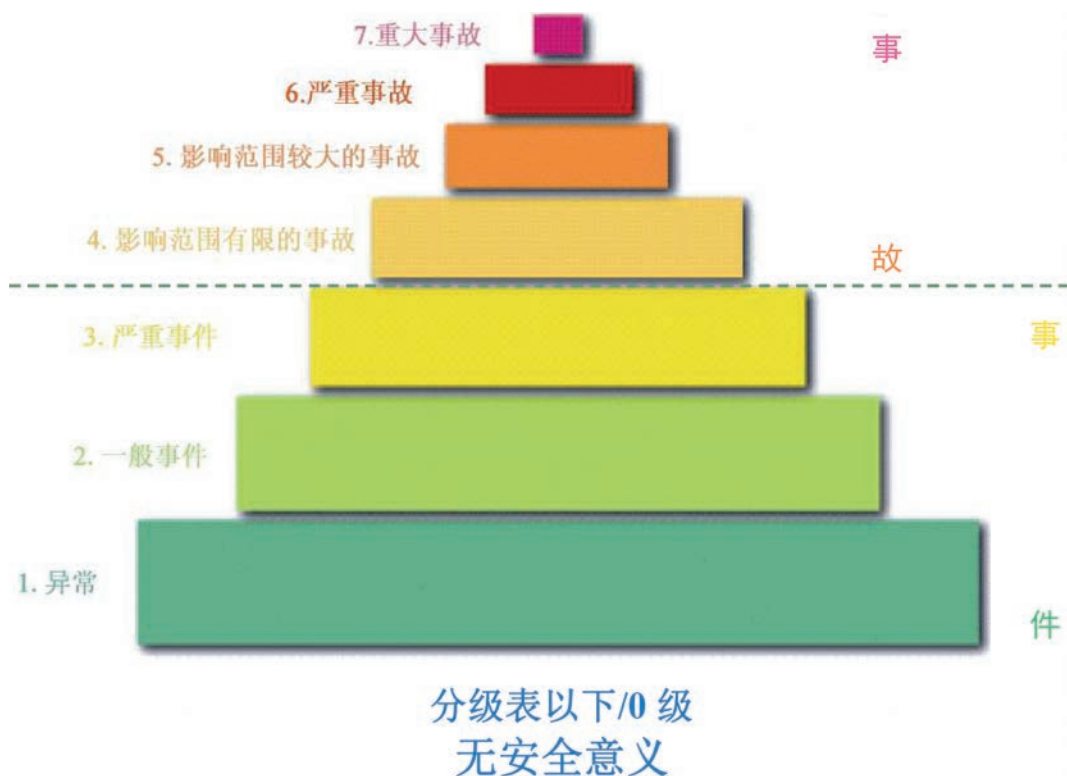


INES

国际核和放射事件分级表

使用者手册

2008 年版



国际原子能机构和
经合组织核能机构
联合编制



IAEA

国际原子能机构

INES
国际核和放射事件分级表
使用者手册

2008 年版

INES
国际核和放射事件分级表
使用者手册

2008 年版

国际原子能机构和经济合作与发展组织核能机构
联合编制

国际原子能机构
2012 年·维也纳

版 权 说 明

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

Marketing and Sales Unit, Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Vienna, Austria
传真：+43 1 2600 29302
电话：+43 1 2600 22417
电子信箱：sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© 国际原子能机构 • 2012 年
国际原子能机构印制
2012 年 2 月 • 奥地利
IAEA-INES-2012

前 言

20 世纪 80 年代，在核设施发生一些事故并引起国际媒体的关注后，产生了就核设施运行或从事具有辐射风险的活动中所发生事件的安全重要性进行顺利通报的必要性。为响应这种需要，根据一些国家以前的经验，人们对制订一种与已经在其他领域使用的分级表（例如比较地震严重程度的分级表）相类似的核事件分级表提出了一些建议，以便各国之间能够就特定事件的辐射风险进行一致的通报。

国际核和放射事件分级表（核事件分级表）是 1990 年由国际原子能机构（原子能机构）和经济合作与发展组织核能机构（经合组织核能机构）召集国际专家制订的，目的是通报有关核设施事件的安全意义。此后，为满足人们对造成辐射风险事件的意义进行通报的日益增长的需求，对核事件分级表进行了不断扩展。为更好地满足公众的期望，核事件分级表在 1992 年经过改进和扩展，使其可适用于与放射性物质和（或）辐射有关的事件，包括放射性物质运输事件。2001 年，《国际核和放射事件分级表使用者手册》新版发布，阐明了核事件分级表的用途，并对与运输和燃料循环相关事件的定级作出明确规定。然而，人们认识到，需要进一步的指导，并且已经在开展工作，特别是在运输相关事件方面。法国和西班牙在辐射源和运输相关事件的潜在后果和实际后果方面开展了深入的工作。原子能机构和经合组织核能机构秘书处应核事件分级表成员的请求，对将为辐射源和放射性物质运输有关事件的定级提供补充指导的综合手册编写工作进行了协调。

这一新版《国际核和放射事件分级表使用者手册》加强了补充指导和说明，并且提供了有关核事件分级表延伸使用的实例和建议。本版本将取代以前版本。它介绍了对包括运输相关事件在内的辐射和放射性物质相关事件进行定级的准则。本手册在结构安排上有利于人们利用核事件分级表对事件的安全意义进行定级，从而更好地向公众通报。

核事件分级表通报网络目前可接收 60 多个成员国的有关事件及其相应

的核事件分级表定级的信息，并向这些国家的核事件分级表国家官员发布这些信息。参加核事件分级表的每个国家都已经建立确保事件得到立即定级并在该国内部和外部得到通报的网络。原子能机构可根据请求提供有关核事件分级表使用的培训服务，并且鼓励成员国加入核事件分级表系统。

本手册是核事件分级表咨询委员会以及代表核事件分级表成员国的核事件分级表国家官员共同努力的结果。非常感谢本手册起草和审查人员所作的努力。原子能机构和经合组织核能机构对核事件分级表咨询委员会成员在本手册审查方面作出的特别努力表示感谢。原子能机构同时感谢 S.Martin 对本手册的编写予以的支持，并感谢经合组织核能机构的 J.Gauvain 予以的合作。原子能机构还要感谢西班牙政府和美国政府提供的预算外资金支持。

本出版物的原子能机构责任官员是核安全和核安保司的 R. Spiegelberg Planer。

致 谢

国际原子能机构对中国国家原子能机构为本出版物的翻译所作的贡献表示感谢。

编 者 按

本报告无论在法律方面还是在其他方面均不涉及因任何人的作为或不作为而引起的责任问题。

尽管在保持本出版物所载资料的准确性方面十分谨慎，但无论国际原子能机构还是其成员国均不对使用本出版物可能产生的后果承担任何责任。

国家或领土的特定称谓的使用并不意味着作为出版者的国际原子能机构对于该国家或领土、其当局和机构或其边界划定的法律地位做出任何判断。

提及具体公司或产品（不管是否已经载明为注册的公司或产品）名称并不意味着有任何侵犯所有权的意图，也不应当被解释为国际原子能机构方面的核可或推介。

目 录

第 1 章 核事件分级表概述	1
1.1. 背景	1
1.2. 分级表的一般说明	1
1.3. 分级表的范围	4
1.4. 确定核事件分级表准则的原则	5
1.4.1. 人和环境	5
1.4.2. 放射屏障和控制	5
1.4.3. 纵深防御	6
1.4.4. 最终定级	7
1.5. 分级表的使用	8
1.6. 事件情况的通报	9
1.6.1. 一般原则	9
1.6.2. 国际通报	10
1.7. 手册的结构	11
第 2 章 对人和环境的影响	13
2.1. 概述	13
2.2. 释放的放射性活度	14
2.2.1. 评估释放的方法	14
2.2.2. 基于释放的放射性活度对各级别的定义	16
2.3. 个人剂量	17
2.3.1. 在有一人受到照射时进行最低级别评定的准则	17
2.3.2. 考虑受到照射人数目的准则	18
2.3.3. 剂量估算方法	19
2.3.4. 小结	19
2.4. 实例	20
第 3 章 对设施放射屏障和控制的影响	28
3.1. 概述	28
3.2. 各级别的定义	29
3.3. 放射性当量的计算	32
3.4. 实例	32

第 4 章 运输和辐射源事件中对纵深防御影响的评定39

4.1. 事件定级的一般原则40

4.2. 关于事件定级的详细指导41

4.2.1. 最大的可能后果的鉴定41

4.2.2. 根据安全措施有效性的定级43

4.3. 实例50

第 5 章 动力堆带功率运行事件中对纵深防御影响的评定63

5.1. 考虑安全措施的有效性确定基本定级64

5.1.1. 确定始发事件的频度66

5.1.2. 安全功能的可运行性67

5.1.3. 评定有真实始发事件的事件的基本定级.....69

5.1.4. 评定没有真实始发事件的事件的基本定级.....72

5.1.5. 潜在事件（包括结构缺陷）75

5.1.6. 分级表以下/0 级事件76

5.2. 对附加因素的考虑77

5.2.1. 共因故障77

5.2.2. 程序不完备78

5.2.3. 安全文化问题78

5.3. 实例80

第 6 章 特定设施中的事件对纵深防御影响的评定99

6.1. 事件定级的一般原则99

6.2. 对事件定级的详细指导101

6.2.1. 确定最大的可能后果101

6.2.2. 确定安全层的数目103

6.2.3. 基本定级的评定106

6.2.4. 对附加因素的考虑108

6.3. 使用安全层法处理特定类型事件的指导111

6.3.1. 涉及反应堆停堆期间冷却系统发生故障的事件111

6.3.2. 涉及影响乏燃料池的冷却系统故障的事件.....112

6.3.3. 临界控制112

6.3.4. 未经许可排放或污染扩散113

6.3.5. 剂量控制113

6.3.6. 屏蔽小室门上的联锁装置	114
6.3.7. 通风、过滤和净化系统的故障.....	114
6.3.8. 装卸事件与重物坠落	114
6.3.9. 电源丧失	116
6.3.10. 火灾或爆炸	116
6.3.11. 外部灾害	117
6.3.12. 冷却系统失效	117
6.4. 实例	117
6.4.1. 与已停堆动力堆有关的事件	117
6.4.2. 非动力堆设施中发生的事件	124
第 7 章 定级程序	137
附录 I: 放射性当量的计算	147
附录 II: 确定性效应的阈值水平	152
附录 III: 各种同位素的 D 值	156
附录 IV: 按通常的实践进行的放射源分类.....	160
参考文献	161
附件 I: 纵深防御	163
附件 II: 始发事件实例及其频度	166
附件 III: 参与国家和组织名单.....	173
术语	175
图清单	187
表清单	189
实例清单	191
参与起草和审查人员名单	195

第 1 章

核事件分级表概述

1.1. 背景

“国际核和放射事件分级表”（核事件分级表）用于以统一的方式迅速向公众通报有关辐射源事件的安全重要性程度。它涵盖广泛的实践领域，包括射线照相等工业应用、辐射源在医院中的应用、核设施的活动，以及放射性物质的运输。通过利用核事件分级表适当分析所有这些实践中发生的事件，能够有利于在科技界、媒体和公众之间取得共同的理解。

本分级表是 1990 年由国际原子能机构和经合组织核能机构召集的国际专家共同编制的。它最初反映的是从法国和日本利用类似分级表中获得的经验以及一些国家对可能的分级表的考虑。此后，国际原子能机构在正式代表核事件分级表成员国的 60 多名指定国家官员的支持下，在核事件分级表双年度技术会议上与经合组织核能机构合作，对核事件分级表的发展进行了管理。

核事件分级表起初只是适用于对核电厂事件进行分级，后来经修改和扩展适用于与民用核工业有关的所有装置。近年来，对它进行了进一步的修改和扩展，以满足人们对通报有关放射性物质和辐射源运输、贮存和使用的所有事件的安全意义的日益需要。经修订后的本版手册将有关核事件分级表所有应用的指导意见集中到一个文件中。

1.2. 分级表的一般说明

本分级表将事件分为 7 级：1—3 级称之为“事件”；4—7 级称之为“事故”。无安全意义的事件被划分为“分级表以下/0 级”。对于在辐射或核安全方面没有安全相关性的事件，分级表没有对它们进行定级（见第 1.3 节）。

为向公众通报事件，核事件分级表的每个级别用一句明确的短语来描述。按递增的严重程度排列，它们是：“异常”，“一般事件”，“严重事件”，“影响范围有限事故”，“影响范围较大的事故”¹，“严重事故”和“重大事故”。

制订该分级表的宗旨是，分级表中的事件每增加一级，严重程度将增加大约一个数量级（即分级表是对数性的）。1986 年切尔诺贝利核电站事故在分级表中被定为 7 级，因为它对人和环境造成了广泛的影响。在制订核事件分级表定级准则时考虑的主要因素之一是，确保在安全上不太严重和具有局部后果的事件与非常严重事故明显分开。因此，1979 年三里岛核电站事故在核事件分级表中被定为 5 级，还有一起因辐射造成一例死亡的事件被定为 4 级。

分级表的结构如表 1 所示。对于事件的考虑来自其在以下三个不同方面的影响：对人和环境的影响；对设施的放射屏障和控制的影响；以及对纵深防御的影响。本手册后面章节将分别给出对各级别的详细定义。

对人和环境的影响可以是局部性的（即事件场所附近的一个人或几个人受到辐射剂量，或者放射性物质从装置中大量释放）。对设施的放射屏障和控制的影响仅与处理大量放射性物质的设施（例如动力反应堆、后处理设施、大型研究反应堆或大型源生产设施）有关。它涵盖的事件例如包括反应堆堆芯熔化，因放射屏障失效而造成重要量放射性物质泄漏，从而威胁人和环境的安全。根据这两方面（人和环境，放射屏障和控制）的影响进行定级的事件，在本手册中被描述为具有“实际后果”的事件。纵深防御减退主要涉及没有实际后果的事件，但是在这些事件中，为预防或应对事故而采取的措施没有如期运作。

1 级事件只是涉及纵深防御功能减退，2 级和 3 级涉及纵深防御功能较严重减退或给人或设施造成较低程度的实际后果，4 级至 7 级涉及给人、环境或设施造成越来越严重的实际后果。

¹ 例如，设施产生的释放可能需要采取一些保护性措施，或废弃的大型放射源造成数人死亡。

表 1. 核事件分级表事件分级的一般准则

描述和核事件 分级表级别	人 和 环 境	设施的放射屏障和控制	纵深防御
重大事故 7 级	— 放射性物质大量释放，具有大范围健康和环境影响，要求实施所计划的和长期的应对措施。 — 放射性物质明显释放，可能要求实施所计划的应对措施。		
严重事故 6 级			
影响范围 较大的事故 5 级	— 放射性物质有限释放，可能要求实施部分所计划的应对措施。 — 辐射造成多人死亡。	— 反应堆堆芯受到严重损坏。 — 放射性物质在设施范围内大量释放，公众受到明显照射的概率高。其发生原因可能是重大临界事故或火灾。 — 燃料熔化或损坏造成堆芯放射性总量释放超过 0.1%。 — 放射性物质在设施范围内明显释放，公众受到明显照射的概率高。	
影响范围 有限的事件 4 级	— 放射性物质少量释放，除需要局部采取食物控制外，不太可能要求实施所计划的应对措施。 — 至少有 1 人死于辐射。		
严重事件 3 级	— 受照剂量超过工作人员法定年限值的 10 倍。 — 辐射造成非致命确定性健康效应（例如烧伤）。	— 工作区中的照射剂量率超过 1 希沃特/小时。 — 设计预期之外的区域内严重污染，公众受到明显照射的概率低。	— 核电厂接近发生事故，安全措施全部失效。 — 高活度密封源丢失或被盗。 — 高活度密封源错误交付，并且没有准备好适当的辐射程序来进行处理。
一般事件 2 级	— 一名公众成员的受照剂量超过 10 毫希沃特。 — 一名工作人员的受照剂量超过法定年限值。	— 工作区中的辐射水平超过 50 毫希沃特/小时。 — 设计中预期之外的区域内设施受到明显污染。	— 安全措施明显失效，但无实际后果。 — 发现高活度密封无看管源、器件或运输货包，但安全措施保持完好。 — 高活度密封源包装不当。
异常 1 级			— 一名公众成员受到过量照射，超过法定限值。 — 安全部件发生少量问题，但纵深防御仍然有效。 — 低放放射源、装置或运输货包丢失或被盗。
无安全意义（分级表以下 0 级）			

尽管核事件分级表涵盖广泛的实践，但是与一些实践有关的事件不可能达到分级表的较高级别。例如，与工业射线照相中使用的源的运输有关的事件永远不会超过 4 级，即使对源的操作和处理不正确。

1.3. 分级表的范围

分级表可以适用于与放射性物质和辐射源的运输、贮存和使用有关的任何事件。不管事件是否在设施发生，它都适用。它包括放射源或放射性货包的丢失或被盗和无看管源的发现，例如源被无意中转移到废金属交易中。分级表也可以用于个人在其他受监管实践（例如矿产加工）中受到意外照射的事件。

分级表只打算用于民事（非军事）应用中，并且只与事件的安全方面有关；并不打算用于安保相关事件或故意使人受到辐射照射的恶意行为的定级。

当装置用于医学目的（例如放射诊断和放射治疗）时，本手册中的指导意见可用于对工作人员和公众造成实际照射的事件或者装置退化或安全措施不足的事件的定级。目前，分级表并不涉及作为医学程序的一部分对患者实施照射的实际后果或潜在后果。对医学程序中这种照射进行指导的必要性已经被认识到，将在日后处理。

本分级表并非对核或辐射设施发生的每起事件都适应。对于仅与工业安全有关的事件或在辐射安全或核安全方面没有安全相关性的其他事件，本分级表与之没有关系。例如，只造成化学危害的事件（例如非放射性物质的气体释放），或造成核设施工作人员伤害或死亡的跌落或电击等事件，将不用本分级表进行分级。同样，影响气轮机或发电机可利用率的事件如果没有影响到带功率运行的反应堆，也将不按本分级表进行定级；火灾如果没有涉及任何可能的放射性危害并且不影响与放射安全或核安全有关的任何设备，也不按本分级表进行定级。

1.4. 确定核事件分级表准则的原则

每起事件需对照第 1.2 节所描述的相应方面进行考虑，即：人和环境；放射屏障和控制；纵深防御。事件定级就是在从三个方面考虑后得出的最高级。下面简要描述与评估各方面影响有关的原则。

1.4.1. 人和环境

对于给人造成的实际后果进行定级的最简单方法是根据受到的剂量确定级别。然而，对于事故，这也许不是解决全部后果的合适手段。例如，为疏散公众成员的应急安排，其高效的实施，即使是在装置的严重事故中，也可能只造成较小的剂量。完全根据所受到的剂量对事件定级，并没有表达出在装置所发生事件的真实重要性程度，也没有考虑潜在的大范围污染。因此，对于核事件分级表中的事故级别（4—7），准则的制订基于所释放的放射性物质数量而不是所受到的剂量。显然，这些准则只适用于有可能散布重要量放射性物质的实践。

为了考虑可能释放的各种放射性物质，本分级表采用“放射性当量”的概念。因此，以碘-131 的太拉贝可勒尔（太贝可，即 10^{12} 贝可）确定数量，并且利用换算因子确定其他同位素将产生同等水平有效剂量的当量水平。

对于对人和环境的影响水平较低的事件，以所受到的剂量和受到照射的人数进行定级。

（释放准则以前被称为“场外”准则）。

1.4.2. 放射屏障和控制

在场址边界被明显规定作为其许可证审批的一部分并且有可能（但是可能性不大）发生大量放射性释放的大型设施中，有可能发生放射屏障严重失效但是对人和环境无重大后果（例如反应堆堆芯熔化而放射性物质被包封在安全壳之内）的事件。在这些设施中，也有可能发生这样的事件：污染严重扩散或辐射增加，但是相当多的纵深防御措施仍然有效，将防止给人和环境造成重大后果。在两种事件情况下，虽然对场址边界之外的个

人无重大的后果，但是在第一种情况下，带给个人的这种后果的可能性增加，而在第二种情况下，这种故障说明放射控制管理出现严重故障。按照核事件分级表对这种事件定级时，适当考虑这些问题很重要。

处理这些问题的准则只适用于经批准的处理大量放射性物质的设施。（这些准则，以及工作人员剂量准则，以前被称为“场内”准则）。对于涉及辐射源和放射性物质运输的事件，只需要考虑人和环境的准则以及纵深防御的准则。

1.4.3. 纵深防御

核事件分级表旨在适用于所有放射事件和所有核安全或辐射安全事件，其中绝大多数事件与设备或程序失效有关。尽管许多这类事件没有造成任何实际后果，但是应该认识到，一些事件比另一些事件的安全意义更大。如果这类事件只以实际后果定级，那么所有这些事件将定级为“分级表以下/0级”，并且分级表对它们进行剖析没有任何真正价值。因此，在核事件分级表一开始制订时人们就商定，核事件分级表不仅要涵盖事件的实际后果，还要涵盖事件的潜在后果。

已制订了一套准则，以处理所谓的“纵深防御减退”。这些准则认为，涉及放射性物质和辐射源的运输、贮存和使用的所有应用应该包含许多安全措施。这些措施的数量和可靠性取决于它们的设计和危害的大小。可能会发生这样的事件：一些安全措施失败，但是其他措施仍能防止任何实际后果。为了通报这种事件的重要性程度，根据放射性物质的数量和安全措施失效的严重性制定了一些准则。

因为这些事件只涉及事故发生的可能性增加而没有实际后果，所以对这种事件确定的最高级别为3级（即严重事件）。而且，这个最高级别只适用于如果所有安全措施失效有发生严重事故（即在核事件分级表中被定为5级、6级或7级的事故）可能性的实践。对于与危害潜在性较小的实践有关的事件（例如小型医学或工业放射源的运输），根据纵深防御确定的最高级别相对较低。

根据纵深防御处理的最后一个问题是本文件所描述的附加因素，在当时，涵盖共因故障、程序问题和安全文化。为处理这些附加因素，纵深防御准则允许在定级时，将只是根据设备或行政管理措施实际失效的安全重要性程度导出的级别增加一级。（应该注意的是，对于与辐射源和放射性物质运输有关的事件，由于附加因素导致级别增加的可能性被作为定级表的一部分，而不是作为单独的考虑。）

在本文件中，规定了为执行这些原则而制订的详细准则。采用了三种具体但相互一致的方法：一种针对运输和辐射源事件，另一种针对动力反应堆运行事件，还一种针对其他经批准的设施的事件（包括反应堆冷停堆期间事件、研究堆事件和核设施退役事件）。为此，针对每一种方法，分单独三章介绍纵深防御。每一章自成一体，使用者可集中于与所关注事件有关的指导意见。

运输和辐射源事件的准则载于一组表中，综合了前面所述的所有三个纵深防御因素（即放射性物质数量，安全措施失效程度，以及附加因素）。

动力反应堆运行事件的准则通过两个表给出基本定级，允许根据附加因素将级别提高一级。表中的基本定级取决于安全措施实际上是否受到挑战、安全措施减退的程度，以及将对这些措施提出挑战的事件发生的可能性。

反应堆冷停堆、研究堆及其他经批准的设施的事件的准则，根据最大的后果、是否所有安全措施都失效，以及仍然有效的安全措施的程度，通过一个表给出基本定级。为说明仍然有效的安全措施的程度，将安全措施列入不同的所谓的独立安全层，并且计数这种安全层的数目。考虑到附加因素，允许在基本定级的基础上提高一个级别。

1.4.4. 最终定级

事件的最终定级需要考虑上述的所有相关准则。应对照每个相应准则考虑每起事件，导出的最高定级即为事件的级别。最后需要核对与核事件分级表级别一般说明的符合性，以确保定级是合适的。第 7 章以流程图形式概述了整个定级方法。

1.5. 分级表的使用

核事件分级表是一个通报工具。它的主要目的是促进科技界、媒体和公众之间对事件的安全重要性程度进行通报和了解。第 1.6 节对于把核事件分级表用作事件信息交流的一部分给出了更具体的指导。

确定在监管控制系统范围内必须包括的实践或装置，或者制定使用者向监管部门或公众报告事件的要求，都不是核事件分级表或与之有关的国际交流系统的目的。对事件及其在核事件分级表中定级情况的通报不是一个正式的通报系统。同样，分级表的准则并不打算取代在任何国家正式的应急安排中使用的已有的良好准则。规定本国对这类事情的监管和安排是每个国家的事。核事件分级表的目的是帮助分析要通报的事件的安全重要性程度。

发生事件后迅速进行通报很重要，否则媒体和公众的推测将混淆对事件的认识。在一些情况下，由于初期并不是很了解事件的详情，因此建议根据可获得的信息和了解事件性质人员的判定，发布对事件的临时定级。以后，再通报最终定级，并解释出现的任何差异。

对于绝大多数事件来说，这种通报将只关乎事件所发生的地区或国家，并且参与国家必须要建立进行这种通报的机制。然而，为了促进对引起或可能引起广泛兴趣的事件的国际通报，原子能机构和经合组织核能机构开发了一个通报网络，可以将事件的详细情况输入到一个事件分级报表中，然后立即分发给所有的核事件分级表成员国。自 2001 年以来，这种基于网络的核事件分级表信息服务已被核事件分级表成员用于向科技界以及向媒体和公众通报事件。

核事件分级表不适合用于比较设施、组织或国家之间的安全实绩。对于向公众通报次要事件的安排可能有所不同，并且在对介于分级表以下/0 级与 1 级之间事件进行定级方面难以确保准确一致。尽管可以获得有关 2 级和 2 级以上事件的信息，但是据统计这种事件发生较少，而且每年有所变化，因此难以进行有意义的国际比较。

1.6. 事件情况的通报

1.6.1. 一般原则

核事件分级表应该用作地区、国家和国际通报战略的一部分。虽然一份国际文件不适合用于准确规定应如何进行国家通报，但是有些一般原则可以适用。本章将介绍这些原则。有关国际通报的指导意见在第 1.6.2 节介绍。

在利用核事件分级表进行事件通报时，需要记住目标对象主要是媒体和公众。因此：

- 在事件的概括描述中应该使用通俗易懂的语言，避免技术术语；
- 避免使用缩略语，特别是在提到设备或系统时（例如，主冷却剂泵不要用 MCP 代替）；
- 说明确认的实际后果，例如对工作人员和（或）公众成员的确定性健康效应；
- 提供对受照射的工作人员和（或）公众成员的估计数目以及他们实际受到的照射水平；
- 明确确认对人和环境是否造成后果；
- 说明采取的任何保护行动。

下列因素对于通报核设施事件很重要：

- 事件发生日期和具体时间；
- 设施名称和场所；
- 设施类型；
- 适当时，涉及的主要系统；
- 阐述对环境有无放射性释放或对人和环境有无造成后果的总体说明。

此外，在说明与辐射源或放射性物质运输有关的事件时，下列因素是事件描述的重要组成部分：

- 事件中涉及的放射性核素；

- 使用源的实践及其在国际原子能机构中的类别[1]；
- 源及相关装置的工况；如果丢失的话，将有助于查明源或装置的任何信息，例如注册编号。

1.6.2. 国际通报

正如第 1.5 节所说明的，国际原子能机构保持着一个促进事件国际通报的系统。必须认识到，这种服务不是一个正式的报告系统，是在自愿的基础上运行的。它的目的是促进科技界（工业和监管者）、媒体和公众之间对已经引起或可能引起国际媒体关注的事件的安全重要性进行通报和了解。利用该系统进行跨界运输事件的通报也有一些好处。

许多国家明显认识到通过明确地解释事件的安全重要性来公开通报事件的意义，所以已同意参加这个核事件分级表系统。

强烈鼓励所有国家按照以下商定的准则进行事件的国际通报（如果可能的话，进行全天候通报）：

- 被定为 2 级或 2 级以上的事件；或
- 引起国际公众关注的事件。

认识到有些场合将需要较长的时间才能了解或评估事件的实际后果。在这些情况下，应该先给出临时定级，日后再提供最终定级。

有关事件的情况由成员国正式指定的核事件分级表国家官员通知给核事件分级表系统。该系统包括事件描述、根据核事件分级表进行的定级、新闻发布稿（用本国语文和英语）以及提供给专家的技术文件。可以向没有注册的公众提供事件描述、定级和新闻发布稿，而对技术文件的访问仅限于指定并且已注册的专家。

事件分级报表要概括有关具体事件应提供的主要项目。可提供给公众的信息应当遵循第 1.6.1 节所述的原则。在分级表适用于放射性物质运输时，一些运输事件的跨国性使问题复杂化；然而，每起事件的事件分级报表只能由一个国家提供。事件分级报表本身不会提供给公众，是由事件所发生的国家邮寄的。适用的原则如下：

- 预计由发现事件的国家启动关于由哪个国家提供事件分级报表的讨论。
- 一般来说，如果事件涉及实际后果，发生后果的国家可能最有条件提供事件分级报表。如果事件只涉及行政控制手段或包装失效，托运货包的国家可能最有条件提供事件分级报表。如果货包丢失，启运国可能最适合处理定级和通报事件。
- 在需要其他国家提供信息时，可以通过适当的主管部门获取信息，并且在准备事件分级报表时应该考虑这些信息。
- 对于与核设施有关的事件，确定设施名称及其场所和类型是必不可少的。
- 对于与辐射源有关的事件，提供有关源/装置的一些技术细节或装置注册编号可能很有帮助，因为核事件分级表系统可以为这种信息的国际分发提供快捷的手段。
- 对于与放射性物质运输有关的事件，提供货包类型（例如例外货包、工业货包、A 型货包和 B 型货包）的识别可能很有帮助。
- 对于核设施，要提供的基本信息包括设施名称、类型和场所以及对人和环境的影响。尽管已经存在其他的运行反馈国际通报机制，但是核事件分级表系统对向媒体、公众和科技界进行事件的初步通报提供了条件。
- 事件定级报表还包括定级的根据。尽管这不是向公众通报的资料的一部分，但是对于其他的国家官员了解定级的根据并回答各种问题很有帮助。定级说明应当明确指出事件定级是如何参照定级程序的相应部分加以确定的。

1.7. 手册的结构

本手册主要分为 7 章。

第 1 章为核事件分级表概述。

第 2 章介绍按照事件对人和环境的影响对事件进行定级所需的详细指导，并且提供了许多实例。

第 3 章介绍按照事件对设施的放射屏障和控制的影响对事件进行定级所需的详细指导，并且提供一些实例。

第 4 章、第 5 章和第 6 章介绍按照事件对纵深防御的影响对事件进行定级所需的详细指导。

第 4 章提供的纵深防御指导针对与运输和辐射源有关的事件，但发生在以下设施的事件除外：

- 加速器；
- 与放射性核素制造和配送有关的设施；
- 与使用 1 类源有关的设施[1]；

这些事件涵盖在第 6 章中。

第 5 章提供的纵深防御指导针对动力反应堆事件，只与带功率运行反应堆事件有关。动力反应堆在停堆、永久关闭或退役期间发生的事件，以及研究反应堆事件涵盖在第 6 章中。

第 6 章提供的纵深防御指导针对燃料循环设施、研究堆、加速器（例如线性加速器和回旋加速器）的事件以及与放射性核素制造和配送或使用 1 类源的设施的安全措施失效有关事件，也包括对核动力堆在冷停堆（换料停堆、永久关闭或退役）期间的事件进行定级的指导。

分三个独立章节介绍纵深防御的目的是使确定事件定级人员的工作简单化。虽然章节之间有一些重复，但是每章都包含对相应类型的事件进行定级所需要的内容。在每个关于纵深防御的章节中都包括相应的实例。

第 7 章概括用于事件定级的程序，包括说明性流程图和实例表。

在四个附录、三个附件和参考文献中，提供了进一步的科学背景信息。

术语表介绍了本手册中使用的定义和术语。

本手册取代 2001 年版[2]使用者手册、2006 年作为提供给国家官员的补充指导意见出版的工作资料[3]以及 2004 年经核准的燃料破损事件澄清说明[4]。

第 2 章

对人和环境的影响

2.1. 概述

按照对人和环境的影响为事件定级，要考虑对工作人员、公众成员和环境的实际放射性影响。这种评价或者基于人受到的辐射剂量或者基于释放的放射性物质的数量。在基于剂量的场合，还要考虑受到剂量的人员的数量。如果使用有关纵深防御（第 4 章、第 5 章或第 6 章）的准则和酌情使用有关设施的放射屏障和控制的准则（第 3 章）导致事件在核事件分级表中的定级提高，那么对事件进行定级时也必须使用这些准则。

一般来说，对于严重事件或事故，不可能在其早期阶段准确确定受到的剂量或释放的放射性物质的数量。但是，应该可以作出初步估计，进而为其指定一个临时定级。需要记住的是，核事件分级表的目的是迅速通报某一事件的重要性。

对于尚未发生放射性物质重要释放但如果不加以控制有可能发生的事件，临时定级可基于到此为止实际发生的情况（使用所有相关的核事件分级表准则）。日后可通过对这些结果重新评价对临时定级进行修改。

分级表不应与应急状态分级系统相混淆，也不应用作确定应急响应行动的基础。同样，对事件的应急响应程度也不应用作定级的基础。每个国家应对放射事件的安排细节是不同的，并且在事件没有完全得到实际释放规模证明的一些情况下，也可以采取预防措施。因此，对照分级表为事件定级，应该依据释放规模和评估剂量，而不是依据执行应急响应计划过程中所采取的防护措施。

本章将阐述两种准则：

- 放射性释放量：适用于放射性物质大量释放到环境中的情况；
- 个人剂量：适用于所有其他情况。

在第 7 章的流程图中概括了适用这两种准则的程序。但应该指出的是，对于与运输和放射源有关的事件，当有重要量的放射性物质释放时，只需要考虑个人剂量准则。

2.2. 释放的放射性活度

在分级表最高的 4 个级别（4—7 级）中，将释放的放射性活度的数量定义为相对于碘-131 的给定太贝可数的放射性当量。（评估放射性当量的方法参见第 2.2.1 节）。选择碘-131 有点任意性。之所以选择碘-131，是因为该分级表最初是针对核电厂编制的，而碘-131 通常是核电厂释放的主要同位素之一。

使用释放量而不是评估剂量的原因是对于大量的放射性释放而言，实际受到的剂量在很大程度上将取决于采用的防护措施和其他环境条件。如果防护行动成功，受到的剂量将不会与释放量成比例地增加。

2.2.1. 评估释放的方法

评估释放的放射学意义有两种方法，它们取决于释放源以及评估释放当量最适当的假设。如果核设施（例如核反应堆或燃料循环设施）发生大气释放，表 2 给出了应当使用的各种同位素相对于碘-131 的放射性当量的换算因子。释放的同位素的实际活度应乘以表 2 中的因子，然后与每个级别的定义中给出的值作比较。如果释放出几种同位素，每种同位素的当量值应分别计算，然后求和（参见实例 5—7）。附录 I 说明了这些因子的导出过程。

如果释放发生在放射性物质运输或辐射源使用期间，应该使用 D_2 值。 D 值代表活度水平，大于该值的源被认为是“危险”的，如果不进行安全而可靠的管理，很有可能造成严重的确定性效应。 D_2 值是“源中放射性核素的活度，如果不加控制并且已经扩散，可能引起将有理由预计造成严重确定性健康效应的紧急情况。” [5]。附录 III 列出一系列同位素的 D_2 值。

对于不会造成空气释放（例如由放射性物质泄漏引起的水中释放或地面污染）事件，应利用第 2.3 节，根据剂量进行定级。液体排放引起剂量明

显高于 3 级的剂量时，将必须定为 4 级或以上，但对放射性当量的评估将视场址情况而定，因此这里无法提供详细的指导。

表 2. 释放到大气中的同位素相对于碘-131 的放射性当量

同位素	乘数
镅-241	8 000
钴-60	50
铯-134	3
铯-137	40
氢-3	0.02
碘-131	1
铀-192	2
锰-54	4
钼-99	0.08
磷-32	0.2
钚-239	10 000
钶-106	6
锶-90	20
碲-132	0.3
铀-235 (S) ^a	1 000
铀-235 (M) ^a	600
铀-235 (F) ^a	500
铀-238 (S) ^a	900
铀-238 (M) ^a	600
铀-238 (F) ^a	400
天然铀	1 000
惰性气体	可忽略不计（实际为零）

^a 肺吸收类型：S — 慢；M — 中等；F — 快。如果不确定，使用最保守值。

2.2.2. 基于释放的放射性活度对各级别的定义²

7 级

“导致与放射学上相当于向大气释放超过几万太贝可碘-131 的放射性量相应的环境释放的事件。”

这相当于一座动力堆堆芯放射性总量的大部分，一般涉及短寿命和长寿命放射性核素的混合。预计这种释放会在大范围地区产生急性健康效应，可能涉及一个以上国家，还可能有确定性健康效应。很可能还有长期的环境后果。为防止或限制对公众成员的健康效应，掩蔽和疏散之类的防护措施将被判定是必要的。

6 级

“导致与放射学上相当于向大气释放几千到几万太贝可碘-131 的放射性量相应的环境释放的事件。”

在发生这种释放时，为防止或限制对公众成员的健康效应，掩蔽和疏散之类的防护措施将被判定是必要的。

5 级

“导致与放射学上相当于向大气释放几百到几千太贝可碘-131 的放射性量相应的环境释放的事件。”

或

“导致从放射源释放的同位素发生活度超过 D_2 值 2500 倍的分散释放的事件。”

作为实际释放的结果，很可能需要采取一些防护措施（如局部掩蔽和（或）疏散，以防发生健康效应或将发生的可能性降到最低）。

² 这些准则涉及这样的事实：其释放规模的早期评估只能是近似值。因此，使用各级别定义中的精确数值不合适。然而，为了有助于确保这些准则在国际上的解释相互一致，建议各级别之间的分界线是 500 太贝可碘-131、5000 太贝可碘-131 和 50 000 太贝可碘-131。

4 级

“导致与放射学上相当于向大气释放几十到几百太贝可碘-131 的放射性量相应的环境释放的事件。”

或

“导致从放射源释放的同位素发生活度超过 D_2 值 250 倍的分散释放的事件。”

发生这种释放时，需要的可能不再是防护措施，而是当地的食品控制。

2.3. 个人剂量

最简单的准则是事件造成接受的辐射剂量，1—6 级包括基于这一准则的定义³。除非特别指出（见 1 级准则³），否则它们适用于从被定级的单一事件（即不包括累积照射）接受或可能容易接受的剂量⁴。如果有一个人受到超出给定标准的辐射（第 2.3.1 节），则为其确定一个最低级别；如果多人受到超出给定标准的辐射（第 2.3.2 节），则为其确定一个较高的级别。

2.3.1. 在有一人受到照射时进行最低级别评定的准则

对于造成以下情况的事件，最低级别为 4 级：

- (1) “发生致命的确定性效应；或
- (2) 由于全身受到照射导致吸收剂量⁵达到几戈瑞，可能发生致命的确定性效应。”

³ 1 级的定义基于在第 4—6 章中描述的纵深防御准则，但为确保本章的完整性在此提及。

⁴ 此处的意图并非是创造与已发生情景不同的情景，而是考虑什么样的剂量很可能已经不知不觉地发生了。例如，如果放射源在已经与其屏蔽分开的情况下运输，则应对驾驶员和货包搬运工人受到的剂量加以估计。

⁵ 在明显受到高能传线密度辐射的情况下，吸收剂量应考虑相应的相对生物效应。应使用相对生物效应加权吸收剂量来确定适当的核事件分级表定级。

附录 II 更详细地介绍致命的确定性效应的可能性和非致命的确定性效应的阈值。

对于造成以下情况的事件，最低级别为 3 级：

- (1) “发生或可能发生非致命的确定性效应（详情参见附录 II）；或
- (2) 导致有效剂量超过工作人员的法定年全身剂量限值 10 倍的照射。”

对于造成以下情况的事件，最低级别为 2 级：

- (1) “一名公众成员所受照射的有效剂量超过 10 毫希沃特；或
- (2) 一名工作人员受到的照射超过法定年剂量限值⁶。”

对于造成以下情况的事件，最低级别为 1 级³：

- (1) “一名公众成员受到的照射超过法定年剂量限值⁶；或
- (2) 一名工作人员受到的照射超过剂量约束值⁷；或
- (3) 一名工作人员或公众成员受到的累积照射超过法定年剂量限值⁶”。

2.3.2. 考虑受到照射人数目的准则

如果有一人以上受到照射，那么应当对属于第 2.3.1 节中每个确定级别的人数进行评估，在每种情况下，应使用以下各段落给出的指导，以便在必要时提高级别。

对于不会造成或不大可能造成确定性效应的照射，如果有 10 人或 10 人以上受到的剂量超过为该级别规定的值，那么应将第 2.3.1 节评定的最低级别提高一个级别；如果有 100 人或 100 人以上受到的剂量超过为该级别规定的值，那么应提高两个级别。

⁶ 要考虑的剂量限值为所有法定剂量限值，包括全身有效剂量、皮肤剂量、四肢剂量和眼球晶状体剂量。

⁷ 剂量约束值是低于可能由国家确定的法定剂量限值的值。

对于已经造成或很可能造成确定性效应的照射，需采取更加保守的方法，如果有几人受到的剂量超过为该级别规定的值，那么应将最低级别提高一个级别；如果有几十人受到的剂量超过为该级别规定的值，则应提高两个级别⁸。

在第 2.3.4 节的表中概括了本节和上一节中的准则。

对于多人受到不同程度照射的情况，事件定级为根据所述过程导出的剂量值的最高级别。例如，对于造成 15 名公众成员受到有效剂量为 20 毫希沃特的事件，适用于该剂量的最低级别是 2 级。鉴于受到照射的人数(15)导致该事件提高一个级别，因此事件被定为 3 级。但是，如果只有 1 名公众成员受到有效剂量为 20 毫希沃特、14 名公众受到有效剂量为 1—10 毫希沃特的事件，那么按照受到有效剂量为 20 毫希沃特的人被定为 2 级（最低级别，因为只有 1 人受影响，所以级别没有提高），而按照受到有效剂量为 1—10 毫希沃特的人也是 2 级（最低级别为 1 级，因为有 10 人以上受到照射，所以级别提高一级）。因此，总的定级是 2 级。

2.3.3. 剂量估算方法

估算工作人员和公众受到剂量的方法应当切合实际，并遵循标准的国家剂量评估假设。评估应基于实际情景，包括采取的所有保护性行动。

如果不能确定某些特定的个人是否受到辐射（例如，后来发现运输货包没有充分的屏蔽），则应估算可能的剂量，并根据可能情景的再现为其指定核事件分级表级别。

2.3.4. 小结

表 3 概括了第 2.3 节中的指导，说明如何考虑剂量水平和受照人数。

⁸ 为帮助以协调一致的方法应用这些准则，可以认为“几人”是指超过 3 人，“几十人”是指超过 30 人。（这些值对应于基于对数数量级的约 1/2。）

表 3. 根据个人剂量进行定级一览表

照射水平	最低定级	受照人数	实际定级
发生致命的确定性效应或因全身吸收剂量达到几戈瑞而可能发生致命的确定性效应	4	几十人以上	6 ^a
		几人到几十人	5
		少于几人	4
发生或可能发生非致命的确定性效应	3	几十人以上	5
		几人到几十人	4
		少于几人	3
导致工作人员的有效剂量超过法定年全身剂量限值 10 倍的照射	3	100 人以上	5
		10 人以上	4
		少于 10 人	3
有一名公众成员所受照射的有效剂量超过 10 毫希沃特，或有一名工作人员受到的照射超过法定年剂量限值	2	100 人以上	4
		10 人以上	3
		少于 10 人	2
有一名公众成员受到的照射超过年剂量法定限值或有一名工作人员受到的照射超过剂量约束值	1	100 人以上	3
		10 人以上	2
		少于 10 人	1 ^b
有一名工作人员或公众成员受到的累积照射超过法定年剂量限值	1	1 人以上	1 ^b

^a 涉及辐射源的事件被认为不大可能出现 6 级。

^b 正如在第 2.3 节中所描述的，1 级的定义是基于在第 4—6 章中描述的纵深防御的准则，但为确保本章的完整性在此提及。

2.4. 实例

提供实例的目的是为了说明本手册这一章中所包含的定级指导。这些例子基于真实事件，但作了稍加修改，以说明该指导不同部分的应用。因为在确定最终定级之前有必要考虑第 3—6 章的准则，所以本章评定的级别不一定是最终定级。

实例 1. 一家医院的一名电工受到过度照射 — 2 级

事件描述

当一名服务人员在一家医院安装和调试新的放射治疗机时，他不知道有一名电工正在天花板上工作。他测试机器，将辐射束流指向天花板，这名电工很可能因此受到照射。估算的全身照射范围为 80~100 毫希沃特有效剂量。这名电工没有出现任何症状，但作为预防，对其进行了血液检测。正如对这一剂量水平所预计的，血液检测结果呈阴性。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	不适用，无释放。
2.3. 个人剂量	有一人（非职业辐射工作人员）所受辐射的有效剂量高于 10 毫希沃特，但低于“工作人员法定年全身剂量限值的 10 倍”；没有确定性健康效应，定为 2 级。
根据对人和环境的影响评定的级别	2 级。

实例 2. 一名射线照相师受到过度照射 — 2 级

事件描述

一名射线照相师在从射线照相机拆除放射源导管时，发现放射源并没有完全处于屏蔽状态。该照射装置含有一个 807 吉贝可铯-192 密封源。这名射线照相师发现其袖珍式电离室剂量计指针偏离刻度，于是通知了公司的辐射安全官。由于肢体剂量计在射线照相期间不常使用，因此辐射安全官进行了剂量重建。根据剂量重建，有一人可能已经受到 3.3—3.6 戈瑞的肢体剂量，超过皮肤或四肢的法定年剂量限值（500 毫希沃特）。全身剂量计结果表明，这名射线照相师受到了约 2 毫希沃特的全身剂量。他被送入医院接受观察，但未发现确定性效应，随后被允许出院。

后来获得的信息表明，这个人把剂量计戴在了髌部，他的身体可能遮蔽了剂量计。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	不适用，没有释放。
2.3. 个人剂量	一名工作人员所受的剂量超过年限值；未发现且预计不会产生确定性效应，定为 2 级（即使考虑到剂量计可能被遮蔽，有效剂量仍然远低于 3 级标准）。
根据对人和环境的影响评定的级别	2 级。

实例 3. 一名工业射线照相师受到过度照射 — 3 级

事件描述

3 名工作人员使用一个 3.3 太贝可的铯-192 放射源在 22.5 米高的塔式平台上进行工业射线照相。由于某种原因，铯-192 放射源的连接管与驱动器脱离或从未连接上。在工作结束时，其中一名工作人员拧下导管，源在无人注意的情况下落到平台上（没有使用辐射寻呼机或袖珍式剂量计）。这 3 名工作人员离开工作现场，在翌日晚 23 时，一名员工发现了这个金属件，并试图辨认。他将金属件拿给另一名员工，后者发现第一名员工的脸颊出现肿胀。第一名员工将金属件交给这名同事，然后去洗脸。第二名员工手拿着金属件走下塔台。当这两名员工决定将金属件交给其办公室主管时，另一家公司的一名工作人员的报警剂量计开始报警，显示有高辐射场。该放射源被确认后，这两名员工被告知这个金属件是一个危险放射源，应立即处理掉。放射源被安放在一个管子中，并且在与该公司业主取得联系后被回收。确认放射源并将其回收花费了约半小时。这 3 名施工人员被送去做医学检查（包括细胞遗传学检查），并入院接受治疗。其中一人出现了一些确定性效应（一只手严重辐射烧伤）。这家工业射线照相公司的 5 名员工已被采取了血液样本，在细胞遗传学实验室接受分析，但是没有发现异常。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	不适用。
2.3. 个人剂量	一人在受到辐射后表现出确定性效应，定为 3 级。
根据对人和环境的影响评定的级别	3 级。

实例 4. 一个高活度废放射源破裂 — 5 级

事件描述

一家私人放射治疗研究所搬迁新址，带走了一台钴-60 远距治疗机，将一台 51 太贝可的铯-137 远距治疗机留在原地。他们没有按该研究所的许可证条款的要求通知许可证发放部门。原来的房屋后来被部分拆除了，结果使得铯-137 远距治疗机非常不安全。有两个人进入房屋，不知道这个机器是什么，但想到它可能有一些废品价值，便将机器的放射源组件拆下。他们把该组件带回家，并试图拆开。在尝试过程中，源盒被弄破。该放射源为氯化铯形式，具有高度可溶性且易于扩散。因此，一些人受到污染和辐照。

源盒破裂后，剩余的放射源组件被作为废品卖给废品收购者。这名废品收购者发现发射源材料在黑暗中发出蓝光。一些人对此着迷，过了几天，朋友和亲戚相继而来观看这一现象。米粒大小的放射源碎片被分发给几个家庭。这种情况持续了 5 天，由于受到放射源的射线照射，当时一些人表现出胃肠道症状。最初并未确认这些症状是由于受到辐射。然而，其中有一个受到辐照的人将他们的疾病与源盒联系起来，并将剩余的部分交给所在城市的公共卫生部门。

这一行为引发了一连串事件，使这起事故被发现。当地一位物理学家首次开始监测和评估事故级别，主动采取行动对这两个地区进行疏散。与此同时，通知主管部门，迅速开始大规模的响应行动。其他几个严重污染地区被迅速查明，居民得到疏散。这一事件造成 8 人发展成急性放射综合症，4 人死于辐射照射。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	因为放射源破裂，大量放射性物质释放到环境中。根据附录 III，铯-137 的 D ₂ 值是 20 太贝可，因此其放射性约是 D 值的 2.5 倍，远低于 4 级“高于 D ₂ 值的 250 倍”的值。
2.3. 个人剂量	辐射造成一例死亡应定为 4 级事件。因为有 4 人死亡，所以级别应提高一级。
根据对人和环境的影响评定的级别	5 级。

实例 5. 一座反应堆发生碘-131 释放 — 5 级

事件描述

一座石墨气冷钚生产堆发生了火灾，造成放射性物质大量释放。火灾发生在石墨结构退火过程中。在正常运行期间，中子撞击石墨会造成石墨晶体结构变形。这种变形导致在石墨中储存能量的累积。受控热退火工艺被用来恢复石墨结构和释放储存的能量。不幸的是，在这种情况下，过多的能量被释放，导致燃料损坏。然后，金属铀燃料和石墨与空气发生反应，并开始燃烧。异常情况首先是通过约 800 米外的空气取样器发现的。放射性水平是正常情况下在空气中发现的 10 倍。在反应堆厂房附近进行取样证实发生了放射性释放。堆芯检查表明，近 150 个通道中的燃料元件变得过热。经过几个小时不同方法的尝试，最后采用水淹和关掉强制风冷风扇相结合的方法扑灭了大火。厂房冷却下来。估计释放的放射性量为 500~700 太贝可的碘-131 和 20~40 太贝可的铯-137。没有出现确定性效应，也没有人受到的剂量达到工作人员法定年全身剂量限值的 10 倍。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	从表 2 可知, 铯-137 放射性当量的换算因子是 40, 所以总释放量的放射性相当于 1300~2300 太贝可碘-131。因为上限远低于 5000 太贝可, 符合“相当于几百到几千太贝可碘-131”, 定为 5 级。
2.3. 个人剂量	不适用。实际个人剂量没有给出, 但因为没有 人受到的剂量接近 3 级标准, 所以根据个人剂量准则不能将根据大规模释放准则导出的事件级别提高一级。
根据对人和环境的影响评定的级别	5 级。

实例 6. 一座后处理设施中的高放废物贮存罐发生过热 — 6 级

事件描述

一座高放废物贮存罐的冷却系统失效, 造成罐内贮存的废物温度升高。随后干硝酸盐和醋酸盐爆炸, 其威力相当于 75 吨 TNT。2.5 米厚的混凝土盖子被抛到 30 米以外。采取了包括疏散在内的紧急措施, 以限制严重健康效应的产生。

释放的最多成分是 1000 太贝可锶-90 和 13 太贝可铯-137。测得有 300 × 50 千米的大范围地区受到污染, 每平方米的放射性量超过 4 千贝可锶-90。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	从表 2 可知，锶-90 和铯-137 放射性当量的换算因子分别是 20 和 40，所以放射性的总释放量相当于 20 500 太贝可碘-131。符合“相当于几千到几万太贝可碘-131”，定为 6 级。
2.3. 个人剂量	没有必要考虑，因为事件已定为 6 级。
根据对人和环境的影响评定的级别	6 级。

实例 7. 在临界事故和火灾之后发生大范围放射性释放 — 7 级

事件描述

由于设计缺陷以及对试验的计划和实施不当，导致反应堆超临界。试图关闭该反应堆，但能量出现峰值，一些燃料棒开始破裂，燃料棒碎片落到控制棒通道内。控制棒在只插入三分之一时就被卡住，因此无法阻止反应。反应堆功率提高到约 30 吉瓦，是正常运行时输出功率的 10 倍。燃料棒开始融化，而蒸汽压力迅速增加，造成大量蒸气喷发。产生的蒸汽垂直地沿着控制棒通道进入反应堆，使反应堆顶盖移动和受到破坏，冷却管道断裂，然后在顶板吹开一个洞。在部分顶板被吹掉之后，氧气涌入，加之反应堆燃料和石墨的温度极高，引起石墨失火。火灾是导致放射性物质扩散和外围地区污染的一个重要原因。

总共释放的放射性物质近 1400 万太贝可，其中包括 180 万太贝可碘-131、8.5 万太贝可铯-137 和铯的其他同位素、1 万太贝可锶-90 和其他一些重要的同位素。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	从表 2 可知，锶-90 和铯-137 放射性当量的换算因子分别是 20 和 40，所以总释放量的放射性相当于 540 万太贝可碘-131。符合“超过几万太贝可碘-131”，定为分级表的最高等级 7 级。虽然还会有其他同位素存在，但是由于列出的同位素已经相当于 7 级释放，因此没有必要将它们计算在内。
2.3. 个人剂量	没有必要考虑，因为事件已定为 7 级。
根据对人和环境的影响评定的级别	7 级。

第 3 章

对设施放射屏障和控制的影响

3.1. 概述

本章的指导只适用于在经批准的设施内发生的事件，这些设施的场区边界是作为它们许可证审批要求的一部分被明确限定的。该指导只适用于有可能（但是可能性不大）发生可定为 5 级或更高级别的放射性物质释放事件的大型设施。

每起事件需要对照用于人和环境影响的准则以及纵深防御影响的准则进行考虑，可以认为，这两项准则涵盖了事件定级中所有需要处理的事项。但是，即使这样做了，还有两种关键类型的事件将不能按照与其安全意义相称的级别进行定级。

第一类事件是，用于阻止大量释放的主要屏障发生严重损坏（例如：堆芯熔化或核燃料后处理设施内的巨量放射性物质丧失包封）。在此类事件中，主要设计保护已经失效，阻止巨量释放的唯一屏障是尚存的包容系统。由于没有用于处理此种事件的特定准则，因此它们只能被定级为纵深防御下的 3 级，与“冗余度用尽的险发事故”是同一级。4 级、5 级准则专门处理这种情况。

第二类事件是，防止大量释放的主要屏障完好无损，但在处理大量放射性物质的设施上发生了重大的放射性物质溢出或剂量率剧增事件。此类事件可以定级为纵深防御下的 1 级，因为多数屏障仍然保持完好。但是，在放射性物质操作的管理控制方面，这些事件则意味着严重故障，由此本身也间接表明，具有发展成可对人和环境造成重要影响的事件的根本风险。2 级、3 级准则专门处理这类事件。

污染的严重程度可通过放射性散布的数量或产生的剂量率来衡量。这些准则与工作区的剂量率相关，但是不需要工作人员亲临现场。所以，应该把它们与第 2.3 节中涉及实际吸收剂量的工作人员剂量准则加以区分。

就按照本准则进行事件定级而言，低于 2 级数值的污染水平是没有意义的；在这些较低水平上，必须予以考虑的只是对纵深防御的影响。

一般认为，在发生具有这种性质的后果的事件之后，损坏和（或）污染的确切性质可能在一段时间内无法得知。然而，作出粗略估计以便在事件分级表格中填上适当的临时定级，应该是可能的。随后可以对情况重新评价，对事件进行重新定级。

对所有事件而言，还必须考虑有关人和环境（第 2 章）以及纵深防御（第 4 章、第 5 章、第 6 章）的准则，因为它们可能导致级别的提高。

3.2. 各级别的定义

5 级

就涉及反应堆（包括研究堆）燃料的事件而言：

“导致动力堆中有超过百分之几的燃料熔化或超过百分之几的堆芯放射性总量从燃料组件⁹中释放¹⁰出来的事件。”

该定义基于动力堆堆芯的放射性总量，而不仅仅是游离裂变产物气体（即“间隙存量”）。如此种数量需要燃料基体以及间隙存量的大量释放。应该指出的是，基于燃料损坏的定级并不取决于一回路的状态。

对研究堆而言，受影响燃料的百分率应该基于 3000 兆瓦（热）动力堆的数量。

⁹ 因为燃料损坏的程度不容易测量，所以电力公司和监管部门应该根据征兆（例如主冷却剂中的放射性含量、安全壳厂房中的辐射监测）建立电厂的特定准则，以便于及时对包括燃料损坏在内的事件进行定级。

¹⁰ “释放”在这里是指放射性物质从其预定位置发生移动但是仍然包容在设施边界范围内。

就其他设施而言：

“导致设施发生放射性物质大量释放⁹（与堆芯熔化产生的释放相当）的高概率¹¹明显过度照射的事件。”

非反应堆事故的实例可能包括在非反应堆设施内的重大临界事故或造成大量放射性物质释放的严重火灾或爆炸。

4 级

就涉及反应堆（包括研究堆）燃料的事件而言：

“由于燃料熔化和（或）燃料包壳破损而导致约 0.1% 以上的动力堆堆芯放射性总量从燃料组件中释放⁹出来的事件。”

这个定义同样基于堆芯的放射性总量而不仅仅是“间隙存量”，并且不取决于一回路的状态。如果出现少许燃料熔化连带包壳破损，或者如果相当大一部分包壳（约 10%）出现破损，从而释放“间隙存量”，那么可能发生约 0.1% 以上的堆芯放射性总量释放。

对研究堆而言，受影响燃料的百分比应该基于 3000 兆瓦（热）动力反应堆的数量。

未导致 0.1% 以上动力堆堆芯放射性总量释放的燃料损坏或燃料恶化（例如局部熔化或少量包壳损坏）应该按照这一准则确定为分级表以下/0 级，然后按照纵深防御准则予以考虑。

就其他设施而言：

“从一次包容结构¹²中释放⁹出几千太贝可的活度的高概率¹¹显著公众过度照射的事件。”

¹¹ “高概率”是指与继反应堆事故之后发生安全壳释放相似的概率。

¹² 在这里，术语“一次包容结构和二次包容结构”是指非反应堆设施中的放射性物质包容结构，不应与用于反应堆的类似术语“安全壳”相混淆。

3 级

“导致在设计¹³未考虑的区域内发生几千太贝可活度的释放⁹并要求采取纠正行动的事件，即使显著公众照射的概率极低。”

或

“导致在工作区¹⁴内伽马加中子剂量率的总和大于1希沃特/小时的事件（从距离放射源1米处测量的剂量率）。”

导致在未被视为工作区的区域内剂量率偏高的事件，应该采用设施纵深防御的方法进行定级（见实例49）。

2 级

“导致在工作区¹⁴内伽马加中子剂量率之和大于50毫希沃特/小时（距放射源1米处测量的剂量率）的事件。”

或

“导致在设计¹³未考虑的区域内，设施内出现显著量放射性物质并且需要采取纠正行动的事件。”

这里的“显著量”应该解释为：

- (a) 放射学上相当于10太贝可钼-99泄漏量的液态放射性物质泄漏量。

¹³ 设计未考虑的区域是指这样的区域：不论对永久性还是临时性的构筑物而言，其设计基础的假设是，在运行期间或发生事件后，该区域都不会受到进一步污染和保持已出现的污染水平，并不会阻止污染扩散到该区域之外。涉及设计未考虑的区域污染的事件实例有：

- 受到受控区或监督区（一般不存在放射性物质，例如楼层、楼梯、附属建筑和贮存区）以外的放射性物质污染。
- 为铀操作而设计和装备的区域受到钚或高放裂变产物的污染。

¹⁴ 工作区是指工作人员无需特别许可便可进入的区域。它不包括由于污染或辐射水平而需要特定控制的区域（超出了对个人剂量计和/或工作服的一般需要）。

- (b) 除了表面和空气污染水平超过工作区允许水平的 10 倍外，放射学上相当于 1 太贝可铯-137 泄漏量的固态放射性物质泄漏量。
- (c) 放射学上相当于几十吉贝可碘-131 释放量的厂房空气中放射性物质释放量。

3.3. 放射性当量的计算

表 4 列出了用于计算设施污染放射性当量的同位素乘数。实际释放的放射性活度应该乘以表中给出的乘数，然后再同各级别的定义中给出的比较用同位素的值相比较。如果释放了几种同位素，则应计算每种同位素的当量，然后求和。附录 I 介绍了这些乘数的推导过程。

3.4. 实例

实例旨在说明本手册这一章中所包含的定级指导。它们基于真实事件，但作了稍加修改，以说明该指导不同部分的应用。表的最后一行给出了根据实际后果评定的级别（即考虑第 2、3 章中的准则）。这不一定是最终定级，因为在确定最终定级之前，必需考虑纵深防御准则。

表 4. 设施污染的放射性当量

同位素	基于碘-131 当量的空气 污染乘数	基于铯-137 当量的固体 污染乘数	基于钼-99 当量的液体 污染乘数
钼-241	2000	4000	50 000
钴-60	2.0	3	30
铯-134	0.9	1	20
铯-137	0.6	1	12
氢-3	0.002	0.003	0.03
碘-131	1	2	20
铀-192	0.4	0.7	9
锰-54	0.1	0.2	2
钼-99	0.05	0.08	1
磷-32	0.3	0.4	5
钷-239	3000	5000	57 000
钷-106	3	5	60
铈-90	7	11	140
碲-132	0.3	0.4	5
铀-235(S) ^a	600	900	11 000
铀-235(M) ^a	200	300	3000
铀-235(F) ^a	50	90	1000
铀-238(S) ^a	500	900	10 000
铀-238(M) ^a	100	200	3000
铀-238(F) ^a	50	100	1000
天然铀	600	900	11 000
稀有气体	可忽略不计 (实际为零)	可忽略不计 (实际为零)	可忽略不计 (实际为零)

^a 肺吸收类型：S — 慢；M — 中；F — 快。如果不确定，使用最保守值。

实例 8. 一座生产放射源的实验室发生的事件 — 分级表以下/0 级

事件描述

一座生产铯-137 的实验室发生了一起事件。由于在实验楼的另一处实施重建工作，在保持实验室负压差时出现了问题,导致实验室以及连接实验室的一根导管发生铯-137 空气污染。

这起事件给工作人员和公众成员造成了低剂量（低于 1 毫希沃特）。测量结果显示，散布在实验室内的放射性活度约为 3—4 吉贝可铯-137，通过通风系统释放到环境中的活度数量约为 1—10 吉贝可。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	根据表 2，1—10 吉贝可铯-137 在放射学上相当于 40—400 吉贝可碘-131，远低于“几十到几百太贝可碘-131”释放标准下的定级数值。
2.3. 个人剂量	所有的剂量均小于 1 毫希沃特，所以根据个人剂量评定的级别是 0 级。
3.2. 设施的放射屏障和控制	根据表 4，4 吉贝可铯-137 的空气释放量在放射学上相当于 2.4 吉贝可碘-131，远低于“几十吉贝可碘-131”污染散布标准下的定级数值。
根据实际后果评定级别	分级表以下/0 级。

实例 9. 一座反应堆发生燃料损坏 — 分级表以下/0 级

事件描述

在反应堆运行期间，探测到冷却剂放射性活度略有增加，表明燃料正在发生一些轻微损坏。然而，损坏程度不大，继续运行被确定是可以接受的。根据反应堆冷却剂的放射性活度，操纵员开始换料停堆，想从 3400 根燃料棒中找出少量发生故障的部分。然而，实际检查显示，约有 200 根（占总数的 6%）燃料棒发生故障，但是没有发生燃料熔化或从燃料基体中释放显著数量的放射性核素。最终发现，故障原因是反应堆冷却剂中存在异物，导致燃料局部过热。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	不适用。无释放。
2.3. 个人剂量	不适用。无剂量。
3.2. 设施的放射屏障和控制	6%的燃料棒发生故障，导致约 0.06%的堆芯放射性总量释放到冷却剂中。这低于 4 级标准，根据该标准，定为 0 级。
根据实际后果评定级别	分级表以下/0 级（按照纵深防御准则，将提高一个级别）。

实例 10. 被钚污染的液体洒落到实验室地板上 — 2 级

事件描述

一根向手套箱内的玻璃冷凝器供给冷却水的挠性软管掉落。水涌入手套箱并将其灌满，直到破裂。溢出的水含有约 2.3 吉贝可钚-239。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	不适用。
2.3. 个人剂量	因为是液体溢出，所以没有对人员造成显著照射。
3.2. 设施的放射屏障和控制	按照设计，实验室是不能有溢出液的。由溢出液造成的 2 级值被定义为在放射学上相当于 10 太贝可钼-99。从第 3.3 节可知，2.3 吉贝可钚-239≡130 太贝可钼-99。 3 级的定义涉及几千太贝可活度，所以 2.3 吉贝可远低于这个水平。
根据实际后果评定级别	2 级。

实例 11. 一座后处理设施发生钚吸收 — 2 级

事件描述

4 名员工进入一个受控辐射区实施通风系统作业。作业包括从一座厂房内的一个房间中移出一个部件（挡板箱），这座厂房内有一个钚处理设施。该设施自 1957 年以来就失去了功能，一直处于休眠状态，准备退役。

工作人员佩戴防护和监测装备。挡板箱的切割进行了 1 小时 40 分钟，观察到有灰尘从挡板箱上降落。当他们停止作业、离开辐射区时，个人污染监测器在所有工作人员的服装上检测到污染。随后立即采取了措施，包括对被污染人员实施工作限制，并开始通过生物测定技术进行剂量评定。受照剂量初步估计小于 11 毫希沃特有效剂量。随后，对所涉个人的最大待积剂量估计为 24~55 毫希沃特有效剂量。当时的年限值为 50 毫希沃特。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	不适用。未释放到环境中。
2.3. 个人剂量	一名工作人员受到的剂量大于年限值。受到这一剂量的人数小于 10，所以由于所涉人数不超过 10 人，级别不提高，定为 2 级。
3.2. 设施的放射屏障和控制	污染事件发生在一个已为潜在污染作好准备的区域（设计考虑到的区域）中的一个特定物项的退役期间。因此，本准则不适用。
根据实际后果评定级别	2 级。

实例 12. 一座核设施附近的疏散 — 4 级

事件描述

一座核电站发生一起涉及燃料过热的事故，导致约一半燃料细棒发生故障，并在随后释放放射性物质。（约一半燃料细棒发生故障，未发生显著的燃料熔化，可能释放 0.5% 的堆芯放射性总量。）当地警方在与许可证持

有者和监管部门协商之后，立即决定疏散设施周边 2 千米范围内的人群。结果，无人受到 1 毫希沃特以上的剂量。专家对设施的放射性物质释放进行的评估显示，总放射性活度约为 20 太贝可，包含约 10%的碘-131、5%的铯-137 及其他稀有气体。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	采取疏散措施与定级无关。根据表 2，1 太贝可铯-137 在放射学上相当于 40 太贝可碘-131，因此总释放在放射学上相当于 42 太贝可碘-131，接近于“几十到几百太贝可碘-131”的 4 级释放标准下的定级数值。
2.3. 个人剂量	所有的剂量均小于 1 毫希沃特，所以根据个人剂量评定的级别为 0 级。
3.2. 设施的放射屏障和控制	由燃料产生的释放达到 4 级数值，即“约 0.1%以上的动力堆堆芯放射性总量从燃料组件中释放出来”，但是低于 5 级定义的值，即“百分之几以上的动力堆堆芯放射性总量从燃料组件释放出来”。
根据实际后果评定级别	4 级。

实例 13. 堆芯熔化 — 5 级

事件描述

凝水系统的一个阀门出现故障后关闭，使提供给蒸汽发生器的水量下降。在数秒内主给水泵跳闸，汽轮机脱扣。

应急给水泵如期启动，但是由于系统内的若干个阀门已经关闭，所以未能向蒸汽发生器注水。反应堆冷却剂泵继续使水循环到蒸汽发生器，但是由于蒸汽发生器内没有水，所以二次侧未能排出热量。

反应堆冷却系统内的压力升高，直至反应堆停堆。在稳压器和骤冷槽之间的管线上，有一个电动卸压阀打开，但是操纵员并不知情，该阀门由于故障而没有重新关闭，使蒸汽继续向骤冷槽排放。反应堆冷却系统内的压力下降。骤冷槽爆破盘打开，蒸汽被释放到安全壳中。因为冷却剂压力下降，反应堆顶部区域（燃料上方约 3—5 米）的水最终闪化为蒸汽。

操纵员关闭紧急注水泵，因为他们认为稳压器中仍然有水。操纵员还关闭了反应堆冷却泵，因为他们担心潜在的过分振动会造成损坏。这导致在反应堆冷却剂回路中形成一个气泡。此外，在反应堆上部的燃料上方也形成一个气泡。最后，随着燃料热量增加，这个气泡发生鼓胀，燃料包壳材料变得过热，并且超过 10%的燃料熔化。安全壳系统完好无损。

最终，水被注入反应堆冷却系统，确保了反应堆的冷却。

研究显示，来自场址的释放是少量的，最大潜在厂外照射是 0.8 毫希沃特有效剂量。工作人员剂量远低于法定年剂量限值。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	尽管未提供详细的数量，但从少量的剂量可以推断出，环境释放水平低于 4 级数值的几个数量级。
2.3. 个人剂量	给公众成员造成的剂量小于 1 毫希沃特，给工作人员造成的剂量未达到法定年剂量限值。
3.2. 设施的放射屏障和控制	超过百分之几的堆芯发生熔化，定为 5 级。
根据实际后果评定级别	5 级。

第 4 章

运输和辐射源事件中对纵深防御影响的评定

本章讨论那些虽然没有“实际后果”但某些安全措施失效的事件。把多重措施或屏障慎重地纳入进去被称作“纵深防御”。附录 I 给出特别是用于重要设施的纵深防御概念的更多背景资料。

本章内的指导用于与辐射源和放射性物质运输有关的实践。关于加速器和涉及放射性核素制造和分发或 1 类源使用的设施的指导在第 6 章中给出。

良好的设计、控制得当的运行、行政控制手段和各种各样的保护系统（例如联锁、报警和实体屏障）确保了辐射源运输和使用期间公众和工作人员的安全。在这些安全措施中应用了一种纵深防御方法，从而考虑到设备故障、人为差错和意外事件发生的可能性。

因此，纵深防御是保守设计、质量保证、监督、缓解措施和加强其他各个方面的总体安全文化的组合。

核事件分级表分级方法考虑一个事件中仍然有效的安全措施数目和如果所有安全措施都失效的可能后果。

除考虑这些因素之外，核事件分级表方法学还考虑“附加因素”（即事件中的那些可能表明在管理或者与事件有关的操作的控制安排进一步减退的方面）。

本章主要分三节。第一节（第 4.1 节）给出用于按纵深防御对事件进行定级的一般原则。因为需要涵盖各种类型的事件，所以这些原则在性质上是普遍适用的。为了确保这些原则得到一致的应用，第 4.2 节给出更详细的指导。第三节（第 4.3 节）给出若干实例。

4.1. 事件定级的一般原则

尽管核事件分级表把对纵深防御的影响分为三个级别，但对于某些实践来说，即使所有的安全措施都失效，其最大的可能后果仍然受放射性物质总量和其释放机理的限制。对于此类实践来说，将与纵深防御措施相关的事件定为纵深防御的最高级别是不合适的。如果某一实践的最大的可能后果不会高于分级表中的 4 级，那么根据纵深防御最高定为 2 级是合适的。同样，如果最大的可能后果不会高于 2 级，那么根据纵深防御最高级别是 1 级。

在确定了按纵深防御定级的上限后，有必要考虑哪些安全措施仍然是有效的（即安全措施再有哪些失效就会造成与这项实践有关的最大的可能后果），包括考虑用于预防、控制和缓解的硬件和行政管理措施，包括非能动的屏障和能动的屏障。同时还要考虑在发生最大的可能后果的可能性也许已经增加的事件中是否存在着明显的基本安全文化问题。

因此，对事件进行定级应该采取以下步骤：

- (1) 应该根据本手册第 2 章和第 3 章中的准则，通过对有关实践的最大的可能后果进行定级来确立根据纵深防御定级的上限。在第 4.2.1 节中给出确定最大的可能后果的详细指导。
- (2) 然后应该通过考虑以下情况来确定实际定级：
 - (a) 首先，考虑可用于预防、监督和缓解的安全措施（硬件和行政管理系统）的数目和有效性，包括非能动的和能动的屏障；
 - (b) 其次，考虑事件中可能表明安全措施或者组织安排进一步减退的那些安全文化方面。

关于定级过程的这两个方面的详细指导在第 4.2 节中给出。

除了根据纵深防御考虑事件之外，还必须对照第 2 章和第 3 章中的准则（如果适用的话）对每个事件进行考虑。

4.2. 关于事件定级的详细指导

4.2.1. 最大的可能后果的鉴定

最大的可能后果由根据源的活度（A）区分的源的类别和由国际原子能机构的《放射源的分类》[1]及其辅助参考文献[5]得到的源的 D 值导出。最大的可能后果不取决于实际事件的详细情况。D 值按一种核素的活度给出，超过这一活度，源就被认为是“危险源”，如果不进行安全而可靠的管理有引起严重的确定性效应的明显的可能性。根据安全导则[1]得出的 D 值转载于附录 III 中，其中包含较常见的同位素。如果需要其他同位素的 D 值，可以在辅助参考文献[5]中找到。

表 5 展示 A/D 值、源的类别和对最大的可能后果（假如所有安全措施失效）的定级之间的关系，并表明按照前面描述的事件定级的一般原则对每个源类型根据纵深防御进行的最高定级。如果适用第 4.2.2 节给出的定级指导，实际定级可能等于或者低于此表最下一行中表示的级别。

因为根据纵深防御确定的最高级别与 2 类源和 3 类源的一样，所以在本章其余部分对它们一起考虑。

表 5. A/D 比、源的类别、最大的可能后果和按纵深防御定级之间的关系

A/D 比	$0.01 \leq A/D < 1$	$1 \leq A/D < 10$	$10 \leq A/D < 1000$	$1000 \leq A/D$
源的类别	4 类	3 类	2 类	1 类
对一种实践在所有安全措施失效情况下出现的最大的可能后果的定级	2	3	4	5 ^a
使用纵深防御准则确定的最高级别	1	2	2	3

^a 涉及放射源的事件被认为不大可能存在较高的级别。

确切地说，D 值不适用于辐照核燃料。然而，涉及辐照核燃料运输的事件应该使用第 4.2.2 节中有关 1 类源的指导进行评定。

如前所述，对加速器事件进行定级使用第 6 章中的指导。本章中的指导与其他设备源相关。然而，没有根据规模等对设备源进行分类的简单方法，因此必须采用核事件分级表的一般原则。对于即使当所有安全措施都失效时也不会发生造成确定性效应的事件的设备，对事件的定级应该使用第 4.2.2 节中有关 4 类源的指导。对于如果所有安全措施失效可能发生确定性效应的设备，对事件的定级应该使用第 4.2.2 节中有关 2 类源和 3 类源的指导。

5 类源没有列入表 5，在第 4.2.2 节的分级表中也没有考虑。国际原子能机构的《放射源的分类》[1]对此的解释为，5 类源不会给人造成永久性损伤。因此对于此类源涉及安全措施失效的事件只需定为按照纵深防御确定的分级表以下 0 级或者 1 级。在第 4.2.2 节的引言中给出有关分级表以下 0 级或者 1 级是否合适的一些简单指导。

在一个事件涉及若干源或若干运输货包的场合，必须考虑应用货包/源的单项存量还是总存量。如果降低安全要求有可能影响所有物项（例如火灾），那么就应该使用总存量。如果降低安全要求只能影响单一物项（例如一件运输货包标签不合适），那么就应该使用受影响货包的存量。附录 III 给出计算总 D 值的方法。

为了使本指导涵盖多种可能的事件，当评定一个事件时为了考虑最大的可能后果应该遵循以下的步骤：

- 如果活度已知，A/D 值应该用放射性核素的活度(A)除以规定的 D 值来确定。这个 A/D 比应该与表 5 中的 A/D 比相比较，然后指定类别。
- 如果实际活度未知（例如一个在废金属中找到的不明源），应该根据已知的或者已测出的剂量率和通过鉴别放射性核素来估算。然后应该根据 A/D 比指定类别。
- 如果实际活度未知并且也无法测量剂量率，源的类别应该根据有

关这种源用途的现有知识进行估计。附录IV举例说明源的不同用途和它们可能的类别。

- 对于涉及包含易裂变材料（按《运输条例》[6]的规定不是“不属于易裂变的”）货包的事件：
 - 在防止临界所需的安全措施受到影响的场合，事件应该按货包作为 1 类源进行定级。
 - 在有一项与临界安全无关的措施失效的场合，对于未辐照燃料，应该使用 A/D 比根据所涉及的实际活度进行事件定级。对于辐照燃料，尽管实际的 A/D 值可以计算和应用，如果辐照材料的量非常少，一般应该使用 1 类源的一系列数据。

4.2.2. 根据安全措施有效性的定级

以下几节给出关于若干与安全措施功能减退有关事件类型的定级指导。第 4.2.2.2 节涵盖涉及丢失或找到的放射源、装置或运输货包的事件，第 4.2.2.3 节涵盖设想的安全措施功能已经减退的事件，而第 4.2.2.4 节涵盖若干其他安全相关事件。

在所有存在定级选择的场合，需要考虑的一个问题可能是基本安全文化的意义。因此，在第 4.2.2.1 节给出关于这方面的进一步指导。在存在定级选择的一些场合中，其他因素也需要考虑，而为了给出需要考虑的特殊因素的指导提供了一些脚注。

与 5 类源有关的事件未包括在以下各节中，因为它们一般被定为分级表以下/0 级。然而，如果所有设想的安全措施都显然已经失效或者有证据说明存在重大的安全文化缺陷，那么评定为 1 级将是适当的。在不打算对 5 类源场所提供特别控制的场合，安全措施失效只应该评定为分级表以下/0 级。

4.2.2.1. 安全文化意义的考虑

安全文化的定义为“在组织和个人中将防护和安全问题作为最高优先事项根据其重要性予以相应重视的特征和态度的总和”[7]。一种良好的安全文化有助于防止各种事件的发生，而另一方面缺乏安全文化可能使工作

人员的表现不符合设计的预想。因此，必须把安全文化当作纵深防御的一部分。

鉴于因安全文化问题而应该选择更高的定级，这个事件毫无疑问要被认为是存在安全文化问题的一个实际指标。这类指标的例子包括：

- 未经事先批准而违反法定限值或要求，或者违反程序；
- 质量保证过程中存在缺陷；
- 人为差错的累积；
- 未能对放射性物质保持适当的控制，包括环境释放、污染扩散或剂量控制系统失效；或者
- 如果有证据证明，操纵员在第一次出事之后没有给以足够的重视以保证已经吸取教训或已经采取纠正措施，以致该事件重复发生。

必须注意的是，本指导的意图不是要发起长时间的详细评定，而是考虑事件定级人员是否能够立即作出判断。通常很难在事件之后立即确定事件的级别是否应该因安全文化而提高。在这种情况下应该根据当时已知的情况提供一个临时定级，然后在最终定级中，可以考虑将会根据详细调查获得的有关安全文化的补充信息。

4.2.2.2. 涉及放射源/装置被丢失或找到的事件

对于那些涉及放射源、装置和运输货包被放错地方、丢失、偷盗或找到的事件，应该使用表 6。如果源、装置或运输货包无法确定位置，那么它可能首先被认为是“失踪”。然而如果对其他可能场所的搜查没有结果，按照国家要求就应该考虑它被丢失或被偷。

放射源、装置或运输货包的丢失应该根据纵深防御的功能减退进行定级。如果放射源、装置或运输货包随后找到，那么源前面的丢失和随后的发现应该被认为是一个事件。应该审查最初的定级，根据可得到的任何额外信息对事件重新定级（提高或降低）。要考虑的有关信息应该包括：

- 找到源、装置或运输货包的位置和它是如何到那里的；
- 源、装置或运输货包的状况；

- 源、装置或运输货包丢失了多长时间；
- 受到照射的人员数目和可能的剂量。

经修正的级别应该既包括最初的纵深防御级别又包括实际后果。在大多数场合下，需要使用现实的假定而不是最坏的个案情景来估计或计算已经受到的剂量。

在表 6 中一并考虑找到的放射源和找到的装置。前者用来描述无屏蔽的源，而找到的装置用来描述仍然在完好屏蔽容器内的无看管源的发现。

已经有很多例子说明丢失或找到的无看管源是被卷入金属回收贸易中的。后果是金属商人和炼钢工人越来越经常地检查废旧金属进料中的此类源。通过使用表 6 “找到的无看管源”一行的数据给此类事件确定最适当的级别。如果源已经被熔化，应该使用更高的级别。如果源在熔化之前被发现，级别应该如脚注 1 所述取决于安全措施是否有效。

对于与被污染金属有关的事件，根据在第 4.2.1.节中的指导来确定源的类别可能不实际。在这些情况中，应该测量剂量率并对人在该地区受到的剂量进行估计。然后应该根据可能的剂量进行定级。

4.2.2.3. 涉及安全措施功能减退的事件

表 7 应该用于那些辐射源、装置或运输货包仍在预期位置，但是安全措施已经减退的事件，其中包括各种各样的硬件措施，例如运输货包或源室、其他屏蔽或包容系统、联锁或其他安全/报警装置。也包括行政控制，例如运输货包的标签、运输文件、工作和应急程序、放射监测和个人报警剂量计的使用。像使用 1 类源的辐照器、远距离治疗装置或直线加速器之类的设施，可能包含高度完整的纵深防御措施。正如本章引言所表明，与此类设施的安全措施功能减退有关的事件应该使用第 6 章定级。

表 6. 对于丢失或找到的放射源、装置或运输货包的事件分级

事件类型	根据源的类别进行的事件分级		
	4 类	3 类或 2 类	1 类
失踪的放射源、装置或运输货包随后在受控制区域完好找回。	1	1	1
找回的源、装置（包括无看管源和装置）或运输货包。	1	1 或 2 (脚注 a)	2 或 3 (脚注 a)
丢失或被偷的放射源、装置或运输货包仍未找回。	1	2	3
丢失或被偷的放射源、装置或运输货包的位置随后被确定，并证实无意外照射发生，但已决定并获批准不回收这个源，因其处于安全或不可接近的位置（如水下）。	1	1	1
错运的运输货包，但接收设施有操作货包所需的完全辐射安全程序。	0 或 1	1	1
错运的运输货包，但接收设施根本没有操作货包所需的辐射安全程序。	1	1 或 2 (脚注 b)	2 或 3 (脚注 b)

^a 在某些安全措施显然仍然有效的场合（例如屏蔽、闭锁装置和警告标识俱全），建议给予最低级别更为合适。

^b 如果该设施有某些适当的辐射安全程序，给予较低的级别可能更合适。

表 7. 涉及安全措施功能减退的事件的分级¹⁵

事件类型	根据源的类别进行的事件分级		
	4 类	3 类或 2 类	1 类
A. 无安全措施功能减退			
虽然异常事件可能已经发生，但是从现有安全措施有效性看没有意义。			
典型事件包括：			
— 屏蔽和（或）源容器的表面损伤或源泄漏，造成轻微表面污染和喷溅并有低水平个人污染发生。	1	1	1
— 屏蔽和（或）源容器的表面损伤或源泄漏，造成轻微表面污染和喷溅，虽然形成异常污染，但是几乎没有放射学意义。	0 或 1	0 或 1	0 或 1
— 在设计用于对付这种事件的区域内发生污染。	0 或 1	0 或 1	0 或 1
— 安全程序在防止意外照射和恢复正常工况方面有效的可预见事件。其中可以包括诸如辐照源（如工业射线照相伽马源或近距离放射治疗源）未归还，但是按现有应急程序能安全回收这些源。	0 或 1	0 或 1	0 或 1
— 运输货包没有或轻微损坏，而剂量率没有增加。	0 或 1	0 或 1	0 或 1
B. 安全措施部分有效			
一种或多种安全措施已经失效（不管什么原因），但是至少有一种安全措施仍然有效。			
典型事件包括：			
— 已安装的用于防止高剂量率照射的警告或安全系统部分失效。	0 或 1 (脚注 a)	1 或 2 (脚注 a)	(脚注 b)

¹⁵ 只要存在定级选择，第 4.2.2.1 节讨论的安全文化意义就是一个重要因素。

表 7. 涉及安全措施功能减退的事件的分级¹⁵（续）

事件类型	根据源的类别进行的事件分级		
	4 类	3 类或 2 类	1 类
— 没有遵循安全程序（包括放射监测和安 全检查），但是其他现有安全措施（硬件） 仍然有效。	0 或 1 （脚注 a）	1 或 2 （脚注 a）	（脚注 b）
— 包容系统明显减退或封闭不良。	0 或 1 （脚注 a）	1 或 2 （脚注 a）	（脚注 b）
— 包装或拴系不当。变动指示装置无效。	0 或 1 （脚注 c）	0 或 1 （脚注 c）	0 或 1 （脚注 c）

C. 安全措施均失效

产生明显的意外照射可能性或产生使
污染散布到不加控制区域的明显风险的
事件。

典型事件包括：	1	1 或 2	2 或 3
— 屏蔽丧失（例如因火灾或严重撞击使直 接受源照射成为可能）。		（脚注 d）	（脚注 e）
— 警告和安全装置失效，使得进入高剂量 率区域成为可能。	1	1 或 2 （脚注 d）	2 或 3 （脚注 e）
— 在无其他安全措施保留或所有其他安 全措施都失效的场合不能监测辐射水 平（例如检查在现场进行射线照相后伽 马源是否完全缩回）。	1	1 或 2 （脚注 d）	2 或 3 （脚注 e）
— 源事故性外露而没有现成的有效程序 来应付这种情况，或这种程序被忽视的 事件。	1	1 或 2 （脚注 d）	2 或 3 （脚注 e）
— 在有明显照射可能性的场合发现包装 物的屏蔽不充分或无屏蔽。	1	1 或 2 （脚注 d）	2 或 3 （脚注 e）

^a 如果保留着若干安全措施并且没有重要的安全文化意义，确定为较低的级别也许是适当的。在基本上只有一个安全层保留的场合，应该使用较高的级别。

- b 涉及安装在设施中的 1 类源的安全措施部分功能减退的事件分级，应该根据第 6 章中描述的安全层分级方法进行。涉及 1 类源的其他事件级别应该分为 1 级或 2 级，如果仍然保留着若干安全措施而没有重要的安全文化意义，较低的级别更合适。
- c 较高级别将是合适的，除非功能减退的程度非常低。
- d 对于安装在设施内一个固定位置的 3 类源，其最大的可能后果不会高于 2 级。因此，对于在这种设施上的事件，按照纵深防御最高应该是 1 级。
- e 当最大的可能后果可能大于 4 级时只有 3 级是合适的。使用 1 类源的设施应该按照第 6 章中的指导进行定级。只有当存在放射性物质散布的可能性时，该指导的应用才会给出 3 级的级别。如果事件只关系到防止工作人员过度照射的安全措施功能减退，该指导将给出 2 级的级别。

4.2.2.4. 其他的安全相关事件

表 8 应该用于以前表格中没有包括的其他安全相关事件。

表 8. 其他安全相关事件的分级¹⁶

事件类型	根据源的类别进行的事件分级		
	4 类	3 类或 2 类	1 类
公众成员在一起事件中受到的剂量超过法定年剂量限值。	1	1	1
工作人员或公众成员受到的累积剂量超过法定年剂量限值。	1	1	1
记录缺失或有严重缺陷，例如源的存量、剂量测量安排中断。	1	1	1
环境释放超过管理限值。	1	1	1
不符合运输许可证条件。	1	1	1
运输中不充分的放射测量。	0 或 1 (脚注 a)	0 或 1 (脚注 a)	0 或 1 (脚注 a)
对货包/运输工具造成的污染几乎没有放射学意义。	0 或 1	0 或 1	0 或 1

¹⁶ 只要存在级别选择，第 4.2.2.1 节讨论的安全文化意义是一个重要因素。

表 8. 其他安全相关事件的分级¹⁶（续）

事件类型	根据源的类别进行的事件分级		
	4 类	3 类或 2 类	1 类
货包/运输工具污染, 若干测量表明污染超过适用限值, 而且有可能使公众受到污染。	1	1	1
运输文件、货包标签或运输工具标牌不正确或缺失, 货包标识不正确或缺失。	0 或 1	0 或 1	0 或 1
在原以为空的货包中存有放射性物质。	1	1 或 2 (脚注 b)	1, 2 或 3 (脚注 b)
放射性物质类型错误或包装不当。	0 或 1 (脚注 c)	1 或 2 (脚注 c)	2 或 3 (脚注 c)

- ^a 定级应该考虑测量的不充分程度以及任何安全文化意义。
- ^b 级别的选择应该考虑即使认为货包是空的仍然可能有效的安全措施。
- ^c 每一类中的较高级别反映了错误或不当包装可能会造成意外照射的情况。

4.3. 实例

实例 14. 一个工业射线照相源解体和回收 — 分级表以下/0 级

事件描述

在一座石化厂内利用一个 1 太贝可铯-192 源进行工业射线照相。在照射期间, 源在照射位置解体。当射线照相师带着检测仪重新进入这个区域时此事得到确认。检查了受控区的屏障, 发现屏障还存在, 于是向国家主管部门发出求助。主管部门和射线照相师共同安排了对源的回收操作。在事件首次得到确认后 12 小时, 源被成功地回收。因事件包括源的回收而接受的剂量 (3 个人), 全都低于 1 毫希沃特。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	受到的剂量低于 1 级数值。
4.2.1. 最大的可能后果	铯-192 的 D 值是 0.08 太贝可，所以 A/D 比是 12（即 2 类源）。
4.2.2. 安全措施的有效性	这是工业射线照相和应急计划中可预见的事件，预计有处理这种事件的可用设备。射线照相师进行的监测也是有效的。根据表 7 的 A 部分第 4 段，“对于安全程序在防止意外照射和恢复正常工况方面有效的可预见事件”，级别可以是分级表以下/0 级或 1 级。选择分级表以下/0 级，因为没有迹象表明有安全文化问题。
最终定级	分级表以下/0 级。

实例 15. 一辆运载乏燃料的列车出轨 — 分级表以下/0 级

事件描述

一辆有三节货车的列车以每小时 28 千米的速度前进时出轨，每节货车载有一个乏燃料货包。当列车驶过时铁轨断裂。货车中的两节脱轨但保持直立，另一节倾斜，必须使之稳定。36 小时后，货车再次被放回铁轨上。没有放射性后果。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	未报告受到剂量。
4.2.1. 最大的可能后果	乏燃料货包应该采用关于 1 类源的指导进行定级。
4.2.2. 安全措施的有效性	根据表 7 的 A 部分第 5 段，“运输货包没有或轻微损坏，而剂量率没有增加”，级别可以是分级表以下/0 级或 1 级。选择分级表以下/0 级，因为没有迹象表明有安全文化问题。
最终定级	分级表以下/0 级。

实例 16. 铲车破坏了货包 — 分级表以下/0 级

事件描述

据报告，一个 A 型货包在机场遭到损坏。早期的报告表明货包只是受到一辆叉式起重车车轮的磨损。发货人被请来评定货包的损坏情况并决定应该采取什么行动。发货人能够重新包装内容物（两个铜-252 源，各 1.98 兆贝可）并使货包能够继续运输。在此 A 型货包上又加了第二层包装并退回其发运地。经证实最初的外包装只有轻微的损坏。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	受到的剂量低于 1 级数值。
4.2.1. 最大的可能后果	铜-252 的 D 值是 0.02 太贝可，得到的 A/D 比小于 0.01。因此货包装有 5 类源。
4.2.2. 安全措施的有效性	安全措施没有发生功能减退。按照第 4.2.2 节引言，级别是分级表以下/0 级。
最终定级	分级表以下/0 级。

实例 17. 工业射线照相源被盗 — 1 级

事件描述

国家主管部门接到报告说一个包含 4 太贝可铯-137 源的工业射线照相装置被盗。发布了新闻报道，并对周围地区进行了调查。24 小时后这个装置在公路附近的水沟中被发现，装置完好，屏蔽没有遭到破坏。据说没有人受到照射。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	事件未造成剂量或释放放射性。
4.2.1. 最大的可能后果	铯-192 的 D 值是 0.08 太贝可，所以 A/D 比是 50（即 2 类源）。
4.2.2. 安全措施的有效性	初始事件是一个 2 类源丢失或被偷，按照表 6 第 3 行事件的级别是 2 级。装置找到后可以重新审查级别。因为装置找到时所有安全措施都保留着，并且没有迹象表明曾遭到破坏，所以根据表 6 第 2 行最终定级为 1 级是恰当的。
最终定级	1 级。

实例 18. 在废金属中找到各种放射源 — 1 级

事件描述

一家废金属公司向监管人员报告，其进料探测器发出辐射警报。监管人员使用手持测量设备在一个 12 米容器的表面上测量到 30 微希沃特/小时的高辐射水平。容器是由一家专门从事废品中放射源追踪和回收的公司卸下的。发现了三个相同的不锈钢源支架，每个包含一个铯-137 源，但是没有开关机构。其中有两个源支架有标识符号，分别是 2 吉贝可的铯-137 和 8 吉贝可的铯-137 源。三个源支架的表面剂量率大约分别是 4.5 毫希沃特/小时、4.2 毫希沃特/小时和 17 毫希沃特/小时，而这些源的活度分别大约是 1.85 吉贝可、1.85 吉贝可和 7.4 吉贝可。容器在运输途中的时间接近一个月，但是三个源的始发地不能确定。这些源得到妥善保管，并被运送到一个适当的放射性废物设施。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	考虑到这些源在运输和装卸期间可能造成的剂量，认为不大可能造成 10 毫希沃特以上的剂量或者有 10 人或更多人受到照射（即 1 级）。
4.2.1. 最大的可能后果	已知两个源是铯-137，而根据剂量率和活度测量，第三个源看来与两个已确认的源中较小的源一样。铯-137 的 D 值是 1×10^{-1} 太贝可，源的总活度是 11.1 吉贝可，造成的 A/D 比为 $0.01 \leq A/D < 1$ 。因此是 4 类源。
4.2.2. 安全措施的有效性	事件是发现三个无看管源。根据表 6 第 2 行，1 级是恰当的。
最终定级	1 级。

实例 19. 一台密度计丢失 — 1 级

事件描述

一台湿度-密度计丢失，推断是在一个建筑工地上被从卡车上偷走的。密度计中包含一个铯-137 源（0.47 吉贝可）和一个镅-241/铍中子源（1.6 吉贝可）。报告了国家主管部门，发布了新闻报道，并在周围地区进行了调查。几天以后找回了密度计，没有遭到破坏的迹象。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	事件未造成剂量。
4.2.1. 最大的可能后果	必须按照附录 III 的说明计算总的 A/D 值。铯-137 的 D 值是 0.1 太贝可，而源的活度是 0.47 吉贝可；镅-241/Be 的 D 值是 0.06，而源的活度是 1.6 吉贝可。总的 A/D 值是 $0.47/100+1.6/60=0.031$ 。这样总的 A/D 比在 0.01 和 1 之间，所以源可以划为 4 类。
4.2.2. 安全措施的有效性	根据表 6 第 2 行，1 级是合适的。它的找回使事件可以重新评定为“丢失或被偷的放射源的位置随后被确定”(第 4 行)，对于 4 类源仍然是 1 级。
最终定级	1 级。

实例 20. 放射源在运输期间被偷 — 1 级

事件描述

当托运人发运一个密封的 1.85 吉贝可钴-60 源的货包时，发现货包是空的。7 小时后发现源在运货车上。货包已被人故意打开。1.85 吉贝可的钴-60 源在距离 1 米处造成 0.5 毫希沃特/小时的剂量率。

事件看来好像是违反放射性物质运输条例的直接后果：

- 该条例要求的保护封记没有附在货包上；
- 装运申报单没有完成；和
- “放射性”标签似乎没有被固定到容器上（尽管这一点从未明确规定过）。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	根据对有关人员的访问和对源可能发生的情景的推断，进行了剂量评估。结论是司机和搬运人员都没有受到可测量的剂量。
4.2.1. 最大的可能后果	钴-60 的 D 值是 0.03 太贝可，给出的 A/D 比在 0.01 和 1 之间，因此是 4 类。
4.2.2. 安全措施的有效性	根据表 7 的 C 部分第 5 段“在有明显照射可能性的场合发现包装物的屏蔽不充分或无屏蔽”，级别是 1 级。
最终定级	1 级。

实例 21. 放射性物质在核医学科洒落 — 1 级

事件描述

在一所医院中用于把放射性核素从放射性药房运往注射/处置室的手推车发生了一次碰撞。事件发生在医院走廊上，把一次剂量的碘-131（4 吉贝可，液体形式）洒落到地板上。两个人（一名护士和一名患者）受到沾染（手、外衣和鞋），每个人估计活度为 10 兆贝可碘-131。核医学科的工作人员被叫来，在事后一小时内为这两个人进行了去污。

估计这两个人受到的剂量很小（小于 0.5 毫希沃特的待积有效剂量）。洒落区域临时关闭了两个星期（相当于两个半衰期），然后被核医学工作人员成功地去污。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	受到的剂量低于 1 级数值。
3.2. 设施中的放射屏障和控制	不适用，因为设施不处理大量放射性物质（见第 3.1 节第 1 段）。
4.2.1. 最大的可能后果	碘-131 的 D 值是 0.2 太贝可，给出的 A/D 比在 0.01 和 1 之间，因此是 4 类源。
4.2.2. 安全措施的有效性	因为源容器破了，无安全措施保留，所以表 7 的 C 部分适用，给出的级别是 1 级。
最终定级	1 级。

实例 22. 列车与放射性物质货包碰撞 — 1 级

事件描述

在一个火车站上列车和穿越铁路的行李车之间发生了一次碰撞。

行李中有一些 A 型货包。有装有各种放射性核素的 7 个纸板箱和各装有一台钨发生器（使用钼）的两个圆桶。每个钨发生器的活度为 15 吉贝可（旅程开始时为 30 吉贝可）。

撞击轻微，纸板箱只是轻微受损，没有放射性物质从中漏出。另一方面，两个圆桶被从货包中抛出，而一个源容器破裂，污染了火车头司机室和铁轨下的砾石。筛选出 291 人进行沾染检查，19 个人受到沾染，但是都不严重。所有人接受的剂量都小于 0.1 毫希沃特。鉴于涉及的放射性同位素数量很少和半衰期短，没有理由关注所造成的污染。

使用了大量的去污设备。两条铁轨封闭了一天并对火车头进行了去污。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	受到的剂量低于 1 级数值。
4.2.1. 最大的可能后果	钼-99 的 D 值是 300 吉贝可(包括子体产物锝的效应), 给出的 A/D 比在 0.01 和 1 之间, 因此是 4 类源。
4.2.2. 安全措施的有效性	因为源容器破了, 无安全措施保留, 所以表 7 的 C 部分适用, 给出的级别是 1 级。
最终定级	1 级。

实例 23. 据称是空的运输用集装箱被发现装有核材料 — 1 级

事件描述

一家燃料制造厂按惯例从海外接收铀-235 稍浓缩氧化铀。材料装在一个专用罐中, 用机械密封放在一个海运集装箱内运输。燃料制造商在取出材料后将空罐退给其供应商。

这家氧化铀供应商在接收一个装有 150 个罐的集装箱时, 原以为这些罐都是空的, 结果发现有两个罐实际是满的, 总共装有 100 千克的氧化铀。材料的估计活度是 8 吉贝可。发现罐和海运集装箱的外表面是清洁的。没有工作人员或公众成员由此事件受到任何意外的剂量。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	未报告因事件受到剂量。
4.2.1. 最大的可能后果	因丰度低而不存在临界问题，因此事件应按 A/D 比值分级（见第 4.2.1 节的最后一段）。D 值在附录 III 中未规定，而是在[5]中给出。对于本案例情况，即丰度低于 10%，D 值高至无限。因此 A/D 值小于 0.01，这意味着材料可按 5 类源对待。
4.2.2. 安全措施的有效性	虽然空罐的包装和满罐的一样（机械密封以及集装箱条件），但是对运输标签的要求比较低，并且操作中的防范稍有放松。关键问题是违背了法定限值。这一事件存在着重要安全文化问题，而且一些提供的安全措施失效。因此，根据第 4.2.2 节第 3 段，事件级别定为 1 级。
最终定级	1 级。

实例 24. 胶片剂量计上出现可疑剂量 — 1 级

事件描述

一名辐射技术员的年累积照射水平根据她的胶片剂量计记录显示为 95 毫希沃特。这是在对她工作的医院进行检查的过程中发现的。监管部门对这家医院进行了彻底检查，发现这个人有一个月的记录是 54 毫希沃特。然而直到这次检查医院并没有采取任何特别行动。医院没有诸如直线加速器之类的辐射发生器，没有找到一次过度照射的明显理由。有某种可能性是一个同事搞的恶作剧，但是没有发现直接证据。根据包括验血等医学检查结果，没有发现异常。此人也没有出现确定性效应症状。她被调到另一个科室，并且给予额外的培训。作为最坏情况假定即剂量是真实的，她还被禁止进入控制区。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	<p>在该技术员身上没有观察到确定性效应。虽然血液检查表明没有受到严重的剂量，但是不能证明辐射照射没有发生。进行了一次详细调查来确定辐射照射是否发生过。</p> <p>调查中考虑了：</p> <p>(1) 在剂量计佩戴期间在她的正常工作岗位或她去过的任何地方没有任何强辐射源；</p> <p>(2) 在可能受到照射期间总是在她周围的同事们其剂量计显示读数正常；</p> <p>(3) 在所关注的某个时期佩戴了另外的剂量计。</p> <p>最后的结论是她没有受到这样的辐射照射，那个剂量应该从她的记录中除去。</p>
4.2.1. 最大的可能后果	不适用。
4.2.2. 安全措施的有效性	虽然事件没有涉及真实剂量，但是事件涉及一些其他因素，诸如没有监测个人辐射照射记录和跟踪反常读数。根据表 8 第 3 行，事件定为 1 级。
最终定级	1 级。

实例 25. 一个无看管源熔化 — 2 级

事件描述

一个无意中混入废金属的 1 太贝可铯-137 无看管源在一家炼钢厂中融化。工厂中的 50 名雇员每人估计受到 0.3 毫希沃特的剂量。

定级说明

准则	说 明
2.2. 释放的放射性活度	据估计因熔化释放了 10%的活度，造成 0.1 太贝可铯-137 的空气放射性释放。铯-137 的 D_2 值是 0.1 太贝可，所以释放远比 5 级准则规定的 2500 倍 D_2 值小（第 2.2.2 节）。
2.3. 个人剂量	受到的剂量低于 1 级数值。
4.2.1. 最大的可能后果	铯-137 的 D 值是 1×10^{-1} 太贝可，而源的活度(A)是 1 太贝可，造成的 A/D 比为 $1000>A/D\geq10$ 。因此分类为 2 类源。
4.2.2. 安全措施的有效性	根据表 6 第 2 行，级别应该是 1 级或 2 级。考虑到源熔化，最终定级根据表 6 脚注 a 应该是 2 级。
最终定级	2 级。

实例 26. 一个高活度放射治疗源丢失 — 3 级

事件描述

在一家已经关闭相当长一段时间的医院里进行的一次源库存检查中显示，一个装有 100 太贝可钴-60 源的远距离治疗头失踪。装置一直保存在一个专用设施中，但是库存检查有几个星期没有进行。怀疑装置已经由未经许可的人拿出医院。进行了搜查，一天后发现源位于两千米外的开阔地上。装置已经被拆开，源失去屏蔽但没有破坏。国家主管部门回收了这个源。

事后调查表明，几个人因事件受到照射，具体情况如下：

- 1 人：双手 20 戈瑞，500 毫希沃特有效剂量。一只手观察到辐射损伤，需要进行皮肤移植并截去一个手指；
- 2 人：双手 2 戈瑞，400 毫希沃特有效剂量；

- 12 人：100 毫希沃特有效剂量（工作人员的法定年全身剂量限值
是 20 毫希沃特）。

定级说明

准则	说 明
2.3. 个人剂量	3 人受到大于工作人员法定年全身剂量限值 10 倍的剂量。其中 1 人遭受健康影响。根据这两个方面就可以评定为 3 级。 12 人受到比 10 毫希沃特高的剂量。按照受到的剂量，级别是 2 级，但是由于多人受到影响应该提高到 3 级。
4.2.1. 最大的可能后果	钴-60 的 D 值是 0.03 太贝可，A/D 比大于 1000（即 1 类源/装置）。
4.2.2. 安全措施的有效性	在源找到以前定了一个初始级别。事件是源/装置丢失或被偷。根据表 6，事件的级别是 3 级。
最终定级	3 级。

第 5 章

动力堆带功率运行事件中对纵深防御影响的评定

本章讨论那些虽然没有“实际后果”但某些安全措施失效的事件。把多重措施或屏障慎重地纳入进去被称为“纵深防御”。

这里不准备详细解释纵深防御的概念，因为将本手册适用于动力堆事件的人大多熟悉这一概念。不过，附件 I 中还是给出了一些另外的背景资料。

本章专门适用于给动力堆在带功率运行时发生的事件进行定级，但它也能用于给热停堆或热启动工况下的事件定级，因为此类安全案例与带功率运行的安全案例很类似。然而，一旦反应堆处在冷停堆状态，尽管此时仍需要一些安全系统来保证安全功能，但通常比较多的时间是安全系统处于备用状态。此外，在停堆工况下，屏障的配置有时是相当不同的（例如，有的一回路冷却剂系统打开，有的安全壳打开）。出于这些原因，建议采用不同的事件定级方法，反应堆停堆期间的事件一般应采用第 6 章中的指导进行定级。然而，如果设施有基于始发事件方法和安全系统方法的已核准安全案例，则使用本章中描述的始发事件方法给事件定级是可能的。

燃料已经从反应堆内卸出、正在进行退役的反应堆中发生的事件，与研究堆上发生的事件一样，应当用第 6 章描述的方法定级，以便正确考虑最大的可能后果的范围和设计原理。

当然，一座设施可以包括很多的实践，每个实践必须分开考虑如何给事件定级。例如，与反应堆有关的各种作业，在热室内进行的工作和在废物贮存库内进行的工作，都应该看作是单独的实践，尽管它们可能都出现在同一座设施内。与热室或废物贮存库相关的事件应当使用第 6 章的指导进行定级。本章专用于给与动力堆运行相关的事件定级。

这种定级方法以评估事件也许会导致事故的可能性为基础，但不是直接利用概率分析方法进行评估，而是考虑安全措施是否受到了挑战，以及安全措施再有哪些失效就会导致事故的发生。因而，通过考虑可用于预防、

控制和缓解的安全措施（包括非能动的和能动的屏障等硬件和行政管理措施）的数量和有效性，来确定“基本定级”。

还要考虑根据任何基本“附加因素”提高“基本定级”。级别的提高要考虑事件中那些可能表明该厂或该设施的组织安排已严重减退的方面。考虑的因素有共因故障、程序不完备和安全文化问题。在确定基本定级时也许并未考虑此类因素，它们也许意味着该事件在纵深防御方面的意义高于在确定基本定级过程中考虑的意义。因此，为了使公众了解该事件的真实意义，可以考虑把事件的级别提高一级。

与纵深防御有关的另外两章包括与事件的“最大的可能后果”有关的指导。当然，这里不需要考虑这个问题，因为动力堆堆芯的放射性总量很大，假如所有的安全措施失效就有可能发生 5 级或 5 级以上的事故。因此，按照纵深防御的最高定级是 3 级。

本手册的这一章主要分三节。第 5.1 节给出对反应堆功率运行时发生的事件进行基本定级（称作“始发事件方法”）的指导。第 5.2 节给出与提高事件定级相关的指导。第 5.3 节提供若干个实例。

5.1. 考虑安全措施的有效性确定基本定级

由于对反应堆设施在功率运行期间的安全分析是按照国际通用做法进行的，因此对于如何评估反应堆功率运行期间事件的安全措施，可以给出比较具体的指导。这种方法以研究始发事件、安全功能和安全系统为基础。尽管这些术语是从事安全分析的人比较熟悉的，但下面还是对这些术语作出进一步说明。

始发事件是指可导致偏离正常运行状态并向一项或多项安全功能提出挑战的已确定的事件，在安全分析中，始发事件被用来评价所安装的安全系统的适当性；始发事件是挑战安全系统并要求它们发挥作用的一种偶发事件。

对纵深防御有影响的事件一般有两种可能的形式：

- (1) 事件中包含始发事件，这种始发事件需要用于应对始发事件后果的一些特定安全系统投入运行，或
- (2) 事件中一个或多个安全系统的可运行性降低，而为之配备了这种安全系统的始发事件并没有发生。

在这两种情况下，安全系统的可运行性水平决定着总的安全功能的可运行性水平，但要注意，几个安全系统可以支持同一项安全功能。在决定级别时，起着重要作用的正是这种安全功能的可运行性水平。

在第一种情况中，事件定级主要取决于安全功能可运行性降低的程度。然而，事件的级别还取决于已经发生的特定始发事件的预期频度。

在第二种情况中，实际上并没有发生偏离电厂正常运行的情况，但是，如果为之配备了安全系统的始发事件有一件真的发生，那么安全功能的可运行性明显的降低就会导致重大的后果。在这种情况下，事件定级取决于以下两个因素：

- 潜在的始发事件的预期频度；
- 依靠特定安全系统的可运行性保证的相关安全功能的可运行性。

应当注意，特定的一起事件，既可以归入上述的第一种情况，又可以归入上述的第二种情况。（见第 5.1.3 节和第 5.1.4 节以及实例 35。）

为了说明上述原则，假定有一座用四台必不可少的柴油发电机组作为失去厂外电源的保护措施的反应堆。若要事故发生，所发生的事件必须挑战反应堆的安全性（在本例中是失去厂外电源），而且保护措施必然失效（在本例中是所有柴油发电机组均没有起动）。此种对电厂安全性的初始挑战（在本例中是失去厂外电源）称为“始发事件”，柴油机组的响应通过“安全功能的可运行性（在本例中为事故保护停堆后冷却）”来说明。因此，发生事故需要有两个条件，即始发事件和安全功能的可运行性不足。

按照纵深防御定级，要评估离真的发生事故有多远（即，始发事件是否已经发生，发生的可能性多大，以及安全功能的可运行性如何）。在上述例子中，假如厂外电源已经丧失但所有的柴油发电机都如期启动，则事故

就不大可能发生（这样的事件可以定为“分级表以下/0 级”）。同样，假如测试期间有一台柴油发电机失效，但其他的仍然可以使用，而且厂外电源也可供使用，那么事故不大可能发生（这样的事件同样可以定为“分级表以下/0 级”）。

然而，如果在带功率运行期间发现所有的柴油发电机组已经失效长达一个月之久，那么此时即使厂外电源一直可供使用而且不要求柴油发电机组运行，但由于丧失厂外电源的几率较高，因而发生事故的可能性较大（倘若没有其他的安全措施，则这样的事件可能会定为 3 级）。

因此，这种定级程序要考虑是否要求安全功能起作用（即始发事件是否已经发生），发生始发事件的假设可能性多大，以及相关安全功能的可运行性如何。

基本的事件定级方法是确定相关始发事件的频度和受影响安全功能的可运行性。然后使用两个表格确定相应的基本定级（见第 5.1.3 节及第 5.1.4 节）。下面是有关如何进行定级的详细指导。

5.1.1. 确定始发事件的频度

定义了四种不同的频度类别：

(1) 预期始发事件

这类事件包括在电厂运行寿命期间预期会发生一次或多次的始发事件（即 $> 10^{-2}$ /年）。

(2) 可能的始发事件

这类事件是没有预料到但在电厂寿命期间预期频度 (f) 大于约 1% 的始发事件（即 $10^{-4} < f < 10^{-2}$ /年）。

(3) 不大可能的始发事件

这类事件是在设计电厂时考虑过的、可能比上述频度还小的始发事件（ $\leq 10^{-4}$ /年）。

(4) 超设计基准始发事件

这类事件是频度非常低的始发事件，通常不包括在电厂的常规安

全分析中。在设置应对这些始发事件的保护系统时，它们的冗余度和多样性水平不必与应对设计基准始发事件的措施一样。

在每座反应堆的安全分析报告中，都有其自己的始发事件清单和分级，在给事件定级时应该使用这些清单和分级。附录 II 给出过去在不同的反应堆系统中使用过的设计基准始发事件的典型例子，按前三类频度分类。它们可以为适用定级过程提供指南。但有一点很重要，只要有可能，就应使用发生过事件的那座电厂所特有的始发事件和频度。

始发事件中不包括依靠控制系统（而不是安全系统）纠正的小的设备扰动。然而，若控制系统不能使反应堆稳定下来，最后将导致始发事件的发生。出于这些理由，这样的始发事件或许不同于引发事件的偶发事件（见实例 36）；另一方面，若干个不同的事件序列常常可以合并成一起始发事件。

对于许多事件来说，有必要考虑一起以上的始发事件，其中的每一起事件都要定级。整个事件的级别取每起始发事件的级别中的最高者。例如，反应堆功率剧增就可能是挑战保护功能的始发事件。保护系统的成功运行就能导致停堆。然后就有必要把反应堆保护停堆视为挑战燃料冷却功能的始发事件。

5.1.2. 安全功能的可运行性

对反应堆的运行来说，它有三个基本安全功能：

- (1) 控制反应性；
- (2) 冷却核燃料；
- (3) 包容放射性物质。

这些功能由非能动系统（如实物屏障）和能动系统（如反应堆保护系统）提供。几个安全系统可以服务于一项特定的安全功能，因而即使一个系统失效该功能仍然可以实现。始发事件发生之后，非安全系统或许也会对特定的安全功能作出贡献（参见本节后面“C. 刚刚满足要求”的定义中的解释）。同样，为了保证安全功能可以实现，还需要例如电源、冷却和仪器仪表等支持系统。当给事件定级时，重要的是评价安全功能的可运行

性，而不是评价一个个安全系统的可运行性。系统或部件在它能够以所要求的方式执行所要求的功能时就可视为是可运行的。

电厂的运行限值和条件管理着每个安全系统的可运行性。在许多国家，它们包括在电厂的《技术规格书》中。

针对特定始发事件的安全功能的可运行性范围很宽，上至为执行这一功能所配备的安全系统的所有部件全都是可运行的，下至安全系统的可运行性不足以实现该安全功能。为了给事件定级提供一个框架，可以把安全功能的可运行性分为以下四类。

A. 完全满足要求

此时，由该设计准备的用于应对特定始发事件以限制其后果的所有安全系统和部件全都是可运行的（即存在着冗余性/多样性）。

B. 满足运行限值和条件的最低要求

此时，提供安全功能所需的每个安全系统的可运行性满足运行限值和条件中所规定的反应堆可继续带功率运行（持续的时间可能有限）的最低水平。

一般地说，安全功能的可运行性水平相当于为实现应对电厂设计中考虑的所有始发事件所需要的安全功能而配备的不同安全系统的最低可运行性水平。当然，对于某些特定的始发事件而言，或许仍然存在着冗余性和多样性。

C. 刚刚满足要求

此时，提供安全功能所需的安全系统中，至少有一个安全系统的可运行性足以实现受到正在考虑的始发事件挑战的安全功能。

在一些情况下，B类和C类可以是相同的（即，除非所有安全系统都满足运行限值和条件的要求，否则安全功能的可运行性就是不充分的）。在其他情况下，C类可以与低于运行限值和条件所要求的可运行性水平相当。例如，在存在多样的安全系统的情况下，运行限值

和条件要求每一种系统都是可运行的，但现在只有一个系统是可运行的。再比如，旨在确保某项安全功能的所有安全系统在很短的时间内都是不可运行的，而安全功能仍能得到保证，即使安全系统不符合运行限值和条件的要求。（例如，如果全厂断电只是短时间，则“燃料冷却”的安全功能仍然是可以得到保证的）。在确认这些措施的有效性时，重要的是要考虑可利用的时间以及确定和实施相应的纠正行动所需要的时间。

还可能有一种情况，安全功能或许由于非安全系统是可运行的而可能刚刚满足要求（见实例 40）。如果已经证实（或已知）非安全系统在出事期间是可运行的，则可以将他们考虑在内。然而，在将非安全系统包括在内时必须小心，因为它们的可运行性通常不是用与安全系统所用一样的方法进行控制和测试的。

D. 不满足要求

此时，安全系统的可运行性很差，以致没有一个安全系统有能力实现受到正在考虑的始发事件挑战的安全功能。

应该注意到，尽管 C 类和 D 类的可运行性代表一系列的电厂状态，但 A 类和 B 类代表的是比较具体的可运行性。因此，实际的可运行性可以介于 A 类和 B 类可运行性所定义的可运行性之间（即可运行性可能小于完全满足要求，但大于允许继续带功率运行的最低要求）。这一点将在第 5.1.3 节讨论。

5.1.3. 评定有真实始发事件的事件的基本定级

为了得出基本定级，首先要判断有无对安全系统的实际挑战（真实的始发事件）。如果有，可适用本节；否则应适用第 5.1.4 节。如果真的发生始发事件并显示出未受到此真实始发事件挑战的系统的可运行性下降（例如，在没有失去厂外电源的情况下反应堆保护停堆显示出柴油发电机组的可运行性下降），那么可能有必要使用这两节的方法分析这一事件。

对于涉及可能导致始发事件的潜在的故障（如发现结构缺陷或依靠操

纵员的动作终止的小泄漏)，可以使用类似的方法，但还需要考虑发生潜在始发事件的可能性。这一点将在第 5.1.5 节讨论。

5.1.3.1. 定级的依据

具有真实始发事件的那些事件的相应级别见表 9。给出表中这些值的依据如下：

很明显，如果安全功能不满足要求，则必然会发生事故，此时必需根据其实际后果定级。这样的级别极有可能超过 3 级。然而，按照纵深防御内，3 级是最高级别。在表 9 中，这种情况用 3+ 表示。

如果安全功能刚刚满足要求，则 3 级同样是合适的，因为再有一项失效就会导致事故。然而，在另一些情况下，即使可运行性小于运行限值和条件的要求，也可将它视为大于刚刚满足要求，特别是对预期的始发事件而言，因为运行限值和条件的要求常常仍然包含相当大的冗余性或多样性。因此，表 9 中与预期始发事件和刚刚满足要求的安全功能对应的为 2 级或 3 级，具体级别取决于可运行性大于刚刚满足要求的程度。对于不大可能的始发事件，运行限值和条件要求的可运行性可能接近刚刚满足要求，因此，一般地说，对于刚刚满足要求的可运行性来说，3 级当然是合适的。然而，或许有存在冗余性的特殊始发事件，因而对所有始发事件来说表 9 显示的都是 2 级或 3 级。

如果安全功能的可运行性完全满足要求，预期的始发事件发生，则如表 9 所示，这种情况明显应是分级表以下/0 级。然而，可能的特别是不大可能的始发事件的发生，即使安全系统中可能有相当大的冗余性，也说明纵深防御的重要组成部分之一（即始发事件的预防）失效。因此，如表 9 所示，与可能的始发事件对应的是 1 级，与不大可能的始发事件对应的是 2 级。

如果安全功能的可运行性是运行限值和条件要求的最低要求，那么正如前面所指出的，在某些情况下，对可能的始发事件特别是对不大可能的始发事件来说，就没有更大的冗余性了。因此，定为 2 级或 3 级是合适的，具体级别取决于剩余的冗余性。对预期的始发事件来说，存在附加冗余性，

因此建议级别定得更低一些。表 9 显示的是 1 级或 2 级，究竟选用哪个级别同样取决于安全功能内的附加冗余性。当安全功能的可用性大于运行限值和条件要求的最低要求但小于完全满足要求时，或许有相当大的冗余性和多样性可供预期的始发事件使用。在这些情况下，定为分级表以下/0 级比较合适。

表 9. 具有真实始发事件的事件

安全功能的可运行性	始发事件频度		
	(1) 预期 始发事件	(2) 可能的 始发事件	(3) 不大可能的 始发事件
A 完全满足要求	0	1	2
B 满足运行限值和条件的最低要求	1 或 2	2 或 3	2 或 3
C 刚刚满足要求	2 或 3	2 或 3	2 或 3
D 不满足要求	3+	3+	3+

5.1.3.2. 定级程序

在上一节所描述的背景基础上，应使用下面的程序给事件定级：

- (1) 确定已发生的始发事件。
- (2) 确定该始发事件所属的频度类别。在决定合适的类别时，考虑安全案例（电厂的安全性论证和电厂的运行范围）中假设的频度很重要。
- (3) 确定受到该始发事件挑战的安全功能的可运行性类别。
 - (a) 重要的是，只考虑受到该始发事件挑战的安全功能。如果发现其他安全系统减退，就要使用第 5.1.4 节关于没有真实始发事件的事件和挑战该安全功能的始发事件进行评定。
 - (b) 在判断可运行性是否在运行限值和条件的范围之内时，必须考虑的是事件发生之前的可运行性要求，而不是事件发生期间适用的可运行性要求。

- (c) 如果可运行性在运行限值和条件的范围之内但也只是刚刚满足要求，则由于没有附加冗余性因而应该将可运行性定为 C 类（参见本节的前面几段）。
- (4) 然后利用表 9 确定事件的级别，有不只一个级别可供选择时，应根据可供正在考虑的始发事件使用的冗余性和多样性的多少进行选择。
 - (a) 若安全功能的可运行性刚刚满足要求（即再有一个失效就会导致事故），则定为 3 级是合适的。
 - (b) 在表 9 的 B1 栏内，如果仍然存在着相当大的冗余性和（或）多样性，则选择较低的值是合适的。
 - (c) 在一些反应堆设计中，有大量的冗余性/多样性可供预期始发事件使用。如果安全功能的可运行性显著地大于运行限值和条件的最低要求，但又稍微低于完全满足要求，则定为分级表以下 0 级是比较合适的。

表 9 中没有具体列出超设计基准始发事件。如果发生这样的始发事件，就可能酿成事故，此时需要根据实际后果进行定级。如果没有这样的始发事件，则按照纵深防御定为 2 级或 3 级是合适的，具体级别视提供保护的那些系统的冗余性而定。

如果发生火灾、水淹、海啸、爆炸、飓风、龙卷风或地震之类的内部危害和外部危害，也可以用表 9 进行定级。不应该将危害本身看作始发事件（因为危害可以引起始发事件，也可以引起安全系统的减退，或者两者兼有），但应该评估仍然可运行的安全系统能否防止已经发生的始发事件和（或）潜在的始发事件。

5.1.4. 评定没有真实始发事件的事件的基本定级

正如上一节中讨论过的，为了得出基本定级，首先要判断有无对安全系统的实际挑战（真实始发事件）。如果有，可适用第 5.1.3 节；否则，应适用本节。如果真的发生始发事件并显示出未受到此真实始发事件挑战的系统的可运行性下降（例如，在没有失去厂外电源的情况下反应堆保护停

堆显示柴油发电机组的可运行性下降)，那么可能有必要使用这两节的方法分析这一事件。

对于涉及可能导致安全系统不可运行的潜在的故障（例如发现结构缺陷），可以使用类似的方法，但还需要考虑安全系统不可运行的可能性。这一点将在第 5.1.5 节中讨论。

5.1.4.1. 定级的依据

没有真实始发事件的事件的相应级别见表 10。给出表中这些值的依据如下。

事件的级别将取决于安全功能的减退程度和这些安全功能所应对的始发事件发生的可能性。严格地说，这是在安全功能减退期间发生始发事件的可能性，但一般地说，这种方法不考虑时间长短。然而，若减退时间很短，将事件的级别定得比表 10 中给出的级别（见第 5.1.4.2 节）低可能是合适的。

如果安全功能的可运行性不满足要求，那么由于并未发生始发事件因而仅仅是要预防事故。对于这样的事件，如果预期的始发事需要安全功能，则定为 3 级是合适的。如果这种不满足要求的安全功能仅仅是可能的始发事件或不大可能的始发事件所需要的，则定为较低的级别无疑是合适的，因为发生事故的可能性很低。基于这一理由，表 10 将与可能的始发事件对应的事件定为 2 级，与不大可能的始发事件对应的事件定为 1 级。

安全功能刚刚满足要求时选定的级别应当明显低于安全功能不满足要求时的级别。因此，如果该功能是预期的始发事件所需要的且可运行性刚刚满足要求，则定为 2 级是合适的。然而，在许多情况下，安全功能的可运行性可能明显高于刚刚满足要求，但又不在运行限值和条件范围之内。这是因为运行限值和条件要求的最低可运行性常常仍然含有可应对某些预期的始发事件的冗余性和（或）多样性。在这些情况下，定为 1 级是合适的。因此，表 10 给出的是 1 级或 2 级，应根据剩余的冗余性和（或）多样性选择合适的级别。

如果安全功能是可能的始发事件或不大可能的始发事件所需要的，则事件级别就得从上面针对不满足要求的安全系统导出的级别中减去 1，即与可能的始发事件对应的事件定为 1 级，与不大可能的始发事件对应的事件定为分级表以下/0 级。但是，当安全系统的可运行性低于运行限值和条件要求的值时，将事件定为分级表以下/0 级是不合适的。因此，表 10 中与可能的始发事件和不大可能的始发事件对应的事件均定为 1 级。

如果安全功能的可运行性完全满足要求或在运行限值和条件的范围之内，则电厂能保持在安全运行范围之内，因而对所有的始发事件频度来说，定为分级表以下/0 级是适当的。因而，表 10 中 A 行和 B 行的每栏中显示的级别均为“分级表以下/0 级”。

表 10. 没有真实始发事件的事件

安全功能的可运行性	始发事件频度		
	(1) 预期 始发事件	(2) 可能的 始发事件	(3) 不大可能的 始发事件
A 完全满足要求	0	0	0
B 满足运行限值和条件的最低要求	0	0	0
C 刚刚满足要求	1 或 2	1	1
D 不满足要求	3	2	1

5.1.4.2. 定级程序

在上一节所描述的背景基础上，应该使用下面的程序给事件定级：

- (1) 确定安全功能可运行性的类别；
 - (a) 若可运行性刚刚满足要求但仍然在运行限值和条件的范围之内，则应该选用 B 类可运行性，因为电厂一直保持在其安全运行范围之内。
 - (b) 实际上，安全系统或部件可能处于上述四类中的任何一类都未充分描述到的状态。安全功能的可运行性可能小于完全满

足要求但大于运行限值和条件要求的最低要求,或者整套系统也许都是可用的,但由于失去指示而功能减退。在这些情况下,应该使用相关的类别给出可能的级别范围,并且运用判断确定合适的级别。

- (2) 确定需要这种安全功能的始发事件的频度类别。
 - (a) 如果相关的始发事件不止一起,那么每一起都必须加以考虑,应当使用给出的级别最高的那起始发事件。
 - (b) 如果频度在两个类别之间,则可以使用这两个类别给出级别的可能范围,然后需要再进行一些判断。
 - (c) 对于专门用于预防危害的保护系统,应将这种危害视作始发事件。
- (3) 应该利用表 10 确定事件的级别。
 - (a) 如果与安全系统部件的测试间隔相比,安全系统不可运行的时间很短(例如,对于每月测试一次的部件来说,不可运行的时间为几个小时),应当考虑降低事件的基本定级。
 - (b) 在表 10 的 C1 栏内,当有不止一个级别可供选择时,应当根据可运行性是否刚刚满足要求或者根据对于正在考虑的始发事件来说是否仍然存在着冗余性和(或)多样性进行选择。

表 10 中没有具体列出超设计基准的始发事件,若受影响的安全功能的可运行性小于运行限值和条件要求的最低要求,则定为 1 级是合适的。若安全功能的可运行性在运行限值和条件的要求范围之内,或者运行限值和条件没有对安全系统的可运行性提出任何限制,则定为分级表以下/0 级是合适的。

5.1.5. 潜在事件(包括结构缺陷)

有些事件本身并不构成始发事件或导致安全系统的可运行性减退,只是相当于增加发生这种事件的可能性。此类事件的例子如,发现结构缺陷或者已由操作人员终止的小泄漏。给这些事件分级的通用方法如下:首先,假设这种潜在事件确已发生,则应该根据当时存在的安全措施的可运行性,运用第 5.1.3 节或第 5.1.4 节评价它的意义。究竟选用哪一节要看潜在事件

是始发事件还是安全系统性能减退；其次，应该根据这种潜在事件可能从实际已发生事件发展而成的可能性，降低其级别。究竟应该降到哪一级，必须以判断为基础。

最常见的潜在事件的例子之一是发现结构缺陷。监督计划的目的是在结构缺陷的大小尚未变得不可接受之前发现它们。如果这个缺陷是在可接受的范围之内，那么定为分级表以下/0 级是合适的。

如果发现的缺陷大于监督计划所预计的值，那么给该事件定级时需要考虑以下两个因素。

首先，要假定这个缺陷已导致某个部件失效并运用第 5.1.3 节或第 5.1.4 节确定该潜在事件的级别。如果该缺陷发生在安全系统中，则运用第 5.1.4 节给出该潜在事件的基本定级。或许需要考虑共模故障的可能性。如果包含结构缺陷的部件的失效可能已经演变成始发事件，那么运用第 5.1.3 节可以给出该潜在事件的基本定级，尽管此种缺陷或许是在停堆期间发现的，但也必须考虑它可能存在期间的意义。

其次，按照这一方法导出的潜在事件的级别，应当根据该缺陷可能导致部件失效的可能性和考虑将在第 5.2 节中讨论的附加因素后进行调整。

5.1.6. 分级表以下/0 级事件

一般地说，只有在运用上述程序不导致事件的级别提高时，才会把事件定为分级表以下/0 级。不过，倘若第 5.2 节中讨论的附加因素无一是可适用的，则以下几类事件也是可以划分为“分级表以下/0 级”的典型事件：

- 正常进行的反应堆保护停堆；
- 安全系统的误动作¹⁷但随后转为正常运行，并未对设施的安全性造成影响；
- 泄漏率在运行限值和条件范围内的冷却剂泄漏；

¹⁷ 这方面的误动作可以包括由控制系统功能失常、仪表飘移或者个别人为差错导致的安全系统运行。不过，由电厂其他地方的非计划行动引起的物理参数变化触发的安全系统动作，不能视为安全系统的误启动。

- 计划的定期检查或测试期间发现的、发生在冗余系统内的单一故障或部件的不可运行性。

5.2. 对附加因素的考虑

有些特殊的情况可能会同时挑战纵深防御的不同层次，因而可将它视作可以证明需要将某事件的级别定得比根据前面的指导意见确定的高一级的附加因素。

符合这种条件的主要附加因素有：

- 共因故障；
- 程序不完备；
- 安全文化问题。

即使某一事件在不考虑这些附加因素时本身没有什么安全意义，但因为有了这些因素就有可能把它定为 1 级。

在评定基本定级因这些因素而提高时，需要考虑以下几点：

- (1) 即使考虑所有的附加因素，事件的级别也只能提高 1 级。
- (2) 上述的某些因素（例如共模故障）或许已在评定基本定级时考虑过，因此注意不要重复计入此类故障很重要。
- (3) 事件不能提高到超过 3 级，而且按照纵深防御的这个上限仅适用于以下情况：假如再发生另一起事件（预期的始发事件或又一个部件失效）就会发生事故。

5.2.1. 共因故障

共因故障是指若干个装置或部件由于一个特定事件或原因都不能执行其功能。特别是，它能引起预定执行同一项安全功能的冗余部件或装置失效。这意味着整个安全功能的可靠性有可能远低于预期值。因而，一起影响一个部件并确定为可能影响其他类似部件的共因故障的事件，其严重性大于涉及部件随机故障的事件。

由于信息缺乏或误导使运行某些系统出现困难的事件也可以考虑在共因故障的基础上考虑提高级别。

5.2.2. 程序不完备

同时对几个纵深防御层次进行挑战可能因程序不完备而产生。因此，这种程序不完备也有可能成为提高基本定级的理由。

例如：

- 给运行人员发出的应对某起事件的指令错误或不合适（例如：1979年的三里岛事故期间就发生过这种情况。当时操作人员在安全注入已经启动的情况下使用的程序对于稳压器处于汽相时的冷却剂丧失这一特殊情况来说是不合适的）。
- 正常的监测操作未发现的异常或系统/设备的不可利用时间远远超出测试间隔，暴露出监测方案有缺陷。

5.2.3. 安全文化问题

安全文化的定义为“在组织和个人中将防护和安全问题作为最高优先事项根据其重要性予以相应重视的特征和态度的总和”。良好的安全文化有助于阻止事故发生，另一方面，缺乏安全文化有可能导致运行人员以不符合设计的假定的方式行事。因此必须把安全文化看作纵深防御的一部分。如果安全文化有问题，理应将事件的级别提高1级（INSAG 4 [7]对安全文化有更详细的介绍）。

鉴于因安全文化问题而应该提高级别，这个事件毫无疑问要被认为是存在安全文化问题的一个实际指标。

5.2.3.1. 违反运行限值和条件

安全文化问题中最容易定义的指标之一是违反运行限值和条件。

运行限值和条件描述的是能使反应堆的运行维持在安全要求之内的最低限度的安全系统可运行性。也可以包括反应堆在安全系统的可用性已经降低的条件下进行有限时间的运行。大多数国家将运行限值和条件列入《技

术规格书》内。此外，《技术规格书》还描述了一旦运行限值和条件未得到满足时需采取的行动，包括留出恢复用的时间和低效运行状态。

如果发现（如在常规试验之后发现）系统的可用性小于给 B 类定义的值，但仍然可以将反应堆维持在符合《技术规格书》要求的安全状态，则此时应按照第 5.1.3 节和第 5.1.4 节描述的方法给该事件定级。由于《技术规格书》的要求已得到满足，此时不应当提高基本定级。

如果安全功能的可运行性在给 B 类定义的范围之内，但是运行人员在这种可用性状态下停留的时间长于允许的时间（如《技术规格书》中所定义的那样），则基本定级是 0 级。但由于有安全文化问题，此事件的级别应该提高到 1 级。

同样，如果运行人员故意采取了导致电厂可用性超出运行限值和条件范围的行动，则由于有安全文化问题，应该考虑提高该事件的基本定级。

除正式的运行限值和条件之外，一些国家还在他们的《技术规格书》中加入更多的要求，诸如与部件的长期安全有关的限值。对短时间内超过此类限值的事件来说，定为分级表以下/0 级或许是合适的。

5.2.3.2. 其他的安全文化问题

安全文化问题指标的另外一些例子包括：

- 未经事先批准违反程序；
- 质量保证过程中存在缺陷；
- 人为差错的累积；
- 一名公众成员在一起事件中受到的照射超过法定年剂量限值；
- 工作人员或公众成员受到的累积照射超过法定年剂量限值；
- 未能对放射性物质保持适当的控制，包括环境释放、污染扩散或剂量控制系统失效；
- 如果有证据证明，操纵员在第一次出事之后没有给予足够的重视以保证已经吸取教训或已经采取纠正措施，以致该事件重复发生。

重要的是要注意，本指导的意图不是要发起长时间的详细评定而是考虑事件定级人员是否能够做出立即判断。通常很难在事件之后立即确定事件的级别是否应该因安全文化而提高。在这种情况下应该根据当时已知的情况提供一个临时定级，然后在最终定级中，可以考虑从详细调查获得的有关安全文化的补充信息。

5.3. 实例

实例 27. 反应堆控制棒落棒后紧急停堆 — 分级表以下/0 级

事件描述

机组正在额定功率下运行。当时正在进行控制棒定期监督试验，当一组停堆棒插入堆内时，由于出现功率区段的中子通量下降过快信号，造成反应堆紧急停堆。随即引起汽轮发电机组自动跳闸。

控制棒的操作瞬间停止，利用控制棒位置指示器核对了控制棒的位置，发现这组停堆棒中的四根控制棒在紧急停堆之前就已经落下。

中子通量下降过快信号，一直是用来预防仪表失效的，而不是要求它用作预防任何设计基准故障的。

在检查了控制棒驱动机构的控制电路后发现，误动作的原因是印刷电路板坏了。

随后用备用的印刷电路板换下坏的电路板，在检查了控制电路的完整性后恢复正常运行。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	控制棒的意外落下没有形成对安全功能的挑战，因而没有始发事件。反应堆保护停堆是一起始发事件（频度类别：预期始发事件）。
5.1.2. 安全功能的可运行性	“冷却燃料”这项安全功能完全满足要求。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	有真实的始发事件。按照第 5.1.3 节，表 9 的 A(1)栏是合适的，给出的基本定级为分级表以下/0 级。
5.2. 附加因素	没有理由提高级别。
最终定级	分级表以下/0 级。

实例 28. 反应堆不停堆换料时冷却剂泄漏 — 1 级

事件描述

重水反应堆在满功率情况进行常规换料时，在换料舱发生流量为 1.4 吨/小时的冷却剂泄漏，运行人员断定东换料桥下降了 0.4 米。反应堆停堆并进行冷却。冷却剂的压力通过从其他机组调水和从地坑回收漏出的水得到维持。总泄漏量为 22 吨（约占冷却剂总装量的 10%）。除了 1 小时后安全壳由于放射性升高而封闭外，没有要求安全系统运行。没有发生放射性向环境的异常释放。问题的原因是一个联锁装置失效，该装置没有按照监督方案进行检查。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	尽管这是一起反应堆冷却剂的小量泄漏事件，但由于运行人员的行动保住了水的存量，因而没有形成对安全功能的挑战。因此没有真实的始发事件。
5.1.2. 安全功能的可运行性	若此种泄漏发展成小的失冷事故，那么所需要的所有安全系统均完全可用。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	没有真实的始发事件。按照第 5.1.4 节，表 10 的 A 行是合适的，给出的基本定级为 0 级。使用第 5.1.5 节的指导，若泄漏没有得到控制，将会导致小的失冷事故，因而频度是可能的始发事件。由表 9 的 A(2)栏可知，该潜在事件的级别是 1 级。由于操纵员未控制住此种泄漏的可能性较低，因此级别应降为 0 级。
5.2. 附加因素	未按照监督方案检查此联锁装置。而且此缺陷在出事之前已知道。因此，此事件提高到 1 级。
最终定级	1 级。

实例 29. 安全壳喷淋系统因阀门处在关闭位置而不可用 — 1 级

事件描述

这座双机组电站每年必须要进行两座反应堆停堆，以便对共用的应急堆芯冷却系统和相关的自动安全动作进行所要求的测试。

这些测试通常是在两座反应堆之一进行冷停堆换料时进行的。

10 月 9 日，1 号机组和 2 号机组进行了这些测试。10 月 14 日，1 号机组仍处在冷停堆状态准备换料，2 号机组则恢复功率运行。11 月 1 日，在进行安全阀月度检查时，发现安全壳喷淋泵出口侧的四个阀门是关着的。结论是这些阀门在 10 月 9 日进行测试后一直没有重新打开，违反了相关的测试程序的要求。

因此，2 号机组在喷淋系统不可用的情况下运行了 18 天。

结论是这起事件的原因是人为差错。但大家认为，这个错误发生在比通常测试时间长（因为检修）的一次测试末尾，因而就已完成活动提交一份较正式的报告可能是非常有用的。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	没有真实的始发事件。可能会挑战此种已降级安全功能的始发事件是大的失水事故（不大可能的始发事件）。
5.1.2. 安全功能的可行性	“包容”这项安全功能的可运行性降级。由于多样化的系统是可用的，因而可运行性小于运行限值和条件要求的最低要求但大于刚刚满足要求。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	没有真实的始发事件，按照第 5.1.4 节，表 10 的 C(3)栏是合适的，给出的基本定级是 1 级。
5.2. 附加因素	此故障是由人为差错引起的，但认为因安全文化问题而提高该事件的级别是不合适的（按照第 5.1.4 节的解释，基本定级选择 1 级而不是 0 级时已经考虑了违反运行限值和条件值这一事实）。
最终定级	1 级。

实例 30. 一回路水通过稳压器卸压箱爆破膜泄漏 — 1 级

事件描述

机组已进入热停堆状态。为了进行余热排出系统修改后的测试，该系统已被隔离和部分排空，因而该系统不可用。

当时正在进行稳压器喷淋系统效率的定期测试，反应堆冷却剂系统的压力是 159 巴。大约在 16 时，稳压器卸压箱高压警报被触发。容积控制箱水位下降，表明反应堆冷却剂泄漏，估计泄漏率为 1.5 立方米/小时。一名工作人员进入反应堆大厅，试图找到泄漏部位，认为泄漏来自反应堆冷却剂系统上的一个阀门（位于温度传感器旁通管路上的手动阀）的阀杆。这位工作人员转动手轮将阀门置于后座位置后认为该阀门没有泄漏（实际上此阀门并没有正确就位）。

泄漏在继续，在 18 时叫来了维修人员，但他们也没有找到泄漏源。

在此期间，稳压器卸压箱内的温度和压力继续升高。操纵员通过多次的补水和排水操作（即注入冷的补给水和将水排到反应堆冷却剂疏水回收箱）将温度保持在 50°C 以下。并联安装的两台泵将废水排出反应堆大厅，送往硼再循环系统水箱。

大约在 21 时，活度传感器指示反应堆大厅内的放射性增加，并于 21 时 56 分达到安全壳部分隔离的整定值，导致安全壳内核岛的通风和排水系统的阀门关闭。此时，废水不能再流向硼再循环系统。

卸压箱内的压力继续上升，直到爆破膜于 21 时 22 分破裂。为了把稳压器卸压箱内的温度保持在 50°C 左右，不得不继续补水，直到 23 时 36 分。在次日凌晨 1 时 45 分，反应堆大厅内的活度水平下降到安全隔离的整定值以下。

在凌晨 2 时 32 分，反应堆冷却剂系统的压力为 25 巴，机组进入次临界热停堆状态，热量由蒸汽发生器排出，余热排出系统则仍然不可使用。

余热排出系统在 10 时 45 分恢复工作。11 时 45 分，为了允许反应堆冷却剂系统上泄漏的阀门复位，切除了该阀门的遥控，从而制止了泄漏。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	因为没有要求应紧堆芯冷却安全系统执行功能，因而没有真实的始发事件。最初的泄漏由正常的补给系统控制住（见第 5.1.1 节）。
5.1.2. 安全功能的可运行性	若泄漏发展成小的失冷事故，则所需要的所有安全系统全都是可用的。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	没有真实的始发事件。按照第 5.1.4 节，表 10 的 A 行是合适的，给出的基本定级是分级表以下/0 级。使用第 5.1.5 节的指导可知，若运行人员没有采取行动，泄漏会恶化，将会导致小的失冷事故，频度为可能的始发事件。根据表 9 的 A(2)栏，该潜在事件的级别恐怕要定为 1 级。由于该潜在事件的可能性较低，级别可以降到 0 级。
5.2. 附加因素	安全壳隔离这种假始发事件引起运行困难，且给出误导信息。因此，本事件级别提高到 1 级（见第 5.2.1 节）。
最终定级	1 级。

实例 31. 换料时燃料组件跌落 — 1 级

事件描述

在换料期间，把新燃料组件从换料小室中提起之后，换料机伸缩梁自发地退缩，造成新的燃料组件猛然跌落在换料机屏蔽容器的中心管子上。联锁装置按设计要求动作，未发生燃料损坏或压力下降。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	尽管这个事件仅涉及未辐照燃料，但它也可能发生在辐照燃料身上。单根燃料组件的跌落，被定为可能的始发事件。
5.1.2. 安全功能的可运行性	已准备的安全系统完全可用。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	有真实的始发事件。按照第 5.1.3 节，表 9 的 A(2)栏是合适的，给出的基本定级为 1 级。适用第 6.3.8 节中的指导，将给出同样的级别。
5.2. 附加因素	没有需要提高级别的理由。
最终定级	1 级。

实例 32. 局部超功率探测器的校准不正确 — 1 级

事件描述

在对停堆系统 1 和停堆系统 2 用的局部超功率探测器进行常规校准期间，使用了一个不正确的校准因子。所用的这个校准因子是供 96%功率时用的，而此时反应堆是在 100%功率下运行。大约 6 个小时之后发现了校准方面的这个错误。发现这个错误后，所有的探测器都重新校准到满功率运行下的正确值。因此，在大约 6 个小时的这段时间内，这两个停堆系统用的这个参数的保护停堆有效性降低。另一个具有冗余性的保护停堆参数自始至终是可用的。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	无真实的始发事件。对预期的始发事件来说，需要反应堆保护系统。
5.1.2. 安全功能的可运行性	保护系统的可运行性降低。由于具有冗余性的第二个保护停堆参数仍然是可用的，因而该可运行性小于运行限值和条件要求的最低要求但大于刚刚满足要求。被错误地校准的探测器也还可以给大多数故障工况提供保护。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	无真实的始发事件。根据第 5.1.4 节，表 10 的 C(1)栏是合适的，给出的基本定级为 1 级或 2 级。由于可运行性比刚刚满足要求大很多，因而选择 1 级。
5.2. 附加因素	在考虑基本定级是否应该调整时，考虑该故障只存在了较短的时间是比较恰当的。另一方面，程序方面有缺陷。所以决定维持 1 级不变。
最终定级	1 级。

实例 33. 例行检测期间安全系统系列发生故障 — 1 级

事件描述

当时，机组在额定功率下运行。当一台柴油发电机组在进行例行检测时，它的控制系统发生故障。该柴油发电机组停役约 6 小时以便进行维修，随后恢复服役。《技术规格书》要求，如果一台柴油发电机组停役，其他的两个安全系统系列就应该进行检测。当时未进行这种检测。后来，对另外两个安全系统系列进行了检测并显示它们是可用的。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	没有真实的始发事件。失去厂外电源（预期的）时需要柴油发电机组。
5.1.2. 安全功能的可运行性	由于两个系列仍然是可用的，可运行性没有小于运行限值和条件的最低要求。最终进行了附加的检测，并显示这两个安全系统系列是可用的。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	没有真实的始发事件，根据 5.1.4 节，表 10 的 B(1)小格是合适的，给出的基本定级为分级表以下/0 级。
5.2. 附加因素	工作人员无理地违反了《技术规格书》，因此提升为 1 级。
最终定级	1 级。

实例 34. 电厂有关水淹事件的设计也许不能减轻管道系统失效的后果
— 1 级

事件描述

监管部门的检查发现，内部水淹的后果没有得到充分的处理。

现有的文件资料只论述了由假想的电厂设备失效造成的水淹事件，而在电厂最初的设计期间或其后都没有对电厂内部的水淹进行过全面的分析。

为应对这个不够充分的电厂设计，已作了一些具体的变动，以尽量减小对电厂的设备和人员在抗击潜在水淹事件时的要求。然而，有一点还不不清楚，即电厂的设计在抵御汽轮机厂房中的非安全相关管道系统失效的后果方面是否提供了足够的保护措施。汽轮机厂房内的高水位，可造成水

流向内有专设安全设施设备的某些房间，因为它们与汽轮机厂房之间仅用非水密门隔开，而且共用一个地面排水系统。这些专设安全设施设备的房间内装有辅助给水系统、应急柴油发电机组以及 480 伏特和 4160 伏特的专设安全设施开关设备。

作为这次检查的结果，汇编了有关内部水淹的设计和许可证依据的资料，并完成了对选定的管道和部件的抗震合格鉴定。还按照修订的《安全分析报告》中的规定，对保护电厂 1 级系统和部件的设计进行了修改，具体工作包括在配备专设安全设施设备的房间的门口安装防水淹屏障，在选定的地面排水管线上安装截止阀，还安装了当汽轮机厂房地下室高水位时使循环水泵停运的电路。

定级说明

一般地说，在定期安全审查或寿命延长期间发现的设计缺陷，不被看作要用核事件分级表定级的事件。然而，在其他的工作期间发现的分析方面的错误，还是作为事件报告为好。本手册并不试图规定哪些事件应该向公众报告，只是就如何给需要告诉公众的事件定级提供指导。把这起事件包括进来的目的就是要显示如何给此类事件定级。

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	无始发事件。要求安全系统能应对能量转换系统较大的管道破裂这样的始发事件（不大可能的始发事件）。
5.1.2. 安全功能的可运行性	保护停堆后冷却这一安全功能是不满足要求的。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	没有真实的始发事件。按照第 5.1.4 节，表 10 的 D(3)栏是合适的，给出的基本定级为 1 级。
5.2. 附加因素	没有提高级别的理由。
最终定级	1 级。

实例 35. 主电网供电切断后两台应急柴油发电机组未能启动 — 2 级

事件描述

测试操作期间的差错引发了 400 千伏开关场里发生电气故障，造成机组与电网断开。发电机受到激励引起发电机母线电压升高到约 120%。这种过电压引起四台不间断电源直流交流逆变器中的两台跳闸。出事后大约 30 秒钟，当两台汽轮发电机组的厂用电运行模式丧失时，不间断电源直流交流逆变器的停运阻止了四台应急柴油发电机中的两台连接到 500 伏母线。初始事件发生后大约 20 分钟，在受影响部分中的 500 伏柴油发电机母线通过手动同由厂外辅助电源供电的 6 千伏系统相连，因而所有的电气系统均可运行。反应堆曾成功地紧急停堆，所有的控制棒如期所料插入了堆芯。因为安全系列毫无理由地启动，卸压系统的两个阀门被打开。由于没有附加的失冷事故，四个安全系列中的两个系列的应急堆芯冷却系统足以使反应堆水位保持在高出堆芯的位置上。由于失去了给大多数控制室仪器仪表供电的两个系列的电力，控制室内的很多指示和读数丢失，使控制室的工作人员在事发期间难以全面地监视电厂的状况。后来的调查表明，发电机母线的过电压很容易使四套 UPS 不间断电源系统全部不能工作。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	发生了反应堆保护性停堆，它是频发的始发事件。还发生了部分失去厂外电源，因而要求启动柴油发电机组，随后通过手动接通了辅助电源。
5.1.2. 安全功能的可运行性	所有的冷却系统均可用，但在两个安全系列上的配电系统的电源不可用。四个安全系列中的两个在有限时间内不可用是允许的，是在运行限值和条件范围之内的。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	有真实的始发事件。按照第 5.1.3 节，表 9 的 B(1)栏是合适的,给出的基本定级是 1 级或 2 级。由于所有的冷却系统实际上都是可用的，如果能手动接通配电系统，则可以选择较低的级别。

准则	说 明
5.2. 附加因素	很明确，存在着共模故障问题，因为四套不间断电源系统全都遭遇到相同的过电压问题。由于这个理由，基本定级被提高 1 级。
最终定级	2 级。

这起事件也表明，这些安全系统易受到失去厂外电源以及相关的过电压的影响。因而此事件还需要基于对这种已发现的可运行性降低进行的评价来定级。

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	完全失去厂外电源尽管未发生，但它是预期始发事件。
5.1.2. 安全功能的可运行性	假定失去厂外电源导致过电压瞬变过程（它是可能的），则柴油发电机组就会启动，但没有电源与它们相连接。运行人员大约有 40 分钟的时间可用于寻找手动连接柴油发电机组的方法。根据这一点，安全功能的可运行性是刚刚满足要求。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	没有真实的始发事件。按照第 5.1.4 节，表 10 的 C(1)栏是合适的，给出的基本定级为 1 级或 2 级。由于所有的冷却系统实际是可用的，如果能接通柴油发电机组的供电。则可以选择较低的级别。
5.2. 附加因素	这一分析已经假设所有不间断电源都失效，所以设有理由再提高级别。
最终定级	基于第一次用真实始发事件做的分析，定为 2 级。

实例 36. 失去强迫气体循环 15 分钟到 20 分钟 — 2 级

事件描述

1 号反应堆仪表电源的单相故障未能自动排除,直到手动切换了供电电源才解决。故障造成一台锅炉上的高压和低压给水切断阀关闭,导致相应的蒸汽驱动循环风机逐渐停转。所有锅炉和 1 号反应堆上的许多仪器仪表和自动控制系统失效。控制棒可以手动插入而且作了尝试,但是速度太慢不足以阻止反应堆升温,结果是 1 号反应堆因燃料元件温度过高(约升高了 16℃)而自动保护停堆。这使运行人员觉得,所有的棒控系统都已不可运行。

用电池作为重要的仪器仪表备用电源,反应堆保护系统连同某些通用的控制和仪器仪表系统仍然能够执行功能。

所有的循环风机因供给其汽轮机的蒸汽越来越少而逐渐停转。仪表电源故障阻止循环风机辅助电机自动或手动咬合。给四台锅炉中的三台供水的低压给水始终得到保持,第四台锅炉的低压给水是通过手动操作恢复的。在初始的瞬变过程出现之后,反应堆保护停堆,燃料元件温度先降然后又因强迫气体循环失效而上升。循环风机辅助电机由于备用仪器供电电源的接通而启动,从而使这些温度再次下降。在此之前,它们稳定在比正常运行水平低大约 50℃的水平。2 号反应堆未受到影响,始终在满功率下运行。1 号反应堆于次日恢复功率运行。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	此事件需要分成两部分进行考虑。第一一起始发事件是由于一台锅炉失去给水同时失去了指示而引起的瞬变过程。受这一起始发事件挑战的保护系统仍然是完全可用的。因此,这起事件的这一部分可以定为分级表以下/0 级。应当指出的是,虽然该事件的首发点是仪器供电故障,但它不是始发

准则	说 明
<p>5.1.2. 安全功能的可运行性</p>	<p>事件。仪器故障引起一台锅炉失去给水，但它并没有直接挑战任何安全系统，因而也不能把它看作始发事件。随后的瞬变过程对保护系统是个挑战，因此是始发事件。</p> <p>第二起始发事件是反应堆保护停堆和蒸汽驱动的循环风机逐渐停转。这是对“燃料冷却”这一安全功能的挑战。</p> <p>由于所有辅助电机都不能启动，所以“燃料冷却”这一安全功能的可运行性小于运行限值和条件的最低要求；但由于自然循环提供了有效的冷却和强迫循环也在温度有可能升到不可接受之前得到恢复，所以这一安全功能的可运行性大于刚刚满足要求。</p>
<p>5.1.3.和 5.1.4. 基本定级</p>	<p>有真实的始发事件。根据第 5.1.3 节，表 9 的 C(1)栏是合适的,给出的基本定级是 2 级或 3 级。正如第 5.1.3 节所说明的，究竟选择哪一个级别与可运行性比刚刚满足要求大多少有关。在这起事件中，由于自然循环是可用的，强迫循环不可用的时间又较短，所以定为 2 级是合适的。</p>
<p>5.2. 附加因素</p>	<p>关于可能的级别提高，有两个问题需要考虑，两者都在第 5.2.1 节中提到过。此故障涉及到所有循环风机的共模故障。然而这个事实已在评定基本定级时考虑过，因此而提高事件级别便是重复计入（见第 5.2 节（2））。另一个相关因素是缺少指示引起的困难。然而，它较多地与对初始瞬变过程的控制有关，而不会导致保护性停堆后的冷却情况恶化。此外，按照第 5.2 节（3），3 级也是不合适的，因为再发生一起部件失效不会导致事故。</p>
<p>最终定级</p>	<p>2 级。</p>

实例 37. 一回路小泄漏 — 2 级

事件描述

由于存在着监督方案未预计到的一些缺陷（按照监督大纲这个部位是不检查的），在一根安全注入管线的非隔离部分发现了一处很小的泄漏（只能靠测量湿度才能探测到）。但类似的较小缺陷在其他的安全注入管线上也出现过。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	按照第 5.1.5 节，如果该缺陷导致有关部件失效，就会发生大的失冷事故（不大可能的始发事件）。
5.1.2. 安全功能的可运行性	对于这个假想的始发事件来说，安全功能的可运行性是完全的。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	按照处理结构缺陷的方法，使用第 5.1.3 节表 9 的 A(3)栏，给出基本定级的上限值为 2 级。由于只发生了一处泄漏（该管道实际上没有失效）因而该级别应该降 1 级。
5.2. 附加因素	由于这些缺陷可能成为所有安全注入管线的共模故障，因而该级别被提高为 2 级。
最终定级	2 级。

实例 38. 天气寒冷导致取水口部分阻塞 — 3 级

事件描述

这起事件影响该电站内的两台机组，但为了简化说明，这里只讨论对 2 号机组的影响。

厂内电力供应可以由另外一台机组供给或者由四台辅助柴油发电机组供给。

事件的根源是当地在那个时候常见的寒冷天气。浮冰阻塞了取水口，低温使得常规机组跳闸，随后电网电压下降。

冰从去浮器下滑过，到达 1 号机组泵站的拦污栅。冰的进一步形成，有可能把浮冰变成冰块，部分地阻塞了 1 号机组泵站的两个筛鼓所共用的拦污栅。这使得该泵站的原水吸入量明显减少。没有明确的报警信号指示水位下降。

由于水位降低，冷凝器中失去真空，导致该厂区内的四台辅助汽轮发电机组自动跳闸（在 9 时 30 分和 9 时 34 分之间）；4 根相应的母线在 1 秒钟内先后从电网重新得到供电。

1 号机组的主汽轮发电机组在 9 时 28 分和 9 时 34 分被切断，反应堆也停堆。

尽管从 9 时 33 分到 10 时 35 分厂内没有辅助汽轮发电机组可供利用情况（《技术规格书》中没有预见到或允许这种情况出现），但 2 号机组一直在运行，唯一的电源供应由输电网和该机组的两台主汽轮发电机组组成。从 10 时 55 分开始，当第二台辅助汽轮发电机组与它的配电盘重新接通时，两台离心式风机由正在运行的这两台辅助汽轮发电机供电，另外两台离心式风机则从两条 400 千伏线路之一获得电力供应。

在 11 时 43 分，随着电网电压的下降，2 号机组的两台主汽轮发电机组几乎同时跳闸（不成功的厂内负荷运行方式），造成失去厂外电源（电路断路器跳闸）、控制棒掉棒和紧急停堆。

这时，四台辅助汽轮发电机组中只有两台已经恢复运行。因此，4 台离心式风机中只有两台仍然在运行，提供堆芯冷却。连接 2 号机组和电网的动力线在 10 分钟和 26 分钟后恢复，因而另两台离心式风机也恢复运行。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	这是比较复杂的一组事件，但正在定级的这起事件是 2 号机组在没有必不可少的厂内供电情况下运行（由于结冰而失去冷却水）。这里没有始发事件，但挑战厂内供电的始发事件是失去厂外电源（预期始发事件）。
5.1.2. 安全功能的可运行性	“冷却燃料”这一安全功能降级。当没有厂内供电时这一安全功能的可运行性是不满足要求的。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	没有真实的始发事件。按照第 5.1.4 节，表 10 的 D(1)栏是合适的，给出的基本定级是 3 级。
5.2. 附加因素	尽管不可利用时间较短（1 小时），丧失厂外电源的可能性较高。事实上，后来就短时间失去过。因此，降低此事件的级别是不合适的。
最终定级	3 级。

实例 39. 龙卷风引起的电网扰动造成机组紧急停堆 — 3 级

事件描述

龙卷风造成输电线路损坏。电网频率的强烈振荡引起应急保护系统动作，造成机组保护性停堆。

机组的辅助电源由厂用变压器供给。主蒸汽联箱压力得到保持，余热被排出。堆芯通过自然循环得到冷却。

由于电压下降，触发了启动发电柴油机组信号，但柴油发电机组无法接通基本母线。因为启动柴油发电机组信号继续存在，因而后来又反复地重新启动过。后来试着从柴油发电机组向辅助母线供电，但由于启动气罐中没有空气而未能成功。

在停堆后 4 小时，失去所有电源，时间长达 30 分钟。在整个瞬变过程中，一直借助设计时准备的仪器仪表监测着堆芯的状态。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	发生了真实的始发事件，即失去厂外电源。这种始发事件的频度是预期的。虽然该始发事件是由龙卷风引起的，但按照第 5.1.3 节，这种危害本身不应该看作始发事件。
5.1.2. 安全功能的可运行性	即使所有柴油发电机组都不可用，但由于失去厂外电源的时间有限，安全功能的可用性是刚刚满足要求。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	有真实的始发事件。按照第 5.1.3 节，表 9 的 C(1)栏是合适的，给出的基本定级是 2 级或 3 级。由于安全功能仅为刚刚满足要求，因此选为 3 级。
5.2. 附加因素	没有提高级别的理由。
最终定级	3 级。

实例 40. 汽轮机厂房失火造成全厂断电 — 3 级

事件描述

汽轮机厂房内发生火灾。加压重水堆手动停堆，反应堆冷却过程启动。

由于这起火灾，很多电缆和其他的电气设备被损坏，导致全厂断电。堆芯衰变热通过自然循环排出。用柴油机驱动的消防泵给蒸汽发生器的二回路侧供水。往慢化剂内加入含硼重水，以便使反应堆在所有阶段都处于次临界状态。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	本事件无实际后果。
5.1.1. 始发事件频度	对加压重水堆来说，失去厂内电源（IV，III，II 或 I 级）是一种实际上发生过的（即真实的）可能的始发事件。像上一个例子那样，这种危害本身不应该看作始发事件。
5.1.2. 安全功能的可运行性	“冷却燃料”这一安全功能刚刚满足要求，因为二回路侧曾用柴油机驱动的消防泵供水，后者不是正规的安全系统。
5.1.3.和 5.1.4. 基本定级	有真实的始发事件。按照第 5.1.3 节，表 9 的 C(2)栏是合适的。给出的基本定级是 2 级或 3 级。
5.2. 附加因素	选为 3 级，因为没有安全系统可用，很多指示也丧失了。大量潜在的另外单个故障就可能造成事故。
最终定级	3 级。

第 6 章

特定设施中的事件对纵深防御影响的评定

本章讨论那些虽然没有“实际后果”但某些安全措施失效的事件。把多重措施或屏障慎重地纳入进去被称为“纵深防御”。

本章提供的指导适用于发生在燃料循环设施、研究堆和加速器（例如直线加速器和回旋加速器）中的所有事件，以及发生在涉及生产和配送放射性核素或使用 1 类源的设施中与安全措施失效相关的事件。它还适用于发生在反应堆厂区内内的许多事件。第 5 章为动力堆运行期间发生的事件提供了指导，而本章则为发生在反应堆厂区内内的各种其他事件提供指导，包括在反应堆停堆或退役期间发生的事件（无论燃料是否还在厂区），以及发生在反应堆厂区内内的其他事件，例如与废物贮存或维护设施相关的事件。本章以称作“安全层法”的方法为基础。

处理放射性物质的所有装置均配备了纵深防御措施，例如联锁装置、冷却系统、实体屏障。这些措施涵盖用于保护公众和工作人员的措施，以及用于防止放射性物质释放或被转移至屏蔽不佳的场所的措施。这里不准备详细解释纵深防御的概念，因为将本手册适用于发生在设施中的事件的人大多熟悉这一概念。不过，附录 I 中还是给出了一些附加的背景资料。

本章主要分四节。第 6.1 节给出按纵深防御给事件定级的总原则。由于这些原则需要涵盖各种类型的装置和事件，因此它们本质上是普遍适用的。为了确保它们在适用时前后一致，第 6.2 节给出更详细的指导，包括与提高事件级别相关的指导。第 6.3 节给出供某些类型事件用的具体指导。第 6.4 节给出若干个处理过的实例。

6.1. 事件定级的一般原则

尽管核事件分级表把对纵深防御的影响分为三个级别，但对于某些设施或某些实践来说，即使所有的安全措施均失效，其最大的可能后果仍然

受放射性物质存量及其释放机制的限制。对于此类实践来说，将与纵深防御措施相关的事件定为纵深防御的最高级别是不合适的。如果某一实践的最大的可能后果不会高于分级表中的 4 级，那么根据纵深防御最高定为 2 级就是合适的。同样，如果最大的可能后果不会高于 2 级，那么根据纵深防御最高级别就是 1 级。一座设施可以包括许多实践，每项实践的定级必须单独考虑。例如，废物的贮存和后处理应当看作两项单独的实践，尽管它们可以全都发生在同一座设施内。

在确定了按纵深防御定级的上限后，就有必要考虑哪些安全措施仍然是有效的（即安全措施再有哪些失效就会造成与这项实践有关的最大的可能后果），包括考虑用于预防、控制和缓解的硬件和行政管理措施，后者又包括非能动的屏障和能动的屏障。这种定级方法以评估事件也许会导致事故的可能性为基础，但不是直接利用概率分析方法进行评估，而是考虑安全措施再有哪些失效就会导致事故的发生。

因此通过考虑最大的可能后果和可利用的安全措施的数目和有效性来确定“基本定级”。

还要考虑根据任何基本“附加因素”提高“基本定级”。级别的提高要考虑事件中那些可能表明该厂或该设施的组织安排已严重减退的方面。考虑的因素有共因故障、程序不完备和安全文化问题。在确定基本定级时也许并未考虑此类因素，它们也许意味着该事件在纵深防御方面的意义高于在确定基本定级过程中考虑的意义。因此，为了使公众了解该事件的真实意义，可以考虑把事件的级别提高一级。

因此，给事件定级应当遵循以下步骤：

- (1) 应当根据最大的可能放射性后果确定纵深防御级别的上限（即以第 2 章和第 3 章中给出的准则为基础给该设施内的相关实践确定的最高的可能级别）。第 6.2.1 节给出确定最大的可能后果的详细指导。
- (2) 然后应当考虑可用安全措施（硬件和行政管理措施）的数目及其有效性，来确定基本定级。在确定这些措施的数目和有效性时，

必须考虑可用时间以及确定和执行相应的纠正行动所需的时间。
第 6.2.2 节给出与评估安全措施有关的更详细指导。

- (3) 正如第 6.2.4 节中所说明的，最终定级应当在考虑该不该根据附加因素提高基本定级后确定。但是，最终定级必须仍在上述第(1)项中确定的纵深防御级别的上限范围内。

显然，对于每起事件，除了按纵深防御加以考虑外，还必须对照第 2 章和第 3 章中的准则进行考虑。

6.2. 对事件定级的详细指导

6.2.1. 确定最大的可能后果

如上文所述，在核事件分级表所涵盖的装置中，放射性物质的存量和事件的时间跨度差异很大。定级过程就是把最大的可能后果分为 3 个类别：5—7 级、3—4 级和 1—2 级。

在对最大的可能后果进行核事件分级表级别评定时，应当考虑下述总原则：

- 任何一个厂址都可能含有若干座设施，并且在每座设施中执行着各种不同的任务。因此最高的可能级别与发生事件的那座设施的类型和事件发生时正在进行的作业类型关系极大。但是，最大的可能后果与所发生事件的关系不是很大，而是适用于在设施内进行的一整套作业。
- 必须考虑可能已经卷入该事件的放射性物质存量、已卷入物质的物理和化学性质，以及放射性可能扩散的机制。
- 这种考虑不要集中于设施安全论证中已考虑过的情景，而是应当考虑如果与该事件相关的所有安全措施都有缺陷的话实际可能发生的事故。
- 在考虑与工作人员受到照射相关的后果时，最大的可能后果通常应当以单个个人受到照射为基础，因为若干工作人员全都受到最高可信水平的照射的情况是极不可能发生的。

下面举例说明这些原则：

- (1) 对于与维护小室入口联锁装置相关的事件，最大的可能后果可能与工作人员的计划外照射有关。如果辐射水平十分高，以致一旦进入小室并且没有采取任何减轻后果的行动便引起确定性效应甚至死亡，那么（根据第 2.3 节的个人剂量准则）最大的可能后果的级别为 3 级或 4 级。
- (2) 对于发生在小型研究堆（即功率约为 1 兆瓦或更低）中的事件，尽管存在着相当大部分存量（通过临界事故或丧失燃料冷却）扩散的物理机制，但总存量如此之小，以致即使所有的安全措施都失效，最大的可能后果的级别大概也不会高于 4 级。
- (3) 对于动力堆停堆期间发生的事件，存量以及存在着相当大部分存量（通过冷却剂丧失或临界事件）扩散的物理机制使得如果所有安全措施都失效，最大的可能后果的级别可能会超过 4 级。
- (4) 对于后处理设施和加工处理钚化合物的其他设施，存量以及存在着相当大部分存量（通过临界事件、化学爆炸或火灾）扩散的物理机制使得如果所有安全措施都失效，最大的可能后果的级别可能会超过 4 级。
- (5) 对于铀燃料制造和浓缩设施，其释放物可能具有化学安全和辐射安全问题。必须强调的是，氟和铀的毒性造成的化学危害大于放射性危害。不过，核事件分级表只与评定放射性危害有关。因此，铀或铀化合物的释放不会造成超过 4 级的严重后果。
- (6) 对于加速器，最大的可能后果可能与计划外的个人照射有关。如果辐照水平十分高，以致当人员进入限制区时便导致确定性效应甚至死亡，那么（根据第 2.3 节的个人剂量准则）最大的可能后果的级别为 3 级或 4 级。
- (7) 对于辐照装置，大部分事件将与计划外的辐照剂量有关。当所有的防护措施均失效时，如果潜在的辐射水平十分高，以致导致确定性效应甚至死亡，那么（根据第 2.3 节的个人剂量准则）最大的可能后果的级别为 3 级或 4 级。对于拥有防止放射性物质扩散的安全系统（例如消防系统）的 1 类源设施，其潜在的释放可能相当大，足以产生高达 5 级的最大的可能后果。

6.2.2. 确定安全层的数目

6.2.2.1. 确定安全层

在本章涉及的各种设施中，使用了各种广泛的安全措施。有些措施可能是永久性的实体屏障，有些可能依靠联锁装置，有些可能是能动的专设系统（例如冷却或注入系统），还有一些措施可能依靠行政控制手段或运行人员为响应报警而采取的行动。用于对涉及范围如此广泛的安全措施的事件进行定级的基本方法，是将各种安全措施分成单独的和相互独立的安全层。因此，如果 2 个单独的指示是通过一个联锁装置传送的，那么这 2 个指示与联锁装置一起构成一个安全层。另一方面，如果冷却功能是由 2 台独立的容量为 100% 的泵提供的，则应当视为 2 个独立的安全层，除非它们共用一套非冗余的辅助系统。

在考虑安全层的数目时，必须确保多个单独的硬件保护层的有效性不因共用一套辅助系统或运行人员在响应报警或指示时采取的共同行动而降低。在这些情况下，尽管有若干个硬件保护层，但也许只能看作一个有效的安全层。

在考虑将行政管理措施作为安全层时，重要的是核对可将单独的程序视为独立的程序的范围，并且核对程序的可靠性是否足以被视为一个安全层。可用时间被认为对运行规程所要求的可靠性具有重要影响。

安全层可以包括监督程序，但应当注意只是监督并不能成为安全层。还需要执行纠正行动的手段。

由于难以给出更明确的指导，因此必然要运用判断。一般说来，预计安全层的故障率为每次需求 10^{-2} 。为了有助于确定独立安全层的数目，下文给出了一些可供使用的安全层实例，实际能否使用取决于事件的具体情况以及该设施的设计和操作方面的安全论证：

- 电子个人剂量报警计 — 条件是运行人员接受过培训、仪器可靠，以及运行人员能够做出合适的和足够迅速的响应；

- 已安装的辐射和（或）空中放射性探测器和报警器 — 条件是能够显示出它们是可靠的以及运行人员能够作出合适的和足够迅速的响应；
- 有一名辐射防护技术人员在场探测任何异常的辐射水平或污染扩散，并向其他人员报警；
- 检漏措施，例如包容，即将材料排入配备有合适的水位测量仪和（或）报警装置的水坑中；
- 由运行人员进行监视，以保证设施处于安全状态，条件是监视频率很大，足以发现绩效方面的不足，并能可靠地采取必要的纠正措施；
- 通风系统，促使空中的放射性以安全而可控的方式从设施中排出；
- 屏蔽门和入口联锁系统；
- 自然通风，“烟囱效应”或非能动的冷却/通风；
- 已拟定的目的在于减轻事件后果的行动、指令或路线；
- 提供多样化的系统，条件是电源或控制系统没有共同的问题；
- 提供冗余性，条件是没有非冗余的辅助系统；
- 在一些放射性废物贮存设施中，将惰性气体作为减少氢析出的一种手段。

6.2.2.2. 包封

在一些情况下，包封本身即构成一个或多个安全层，但使用时必须小心。正如第 6.2.1 节中解释过的，定级过程就是将最大的可能后果分为以下三个类别之一：5—7 级、3—4 级和 1—2 级。如果其他安全措施失效后包封系统能成功运行，则可以将最大的可能后果降低一个类别，因此应该将包封系统看成是一个安全层。另一方面，如果包封的效果不足以改变最大的可能后果的类别，则不宜将其作为附加的安全层。例如，根据燃料熔化和最大的释放量，小型研究堆的最大的可能后果可能为 4 级。任何包封系统的成功运行都不能降低最大的可能后果的类别，因为燃料熔化已经是 4 级。基于这一点，此包封系统不被认为是附加的安全层。另一方面，实例 52 和实例 55 显示的是适宜将包封系统作为安全层的情况。

6.2.2.3. 高完整性安全层

在某些情况下，或许存在着高完整性安全层（例如反应堆压力容器，或基于对流冷却之类已得到证明和自然发生的非能动现象的安全措施）。在这些情况下，由于该保护层已被证明具有极高的完整性或可靠性，因而在适用本指导时，采用与对待其他安全层同样的方式对待此种保护层显然是不合适的。

一个高完整性安全层应当具有以下特征：

- 安全层在设计上能应对所有相关设计基准故障，在设施安全论证中被直接或间接地确认为需要极高水平的可靠性或完整性；
- 通过适当的监督或检查确保安全层的完整性，以便查出完整性的任何减退；
- 如果探查到安全层有任何减退，有应对事件和执行纠正行动的明确手段，或者通过预定程序，或者通过为排除或缓解故障留有较长的可用时间。

高完整性安全层的一个实例是容器或地库。行政管理措施通常满足不了高完整性安全层的要求，尽管如此，如上文所指出的，如果有很长的时间可用于采取所需的行动和纠正运行人员的差错（如果发生的话），并且有各种可供采取的行动，那么某些操作程序也可视为高完整性安全层。

6.2.2.4. 可用时间

在某些情况下，执行纠正行动的可用时间或许明显大于执行这些行动所需的时间，因而允许人们利用附加的安全层。如果有执行所需行动的规程，就可以考虑启用这些附加的安全层。如果在运行人员采取响应报警或指示的行动后若干个此类保护层变得有效，就必须考虑该操作本身的可靠性。实施该操作的可用时间，被视为对操作程序所要求的可靠性具有重要的影响（见第 6.4.1 节实例）。

在某些情况下，可用时间或许较长，以致有许多潜在的安全层能够被利用，并且认为没有必要在安全论证中详细确定其中的每一个，或在程序

中包括如何利用其中的每一个细节。在这种情况下（如果有各种实际可行的措施可供使用），这种较长的可用时间本身提供了一个高度可靠的安全层。

6.2.3. 基本定级的评定

6.2.3.1. 定级过程

确定了最大的可能后果和有效安全层的数目后，应当按下述过程确定基本定级：

- (1) 设施的安全分析中将列出设计时考虑过的各种事件，并识别出其中的一小部分可以“预期”会在设施寿期中发生（即它们的发生频度大于 $1/N$ /每年，其中 N 为设施寿期）。如果在该事件中发生的对安全措施的挑战是这样的一起“预期”事件，而且用来应对该事件的安全系统在事件发生前是完全可以利用的，性能也与预期的一样，则该事件的基本定级应当定为分级表以下/0 级。
- (2) 同样，如果实际上没有发生对安全措施的挑战，但发现安全措施减退，如果减退后的安全措施的可运行性仍在法定限值范围内，则该事件的基本定级应当定为分级表以下/0 级。
- (3) 对于所有的其他情况，应当使用表 11 确定基本定级。
 - (a) 如果只剩下一个安全层，但这一安全层符合高完整性安全层（第 6.2.2.3 节）的所有要求或可用时间较长因而成了高度可靠的安全层（第 6.2.2.4 节），则基本定级定为分级表以下/0 级¹⁸是比较合适的。
 - (b) 如果安全层的不可利用期与安全层部件的测试间隔相比非常短（例如某个部件的不可利用期为若干个小时，而测试间隔为一个月），应当考虑降低该事件的基本定级。

¹⁸ 如果安全层的可运行性在管理限值范围之外，根据第 6.2.4.3 节的指导，可以将级别定为 1 级。

表 11. 运用安全层法给事件定级

剩余的安全层数目	最大的可能后果 ^a		
	(1)	(2)	(3)
	5 级、6 级、7 级	3 级、4 级	2 级或 1 级
A 3 个以上	0	0	0
B 3 个	1	0	0
C 2 个	2	1	0
D 1 个或 0 个	3	2	1

^a 这些级别不能因为附加因素而提高，因为它们已经是纵深防御的上限。

这种方法不可避免地需要做些判断，第 6.3 节给出了可供某些特定的事件类型使用的指导，第 6.4 节给出了使用安全层法处理过的一些实例。

6.2.3.2. 潜在事件（包括结构缺陷）

有些事件本身并没有减少安全层的数目，只是相当于增加减少保护层数目的可能性。此类事件的例子包括发现结构缺陷、由于运行人员采取了行动而终止的泄漏，或在过程控制系统中发现的故障。给这类事件定级的方法如下：首先，假设这种潜在事件确已发生，然后根据剩余的安全层数目，运用第 6.2.3.1 节的指导评价潜在事件的重要性；其次，应当根据这种潜在事件已经从实际已发生的事件演变而来的可能性，降低其级别。究竟应当降到哪一级的问题，必须以判断为基础。

一个最常见的潜在事件实例是发现结构缺陷。监督大纲的目的是在结构缺陷的范围变得不可接受之前发现它们。如果缺陷在这个范围内，则定为分级表以下/0 级是合适的。

如果缺陷比监督大纲所预期的大，那么对事件的定级需要考虑两个因素。

首先，应当假定缺陷已导致部件失效并运用第 6.2.3.1 节的指导来确定潜在事件的级别。然后，应当根据缺陷将导致潜在事件的可能性，并考虑第 6.2.4 节讨论的附加因素，调整以这种方式导出的潜在事件的级别。

6.2.3.3. 分级表以下/0 级事件

一般地说，只有在运用上述程序不导致事件的级别提高时，才会把事件定为“分级表以下/0 级”。不过，倘若第 6.2.4 节中讨论的附加因素无一是可适用的，则以下几类事件是可以划分为“分级表以下/0 级”的典型事件：

- 安全系统的假动作¹⁹后恢复正常运行，且没有影响装置的安全；
- 屏障无明显的减退（泄漏率低于法定限值）；
- 计划定期检查或测试期间在冗余系统中发现单一故障或部件不可运行性。

6.2.4. 对附加因素的考虑

有些特殊的情况可能会同时挑战纵深防御的不同层次，因而可将它视作可以证明需要将某事件的级别定得比根据前面的指导意见确定的高一级的附加因素。

符合这种条件的主要附加因素有：

- 共因故障；
- 程序不完备；
- 安全文化问题。

即使某一事件在不考虑这些附加因素时本身没有什么安全意义，但因为有了这些因素就有可能把它定为 1 级。

在评定基本定级因这些因素而提高时，需要考虑以下几点：

- (1) 即使考虑所有的附加因素，事件的级别也只能提高 1 级。
- (2) 上述的某些因素（例如共模故障）或许已在评定基本定级时考虑过，因此注意不要重复计入此类故障很重要。

¹⁹ 这方面的误动作可以包括由控制系统功能失常、仪表漂移或者个别人为差错导致的安全系统运行。不过，由电厂其他地方的非计划行动引起的物理参数变化触发的安全系统动作不能视为安全系统的误启动。

- (3) 事件不能提高到超过 3 级，而且按照纵深防御的这个上限仅适用于以下情况：假如再发生另一起事件（“预期始发事件”或又一个部件失效）就会发生事故。

6.2.4.1. 共因故障

共因故障是指若干个装置或部件由于一个特定事件或原因都不能执行其功能。特别是，它能引起预定执行同一项安全功能的冗余部件或装置失效。这意味着整个安全功能的可靠性有可能远低于预期值。因而，一起影响一个部件并确定为可能影响其他类似部件的共因故障的事件，其严重性大于涉及部件随机故障的事件。

由于信息缺乏或误导使运行某些系统现困难的事件也可以考虑在共因故障的基础上考虑提高级别。

6.2.4.2. 程序不完备

同时对几个纵深防御层次进行挑战可能因程序不完备而产生。因此，这种程序不完备也有可能成为提高基本定级的理由。

6.2.4.3. 具有安全文化意义的事件

安全文化的定义为“在组织和个人中将防护和安全问题作为最高优先事项根据其重要性予以相应重视的特征和态度的总和”。良好的安全文化有助于阻止事故发生，另一方面，缺乏安全文化有可能导致运行人员以不符合设计的假定的方式行事。因此必须把安全文化看作纵深防御的一部分。如果安全文化有问题，理应将事件的级别提高 1 级（INSAG 4 [7]对安全文化有更详细的介绍）。

鉴于因安全文化问题而应该提高级别，这个事件毫无疑问要被认为是存在安全文化问题的一个实际指标。

违反法定限值

安全文化问题中最容易定义的指标之一是违反法定限值，法定限值也可以被称作运行限值和条件。

在许多设施中，法定限值包括能使设备的运行维持在安全要求范围内的最低限度的安全系统可运行性。它们也可以包括在安全系统的可用性已经降低的情况下运行一段有限的时间。在某些设施中，编写了《技术规格书》，其中包括法定限值。此外，《技术规格书》还描述了一旦运行限值和条件未得到满足时需采取的行动，包括留出恢复用的时间和低效运行状态。

如果运行人员在这种可用性状态下停留的时间长于允许的时间（如《技术规格书》中所规定的那样），或如果他们故意采取了能导致电厂可用性超出允许状态的行动，则由于有安全文化问题，应当考虑提高该事件的基本定级。

如果发现系统的可用性低于经批准限值的允许范围（例如在常规测试之后），但运行人员立即按照《技术规格书》的要求采取了恰当的行动使电厂恢复到了安全状态，则应当根据第 6.2.3.1 节中描述的对事件进行定级，但由于《技术规格书》的要求已得到遵守，因而不应当提高事件的级别。

除正式的法定限值外，有些国家还在他们的《技术规格书》中加入了更多的要求，诸如与部件的长期安全有关的限值。对于短时间超过此类限值的事件来说，定为分级表以下 0 级比较合适。

对于处于停堆状态的反应堆，《技术规格书》将再次明确规定最低可用性要求，但一般不会规定恢复时间或低效运行状态，因为要说清楚什么样的状态更加安全是不可能的。要求只能是尽快恢复电厂原来的状态。电厂可用性低于《技术规格书》的要求，不该被认为是违反法定限值，除非时间限值被超过。

其他安全文化问题

指示安全文化存在缺陷的其他一些例子包括：

- 未经事先批准违反程序；
- 质量保证过程中存在缺陷；
- 人为差错的累积；

- 一名公众成员在一起事件中受到的照射超过法定年剂量限值；
- 工作人员或公众成员受到的累积照射超过法定年剂量限值；
- 未能对放射性物质保持适当的控制，包括环境释放、污染扩散或剂量控制系统失效；
- 如果有证据证明，操纵员在第一次出事之后没有给以足够的重视以保证已经吸取教训或已经采取纠正措施，以致该事件重复发生。

必须注意的是，本指导的意图不是要发起长时间的详细评定，而是考虑事件定级人员是否能够做出立即判断。通常很难在事件之后立即确定事件的级别是否应该因安全文化而提高。在这种情况下应该根据当时已知的情况提供一个临时定级，然后在最终定级中，可以考虑将来根据详细调查获得的有关安全文化的补充信息。

6.3. 使用安全层法处理特定类型事件的指导

6.3.1. 涉及反应堆停堆期间冷却系统发生故障的事件

大多数反应堆安全系统是打算用于应对带功率运行期间发生的始发事件的。热停堆或启动期间发生的事件与功率运行期间发生的事件十分类似，因而应当采用第 5 章中的指导进行定级。反应堆一旦停堆，为了保证安全功能的实现，这些安全系统中的某些系统仍然是需要的，但通常有更多的时间可供利用。另一方面，从冗余性或多样性的角度来看，这种可供手动采取措施的时间可以代替部分安全措施（例如根据电厂的具体情况，可以在冷停堆的某些时段里容许安全设备和（或）屏障的冗余性减少）。在这种停堆工况下，屏障的配置有时也是相当不同的（例如，主冷却剂系统打开或安全壳打开）。正是出于这些原因，给已停堆反应堆准备了替代性的事件定级方法（即安全层法）。

影响定级的主要因素包括准备的冷却系统的数目、可用于采取纠正行动的时间和用于冷却压力容器用的任何管道的完整性。第 6.4.1 节给出了压水堆冷停堆期间的一些实例（实例 41—46），以便为按照安全层法给事件定级提供指导。对于其他类型的反应堆，必须将本指导作为例证性的指导并结合第 6.2 节的要求为此类事件定级。

6.3.2. 涉及影响乏燃料池的冷却系统故障的事件

经过若干年的运行之后，乏燃料池的放射性存量可能很大。在这种情况下，就对纵深防御的影响而言，影响乏燃料池的事件的级别可以覆盖最高为 3 级的整个范围。

对于涉及乏燃料池冷却能力减退的事件，由于存水量大和衰变热相对较低，通常有很多时间可用于采取纠正行动。对于乏燃料池冷却剂丧失来说，这同样是正确的，因为从设计上限制了乏燃料池的泄漏。因此，持续几个小时的乏燃料池冷却系统故障或冷却剂泄漏通常不会对乏燃料产生影响。

因此，乏燃料池冷却系统稍有降级或较小的泄漏一般应当定为分级表以下/0 级。

在运行限值和条件以外运行，或温度明显升高或乏燃料池冷却剂液位明显下降，应当定为 1 级。

2 级的指标有可能是冷却剂普遍沸腾或燃料元件露出水面。大量燃料元件露出水面无疑应当定为 3 级。

6.3.3. 临界控制

临界系统的行为及其放射性后果主要取决于系统的物理条件和物理特性。在均匀的易裂变溶液中，可能的裂变数目、临界功率激增的功率水平和可能后果受这些特性的限制。发生在易裂变溶液中的临界功率激增的经验表明，典型的情况是裂变总数为 $10^{17} - 10^{18}$ 。

像燃料棒栏或干的固体临界系统这样的非均匀临界系统，有可能出现导致能量爆炸性释放的高功率峰值和因装置严重损坏而造成放射性物质大量释放。对于此类设施，最大的可能后果的级别可能会超过 4 级。

对于其他设施，临界功率激增的主要危害是人员直接受到来自高辐射场的中子和伽马辐射的照射。第二个后果可能是短寿命放射性裂变产物释入大气以及有可能在设施内造成严重污染。对于这两种情景，最大的可能后果的级别可能是 3 级或 4 级。

按照一般的指导原则：

- 稍微偏离临界安全状态，但仍在法定限值范围以内，此种情况应当定为分级表以下/0 级。
- 在法定限值之外运行，至少应当定为 1 级。
- 要是安全措施再发生一个故障或是条件稍有改变就会发生设施的最大的可能后果为 3 级或 4 级的临界事故，那么该事件应当定为 2 级。如果最大的可能后果可能为 5 级或更高，则该事件应当定为 3 级。

如果仍然存在着一个以上的安全层，那么定为较低的级别是合适的，并且应当使用表 11 来确定相应的级别。

6.3.4. 未经许可排放或污染扩散

基于安全文化问题（第 6.2.4 节“未能对放射性物质保持适当控制”），将因放射性物质的转移而使区域的污染水平超过调查水平的任何事件定为 1 级是合适的。区域的污染水平超过法定限值，应当定为 1 级。比较严重的安全措施失效，其级别应当通过考虑假定所有安全措施全都失效时的最大的可能后果和剩余安全层的数目来确定。

超许可值排放至少应当定为 1 级。

6.3.5. 剂量控制

有时，当放射控制规程和管理方面的安排不当时可能会发生一些情况，雇员会受到意外的辐射照射（内照射和外照射）。根据第 6.2.4.3 节“未能对放射性物质保持适当控制”，这类事件定为 1 级比较合理。如果该事件造成的累积剂量超过法定限值，那么该事件因违反了法定限值至少应当定为 1 级。

一般说来，不应把第 6.2.4 节的指导用于将与剂量控制失效有关事件的级别提高到基本定级的 1 级以上。否则，就会发生未造成剂量的事件的级别定得与实际已招致显著超过剂量限值的事件一样。但是，如果事件造成只有 1 个甚至没有安全层仍然有效且安全措施失效的最大的可能后果为 3 级或 4 级，则该事件按纵深防御定为 2 级是合适的。

6.3.6. 屏蔽小室门上的联锁装置

一般使用安装在入口门上的辐射触发联锁系统、使用进入许可程序和进入前检查辐射剂量率来防止误入通常带有屏蔽的场所。

失去电源，探测器或相关电子设备有缺陷，或人为差错，都有可能造成屏蔽门联锁保护失效。

由于这类事件的最大的可能后果限于 4 级，因此在再发生安全措施失效就可能造成事故的场合发生的事件，应当定为 2 级。在一些措施已经失效但另外几个安全层（包括管理进入许可的行政管理措施）仍然有效的场合发生的事件，通常应当定为 1 级。

6.3.7. 通风、过滤和净化系统的故障

在需要处理大量放射性物质的设施中，可能会配备最多 3 套独立而又相互关联的通风系统。这些系统除了用于使通过热室操作区边壁上的小缝隙的气流保持足够的流量以外，还用于保持不同的容器、热室/手套箱和操作区之间的压力梯度，以防止放射性物质的反扩散。此外，还配备了高效颗粒空气过滤器或涤气器之类的净化系统，以便减少排向大气的排放量，使之低于预先规定的限值，并防止反扩散到放射性水平较低的区域。

在给与失去这些系统的事件定级时，第一步是确定所有安全措施失效时的最大的可能后果。这应当考虑放射性物质的总量及其在设施内外弥散的可能方式。还必须考虑惰性气体浓度减小或形成爆炸性混合物的可能性。在大多数情况下，除非可能发生爆炸，否则最大的可能后果不大可能超过 4 级，因此按纵深防御的最高级别将是 2 级。

第二步是确定剩余的安全层数目，包括通过停止工作防止产生更多放射性的程序。

第 6.4.2 节的实例 52 将进一步说明如何给此类事件定级。

6.3.8. 装卸事件与重物坠落

6.3.8.1. 不涉及燃料组件的装卸事件

装卸事件或起吊设备故障的影响，取决于所涉及的物质、发生事件的

区域，以及受到影响或可能受到影响的设备。

在坠落的重物可能造成放射性物质洒落（或来自坠落重物本身，或来自受影响的管路或容器）的场合，事件的定级应当考虑最大的可能后果和这种洒落或许已经发生的可能性。在坠落的重物只引起有限的损坏但引起更坏后果的概率较大的场合，事件应当按照纵深防御定为与最大的可能后果相匹配的最高级别。同样，当只剩下一个安全层时，事件也应当定为最高级，除非这个保护层被认为具有特别高的可靠性/完整性。

在可能性较小或还有几个安全层的场合，事件应当遵循第 6.2 节的指导进行定级。

在设施寿期内预期会发生的较小装卸事件，应当定为分级表以下/0 级。

6.3.8.2. 涉及燃料的装卸事件

在装卸未经辐照的铀燃料元件时发生的对装卸辐照燃料无明显影响的事件，如果不存在损坏乏燃料元件或安全相关设备的风险，则一般应当定为分级表以下/0 级。

对于辐照燃料，单根燃料元件的放射性存量显然要比乏燃料池或堆芯的存量小得多，因此最大的可能后果也较低。

只要乏燃料元件的冷却有保证，它就能提供一个重要的安全层，因为燃料基质的完整性不会因过热而降级。一般说来，与燃料过热相关的时间跨度肯定非常长。在大多数情况下，安全壳也能提供一个安全层，这取决于设施的配置。

对于在设施寿期内预期会发生的不影响乏燃料元件的冷却且只造成少量释放或不造成释放的事件，一般应当定为分级表以下/0 级。

以下事件应当考虑定为 1 级：

- 非设施寿期内的预期事件；
- 涉及在经批准限值之外运行的事件；
- 涉及冷却能力的有限降低不影响燃料细棒完整性的事件；

— 涉及燃料细棒完整性的机械损坏但冷却能力未降低的事件。

对于因燃料元件显著升温而损害燃料细棒完整性的事件，定为 2 级可能是合适的。

6.3.9. 电源丧失

在许多设施中，为了确保连续地安全运行和保持监测设备和监视仪表可供使用，往往需要提供有保证的电源。为了防止共因故障，往往使用相互独立的多路供电和多种多样的供电手段。虽然大多数设施在电源完全丧失时能自动停机，使自己处于安全状态，但在某些设施中，还准备了附加的安全措施，例如使用惰性气体或备用发电机。

为了给涉及厂外电源丧失或厂内供电系统失效的事件定级，必须使用第 6.2 节的指导，同时考虑仍然有效的电源的范围、断电持续时间和最大的可能后果。特别重要的是要考虑在需要恢复供电之前可接受的时间延迟。

对于某些设施来说，即使持续几天完全丧失电源也不会给安全造成不利的影响；这些设施中的这类事件一般应定为分级表以下/0 级或 1 级，因为应该有几种手段可用于在可用时间内恢复电力供应。如果安全系统的可用性一直处于法定限值之外，则定为 1 级是合适的。

在设施寿期内“预期”会发生的部分丧失电源或失去来自正常电网的供电而由备用系统供电的情况，这种事件应当定为分级表以下/0 级。

6.3.10. 火灾或爆炸

在设施内或设施附近发生的火灾或爆炸，只要没有使任何安全措施降级的可能性，就可定为分级表以下/0 级。由早已安装的消防系统按设计意图发挥作用而扑灭的火灾，应当定为同样的级别。

装置发生火灾或爆炸的后果，不仅与所涉及的物质有关，而且还与所在场所和救火作业的难易程度有关。定级取决于最大的可能后果以及剩余安全层（包括防火屏障、灭火系统和分隔开的安全系统）的数目及其有效性。关于剩余安全层的有效性，应当考虑它们或许已经降级的可能性。

因为程序不完备或安全文化问题而发生的涉及低放废物的任何火灾或爆炸，均应当定为 1 级。

6.3.11. 外部灾害

发生火灾、洪水、海啸、外部爆炸、飓风、龙卷风或地震之类的外部危害时，其级别可以像其他事件一样，通过考虑剩余安全措施的有效性来确定。

如果事件涉及专门为预防此类灾害而准备的系统失效，则应当评定安全层的数目，包括在此类系统不可用期间发生灾害的可能性。对于大多数设施而言，由于此类灾害的预期频度较低，因此级别高于 1 级可能是不恰当的。

6.3.12. 冷却系统失效

重要冷却系统失效，可以像对待电力系统失效一样，通过考虑最大的可能后果、剩余安全层的数目和在需要恢复冷却之前可接受的时间延迟来确定级别。

当高放废液或钚贮存设施的冷却系统失效后，如果在相当长的一段时间内仅有一个安全层仍然有效，则将该事件定为 3 级可能是合适的。

6.4. 实例

6.4.1. 与已停堆动力堆有关的事件

实例 41. 由冷却剂压力升高引起的停堆冷却丧失 — 分级表以下/0 级事件描述

停堆冷却是由通过单独的抽吸管道和余热排出热交换器循环的冷却剂提供的，每根抽吸管道上各有 2 个隔离阀。这些阀门均由单独的压力传感器控制，并可在控制室进行操作。一回路是封闭的，其中的蒸汽发生器也可供使用，用以确保由余热排出功能丧失而引起的任何升温十分缓慢。安

全注入不能使用，高压安注泵已与上充泵分离，卸压阀则可用于控制一回路压力。

安全措施如图 1 所示。

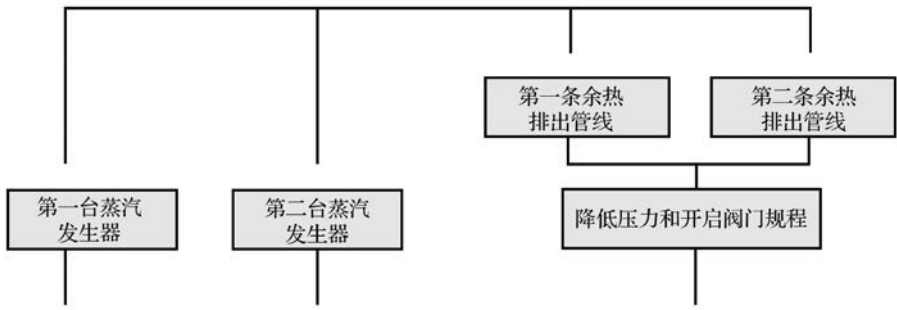


图 1. 实例 41 的安全措施示意图。

当冷却剂压力升高引起隔离阀关闭时，事件发生了。控制室中的报警通知运行人员隔离阀已关闭，当压力降低后阀门重新打开。温度没有升高到超过运行限值和条件中规定的限值。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	与已停堆动力堆相关事件的最大的可能后果是 5—7 级。
6.2.2. 安全层数目	有 4 个硬件保护层，而且如果蒸汽发生器仍然可供使用，则有许多时间可用于采取必要的行动，甚至足以采取修理余热排出系统的行动。由于有很长的时间可供使用，因此重新打开阀门的操作可被视为比一个安全层更加可靠，并且所有 4 个安全层均可被认为是独立的。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，定为分级表以下/0 级。
最终定级	分级表以下/0 级。

实例 42. 由压力传感器误操作引起的停堆冷却丧失 — 分级表以下/0 级

事件描述

停堆冷却是由通过装有 2 个隔离阀的一根抽吸管道和一台余热排出热交换器循环的冷却剂提供的。阀门可在控制室进行操作。一回路是打开的，腔室内充满水。反应堆已停堆一周，因此冷却剂的任何升温一定非常缓慢。蒸汽发生器因工作需要已经打开，因此不能使用。安全注入不能使用，高压安注泵已与上充泵分离，泄压阀则可用于控制一回路压力。

当压力传感器发出假信号引起隔离阀关闭时，事件发生了。控制室中的报警通知运行人员隔离阀已关闭，运行人员经过核对发现压力升高是假信号后重新打开了阀门。温度升高没有超过运行限值和条件，大约需要 10 个小时才能达到运行限值。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	与已停堆动力堆相关事件的最大的可能后果是 5—7 级。
6.2.2. 安全层数目	<p>就燃料冷却这一安全功能而论，有 2 个安全层。第一个是余热排出系统，第二个是可用于补水的时间很长，由于水和热量会通过蒸发损失掉，因而需要补水以保持水位。</p> <p>第二个保护层由于以下原因可以认为是一个高度可靠的安全层（第 6.2.2.4 节）：</p> <ul style="list-style-type: none">— 有很长的时间可供运行人员采取行动（达到运行限值至少需要 10 个小时）。— 有若干种方法可用于添加更多的水（例如低压安全注入，消防水龙带），但此时必须控制好硼的浓度。— 这一安全层在安全论证中被认为是一个关键的安全特性。

准则	说 明
	此外，可用时间很长，以致必要时有足够的时间可用于修理余热排出系统。
6.2.3. 基本定级	按照第 6.2.3.1 节的指导，定为分级表以下/0 级。
最终定级	分级表以下/0 级。

实例 43. 停堆冷却完全丧失 — 1 级

事件描述

由于运行中的余热排出系统的抽吸隔离阀自动关闭，反应堆容器的停堆冷却完全丧失的时间长达数小时。这些阀门之所以自动关闭，是因为核安全保护系统第 2 部分的电源因维护不当而丧失。备用电源因维护而不能使用。该反应堆已长时间（约 16 个月）处于停堆状态，衰变热很低。在停堆冷却不能使用的这段时间里，反应堆容器中的水开始以大约 0.3 度/小时的速率升温。在这起始发事件发生后的约 6 小时，余热排出系统重新启动。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	与停堆动力堆相关事件的最大的可能后果是5—7 级。
6.2.2. 安全层数目	就这一特定事件而言，在堆芯降级或相当大的辐射照射之类的任何重要后果可能发生之前，有很长的可用时间。正如第 6.2.2.4 节所提到的，这段可用时间能够使运行人员采取各种措施来纠正当时的状况，因此可以认为是一个高度可靠的安全层。
6.2.3. 基本定级	该事件的基本定级是分级表以下/0 级。
6.2.4. 附加因素	维护不当使反应堆超出运行限值和条件的范围，因此级别提高至 1 级。
最终定级	1 级。

如果衰变热不是很低，则可用时间要短得多，因而不能认为是一个高度完整的保护层。在这种情况下，有效的安全层是以下两个：

- 运行人员用于恢复核安全保护系统第 2 部分供电的程序和行动；
- 运行人员动用替补系统恢复余热排出冷却的程序和行动。

由于剩余的安全层数目是两个，因此该事件可定为 2 级。由于再发生一起故障也不会导致事故的发生（见第 6.2.4 节），因此没有必要将事件级别提高至 3 级。

实例 44. 由冷却剂压力升高引起的停堆冷却丧失 — 2 级

事件描述

机组情况与实例 41 相同，但蒸汽发生器因工作需要已经打开，因此不可使用。安全措施如图 2 所示。事件发生在反应堆停堆后的某个时刻，当时冷却剂压力升高引起余热排出隔离阀关闭。控制室中的报警通知运行人员隔离阀已关闭，当压力降低后阀门重新打开。温度升高没有超过运行限值 and 条件。衰变热足够低，需要 5 小时才能达到运行限值。

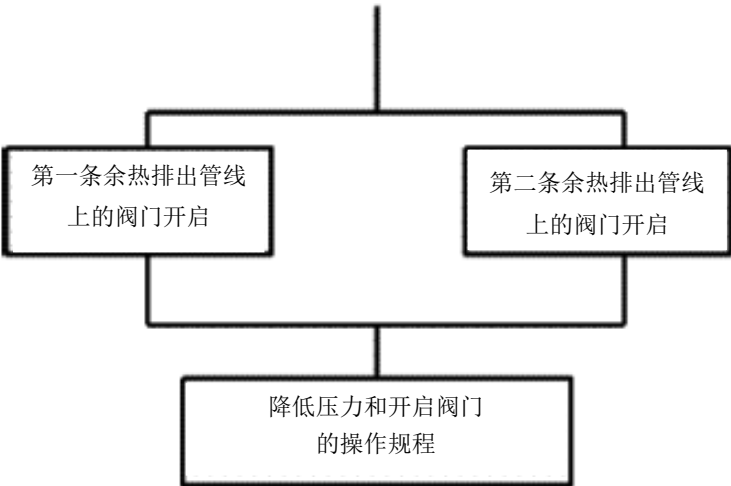


图 2. 实例 44 和实例 46 的安全措施示意图。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	与已停堆动力堆相关事件的最大的可能后果是 5—7 级。
6.2.2. 安全层数目	安全措施如图 2 所示。有 2 个硬件安全层和 1 个串联的软件安全层，并有至少 5 小时的时间可用于采取所需的行动。由于可用时间很长，因此操作规程和运行人员采取的行动可视为比一个安全层更加可靠。安全措施的限制性问题现在是这 2 个硬件安全层。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，存在 2 个硬件保护层意味着事件应当定为 2 级。
最终定级	2 级。

实例 45. 由压力传感器误操作引起的停堆冷却丧失 — 3 级

事件描述

机组情况与实例 42 相同，但该事件发生在反应堆停堆后不久。停堆冷却是由通过装有 2 个隔离阀的一根抽吸管道和一台余热排出热交换器循环的冷却剂提供的。一回路是封闭的。如果隔离阀关闭，冷却剂会升温，但需要约 1 个小时才能达到不可接受的温度。阀门可在控制室进行操作。蒸汽发生器因工作需要已经打开，因此不能使用。安全注入不能使用，高压安注泵已与上充泵分离，泄压阀则可用于控制一回路压力。

当压力传感器发出假信号引起隔离阀关闭时，事件发生了。控制室中的报警通知运行人员隔离阀已关闭，运行人员经过核对发现压力升高是假信号后重新打开了阀门。温度没有升高到超过运行限值和条件中规定的限值。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	与已停堆动力堆相关事件的最大的可能后果是 5—7 级。
6.2.2. 安全层数目	<p>仅有的安全层是一回路冷却剂通过一根余热排出抽吸管道冷却。</p> <p>同样,需要考虑该安全层中的硬件和程序的情况。首先考虑为了恢复冷却需采取的行动。运行人员必须确保压力信号是假的,并且确保冷却剂温度升高是否已引起压力升高,是否需要降低压力。确实存在着在阀门关闭后用于恢复余热排出的程序。操作能够在可用时间内进行,尽管时间富裕得不多。从硬件方面考虑,2 个阀门中的任何一个不能重新打开都将造成该安全层不可利用。此外,如果阀门不能打开,肯定没有足够的时间进行任何修理。</p> <p>由于这些原因,该安全层不能被视为高度可靠的安全层,即使它是刻意准备的唯一安全层。需要能打开 2 个隔离阀才能恢复供水,这显然限制了该安全层的可靠性。</p>
6.2.3. 基本定级	仅有一个安全层可供使用,因此根据表 11,该事件被定为 3 级。
最终定级	3 级。

实例 46. 由冷却剂压力升高引起的停堆冷却丧失 — 3 级

事件描述

机组情况与实例 44 相同,但事件发生在反应堆停堆后不久,当时冷却剂压力升高引起余热排出隔离阀关闭。安全措施如图 2 所示。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	与已停堆动力堆相关事件的最大的可能后果是 5—7 级。
6.2.2. 安全层数目	就硬件而言，现在似乎有 2 个安全层。但两者都仍然依赖运行人员重新打开阀门。安全措施的可 靠性受到需要运行人员采取行动的 限制。鉴于该项操作的复杂性和可用时间有限，因此认为仅有一个有效的安全层（即要求降低压力和重新开启 隔离阀的操作规程）。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，将事件定为 3 级是合适的。
最终定级	3 级。

6.4.2. 非动力堆设施中发生的事件

实例 47. 燃料元件溶解器液面以上空间增压 — 分级表以下/0 级

事件描述

探测到后处理设施溶解器液面以上空间有小的增压，导致工艺过程自动停止。断开溶解器加热系统，加入冷却水。停止容器的硝酸进料，并且往容器中的料液加水以抑制溶解反应。没有发生向设施工作区或环境释放气载污染物。

随后的调查表明，增压的原因是由于燃料溶解速率的短时间升高，使水蒸气释放异常和亚硝酸蒸汽的产生速率增高。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	与已停堆动力堆相关事件的最大的可能后果是 5—7 级。
6.2.2. 安全层数目	由于偏离工艺条件，工艺过程自动停止。停止的所有步骤都是按部就班地进行的。各安全层都没有失效。
6.2.3. 基本定级	根据第 6.2.3.1 节第(1)点，定为分级表以下/0 级。
6.2.4. 附加因素	没有理由需要提高事件的级别。
最终定级	分级表以下/0 级。

实例 48. 一座小型研究堆丧失冷却 — 分级表以下/0 级

事件描述

这起事件发生在一座 100 千瓦的研究堆中。如图 3 所示，该堆有一个大型的冷却池和一个热交换器/净化系统。一旦失去冷却，水的升温将极为缓慢。

当泵的下游管路损坏，冷却剂被不断抽出直到池内水位降到抽吸管的进口以下时，事件发生了。后来泵也因为空化而损坏。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	要考虑两个安全功能。一个是燃料的冷却，另一个是防止工作人员受到大剂量照射的屏蔽。对于这两个安全功能来说，由于存量低，最大的可能后果不会超过 4 级，因而按纵深防御最高级别是 2 级。

准则	说 明
6.2.2. 安全层数目	<p>从冷却功能看，按照设计有 3 个安全层：一是热交换系统；二是池内大量的水；三是燃料在空气中冷却的能力。吸入侧已经作了精心设计，以确保管路损坏时池内仍留有大量的水。显然，主要的安全层是大量的水。由于下述理由，它可以被认为是高完整性安全层：</p> <ul style="list-style-type: none">— 燃料释放出的热与这么多的水相比是很小的，因而即使温度升高，其速度也是极其缓慢的。需要许多天水位才会明显降低。— 水位的任何降低都很容易被运行人员探测到，而且可以通过若干途径很容易地将水位提升至顶部。— 设施的安全论证承认这是一个关键的安全层，并证明它的完整性是很好的。连接至热交换器的抽吸管是精心设计的，可以确保池内留有足够的水。
6.2.3. 基本定级	<p>基本定级可认为是 0 级，因为有 2 个安全层仍然有效，而且其中 1 个是高度完整的。从屏蔽安全功能看，仅有 1 个安全层仍然有效，但它是高度完整的，因为维持抽吸管底部那么高的水位就能提供足够的屏蔽。</p>
6.2.4. 附加因素	<p>没有理由需要提高事件的级别。</p>
最终定级	<p>分级表以下/0 级。</p>

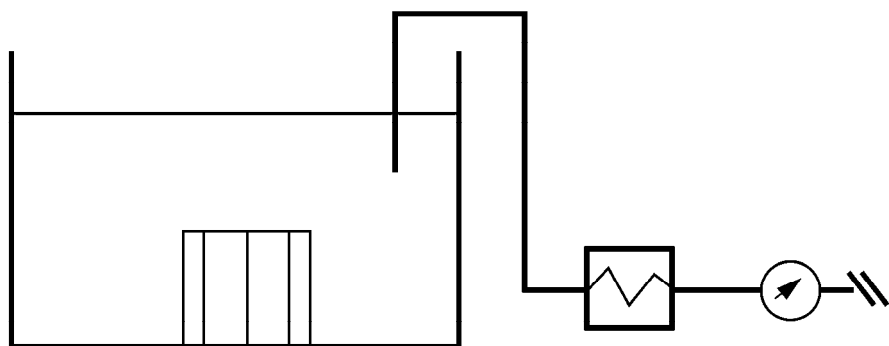


图 3. 实例 48 的冷却系统简图。

实例 49. 一座核燃料循环设施出现高辐射水平 — 分级表以下/0 级 事件描述

运行人员和一名辐射防护技术员正在贮存高放废液的设施中进行取样。事先为这项工作准备了专门的操作说明书和设备，这些相关人员均已受过相应的培训并熟悉情况。为了使这项工作顺利进行，撤走了实际操作区周围带有明显标识并被围起来的一个很大区域内的其他人员。

在此次作业期间，设备故障引起少量高放废液被引入一根未加屏蔽的管道中，从而引起周围区域出现较高的辐射水平。

所有人员都佩戴了能报警的个人剂量计，当这些个人剂量计报警以及几台安装在该区域的探测设备发出警报后，所有人员立即撤离了该区域。

随后的评估表明，大部分受照人员受到剂量率为 350 毫希沃特/小时的照射，受到的有效剂量为 350 微希沃特。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	当时正在一个因可能存在高放射性而设置了专门的出入控制手段和安全措施的区域进行取样。因此，可在“工作区范围内”适用的 2 级剂量率准则在此并不适用。（见第 3.2 节，该节将工作区定义为“工作人员无需特别许可即可进出的区域。它不包括因污染水平或辐射水平过高因需要采取特殊的管理手段（它比佩戴个人剂量计和（或）穿连裤工作服这样的一般性措施更多更严格）的区域。”）
6.2.1. 最大的可能后果	这种活动的最大的可能后果是受照剂量可能达到法定年限值的 10 倍（即 3 级）。
6.2.2. 安全层数目	<p>在考虑独立的安全层数目时，必需分别考虑探测器和报警器的相关指示和运行人员的响应。在指示和报警方面存在着 4 个独立的安全层。它们是：</p> <ul style="list-style-type: none">— 个人用电子剂量计。确认过这些剂量计处于完全的工作状态，并表现良好。— 已安装的伽马探测器和报警器。它们处于完全的工作状态，在事件发生时能报警。— 已安装的气载放射性报警器。它们能对高伽马辐射做出响应。它们一发出警报，人员就应当迅速撤离相应区域。— 有一名配备了辐射探测器的辐射防护技术员在场。这名技术员的主要职责是监测取样期间的辐射水平，并据此提出建议。在运行人员完成撤离后，这名技术员也不再需要留在现场。 <p>上述安全层中的每一层均要求运行人员对报警或口头建议作出适当的响应。需要确认运行人员已定期受过培训，并且没有发生过响应迟钝的情况。现</p>

准则	说 明
	场有 1 名以上的人员，另加 1 名辐射防护技术员，鉴于这项活动的特殊性以及所需要的培训和对情况的了解，可以判定它们至少可以被看成是 3 个独立的安全层。所有人员对所有报警均不予理睬的可能性几乎为零。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，由于存在 3 个安全层，基本定级为分级表以下/0 级。
6.2.4. 附加因素	没有理由需要提高事件的级别。
最终定级	分级表以下/0 级。

实例 50. 工作人员受到的累积全身剂量超过剂量限值 — 1 级

事件描述

设施经理在年底时从多种作业中受到的全身剂量超出了法定限值或预期限值，但低于剂量约束值。结果是，尽管来自于这些作业的剂量较低，但他的累积全身剂量仍超过了年剂量限值。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	来自实际事件的剂量水平低于第 2 章中给出的与实际后果有关的值（即低于剂量约束值）。
6.2.1. 最大的可能后果	与工作人员剂量相关事件的最大的可能后果被定为 4 级。
6.2.2. 安全层数目	基本定级定为分级表以下/0 级，因为用于防止工作人员受到较大剂量的安全层没有降级。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，定为分级表以下/0 级。
6.2.4. 附加因素	由于累积全身剂量超过年限值，因而该事件应当定为 1 级（第 6.2.4.3 节）。
最终定级	1 级。

实例 51. 临界控制失效 — 1 级

事件描述

在对核燃料制造厂中遵守操作规则的情况进行例行检查时发现, 6 个燃料芯块样品包装得不正确。除允许的包装外, 每个样品又被放在了一个塑料容器中。这种额外的塑料容器违反了下述要求: “除允许的包装材料以外的含氢材料不得进入仓库”。但是, 就该燃料仓库而言, 这一要求没有明确地被列出。随后的调查表明, 临界许可证书的文字晦涩难懂, 相关的临界评估也不充分, 使人不能充分理解临界安全的要求。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	燃料仓库中发生临界事故的最大的可能后果应当定为 4 级。
6.2.2. 安全层数目	与水淹有关的剩余安全层: — 有防止水淹 (该安全案例中假定会发生的) 的若干控制措施。 — 安全论证表明水淹不会引发临界。 与其他材料有关的剩余安全层: — 明确地防止添加含氢材料的规程、培训和标签。 — 为探知是否偏离安全案例中的假设而进行的检查。
6.2.3. 基本定级	有 2 个仍然有效的安全层, 根据表 11, 基本定级定为 1 级。
6.2.4. 附加因素	1 级当然也是合适的, 因为: — 这些作业超出了运行限值和条件的规定。 — 安全文化未能确保进行充分的评估并形成文件。 将事件级别提高至纵深防御下的最高级别被认为是不合适的, 因为还需要发生若干种失效才会发生事故 (见第 6.2.4.3 节)。
最终定级	1 级。

实例 52. 一座燃料制造设施长时间丧失通风 — 1 级

事件描述

运行人员在正常通风和应急通风丧失并且违反规程之后，在无任何动态包容的情况下工作了 1 个多小时。

通风起着两方面的作用。第一，它把在密闭的房间内或许会释放出的放射性物质导入受控的释放和过滤回路。第二，它能在此种密闭的房间内形成小的负压梯度，以避免放射性物质迁移至其他区域。这种形式的包容称为“动态包容”。

该事件始于正常通风系统电源的丧失。本应在这种情况下投入运行的应急通风系统也没有启动。后来的调查表明，正常通风系统的故障与应急通风系统未能投入运行，都与这些通风系统的电源之间存在着共同的模式有关。虽然供电室值班员的报警器已发出信号，但基层领导和运行人员均没有收到此信息。

运行人员在新的一班人员上岗后 1 个小时才得知警报器已经被触发。

在对正在进行监测的所有工作站进行的空气污染测量结果中，没有空气污染增加的任何证据。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	通风系统的作用是使空气从低污染区逐步地向较高的或可能较高的污染区流动。如果同时发生引起增压的事件（例如火灾），则本应通过过滤系统后排出的某些放射性物质，就会被排到工厂的工作区然后排入大气，而未得到同样程度的过滤。基于可能向大气排放放射性物质，最大的可能后果将为 4 级。
6.2.2. 安全层数目	不包括最后的应急规程在内的仍然有效的独立的安全层是： — 自动消防系统； — 提供有助于将受照剂量降至 0.1 毫希沃特以下的包容与去污能力的厂房结构。
6.2.3. 基本定级	至少还有 2 个有效的安全层，根据表 11，基本定级为 1 级。
6.2.4. 附加因素	尽管规程被违反（在没有通风的情况下继续工作）且电源供应方面存在共因问题，但将事件级别提高至纵深防御下的最高级别被认为是不合适的，因为还需要发生若干种失效（火灾，消防系统故障，包容问题）才会发生事故（见第 6.2.4.3 节）。
最终定级	1 级。

实例 53. 一屏蔽门联锁系统发生故障 — 2 级

事件描述

事件是在一个装有高放玻璃固化废物的容器被运进一个小室时发生的，当时该小室的屏蔽门在一次维修作业之后没有关上。门的开启由钥匙

交换制度、基于伽马探测器的联锁装置和可编程逻辑控制器控制。为了提高其性能，小室进入系统的最初设计在调试期间修改了两次。在屏蔽门打开的情况下，所有这些系统无法阻止高放物质向小室转移。

人员要凭许可证才能进入该区域，并要求佩戴个人报警剂量计。

早已在小室或附近区域内的人员，如果未能对容器的移动或他们的个人报警剂量计发出的警报作出响应，便会受到严重的辐射照射。在这起事件中，运行人员很快发现了这个问题，并且关闭了屏蔽门，因而没有任何人受到额外的照射。

该设施有关小室入口的设计在调试期间进行过修改，但没有对这种改动的后果进行充分的研究。

特别是：

- 小室屏蔽门的联锁钥匙交换系统的调试未显示出该系统不合适。
- 可编程逻辑控制系统的编程和调试不正确。
- 所做的改动因为对它们的安全意义的分类不正确因而未得到很好的评估和管理。
- 设计人员和调试人员未进行很好的沟通。

批准进行修改作业的许可证已经到期，表明设施已经恢复到正常状态，但实际情况并非如此。

设备临时修改建议制度在该设施中使用得过于频繁，并且管理不善，因而正在使用的全套设备临时修改建议制度需要改进。

进入放射性小室的培训和监督不充分。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	此类实践的最大的可能后果定为 4 级（致命的辐射照射）。
6.2.2. 安全层数目	尽管有许多安全层失效，但仍有一个有效的安全层，即批准进入小室工作的许可证要求佩戴个人报警剂量计。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，按纵深防御最高级别定为 2 级是合适的。
6.2.4. 附加因素	不能将级别提高到超过纵深防御的最高级别。
最终定级	2 级。

实例 54. 研究堆在装料期间功率激增 — 2 级

事件描述

某研究堆在装料操作期间发生功率激增，引起反应堆超功率保护停堆。该反应堆是一座小型池式研究堆。在更换了一个补偿-安全棒控制组件之后，燃料组件被重新装入堆芯。在装入第 5 个燃料组件之后，全部补偿-安全棒被抽出，以核对反应堆未达到临界状态。然后这些棒被下降到抽出 85% 的位置，而不是所要求的 40%（安全保护位置）。当插入第 6 个燃料组件时，看到了蓝色闪光，引起反应堆超功率保护停堆。当时为避免发生误保护停堆，中子通量保护停堆系统已经被旁路，在将辐照燃料移至准备装入堆芯的位置时，该旁路未被断开。最大瞬间功率估计为满功率的大约 300%。与换料有关的规程正在审查与修订。

定级说明

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	已经证明，对这一反应堆而言，最大可能级别不会超过 4 级。
6.2.2. 安全层数目	防止放射性大量释放的一道屏障是超功率保护停堆。虽然未提供这种保护的详情，但除非可以证明有 2 个或更多的冗余的保护系列在通常的运行工况下仍然有效，否则应该假定只存在一个防止大量释放的安全层。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，该事件的级别为 2 级。
6.2.4. 附加因素	不能将级别提高到超过纵深防御的最高级别。
最终定级	2 级。

实例 55. 一座核燃料循环设施差点达到临界 — 2 级

事件描述

在一座钚循环设施中，输送热硝酸钚溶液的一根管道破裂，在约 24 小时内总共有 31 千克溶液泄漏至管道所在的小室中。工作人员在每天进行的目视检查过程中发现了这起泄漏。热硝酸钚溶液流过热的钚蒸发器外表面，滴到下面倾斜的不锈钢包层地板上。由于液体在流过各种不同的表面时发生蒸发，因而钚在管道的最下方和下面的地板上以晶体形式沉淀，形成了类似“钟乳石”和“石笋”的构件。由于泄漏的速率很慢，溶液未像液体一样流入检测坑中，所以只能通过巡回检查发现。小室随后进行了去污，更换了管道和蒸发器。在此之后，设施重新投入运行。

管道和地板上的钚量，没有超过与当时正在处理的这种溶液的浓度相对应的最小临界质量。如果发生这起事件时被处理的是浓度更高的溶液，则可能会超过临界质量。

定级说明

对于该事件，需要从两个方面考虑：一是设施释放的放射性量，二是工作人员受到的剂量。

设施可能释放的放射性量：

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	小室中积累的所有物质如果散布开来，可能引起相当于 5 级的环境释放。
6.2.2. 安全层数目	至少有 2 个安全层可用于防止此类释放： — 含钚小室的混凝土构筑物。即使钚溶液达到临界，该构筑物也不会因临界产生的能量而失效； — 其余的厂房结构和通风净化系统（其本身由一次通风系统和二次通风系统组成）。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，基本定级定为 2 级是合适的。
6.2.4. 附加因素	不存在可以证明有理由提高基本定级的附加因素。
最终定级	2 级。

工作人员可能受到的剂量：

准则	说 明
2 和 3 实际后果	该事件无实际后果。
6.2.1. 最大的可能后果	最大的可能后果可以定级为 4 级（致命的辐射照射）。
6.2.2. 安全层数目	没有可用于防止临界的仍然有效的安全层。
6.2.3. 基本定级	根据表 11，该事件的定为 2 级是合适的。
6.2.4. 附加因素	不能将级别提高到超过纵深防御的最高级别。
最终定级	2 级。

第 7 章

定级程序

下文提供的流程图（图 4—10）简述了核事件分级表对与辐射源和放射性物质运输、贮存及使用有关事件进行定级的程序。

这些流程图旨在说明评价任何事件的安全意义时需要遵循的逻辑路线。它可为那些不熟悉给事件定级的人提供全面综述，并为那些熟悉《国际核和放射事件分级表使用者手册》的人提供这一程序的概况。根据需要，为流程图添加了注释和表格；然而，流程图不应与本手册提供的详细指导分开使用。国际原子能机构也以这些流程图为基础开发了一套网络工具，用于支持有关如何使用 INES 定级方法的培训。

除流程图之外，为了举例说明对一些真实事件的定级过程，还提供了两个实例表（表 12 和表 13）。

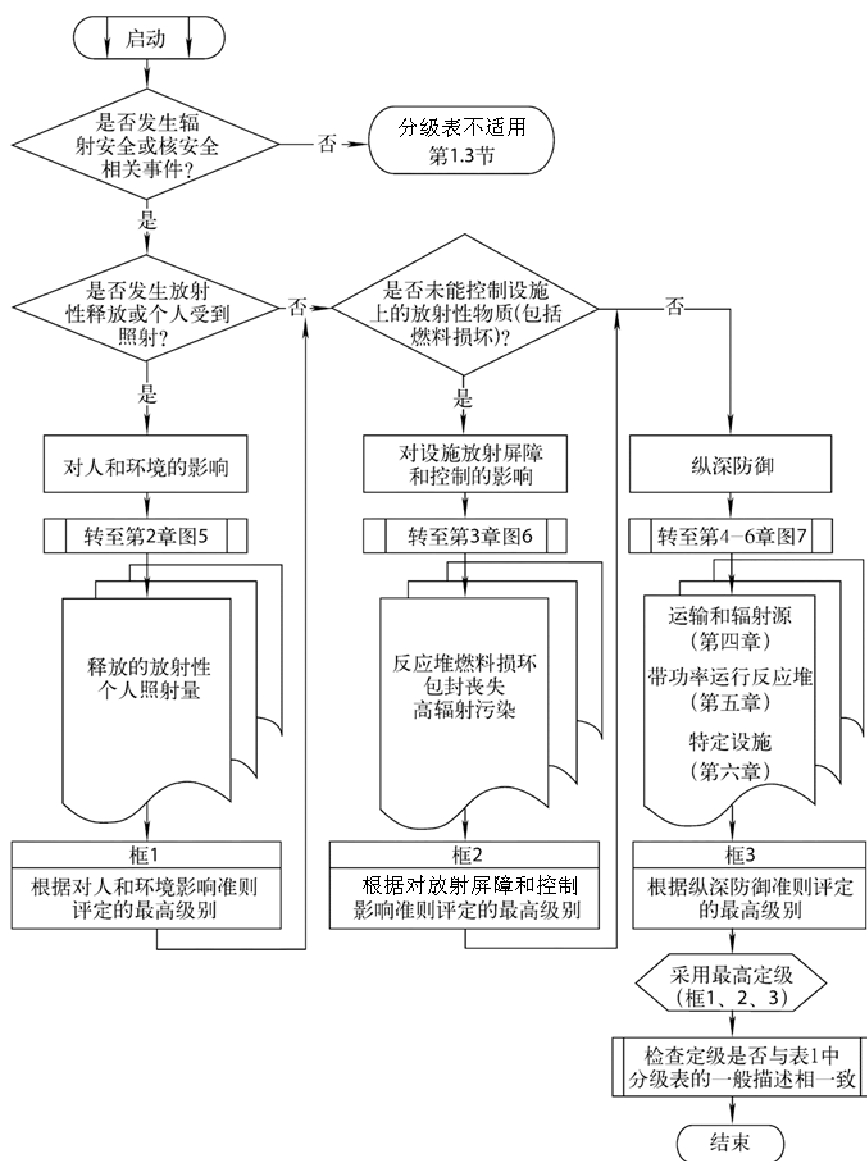
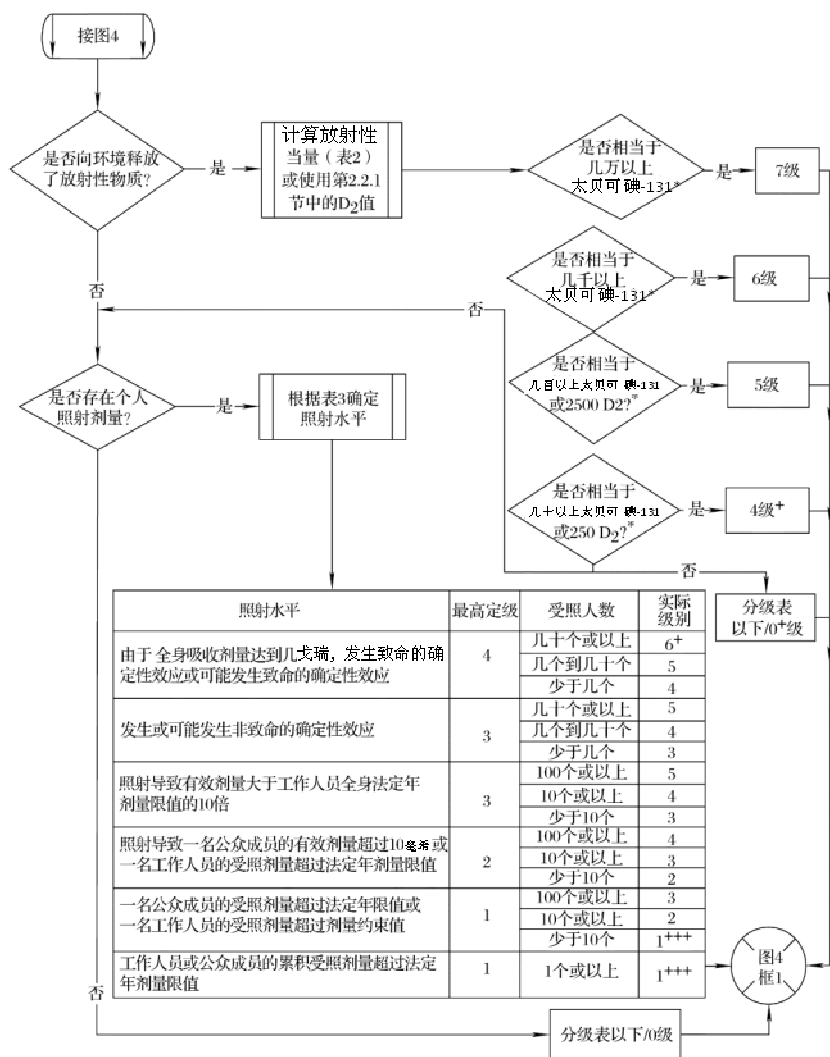


图 4. 核事件分级表的一般定级程序。



* 这些准则涉及早期释放规模估算只能是近似值的事故。因此，在等级定义中采用精确数值是不恰当的。然而，为了帮助确保这些准则在国际上解释一致，建议等级之间的界限约为5000~50 000 太贝可碘-131。

+ 还需要考虑通过利用表3评估设施内的人员剂量来提高级别是否合适。

++ 涉及辐射源的事件不大可能达到6级。

+++ 如同第2.4节所阐明的，1级的定义基于第4章至第6章阐明的纵深防御准则，但为了完整起见，在此全部包括。

图5. 对人和环境影响的定级程序。

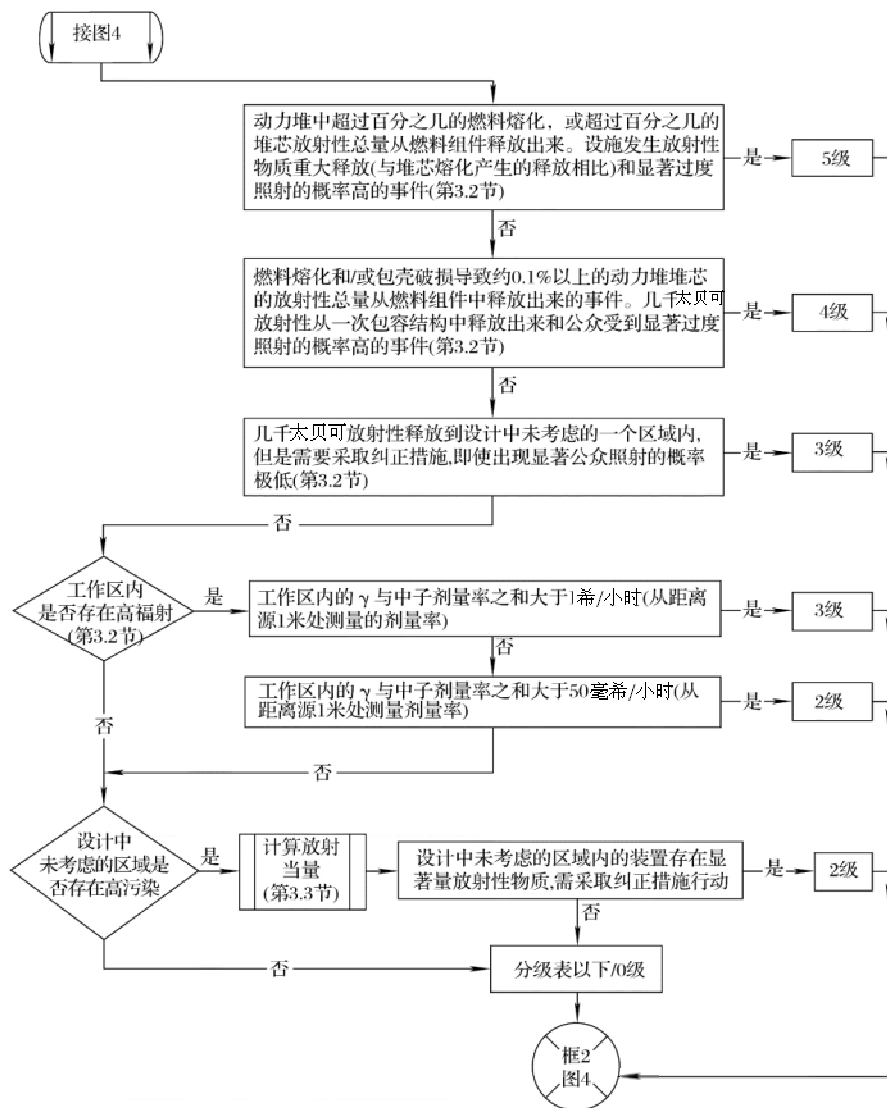


图 6. 设施放射屏障和控制影响的定级程序。

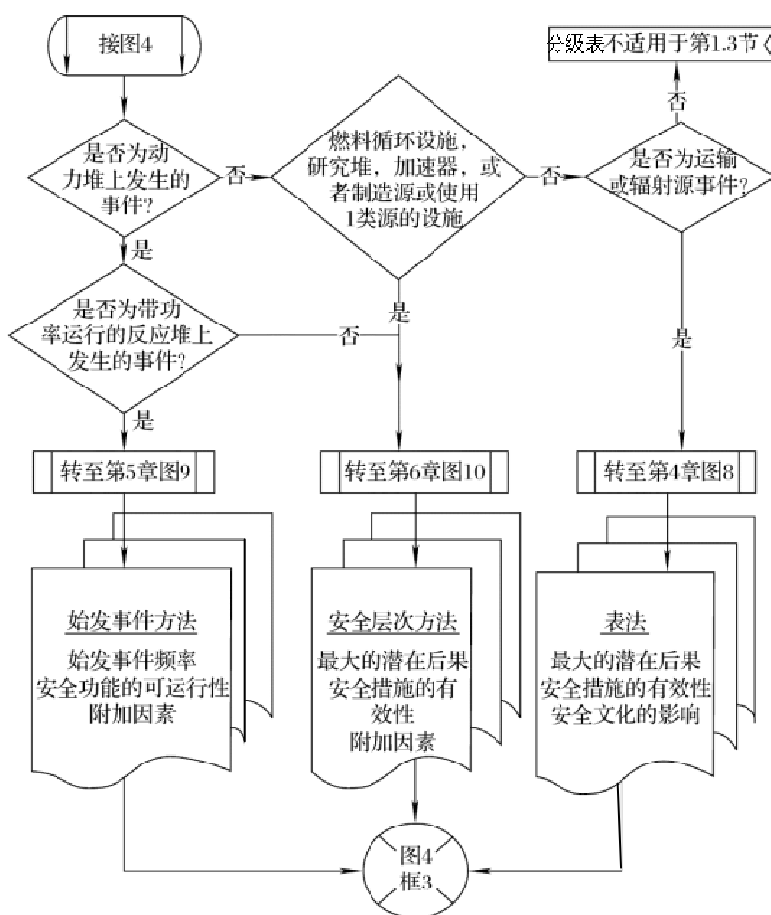


图 7. 纵深防御影响的一般定级程序。

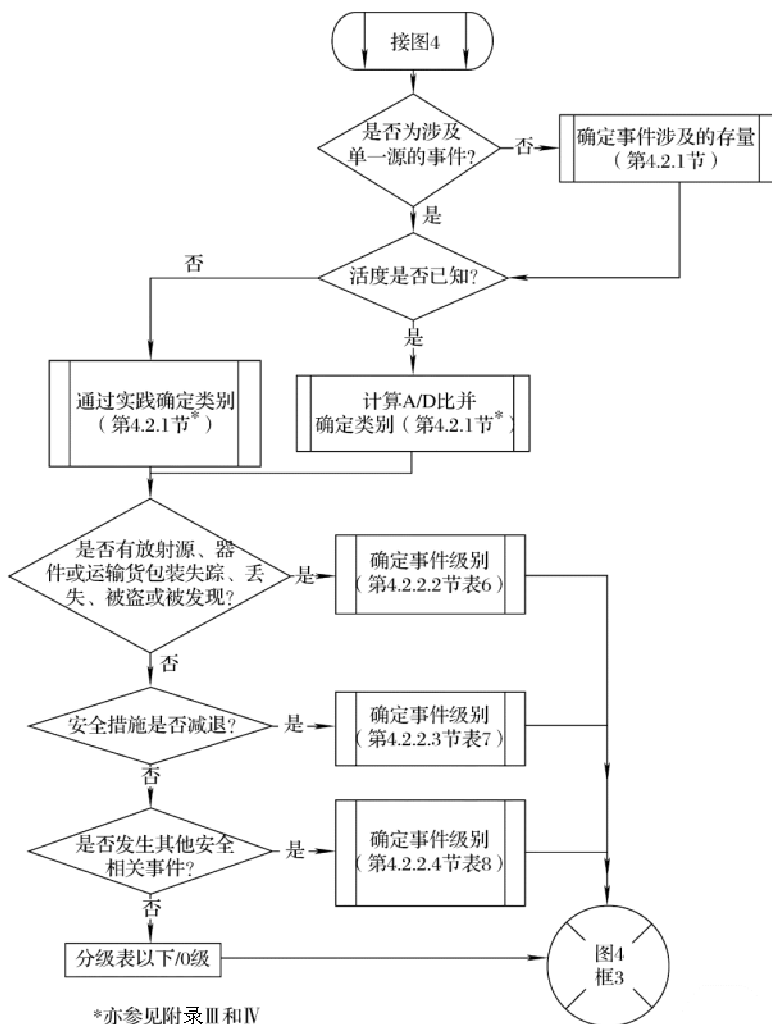
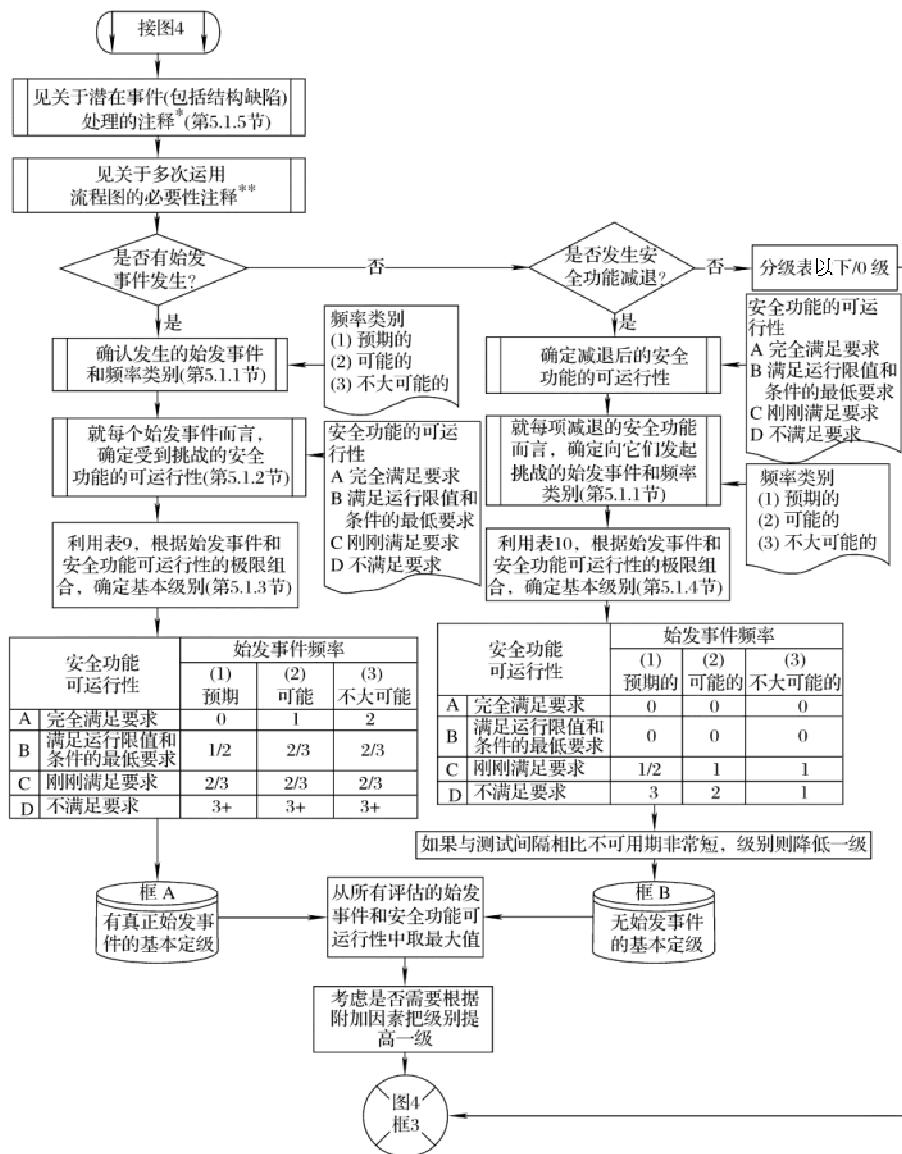


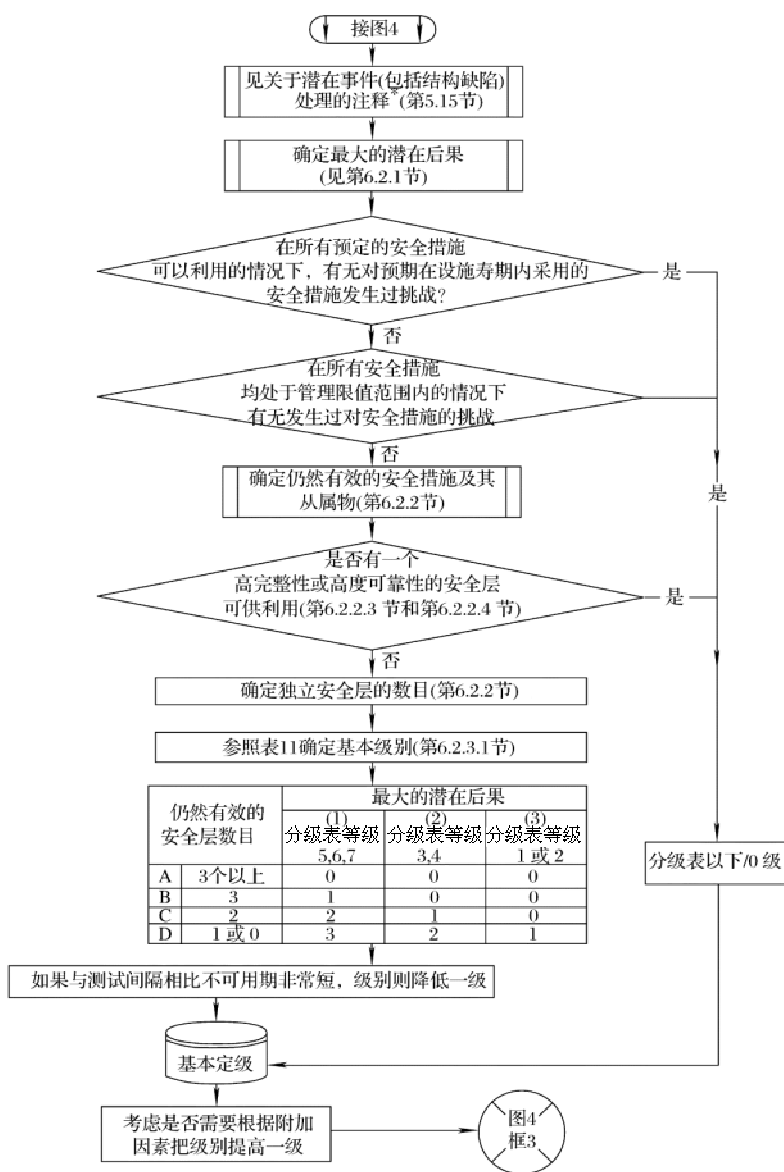
图 8. 运输和辐射源事件中的纵深防御影响定级程序。



* 就潜在事件而言, 假定潜在事件已经实际发生, 并采用本流程图评价潜在事件的级别。然后, 根据潜在事件发生的可能性, 降低级别。见第 5.1.5 节。

** 事件可以是始发事件和安全功能减退的组合。因此, 可能需要反复仔细检查本流程图, 以确定给出最高级别的始发事件和安全功能的组合。见第 5.1 节。

图 9. 带功率运行反应堆中的纵深防御影响定级程序。



* 就潜在事件而言, 假定潜在事件已经实际发生, 并采用本流程图评价潜在事件的级别。然后, 根据潜在事件发生的可能性, 降低级别。见第 6.2.3.2 节。

图 10. 燃料循环设施、研究堆、加速器或装有 1 类源的设施以及未带功率运行反应堆中的纵深防御影响定级程序。

表 12. 核事件分级表核设施事件定级准则实例说明

	人和环境	放射屏障和控制	纵深防御
重大事故 7 级	1986 年，切尔诺贝利。造成广泛的健康和环境影响。向外界释放了相当大份额的堆芯放射性总量。		
严重事故 6 级	1957 年，俄罗斯克什特姆。由于一个高放废物罐发生爆炸，导致向环境释放了大量的放射性物质。		
影响范围较大的事故 5 级	英国温茨凯尔反应堆。在反应堆堆芯起火后，向环境释放了放射性物质。	1979 年，美国三里岛。反应堆堆芯遭到严重破坏。	
影响范围有限的事件 4 级	1999 年，日本东海村。在一处核设施发生临界事件后，工作人员受到致命照射。	1980 年，法国圣洛朗。反应堆内的一个燃料通道发生熔化，未向厂区外部释放放射性。	
严重事件 3 级	无可利用的实例	2005 年，英国塞拉菲尔德。装置内的大量放射性物质释放。	1989 年，西班牙班德洛斯。由火灾引起的险发事故，导致核电站安全系统失效。
一般事件 2 级	阿根廷阿图查。一座动力堆上的工作人员受到超出年限值的过量照射。	1993 年，法国卡达拉奇。污染扩散到设计中未考虑的一个区域中。	2006 年，瑞典福什马克。由于核电厂应急供电系统出现共因故障，导致安全功能减退。
异常 1 级			违反核设施运行限值。

表 13. 核事件分级表辐射源相关事件定级准则实例说明

	人和环境	纵深防御
重大事故 7 级		
严重事故 6 级		
影响范围 较大的事故 5 级	1987 年，巴西戈亚尼亚。一个废弃、破裂的高放铯-137 源导致 4 人死亡，6 人受到几戈瑞吸收剂量的照射。	
影响范围 有限的事件 4 级	2006 年，比利时弗勒吕斯。一座商业辐照设施的一名工作人员由于受到高剂量的照射出现严重健康效应。	
严重事件 3 级	1999 年，秘鲁亚南戈。一射线照相源发生事件，造成严重的辐射烧伤。	1999 年，土耳其伊其特里。一个高放钴-60 源丢失。
一般事件 2 级	2005 年，美国。一名射线照相师受到超出辐射工作人员年限值的过量照射。	1995 年，法国。加速器设施的出入控制系统发生故障。
异常 1 级		湿密度计被盗。

附录 I

放射性当量的计算

I.1. 引言

本附录介绍可用于规定的放射性核素释放活度的乘数的计算，以导出可与碘-131 给定活度相比较的活度。在这种分析中，吸入系数值取自“基本安全标准”[14]，而地面沉积的剂量因子取自 IAEA-TECDO-1162 号文件[15]。尽管两份出版物都处于更新中，但是不大可能对表 14 中给出的具有一位有效数字的放射性当量数值产生大的影响。

尽管本手册的其他部分使用 D 值来比较不同同位素的相对意义，但是本附录采用另一方法。这是因为 D 值的计算专门基于只适合于放射源操作和运输的情景。这里计算出的放射性当量因子使用更适合于设施事故的情景假设。

I.2. 方法

这些情景和方法概括如下。

对于放射性活度的空气中释放，增加以下两部分：

- 在呼吸率为 $3.3 \times 10^{-4} \text{ 米}^3 \cdot \text{秒}^{-1}$ 时，公众成年成员吸入单位空气中浓度受到的有效剂量 $D_{\text{吸入}}$ [14]；和
- 成年人从 50 年放射性核素地面沉积（包括对再悬浮、风化作用和地面不平整度的考虑）中受到的有效剂量[15]。用沉积速度 (V_g) 把地面沉积与空气中浓度关联起来。对于元素碘， V_g 取 $10^{-2} \text{ 米} \cdot \text{秒}^{-1}$ ；对于其他物质， V_g 取 $1.5 \times 10^{-3} \text{ 米} \cdot \text{秒}^{-1}$ 。采用每种放射性核素的单位地面沉积 50 年的积分剂量 ($D_{\text{地面}}$ ，希沃特/贝可·米⁻²)。

这种计算中没有包括摄入剂量，因为食品干预水平将防止受事故影响的个人受到任何有效剂量。

来自活度释放 Q 和对时间积分的地面空气中放射性核素浓度 X ($\text{Bq}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$ 每一释放的贝可) 的总剂量 ($D_{\text{总}}$) 是:

$$D_{\text{总}}=Q\cdot X\cdot (D_{\text{吸入}}\cdot\text{呼吸率}+V_{\text{g}}\cdot D_{\text{地面}})$$

对于每种放射性核素而言, 相对于碘-131 的放射性当量, 可以作为 $D_{\text{总}}/(Q\cdot X)$ 值的比率来计算。

设施污染只考虑吸入途径, 而吸入系数是针对工作人员的。

1.3. 基本数据

计算使用的吸入系数取自“基本安全标准”[14], 但天然铀除外。在“基本安全标准”中, 未列出天然铀。天然铀值是利用铀-234 (48.9%)、铀-235 (2.2%) 和铀-238 (48.9%) 的比率, 对铀-238、铀-235、铀-234 以及它们的主要衰变产物的贡献进行求和计算出来的。在一种放射性核素有若干种肺吸收率的情况下, 使用吸入系数的最大值, 但在所有铀为提供的情况下除外。

来自地面沉积的 50 年积分剂量取自 IAEA-TECDOC-1162 号文件[15]。

1.4. 结果

适用于设施污染和大气释放的乘数, 是用碘-131 的值去除每种放射性核素的值得到的。这些乘数在表 14 和表 15 中给出。表 16 列出了应当在核事件分级表中使用的结果 (即四舍五入到 1 位有效数字)。

表 14. 设施污染因子（仅考虑吸入）

核素	吸入系数	与碘-131 之比
	希沃特/贝可[14]（工作人员）	
镅-241	2.70E-05	2454.5
钴-60	1.70E-08	1.5
铯-134	9.60E-09	0.9
铯-137	6.70E-09	0.6
氢-3	1.80E-11	0.002
碘-131	1.10E-08	1.0
铀-192	4.90E-09	0.4
锰-54	1.20E-09	0.1
钼-99	5.60E-10	0.05
磷-32	2.90E-09	0.3
钚-239	3.2E-05	2909.1
钒-106	3.50E-08	3.2
锶-90	7.70E-08	7.0
碲-132	3.00E-09	0.3
铀-235 (S) ^a	6.10E-06	554.5
铀-235 (M) ^a	1.80E-06	163.6
铀-235 (F) ^a	6.00E-07	54.5
铀-238 (S) ^a	5.70E-06	518.2
铀-238 (M) ^a	1.60E-06	145.5
铀-238 (F)	5.80E-07	52.7
天然铀	6.25E-06	567.9

^a 肺吸收类型：S — 慢，M — 中等，F — 快。如果不确定，使用最保守值。

表 15. 大气释放：来自地面沉积和吸入的剂量

	50 年地面沉积 剂量的剂量 因子[15]	50 年地面 沉积剂量	吸入剂量 因子[14] (公众)	吸入剂量	总剂量	与碘-131 之比
核素	希沃特/ 贝可·米 ⁻²	希沃特/ 贝可·秒·米 ⁻³	希沃特 / 贝可	希沃特 / 贝可·秒·米 ⁻³	希沃特 / 贝可·秒·米 ⁻³	
镅-241	6.40E-06	1.01E-08	9.60E-05	3.17E-08	4.17E-08	8100
钴-60	1.70E-07	2.55E-10	3.10E-08	1.02E-11	2.65E-10	51
铯-134	5.10E-09	7.65E-11	2.00E-08	6.60E-12	1.43E-11	2.8
铯-137	1.30E-07	1.95E-10	3.90E-08	1.29E-11	2.08E-10	40
氢-3	0.00E+00	0.00E+00	2.60E-10	8.58E-14	8.58E-14	0.020
碘-131	2.70E-10	2.70E-12	7.40E-09	2.44E-12	5.14E-12	1.0
铀-192	4.40E-09	6.60E-09	6.60E-09	2.18E-12	8.78E-12	1.7
锰-54	1.40E-08	2.10E-11	1.50E-09	4.95E-13	2.15E-11	4.2
钼-99	6.10E-11	9.15E-14	9.90E-10	3.27E-13	4.18E-13	0.08
磷-32	6.80E-12	1.02E-14	3.40E-09	1.12E-12	1.13E-12	0.22
钷-239	8.50E-06	1.28E-08	1.20E-04	3.96E-08	5.24E-08	10.000
钆-106	4.80E-09	7.20E-12	6.60E-08	2.18E-11	2.90E-11	5.6
铟-90	2.10E-08	3.15E-11	1.60E-07	5.28E-11	8.43E-11	16
碲-132	6.90E-10	1.04E-12	2.00E-09	6.60E-13	1.70E-12	0.33
铀-235 (S) ^a	1.50E-06	2.25E-09	8.50E-06	2.81E-09	5.06E-09	980
铀-235 (M) ^a	1.50E-06	2.25E-09	3.10E-06	1.02E-09	3.27E-09	640
铀-235 (F) ^a	1.50E-06	2.25E-09	5.20E-07	1.72E-10	2.42E-09	470
铀-238 (S) ^a	1.40E-06	2.10E-09	8.00E-06	2.64E-09	4.74E-09	920
铀-238 (M) ^a	1.40E-06	2.10E-09	2.90E-06	9.57E-10	3.06E-09	590
铀-238 (F) ^a	1.40E-06	2.10E-09	5.00E-07	1.65E-10	2.27E-09	440
天然铀	1.80E-06	2.70E-09	1.04E-05	3.42E-09	6.12E-09	1200
惰性气体						可忽略不计 (实际为零)

^a 肺吸收类型：S — 慢，M — 中等，F — 快。如果不确定，使用最保守值。

表 16. 放射性当量

核素	乘数因子 ^a	
	设施污染	空气释放
镅-241	2000	8000
钴-60	2	50
铯-134	0.9	3
铯-137	0.6	40
氢-3	0.002	0.02
碘-131	1	1
铀-192	0.4	2
镉-54	0.1	4
钼-99	0.05	0.08
磷-32	0.3	0.2
钚-239	3000	10000
钷-106	3	6
铊-90	7	20
碲-132	0.3	0.3
铀-235 (S) ^b	600	1000
铀-235 (M) ^b	200	600
铀-235 (F) ^b	50	500
铀-238 (S) ^b	500	900
铀-238 (M) ^b	100	600
铀-238 (F) ^b	50	400
天然铀	600	1000

^a 乘数因子四舍五入到 1 位有效数字。

^b 肺吸收类型：S — 慢，M — 中等，F — 快。如果不确定，使用最保守值。

附录 II

确定性效应的阈值水平

第 2.3.1 节有关确定性效应的准则是用来论及可观察到的确定性效应。然而，如果在定级时尚不了解确定性效应实际将是否发生，本附录中的数据可用于根据剂量进行定级。

II.1. 致命的确定性效应

表 17 以参考文献[10]为基础，介绍了各种照射中，经医学处理后发生辐射急性死亡的可能性。

II.2. 其他确定性效应

在评价外照射时，用相对生物效应加权吸收剂量表示阈值水平，见表 18。对于内照射，用待积相对生物效应加权吸收剂量表示阈值水平，见表 19。相对生物效应见表 20。所有表均根据国际原子能机构 2006 年 EPR 的 D 值[5]简化而来。

表 17. 过量照射的致命确定性效应的可能性

短期全身剂量 (戈瑞)	经医学处理后发生 辐射急性死亡的可能性 (%)
0.5	0
1	0
1.5	< 5
2	< 5
3	15—30
6	50
10	90

表 18. 来自外照射的相对生物效应加权剂量的阈值水平

照射	效应	器官或组织	阈值水平 (戈瑞)
附近源的局部照射	软组织坏死	软组织 ^a	25
表面污染的接触照射	湿性脱皮	真皮或皮肤	10 ^c
远距离源或浸入的全身照射	(脚注 b)	躯干	1 ^b

^a 面积为 100 平方厘米、体表下约 0.5 厘米深的软组织。

^b 该值为根据周身均匀照射推导任何严重确定性效应的最小阈值剂量。选择 1 戈瑞作为阈值水平，是因为这是红骨髓、甲状腺、眼球晶状体和生殖器官中出现严重确定性效应（如 IAEA-TECDOC-1432 号文件[8]的表 I-3 所示）的阈值水平下限。

^c 假设至少有 100 平方厘米的皮肤受到这一水平的照射才会引起严重确定性健康效应。该剂量是体表下 40 毫克/平方厘米（或 0.4 毫米）深的皮肤组织所受剂量。

表 19. 来自内照射的待积相对生物效应加权剂量的阈值水平

照射途径	效应	目标器官或组织	阈值水平	
			值 (戈瑞)	待积期 (脚注 d)
吸入和摄入	造血综合征	红骨髓 ^{a,b}	0.2 ^c 2 ^d	30
吸入	肺炎	肺泡区或呼吸道	30	30
吸入和摄入	胃肠综合征	结肠	20	30
吸入和摄入	甲状腺机能减退	甲状腺	2 ^e	365 ^f

^a 对于辅助性医疗护理情况而言。

^b 与 $Z \leq 89$ 的放射性核素相比， $Z \geq 90$ 的放射性核素具有不同的生物动力学过程，因而由于内照射在红骨髓中形成剂量的动力学不同。因此，在评价有关的健康影响风险时，将放射性核素分成两组以避免过度保守性。

^c 针对 $Z \geq 90$ 的放射性核素。

^d 针对 $Z \leq 89$ 的放射性核素。

^e 使用参考文献[9]附录 A 中的值。

^f 考虑到导致有效甲状腺剂量的放射性核素（碘和碲的同位素）的生物和自然半衰期，这些剂量因子事实上适合于比 365 天少得多的待积期；然而，为这个参考水平指定的待积期为 365 天。

表 20. 用于评价严重确定性健康效应的相对生物效应

健康效应	主要器官	照射类型 ^a	相对生物效应
造血综合征 ^b	红骨髓	γ 照射	1
		n^0 外照射	3
		β 、 γ 照射	1
		α 内照射	2
肺炎	肺	β 、 γ 照射	1
		α 内照射	7
胃肠综合征	结肠	β 、 γ 照射	1
		α 内照射	0 ^c
		n^0 外照射	3
湿性脱皮	皮肤 ^d	β 、 γ 外照射	1
急性辐射甲状腺炎	甲状腺	一些碘同位素吸入 ^e	0.2
		其他甲状腺探针	1
坏死	软组织 ^f	β 、 γ 外照射	1

^a β 、 γ 外照射包括源材料内部产生的韧致辐射造成的剂量。

^b 针对辅助性医学处理情况。

^c 对于均匀分布在结肠内容物中的 α 发射体，假设肠壁的辐照可以忽略不计。

^d 对于 100 平方厘米的表皮面积（这个面积被认为是危急生命的面积[9]），皮肤剂量应该按照 0.4 毫米深计算，如参考文献[10]第（305）、（306）和（310）段，参考文献[11]和参考文献[12]第 3.4.1 节所建议的。

^e 甲状腺关键组织的均匀照射假设比碘-131、碘-129、碘-125、碘-124 和碘-123[9]等碘的低能 β 发射同位素的内照射可能产生的确定性健康效应多 5 倍。积累放射性核素的甲状腺在甲状腺组织中不均匀分布。碘-131 发射低能 β 粒子，由于其能量分散在其他组织中，所以它在关键甲状腺组织的辐照有效性降低。

^f 面积超过 100 平方厘米的体表下 0.5 厘米深的组织产生严重确定性效应[8, 13]。

附录 III

各种同位素的 D 值

有关数据取自国际原子能机构的《放射源的分类》[1]。在该出版物及其辅助参考文献[5]中，考虑了两类 D 值。D 值是一种放射性活度水平，高于这个水平，源被认为是“危险的”，如果得不到安全而可靠的管理，极有可能造成严重确定性效应。

D₁ 值是源中某一种放射性核素的活度，如果不加控制但是没有分散（即仍处于密封中），可能导致预计很可能引起严重确定性健康效应的紧急情况。

D₂ 值是“源中某一种放射性核素的活度，如果不加控制并且已分散，可能导致预计很可能引起严重确定性健康效应的紧急情况”。

推荐的 D 值是 D₁ 值和 D₂ 值的最大限制值。

为了与这种方法相一致，本附录提供两套 D 值。在有关分散物质准则的第 2 章中，使用 D₂ 值（表 21）。在有关纵深防御准则的第 4 章中，使用总 D 值（表 22）。

III.1. 用于第 2 章准则的放射性核素 D₂ 值

表 21. 各种同位素的 D₂ 值

放射性核素	D ₂ （太贝可）
镅-241	6.E-02
镅-241/铍	6.E-02
金-198	3.E+01
镅-109	3.E+01
镅-252	1.E-02
镅-244	5.E-02

表 21. 各种同位素的 D₂ 值（续）

放射性核素	D ₂ （太贝可）
钴-57	4.E+02
钴-60	3.E+01
铯-137	2.E+01
铁-55	8.E+02
钐-153	8.E+01
锆-68	2.E+01
氢-3	2.E+03
碘-125	2.E-01
碘-131	2.E-01
铀-192	2.E+01
氦-85	2.E+03
钼-99	2.E+01
镍-63	6.E+01
磷-32	2.E+01
钷-103	1.E+02
钷-147	4.E+01
钷-210	6.E-02
钷-238	6.E-02
钷-239/铀	6.E-02
镭-226	7.E-02
钷-106（铀-106）	1.E+01
硒-75	2.E+02
铈-90（钷-90）	1.E+00
铈-99m	7.E+02
铈-204	2.E+01
铈-170	2.E+01
铈-169	3.E+01

III.2. 用于第 4 章准则的放射性核素的 D 值

表 22. 各种同位素的 D 值

放射性核素	D（太贝可）
镅-241	6.E-02
镅-241/铍	6.E-02
金-198	2.E-01
镅-109	2.E+01
镅-252	2.E-02
镅-244	5.E-02
钴-57	7.E-01
钴-60	3.E-02
铯-137	1.E-01
铁-55	8.E+02
钐-153	1.E+00
锆-68	7.E-01
氢-3	2.E+03
碘-125	2.E-01
碘-131	2.E-01
铯-192	8.E-02
氮-85	3.E+01
钨-99	3.E-01
镍-63	6.E+01
磷-32	1.E+01
钷-103	9.E+01
钷-147	4.E+01
钷-210	6.E-02
钷-238	6.E-02
钷-239/铍	6.E-02

表 22. 各种同位素的 D 值（续）

放射性核素	D（太贝可）
镭-226	4.E-02
钍-106（铈-106）	3.E-01
硒-75	2.E-01
锶-90（钇-90）	1.E+00
铈-99m	7.E-01
铀-204	2.E+01
铀-170	2.E+01
镉-169	3.E-01

III.3. 总值的计算

在涉及许多放射源或运输货包的情况下，应该计算总的 D 值。根据《放射源的分类》[1]和《放射性物质安全运输条例》[6]的导则，总值计算如下

$$1/D=\sum f_i/D_i$$

其中，D 为 D 的总值， f_i 是同位素 i 的分数， D_i 是同位素 i 的 D 值，或

$$A/D=\sum A_i/D_i$$

其中，A 为总活度， A_i 是该同位素的活度。

附录 IV

按通常的实践进行的放射源分类

有关数据取自国际原子能机构的《放射源的分类》[1]。

表 23. 通常实践的分类

类别	通常的实践分类	典型同位素
1	放射性同位素热电发生器	锶-90, 钷-238
	辐照器	钴-60, 铯-137
	远距放射疗法	钴-60, 铯-137
	固定式多波束远距放射疗法(伽马刀)	钴-60
2	工业伽马射线照相法	钴-60, 硒-75, 铯-192, 镱-169, 铥-170
	高/中剂量率近距放射疗法	钴-60, 铯-137, 铯-192
3	固定式工业测量仪:	
	水平仪	钴-60, 铯-137
	挖泥机测量仪	钴-60, 铯-137
	含高活度放射源输送机测量仪	铯-137, 铟-252
	旋转管道测量仪	铯-137
	测井仪	镅-241/铯, 铯-137, 铟-252
4	低剂量率近距放射疗法(眼斑和永久植入源除外)	碘-125, 铯-137, 铯-192, 金-198, 镭-226, 铟-252
	测厚仪/液位仪	氮-85, 锶-90, 铯-137, 镅-241, 钷-147, 镅-244
	轻便式测量仪(例如湿度/密度计)	铯-137, 镭-226, 镅-241/铯, 铟-252
	骨密度计	镅-109, 碘-125, 钷-153, 镅-241
	静电消除器	钷-210, 镅-241
5	低剂量率近距放射疗法眼斑和永久植入源	锶-90, 钷/铯-106, 钷-103
	X 射线荧光装置	铁-55, 镅-109, 钴-57
	电子俘获装置	镍-63, 氢-3
	莫斯鲍尔光谱测量法	钴-57
	正电子发射计算机断层显像仪检查源	钷-68

参 考 文 献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Categorization of Radioactive Sources, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.9, IAEA, Vienna (2005).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The International Nuclear Event Scale (INES) User's Manual, 2001 Edition, IAEA, Vienna (2001).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Rating of Transport and Radiation Source Events: Additional Guidance for the INES National Officers, Working Material, IAEA-INES WM 04/2006, IAEA, Vienna (2006).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Clarification for Fuel Damage Events, Working Material, IAEA-INES WM/03/2004, IAEA, Vienna (2004).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dangerous Quantities of Radioactive Material (D-Values), Emergency Preparedness and Response, EPR-D-Values-2006, IAEA, Vienna (2006).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material - 2005 Edition, IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1, IAEA, Vienna (2005).
- [7] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Safety Culture, Safety Series No. 75-INSAG-4, IAEA, Vienna (1992).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development of an Extended Framework for Emergency Response Criteria: Interim Report for Comment, IAEA-TECDOC-1432, IAEA, Vienna (2006).
- [9] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Health Effects Models for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis, Low LET Radiation, Rep. NUREG/CR-4214, Rev.1, Part II SAND85-7185, NRC, Washington, DC (1989).

- [10] HOPEWELL, J.W., Biological Effects of Irradiation on Skin and Recommendation Dose Limits, *Radiat. Prot. Dosimetry* **39**, 1/3 (1991) 11-24.
- [11] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication 59, *Ann ICRP* **22**, 2, Pergamon Press, Oxford (1991).
- [12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Dosimetry of External Beta Rays for Radiation Protection, ICRU Report 56, ICRU, Bethesda, MD (1996).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries, Safety Reports Series No. 2, IAEA, Vienna (1998).
- [14] 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).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, IAEA-TECDOC-1162, IAEA, Vienna (2000).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection (2007 Edition), IAEA, Vienna (2007).
- [17] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Safety Series No. 75-INSAG-3, IAEA, Vienna (1999).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources, IAEA, Vienna, (2004).

附件 I

纵 深 防 御

人们通常认为，核电厂的安全运行靠以下三个基本安全功能的维护来保证：

- (1) 反应性控制；
- (2) 燃料冷却；
- (3) 安全壳。

也就是说，通过三个基本安全功能的维护确保安全运行这一点可以推广适用于涉及放射性物质使用的任何放射性设施的安全运行：

- (1) 控制反应性或工艺条件；
- (2) 冷却放射性物质；
- (3) 放射性控制（例如包容放射性物质和增加屏蔽保护）。

对于一些实践而言，并不是所有这些安全功能都是相关的（例如对于工业射线照相，只有第三个功能相关）。

每种安全功能靠良好的设计、控制得当的运行以及各种系统和行政控制手段来保证。纵深防御方法一般适用于这些方面的每个方面，并且考虑设备故障、人为差错和发生意外事件的可能性。

因此纵深防御是保守设计、质量保证、监督活动、缓解措施和加强每个相继保护层的总体安全文化的组合。

纵深防御是大型核和放射性设施设计和运行的根本。国际原子能机构安全丛书 75-INSAG-3[I-1]《核电厂的基本安全原则》认为：

“实施纵深防御概念是为了对潜在的人为差错和机械故障进行弥补，此概念的核心是提供多层保护，包括相继设置多重用以防止放射性物质释入环境的屏障。此概念还包括通过防止动力厂和屏障本身

受损来保护这些屏障。它也包括在这些屏障不能完全奏效时为保护公众和环境免受危害而进一步采取的措施。”

纵深防御，可用不同的方法考虑。例如，人们可以考虑为防止释放而设置的屏障（例如燃料、包壳、压力容器、安全壳）的数目。同样，人们也可以考虑在事故发生前必然会发生故障的系统数目（例如失去厂外电源加上重要柴油机全部发生故障）。核事件分级表定级程序采用的是后一种方法。

在设施的安全正当性范围内，可以将运行系统与安全措施分开。如果运行系统失效，那么附加的安全措施就会起作用，以维持安全功能。安全措施可以是程序、行政控制手段，或者非能动的或能动的系统。这些系统通常具有冗余性，其可用性受运行限值和条件控制。

良好的设计、运行、维护、监督等可以最大限度地减少对安全措施的挑战。例如，通过设计裕度、质量控制、运行限制和监督等使反应堆回路或后处理厂关键管道工程和容器的故障频度减至最低限度。同样，通过运行程序和控制系统将反应堆瞬变频度减到最低限度。正常的运行和控制系统有助于最大限度地减少对安全措施挑战的频度。

INSAG-10[I-2]（核事件分级表之后编写的）提供了有关在设计和运行中实施纵深防御的更多细节，表 I-1 说明了如何将 INSAG-10 号文件中所述的概念纳入核事件分级表的纵深防御评价中。

附件 I 的参考文献

- [I-1] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Safety Series No. 75-INSAG-3, IAEA, Vienna (1999).
- [I-2] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).

表 I-1. 设计和运行中的纵深防御

目标	实施手段	在核事件分级表范围内处理	
		对于动力堆 (第 5 章)	对于其他设施 (第 6 章)
防止异常运行和故障。	保守设计和高质量建造与运行。	通过考虑始发事件的可能性来解决。	每个良好设计的系统均被视为一个或多个安全层。
控制异常运行和探查故障。	控制、限制和保护系统,以及其他监视设施。	控制和监视设施通过考虑始发事件的可能性来解决。将保护系统作为安全系统,通过考虑安全功能的可运行性来解决。	作为一个或多个安全层来考虑。
控制设计基准范围内的事故。	专设安全设施和事故程序。	通过考虑安全功能的可运行性来解决。	作为一个或多个安全层来考虑。
控制严重电厂条件,包括防止事故进一步发和缓解严重事故的后果。	补充措施和事故管理。	通过考虑安全功能的可运行性来解决。	作为一个或多个安全层来考虑。
缓解放射性物质大量释放的放射性后果。	厂外应急响应。	不作为纵深防御的一部分来考虑。这些行动影响《国际核和放射事件分级表使用手册》前几章中考虑的实际后果。	不作为纵深防御的一部分来考虑。这些行动影响《国际核和放射事件分级表使用手册》前几章中考虑的实际后果。

附件 II

始发事件实例及其频度

作为其安全正当性证明的一部分，每座反应堆都有自己的始发事件清单和分类。本附录给出一些设计基准始发事件的典型实例，它们在过去曾用于动力反应堆，分成“预期始发事件”、“可能的始发事件”、“不大可能的始发事件”三类。

II-1 压水反应堆（PWR 和 WWER）

II-1.1. 1 类：预期始发事件

- 反应堆保护停堆；
- 化学补偿剂意外稀释；
- 主给水流量丧失；
- 由于能动部件（例如安全阀或卸压阀）的意外动作，致使反应堆冷却剂系统压力下降；
- 稳压器正常或辅助喷淋冷却造成反应堆冷却剂系统压力意外下降；
- 不妨碍反应堆受控停堆和降温的动力转换系统泄漏；
- 超过电厂技术规范书但低于单管完全断裂对应量的蒸汽发生器传热管泄漏；
- 不妨碍反应堆受控停堆和降温的反应堆冷却剂系统泄漏；
- 厂外交流电源丧失，包括考虑电压和频率波动；
- 反应堆在一个燃料组件处于不当取向或不当位置情况下运行；
- 换料期间一个控制组件意外抽出；
- 小的燃料操作事件；

- 除反应堆冷却剂泵转子卡死外，反应堆冷却剂强迫流动完全丧失或中断。

II-1.2. 2 类：“可能的”始发事件

- 小失水事故；
- 蒸汽发生器一根传热管完全断裂；
- 一个乏燃料组件坠落，但仅涉及该坠落组件；
- 乏燃料池泄漏超出正常补给能力；
- 反应堆冷却剂通过多个安全阀或卸压阀喷放。

II-1.3. 3 类：“不大可能的”始发事件

- 大失水事故，直至并包括反应堆冷却剂压力边界内的合理最大管道断裂；
- 单个控制棒弹出；
- 动力转换系统大管道断裂，直至并包括合理最大管道断裂；
- 一个乏燃料组件坠落到另一些乏燃料组件上。

II-2. 沸水堆

II-2.1. 1 类：“预期”始发事件

- 反应堆保护停堆；
- 反应堆带功率运行期间一根控制棒意外抽出；
- 主给水流量丧失；
- 反应堆压力控制失效；
- 主蒸汽系统泄漏；
- 不妨碍反应堆受控停堆和降温的反应堆冷却剂系统泄漏；
- 厂外交流电源丧失，包括考虑电压和频率波动；
- 反应堆在一个燃料组件处于不当取向或不当位置情况的运行；
- 换料时一个控制组件意外抽出；

- 小的燃料操作事件；
- 反应堆冷却剂强迫流动丧失。

II-2.2. 2 类：“可能的”始发事件

- 小失水事故；
- 主蒸汽管道断裂；
- 乏燃料组件坠落，但仅涉及该坠落组件；
- 乏燃料池泄漏超出正常补给能力；
- 反应堆冷却剂通过多个安全阀或卸压阀喷放。

II-2.3. 3 类：“不大可能的”始发事件

- 大失水事故，直至并包括反应堆冷却剂压力边界内的合理最大管道断裂；
- 单个控制棒坠落；
- 主蒸汽管道大断裂；
- 一个乏燃料组件坠落到另一些乏燃料组件上。

II-3. 坎杜（CANDU）加压重水堆

II-3.1. 1 类：“预期”始发事件

- 反应堆保护停堆；
- 化学补偿剂意外稀释；
- 主给水流量丧失；
- 由于能动部件（例如给水阀、排放阀或卸压阀）失效或发生意外动作，致使反应堆冷却剂系统压力控制丧失（或高或低）；
- 超过电厂技术规范书但低于单管完全断裂对应量的蒸汽发生器管道泄漏量；
- 不妨碍反应堆受控停堆和降温的反应堆冷却剂系统泄漏；
- 不妨碍反应堆受控停堆和降温的动力转换系统泄漏；

- 厂外交流电源丧失，包括考虑电压和频率波动；
- 反应堆在一个或多个燃料棒束处于不当位置情况下运行；
- 小的燃料操作事件；
- 一台或多台反应堆冷却剂泵跳闸；
- 一台或多台蒸汽发生器的主给水流量丧失；
- 一根燃料管流道堵塞（小于 70%）；
- 慢化剂冷却丧失；
- 计算机控制丧失；
- 反应性局部非计划增加。

II-3.2. 2 类：“可能的”始发事件

- 小失水事故（包括压力管断裂）；
- 一根蒸汽发生器传热管完全断裂；
- 反应堆冷却剂通过多个安全阀或卸压阀喷放；
- 辐照燃料受损或载有辐照燃料的装料机丧失冷却；
- 辐照燃料池泄漏超出正常补给能力；
- 给水管破裂；
- 一根燃料管流道堵塞（大于 70%）；
- 慢化剂失效；
- 端部屏蔽冷却丧失；
- 停堆冷却失效；
- 反应性非计划骤增；
- 厂用水（低压、高压厂用水或循环冷却水）丧失；
- 仪表气源丧失；
- 厂内电源（IV，III，II 或 I 级）丧失。

II-3.3. 3 类：“不大可能的”始发事件

- 大失水事故，直至并包括反应堆冷却剂压力边界内的合理最大管道断裂；

- 动力转换系统大管道断裂，直至并包括合理最大管道断裂。

II-4. 大功率沸腾管式反应堆（LWGR）

II-4.1. 1 类：“预期”始发事件

- 反应堆保护停堆；
- 反应堆功率中子控制系统功能失常；
- 主给水流量丧失；
- 由于能动部件（例如安全阀或卸压阀）意外动作，致使反应堆冷却剂系统（一回路）压力下降；
- 不妨碍反应堆正常保护停堆和降温的一回路泄漏；
- 通过一组燃料管道和反应堆保护系统管道的冷却剂流量减少；
- 反应堆石墨砌体中的氦混合物流量减少；
- 厂外交流电源丧失，包括电压和频率波动；
- 反应堆在一个燃料组件处于不当取向或不当位置情况下运行；
- 小的燃料操作事件；
- 在换料时燃料管道压力下降。

II-4.2. 2 类：“可能的”始发事件

- 小失水事故；
- 乏燃料组件坠落；
- 乏燃料池泄漏超出正常补给能力；
- 一回路冷却剂通过多个安全阀或卸压阀泄漏；
- 燃料管道或反应堆保护系统管道断裂；
- 任何燃料管道中的水流量丧失；
- 反应堆保护系统冷却回路中的水流量丧失；
- 反应堆石墨砌体中氦混合物流量完全丧失；
- 不停堆换料机操作过程中发生的紧急情况；

- 辅助电源完全丧失；
- 未经许可从应急堆芯冷却系统向反应堆供应冷水。

II-4.3. 3 类：“不大可能的”始发事件

- 大失水事故，直至并包括反应堆冷却剂压力边界内的合理最大管道断裂；
- 主蒸汽隔离阀前主蒸汽管道破裂，包括合理最大管道断裂；
- 一个乏燃料组件坠落到另一些乏燃料组件上；
- 厂用水流量完全丧失；
- 燃料组件从燃料管道中弹出，包括在换料机中时从燃料管道中弹出。

II-5. 气冷堆

II-5.1. 1 类：“预期”始发事件

- 反应堆保护停堆；
- 主给水流量丧失；
- 压力略有下降；
- 蒸汽发生器传热管泄漏；
- 厂外交流电源丧失，包括考虑电压和频率波动；
- 一根或多根控制棒意外抽出；
- 小的燃料操作事件；
- 反应堆冷却剂强迫流动一定程度的丧失或中断。

II-5.2. 2 类：“可能的”始发事件

- 压力略有下降；
- 一组控制棒意外抽出；
- 蒸汽发生器传热管完全断裂；
- 燃料柱坠落（仅适合改进型气冷堆）；

- 风机入口导流叶片关闭（仅适合改进型气冷堆）；
- 流量限制器关闭故障（仅适合改进型气冷堆）。

II-5.3. 3 类：“不大可能的”始发事件

- 压力大幅下降；
- 蒸汽管道发生故障；
- 给水管道发生故障。

附件 III

参与国家和组织名单

阿根廷	意大利
亚美尼亚	日本
澳大利亚	哈萨克斯坦
奥地利	大韩民国
孟加拉国	科威特
白俄罗斯	黎巴嫩
比利时	立陶宛
巴西	卢森堡
保加利亚	墨西哥
加拿大	黑山
智利	荷兰
中国	挪威
刚果民主共和国	巴基斯坦
哥斯达黎加	秘鲁
克罗地亚	波兰
捷克共和国	葡萄牙
丹麦	罗马尼亚
埃及	俄罗斯联邦
芬兰	沙特阿拉伯
法国	斯洛伐克
德国	斯洛文尼亚
希腊	南非
危地马拉	西班牙
匈牙利	斯里兰卡
冰岛	瑞典
印度	瑞士
伊朗伊斯兰共和国	阿拉伯叙利亚共和国
爱尔兰	土耳其

乌克兰
英国
美利坚合众国

越南
前南斯拉夫马其顿共和国

国际相关组织

欧洲委员会
欧洲原子能论坛
世界核电营运者联合会
世界核协会

术 语

本章提供本手册中使用的重要单词或短语的定义。其中许多取自《基本安全标准》[14]和国际原子能机构《安全术语》[16]。在许多情况下，在手册正文中提供了更为详细的解释。

安全案例 safety case

为支持设施或活动的安全而收集的一组论据和证据。

安全层 safety layers

用来确保实现所需安全功能的非能动系统、自动或手动安全系统或行政控制措施[16]。一个安全层应被看作是一种不能再分解为冗余部分的安全措施。有关本文件中如何使用该术语的详细说明见第 6.2.2 节。

安全措施 safety provisions

安全措施可以是程序或行政管理措施，也可以是能动或非能动系统，它们通常按冗余方式设置并通过运行限值和条件来控制其可用性。

安全功能 safety functions

三种基本安全功能是：(1) 控制反应性或工艺条件；(2) 冷却放射性物质；(3) 包封放射性物质。

安全功能的可运行性 operability of a safety function

根据各个冗余和多样安全系统与部件的可运行性，安全功能的可运行性可以分为：完全满足要求；满足运行限值和条件的最低要求；刚刚满足要求；不满足要求。

安全文化 safety culture

在组织和个人中将防护和安全问题作为最高优先事项根据其重要性予以相应重视的特征和态度的总和[14]。

安全系统 safety systems

为确保安全功能而提供的安全重要系统。

包封 confinement

防止或控制放射性物质在运行期间或事故期间向环境释放[16]。

注：包封的含意与包容、密切相关，但包封用以指防止放射性物质“逃逸”这种安全功能，而包容则指实现此种功能的手段。

包容 containment

旨在防止或控制放射性物质释放或弥散的方法或实体结构[16]。

当量剂量 equivalent dose

用以反映由剂量引起的损害大小的组织或器官所受剂量的量度。由任何类型的辐射所引起的特定组织的当量剂量，它们的值是可以直接进行比较的。当量剂量被定义为量 $H_{T,R}$ ：

$$H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R}$$

式中， $D_{T,R}$ 是辐射类型 R 在组织或器官 T 内所致的平均吸收剂量， w_R 是辐射类型 R 的辐射权重因子。当辐射场是由具有不同 w_R 值的不同类型的辐射所组成时，当量剂量为：

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

当量剂量的单位是希沃特（Sv），等于 $J \text{ 千克}^{-1}$ 。有时雷姆（rem）也被用作当量剂量和有效剂量的单位，1 雷姆等于 0.01 希沃特。

调查水平 investigation level

有效剂量、摄入量或单位面积或单位体积的污染水平等量的值，达到或超过该值时应进行调查。

法定限值 authorized limit

由监管部门确定或正式接受的某一可测量的量（包括设备的可运行性）的限值（有时，此类限值在运行限值和条件的范围内确定）。

放射屏障 radiological barriers

包容放射性物质和（或）保护人员免受放射性物质照射的实体屏障。

放射性的 radiological

形容辐射和（表面的和气载的）污染的一个词。

放射性物质 radioactive material

因其放射性而被国家法律或监管部门指定需要接受监管控制的物质。

放射源 radioactive source

被永久密封在包壳内或紧密结合在一起并呈固体形态的未免除监管控制的放射性物质。它还包括放射源泄漏或破碎时释放的任何放射性物质，但不包括为处置目的而封装的放射性物质或属于研究堆和动力堆的核燃料循环范围内的核材料[19]。

辐射发生器 Radiation generator

能产生可供科学、工业或医学目的使用的 X 射线、中子、电子或其他带电粒子等辐射的装置[14]。

辐射源 radiation source

辐射发生器或放射源，或处于研究堆和动力堆的核燃料循环范畴之外的其他放射性物质[16]。

附加因素 additional factors

能够引起事件的基本级别提高的因素。附加因素考虑事件中那些可能表明设施或设施的组织实施进一步下降的方面。考虑的因素如共因故障、程序不完备和安全文化问题等。

高度可靠的安全层 highly reliable safety layer

在某些情况下，可供利用的时间可以使得有一系列的潜在安全层可供利用，而在安全论证中，认为没有必要具体地列出其中的每一个层次或将如何使其中的每个层次可供利用的详情纳入到程序中。在这类情况下（如果有一系列切实可行的措施可供实施），这种可供利用的时间本身就是一个高度可靠的安全层。

高完整性安全层 high integrity safety layer

高完整性安全层具有下列所有特性：

- (a) 这种安全层设计用于应对所有有关的设计基准故障，并在工厂的安全论证中被明确地或含蓄地确认为需要特别高的可靠性或完整性。
- (b) 这种安全层的完整性通过适当的监测或检查来保证，以便完整性的任何降级得到确认。
- (c) 如果探测到安全层发生任何降级，有应对事件和实施纠正行动的明确手段，或者利用预先制定的程序，或者有可用于纠正或缓解故障的足够长时间。

工作区 operating area

工作人员无需特别许可即可进出的区域。不包括因污染水平或辐射水平需要（较一般需要个人剂量计和（或）工作服更严格的）特殊控制措施的区域。

工作人员 worker

全职、非全职或临时为雇主工作并且已经承认其在职业辐射防护方面的权利和义务的人员（个体经营者被视为拥有雇主和工作人员的双重职责）[14]。

共因故障 common cause failure

由单一特定事件或原因引起两个或多个构筑物、系统和部件失效[16]。

这类事件或原因例如：设计缺陷、制造缺陷、运行和维护错误、自然现象、人因事件、信号饱和，或由工厂内任何其他操作或失效或由周围条件改变所引起的非预计级联效应等。

货包 package

提交运输的装有放射性内容物的包装体。货包有多种类型：

- (1) 例外货包；
- (2) 1 型工业货包（IP-1 型）；
- (3) 2 型工业货包（IP-2 型）；
- (4) 3 型工业货包（IP-3 型）；
- (5) A 型货包；
- (6) B（U）型货包；
- (7) B（M）型货包；
- (8) C 型货包。

在《运输条例》[6]中规定了每种类型货包的详细技术规格和要求。

基本定级 basic rating

考虑附加因素之前的定级，是完全根据实际设备或行政管理失效的重要性确定的。

剂量 dose

辐射在目标物中所沉积能量的一种量度[16]。该词一旦在具体的定义中使用，还需要进一步细化，如吸收剂量、有效剂量、全身照射剂量、相对生物效应加权剂量等。

剂量限值 dose limit

个人在受控实践中受到的不得超过的有效剂量值或当量剂量值[14]。需要考虑的限值包括全身有效剂量、皮肤剂量、肢体剂量和眼晶体剂量。

剂量约束值 dose constraint

对源所致个人剂量预先规定的限值，作为对该源的防护和安全最优化时的剂量上限[16]。

经批准的设施 authorized facilities

已经获得某种特定方式批准的设施。这类设施包括：核设施、辐照设施、某些采矿与原材料加工设施（如铀矿）、放射性废物管理设施，以及因其规模而需要考虑防护与安全问题的生产、加工、使用、操作、贮存或处置放射性物质的任何其他场所或装备辐射发生器的场所。

内照射 internal exposure

由体内源引起的照射[16]。

年剂量 annual dose

一年内由外照射产生的剂量与该年内由摄入放射性核素产生的待积剂量之和[16]。

确定性效应 deterministic effect

辐射的一种健康效应，该效应通常存在一个剂量阈值水平，当超过该水平时，剂量越高，健康效应的严重性就越大[14]。

注：阈值剂量水平是特定健康效应所特有的，但在有限的程度上也与受照个人有关。确定性效应的例子包括红斑和急性辐射综合症（辐射病症）。

设备的可运行性 operability of equipment

设备以所要求的方式执行所要求功能的能力。

实际后果 actual consequences

在本手册中，这一术语是指利用对人和环境影响的评价准则和对设施放射屏障和控制影响的评价准则所估计的后果。这与利用纵深防御降级准则所估计的事件不同，纵深防御降级准则涵盖虽然没有实际后果但是用于防止或应对事故的措施没有如期运行的事件。

实践 practice

引入新的照射源或照射途径、或扩大受照人员范围、或改变现有源的照射途径网络从而使人们受到的照射或受到照射的可能性或受到照射的人数增加的任何人类活动[14]。

注：诸如“经批准的实践”、“受控的实践”和“受监管的实践”等术语用于区别那些受监管控制的实践和其他虽然满足实践的定义但不需要或不服从法律控制的实践。

始发事件 initiator (initiating event)

始发事件是指安全分析中明确指出能导致偏离正常运行状态并需要一个或多个安全功能发挥作用的事件。

事故 accident

就事件报告和分析而言，事故是对人员、环境或设施已造成严重后果的事件，例如人员伤亡、大量放射性物质释入环境、反应堆堆芯熔化等。为了向公众通报事件的严重程度，核事件分级表将各种事件分为七级，并使用术语“事故”来描述 4 级或 4 级以上的事件。严重程度较低的事件称为事件。

注：在安全分析和国际原子能机构的安全标准中，术语“事故”更为普遍地用来表示“从防护或安全的观点看，其后果或潜在后果不容忽视的任何意外事件，包括操作错误、设备失效或其他灾祸”[14]。因此，按照安全标准的定义，被认为是事故的事在公众交流和核事件分级表术语中可能是事故，也可能是事件。核事件分级表中这个具体的定义可用来帮助公众理解安全意义。

事件 event

需要向监管部门或营运者报告或向公众通报的所发生的任何事情。

事件 incident

就事件报告和分析而言，术语“事件”用于描述严重程度低于事故的事件。为了向公众通报事件的重要程度，核事件分级表将各种事件分为七级，并利用术语“事件”来描述 3 级或 3 级以下的事件。严重程度较高的事件称为事故。

随机性效应 stochastic effect

一种由辐射诱发的健康效应，其发生概率随辐射剂量的增加而增大，而其（如果发生）严重程度与剂量无关[16]。

注：随机性效应的发生通常不存在剂量阈值水平。如各种形式的癌症和白血病。

外照射 external exposure

由体外源引起的照射[16]。

无看管源 orphan source

因从未接受过监管控制或者因已被抛弃、丢失、误置、被盗或未经适当批准被转移而不在监管控制下的放射源[19]。

吸收剂量 absorbed dose

基本的剂量学量 D，定义为：

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm}$$

式中， $d\varepsilon$ 是电离辐射授予某一体积元内物质的平均能量， dm 是该体积元内物质的质量。吸收剂量的 SI 单位是焦耳/千克 ($J \cdot kg^{-1}$)，称为戈瑞（戈瑞）[14]。

相对生物效应加权吸收剂量 RBE weighted absorbed dose

器官或组织的吸收剂量与引起该剂量的辐射的相对生物效应（RBE）的乘积 AD_T ：

$$AD_T = \sum_R D_T^R \times RBE_T^R$$

式中， D_T^R 是组织 T 内由辐射 R 引起的器官剂量， RBE_T^R 是辐射 R 在特定器官或组织 T 内产生特定效应的相对生物效应。相对生物效应加权吸收剂量的单位是 $J \cdot \text{千克}^{-1}$ ，称为戈瑞-当量（戈瑞-Eq）。

相对生物效应加权吸收剂量用于考虑因辐射性质不同在参考人的器官或组织内产生确定性健康效应的生物效应的差别[5]。

易裂变材料 fissile material

铀-233、铀-235、钚-239、钚-241 或这些放射性核素的任何组合。本定义不包括：

- (a) 未经辐照的天然铀或贫化铀；
- (b) 仅在热堆中辐照过的天然铀或贫化铀[16]。

营运者 operator

申请批准或已被批准从事某些活动或与任何核设施或电离辐射源有关的工作和（或）在其从事这些活动或与任何核设施或电离辐射源有关的工作时负责核安全、辐射安全、放射性废物安全或运输安全的任何单位或个人。其中除其他外，特别包括私营个体、政府部门、发货人或承运人、许可证持有者、医院和自营职业者等[16]。

注： 营运者包括那些在源使用期间直接控制设施或活动的人员（例如射线照相技师或承运人），或是在源不受控制的情况下（例如丢失的或被非法转移的源或重返大气层的卫星）在对源失去控制之前对源负有责任的那些人员。

注： 与营运组织同义。

营运组织 operating organization

申请批准或已被批准运行经批准的设施并负责该设施安全的单位。

注：实际上，对于经批准的设施而言，营运组织通常也是许可证持有者或注册者。

亦见营运者。

有效剂量 effective dose

用以反映可能由剂量引起的辐射危害大小的剂量量度。由任何类型的辐射和任何照射模式所引起的有效剂量，它们的值是可以直接进行比较的。有效剂量 E 被定义为人体各组织的当量剂量乘以相应的组织权重因子后所得乘积之和：

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T$$

式中， H_T 是组织 T 接受的当量剂量， w_T 是组织 T 的组织权重因子。由当量剂量的定义，可得：

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

式中， w_R 是辐射 R 的辐射权重因子， $D_{T,R}$ 是器官或组织 T 内的平均吸收剂量[14]。

有效剂量的单位是希沃特 (Sv)，等于焦/千克 ($J \cdot kg^{-1}$)。有时雷姆 (rem) 也被用作当量剂量和有效剂量的单位，1 雷姆等于 0.01 希沃特。

源 source

可以通过发出电离辐射或通过释放放射性物质引起照射而且为防护和安全目的可以看作一个实体的一切[16]。

例如，发射氡的物质是存在于环境中的源，灭菌用伽马辐照装置是一种用于食品辐照保鲜实践的源，X 射线装置可以是放射性诊断实践中使用的源；核电厂是通过核裂变发电的实践的组成部分，因此可以看作是一个

源（例如在向环境排放方面）或看作是多个源的集合体（例如为职业辐射防护目的）。

运行人员 operating personnel

参加已批准设施运行的各个工作人员。

运行限值和条件 operational limits and conditions

经监管部门批准的用于经批准的设施安全运行的一套规则，它列出参数限值、设备和人员履行功能的能力以及设备的性能水平和人员的绩效水平[16]。（在大多数国家中，与核电厂有关的运行限值和条件均包括在《技术规格书》中）。

照射 exposure

受照的行为或状态[16]。

注：照射不应用作剂量的同义词。剂量是对照射效应的一种量度。

纵深防御 defence in depth

多种设备和程序在不同层次的分级运用，以防止预计运行事件逐步升级并保持置于辐射源或放射性物质与工作人员、公众或环境之间的实体屏障的有效性[16]。

详见第 4 章、第 5 章和第 6 章的引言、附件 I 和 INSAG-10[17]。

图 清 单

图 1.	实例 41 的安全措施示意图	118
图 2.	实例 44 和实例 46 的安全措施示意图	121
图 3.	实例 48 的冷却系统简图	127
图 4.	核事件分级表的一般定级程序	138
图 5.	对人和环境影响的定级程序	139
图 6.	设施放射屏障和控制影响的定级程序	140
图 7.	纵深防御影响的一般定级程序	141
图 8.	运输和辐射源事件中的纵深防御影响定级程序	142
图 9.	带功率运行反应堆中的纵深防御影响定级程序	143
图 10.	燃料循环设施、研究堆、加速器或装有 1 类源的设施以及 未带功率运行反应堆中的纵深防御影响定级程序	144

表 清 单

表 1.	核事件分级表事件分级的一般准则	3
表 2.	释放到大气中的同位素相对于碘-131 的放射性当量	15
表 3.	根据个人剂量进行定级一览表	20
表 4.	设施污染的放射性当量	33
表 5.	A/D 比、源的类别、最大的可能后果和按纵深防御定级 之间的关系	41
表 6.	对于丢失或找到的放射源、装置或运输货包的事件分级	46
表 7.	涉及安全措施功能减退的事件的分级	47
表 8.	其他安全相关事件的分级	49
表 9.	具有真实始发事件的事件	71
表 10.	没有真实始发事件的事件	74
表 11.	运用安全层法给事件定级	107
表 12.	核事件分级表核设施事件定级准则实例说明	145
表 13.	核事件分级表辐射源相关事件定级准则实例说明	146
表 14.	设施污染因子（仅考虑吸入）	149
表 15.	大气释放：来自地面沉积和吸入的剂量	150
表 16.	放射性当量	151
表 17.	过量照射的致命确定性效应的可能性	152
表 18.	来自外照射的相对生物效应加权剂量的阈值水平	153
表 19.	来自内照射的待积相对生物效应加权剂量的阈值水平	154
表 20.	用于评价严重确定性健康效应的相对生物效应	155
表 21.	各种同位素的 D_2 值	156
表 22.	各种同位素的 D 值	158
表 23.	通常实践的分类	160

实 例 清 单

实例 1. 一家医院的一名电工受到过度照射 — 2 级	21
实例 2. 一名射线照相师受到过度照射 — 2 级	21
实例 3. 一名工业射线照相师受到过度照射 — 3 级	22
实例 4. 一个高活度废放射源破裂 — 5 级	23
实例 5. 一座反应堆发生碘-131 释放 — 5 级	24
实例 6. 一座后处理设施中的高放废物贮存罐发生过热 — 6 级	25
实例 7. 在临界事故和火灾之后发生大范围放射性释放 — 7 级	26
实例 8. 一座生产放射源的实验室发生的事件 — 分级表以下/0 级	34
实例 9. 一座反应堆发生燃料损坏 — 分级表以下/0 级	34
实例 10. 被钚污染的液体洒落到实验室地板上 — 2 级	35
实例 11. 一座后处理设施发生钚吸收 — 2 级	36
实例 12. 一座核设施附近的疏散 — 4 级	36
实例 13. 堆芯熔化 — 5 级	37
实例 14. 一个工业射线照相源解体和回收 — 分级表以下/0 级	50
实例 15. 一辆运载乏燃料的列车出轨 — 分级表以下/0 级	51
实例 16. 铲车破坏了货包 — 分级表以下/0 级	52
实例 17. 工业射线照相源被盗 — 1 级	52
实例 18. 在废金属中找到各种放射源 — 1 级	53
实例 19. 一台密度计丢失 — 1 级	54
实例 20. 放射源在运输期间被偷 — 1 级	55
实例 21. 放射性物质在核医学科洒落 — 1 级	56
实例 22. 列车与放射性物质货包碰撞 — 1 级	57
实例 23. 据称是空的运输用集装箱被发现装有核材料 — 1 级	58
实例 24. 胶片剂量计上出现可疑剂量 — 1 级	59

实例 25. 一个无看管源熔化 — 2 级60

实例 26. 一个高活度放射治疗源丢失 — 3 级61

实例 27. 反应堆控制棒落棒后紧急停堆 — 分级表以下/0 级80

实例 28. 反应堆不停堆换料时冷却剂泄漏 — 1 级81

实例 29. 安全壳喷淋系统因阀门处在关闭位置而不可用 — 1 级.....82

实例 30. 一回路水通过稳压器卸压箱爆破膜泄漏 — 1 级.....83

实例 31. 换料时燃料组件跌落 — 1 级85

实例 32. 局部超功率探测器的校准不正确 — 1 级86

实例 33. 例行检测期间安全系统系列发生故障 — 1 级.....87

实例 34. 电厂有关水淹事件的设计也许不能减轻管道系统
失效的后果 — 1 级88

实例 35. 主电网供电切断后两台应急柴油发电机组未能启动 — 2 级.....90

实例 36. 失去强迫气体循环 15 分钟到 20 分钟 — 2 级.....92

实例 37. 一回路小泄漏 — 2 级94

实例 38. 天气寒冷导致取水口部分阻塞 — 3 级94

实例 39. 龙卷风引起的电网扰动造成机组紧急停堆 — 3 级.....96

实例 40. 汽轮机厂房失火造成全厂断电 — 3 级97

实例 41. 由冷却剂压力升高引起的停堆冷却丧失 — 分级表以下/0 级.....117

实例 42. 由压力传感器误操作引起的停堆冷却丧失 — 分级表以下/0 级...119

实例 43. 停堆冷却完全丧失 — 1 级120

实例 44. 由冷却剂压力升高引起的停堆冷却丧失 — 2 级.....121

实例 45. 由压力传感器误操作引起的停堆冷却丧失 — 3 级.....122

实例 46. 由冷却剂压力升高引起的停堆冷却丧失 — 3 级.....123

实例 47. 燃料元件溶解器液面以上空间增压 — 分级表以下/0 级.....124

实例 48. 一座小型研究堆丧失冷却 — 分级表以下/0 级125

实例 49. 一座核燃料循环设施出现高辐射水平 — 分级表以下/0 级.....127

实例 50. 工作人员受到的累积全身剂量超过剂量限值 — 1 级.....129

实例 51. 临界控制失效 — 1 级 130

实例 52. 一座燃料制造设施长时间丧失通风 — 1 级 131

实例 53. 一屏蔽门联锁系统发生故障 — 2 级 132

实例 54. 研究堆在装料期间功率激增 — 2 级 134

实例 55. 一座核燃料循环设施差点达到临界 — 2 级 135

参与起草和审查人员名单

核事件分级表咨询委员会成员（截至 2008 年 6 月 30 日）

Abe, K.	日本核能安全组织
Dos Santos, R.	巴西国家核能委员会辐射防护与剂量 测定研究所
Gauvain, J. (经合组织核能机构联络人员)	经济合作与发展组织/核能机构
Jones, C.G.	美国核管理委员会
Jouve, A.	法国核安全局
Ramirez, M.L.	西班牙核安全委员会
Sharma, S.K.	印度原子能部
Spiegelberg Planer, R. (国际原子能机构核事件 分级表协调员)	国际原子能机构
Stott, A.K.	南非 Eskom 控股有限公司
van Iddekinge, F.	荷兰住房、空间规划和环境部
Vlahov, N.	保加利亚核管理机构
Woodcock, C.	英国塞拉菲尔德有限公司

核事件分级表国家官员（截至 2008 年 6 月 30 日）

Agapov, A.M.	俄罗斯联邦原子能部
Al-Suleiman, K.M.	沙特阿拉伯国王阿卜杜勒阿齐兹科技城
Ananenko, A.	乌克兰国家核管理委员会
Assi, M.	黎巴嫩原子能委员会
Basaez Pizarro, H.	智利核能委员会
Belamarić, N.	克罗地亚国家辐射防护办公室
Bermudez Jimenez, L.A.	哥斯达黎加原子能委员会
Breuskin, P.	卢森堡卫生部
Cao, S.	中国国家原子能机构
Chande, S.K.	印度原子能管理委员会
Ciurea-Ercau, C.M.	罗马尼亚国家核活动管理委员会
Coenen, S.	比利时联邦核能管理机构
Freire de Nave, D.Y.	危地马拉核能管理局
Glazunov, A.	立陶宛伊格那林那核电厂
Gonzalez, V.	墨西哥国家核和辐射安全委员会
Grimaldi, G.	意大利环境保护和研究协会
Gulol, O. O.	土耳其原子能管理局
Guterres, R.	巴西国家核能委员会
Heilbron, P.	巴西国家核能委员会
Hofer, P.	奥地利联邦农业、林业和水管理部
Hornkjol, S.	挪威辐射防护管理局

Huang, F.	中国核动力运行研究院
Isasia González, R.	西班牙核安全委员会
Jones, R.	大不列颠及北爱尔兰联合王国核安全管理局
Jones, C.G.	美国核管理委员会
Jouve, A.	法国核安全局
Jovanovic, S.	黑山大学科学研究院
Kampmann, D.	丹麦应急管理机构
Kim, S.	大韩民国科技部
Koskiniemi, T.	芬兰辐射和核安全管理局
Larsson, N.	瑞典辐射安全管理局
Lavalle Heilbron, P.F.	巴西国家核能委员会
Linhart, O.	捷克共和国国家核安全办公室
Linsenmaier, B.	瑞士联邦核安全管理局
Maltezos, A.	希腊原子能委员会
Malu wa Kalenga	刚果民主共和国原子能委员会
Mansoor, F.	巴基斯坦原子能委员会
Maqua, M.	德国核反应堆设备协会
Melkumyan, A.	亚美尼亚核管理局
Metke, E.	斯洛伐克核管理局
Morishita, Y.	日本核和工业安全机构
Mottl, V.	澳大利亚辐射防护和核安全机构
Muller, A.	南非国家核管理局

Nemec, T.	斯洛文尼亚核安全管理局
Nhi Dien, N.	越南核研究协会
Nyisztor, D.	匈牙利原子能管理局
Oliveira Martins, J.	葡萄牙环境机构
Palsson, S.E.	冰岛辐射防护协会
Perez, S.	阿根廷核管理局
Pollard, D.	爱尔兰放射防护协会
Popov, B.	白俄罗斯科学院能源问题研究所
Rahman, M.	孟加拉原子能委员会
Ramirez, R.	秘鲁核能研究所
Rashad, S.	埃及原子能管理局
Ragheb, H.	加拿大核安全委员会
Rastkhah, N.	伊朗原子能组织
Sharipov, M.	哈萨克斯坦原子能委员会
Silva, W.A.P.	斯里兰卡原子能管理局
Skarzewski, M.	波兰国家辐射和核安全管理局
Suman, H.	阿拉伯叙利亚共和国原子能委员会
Suyama, K.	日本教育、文化、体育和科学技术部
Thielen, G.	德国核反应堆设备协会
Valcic, I.	克罗地亚国家核安全办公室
van Iddekinge, F.	荷兰住房、空间规划和环境部
Vinhas, L.	巴西国家核能委员会

Vlahov, N.	保加利亚核管理机构
Wild, V.	德国核反应堆设备协会
Yousef, S.	科威特卫生部
Zhang, F.	中国国家原子能机构
Zhuk, Y.	俄罗斯联邦全俄核电厂运行研究院

国际组织

O'Donovan, M.	欧洲原子能论坛
Tallebois, C.	欧洲原子能论坛
Welsh, G.	世界核电营运者联合会

国际原子能机构审查人员

Baciu, F.
Buglova, E.
Czarwinski, R.
Dodd, B.（国际原子能机构顾问）
Eklund, M.
Friedrich, V.
Mc Kenna, T.
Spiegelberg Planer, R.
Wangler, M.
Wheatley, J

技术委员会会议

奥地利维也纳：2008 年 7 月 1—4 日

顾问会议

南非开普敦：2006 年 10 月 9—13 日

奥地利维也纳：2007 年 6 月 4—8 日，2007 年 9 月 10—21 日，
2008 年 2 月 18—22 日

核事件分级表咨询委员会会议

奥地利维也纳：2007 年 3 月 19—23 日，2008 年 3 月 17—20 日

国际核和放射事件分级表（核事件分级表）是 1990 年由国际原子能机构和经济合作与发展组织核能机构召集的专家联合编制的，目的是通报事件的安全重要性。本版《国际核和放射事件分级表使用者手册》旨在为那些需要利用本分级表完成对事件的安全重要性程度进行定级任务的人员提供便利。它包括补充指导意见和情况说明，并提供了有关延伸使用核事件分级表的若干实例和解释。期望借助新版手册，核事件分级表将得到成员国的广泛应用，并且成为全球性分级表，用于对与放射性物质和辐射源运输、贮存和使用相关的任何事件的安全重要性进行正确分析，无论这些事件是否发生在设施中。