

安全丛书

No.50-SG-D9

国际原子能机构安全导则

安全导则 核动力厂辐射防护的 设计问题



国际原子能机构，维也纳，1991

IAEA 安全丛书分类

1978 年之后，属于安全丛书的各种出版物被分为下列四种：

(1) **IAEA 安全标准** 这类出版物包括机构理事会于 1976 年 2 月 25 日通过并载于 IAEA 文件 INFCIRC/18/Rev.1 的“国际原子能机构的安全标准和措施”所规定的本机构安全标准。这类标准是经过理事会的批准出版的，因此是本机构的业务和受本机构援助的活动所必须遵守的。这类标准由本机构的基本安全标准、本机构的专用规章和本机构的实施法规所构成。封面的下半页印有宽的红色标带。

(2) **IAEA 安全导则** 据 IAEA 文件 INFCIRC/18/Rev.1, IAEA 安全导则的目的是补充说明 IAEA 安全标准并为执行这些安全标准推荐一个或数个可以采用的程序。这类出版物是经过本机构总干事的批准出版的。封面的下半页印有宽的绿色标带。

(3) **推荐性文件** 这类出版物包括指导安全实践的一般推荐性文件，是经过本机构总干事的批准出版的。封面的下半页印有宽的棕色标带。

(4) **程序和数据** 这类出版物包括与安全问题有关的程序、技术和准则，是经过本机构总干事的批准出版的。封面的下半页印有宽的蓝色标带。

注：属于 NUSS 计划（核安全标准计划）范围内的所有出版物，其封面的上半页均有宽的黄色标带。

安 全 导 则

核动力厂辐射防护的设计问题

下列国家是国际原子能机构的成员国：

阿富汗	海地	巴拿马
阿尔巴尼亚	教廷	巴拉圭
阿尔及利亚	匈牙利	秘鲁
阿根廷	冰岛	菲律宾
澳大利亚	印度	波兰
奥地利	印度尼西亚	葡萄牙
孟加拉国	伊朗伊斯兰共和国	卡塔尔
比利时	伊拉克	罗马尼亚
玻利维亚	爱尔兰	沙特阿拉伯
巴西	以色列	塞内加尔
保加利亚	意大利	塞拉利昂
白俄罗斯苏维埃社会主义共和国	牙买加	新加坡
喀麦隆	日本	南非
加拿大	约旦	西班牙
智利	肯尼亚	斯里兰卡
中国	大韩民国	苏丹
哥伦比亚	科威特	瑞典
哥斯达黎加	黎巴嫩	瑞士
科特迪瓦	利比里亚	阿拉伯叙利亚共和国
古巴	阿拉伯利比亚民众国	泰国
塞浦路斯	列支敦士登	突尼斯
捷克斯洛伐克	卢森堡	土耳其
民主柬埔寨	马达加斯加	乌克兰
朝鲜民主主义人民共和国	马来西亚	乌克兰苏维埃社会主义共和国
丹麦	马里	苏维埃社会主义共和国联盟
多米尼加共和国	毛里求斯	阿拉伯联合酋长国
厄瓜多尔	墨西哥	大不列颠及北爱尔兰联合王国
埃及	摩纳哥	坦桑尼亚联合共和国
萨尔瓦多	蒙古	美利坚合众国
埃塞俄比亚	摩洛哥	乌拉圭
芬兰	缅甸	委内瑞拉
法国	纳米比亚	越南
加蓬	荷兰	南斯拉夫
德意志民主共和国	新西兰	扎伊尔
德意志联邦共和国	尼加拉瓜	赞比亚
加纳	尼日尔	津巴布韦
希腊	尼日利亚	
危地马拉	挪威	
	巴基斯坦	

本机构的《规约》于1956年10月23日经在纽约联合国总部举行的国际原子能机构规约会议通过，并于1957年7月29日生效。本机构的总部设在维也纳。本机构的主要目标是“加速和扩大原子能对世界和平、健康及繁荣的贡献”。

© IAEA, 1991 年

需要翻印或翻译本出版物中所含的资料时，请按下述地址与国际原子能机构书面联系，以取得本机构的许可：Wagramerstrasse 5, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria

国际原子能机构印于奥地利
1991 年 12 月

序

总干事

不论发达国家还是发展中国家，其能源需求均在持续不断地增长。象石油和天然气这类传统能源，可能在今后几十年内耗尽，而现有的能源生产能力已日益难以满足当前世界范围的能源需求。据专家们估计，到本世纪末，我们就可能要面临能源短缺的局面。在新能源中，核能因其成熟的工艺而成为弥补未来能源缺口的唯一的、最重要的可靠能源。

在过去 25 年中，已有 19 个国家建造了核动力厂。现有 200 多座动力反应堆在运行，还有 150 座正在计划建造。从长远看，核能将在世界能源规划发展中发挥愈来愈重要的作用。

核工业从出现以来，始终保持着首屈一指的安全记录。鉴于核动力安全的重要性，并希望把这个记录保持下去，国际原子能机构制定了一项广泛的计划，在与热中子动力堆有关的许多安全问题上给成员国提供指导。这项计划就是众所周知的 NUSS 计划（NUSS 是 Nuclear Safety Standards 的缩写），即核安全标准计划。目前该计划包括以实施法规和安全导则的形式编写和出版的约 50 本书。这些书正在作为机构的安全丛书出版，每一本都有英文、法文、俄文和西班牙文版本^①。这些书在必要时将根据经验加以修订，使其内容得到更新。

这项计划面临的任务是繁杂而又艰巨的，需要组织大量的会议来起草、审查、修改、统一和批准这些文件。国际原子能机构感谢许多成员国，它们慷慨地提供了专家和资料；也感谢许多个人，他们的名字列在已发表的参与人员名单中，这些人花费了时间和精力来帮助实施这个计划；还真诚地向参与这项工作的国际组织致以谢意。

这些实施法规和安全导则，是本机构出版的推荐性文件，供成员国按自己的核安全要求加以利用。愿意与国际原子能机构签订协议，以便在核动力厂选址、建造、调试、运行或退役方面从本机构获得援助的成员国，将被要求遵守属于该协议规定活动范围的那部分实施法规和安全导则。但是应当承认，在任何许可证审批程序中的最终决定权和法律责任，总是属于该成员国的。

NUSS 出版物事先假定有一个全国性的体系，在这个体系内的各方，如管理机构、许可证申请者 / 持有者、供应者或制造者等，要各善其事。然

^① 从 1986 年起增补中文版本。

而，如涉及一个以上的成员国，那就可能有必要根据国情和成员国之间及各组织间的有关协议对所述程序作某些修改。

这些法规和导则是以这种形式编写的，即只要成员国决定采用，就能把这些文件的内容直接应用于它所管辖的各项活动。因此，根据法规和导则的惯例并按照高级顾问组的建议，行文中采用了“必须”和“应该”二词，使可能的使用者区别是坚持要求还是希望采用。

保证为子孙后代提供充足而安全的能源，从而对提高他们的福利和生活水平有所贡献这样一个任务，是我们大家都关心的事。希望本书以及根据 NUSS 计划正在出版的其他文件，能对这个任务有所裨益。

说 明

高级顾问组

国际原子能机构关于制定核动力厂实施法规和安全导则的计划，已载于 IAEA 文件 GC (XVIII) / 526 / Mod. 1。这个计划称作 NUSS 计划，它讨论放射安全问题，而且目前只限于陆上固定式热中子反应堆核动力厂。本书就是根据这个计划出版的。

总干事为实施该计划而在 1974 年 9 月设立的高级顾问组选定了实施法规的五个题目，并草拟了一份有助于实施这五种法规的安全导则的暂定书目。高级顾问组被委以在这项计划的各个阶段对其进行监督、审查和咨询的任务，以及批准将递交总干事的文件草案。已针对每个实施法规成立了一个相应的技术审查委员会，各委员会均由成员国的专家们组成。

按照上述 IAEA 文件所规定的程序，实施法规和安全导则——它们基于不同国家的组织体制和实践方面的文件和经验——由来自成员国的两三位专家同本机构的工作人员组成的专家工作组首先草拟。然后再由相应的技术审查委员会进行审查和修改。这项工作既利用公开的资料，也利用非公开的资料，如成员国对征求意见表的答复等。

经技术审查委员会修改后的文件草案，提交高级顾问组。在高级顾问组认可后，要把英、法、俄和西班牙文本送交各成员国征求意见。技术审查委员会根据这些意见进行修改与补充，再经高级顾问组进一步审查之后，文件草案就递交总干事，由他在适当的时候送交理事会，进行出版前的最后核准。

五种实施法规包括下列题目：

管理核动力厂的政府机构；
核动力厂选址的安全问题；
核动力厂安全设计；
核动力厂运行中的安全问题；
核动力厂安全方面的质量保证。

这五种实施法规确定了为实现核动力厂充分安全运行应达到的目标和最低要求。

出版安全导则，是为了说明并向成员国提供实施有关法规特定部分的可接受的方法。如果采用的方法和方案与这些导则中规定的不同，但它们提供了至少相当的保证，说明核动力厂可以安全运行而不会给广大公众和厂内人员的健康和安全带来过大的危险，那么这样的方法和方案也是可以接受的。虽然这些实施法规和安全导则为安全建立了必要的基础，但它们也可能不充分或不适用。必要时应参考国际原子能机构出版的其他安全方面的文件。

为了适应特殊情况，有时可能需要满足附加要求。而且，还会有一些特殊问题，必须由专家们根据具体情况加以分析。

易裂变物质和放射性物质以及整个核动力厂的实体保卫只在适当场合笼统提到，未加详细讨论。工业安全和环境保护的非放射性方面的问题，没有明确地加以考虑。

文件中的附件，要看作是文件的一个不可分割的组成部分，而且与正文具有同样的地位。

另一方面，附录、脚注、参与人员名单和参考书目仅仅是为了给使用者提供可能有帮助的资料或实际事例。补充的书目资料有时可从本机构得到。

每本书中都附有有关的定义。

出版这些书的目的是为了成员国的管理机构和有关单位在适合时使用。为了完整地理解这些书的内容，还应参阅其他有关实施法规和安全导则。

注 释

本安全导则的正文引证了 **NUSS** 计划的下列出版物：

安全丛书 No. 50-SG-G6；	安全丛书 No. 50-SG-D3；
安全丛书 No. 50-SG-S3；	安全丛书 No. 50-SG-D8；
安全丛书 No. 50-SG-O5；	安全丛书 No. 50-SG-D11；
安全丛书 No. 50-SG-O6；	安全丛书 No. 50-SG-D13。
安全丛书 No. 50-C-D；	

本导则的后面附有 **NUSS** 计划书目及其出版年份。本导则的最后一页刊有如何订购国际原子能机构出版物的说明。

目 录

1. 引言	1
1.1. 概述	1
1.2. 范围	1
2. 辐射防护的基本概念	2
2.1. 设计目标	2
2.2. 运行状态期间的剂量当量限值	2
2.3. 事故分析用的照射标准	2
3. 设计中的辐射防护问题	3
3.1. “ALARA”原则	3
3.2. 运行状态的设计惯例	4
3.2.1. 设计方法	4
3.2.2. 厂区人员辐射防护的设计程序	4
3.2.3. 辐射剂量的评定	5
3.3. 事故工况的设计惯例	6
3.4. 辐射防护监测	6
4. 正常运行期间的辐射源	7
4.1. 反应堆堆芯和反应堆容器	7
4.2. 反应堆冷却剂和流体慢化剂系统	7
4.3. 蒸汽和汽轮机系统	8
4.4. 废物处理系统	9
4.4.1. 液体废物处理系统	9
4.4.2. 气体处理系统	9
4.4.3. 固体废物	11
4.5. 辐照过的燃料	11
4.6. 新燃料贮存	12
4.7. 去污装置	12
4.8. 其他辐射源	12

5. 事故工况下的辐射源	12
5.1. 引言	12
5.2. 轻水反应堆	13
5.2.1. 冷却剂流失事故	13
5.2.2. 沸水反应堆蒸汽管道的破裂	13
5.2.3. 压水反应堆蒸汽管道的破裂	14
5.2.4. 燃料装卸事故	14
5.2.5. 辅助系统事故	15
5.3. 金属包壳 UO_2 燃料的 CO_2 冷却反应堆	15
5.3.1. 单通道故障	15
5.3.2. 卸压事故	16
5.3.3. 其他事故	17
5.4. 重水反应堆	17
5.5. 不停堆换料的反应堆	17
6. 运行状态期间厂区人员的防护	18
6.1. 动力厂布置	18
6.1.1. 监督区和控制区	18
6.1.2. 划分区域	19
6.1.3. 更衣室	20
6.1.4. 进出和停留管制	20
6.2. 冷却剂辐射源的运输	21
6.3. 系统设计	23
6.4. 部件设计	24
6.5. 对维护的设计支持	24
6.6. 遥控技术	25
6.7. 去污	25
6.8. 屏蔽	26
6.8.1. 屏蔽设计	26
6.8.2. 屏蔽贯穿件	28
6.9. 通风	29
6.10. 固体废物处理系统	30
6.11. 液体和气体废物处理系统	30

7. 事故工况下厂区人员的防护	31
8. 运行状态期间公众的防护	32
8.1. 照射准则	32
8.2. 排出流处理系统	32
8.2.1. 液体处理系统	32
8.2.2. 气体处理系统	33
8.2.3. 通风空气处理系统	33
8.3. 屏蔽	33
9. 事故工况下公众的防护	34
10. 确定运行状态期间辐射剂量率的准则	34
10.1. 辐射源计算	35
10.2. 穿过屏蔽的辐射输运	36
11. 确定事故工况下潜在剂量的考虑	37
12. 运行状态期间的辐射监测	38
12.1. 个人监测	38
12.2. 动力厂内的区域监测	38
12.2.1. 外部辐射监测仪	39
12.2.2. 气载放射性和表面污染监测	39
12.2.3. 个人外部污染监测	40
12.3. 排出流监测	40
12.4. 环境监测	40
12.5. 流体系统监测	41
13. 事故工况下的辐射监测	41
14. 辐射防护的工艺监测	42
14.1. 引言	42
14.2. 破损燃料元件监测	42
14.3. 间接循环反应堆的二回路系统	43
14.4. 辅助系统	43
15. 辅助设施	43
附录 I. 放射性释放和公众中的成员的照射限值	45
附录 II. 改进型石墨慢化气冷反应堆的卸压事故	48

附录 III. 核动力厂的区域划分	50
附录 IV. 辐射源和通量的计算方法	58
附录 V. 高级顾问组关于核动力厂辐射防护定量最优化任务的说明	64
缩写符号	65
参考文献	67
参考书目	71
定义	73
参与人员名单	77
NUSS 计划书目	81

1. 引言

1.1. 概述

本安全导则是国际原子能机构核安全标准(NUSS)计划的组成部分,该计划的目的在于为核动力厂制定实施法规和安全导则。本书最后列出了 NUSS 计划书目。

本导则为如何实现核动力厂安全设计实施法规(国际原子能机构的安全丛书 No. 50-C-D, 以下简称《法规》)第 2.2 节和第 9 节所提出的目标提供指导。

本导则论述在从事热中子反应堆动力厂设计时为保护厂区人员和公众在运行状态和事故工况期间不受过量电离辐射照射拟做的各项规定。

本导则所概述的辐射防护原则被认为是与《辐射防护的基本安全标准》[1]相一致的,后者是在国际原子能机构(IAEA)、国际劳工局(ILO)、经济合作与发展组织(OECD)的核能机构和世界卫生组织(WHO)^① 的共同赞助下编写的一个辐射防护文件。

应该认识到,有效的辐射防护是良好的设计、高质量的建造和恰当的操作的组合。关于运行期间的辐射防护方面的程序载于国际原子能机构的安全丛书 No. 50-SG-O5《安全导则:核动力厂运行期间的辐射防护》。

1.2. 范围

本导则范围如下:

- (1) 描述剂量限制制度的原理和概念(包括遵守“ALARA”原则,参见第 2.1 节),这是核动力厂设计中实施辐射防护措施的基础;
- (2) 描述重要的辐射源和污染源,在设计中必须为厂区人员和公众提供对此的防护;
- (3) 描述为厂区人员和公众进行辐射防护设计时所采取的各项措施;
- (4) 概述用于计算厂内和厂外辐射水平的方法以及核岛设计是否提供足够的辐射防护的方法。

本导则不涉及为减少事故发生和发展的概率而采取的设计措施。这些问题在《法规》和其他安全导则中均有所考虑。本导则也不考虑为使个人和集体在核动力厂退役期间所受的辐射照射量减至最少而可能采取的设计措施。

^① 本文件采纳了 ICRP 第 26 号出版物[2]所给出的各项建议。

2. 辐射防护的基本概念

2.1. 设计目标

根据《基本安全标准》[1]所概述的辐射防护的基本原则,设计中必须采取各种措施,以实现下列设计目标:

- (1) 个人所受的辐射照射量不得超过由相应的主管部门^②所制定的适用的规定限值。附录 I 给出了某几个成员国的条例中关于放射性释放和公众受照量限值的实例。
- (2) 考虑到经济和社会的因素,辐射防护措施必须使照射量保持在可以合理达到的最低水平上(ALARA)。

为达到上述目标,设计必须考虑必要的监测和控制措施。

2.2. 运行状态期间的剂量当量限值

核动力厂的设计必须使运行状态期间厂区人员和公众所受的照射量不超过个人剂量当量的规定限值。本导则不推荐个人剂量当量的规定限值,而是让相应的主管部门去决定。为了符合《基本安全标准》[1],规定限值不得高于该文件所载的剂量限值。一旦做出继续建造核动力厂的决定,就应在早期确定剂量当量的规定限值。不过设计者必须按照“可以合理达到最低水平”的原则进行设计(参见本导则第 3 节,参考文献[1]和 ICRP 的有关出版物)。

公众中的个人成员年剂量当量限值适用于关键人群组的平均剂量当量,而关键人群组是指因动力厂运行而受到最大照射量的能代表个人的群体。必须进行运行前研究,以便使管理机构能满意地确定关键组和该关键组受照的关键途径。

剂量当量的规定限值是表示厂区人员或公众成员在所规定的一段时间内(例如季度、年度)可能受到的最大剂量。通常实际上还规定液体和气体排出流的放射性排放限值(例如,年度、季度、每月、每天的排放量,而对于更短期限,可允许在短期内增加排放量)。

2.3. 事故分析用的照射标准

必须通过所计算的剂量与设计所规定的指标的比较来判断为保护公众和厂区人员不受假设事故工况影响的设计措施是否敷用。假设事故工况和设计

^② 所给出的照射量可以表示为诸如年有效剂量当量、器官剂量、年摄入量、气载放射性浓度等等。在 NUSS 文件中定义和使用的术语“规定限值”(Prescribed limit)与《基本安全标准》[1]中使用的术语“管理限值(authorized limit)相当。

指标必须经管理机构的认可。一般来说，发生事故工况的概率越大，所规定的参考剂量应越小。管理机构可以通过对不同的事故发生概率范围规定不同的参考水平来认可这种原则。

3. 设计中的辐射防护问题

3.1. “ALARA”原则^③

考虑到经济和社会的因素，要求将总照射量保持在规定限值内和可以合理达到的最低水平上。这意味着，应通过辐射防护措施使实际工作中所产生的辐射照射量降至这样一个数值，即不值得为相应地降低辐射照射而进一步增加设计、建造和运行的费用。

辐射防护的最优化，即“可以合理达到最低水平”原则的应用通常意味着从一组防护措施中进行选择。为此，应先确定几个可行的方案，再确定比较用的标准及其相应的数值，最后评价和比较这些方案。在这种决策过程中所考虑的某些标准和输入参数是不易量化的，因而究竟采取何种防护措施往往是由有资格的专家来断定。

一般来说，这种评定的复杂程度和相应的努力程度应反映有关辐射问题的大小。在设计装置时，尤其是在对各种设计概念加以决策时，为最优化而采用定量法可能是合适的(参见附录 V)。

《基本安全标准》[1]所推荐的代价与利益的差分分析可作为辐射防护最优化的一种定量的方法。基于这种方法的防护最优水平将通过对防护代价与因减少照射而带来的利益的评定来加以确定。最优水平应体现为使总费用(即防护费用和辐射危害费用的总和)减至最少。

通常假定辐射危害费用是与动力厂运行寿期内所导致的集体有效剂量当量负担成正比。如果把其他因素(例如对危险的感受)视为危害的一个追加部分，则此部分是各受照群体中个人剂量的函数(参见参考文献[1, 2])。

用这种方法所做的最优化要求评定辐射危害的货币原值。如果要求设计中做到定量的最优化，则可以由具有所需专业技能的部门提出危害的货币价值，并且必须经管理机构批准。辐射防护最优化的成本计算问题和其他实际问题已在 ICRP 第 37 号出版物[3]中作了讨论。

^③ 在《基本安全标准》[1]中，“ALARA”被称为“辐射防护最优化”。在该文件中，正当性、最优化和个人剂量限值综合称为“剂量限制制度”。

3.2. 运行状态的设计惯例

3.2.1. 设计方法

这些年来设计惯例通常并不是严格按照“可以合理达到最低水平”的原则行事的代价与利益定量法，但却具有相同的目标和大致相同的概念基础（参见附录 V）。这包括下列各点：

- (1) 按照相距部件表面一定距离处的个人照射率和室内空气中的放射性浓度，并且通常还按照厂区人员受照射的集体剂量和公众成员的个人剂量的集体剂量规定设计目标。这些值可以从在辐射防护方面有良好运行记录的类似动力厂的所测值中导出，并必须经管理机构批准。
- (2) 对提议的设计更改所需的附加费用和由这种设计更改而使厂区人员和公众的受照量得以减少均应加以评价。所建议的各种设计更改彼此可以加以比较，并可以考虑把最有效的设计更改用于新的设计中。显然，在降低剂量会伴随费用减少时，应更改设计。但是，如果新设计尚未经过检验，则在采用重大设计更改时应持慎重态度。

3.2.2. 厂区人员辐射防护的设计程序

实际上，应按下述步骤着手实施辐射防护设计大纲：

- (1) 根据预期的剂量水平、运行程序（例如维护）和以往的经验，提出动力厂的合理布置和区域划分。对屏蔽进行审查是该过程中的一个组成部分。
- (2) 可以根据其他动力厂的经验和对工作人员的要求^④，把厂区人员的职业性剂量指标定为设计目标。所需工作人员数目只应按照运行要求来确定并不应增加，以便符合给定的照射限值。相反，设计时必须采用下述一种或几种措施，更便于符合职业性剂量指标：

(a) 通过下述方法降低工作区的剂量率：

- 减少辐射源（例如：通过去污、材料选择、过滤、净化、控制腐蚀、水化学等方法）；
- 改善屏蔽；
- 增加工作人员同辐射源的间距（例如，远距离操作）。

^④ 成员国为 1000 MW(e) 动力厂的日常运行所规定的职业性剂量指标为每年 $4-10 \text{ 人} \cdot \text{Sv}$ ($400-1000 \text{ 人} \cdot \text{Rem}$)。

(b) 通过下述方法减少在辐射场内的停留时间:

- 规定设备的高标准, 以确保很低的故障率;
- 确保设备易于维修或拆卸;
- 简化运行程序(例如, 内装式辅助设备);
- 确保便于接近和良好的照明。

(3) 可以把既定的职业性剂量指标分配到动力厂各系统和各区域以及运行、维护和检查等工作任务中。

随着设计的进展, 应估算每个系统对其工作期间的辐射照射量的影响。应估算邻近系统或气载放射性物质对该工作区的辐射照射量的附加影响。还应估算核动力厂的运行和维护功能。由于某些专业人员(例如焊工或仪表维修工)可能成为关键组, 所以根据所涉行业分别进行估算亦可能是合理的。通过设计人员在此阶段所作的初步评定, 应能确定那些超过职业性剂量指标的系统, 或者那些对照射量的影响超过本导则第2节所讨论限值的系统。这些系统应作为进一步研究的对象。

对于某些反应堆系统, 业已从现有动力厂的经验中获得其集体的辐射照射量。据此可以确定和分析对照射量的主要影响者, 以便确定是否可通过采取本节第(2)段所述的那些设计措施, 显著降低照射量。必须考虑到附加设备的费用和由于必要的运行和维护工作使厂区人员所受的辐射照射量可能增加。

3.2.3. 辐射剂量的评定

在核动力厂的设计阶段, 必须调查单个部件或装置对厂区人员和公众所受的最终剂量的影响, 以此作为评定这种剂量的可接受性或是否需要对照射加以可能的限制的依据。

对于由辐射源和放射性物质释放致使厂区人员和公众所受的个人和集体剂量当量的评定将在第10节中讨论。这些评定是基于描述这种放射性物质在环境中迁移和由此对人员的照射的模型。

为运行状态所作的这类评定在很大程度上是基于从具有相同或类似设计的核动力厂运行经验中得到的资料, 因为例如辐射源项的位置和数值是已知的, 动力厂实际释放的放射性物质的数量能以高置信度估计出来, 而且屏蔽分析法的有效性也已得到验证。但是, 对于论证是否符合厂区人员和公众所受的个人剂量限值的剂量当量评定来说, 也许有必要保守些, 以使评定结果具有高置信度。

为了从事“可以合理达到的最低水平”的研究, 各项分析应基于现实的考虑。