瓦（2018 年）。
- [IV-5] 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、经济合作与发展组织核能机构、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）。

附 件 V

废金属解控的国家方法的示例

V-1. 固态材料解控流程的实施将取决于许多细节，如材料的类型（如实验室废物、混凝土碎石、废金属）、材料的来源（如医院、核电厂）、进行放射性表征的方式（如部件拆卸前或拆卸后）以及材料是否将被加工。作为示例，图 V-1（来自废金属解控的国家标准[V-1]）提供了使用以下 3 种方法的解控流程的概述：

- (a) 方法 1：在拆除之前，提前进行设施范围的放射性表征；
- (b) 方法 2：在拆卸前通过系统进行表征；
- (c) 方法 3：根据去污过程中的取样进行表征。

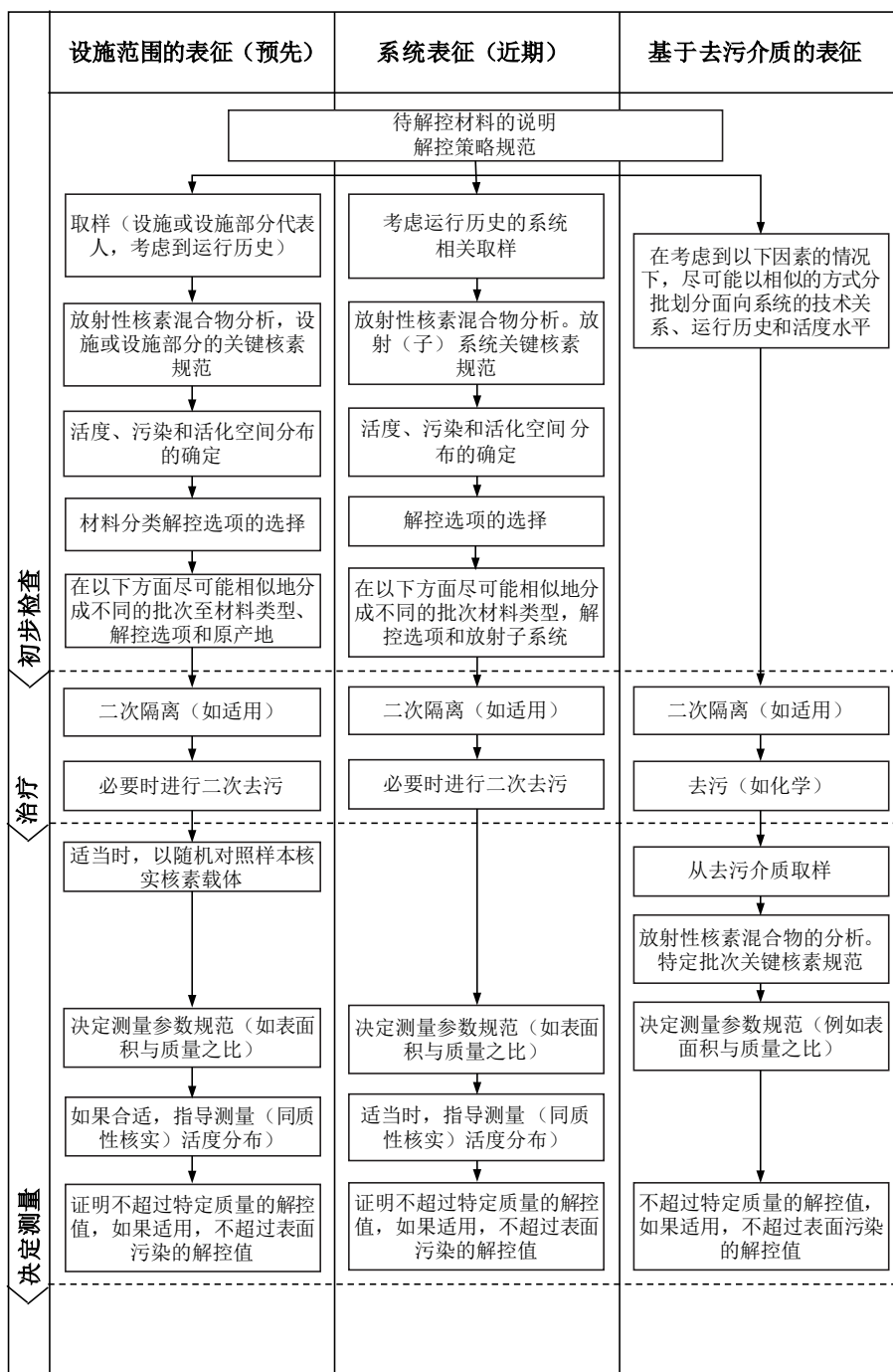


图 V-1 废金属解控流程的示例[V-1]。

附件 V 参考文献

- [V-1] 德国标准化研究所《核设施放射性物质和部件解控活度测量方法 — 第 4 部分：受污染和活化的金属废料》(DIN 25457-4)，德国标准化研究所，柏林（2013 年）。

附件 VI

用于解控目的显著放射性核素的选择示例方法

VI-1. 在图 VI-1[VI-1]提供了用于选择固态材料显著放射性核素的方法示例，并且包含如下两个步骤：

- (a) 第一步确定哪些放射性核素包括在总体评价中。从易于测量的放射性核素中选择一种关键的放射性核素，这给出了相对较高的 C/CL 值，其中 C 是评价的放射性核素浓度， CL 是放射性核素的解控水平。然后引入显著性度量作为相对比率 $(C_j/CL_j)/(C/CL)_{\text{key}}$ ，其中 $(C/CL)_{\text{key}}$ 是关键放射性核素的比率，并选择一组初始显著放射性核素，以便所有放射性核素 j （见第 VI-2 段）满足条件 $(C_j/CL_j)/(C/CL)_{\text{key}} > 0.01$ ；

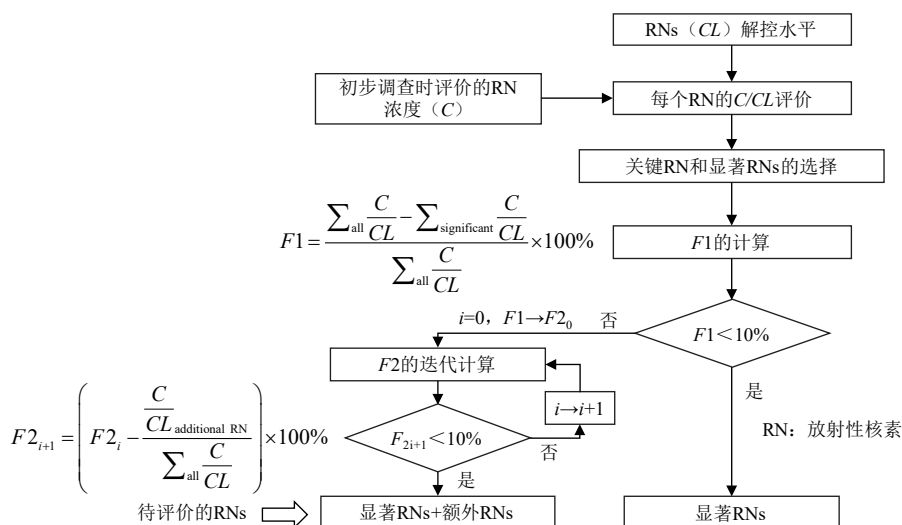


图 VI-1. 选择待评价的重要放射性核素的方法（基于参考文献[VI-1]）

- (b) 在第二步中，选择放射性核素的子组，使得在选择的放射性核素尽可能小的数量下，该选择的 C/CL 之和大于所有放射性核素的 C/CL 之和的 90%。关键的放射性核素总是包括在选择中。这是在一个迭代过程

中完成的。计算了所有放射性核素和选定的显著放射性核素的 C/CL 之和。如果两个和之间的相对差 $F1$ 小于所有放射性核素的 C/CL 之和的 10%，则完成了用于评价放射性核素的选择。如果 $F1$ 大于 10%，则将一个额外的放射性核素（残留放射性核素中 C/CL 最高）添加到选择中，并计算 $F2$ 的新值。该过程继续，直到差值 $F2$ 小于 10%。

VI-2. 以下是评价固态解控材料的国家监管标准[VI-2]规定的选择方法示例。该国家监管标准规定：从 n 种所列放射性核素中选择 m 种显著放射性核素，以满足以下公式：

$$\frac{\sum_{j=1}^m \frac{C_j}{CL_j}}{\sum_{k=1}^n \frac{C_k}{CL_k}} \geq 0.9, \frac{C_1}{CL_1} \geq \frac{C_2}{CL_2} \geq \dots \geq \frac{C_m}{CL_m} \geq \dots \geq \frac{C_n}{CL_n} \quad (\text{VI-1})$$

式中

k 是所列放射性核素的指定编号；

j 是从评价清单中选定的具有高 C_j/CL_j 的放射性核素的指定编号；

C_k 是材料中第 k 个放射性核素的活度浓度（贝可/克）；

CL_k 是第 k 个放射性核素的解控水平（贝可/克）；

C_j 是用于评价的第 j 个放射性核素的活度浓度（贝可/克）；

CL_j 是用于评价的第 j 个放射性核素的解控水平（贝可/克）；

n 是所有列出的放射性核素的总数，其活度浓度限值是由此推导出的；

和 m 是用于评价的选定放射性核素的总数。

VI-3. 一旦选定了要评价的显著放射性核素，就可以根据已知的放射性核素成分计算监控系统的响应。此方法还允许计算测量表面污染的污染监控设备响应的可能变化。例如，如果设备在很宽的 β 能量范围内具有良好的响应，那么响应将随着自吸收程度的变化而迅速变化。有时，需要引入校正系数，特别是如果很大一部分发射是低能量的。或者，可以改造设备以屏蔽低能量发射，从而减少变化。

VI-4. 随着对材料监控的进行，需要重新评价放射性核素成分和比例因子，特别是对于来自陈旧、复杂设施的材料，这些材料在解控流程开始前无法详细描述。有时可以使用简单的方法来检查放射性核素成分的恒定

性，例如监视器上两个不同计数窗口的计数率之比，或者放置在污染表面和监视器之间吸收剂的影响。 γ 能谱法也是一种相对简单的过程，可用于检查光子发射成分。在主要污染物是 β 和 γ 发射体（例如铯-137 和钡-137m）的情况下，可以使用 γ 光谱法和总 β 测量法的组合。

VI-5. 以下示例演示了如何确定可用于符合性测量关键放射性核素的解控水平。在该示例中，基质具有两种放射性核素的混合物，碳-14（解控水平 = 1 贝可/克）和钴-60（解控水平 = 0.1 贝可/克），分别占总活度的 75% 和 25%。本示例中放射性核素混合物的推导解控水平（ CL_{eff} ）如下：¹

$$\frac{1}{CL_{\text{eff}}} = \frac{0.75}{1\text{Bq/g}} + \frac{0.25}{0.1\text{Bq/g}} \tag{VI-2}$$

$$CL_{\text{eff}} = 0.31 \text{ Bq/g} \tag{VI-3}$$

VI-6. 为了证明放射性核素混合物符合这一有效解控水平，需要选择一种易于测量的放射性核素进行测量。在以上示例中，钴-60 被选为关键的放射性核素。然后将将谱线相乘来计算与该给定混合物中的关键放射性核素相关的用于顺应性测量的水平通过这种关键放射性核素的活度分数。在以上示例中，该水平为 0.25×0.31 贝可/克。因此，钴-60 活度浓度低于该水平的材料可以被解控。

VI-7. 在表征之后，选择在解控流程中应用的解控水平。对符合这些解控水平的取样和监控可能会发现额外的放射性核素或不同放射性核素之间比例因子的变化。然后，这将反馈到更多的表征工作中，随后是对解控流程的修订监控计划。

附件 VI 参考文献

[VI-1] 国际原子能机构《监控遵守豁免和解控水平》，《安全报告丛书》第 67 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。

¹ CL_{eff} 在这种情况下用于表示原子能机构《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》[VI-3]公式 I.2 的 X_m 。

[VI-2] 日本核监管局《固态材料的解控率测量和评价批准审查标准》，日本核监管局（2021 年）（日语），
<https://www.nra.go.jp/data/000322932.pdf>

[VI-3] 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、经济合作与发展组织核能机构、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）。

附 件 VII

解控测量中不确定性处理

VII-1. 当考虑材料的解控时，应当适当考虑测量的不确定性。测量结果的置信水平上限应当考虑所有重要的不确定性来源，并应当低于解控水平。参考文献[VII-1—VII-3]提供了该方法的示例。参考文献[VII.4]第 5.1—5.3 段提供了将测量不确定性与检测限值联系起来的示例。然而，注意到解控水平固有的总体保守性（见本“安全导则”第 4.12—4.16 段），应当尽可能注意不要通过该机制引入显著的额外保守性（即通过选择合适的测量技术和测量设置，通过选择合适的测量时间等）。

与计数过程相关统计不确定性

VII-2. 解控辐射测量涉及在计算事件总数（如 γ 测量总数）或具有光谱测量能力的仪器仪表中计数事件（如检测光子、 β 粒子或 α 粒子）。这种仪器仪表的示例有污染监控器（例如，带有比例计数器或闪烁检测器）、批量材料监控器、用于适量或批量或表面的原位 γ 光谱仪、实验室 γ 光谱仪和用于分析样品的液体闪烁计数器。当这些工具对某一段时间内的事件进行计数时，结果将形成围绕最佳估计的分布（通常是泊松分布或正态分布）的一部分。单一计数结果和最佳估计之间的差异纯粹是统计效应，会导致不可避免的测量不确定性。

与被测材料的表面状态相关不确定性

VII-3. 材料表面的状态影响 α 和 β 辐射的发射效率（见第 4.46 段）。排放效率就 α 而言，污染受到污染层厚度的强烈影响。多孔材料，例如混凝土和木材，可能会渗透更深的活度。在较小的深度，可以通过调整表面发射效率来考虑这种影响。然而，如果层厚度很大， α 和 β 辐射的测量很可能不可靠。

VII-4. 这种不确定性与 α 和 β 发射体的所有表面测量都相关，需要包括在不确定性分析中。它与测量 γ 辐射造成的表面污染以及使用原位 γ 光谱仪或测量样品关系不大。

与被测材料的几何构型和自屏蔽相关不确定性

VII-5. 在进行解控测量时，监控仪器仪表通常针对被监控材料的某些几何构型进行校准，校准包括对自屏蔽的假设。在污染监控器的表面和窗口之间具有一定距离（例如几毫米）的平面源通常用于校准目的。在实际测量情况下，表面可能是弯曲的或不平坦的，或者由于表面粗糙，到仪器仪表的距离可能需要更高。可以通过使用校正因子或通过使用覆盖所有可能情况的多个校准几何构型来考虑这些差异。

VII-6. 当对批量材料进行批量测量时，校准过程中需要考虑材料的自屏蔽效应。在实际测量中，可能仍然会与校准条件有偏差，例如，因为材料的密度更大。这种效果可以通过例如数值模拟来评价。

与材料中活度分布相关不确定性

VII-7. 在校准用于直接监控（即表面测量或批量测量）解控材料的仪器仪表时，必须对活度的空间分布做出某些假设，无论是在表面还是在材料体积中。表面测量仪器仪表的校准通常是用均匀的已知活度和表面发射率的薄层源，相比之下，真实表面通常具有不均匀或局部污染。类似地，整体监控器的校准通常使用含有均匀活度分布的校准材料来进行。相比之下，装有废金属或建筑垃圾的箱子通常有一个或多个（通常是许多）局部污染区域。在任一情况下，测量结果都需要针对校准和测量之间的空间活度分布差异进行校正。

与本底辐射相关不确定性

VII-8. 本底辐射需要单独测量，以便从解控测量结果中减去，并需要用于确定检测限值。必须定期测量本底（例如，在工作日的测量活动前后）。即使这样，在测量过程中，本底也会发生变化。因此，需要确定本底辐射水平的可能变化，并将其纳入不确定性分析。

与放射性核素组成相关的不确定性

VII-9. 与含有放射性核素混合物材料相关的不确定性包括与确定难以测量的放射性核素和易于测量的放射性核素之间的比例因子相关的不确定性（见第 3.21 段和第 3.22 段）。确定比例因子的不确定性与推导出比例因子的活度比的变化相关（例如，平均值和标准偏差）。通常，关键放射性核素的比例因子将在保守的基础上推导出，以便不低估难以测量放射性核素的活度，同时考虑到用于确定比例因子的样品质量与待解控材料总质量之间的差异。

VII-10. 在不确定性分析中，需要考虑到确定放射性核素成分或比例因子的不确定性。处理放射性核素成分和相关比例因子推导过程中的不确定性的方式可能会导致解控流程中的高度保守性。例如，如果比例因子是从一系列难以测量放射性核素的活度测量中推导出的，并且关键是放射性核素，最好使用活度比率的估计平均值的适当置信上限作为缩比因子而不是最大测量比率。

与间接表面活度测量的擦拭效率相关不确定性

VII-11. 当通过擦拭试验确定表面污染水平时，需要对擦拭效率进行假设，以估计可去除的表面污染水平。通常，保守地假设 10%的可移除活度被转移到擦拭物[VII-5]上，以考虑到实际的擦拭效率很难确定并且将取决于许多因素。即使擦拭效率是在明确定义的条件确定的，在进行擦拭试验期间，真实测量环境中的化学和物理边界条件也可能偏离理想条件。理想化和实际擦拭效率之间的可能差异需要包括在不确定性分析中。

与天然来源放射性核素和其他放射性核素存在相关的不确定性在解控测量中不予考虑

VII-12. 天然来源放射性核素可能存在于考虑解控材料中，特别是建筑垃圾中，其中铀-238 和钍-232 衰变链以及钾-40 的放射性核素可能对测量结果有影响，特别是对于总 γ 测量（使用整体监控器进行）和使用表面污染监控器进行的测量。这对于使用现场或基于实验室的 γ 能谱测量来说可能

不太重要。不属于导致要解控材料的实践的天然来源放射性核素可以忽略不计，因此它们的贡献可以从总测量结果中减去。

VII-13. 天然来源放射性核素的活度浓度需要事先从一组适当的样品中确定。然而，被监控材料中这些放射性核素的活度浓度可能与先前确定的值不同。因此，必须确定这种差异，并将其纳入总 γ 测量和表面污染监控测量的不确定性分析中建筑垃圾或预计存在天然放射性核素的其他材料。这也适用于材料中应当不予考虑的其他放射性核素，例如过去大气层核武器试验产生的沉积物中的铯-137。

与监控设备的校准相关不确定性

VII-14. 监控设备的校准也会有相关的不确定性。例如校准标准的活度、仪器仪表读数和其他参数（如校准距离）的不确定性。在大多数情况下，这些不确定性远不如第 VII-2—VII-13 段所述的那些不确定性重要。

与解控的材料和物体相关其他不确定因素

VII-15. 除了第 VII-2—VII-13 段所述的不确定因素外，在特定情况下可能还需要考虑到其他不确定因素。参考文献[VII-1]提供了关于处理解控决定的其他不确定性的实践指导和示例，例如与取样相关的不确定性（例如，与样品选择和样品大小及同质性相关的不确定性）。与取样相关的不确定性可能大于与测量相关的不确定性。参考文献[VII-6]给出了处理与取样相关的不确定性的导则。

附件 VII 参考文献

[VII-1] 美国核管制委员会《材料和设备多机构辐射调查与评定手册》（MARSAME），第 NUREG-1575 号报告补编 1，核管制研究办公室，华盛顿特区（2009 年）。

[VII-2] 国际标准化组织《电离辐射测量特征限值（判定阈值、检测限值和覆盖区间限值）的确定—基本原理和应用》，ISO 11929—第 1 部分：基本应用（2019 年）；第 2 部分：高级应用（2019 年）；第 3

部分：展开方法的应用（2019 年）；第 4 部分：应用指南（2022 年），国际标准化组织，日内瓦。

- [VII-3] 德国标准化研究所《放射性物质和核设施部件解控的活度测量方法 — 第 1 部分：基础》(DIN 25457-1)，德国标准化研究所，柏林（2014 年）。
- [VII-4] 国际原子能机构《监控遵守豁免和解控水平》，《安全报告丛书》第 67 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。
- [VII-5] 国际标准化组织《放射性测量 — 表面污染的测量和评价 — 第 2 部分：使用擦拭试验样品的试验方法》，ISO 7503-2:2016，国际标准化组织，日内瓦（2016 年）。
- [VII-6] 环境保护局《使用数据质量目标过程进行系统计划导则》，美国环保局，华盛顿特区（2006 年）

附 件 VIII

福岛第一核电站事故后用于材料回收 和废物填埋处理的筛选方法

VIII-1. 福岛第一核电站事故后，根据材料和废物的原始位置以及回收或处置填埋的目标位置，对场内和场外（与核电厂相关）进行了区分。因此，回收或填埋的可能方式分为 3 类：(1) 从场外到场外；(2) 从场内到场内；以及 (3) 从场内到场外。日本尚未进行第 3 类。

VIII-2. 对于第 1 类，2016 年，负责监管场外污染的日本环境部制定了解控土壤回收的活度浓度值。这是一个回收现场产生材料的示例，根据参考文献[VIII-1]实施。日本环境部将铯-134 和铯-137 活度浓度超过 8000 贝可/公斤的废物定义为“指定废物”，根据参考文献[VIII-1]，日本国家政府负责处理这些废物。环境部还制定了一项程序，当指定废物的活度浓度因放射性衰变而降低到 8000 贝可/公斤或更低时，可取消这一指定。取消指定允许在填埋场处理废物。这与解控不同，因为废物是在参考文献[VIII-2]规定的监管控制下处置的。

VIII-3. 对于第 2 类（从场内到场内），日本原子能机构在 2017 年检查了核电厂产生废物的活度浓度，以便在场内回收，这是在日本核监管局的监管监督下。这也不是一个解控的示例，因为回收材料仍然在监管控制之下。

VIII-4. 第 1 类和第 2 类将在本附件的其余部分进行更详细的描述。

第 1 类：从场外到场外

去污工作期间从场外地点移走的土壤在场外回收利用的示例

VIII-5. 日本环境部于 2016 年 4 月制定了减少解控土壤体积和回收的技术发展策略，以最终处置福島县以外的解控土壤。作为该策略的一部分，环境部于 2016 年 6 月建立了安全使用回收土壤的基本概念，包括保护处理土壤的回收工作人员和公众。

VIII-6. 在基本概念中，澄清了回收土壤的使用仅限于旨在持续很长一段时间的用途，并且是由公共当局管理的公共项目的一部分（例如，用于海岸防洪堤的基本结构材料、用于海滩防灾目的、用于道路建设）。回收土壤必须由适当的组织根据参考文献[VIII-1]建立的标准使用，通过使用土壤覆盖物进行屏蔽，进一步限制来自回收土壤的暴露，以确保工作人员和公众来自该材料的额外照射低于每年 1 毫希沃特。环境部的安全评定考虑了各种照射假想方案，以确保工作人员和公众在每年或更短时间内的照射量为 1 毫希沃特。后来，当设施使用回收材料建造时，这一概念被扩展到其他材料的管理。在这种情况下，确保适当的屏蔽厚度，以满足相同的剂量标准。

VIII-7. 根据回收的目的、屏蔽条件和使用回收土壤的年工作时间，推导出了低于 8000 贝可/公斤的各种活度浓度标准（例如 7000、6000、5000 和 4000 贝可/公斤）。8000 贝可/公斤的值与参考文献[VIII-1]给出的浓度水平相同作为在现存照射情况下就豁免监管要求作出决策的筛选水平（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-17 号《豁免概念的应用》[VIII-3]附件 II）。

将场外产生的材料及废物弃置于场外填埋场的示例

VIII-8. 日本环境部将活度浓度超过 8000 贝可/公斤的废物归类为指定废物。如果活动根据环境部提供的照射假想方案和剂量计算，浓度超过这一值，工作人员和公众的照射量可能超过每年 1 毫希沃特。由于需要特别监管，政府有责任处理指定废物。如果废物的活度浓度不超过 8000 贝可/公斤，可以使用正常的处理方法进行安全管理，因为工作人员和公众在每年或更短时间内的任何额外照射预计为 1 毫希沃特。

VIII-9. 日本环境部还制定了一项取消废物指定的程序，特定如下：

- (a) 如果指定废物的活度浓度由于放射性衰变而降低到 8000 贝可/公斤或更低，环境部长可以在与贮存指定废物的个人或实体以及在取消指定后将负责管理材料（包括运输和填埋处置）的个人或实体协商后取消指定。未经他们的接受不得取消指定；
- (b) 在废物的指定被取消后，废物由当地市政当局或企业经营者根据参考文献[VIII-2]的处理标准进行处理。环境部为必要的处理提供技术和

财政支持，包括解释废物的处理是安全的，以便在指定被取消后便利废物的处置。

第 2 类：从场内到场内

场内回收场内产生废物的示例

VIII-10. 东京电力公司提议，贮存在福岛第一核电站室外的表面剂量率低于 5 微希沃特/小时的受污染碎石将被回收，仅在场内限制使用。因此，日本原子能机构已经开始研究场内碎石的回收利用。如果碎石可以回收成建筑材料，而不会对场内工作人员或场外的公众产生额外的有效剂量，这将有助于减少未来的放射性废物量，因为清洁材料将不需要从场外带来。

VIII-11. 作为现存照射情况的一部分，在现场退役活动的背景下，使用循序渐进方法估算场内限制使用的回收材料的活度浓度。这一方法基于以下基本概念：

- (a) 场内材料的回收应当不导致场内人员有效剂量的过度增加，也应当不阻止未来的退役活动；
- (b) 考虑到紧邻场址边界之外的假设公众成员，材料的回收应当不导致场外不适当的辐射风险。

VIII-12. 图 VIII-1 显示了估算场内回收材料活度浓度的程序。作为第一步，确定将因回收而导致 1 微希沃特/小时额外剂量率的待回收材料中的活度浓度。1 微希沃特/小时的剂量率对应于场内最小剂量率，在距离地面 1 米高度的空气中测量。最接近回收材料的工作人员的额外有效剂量不得超过每年 2 毫希沃特（工作人员剂量限值的 10%）。保护场址边界外的公众也有两个标准。第一个标准是在回收后，场内所有辐射源在沿边界的有效剂量小于每年 1 毫希沃特。第 2 项标准是，从回收材料迁移而来的放射性核素在地下水中的活度浓度不超过场址与海洋之间边界的操作目标值。

VIII-13. 按照第 VIII-12 段所述的程序，日本原子能机构计算了限制用于道路建造和场内混凝土建筑地基的回收材料的活度浓度[VIII-4、VIII-5]。截至 2016 年 3 月，活度浓度比（铯-134 对铯-137）为 0.209 的铯的这些计算结果见表 VIII-1。

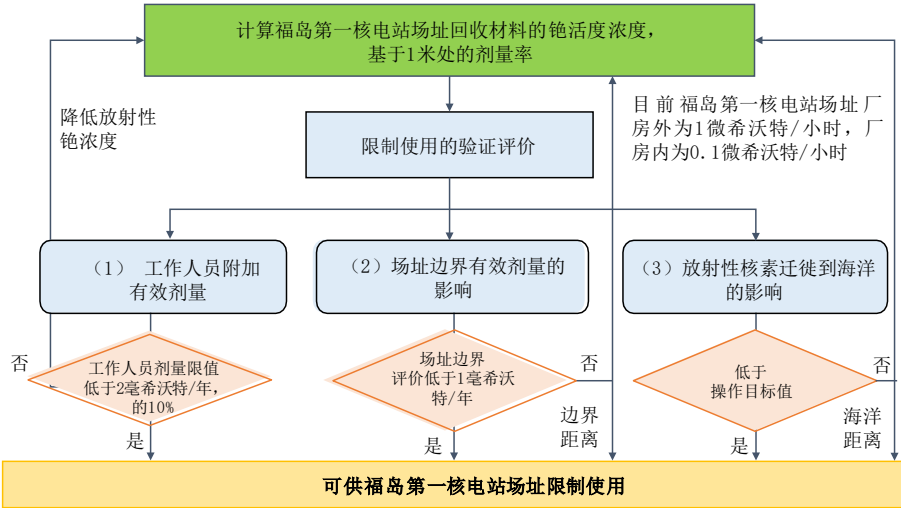


图 VIII-1. 福岛第一核电站场址回收材料活度浓度估算程序。

表 VIII-1. 限制使用的再生混凝土的估计活度浓度：道路建造和现场混凝土建筑地基

应用		活度浓度 (贝可/公斤)	屏蔽提供
柏油路	路基	13 000	路面厚度 5 厘米
	路面	7400	无屏蔽
混凝土路面	路基	100 000	路面厚度 15 厘米
	路面	8100	无屏蔽
建筑混凝土	基座	16 000 ^a	楼板厚度 20 厘米

^a 基于建筑内 0.1 微希沃特/小时的有效剂量率，在建筑内限制使用（根据日本原子能机构计算的 160000 贝可/公斤值（相当于 1 微希沃特/小时）按比例计算）。

附件 VIII 参考文献

- [VIII-1] 日本政府《处理与 2011 年 3 月 11 日发生的太平洋东北地区地震相关核电站事故排放的放射性物质污染环境的特别措施法》（第 110 号法），日本政府，东京（2011 年）（日语）。
- [VIII-2] 日本政府《废物管理和公共清洁法》（第 137 号法），日本政府，东京（1970 年）（日语）。
- [VIII-3] 国际原子能机构《排除、豁免和解控概念的应用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-17 号，国际原子能机构，维也纳（2023 年）。
- [VIII-4] SHIMADA, T., MIWA, K., TAKEDA, S., “福岛第一核电站场址受污染碎石限制使用的研究：(1) 回收材料参考放射性铯浓度的估计”，《核科学与技术进展》第 6 期（2019 年）第 203 页。
- [VIII-5] MIWA, K., SHIMADA, T., TAKEDA, S., “关于福岛第一核电站场址受污染碎石限制使用的研究：(2) 回收材料参考放射性铯浓度的验证”，《核科学与技术进展》第 6 期（2019 年）第 166 页。

附 件 IX

解控过程中保守性的指示

IX-1. 解控人工来源放射性核素的主要标准之一是，在可合理预见的情况下，任何个人因解控材料而预期产生的有效剂量在约为每年 10 微希沃特或以下（见原子能机构《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》[IX-1]第 I.11 段）。

IX-2. 解控的实际应用有 5 个组成部分，每个组成部分都包括一定程度的保守性，特定如下：

- (a) 解控剂量标准在个人实践中的应用；
- (b) 从剂量标准到活度浓度的转换（贝可/克）；
- (c) 与实际解控测量相关的裕度；
- (d) 考虑到多种放射性核素 — 放射性核素组成和求和规则；
- (e) 解控材料中的活度分布。

解控剂量标准在个人实践中的应用

IX-3. 术语“每年 10 微希沃特或更低”旨在被视为微不足道的剂量。在这种情况下，国际放射防护委员会第 104 号出版物[IX-2]使用了术语“每年大约几十微希沃特”¹。由于个人可能暴露于一种以上的解控材料，因此使用了每年 10 微希沃特的较低边界值来推导一般解控水平。鉴于解控实践和假想方案范围广泛，有许多不同的代表人，以及个人照射多种解控材料的可能性较低，这种方法可能是保守的。

从剂量标准到活度浓度的转换

IX-4. 假设假想方案用于推导出与解控剂量标准相对应的每种放射性核素的活度浓度值。考虑了许多假想方案，有不同的代表人。用于这些假想方

¹ 这是为了涵盖每年 10—100 微希沃特的范围（见参考文献[IX-2]第 67 段）。

案的模式包括两组主要参数：代表特定假想方案的参数（如照射持续时间、源 — 人几何构型、再悬浮因子）和一般参数（如环境转移因素、单位摄入剂量）。所使用的参数数目可以从 4 个到最多 12 个左右不等（当涉及环境转移时）。必须仔细选择参数集，以避免过于保守。

IX-5. 重要的是要确保所选择的参数与代表人相关，例如，成人的参数可能不足以保护非成人。

与实际解控测量相关的裕度

IX-6. 推导的活度浓度值通常在国家法规中被确定为具有法律约束力的值（解控水平）。为确保符合，营运组织通常会在解控测量计划中纳入一定程度的保守性。

考虑到多种放射性核素 — 放射性核素组成和求和规则

IX-7. 确定解控材料中可能有几种放射性核素，按照 GSR Part 3[IX-1]第 I.14 段所述的求和规则进行说明。在计算解控水平时，不同的放射性核素可能要考虑不同的代表人，因此照射可能不是严格相加的。因此，求和规则的应用是保守的。

解控材料中的活度分布

IX-8. 在推导解控水平时，通常假设所有解控材料都含有推导浓度值下的活度。实际上，在那里是解控材料中的活度浓度范围，范围从几乎为零到解控水平值。经验表明，在最大允许活度浓度下，几乎不可能有始终如一的均匀废物流，平均活度浓度通常大大低于最大允许活度浓度。

保守性的累积影响

IX-9. 解控流程中 5 个组成部分的保守性以倍增方式累积。从广义上讲，保守性的总体水平在某些情况下可能超过一个数量级。

IX-10. 鉴于本附件所述解控流程中的总体保守程度，并注意到解控是采用防护分级方法的重要手段，必须采取合理步骤降低保守程度。在实践中，

对于一般解控，可以避免过度保守的主要方法是解控测量计划和解控材料中活度分布的方法。根据定义，特定解控也是在将剂量标准应用于个人实践和转换为活度浓度解控时避免过于保守的一种手段。

附件 IX 参考文献

- [IX-1] 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、经济合作与发展组织核能机构、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）。
- [IX-2] 国际放射防护委员会《放射防护控制措施的范围》，国际放射防护委员会第 104 号出版物，爱思唯尔，牛津（2007 年）。

参与起草和审订的人员

Arnau Fernandez, A.	古巴核安全局
Bossio, M.C.	阿根廷核监管机构
Coates, R.	国际辐射防护协会
Haridasan, P.P.	国际原子能机构
Hattori, T.	日本电力工业中央研究所
Ljubenov, V.	国际原子能机构
Mobbs, S.	顾问（英国）
Mommaert, C.	比利时 Bel V 公司
Reisenweaver, D.	顾问（美国）
Shaw, P.	国际原子能机构
Thierfeldt, S.	德国布伦克系统规划有限公司

通过国际标准促进安全

ISBN 978-92-0-513724-7



9

789205

137247

国际原子能机构
维也纳