

辐射剂量学 and 数据处理基础知识

1 辐射剂量学简介

1.1 伴随在我们身边的辐射

我们生存的大自然里，辐射和阳光、空气、水同时存在，因为它无色、无味、无臭，人体无法直接感应，使得大家对于辐射有莫名的恐惧感。媒体有关辐射安全的炒作性报导，几乎使人人闻辐色变。

实际上我们生活中始终伴随有辐射，从某种意义上说，我们的生存已离不开辐射：例如，太阳中就有这类辐射，也就是人们常说的宇宙射线；土壤、岩石、水、植物、动物中也都存在放射性，这些造成了地球的本地辐射；在我们吃的食品中都含有 40K，⁴⁰K 就有放射性。现代医学、农业和工业已离不开核技术的应用，可以说放射性给我们现代文明做出了重要的贡献。人类在一百多年前发现辐射以来，就尝试应用于许多层面，如 X 光照射、农产品保鲜与飞机结构检测等，皆带给了我们许多的方便。事实上日常生活中已经少不了辐射的应用。

1.2 辐射是什么

我们应该深入了解辐射是什么，能利用它的优点，而避开它的危险性，不再只是莫名的害怕。为了让大家能更清楚的了解，首先介绍辐射究竟是何种现象，它是如何产生的、有哪些特性以及如何与物质，如人体等发生作用。现在就让我们一同解开这些疑问吧！

辐射，像光一样，是一种能量，如 γ 射线等的电磁波，又如 β 射线等的高速粒子流。通常我们依它们能量的高低或电离物质的能力，分成非电离辐射和电离辐射两大类：

非电离辐射：指能量低无法产生电离的辐射，例如太阳光、灯光、红外线、微波、无线电波、雷达波等。

电离辐射：指能量高，能使物质产生电离作用的辐射。以后讲的辐射都是指电离辐射。

早在 1895 年 11 月，德国物理学教授伦琴 (Roentgen) 发现一种眼睛看不见但能穿透物质的射线。因不知其名，故称为 X 射线，俗称 X 光。随后不久便发现了 X 射线会使空气电离而导电。紧接着在 1896 年 2 月，法国科学家贝克勒尔 (Becquerel) 发现铀的化合物会发出一种不同于 X 射线，但也具有穿透能力使照相底片感光的射线，当时称它为铀放射线。他是第一位发现放射性的人。1898 年 7 月在法国巴黎，居里 (Curie) 夫妇两人首次自沥青铀矿中提炼出一种新元素，命名为钋 (Po) 以纪念居里夫人的祖国波兰。同年 12 月又成功地分离出另一新元素镭 (Ra)。「放射性」(radioactivity)这个名词就是居里夫人所创的。同在 1898 年，威廉韦恩发现了带正电的质子，1899 年原籍纽(新)西兰的拉瑟福德 (Rutherford) 发现了带 2 个正电单位的 α 粒子，称为阿伐射线；还证明了带一个负电单位的贝他 (β) 射线就是电子。在 1900 年韦拉特 (Villard) 发现另一种电磁波射线，能量比 X 射线还高，命名为加马(γ)射线。不带电的中子是最后被发现的，迟至 1932 年 2 月才由查克(Chadwick) 发现。至此人类对原子核里面的构造，才有较清楚的了解。

上世纪 30 年代初期，人们已开始认识了原子的构造：原子的中心为原子核，内含质子和中子，体积很小但质量很大。原子核的外面有电子，像行星绕太阳一般，遵循着固定的轨道绕着原子核旋转。我们把原子核内质子数和中子数的总和称作质量数，例如钴-60，记成 ^{60}Co ，它有 27 个质子和 33 个中子，其质量数为 60。



图 1-1 原子结构示意图

了解辐射前的另一重要术语是同位素 (isotope)。原子结构中的数目决定元素的名称和它的性质。若某一种元素含有不同的中子数目，则称为该元素的同位素。例如钴的同位素有五种分别是 $^{56}_{27}\text{Co}$ 、 $^{57}_{27}\text{Co}$ 、 $^{58}_{27}\text{Co}$ 、 $^{59}_{27}\text{Co}$ 、 $^{60}_{27}\text{Co}$ ，这中间除了 $^{59}_{27}\text{Co}$ 是稳定同位素(无放射性)外，其余都具有放射性。这些同位素在元素周期表中具有相同的位置，因而称它们为同位素。

大陆化学元素周期表 (GB 码)

1 H 氢																	2 He 氦
3 Li 锂	4 Be 铍											5 B 硼	6 C 碳	7 N 氮	8 O 氧	9 F 氟	10 Ne 氖
11 Na 钠	12 Mg 镁											13 Al 铝	14 Si 硅	15 P 磷	16 S 硫	17 Cl 氯	18 Ar 氩
19 K 钾	20 Ca 钙	21 Sc 钪	22 Ti 钛	23 V 钒	24 Cr 铬	25 Mn 锰	26 Fe 铁	27 Co 钴	28 Ni 镍	29 Cu 铜	30 Zn 锌	31 Ga 镓	32 Ge 锗	33 As 砷	34 Se 硒	35 Br 溴	36 Kr 氪
37 Rb 铷	38 Sr 锶	39 Y 钇	40 Zr 锆	41 Nb 铌	42 Mo 钼	43 Tc 锝	44 Ru 钌	45 Rh 铑	46 Pd 钯	47 Ag 银	48 Cd 镉	49 In 铟	50 Sn 锡	51 Sb 锑	52 Te 碲	53 I 碘	54 Xe 氙
55 Cs 铯	56 Ba 钡	57 La 镧	72 Hf 铪	73 Ta 钽	74 W 钨	75 Re 铼	76 Os 锇	77 Ir 铱	78 Pt 铂	79 Au 金	80 Hg 汞	81 Tl 铊	82 Pb 铅	83 Bi 铋	84 Po 钋	85 At 砹	86 Rn 氡
87 Fr 钫	88 Ra 镭	89 Ac 锕	104 Rf 𬵓	105 Db 𬵔	106 Sg 𬵕	107 Bh 𬵖	108 Hs 𬵗	109 Mt 𬵘	110 Uun Uun	111 Uuu Uuu	112 Uub Uub						

镧系	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu
元素	铈	镨	钕	钷	钐	铕	钆	铽	镱	镱	铒	铥	镱	镱
镥系	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 No	103 Lr
元素	钍	镤	铀	镎	钚	镅	锔	锿	镄	钷	钷	镆	镆	镆

图 1-2 元素周期表

我们常说的放射性同位素，就是具有放射性的同位素，例如氚 (^3H)、碳-14 (^{14}C)、钾-40 (^{40}K)、钴-60 (^{60}Co)、碘-125 (^{125}I)、铯-137 (^{137}Cs)、镭-226 (^{226}U)、铀-238 (^{238}U) 等。目前已知天然存在的同位素约有 330 种，其中大约 270 种是稳定同位素，其余是不稳定的放射性同位素。

辐射是怎么产生的呢！一般来说，辐射有以下几种来源。

①. 来自放射性同位素

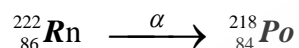
不稳定的原子核就好像脾气不好的人，需要一种发泄的管道，以便将他的怒气消弭，此时原子核就是为了回复到稳定状态，必须释放出能量，而以电磁波或粒子的形态射出，这就

称为辐射（俗称放射线）。

放射性同位素有两大类，即，天然放射性同位素和人工放射性同位素。

按人们的需要，用人工办法产生的放射性同位素称为人工放射性同位素。 ^{60}Co 是人工放射性同位素的典型例子，它先放出一个 β 粒子转变成 ^{60}Ni ，但此时 ^{60}Ni 原子核仍很不稳定，又迅速放出两道 γ 射线，才形成稳定的 ^{60}Ni 同位素。所以，一个钴-60 原子自发地蜕变时，会放出一个 β 粒子和二道 γ 射线。

天然放射性同位素的典型例子是空气中的放射性同位素 ^{222}Rn ，它发射二个带正电荷的 α 粒子，形成 ^{218}Po ：



^{218}Po 也具有放射性，会继续蜕变下去。 ^{218}Po 的整个衰变过程是：



所得到的是 $^{214}_{83}\text{Bi}$ 原子，也是不稳定的，所以它还要进而发生 α 衰变和 β 衰变，直到产生稳定原子为止。

②. 来自产生辐射的设备

除放射性同位素是辐射的重要来源外，现代技术几乎可以制造出产生各种可能辐射的设备（ α 、 β 、 γ 、 n 、 p 、正电子、重粒子等）。我们常遇到的有医学辐射诊断和治疗设备，例如，定期作胸部 X 光检查时，不禁要问这 X 光到底是怎么产生的？原来当高速运动的电子撞击重原子核时（例如钨元素）就会产生出 X 射线，在医学上的用途非常大。在火车站，海关等地我们常见到的辐射安全检查设备在这些部门起着关键性的作用。在工业探伤检测、辐照加工、核子称等工业领域，辐射设备也起着重要的作用。另外，当高能轨道的电子跳回低能轨道时，也会产生 X 射线，可应用在金属元素的定性和定量分析工作上。总之、辐射设备也是辐射的重要来源。

③. 来自核反应

如核电站、各种核反应堆、宇宙射线、核试验等。

1.3 剂量学在辐射认识和应用中的作用

辐射剂量学是用理论或实践的方法研究电离辐射与物质相互作用过程中能量传递的规律，并用来预言、估计和控制有关的辐射效应的学科。辐射剂量学的研究和应用，早期仅限于医疗方面，今天，它已成为一个专门的技术领域，广泛应用于辐射防护、医疗、生产和科研等各个方面。

辐射剂量学研究的主要内容包括：电离辐射能量在物质中的转移、吸收规律；受照物质内的剂量分布及其与辐射场的关系；辐射剂量与有关的辐射效应的响应关系以及剂量的测量、屏蔽计算方法等。从而为研究辐射效应的作用机理、实施辐射防护的剂量监测和评价、进行放射治疗与辐射损伤的医学诊断和治疗提供可靠的科学依据。

2 常用的量和单位

2.1 剂量学常用量的关系

剂量学常用量主要包括物理量、医学临床和生物学研究中常用到的量、防护评价量和防护实用量四大类，它们之间的关系如图 2-1 所示。

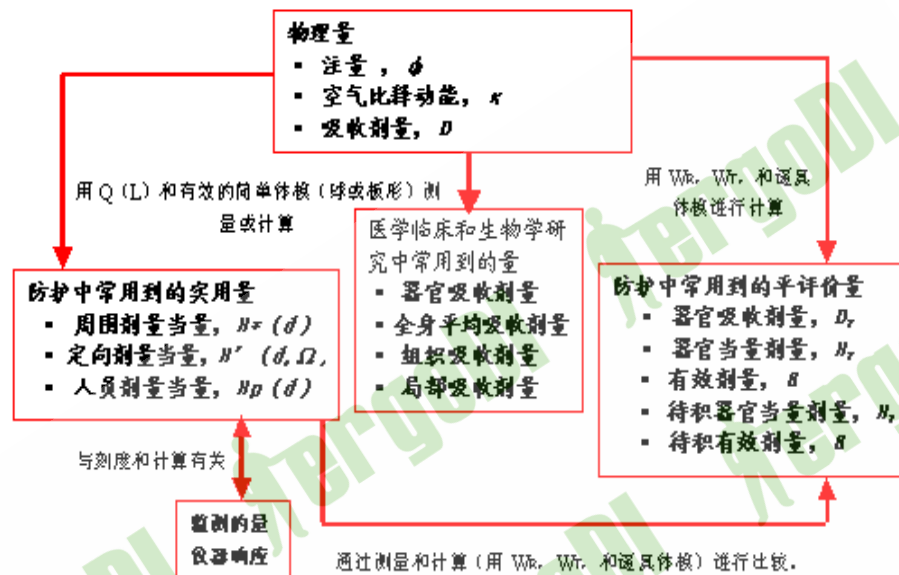


图 2-1 剂量学常用量的关系

在这些量中，有关物理量是有严格定义的最基本的量，而且可以从定义出发对其进行测量。防护实用量是从辐射防护监测的实际出发定义的量，这些量均是在一些特定的环境或辐射场中定义的，这些量仅用在辐射防护监测方面，不能用于其他目的。防护量评价是辐射防护评价的目标量，这些量主要通过物理量或实用量用计算或估算求得，它们本身是不可测的量。医学临床和生物学研究中常用到的量大多也是用模拟测量或计算而得出的。

2.2 常用剂量学量中的物理量

辐射剂量学中最基本的量是吸收剂量。吸收剂量 (D) 是电离辐射授与质量元的平均能量 (dε) 除以该体元的质量 (dm) 而得的商，即：

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm} \quad (2 \cdot 1)$$

吸收剂量的 SI 单位是“J·Kg⁻¹”，SI 单位的专门名称叫“戈瑞” (Gray)，符号是“Gy”，1 Gy = 1 J·Kg⁻¹。吸收剂量的专用单位是“拉德”，其符号为“rad”，1 rad = 0.01 Gy。

应当注意的是，由于吸收剂量将随辐射类型和物质的种类而异，因而在描述吸收剂量时，必须说明是哪一种辐射对何种物质造成的吸收剂量。

例如，可以说氢 (H) 的吸收剂量，氧 (O) 的吸收剂量。但当说空气、肌肉、骨等的吸收剂量时，这时应是几种单一媒质的混合物/化合物，这类物质的吸收剂量应按其成分 (按重量计) 进行加权平均求得：

空气： --- C: 0.000124, N: 0.755267, O: 0.231781, Ar: 0.012827。

肌肉： --- H: 0.101997, C: 0.123000, N: 0.035000, O: 0.729003, Na: 0.000800

Mg: 0.000200, P: 0.002000, S: 0.005000, K: 0.003000。

骨: --- H: 0.063980, C: 0.278000, N: 0.027000, O: 0.410061, Mg: 0.002000

P: 0.070000, S: 0.002000, Ca: 0.147000。

不同媒质间的吸收剂量有如下的转换关系。

$$D_{m1} = (\mu_{en}/\rho)_{m1} / (\mu_{en}/\rho)_{m2} \times D_{m2} \quad (2 \cdot 2)$$

上式中 $(\mu_{en}/\rho)_m$ 是某种辐射在媒质 m 中的质能吸收系数，在一般的剂量学书籍中都可以查到。

表 2-1 对于不同光子能量，几种物质的 $(\mu_{en}/\rho)_m$ 值

光子能量 (MeV)	$(\mu_{en}/\rho)_m \quad (m^2kg^{-1}) \times 10^{-3}$				
	空气	水	软组织	肌肉	骨
0.015	130.0	134.0	123.5	137.1	572.6
0.02	52.55	53.67	49.42	55.31	245.0
0.03	15.01	15.20	14.04	15.79	72.90
0.04	6.694	6.803	6.339	7.067	30.88
0.05	4.031	4.155	3.922	4.288	16.25
0.06	3.004	3.152	3.016	3.224	9.988
0.08	2.393	2.583	2.517	2.601	5.309
0.10	2.318	2.539	2.495	2.538	3.838
0.20	2.672	2.966	2.936	2.942	2.994
0.30	2.872	3.192	3.161	3.164	3.095
0.40	2.949	3.279	3.247	3.250	3.151
0.50	2.966	3.299	3.267	3.269	3.159
0.60	2.953	3.284	3.252	3.254	3.140
0.80	2.882	3.205	3.175	3.176	3.061
1.00	2.787	3.100	3.071	3.072	2.959

注量 Φ 是 dN 除 da 的商，其中 dN 是入射到有效截面积为 da 的球面上的粒子总数。

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (2 \cdot 3)$$

注量的 SI 单位是“ cm^{-2} ”。

α 、 γ 、 β 射线均可以通过注量的测量来估算吸收剂量。一般来说， n 的吸收剂量主要是通过注量测量来实现的。

比释动能 κ ，定义为不带电的电离辐射在无限小体积内释放出的所有带电的电离粒子的初始动能之和的平均值 $d\epsilon_{tr}$ 除以该体积内物质的质量 dm 而得的商，即：

$$\kappa = \frac{d\epsilon_{tr}}{dm} \quad (2 \cdot 4)$$

比释动能 κ 的 SI 单位和专用单位，均与吸收剂量相同，也分别是“Gy”和“rad”。应注意的是，在描述比释动能时，也必须说明媒质的类型，例如，空气中的比释动能等。

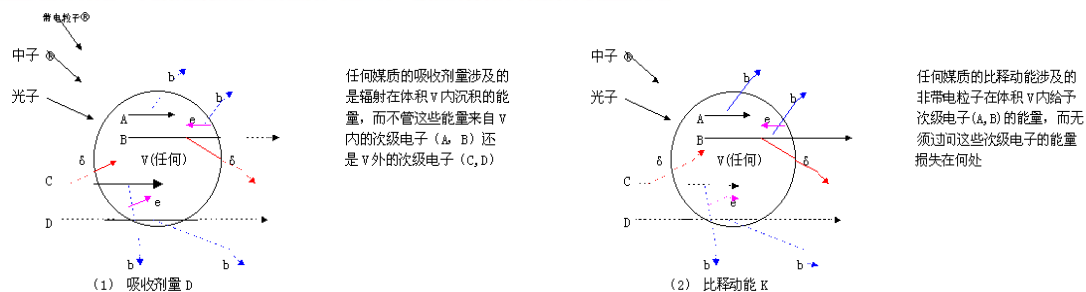


图 2-2 吸收剂量与比释能概念比较图

大多数剂量学问题是要确定生物组织中的吸收剂量,要直接测量生物组织中的吸收剂量是非常困难的,常用的方法是测定有关位置上的空气比释动能(κ)_a。当带电粒子平衡条件(CPE)得到满足时,可再利用以下关系求出受照物质(m)的吸收剂量(D_m)。

$$D_m = \frac{CPE}{(\mu_{en}/\rho)_m} / (\mu_{en}/\rho)_a \times (\kappa)_a \quad (2 \cdot 5)$$

当带电粒子平衡条件(CPE)得到满足时,比释动能与过去常用的照射量(χ)有以下关系,即:

$$(\kappa)_a = \frac{CPE}{0.873\chi} \quad (2 \cdot 6)$$

吸收剂量率 \dot{D} ,就是单时间内吸收剂量的增量。若在时间间隔 dt 内,吸收剂量的增量为 dD,则吸收剂量率 \dot{D} 为:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} \quad (2 \cdot 7)$$

吸收剂量率的 SI 单位是戈瑞或其十进倍数或分数单位除以适当的时间单位而得的商,例如:戈瑞/秒,毫戈瑞/分等。其专用单位则是拉德/秒、拉德/分、毫拉德/小时等。用类似的方法可写出比释动能率、注量率的定义,这里不在赘述。

2.3 用于外辐射的实用量

用于外辐射的实用量主要指周围剂量当量,定向剂量当量,人员剂量当量等,它们主要用于辐射防护的测量。为介绍这几个量的方便,首先介绍以下术语。

2.3.1 几个常用术语术语

a. 强贯穿辐射和弱贯穿辐射:按 1985 年 ICRU 39 号报告的定义,若入射辐射能量 ≤ 15 keV 时,称之为弱贯穿辐射,否则为强贯穿辐射。

b. 扩展场:假设的辐射场内,注量及其角度和能量分布在关心的体积(参考点)内都相同时,这个辐射场称之为扩展场。

c. 扩展和齐向场:注量为单一方向的扩展场。

2.3.2 周围剂量当量 H*(d)

辐射场中某一点的 H*(d)是在相应的扩展和齐向场中,在 ICRU 球内与齐向场方向相反的半径上,其深度为 d 处的剂量当量。其单位为 J·kg⁻¹,其单位的专用名为希沃特(Sv)。应注意的是,H*(d)的表述应包括参考深度 d,为简化符号,d 可以用 mm 为单位的量来表示。对强贯穿辐射,d 常用 10mm 这个深度,因而此时周围剂量当量可表示为 H*(10)。对弱贯穿辐射,其皮肤深度为 0.07mm,眼晶体深度为 3mm,并分别表示为 H*(0.07)和 H*(3)。

按 ICRU 的建议,所有外辐射防护测量仪器的刻度都应用新的实用量。过去按照射量或比释动能等刻度的仪器都必须重新进行刻度。另一方面,在选择新的量时一个重要的考虑是,

当前流行的仪器不论是刻度程序或应用都应尽可能地只作小的改变而继续使用。实际上在我们常用的大多数情况下，可以将测量比释动能的仪器直接用做周围剂量当量测量。

2.3.3 定向剂量当量 $H'(d, \Omega)$

辐射场中某一点的 $H'(d, \Omega)$ ，是在相应扩展场中，ICRU 球内的特定方向 Ω 的半径上，深度为 d 处的剂量当量。其单位为 $J \cdot kg^{-1}$ ，单位的专用名为希沃特(Sv)。应注意的是，表述 $H'(d, \Omega)$ 应有参考深度 d 和方向 Ω 的说明。为表示简单， d 可以用 mm 为单位的量来表示。对弱贯穿辐射，皮肤和眼晶体的定向剂量当量可以分别表示为 $H'(0.07, \Omega)$ 和 $H'(3, \Omega)$ 。对强贯穿辐射，深度常用 10mm，可表示为 $H'(10, \Omega)$ 。

测量 $H'(d, \Omega)$ 要求辐射场在测量仪器范围内是均匀的，并要求仪器具有特定的方向响应。为说明方向 Ω ，要求选定一个参考的坐标系统，在此系统中 Ω 可以表述出来（例如用极角或方位角）。该系统的选择常依赖于辐射场。

在实际上原来的弱贯穿辐射测量中，测定组织等效吸收体中特定深度吸收剂量率的仪器都用来测量定向剂量当量率，无需作大的改变。

表 2-2 K_a 、 X 和 ϕ 到 $H^*(10)$ 和 $H'(0.07)$ 的转换系数

光子能量 keV	$H^*(10)/\phi$ $pSv \cdot cm^2$	$H^*(10)/K_a$ $Sv \cdot Gy^{-1}$	$H^*(10)/X$ $cSv \cdot R^{-1}$	$H'(0.07)/\phi$ $pSv \cdot cm^2$	$H'(0.07)/K_a$ $Sv \cdot Gy^{-1}$
15	0.85	0.271	0.237	3.10	0.99
20	1.00	0.60	0.521	1.76	1.05
30	0.79	1.10	0.96	0.88	1.22
40	0.63	1.47	1.29	0.60	1.41
50	0.54	1.67	1.46		
60	0.50	1.74	1.52		
80	0.53	1.72	1.51		
100	0.61	1.65	1.44		
150	0.89	1.49	1.31		
200	1.20	1.40	1.22		
400	2.38	1.26	1.10		
600	3.44	1.21	1.06		
800	4.38	1.19	1.04		
1000	5.2	1.17	1.03		
1500	7.0	1.15	1.01		
2000	8.6	1.14	1.00		
3000	11.2	1.13	0.99a		
5000	15.7	1.11			
8000	22.3	1.11			
10000	26.3	1.10			

a 因为光子能量大于 3 MeV 后难以达到电子平衡，故无法精确测定照射量。

2.3.4 人员剂量当量

人员剂量当量 $H_p(d)$ ，是在身体表面下，深度 d 处软组织的剂量当量。单位为 $J \cdot Kg^{-1}$ ，专用名为希沃特 (Sv)。表述 $H_p(d)$ 应有参考深度 d 的说明，为表示简单， d 可以用 mm 为单位表示。对弱贯穿辐射，皮肤和眼晶体的 $H_p(d)$ 分别为 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(3)$ 。对强贯穿辐射，深度为 10mm,表示为 $H_p(10)$ 。

$H_p(d)$ 用一个佩带在身体表面的个人剂量计来测量的量,这种剂量计有一个探测器,并在探测器上覆盖了一个适当厚度的组织等效材料。如个人剂量计上覆盖的组织等效吸收体的厚度分别为 0.07、3 和 10mm, 则可以直接用来测量 $H_p(d)$ 。

在职业辐射照射中,最重要的剂量学量是人员剂量当量, $H_p(d)$ 。在大多数情况下,个人剂量计提供 $H_p(d)$ 的合理近似,至少是剂量计局部位置的。当全身受照均匀,剂量低于限值时,可将经适当校刻的剂量计读数直接作为有效剂量,并记录在剂量记录中。

2.4 科研和医学中常用的量

2.4.1 器官剂量估算方法

器官吸收剂量, D_T 是特定的组织或器官的平均吸收剂量。 D_T 由下式计算:

$$D_T = \int_T D \frac{dm}{m_T} \quad (2\cdot8)$$

其中, m_T 是组织或器官的质量, D 是质量元 dm 的吸收剂量。在外照射的情况下,特定组织或器官的平均吸收剂量与周围辐射场大小及人体在辐射场中的几何位置有关。特定器官的平均吸收剂量通常称之为器官剂量。

在进行器官剂量 (D_T) 估算时,应特别注意全身分布性器官和较大器官的剂量估算,特别是当剂量分布不均匀时。在实际应用中,用以上的积分式进行计算器官剂量较困难,通常可应用以下公式计算。

$$D_T = \sum_i f_i D_{iT} \quad (2\cdot9)$$

其中 D_T 是在器官 T 上造成的平均吸收剂量, D_{iT} 是第 i 次抽样的器官吸收剂量, f_i 是 i 次抽样在计算平均值时的权数。

作为上式的一个应用,在计算红骨髓剂量时上式可改写为:

$$D_{mR} = \sum_i f_i D_{imR} \quad (2\cdot10)$$

其中 D_m 为红骨髓剂量; f_i 是 i 处红骨髓占全身红骨髓的百分数; D_{im} 是 i 处红骨髓的剂量。

在一些不均匀照射事故中,也可用于细胞成活数为权数,估算红骨髓的干细胞成活剂量,但这时应遵从代价利益分析这一基本原则。

2.4.2 全身剂量估算方法

全身剂量本身是一个全身的平均量,在应用时要十分小心,特别是剂量分布不均匀时。例如,在仅由 β 源引起的局部皮肤损伤,此时损伤程度只能与局部皮肤对应,绝不能用全身剂量来描述。

全身剂量 (D_W) 可用以下公式计算:

$$D_W = \sum_i f_i D_i \quad (2\cdot11)$$

式中 f_i 是第 i 部分身体占全身的分量, D_i 是第 i 部分身体的平均剂量。在通常情况下,采用各部分的体表面积加权平均的较多,当然也可以各部分的体积或重量为权数。

2.5 辐射防护评价中的常用量

用于辐射防护评价中的防护量主要指器官吸收剂量, D_T 、器官当量剂量, H_T 、有效剂量, E 。器官吸收剂量和器官当量剂量用于确定性效应的剂量评价;有效剂量是一个与随机效应有关的量。应特别注意有效剂量的用法,一般仅用在低于剂量限值的辐射防护评价中,在确定性效应中不应使用。

2.5.1 组织或器官的当量剂量

组织或器官的当量剂量, H_T 可用下式计算:

$$H_T = \sum_R \omega_R D_{T,R} \quad (2.12)$$

式中 ω_R 是 R 辐射的权重因子 (表 2-3); $D_{T,R}$ 是辐射分量 R 在一个组织或器官中引起的平均吸收剂量。

表 2-3 辐射权重因子 ω_R

辐射类型	能量范围	辐射权重因子 ω_R
光子, 电子, μ 介子	所有能量	1
中子	< 10 keV, > 20 MeV	5
质子	> 2 MeV	5
中子	10 - 100V, 2 - 20 MeV	10
中子	0.1 - 2 MeV	20
α 粒子, 裂变碎片, 重核	所有能量	20

2.5.2 有效剂量

有效剂量, E 可用下式计算, 其中 ω_T 是组织权重因子, 其值列在表 2-4 中。

$$E = \sum_T \omega_T H_T \quad (2.13)$$

器官剂量和有效剂量的单位为 $J \cdot kg^{-1}$, 其单位的专用名为希沃特 (Sv)。

表 2-4 组织权重因子 ^a

器官或组织	组织权重因子 ω_T	器官或组织	组织权重因子 ω_T
性腺	0.20	肝	0.05
红骨髓	0.12	食道	0.05
结肠	0.12	甲状腺	0.05
肺	0.12	皮肤	0.01
胃	0.12	骨表面	0.01
膀胱	0.05	其余器官 ^{b,c}	0.05
乳腺	0.05		

a ICRP 的这些数据是基于男女性别相等和年龄范围很宽的参考人群, 在解释有效剂量时, 他可用于工作人员, 整个人群或任一性别。

b 为计算方便, 其余器官可选择如下的组织或器官: 肾上腺、大脑、腔外气道、小肠、肾、肌肉、胰、脾、胸腺 和 子宫。

c 当某一其余器官或组织接受的当量剂量大于表中已给 ω_T 值的器官的最大剂量值时, 应该给予这个器官或组织 0.025 的权重因子, 其余器官按其质量为权分担另外的 0.025。

2.5.3 内照射防护评价量及其估算方法

在内照射剂量估算中, 最常用的是待积器官当量剂量 $H_T(\tau)$ 和 待积有效剂量 $E(\tau)$,

它们分别用以下公式计算：

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} q_s(t, t_0) SEE(T \leftarrow S; t) dt \quad (2.14)$$

$$E(\tau) = \sum_{T=1}^{T=12} W_T H_T(\tau) + W_{\text{其余}} H_{\text{其余}}(\tau) \quad (2.15)$$

式中： $q_s(t, t_0)$ 是 t_0 时刻摄入 t 时刻源器官内核素的放射性活度，单位为 Bq； $SEE(T \leftarrow S; t)$ 是比有效能量，它是 t 时刻源器官(S)内每次核蜕变引起靶器官(T)内的当量剂量，单位为 $Sv \cdot (Bq \cdot s)^{-1}$ ； ω_T 是组织权重因子； $H_{\text{其余}}(\tau)$ 是其余器官的待积当量剂量。

$H_T(\tau)$ 和 $E(\tau)$ 是摄入放射性物质后，随时间积分的一个剂量学量。如果没有特殊说明，对成年人， τ 的值为 50 年，对于婴幼儿为 70 年，通常情况下，积分时间从 20 到 70 年用上述公式直接计算 $H_T(\tau)$ 和 $E(\tau)$ 比较困难。在辐射防护中我们并不需要这样复杂的计算，而是在采用简单的隔室模型代表含放射性核素的器官进行简化，此时上式可改写为：

$$H_T(\tau) = A_0 h_T(\tau) \quad (2.16)$$

$$E(\tau) = A_0 e(\tau) \quad (2.17)$$

其中 A_0 是放射性核素的摄入量，单位为 Bq； $h_T(\tau)$ 称作待积组织或器官的剂量系数，即每单位摄入量的待积组织或器官的当量剂量，单位为 Sv/Bq ； $e(\tau)$ 称作待积有效剂量系数，即每单位摄入量引起的待积有效剂量，单位为 Sv/Bq 。

ICRP 通过建立人体的生物动力学模型和相应的剂量学模型，对 $h_T(\tau)$ 和 $e(\tau)$ 值进行了计算，并在其相应的出版物中公布出来。表 2-5 中列出了计算时所采用的生物动力学模型和剂量学模型，并列出了可查找 $h_T(\tau)$ 和 $e(\tau)$ 的 ICRP 出版物。因此，原则上，只要我们能估算出摄入量 (A_0) 再结合 ICRR 给出的 $h_T(\tau)$ 或 $e(\tau)$ 值，就可以方便的计算出待积组织当量剂量 $H_T(\tau)$ 或待积有效剂量 $E(\tau)$ 。

表 2-5 ICRP 关于剂量系数的出版物简介

项 目	剂 量 系 数 出 版 物				
ICRP 出版物号码	56	67	69	71	72
食入剂量系数	+	+	+	-	+
胃肠道模型	30 号出版物	30 号出版物	30 号出版物	30 号出版物	30 号出版物
吸入剂量系数	+	-	-	+	+
呼吸道模型	30 号出版物	na	na	66 号出版物	66 号出版物
ω_T	26 号出版物	60 号出版物	60 号出版物	60 号出版物	60 号出版物

注：+/- 报告中有/ 报告中无； na 未应用。

表 2-6, 2-7 和 2-9 是剂量系数值表的简单介绍。

摄入量 A_0 的估算方法主要有三种：一是通过人们对食物、水和空气的消耗并结合对这些物质的监测，对人们的摄入量进行估算（以下简称消耗量方法）；第二种方法是利用内照射个人剂量监测数据进行摄入量估算，这时包括特殊和常规个人剂量监测两种（以下简称个表 2-6 吸入剂量系数范表： ^{131}I 的吸入剂量系数值

核素	核素吸	甲状腺待积当量剂量($Sv \cdot Bq^{-1}$)
----	-----	---------------------------------

	收类别	3个月	1岁	5岁	10岁	15岁	成人
¹³¹ I	F	7.2E-08	7.2E-08	3.7E-08	1.9E-08	1.1E-08	7.4E-08
	M	2.2E-08	1.5E-08	8.2E-09	4.7E-09	3.4E-09	2.4E-09
	S	8.8E-09	6.2E-09	3.5E-09	2.4E-09	2.0E-09	1.6E-09

表 2-7 食入剂量系数范表：¹³¹I 的食入剂量系数值

核素	甲状腺待积当量剂量(Sv·Bq ⁻¹)					
	3个月	1岁	5岁	10岁	15岁	成人
¹³¹ I	1.8E-07	1.8E-07	1.0E-07	5.2E-08	3.4E-08	2.2E-08

表 2-8 吸入的剂量系数：每单位摄入的 h_T(τ)和 e(τ) (Sv/Bq)
(I-131: T(1/2)=8.04 d), 气溶胶粒子 AMAD=1μm, 吸收类型 F)

摄入年龄	3月	1岁	5岁	10岁	15岁	成人
f _i	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
肾上腺	2.0E-10	1.4E-10	6.4E-11	3.8E-11	2.0E-11	1.7E-11
...
甲状腺	1.4E-06	1.4E-06	7.3E-07	3.7E-07	2.2E-07	1.5E-07
其余	3.6E-10	2.7E-10	1.4E-10	9.7E-11	5.6E-11	4.7E-11
有效剂量	7.2E-08	7.2E-08	3.7E-08	1.9E-08	1.1E-08	7.4E-09

人监测方法)；第三种是核突发事件下(核恐怖和核电事故)依据核事故现场的实测资料建立了一套事故内照射剂量估算的经验公式(以下简称突发事件方法)。下面我们将分别介绍这些方法。

① 消耗量剂量模式下 A₀ 的估算

在消耗量剂量模式中主要分为吸入和食入两大类。在进行吸入 A₀ 估算时除了要考虑空气污染监测结果外，还应考虑呼吸率和居留因子等因素对结果的影响。食入又分为饮水和食用两大类。在进行饮水 A₀ 估算时除了要考虑水污染监测结果外，还应考虑水系损失、饮用量等因素对结果的影响。食用又可以分为水产品、动物和农产品食品，此时若用环境测量数据计算既麻烦误差也大，最好直接测量这些食物的放射性含量的测量，但也还应当考虑商业和家庭对食物的加工和贮存过程中带来的活度损失及食用量等因素对结果的影响。

通过以上的分析，这时的摄入量(A₀)可以用下式计算：

$$A_0 = A_{\text{吸}} + A_{\text{饮水}} + A_{\text{食用}} \quad (2.18)$$

A_吸是吸入空气造成的放射性核素摄入量；

A_{饮水}是饮水造成的放射性核素摄入量；

A_{食用}是食用各类食物造成的放射性核素摄入量。

一般来说只要测得空气放射性含量(单位, Bq/m³)、呼吸率、居留系数就可方便的计算出 A_吸。空气监测结果通常以时间积分浓度(Bq·s/m³)表示。居留系数是指在污染地区停留的时间份额，除突发事件的情况外，可以不考虑。对于某一种核素 j 累计时间内的摄入量 A_{j吸}可以用下式计算：

$$A_{j\text{吸}} = C_{j\text{空}} B_{\text{空}} \quad (2.19)$$

$C_{j\text{空}}$ 是核素 j 在空气中的时间积分浓度 ($\text{Bq}\cdot\text{s}/\text{m}^3$); $B_{\text{空}}$ 是人员呼吸率 (m^3/s)。不同国际机构对呼吸率的建议值稍有差异。表 2-9 中列出了 ICRP 的建议值。

表 2-9 ICRP 的呼吸率建议值

运动状态	3 个月	1 岁	5 岁	10 岁	15 岁	成人
睡眠	0.09	0.15	0.24	0.31	0.42	0.45
休息	—	0.22	0.32	0.38	0.48	0.54
轻体力活动	0.19	0.35	0.57	1.12	1.38	1.5
重体力活动	—	—	—	2.22	2.92	3.0

注: 1) 表中数据的单位为“ $\text{m}^3\cdot\text{h}^{-1}$ ”, 即每小时的呼吸率;

2) 3 个月婴儿和 1 岁、5 岁儿童的呼吸率男女一样, 对于其他年龄会有些差异, 表中均为男性呼吸率值。

UNSCEAR 的成人数据为 $0.83 \text{ m}^3/\text{h}$, 一般这个值被选做计算机系统的成人的默认值, 1 岁以下、1 岁、5 岁、10 岁和 15 岁的机器默认值分别取为 0.13 、 0.23 、 0.37 、 0.60 、 $0.77 \text{ m}^3/\text{h}$ 。

一般来说只要测得水的放射性含量(单位, Bq/m^3)、水系损失、饮用量就可方便的计算出 A 吸。水系损失是指取监测样品的水中与饮用水中放射性核素由于各种原因的差异, 只要我们尽可能的适时在实际的饮用水中取样监测, 此时也可不考虑这种修正。UNSCEAR 所用水的一年饮用量是 500kg , 在有实际饮用量时, 应优先使用实际值。对于某一种放射性核素 j 的摄入量 $A_{j\text{饮水}}$ 可以用下式计算:

$$A_{j\text{饮水}} = c_{j\text{水}} Q_{\text{水}} \quad (2.20)$$

式中 $c_{j\text{水}}$ 是放射性核素 j 在水中的含量 (Bq/kg); $Q_{\text{水}}$ 是饮水量 (kg)。饮水量也随地区、年龄、习惯等因素而异, 一般在计算机系统中用 UNSCEAR 的成人数据 ($500 \text{ kg}/\text{a}$) 作为其系统的默认值。

对于某一种放射性核素 j 的摄入量 $A_{j\text{食用}}$ 可以用下式计算:

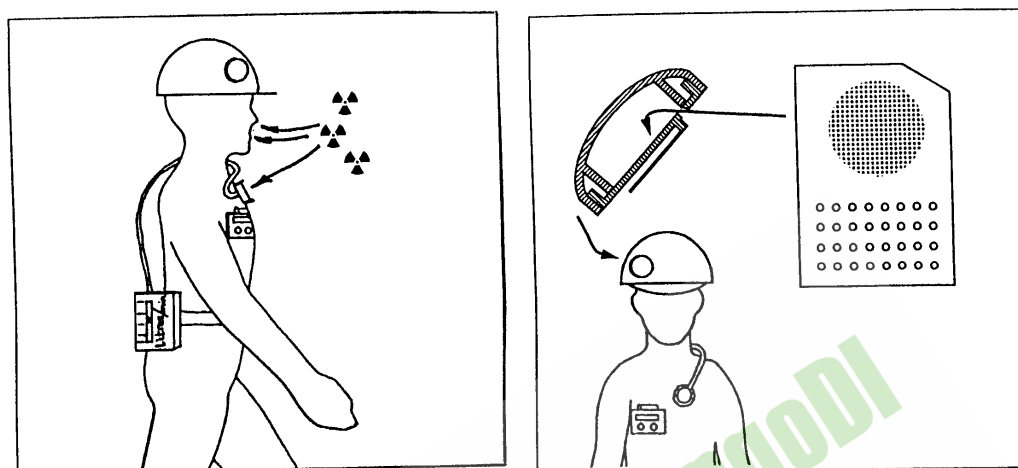
$$A_{j\text{食用}} = \sum_i c_{ji\text{食}} Q_{i\text{食}} \quad (2.21)$$

式中 $c_{ji\text{食}}$ 是放射性核素 j 在 i 类食品中的含量 (Bq/kg); $Q_{i\text{食}}$ 是 i 类食品的食用量 (kg)。

② 个人监测下 A_0 的估算

个人监测方法是在核和辐射事故情况下评价个人内照射剂量的一种十分重要的方法, 它能够快速地给出比较直观、有效的结果。人们常常通过个人监测来检查职业人员受到内照射的程度, 它是评价个人体内放射性污染的主要根据。在核和辐射事故发生的情况下, 也常常需要个人监测方法来检测职业人员和公众是否受到了内照射。个人监测方法主要有空气个人监测方法、生物样品个人监测方法和体外个人监测方法。

空气个人监测方法通常是采用个人空气采样器(PAS) 直接对内污染进行监测(图 2-2), 并用监测结果估计放射性核素摄入量。



佩戴 PAS

剂量计及 PADC 卡

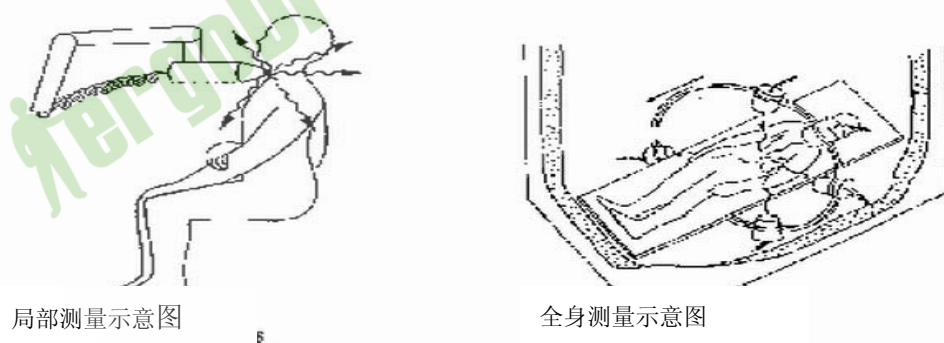
图 2-2 空气个人监测方法示意图

当监测结果是监测周期内的累积放射性活度，则可直接视为此时的摄入量 A_0 。若监测结果是核素空气浓度 $c_{j空}$ (KBq/m^3)，还需要有呼吸率 ($B_{空}$) 和监测周期 (T) 的值，这时核素 j 的摄入量 A_{j0} 可用下式计算：

$$A_{j0} = c_{j空} B_{空} T \quad (2.22)$$

在用上式计算时，应注意三个量之间单位的匹配。如果用这个监测周期的结果去估算其他时间的摄入量时，应当考虑各种影响因素的修正。

体外直接测量法是使用探测器直接从体外测量全身或器官内放射性核素的活度用以估算摄入量的一种方法(图 2-23)，其结果较生物样品测量法的结果更加可靠。这一方法在核和辐射事故应急测量中经常使用。但是，它仅适用于那些能发射可以逃逸出人体的射线的核素，也就是说，它只能用于能发射 x 射线、 γ 射线、正电子(检测其湮灭后放出的 γ 射线)、高能 β 粒子(检测其发出的韧致辐射)以及某些 α 发射体(检测其特征 x 射线)的核素。另外，测量



局部测量示意图

全身测量示意图

图 2-3 体外直接测量法示意图

前一定要清除身体表面污染的干扰。直接从体外测量全身或器官内放射性核素的含量可以快速而简便地估算体内相应器官或组织的放射性活度，从而可首先估算出 A_0 再估算内剂量。

用测量值(M) (Bq)推算 A_0 的基本公式如下:

$$A_0 = M / m(t) \quad (2.23)$$

其中 $m(t)$ 是摄入 1Bq 某核素 t 天时体内或器官内核素的含量(Bq), $m(t)$ 在 ICRP 的 54 和 78 号出版物的附录中可查得。应当说明的是, 公式(2.23)不适用于连续摄入的情况, 此时可用 $m(T/2)$ 代替 $m(t)$ 进行计算, T 为监测周期(天)。

生物样品的检测中的生物样品包括尿、粪、血液、呼出气、唾液和汗液等, 但常用的是尿和粪样, 所以习惯上又称排泄物分析。通过生物样品检测也可推算出 A_0 , 推算的 A_0 不但与生物样品检测的结果有关, 也与内照射的模式有关。

对不释出 γ 射线或仅释出低能光子辐射的放射性核素, 个人体内污染量的监测主要借助于排泄物的分析。用测量值(M)(Bq/d)推算 A_0 的方法如下:

$$A_0 = M / m(t) \quad (2.24)$$

其中 $m(t)$ 是摄入 1Bq 某核素 t 天时, 日排泄量(Bq/d)的预期值。 $m(t)$ 在 ICRP 的 54 和 78 号出版物的附录中可查得。应当说明的是, 公式(2.24)不适用于连续摄入的情况, 此时可用 $m(T/2)$ 代替 $m(t)$ 进行计算, T 为监测周期(天)。

③ 核恐怖事件或核事故下 A_0 的估算

在核恐怖事件或核事故发生的情况下, 需要立即得出可靠的剂量学数据, 上述的一般方法实现起来比较困难, 也不太现实。美国核管局通过对事故现场监测数据的分析, 得出一套估算事故情况下摄入量的经验公式。我国依据这些经验公式公发布了一套核事故应急情况下公众受照剂量估算的模式和参数的国家标准。基于这些经验公式, 我们可以在核恐怖事件或核事故发生后对核素造成的内照射剂量做出快速有效的评价。

事故早期的内照射估算主要考虑烟羽核素的吸入以及对再悬浮核素的摄入。在烟羽经过期间, 可使用式 (2.25) 来简单估算 j 类放射性核素的摄入量:

$$A_0 = \psi_j B \quad (2.25)$$

式中 ψ_j 是近地面空气中 j 类放射性核素的时间积分浓度, $Bq \cdot s \cdot m^{-2}$; B 是人的呼吸率, $m^3 h^{-1}$ 。

对于再悬浮于空气中的放射性核素, 我们可使用式 (2.26) 来估算:

$$A_0 = C_{jg} B \int_0^{\tau} K(t) e^{-\lambda_R t} dt \quad (2.26)$$

式中 C_{jg} 是地面沉积 j 类放射性核素表面比活度, $Bq \cdot m^{-2}$; λ_R 是该核素的物理衰变常数, s^{-1} ; τ 是积分时间, s , 一般事故早期为一周, 事故中期为一年; $K(t)$ 是时间依赖再悬浮因子, m^{-1} , 定义为空气中再悬浮核素浓度与该核素地面沉积核素表面比活度之比。

再悬浮因子的数值随时间变化, 受很多气候与环境因素 (如温度、土壤干燥度、风速、地表状态、植被、交通情况等) 的影响, 应通过实验确定。在温带地区, $K(t)$ 的计算可使用下面的公式:

$$K(t) = 10^{-6} e^{-at} + 10^{-9} e^{-bt} \quad (2.27)$$

式中 t 是沉积后经过的时间, d ; $a=1 \times 10^{-2} \cdot d^{-1}$, $b=2 \times 10^{-5} \cdot d^{-1}$ 。

事故中期的内照射估算主要从食入未加工处理的被污染食物和摄入经加工处理的被污染食物以及饮用被污染的饮水几个方面来考虑。

食入 k 类未加工处理的被 j 类放射性核素污染食物的 A_{kj0} 可用公式(2.28)估算：

$$A_{kj0} = C_{kj} I_k G_{kj} \quad (2.28)$$

式中 C_{kj} 是食物 k 中 j 类放射性核素的峰值比活度或归一化时刻的比活度， $Bq \cdot kg^{-1}$ ； I_k 是食物 k 的年食入量， $kg \cdot a^{-1}$ ； G_{kj} 是食物 k 中 j 类放射性核素比活度 1 年积分值与某一指定时刻该食物中核素比活度的比值， $Bq \cdot a \cdot kg^{-1} / (Bq \cdot kg^{-1})$ 。

对饮用被污染的饮水后 j 类放射性核素的 A_{j0} 可用公式(2.29)估算：

$$A_{j0} = C_{jw} I_w \frac{1 - e^{-\lambda_{jR} t}}{\lambda_{jR}} \quad (2.29)$$

式中 C_{jw} 是饮用水中 j 类放射性核素在峰值时刻的比活度， $Bq \cdot L^{-1}$ ； I_w 是被污染饮水的年饮用量； λ_{jR} 是核素 j 的物理衰变常数， a^{-1} ；t 是摄入被污染饮水的持续时间，a。

2.6 常用辐射剂量估算及测量方法

2.6.1 概述

常用辐射剂量估算及测量方法中主要分为两大类，一类是直接测量，另一类是采用回顾模拟(或估算)方法进行事故剂量重建。

事故剂量重建通用方法如图 2-4 所示：其中现场监测数据、受照模式资料、现场样品和生物样品的收集等是剂量重建的基础性工作，应在事故后尽早的进行，也应做到尽可能的详实。事故剂量重建主要有三大类，即经验估算、模拟估算和直接测量。直接测量主要包括生物剂量、EPR（生物物理方法）和 TLD 方法（用现场中砖、瓦、手表等样品）。模拟估算方法主要有实验模拟和理论模拟两种，理论模拟又分为数字算法和 MC 算法两类。

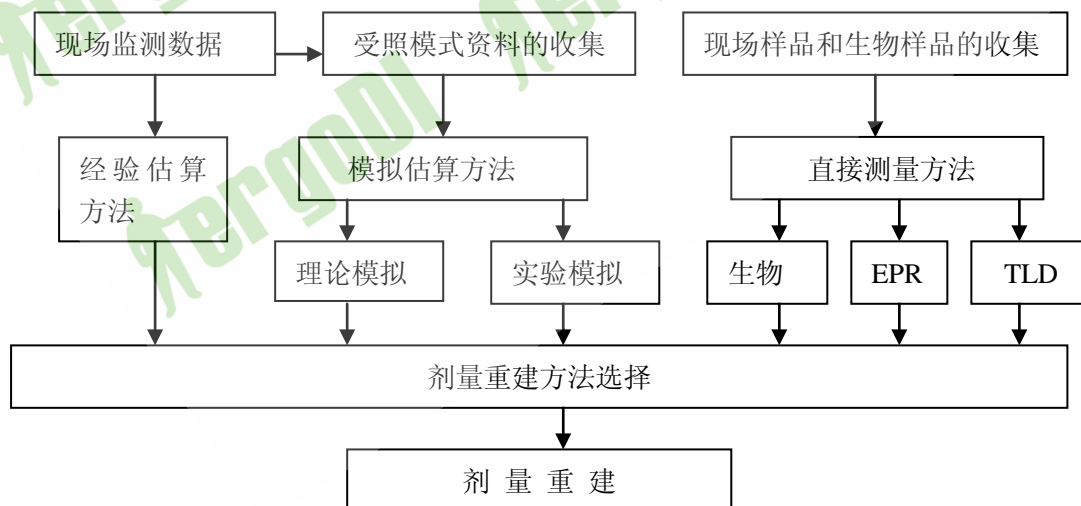


图 2-4 主要事故剂量重建方法示意图

在直接测量方法中，用的较多的是热释光测读仪器(TLD)，它主要有两部分，测读器和 TLD 剂量元件。TLD 剂量元件的基本材料是 LiF(Mg,Cu,P)等热释光材料。这类材料能将辐

射沉积在它上面的能量较长期稳定的储存起来，当用测读器加热测读时，这些能量就以光的形式释放出来，通过对这些光的测量来进行剂量测量。这种方法最突出的两个优点是：① 只要适当选择，可以选择到人体组织等效性特别好的热释光材料，例如，LiF(Mg,Cu,P)；② 测量范围很宽 (0.01mGy - 10Gy)，这几乎含盖了我们比较关心的整个领域。

2.6.2 常用检测仪器

实际上针对不同辐射与测量目的，还有许许多多常用的直接测量仪器，这里不可能都列举出来，下面我们仅列举出在辐射防护中常遇到的检测仪器。

① 手提辐射检测器



② 污染检测器



③ 个人剂量笔



④ 个人剂量配章



⑤ 环境监测器



⑥ 治疗剂量测量仪器



2.6.3 防护测量仪器的正确使用

① 测量分档及可测范围：

为说明仪器各功能使用中应注意的问题，我们假设仪器标为：

剂量：10、100、1000 μ Gy

剂量率：10、100、1000 μ Gy/h

说明仪器具有瞬时(剂量率)和累积(剂量)两种测量功能。

对剂量率档的最低档是 10 μ Gy/h，对三位数字显示来说，满档时为 9.99 μ Gy/h，这时有效数是三位，即便最后一位可疑，其读数精度（测量精度的一部分）也能优于 1%；最低读数为 0.01 μ Gy/h，这时候由于最后一位可疑，其读数精度不可能优于 10%，但读数小于 0.05 μ Gy/h，其读数精度可能大于 20%，甚至可到 100%，因此对此时的测量值进行评价时应十分小心。对于指针式仪器，当读数小于满刻度的三分之一时，其读数精度也不可能优于 10%，在测量或评价时也应十分注意。

对 100 μ Gy/h 档，对三位数字显示来说，满档时为 99.9 μ Gy/h，这时有效数是三位，即便最后一位可疑，其读数精度（测量精度的一部分）也能优于 1%；最低读数为 0.1 μ Gy/h，这时候由于最后一位可疑，其读数精度不可能优于 10%，但读数小于 0.5 μ Gy/h，其读数精度可能大于 20%，甚至可到 100%，因此在这种情况下应换成更灵敏档进行测量。对于指针式仪器，当读数小于满刻度的三分之一时，其读数精度也不可能优于 10%，也应换成更灵敏档进行测量。

1000 μ Gy/h 档与 100 μ Gy/h 档类似，不再详述，要注意的是在无其他单位变换或说明的情况下，这时最大读数是 999 μ Gy/h。

上述仅是各档值均为直接读数，而且单位显示不变化，三位数字显示的情况。在实际的仪器中，可能用“x1”、“x10”、“x100”、“x1000”等表示各档的直接读数应乘以相应倍数；有的可能是单位显示改变；有的可能用四位显示等等，总之在使用仪器前应仔细阅读仪器的使用说明。

由于在辐射防护测量中，重点关心的是最灵敏档，因而，在进行仪器年度鉴定时，这一档必需刻度。

剂量档应注意的问题与剂量率档类似，我们不再详述。在剂量率较高（例如，>10 μ Gy/h）

时,为减少测量人员的受照剂量,应尽可能使用剂量档,剂量率较低还是使用剂量率挡方便。

②能量响应:

能量响应是辐射防护仪器的重要性能指标,特别是碘化钠晶体类的仪器。例如,能量响应若为:20KeV~3MeV,±10%,这表明不管我们在何种能量条件下刻度的,由于测量时的能量条件不同而引起的误差不会超过10%。为了减少这种误差,在进行仪器的年度刻度时,应要求刻度的能量条件尽可能的靠近实际应用时的能量条件(20 KeV~40 KeV、¹³⁷Cs、⁶⁰Co等)。有的仪器为表明他们仪器性能好,而将能量响应标:10KeV~10MeV,±10%,在目前情况下,很难对这样的范围进行效能检验和刻度。

③角度响应:

角度响应是辐射防护仪器值得重要性能指标,特别是表面污染监测仪器。由于大多数仪器的刻度条件都是窄束,因此,在辐射防护仪器选择,特别是X、γ防护测量仪器应是角度响应较好的仪器,最好是各向同性的仪器。

④时间响应:

时间响应(有时也称为响应时间)也是辐射防护仪器的重要性能指标,特别是电离室监测仪器,它主要反映出防护仪器在测量时要建立起可靠读数需要的时间。大多数晶体类(例如,碘化钠)的响应时间较快。而电离室监测仪器响应较慢,有的在8秒以上,大多也在3~8秒之间。

对目前使用的X线防护仪器的响应时间大多在5秒以上,然而,摄片检查大多在0.2秒左右,因此,这类仪器无法对摄片检查直接进行防护测量。为解决这一问题,可采用如下的方法:

- 选择响应时间特别快的防护仪器(例如,碘化钠晶体类的仪器)进行这类测量;
- 当剂量率较高时(>10μGy/h),此时可用剂量档进行测量,但应进行5次以上的摄片检查重复操作,仪器才可能以优于20%的读数精度进行测量;
- 在保持“mA.秒”一致下,将时间设定为防护仪器的响应时间,mA做相应的降低,但此时的测量结果应做如下的修正:

为方便,在通常的情况下,可以假设防护水平的高低与mA值的大小成正比。设摄片检查的正常mA值为A₀,降低后的mA值为A_e,降低mA后的仪器测量值为R_e,则正常mA值下的仪器读数值(R₀)可用以下公式计算:

$$R_0 = R_e \times \frac{A_0}{A_e} \quad (2.30)$$

⑤平衡套使用问题

防护仪器的平衡套是为进行¹³⁷Cs和⁶⁰Co这类能量较高辐射源的防护时能达到电子平衡条件而设计的;对诊断X线没有电子平衡问题,因此在刻度和测量时均应将平衡套取下。

⑥工作状态检验

大多数放射防护测量仪器都配有一个仪器工作状态检验源。这类源大多用¹⁴C做成,由于是能量不高的β源,查因此在进行仪器工作状态检验时,应将源贴在电离室表面,并表明检验的固定位置(建议用电离室端面的正中心),每次检验的测量值应当能重复,否则,应当怀疑仪器工作状态有问题。每次防护测量前和结束后均应进行仪器工作状态检验,并做好

记录。

⑦仪器读数单位问题

有的仪器用 $\mu\text{Gy/h}$ ，而也有仪器用 $\mu\text{Sv/h}$ ，到底用那个单位是正确的呢？

外照射的实用量主要指周围剂量当量，定向剂量当量，而与这两个量相应的单位是 $\mu\text{Sv/h}$ ，但到目前为止，还没有商品的按周围剂量当量和定向剂量当量定义设计的测量仪器，也还没有这方面的刻度条件。个别商家为利用些人想使用新单位的心理状态，也为了他们的商业利益，而将目前用来测量空气比释动能的仪器读数单位欺骗性地写成 $\mu\text{Sv/h}$ 。应当说，目前的商品辐射防护仪器还是按测量空气比释动能而设计的，也是用空气比释动能刻度的，因此，现在仪器读数用 $\mu\text{Gy/h}$ 更为恰当，空气比释动能到周围剂量当量和定向剂量当量定义只需要乘一个转换系数，但这种转换系数是辐射能量的函数。

2.7 计算机辐射剂量估算系统

2.7.1 概述

为了能对其进行有效的核和放射事故医学应急处理和综合评价，快速可靠的计算机剂量估算方法是其重要环节。计算机剂量估算方法在放射职业卫生、放射生物学和剂量效应关系研究中也具有十分重要的意义。因此，开展计算机剂量估算方法研究具有十分重要的意义。

主要内容如图 2-5 所示，它主要包括 2 个子系统，即外照射剂量估算子系统和内照射剂量估算子系统。外照射剂量估算子系统主要包括核事故外照射剂量估算、放射(事故)外照射剂量估算、皮肤/眼晶体剂量估算和屏蔽计算四个用户主模块，放射(事故)外照射剂量估算用户主模块又含有 γ 和中子两个用户子模块。内照射剂量估算子系统主要包括核事故内照射剂量估算、食入和吸入剂量估算、内照射人员监测剂量估算和核医学病人剂量估算四个用户主模块。内照射人员监测剂量估算用户主模块又含有特殊监测和常规监测两个用户子模块。

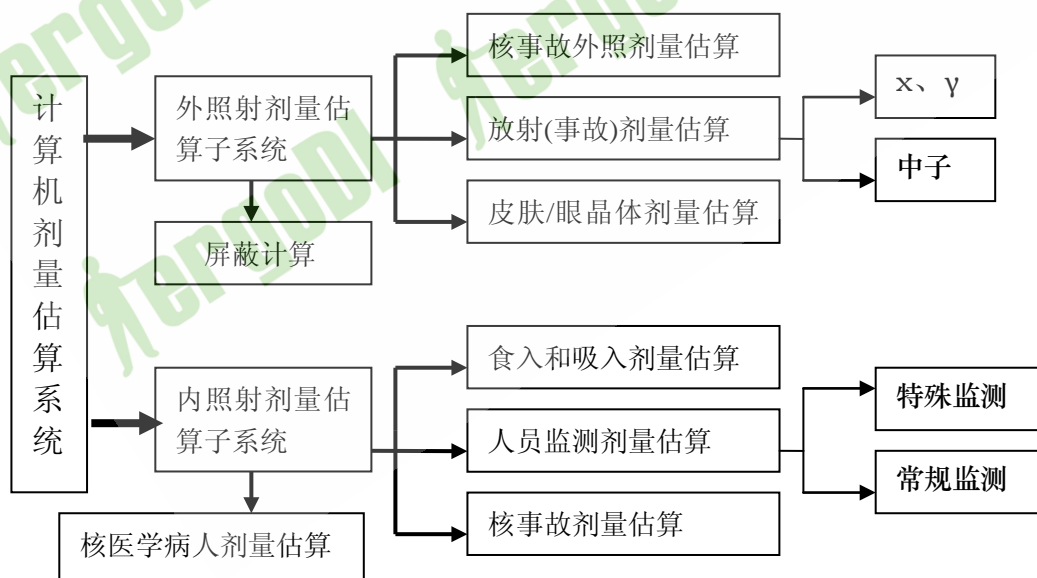


图 2-5 计算机剂量估算系统主要用户模块

2.7.2 外照射剂量估算子系统

外照射剂量估算子系统主要包括核事故外照射剂量估算、放射(事故)外照射剂量估算、皮肤/眼晶体剂量估算和屏蔽计算四个用户主模块,放射(事故)外照射剂量估算用户主模块又含有 γ 和中子两个用户子模块。中子外照射剂量估算还在研制中,以后再报道。

①、放射(事故)外照射剂量估算用户模块

放射(事故)外照射剂量估算用户模块是采用 MC(Monte Carlo)随机算法估算的。其基本逻辑路线如下:

(剂量学的基本公式+MC 算法) \rightarrow (MC 型的剂量学的公式+MIRD 人体器官数学模型)
 \rightarrow (剂量估算模式+计算机化) \rightarrow (放射(事故)外照射剂量估算用户模块)。

公式(1)是 MC 剂量估算模式中的主要数学公式。

$$\dot{D} = \frac{A \cdot \lambda}{M \cdot N} \sum_j \sum_i d_{ij} \quad (2.31)$$

公式中 j 表示第 j 次源内抽样, i 表示考察器官内的第 i 次抽样, M 是在源内抽样的总次数, N 是器官内抽样的总次数; A 是源的放射性活度, Bq; λ 按下式计算:

$$\lambda = \Gamma \cdot \frac{W_a}{e} \cdot \left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right)_a^m \quad (2.32)$$

Γ 是照射量率常数, $\times 10^{-18} \text{C} \cdot \text{m}^2/\text{kg}$;

W_a/e 是单位带电粒子电荷在空气中形成一个离子对所消耗的平均能, $\text{J} \cdot \text{C}^{-1}$;

$(\mu_{en}/\rho)_a^m$ 是组织与空气的质量能量吸收系数之比;

公式(1)中 d_{ij} 是 MC 随机抽样计算中的观测量, 它可以通过下式计算:

$$d_{ij} = \frac{1}{R_{ij}^2} \cdot \exp(-\mu_s S_{ij} - \mu_f f_{ij} - \mu_m m_{ij}) \cdot (1 + SPR(m_{ij})) \quad (2.33)$$

公式中:

V_l 是对整个源积分的空间体积, m^3 ;

R_i 是第 i 次随机抽样时源点与靶器官点之间的距离, m;

μ_s, μ_f, μ_m 分别是储源材料, 屏蔽材料和人体组织的有效线性衰减系数, m^{-1} ;

s_{i, f, m_i} 分别是第 i 次抽样时射线经过储源材料、屏蔽材料和人体模型内的距离, m;

$SPR(m_i)$ 是射线经过体模内距离为 m_i 时, 散射线造成的剂量与原射线的之比。

MC 计算的关键在于对观测量 d_{ij} 的随机抽样。图 2-6 是利用 MC 算法抽样观测 d_{ij} 的逻辑框图。图中的累加单元 d_T 就是对某一器官的 d_{ij} 观测值的累加。

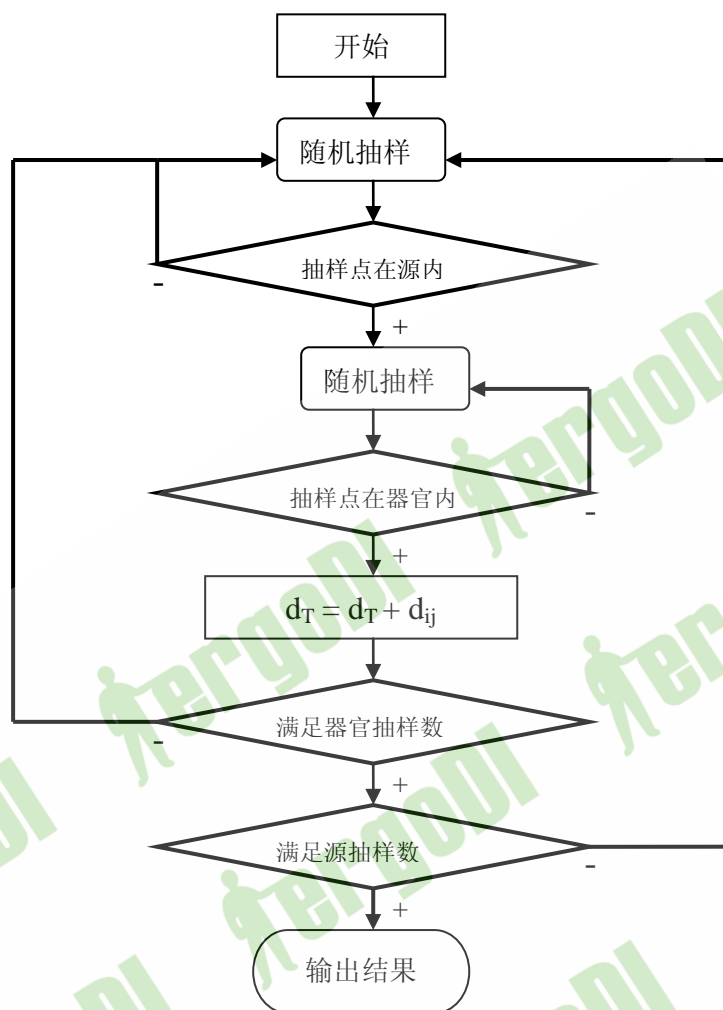


图 2-6 放射事故 MC 剂量估算逻辑框图

图 2-7 是放射(事故)外照射剂量估算用户主界面。

图 2-8 是外照射放射事故剂量估算结果显示界面。

② 核事故外照射剂量估算用户模块

核事故外照射剂量估算模块基于国家标准 GB/T 17982-2000（核事故应急情况下公众受照剂量估算的模式和参数）和 IAEA 的标准，它与美国核管局的方法类似。

核事故早期的主要有烟羽外照射(γ 和 β 外照射)、皮肤和衣服上核素沉积的 β 外照射、核素地面沉积 γ 外照射，核事故中期的主要有地面沉积放射性核素的外照射。公式 (2.34) 和公式 (2.35) 是主要的计算数学模式。公式 (2.34) 要求有近地面空气中核素的时间积分浓度或地面沉积核素表面比活度 (ψ) 的数据，公式 (2.355) 要求有基于地面上方 1m 处 γ 剂量率。



图 2-7 放射(事故)外照射剂量估算用户主界面

当前估算结果查询 (mGy)

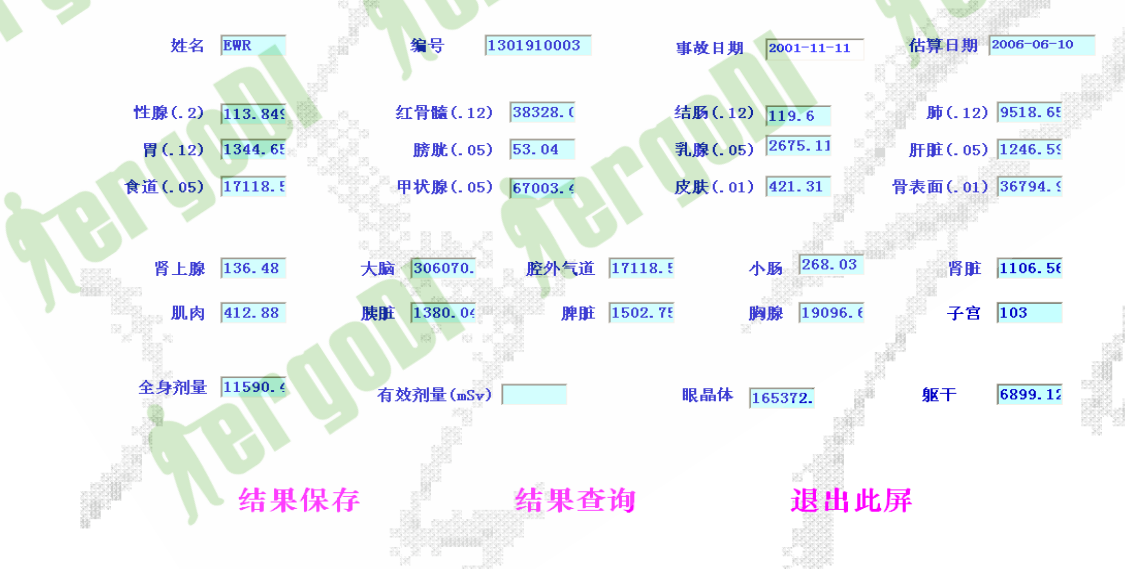


图 2-8 放射(事故)外照射剂量估算结果界面

$$H_i = \psi_i \cdot DCF_i \cdot SF_i \dots \dots \dots (2.34)$$

i 是烟羽外照射、皮肤和衣服上核素沉积和核素地面沉积中的一种；
 DCF 是 ψ 到剂量当量的转换系数，可从有关文献中查得⁽³⁻⁵⁾；

SF 是屏蔽系数，也可从有关文献中查得⁽³⁻⁵⁾。

$$H_i = \int_0^{\tau} \dot{H}_i(t) dt \bullet SF_i \dots\dots\dots(2.35)$$

i 是烟羽外照射和核素地面沉积中的一种；

\dot{H}_i 在地面上方 1m 处的 γ 外照射剂量当量率。

这个模块中主要包括核事故剂量重建、烟羽 γ 外照射剂量重建、烟羽 β 外照射剂量重建和地面沉积核素 γ 外照射剂量重建等四个用户界面，图 2-9 核事故剂量重建总用户界面。



图 2-9 核事故剂量重建总用户界面

③ 皮肤及眼晶体剂量估算用户模块

这个模块的基本算法与放射(事故)外照射剂量估算用户模块相同，这里不再重复述说。

图 2-10 是此模块的用户界面。

事故皮肤及眼晶体剂量估算程序

姓名 EWR	年龄 23	编号 1301910003
辐射类型 [下拉菜单]	源活度(GBq) [输入框]	离源一米处空气比释动能率(cGy/h) [输入框]
源形状 [下拉菜单]	源长(cm) [输入框]	源半径(或宽)(cm) [输入框]
剂量估算类型 [下拉菜单]	皮肤离源距离(cm) [输入框]	源与皮肤的几何关系 [下拉菜单]
皮肤剂量(mGy) [输入框]		事故时间 2003-11-11
估算	保存	退出

图 2-10 皮肤及眼晶体剂量估算用户界面

⑤屏蔽计算用户模块

若屏蔽计算采用年剂量控制值(mSv/a) (S), 公式 (2.36) 是主要的屏蔽计算基本公式;
若屏蔽计算采用剂量率控制值($\mu\text{Sv/h}$) (\dot{S}), 公式 (2.37) 是主要的屏蔽计算基本公式。

$$K = \frac{D \times T \times U \times R \times f}{S \times r^2} \times B \times e^{-\mu x} \quad (2.36)$$

K 为减弱倍数

D 为离源一米处的空气比释动能率(mGy/h)

T 为一年内源/设备工作状态的最大小时数;

U 源/设备的使用因子;

R 人源在考察点的驻留因子;

f 是空气比释动能率到周围剂量当量的转换因子(mSv/mGy);

r 是考查点离源的距离(米)

B 是散射累积修正因子

x 是需要的屏蔽厚度(cm)

μ 是选择减弱材料的减弱系数(cm^{-1})

$$K = \frac{\dot{D} \times f}{\dot{S} \times r^2} \times B \times e^{-\mu x} \quad (2.37)$$

\dot{D} 为离源一米处的空气比释动能率($\mu\text{Gy/h}$)

公式 (2.38) 是散射计算基本公式。散射线能量用公式 (2.39) 计算。

$$D_s = \frac{X}{100} \times \frac{A}{100} \times \frac{D_0}{r^2} \quad (2.38)$$

X 是百分散射系数;

A 是散射源面积(cm^2);

r 是散射源到探测点的距离(m);

D_s 是探测点处的剂量;

D₀ 是初始线入射到散射源的剂量,单位应与 D_s 匹配。

$$E = \frac{E_0}{1 + \frac{E_0(1 - \cos\theta_s)}{0.511}} \quad (2.39)$$

E₀ 是初始射线的能量; θ_s 是散射方向与入射方向的夹角,0~90°。

图 2-11 是屏蔽计算类型的选择用户界面。在屏蔽计算类型主要包括:一般评比计算(包括垂直入射、30 度入射、45 度入射、60 度入射、72 度入射的界面与向同性屏蔽计算用户界面)、医用屏蔽计算(包括普通医用 X 线、医用加速器和中子治疗屏蔽计算用户界面)和散射屏蔽计算。



图 2-11 屏蔽计算类型的选择用户界面

三、内照射剂量估算子系统

内照射剂量估算子系统主要包括核事故内照射、人员特殊监测、常规人员监测、食入和吸入量和核医学剂量估算五个用户主模块。

在内照射剂量估算中,最常用的是待积器官当量剂量 H_T(τ) 和 待积有效剂量 E(τ), 它们分别用以下公式计算:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} q_s(t, t_0) SEE(T \leftarrow S; t) dt \dots \dots \dots (2.40)$$

$$E(\tau) = \sum_{T=1}^{T=12} W_T H_T(\tau) + W_{其余} H_{其余}(\tau) \dots \dots \dots (2.41)$$

式中: q_s(t, t₀) 是 t₀ 时刻摄入、t 时刻源器官区域内核素的放射性活度, 单位为 Bq;

$SEE(T \leftarrow S; t)$ 是比有效能量, 是 t 时刻源器官区域 (S) 内每次核蜕变引起靶器官 (T) 内的当量剂量, 单位为 $\text{Sv} \cdot (\text{Bq} \cdot \text{s})^{-1}$; ω_T 是组织权重因子, $H_{\text{其余}}(\tau)$ 是其余器官的待积当量剂量。 $H_T(\tau)$ 和 $E(\tau)$ 是摄入放射性物质后, 随时间积分的一个剂量学量。如果没有特殊说明, 对成年人, τ 的值为 50 年, 对于婴幼儿为 70 年, 通常情况下, 积分时间从 20 到 70 年。

用公式 (2.40) 和 (2.41) 直接计算 $H_T(\tau)$ 和 $E(\tau)$ 比较困难, 在辐射防护中我们并不需要这样复杂的计算, 而是在一些假设的基础上对这些计算简化, 为此可以采用简单的隔室模型代表含放射性核素的器官, 这时放射性核素的代谢可用指数模式描述。从而有:

$$q_s(t, t_0) = \sum_m A_0 f_1 f_s T_m a_m (1 - e^{-0.693t/T}) \quad (2.42)$$

其中 A_0 为 t_0 时刻摄入的总活度, f_1 为放射性物质转移到体液的份数, f_s 为从体液转移到源器官 (s) 的份数, T_m 为该放射性物质相应于 m 指数项(隔室)的有效半排出期, a_m 为 m 指数项占的份数。将(2.42)代入(2.40)可得到:

$$H_T(\tau) = A_0 \int_{t_0}^{t_0+\tau} \sum_S \sum_m f_1 f_s T_m a_m (1 - e^{-0.693t/T}) SEE(T \leftarrow S; t) dt \quad (2.43)$$

如果定义 $h_T(\tau)$ 为:

$$h_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \sum_S \sum_m f_1 f_s T_m a_m (1 - e^{-0.693t/T}) SEE(T \leftarrow S; t) dt \quad (2.44)$$

则 (2.40) 式可改写为:

$$H_T(\tau) = A_0 h_T(\tau) \quad (2.45)$$

$h_T(\tau)$ 称作待积组织或器官的剂量系数, 即每单位摄入量的待积组织或器官的当量剂量, 单位为 Sv/Bq 。

而且可以得出:

$$E(\tau) = A_0 e(\tau) \quad (2.46)$$

通常把 $e(\tau)$ 称作待积有效剂量系数, 即每单位摄入量引起的待积有效剂量, 单位为 Sv/Bq 。 $h_T(\tau)$ 和 $e(\tau)$ 值可从相关的 ICRP 出版物查找到。因此, 原则上, 只要我们能估算出摄入量 (A_0) 再结合 ICRP 给出的 $h_T(\tau)$ 或 $e(\tau)$ 值, 就可以方便的计算出待积组织当量剂量 $H_T(\tau)$ 或待积有效剂量 $E(\tau)$ 。

① 核事故内照射剂量估算模块

核事故内照射剂量估算模块中的 A_0 估算和相关参数主要基于国家标准 GB/T 17982-2000 (核事故应急情况下公众受照剂量估算的模式和参数) 和 IAEA 的标准, 它与美国核管局的方法类似。核事故内照射剂量估算模块中又有两个子模块, 即: 事故早期和事故中期内照射剂量估算子模块。

图 2-12 是核事故内照射剂量估算模块总的用户界面, 主要包括核事故早期和中期两个用户界面。

核事故剂量估算基本信息

事件基本信息	人员基本信息	估算方法选择
编 码 <input type="text" value="1106310003"/>	姓 名 <input type="text" value="yang"/>	<input type="radio"/> 早期内剂量估算
发生日期 <input type="text" value="2006"/>	性 别 <input type="text" value="男"/>	<input type="radio"/> 中期内剂量估算
估算时间 <input type="text" value="2006-06-15"/>	年龄阶段 <input type="text" value="17岁以上"/>	
<input type="button" value="确 定"/> <input type="button" value="退 出"/>		

图 2-12 核事故内照射剂量估算模块基本信息用户界面

② 特殊和常规人员监测内照射剂量估算模块

人们常常通过人员监测来检查职业人员受到内照射的程度，它是评价个人体内放射性污染的主要根据。在核事故发生的情况下，也常常需要人员监测方法来检测职业人员和公众是否受到了内照射，但这时是用人员特殊监测。人员监测方法主要有空气人员监测方法、生物样品人员监测方法和体外人员监测方法。

空气人监测方法通常是采用个人空气采样器(PAS)直接对内污染进行监测，并用监测结果估计放射性核素吸入量。

如果监测结果是监测周期内的累积放射性活度，则结果可直接视为此时的摄入量 A_{j0} 。但若监测结果是核素空气浓度(kBq/m^3)($c_{j\text{空}}$)，这时还需要知道呼吸率 ($B_{\text{空}}$) 和监测周期 (T) 的值，这时核素 j 的摄入量 A_{j0} 可用下式计算：

$$A_{j0} = c_{j\text{空}} B_{\text{空}} T \quad (2.47)$$

应特别说明的是，在用上式计算时，应注意三个量之间单位的匹配。如果用这个监测周期的结果去估算其它时间的摄入量时，应当考虑各种影响因素的修正。

体外直接测量法仅适用于那些能发射可以逃逸出人体的射线的核素，也就是说，它只能用于能发射 x 射线、 γ 射线、正电子(检测其湮灭后放出的 γ 射线)、高能 β 粒子(检测其发出的韧致辐射)以及某些 α 发射体(检测其特征 x 射线)的核素。另外，测量前一定要清除身体表

面污染的干扰。直接从体外测量全身或器官内放射性核素的含量可以快速而简便地估算体内相应器官或组织的放射性活度，从而可首先估算出 A_0 再估算内剂量。

在监测 γ 辐射核素时，通常遇到的是核裂变产物和中子活化产物，例如 ^{131}I 、 ^{137}Cs 、 ^{60}Co 等。在测量这些核素时，对测量装置的灵敏度要求不很高，因为简单的装置其灵敏度就比工作人员的放射性核素年摄入量限值（ALI）的小很多。除 ^{226}Ra 、 ^{228}Ra 、 ^{235}U 、和 ^{252}Cf 以外，其它核素全身和甲状腺体外测量的探测阈仅相当于工作人员 ALI 的 1/1000-1/100000。

对体内滞留的 α 辐射核素，例如镭、铀和超铀核素等，需有高灵敏度的测量技术。对这些核素的体外测量探测灵敏度很低，镭约为工作人员 ALI 的 1/10，其它的核素相当于 ALI 的 1-10 倍。测量的部位可以是全身、肺部、甲状腺或骨等。根据测量部位的不同，选择合适的探测器、几何排列位置。

用测量值(M)(Bq)推算 A_0 的基本公式如下：

$$A_0 = M / m(t) \quad (2.48)$$

其中 $m(t)$ 是摄入 1Bq 某核素 t 天时体内或器官内核素的含量(Bq)， $m(t)$ 在 ICRP 的 54 和 78 号出版物的附录中可查得。应当说明的是，公式(2.48)不适用于连续摄入的情况，此时可用 $m(T/2)$ 代替 $m(t)$ 进行计算， T 为监测周期(天)。

生物样品包括尿、粪、血液、呼出气、唾液和汗液等，但常用的是尿和粪样，所以习惯上又称排泄物分析。通过生物样品检测也可推算出 A_0 。

对不释出 γ 射线或仅释出低能光子辐射的放射性核素，个人体内污染量的监测主要借助于排泄物的分析。早期的粪样监测结果有助于判断人员是否受到污染。尿样放射性监测结果发现有异常，则证明摄入体内的放射性核素已吸收入体液中。尿样监测是排泄物分析中最常用的方法。收集尿样应避免样品受到外来污染。为估计每日尿排出总活性，多数情况下宜收集 24 小时全尿，因为样品量小代表性就差些，但氡除外；当收集 24 小时全尿有困难时，可用尿中肌酐含量由部分尿样中放射性核素活度间接地折算成全日尿的活度。

公式 (2.48) 也可来推算 A_0 ，但此时的 $m(t)$ 应从 ICRP 相关报告中查得。

图 2-13 是人员特殊监测基本信息和方法选择用户界面，主要包括体外监测内剂量估算、生物样监测和空气样监测内剂量估算三个用监测结果进行剂量估算的用户界面。

常规人员监测内照射剂量估算模块与特殊人员监测内照射剂量估算模块的用户界面基本类似，这里不再重复叙述。

③ 食入和吸入物内照射剂量估算模块

在这个剂量模式中主要分为吸入和食入两大类。这时的摄入量 (A_0) 可以用下式计算：

$$A_0 = A_{\text{吸}} + A_{\text{饮水}} + A_{\text{食用}} \quad (2.49)$$

$A_{\text{吸}}$ 是吸入空气造成的放射性核素摄入量； $A_{\text{饮水}}$ 是饮水造成的放射性核素摄入量； $A_{\text{食用}}$ 是食用各类食物造成的放射性核素摄入量。

The screenshot shows a user interface for entering monitoring data. It consists of three yellow panels with white text and input fields. The first panel, '人员基本信息', contains fields for Name (姓 名: yang), Gender (性 别: 男), Age Group (年龄阶段: 17岁以上), and Intake Days (摄入天数). The second panel, '事件基本信息', contains fields for Code (编码: 1106310003), Occurrence Time (发生时间: 2006), and Estimation Time (估算时间: 2006-06-16). The third panel, '监测方法选择', has three radio button options: '体外监测内剂量估算', '生物样监测内剂量估算', and '空气样监测内剂量估算'. At the bottom, there are two large buttons labeled '确定' and '退出'.

图 2-13 人员特殊监测基本信息和方法选择用户界面

一般来说只要测得空气放射性含量(单位, Bq/m^3)、呼吸率、居留系数就可方便的用下式计算某一种核素 j 累计时间内的摄入量 $A_{j\text{吸}}$ 。

$$A_{j\text{吸}} = C_{j\text{空}} B_{\text{空}} \quad (2.50)$$

式中, $C_{j\text{空}}$ 是核素 j 在空气中的时间积分浓度 ($Bq \cdot s/m^3$); $B_{\text{空}}$ 是人员呼吸率 (m^3/s)。

一般来说只要测得水的放射性含量 ($c_{j\text{水}}$) 和饮用量 ($Q_{\text{水}}$) 就可就可方便的用下式计算某一种核素 j 累计时间内的摄入量 $A_{j\text{饮水}}$ 。应适时在实际的饮用水中取样监测, 否则应进行水系损失修正。UNSCEAR 水饮用量建议值是 $500kg/a$, 并作为本系统的默认值, 在有实际饮用量时, 应优先使用实际值。

$$A_{j\text{饮水}} = c_{j\text{水}} Q_{\text{水}} \quad (2.51)$$

对于某一种放射性核素 j 的摄入量 $A_{j\text{食用}}$ 可以用下式计算:

$$A_{j\text{食用}} = \sum_i c_{ji\text{食}} Q_{i\text{食}} \quad (2.52)$$

式中, $c_{ji\text{食}}$ 是放射性核素 j 在 i 类食品中的含量 (Bq / kg); $Q_{i\text{食}}$ 是 i 类食品的食用量 (kg)。在这个计算中, 关键是食谱的选择, 原则上选择食谱应与被估算对象实际情况相同。

在本系统中的默认值主要采用了我国在 UNSCEAR 报告中使用的成人资料，个别我国在报告中没有的资料。

图 2-14 是食入和吸入物剂量估算总的用户界面，它包括是食入和吸入物剂量估算主要用户界面。吸入气溶胶、吸入可溶物质和食入和饮水剂量估算等三个用户界面。

④ 核医学中病人内照射剂量估算模块

通常采用 MIRD 模式，并用以下公式计算核医学中病人的内照射剂量。

$$D_T = A_0 \sum_S S(T \leftarrow S) \quad (2.53)$$

The screenshot shows a software interface with the title '吸入、食入和饮水的基本信息'. It contains three panels:

- 人员基本信息 (Person Basic Information):**
 - 姓名 (Name): yang
 - 年龄阶段 (Age Group): 17岁以上
 - 摄入天数 (Ingestion Days): [empty field]
- 事件基本信息 (Event Basic Information):**
 - 编码 (Code): 1106310003
 - 发生时间 (Occurrence Time): 2006
 - 估算时间 (Estimation Time): 2006-06-16
- 估算方法选择 (Estimation Method Selection):**
 - 吸入气溶胶 (Inhaled Aerosol)
 - 吸入可溶物质 (Inhaled Soluble Substance)
 - 食入和饮水 (Ingestion and Drinking)

At the bottom, there are two buttons: '确定' (Confirm) and '退出' (Exit).

图 2-14 食入和吸入物剂量估算基本信息和方法选择用户界面

式中 A_0 是施用给病人的放射性活度； $S(T \leftarrow S)$ 为通常称 S 系数，它是单位施用放射性药物不同源器官在靶器官上引起的吸收剂量。不同核素的 $S(T \leftarrow S)$ 值可从 IRCP 出版有关出版物查到。

图 2-15 是核医学中病人内照射剂量估算基本信息显示和施用量录入用户界面。这个模块还包括核医学中病人内照射剂量估算用户界面和核医学中病人内照射剂量估算结果显示用户界面（图 2-16）。

The screenshot shows a software interface with the title '临床核医学病人剂量估算'. It contains a section titled '人员信息' (Person Information) with two input fields:

- 姓名 (Name): yang
- 编码 (Code): 1106310003

图 2-15 核医学中病人内照射剂量估算总用户界面

核医学病人剂量估算报告书

姓名: yang 性别: 男 年龄(岁): 23 摄入活度(MBq): 1 半衰期: 16.2 h
 核素: Br-76 化合物: 溴化物 摄入方式: 静脉 单位: mGy

器官或组织	吸收剂量	器官或组织	吸收剂量	器官或组织	吸收剂量
肾上腺	3.5E-1	下部大肠	3.4E-1	唾液腺	0.0E+0
膀胱	3.1E-1	心脏	0.0E+0	皮肤	0.0E+0
胃食管	2.7E-1	肾脏	3.0E-1	脾脏	2.9E-1
脑	0.0E+0	肝脏	3.0E-1	睾丸	3.0E-1
乳腺	2.9E-1	肺	2.7E-1	胸腺	0.0E+0
胆囊	0.0E+0	肌肉	0.0E+0	甲状腺	2.8E-1
胃	3.0E-1	食道	0.0E+0	—	—
小肠	3.2E-1	脾脏	—	其余器官	2.7E-1
胰腺	0.0E+0	胰腺	3.3E-1	有效剂量(mSv)	3.0E-1
上部大肠	3.2E-1	红骨髓	2.9E-1		

保存 打印 返回

图 2-16 核医学中病人内照射剂量估算结果显示用户界面

内照射中其他器官剂量估算结果显示方法与图 2-16 类似，为避免重复，未对其进行一一的介绍。

本系统的综合性能优于美国核管局的类似系统（它仅有核突发事件内、外照射剂量重建模块）。本系统将主要用在核和辐射突发事件发生后受照人员的剂量估算，屏蔽计算和核医学病人剂量估算。

3 我国辐射防护剂量水平

3.1 职业照射剂量水平

3.1.1 职业剂量分析中常用量和方法

职业照射是职业工作人员在其工作职责内所受到的辐射照射。这样的照射，从开始工作

起，在其实践活动中应受到国家制订的法规的控制。这类控制通常用个人剂量监测的方法，有时也用其他的方法。重点将主要关心不同工种和不同类型的源所造成的职业辐射照射的个人剂量水平、个人年有效剂量和年集体有效剂量的分布。集体有效剂量主要用于评价职业辐射照射的危害。

一般来说应常用以下的量和方法进行职业剂量分析：

① 平均年有效剂量（即：一年中外照射的有效剂量和内照射的待积有效剂量的总和）， E ，它与个体的危险度平均水平有关。

② 年集体有效剂量， S （早期文章中常用 M 表示），它主要用于实践的效果评价。

年集体有效剂量， S 可以用以下公式计算：

$$S = \sum_{i=1}^N E_i \quad (3.1)$$

式中， E_i 是第 i 个职业工作人员接受的年有效剂量； N 是职业工作人员总数。在实际工作中，往往知道的是不同分类（ j ）下的职业工作人员接受的平均年有效剂量（ E_j ）和职业人员数（ N_j ），这时（5-6）式可改变成如下的形式：

$$S = \sum_{j=1}^r E_j \quad (3.2)$$

式中， r 是分类总数。

平均年有效剂量， \bar{E} ，等于 S/N 。

③ 单位 GDP 的平均年集体有效剂量。

④ NR_E ，是某一特定人群中个体剂量超过 E mSv 群体的人员数与其总职业人员数的比值，常称为人员数分布比， NR_E 可用以下公式计算：

$$NR_E = \frac{N(>E)}{N} \quad (3.3)$$

式中， $N(>E)$ 是个体剂量超过 E mSv 群体的职业人员数。通常 E 的值取为：15，10，5 和 1 mSv。

⑤ SR_E ，是是个体剂量超过 E mSv 群体的年集体有效剂量与其总的集体有效剂量的比值，个体剂量超过 E mSv 群体的年集体有效剂量与总的集体有效剂量的比值，常称为年集体剂量分布比， SR （在在早期的文章中常用 MR 表示）用来表示辐射危险度较高人群所受集体有效剂量的分数。这个比例就是集体有效剂量的分布比。在进行不同职业人群的辐射危险度比较时，用 SR_E 比较直观。

年集体剂量分布比， SR_E 可用以下公式计算：

$$SR_E = \frac{S(>E)}{S} \quad (3.4)$$

式中， $S(>E)$ 是个体剂量超过 E mSv 群体的年集体有效剂量。 E 的值通常取为：15，

10, 5 和 1 mSv。

由于很难确定不同工种所产生的 GDP 值，因此未对单位 GDP 的平均年集体有效剂量进行分析。

职业照射分析中的职业照射主要类型在了表 3-1 中。

表 3-1 职业照射分类

职业照射领域	职业照射分类
核工业	铀矿 铀矿粉碎 铀富集和转化 核燃料制作 核电厂 核燃料再处理 核燃料有关的研究(包括研究反应堆操作)
医学应用	诊断放射学 牙科放射学 核医学 放射治疗 其它应用
其它工业应用	工业辐照 工业探伤 发光 放射同位素生产 打井 加速器操作 其它应用
天然源	民用航空 煤矿 其它矿石矿 油和天然气工业 矿石处理
军事应用	核动力船及补给活动 其它应用
其它应用	教育设施 其它应用

3.1.2 职业照射概貌

以 1999 年我国的放射性职业照射为例进行分析。图 3-1 是我国不同辐射职业人群大小的分布图。图中表明，医用辐射职业人群的最大，有 12.16 万（占总职业人群的 61%），其次是核工业职业人群。

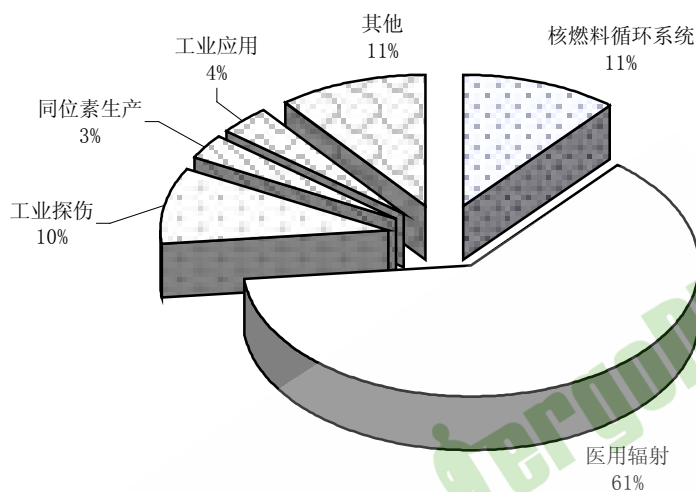


图3-1 不同职业类型的人群大小分布图

图 3-2 是我国不同辐射职业人群的集体有效剂量分布图。图中表明，核工业职业人群的集体有效剂量最大，占总职业人群的 45%，其次是医用辐射职业人群。

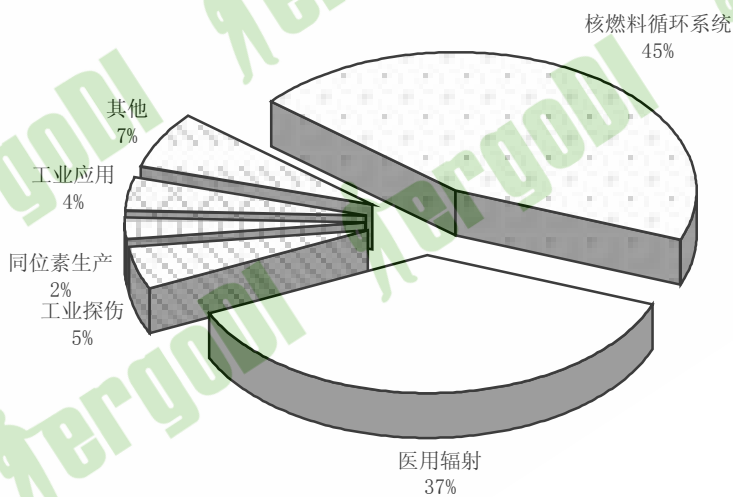


图3-2 不同职业类型的年集体有效剂量分布

图 3-3 是我国不同辐射职业人群的平均有效剂量分布图。图中表明，核工业职业人群的平均有效剂量最大，其值为 8.6mSv/a；其次是同位素生产职业人群的平均有效剂量，其值为 5.07mSv/a。

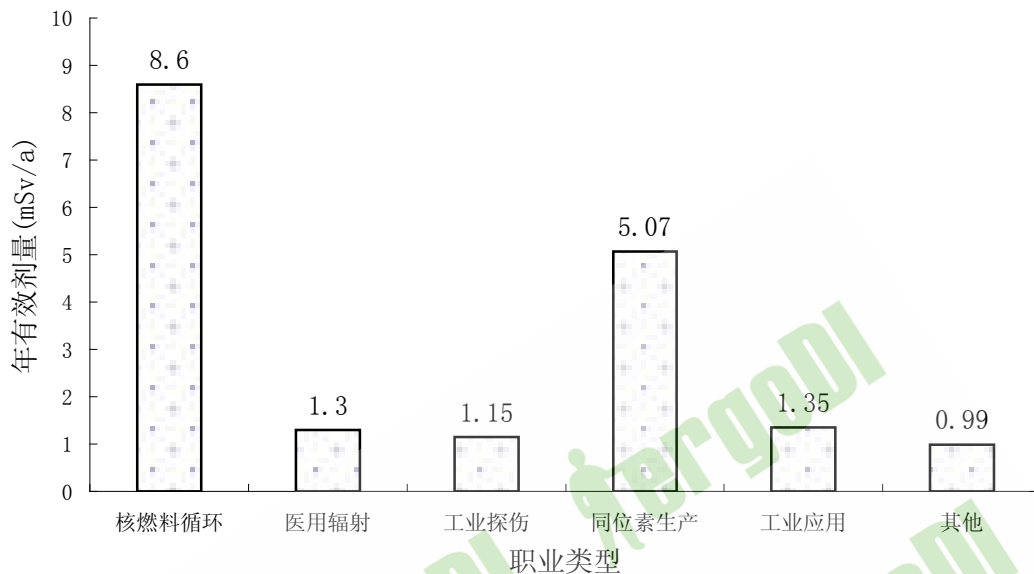


图3-3 不同职业照射的年有效剂量比较

图 3-4 是我国不同辐射职业人群的 NR_{15} 分布图。 NR_{15} 是人群中接受剂量大于 15mSv 的人数占人群总数的分数。图中表明，同位素生产职业人群的 NR_{15} 最大，其值为 0.099；其次是核工业职业人群，其值为 0.05。

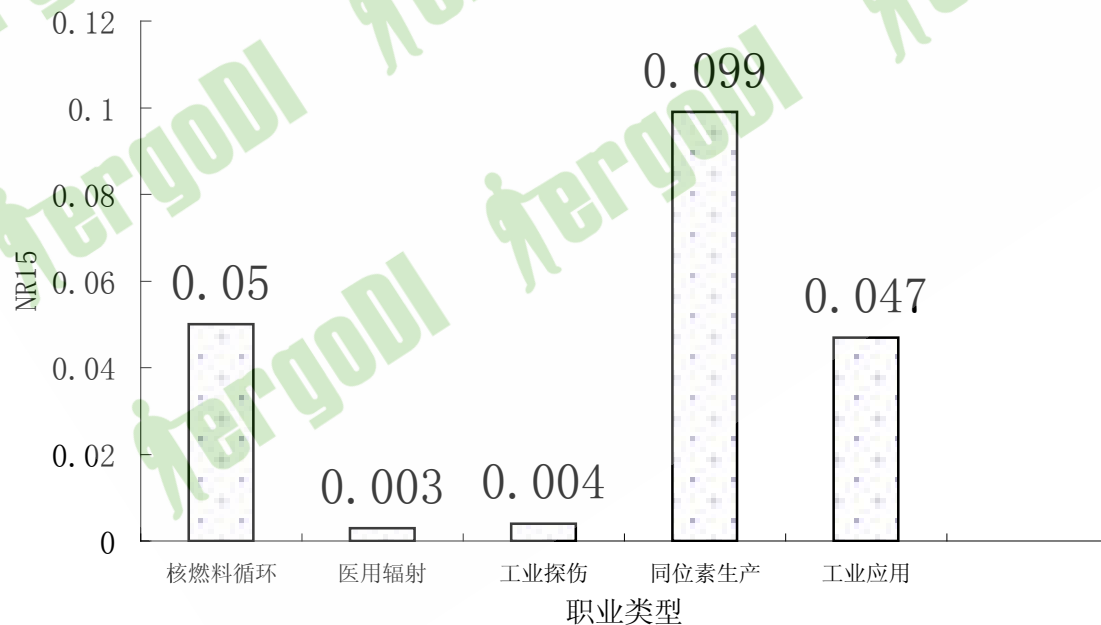


图 3-4 不同职业照射的 NR_{15} 比较

表 3-2 是不同国家核燃料循环系统职业人员受照情况比较。从表中可以看出，铀矿开采中，我国职业人员接受的年平均剂量是全球平均值的 4 倍左右，其值高达 18.6mSv/a。

表 3-2 不同国家核燃料循环系统职业人员受照情况比较

职业类型	国家	年被监测人数(千)	年集体有效剂量($manSv$)	平均年有效剂量(mSv)	人员分布比(NR_{15})	集体剂量分布比(SR_{15})	时期说明
铀矿开采	中国	6.68	126.3	18.6	—	—	1986-1990
	加拿大	6.28	31.6	4.80	0.21	0.67	1985-1989
	印度	1.35	15.2	11.3	—	—	1985-1989
	全球	260	1100	4.4	0.25	0.52	1985-1989
铀矿冶	中国	3.94	5.45	1.38	—	—	1986-1990
	加拿大	0.83	1.30	1.56	0.01	0.01	1985-1989
	印度	0.58	3.40	5.86	—	—	1985-1989
	全球	6	20	3.3	—	—	1985-1989
核燃料浓缩转化	中国	3.54	0.58	0.16	—	—	1991-1995
	加拿大	0.33	0.29	0.88	0.00	0.00	1990-1994
	全球	4.04	0.08	0.02	—	—	1990-1994

表 3-3 是不同国家医用辐射职业人员受照情况比较。从表中可以看出，铀矿开采中，我国职业人员接受的年平均剂量是全球平均值的 4 倍左右，其值高达 18.6mSv/a。

表 3-3 不同国家医用辐射职业人员受照情况比较

职业类型	国家	年被监测人数(千)	年集体有效剂量($manSv$)	年有效剂量(mSv)	人员分布比(NR_{15})	SR_{15}	时期说明
X 射线诊断	中国	30.3	122.4	1.52	0.009	0.136	1991-1995
	印度	2.14	2.58	0.24	0.00	0.12	1990-1994
	秘鲁	1.90	4.94	2.60	0.06	-	1994
	全球	190	470	0.50	0.00	0.19	1990-1994
核医学	中国	2.19	4.72	1.12	0.009	0.164	1991-1995
	印度	0.17	0.54	1.82	0.00	0.06	1990-1994
	秘鲁	0.03	0.15	5.00	-	-	1994
	全球	23	90	0.79	0.00	0.10	1990-1994
放射治疗	中国	2.15	4.05	1.01	0.011	0.190	1991-1995
	印度	0.90	3.15	0.70	0.00	0.17	1990-1994
	秘鲁	0.05	0.24	5.0	0.00		1994
	全球	24	65	0.55	0.00	0.15	1990-1994

3.1.3 核燃料循环系统

表 3-4 给出了我国核燃料循环各个系统的职业照射监测及分布的基本情况。年集体有效剂量中铀矿开采占很大比例达到 85%。核电和铀矿冶外的职业照射是中国核工业职业照射的重要部分，也是监测体系完善，资料完整的领域。图 3-5 和图 3-6 给出了核燃料循环系统年人均有效剂量和集体有效剂量的变化趋势。总体来看，这部分的职业照射水平还是在逐年下降。

表 3-4 核燃料循环各个系统职业照射统计

核燃料循环系统	起止年月	年监测人数	年人均有效剂量 (mSv)	年集体有效剂量(人.Sv)	占总集体有效剂量的份额(%)
铀矿开采	1986-1990	6804	126.28	18.56	86.2
铀矿冶	1986-1990	3940	5.44	1.38	3.71
核燃料浓缩转化	1986-2002	3037	0.67	0.22	0.45
核燃料制造	1991-2002	765	1.89	2.46	1.29
核电	1993-2002	2603	1.64	0.63	1.12
退役和核燃料再处理	1986-2000	1591	6.20	3.90	4.23
同位素生产	1986-2002	448	2.24	5.00	1.53
科学研究	1986-2002	1499	2.16	1.44	1.47
总计		19982	146.52	8.04	100.00

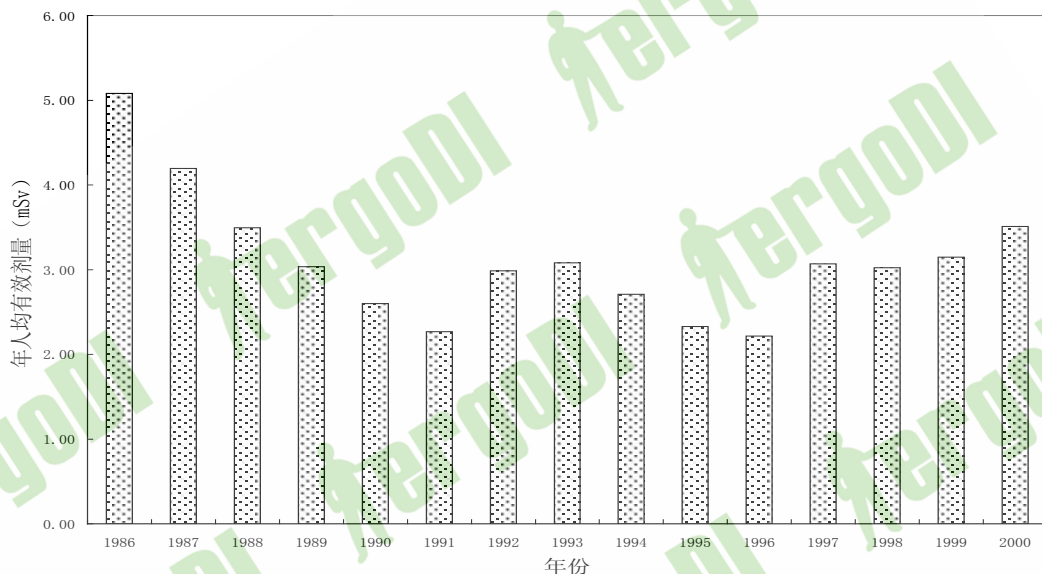


图 3-5 核工业职业外照射年人均有效剂量的变化趋势

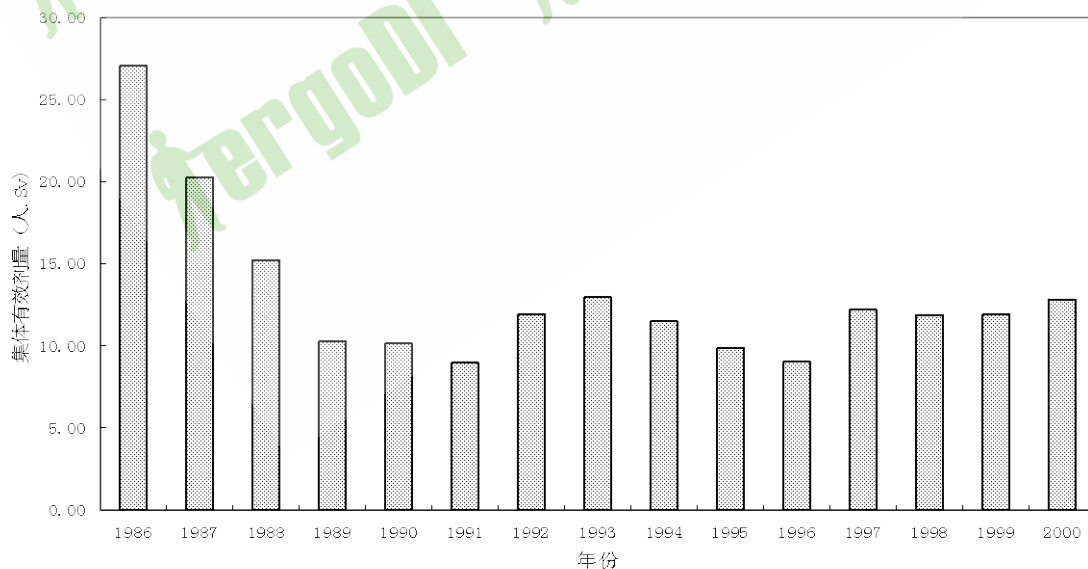


图 3-6 核工业职业外照射集体有效剂量变化趋势

3.1.4 医用职业辐射照射

医用辐射中接受职业照射的有医生、技师、护士等工作人员，构成了人造辐射源受照的最大的职业人群。主要包括以下几个方面：X 射线诊断、核医学（诊断和治疗）、放射治疗及其他的医学应用。图 4-7 是全国医用辐射职业照射主要照射类型分布的基本情况。从图中可以看出，X 射线诊断是医用辐射中职业人员最多的，它占总医用辐射职业人数的 89%。

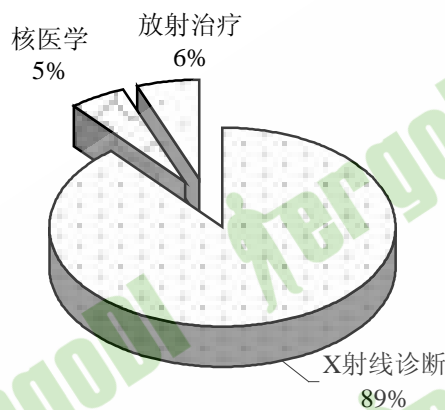


图3-7 1996-2000年期间主要医用辐射类型人员分布

表 3-5 中列出了全国医用辐射职业照射监测的基本情况。从表中可以看出，三类医用职业照射的年有效剂量均随时期明显的下降，特别是 X 线诊断；年集体有效剂量也在减低，但速度比年有效剂量慢，这是因为年集体有效剂量还受人群众数增加的影响的原故。

表 3-5 不同时期医用职业个人剂量监测的基本情况

职业类型	时 期	平均年监测人数(千)	年集体有效剂量($man.Sv$)	平均年有效剂量(mSv)	NR5	SR5
X 射线诊断	1986-1990	18.3	206.6	2.18	0.066	0.433
	1994-1995	30.31	122.4	1.52	0.045	0.294
	1996-2000	52.08	149.1	1.46	0.031	0.200
核医学	1986-1990	0.98	9.26	1.59	0.051	0.338
	1994-1995	2.19	5.53	1.17	0.047	0.315
	1996-2000	3.46	7.26	1.23	0.023	0.156
放射治疗	1986-1990	0.48	10.3	1.51	0.052	0.373
	1994-1995	2.15	4.05	1.01	0.031	0.230
	1996-2000	1.52	6.54	0.97	0.019	0.137
合计	1986-1990	19.8	230.6	2.15	0.066	0.430
	1994-1995	34.66	131.6	1.47	0.045	0.329
	1996-2000	59.66	164.0	1.43	0.029	0.219

图 3-8 和图 3-9 分别给出了不同医用辐射职业照射类型时,年有效剂量和年集体剂量随时间的变化趋势。图 3-8 表明：X 线诊断是总医用辐射的年有效剂量主要贡献者；X 线诊断的年有效剂量随时间的变化趋势与总医用辐射的基本一致，除 1990 年以前的监测值偏高外，年有效剂量均有随年逐年降低的趋势，这反映出我国医用辐射设备和防护条件都越来越好这

一基本情况；一般来说，X线诊断的平均年有效剂量比核医学和放射治疗的高。X线诊断的年集体剂量随时间的变化趋势与总医用辐射的基本一致，核医学和放射治疗对年集体剂量贡献不大；X线诊断年集体剂量最大的是1986年，最低的是1994年，这个值主要决定于年有效剂量。

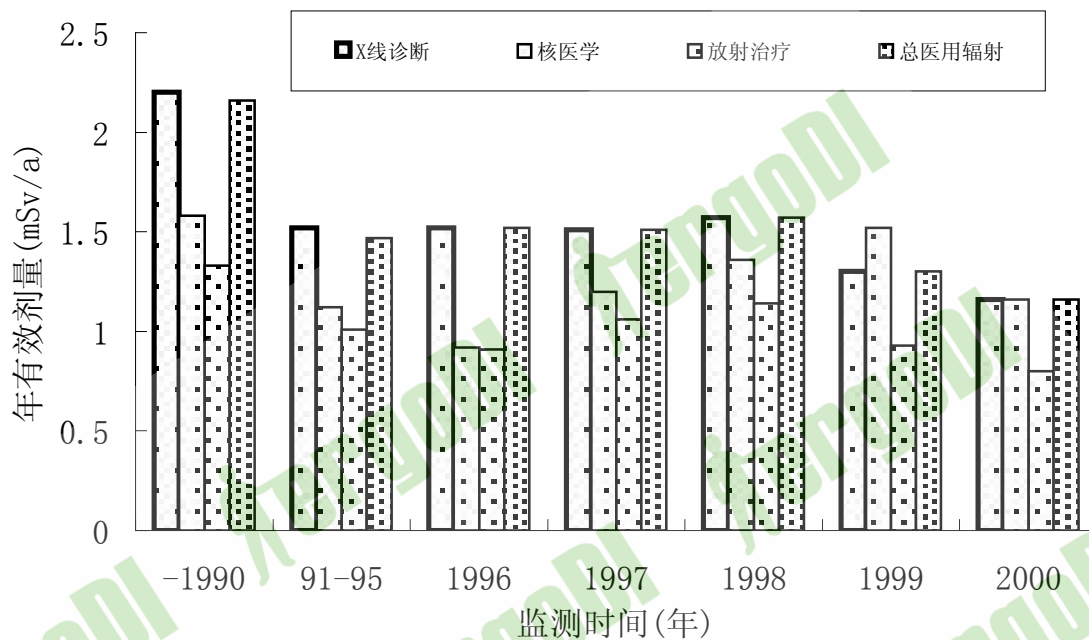


图 3-8 全国医用辐射的年有效剂量随时间的变化

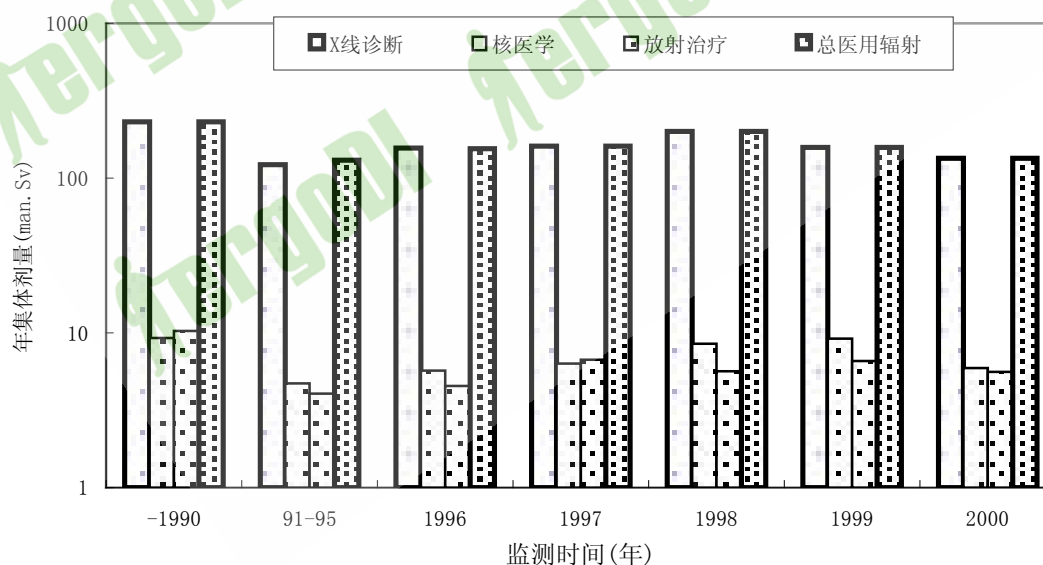


图 3-9 全国医用辐射的年集体剂量随时间的变化

不同类型的 NR₅ 和 SR₅ 随时间的变化趋势列在图 3-10 和图 3-11 中,就总医用辐射和 X

线诊断而言, NR_5 和 SR_5 随时间降低的趋势还是十分明显的,但放射治疗和核医学确看不出这种趋势。这表明近年来医用职业照射,特别是 X 线诊断的辐射防护在逐年改善。综合分析表明,医用诊断 X 射线的 NR_e 和 SR_e 比相应核医学和放射治疗的 NR_e 和 SR_e 值要大得多,这说明我国放射工作职业受照人群中,接受大剂量照射的主要是从事医用诊断 X 射线的人员。

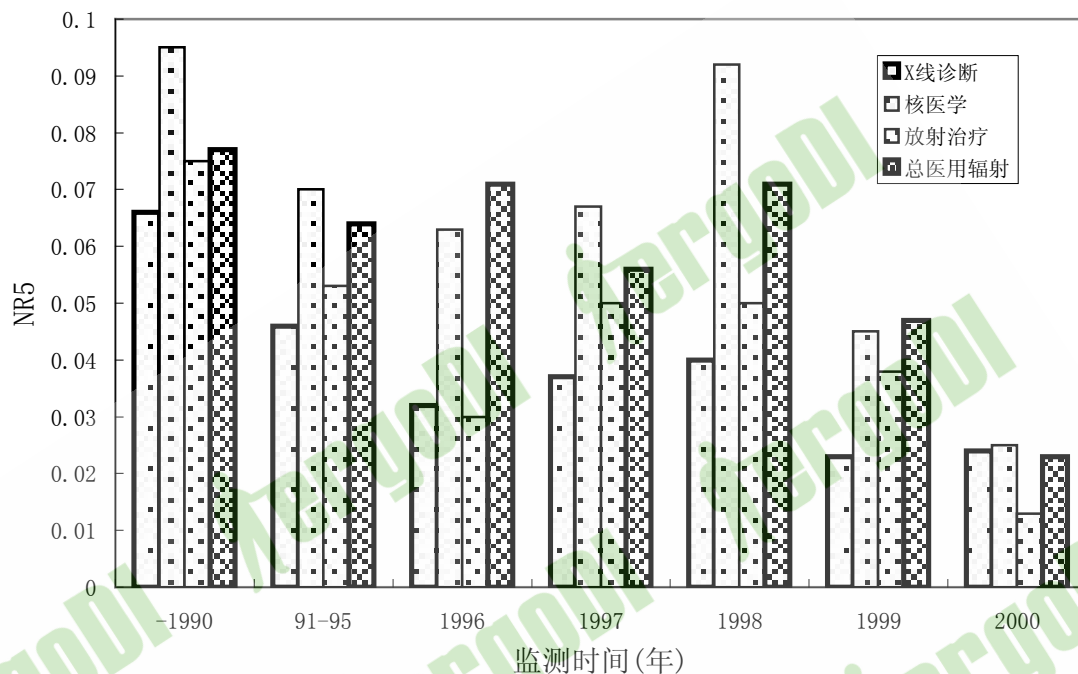


图 3-10 全国医用辐射的 NR_5 随时期的变化

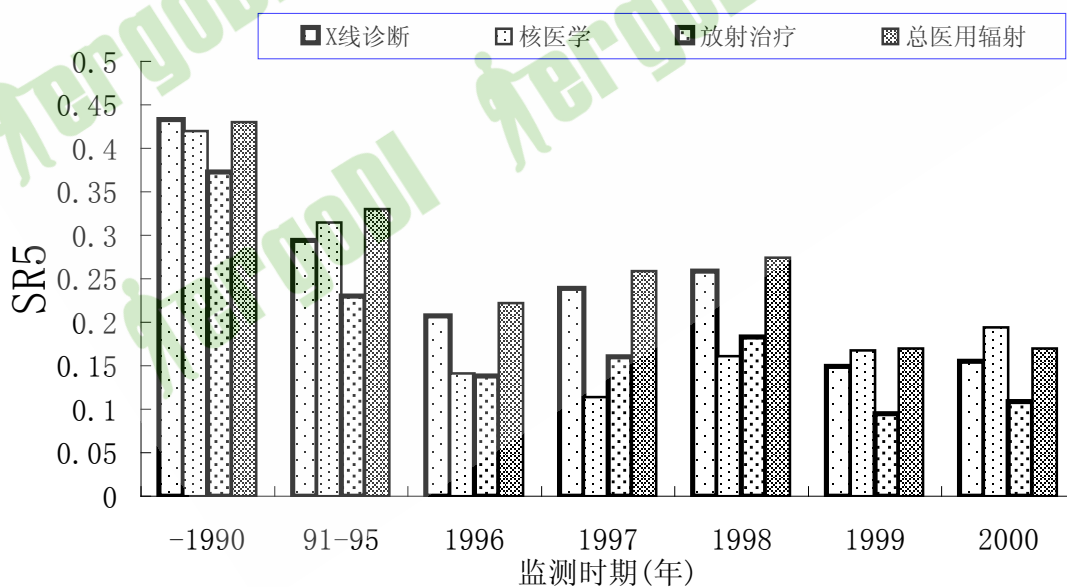


图 3-11 全国医用辐射的 SR_5 随时间的变化

从图 3-12 中可以看出我国不同时期 X 射线诊断职业照射的水平随时期的变化情况,

1985 年以前是用归一化剂量方法求得的。从图中可以看出，70 年代以前，我国医用辐射职业人员职业受照的剂量很大，特别是 60 年代以前，这说明，当时的防护条件很差。70 年代以来，我国不但重视了医用辐射防护条件的改进，而且有关标准和规范也相继颁布和实施，监督、监测水平也大大的提高，从而使这类人员的职业受照剂量越来越低，80 年代以来他们的职业受照剂量水平已达到世界先进国家的水平。

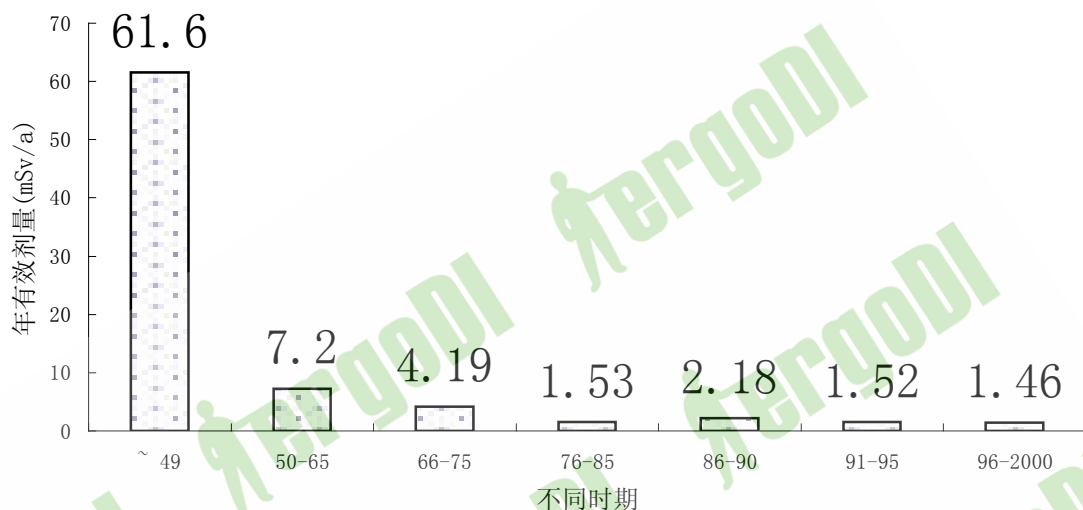


图 3-12 不同时期 X 线诊断的平均年有效剂量水平

4.1.5 其他职业照射

除核工业和医用辐射外，比较重要的是工业探伤。从图 3-13 中可以看出，整个职业受照人群的年均年有效剂量在 1.07 – 3.34 mSv/a 范围波动，1996 年以后有了明显的降低。集体有效剂量的变化趋势与年有效剂量类似（图 3-14），其峰值出现在 1985 年，其值为 3.34 人·Sv，这是由于当时的年有效剂量较高引起的。

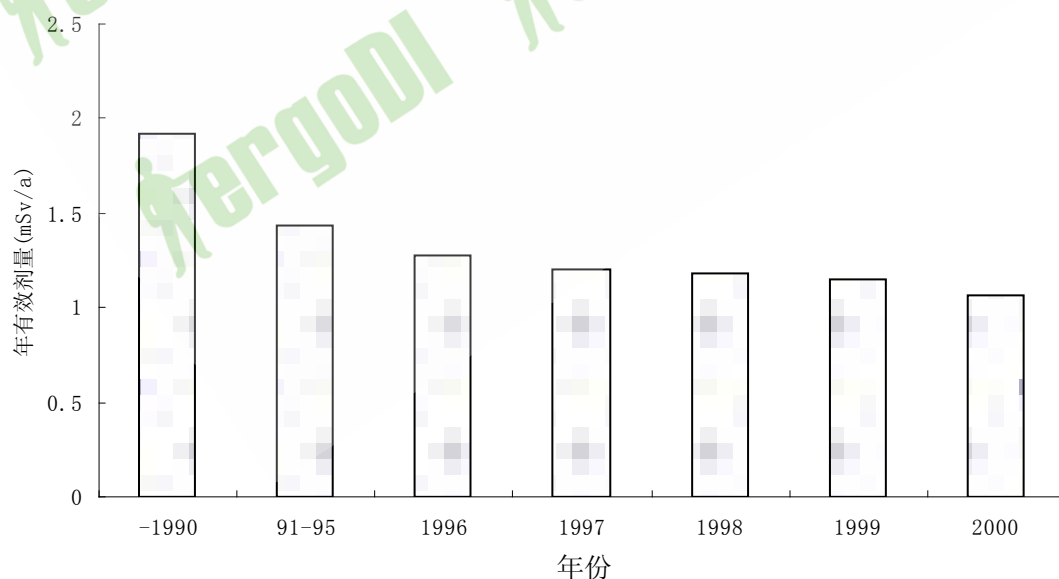


图3-13 全国工业探伤年有效剂量随时间的变化

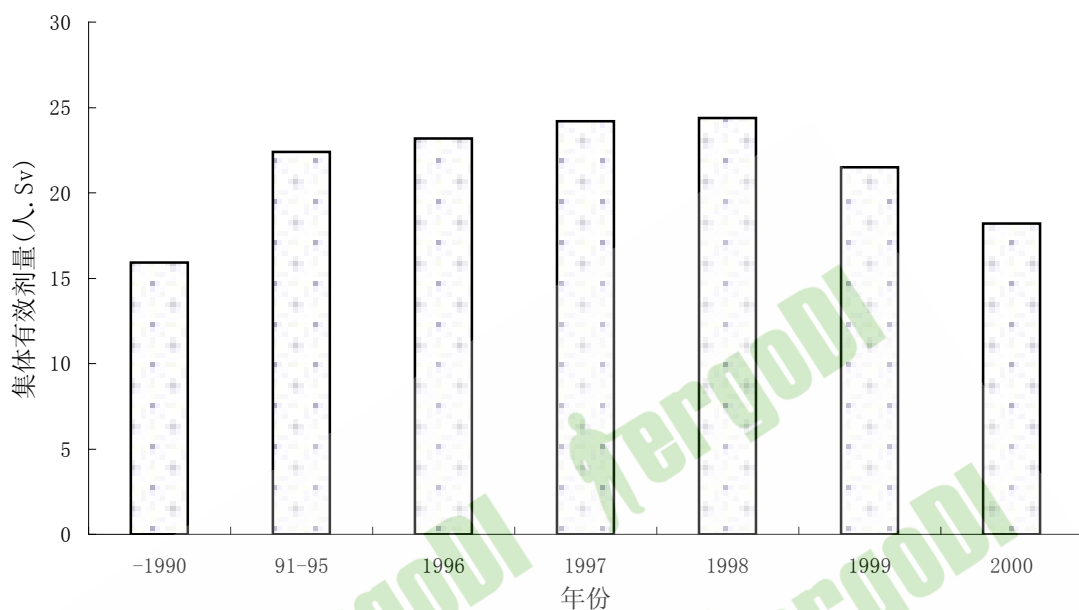


图 3-14 全国工业探伤集体有效剂量随时间的变化

在其他类型的职业照射中，另一个重要的职业照射是同位素研制和生产。图 3-15 和图 3-16 分别显示了全国放射性同位素研制和生产中人均有效剂量和年集体剂量随时期的变化情况。1987 年以前的人均年有效剂量较高，1980 年以前为 8.79mSv/a，1981-1987 年间为 6.26mSv/a。年集体剂量最高的是 1999 年，高达 10.6 人·Sv，1987 年偏低，应说明的是，这一时期未能计算出总职业人群的集体剂量，而仅是受到监测人员的集体剂量。

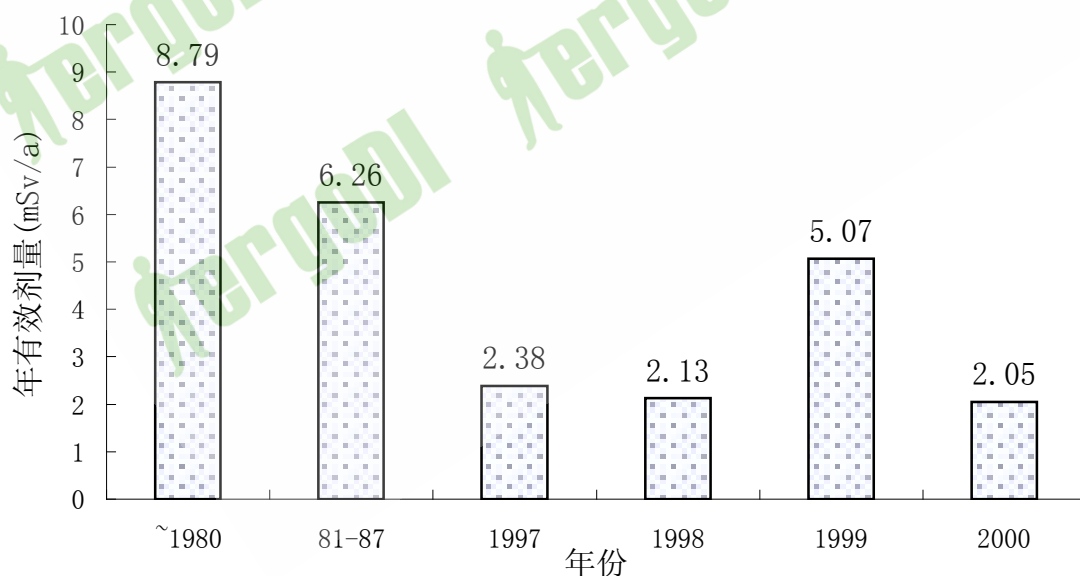


图 3-15 同位素研制和生产中年剂量随时期的变化

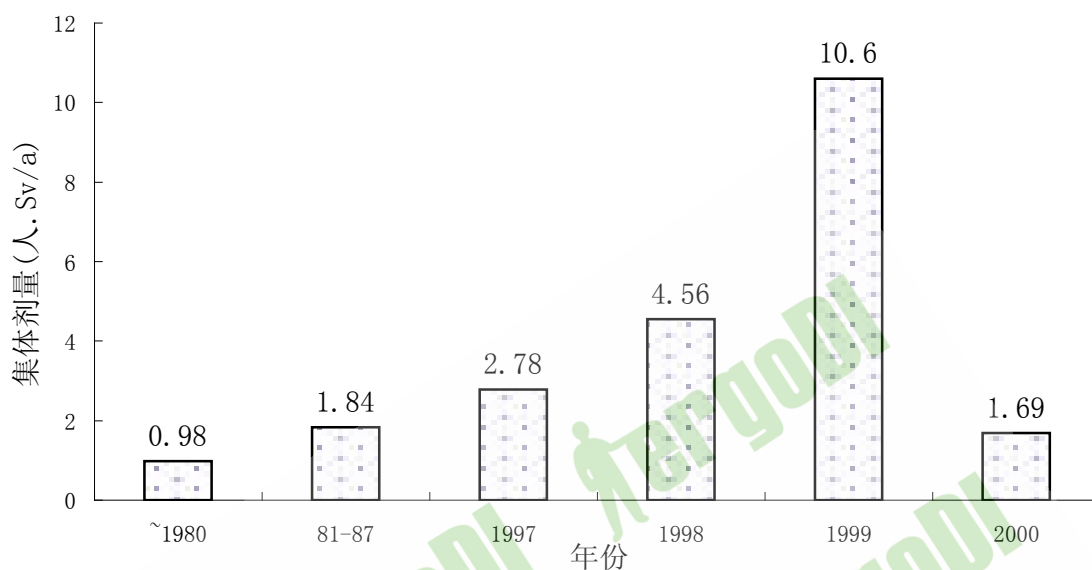


图3-16 同位素研制和生产中集体剂量随时期的变化

表 3-6 中列出了 1999 年其它职业人员的外照射个人剂量水平的基本情况，从表中可以看出，地下有色金属职业照射的人均年有效剂量最高，其值高达 16mSv/a，其次是地质测井。

表 3-6 1999 年其它职业人员的外照射个人剂量监测水平

职业类别	应监测人数(千)	实监测人数(千)	集体有效剂量 (人·Sv)	人均年有效剂量 (mSv)
工业探伤	18.7	10.3	21.5	1.15
同位素生产	2.09	0.75	10.6	5.07
工业应用	22.9	12.2	16.5	1.35
辐照加工	1.11	0.65	0.64	0.98
加速器运行	0.98	0.55	0.22	0.41
油田测井	2.85	2.28	1.03	0.36
地质测井*	9.51	0.02 (0.11)	15.0	6.86(0.83)
科研教学	1.62	0.26	1.46	0.90
地下煤矿	-	-	2.88×10 ⁴	4.8 (0.36~18)
地下有色金属	-	-	> 9.6×10 ²	16 (1~120)
其他	4.50	0.09	9.59	2.13
合计	64.3	27.1	-	-

* 括弧内为通过场所剂量当量率结合工作时间的估算值，括弧外为各省市监测值。

3.2 医疗照射中的辐射防护新问题:

3.2.1 导向治疗中的剂量学新问题

此时放射性药物在细胞及亚细胞水平是非均匀分布的, 传统 MIRD 剂量估算结果误差可能很大。Makrigiogos 等估算载体为微球或巨聚集蛋白的 ^{99m}Tc 对人肺细胞的剂量, 发现 92% 的细胞的剂量是平均值的 1/4, 而其它 8% 的细胞的剂量是平均值的 3-7500 倍。Gardin 等估算载体为硫化胶体的 ^{99m}Tc 对人肝枯否氏细胞的剂量是平均值的 1500 倍。

3.2.2 介入操作中的辐射防护问题

UNSCEAR 2000 年报告中, 全球放射性介入操作的病人剂量水平分析是其重要内容。表 3-7 列出了每次放射性介入操作时的病人剂量水平研究结果, 其数据主要基于 UNSCEAR 2000 年报告, 当然也适当加进了最新报道。美国放射卫生和设备中心报道, 在一些复杂的放射性介入操作中病人皮肤表面的剂量率很高, 例如在高水平模式进行荧光透视时, 其剂量率高达 180 Gy min^{-1}

关于放射性介入操作引起确定性效应的报导较多, 其中美国食品和药物管理处 (FDA) 收集到的皮肤损伤报告列在表 3-8 中, 其中一半以上的皮肤损伤是由射频 (RF) 心导管剥离和冠状血管扩张术引起的

表 3-7 每次放射性介入操作时的病人剂量水平

操作名称	荧光时间 (分)	局部皮肤剂量 (Gy)	剂量面积乘积 ($\text{Gy}\cdot\text{cm}^2$)	有效剂量 (mSv)
PTCA	11.5(2.4-28)	0.15(0.05-0.3) 1(43max)	93(33-402)	28.9(7.5-57)
	30(9-70) (60max) (56max)		28.5(20.50.5) 42(266max) 143(83SD)	10(1400max)
PTA	12.8(0.1-180)	0.45(0.003-6.3)	58(0.5-810)	7(0.05-100)
	19.7(5.3-26)		68.5(22-150)	
TIPS		354		
射频心导管剥离	42(27-108)50(31SD)2 1.4(142max.) 28(3-109)	0.9(6.2max.)	116(26-217)103(7-516)	17
瓣膜形成术	53(40-120)		5644	
栓塞	24(0.3-15)37.4(8.1-58))23(1-75)	1.1(0.013-7.0) (0.2-1.4)	130(2-850) 121(34-286)114(7-394)	20(0.2-140) (6-43)
胆管引流		2.1	68.9(30-163)	

注: 表中不同数据来自不同的实验研究

表 3-8 美国食品和药物管理处(FDA)收集到的皮肤损伤报告

皮肤损伤报告的操作类型	皮肤损伤报告例数
射频心导管剥离	13
冠状血管扩张术	4

多次肝胆放射性介入操作	3
TIPS	3
肾血管扩张术	2
多次操作胆管引流	1
化疗中的导管放置	1

3.2.3 腔内近距离治疗中的辐射防护问题

影响治疗效果和病人剂量的主要因素是：源错位对轴向剂量的影响，源偏离中心对径向剂量的影响，和球囊内气泡偏离对剂量的影响。在一个不完善的治疗计划中，如果源错位，这时将对轴向剂量产生较大的影响。如果存在像源错位，则：在一端由于剂量小，再狭窄的问题未得到治疗；在另一端由于照射的是正常组织，这样就造成这些正常组织的辐射损伤，从而使远端治疗过度。表 3-9 中列出了源错位实验研究的典型结果。

表 3-9 PTCA 操作中源错位 5mm 对轴向剂量率的影响

轴向距离 (mm)	未错位 (cGy/h)	错位(cGy/h)	错位/未错位
-13	0.659	0.001	0.0015
-11	0.927	0.033	0.036
-8	0.970	0.659	0.679
-6	0.987	0.927	0.939
-5	0.996	0.940	0.944
-4	0.996	0.961	0.965
0	1.004	0.996	0.992

3.2.4 目前我国医疗照射剂量水平简况

表 5-10 是 1998 年我国 X 射线诊断受检者入射体表剂量水平，表中还列出了 1985 年剂量水平及其比较(mGy/次)。从图中可以看出：从表面上 1985 年，我国 X 射线诊断受检者入射体表剂量水平基本上都高于基本标准指导水平，1998 年基本上都低于基本标准指导水平。在这些检查中腰椎侧位受检者接受的剂量最高，高达 12.51 mGy/次。

表 3-10 是 1998 年我国 X 射线诊断受检者入射体表剂量水平

检查类型	受检者入射体表剂量水平 (mGy/次)		A/B	基本标准指导水平 (mGy/次)
	1998 年(A)	80 年代(B)		
门诊胸透	3.04	10.4	0.29	
群检胸透	2.49	5.2	0.48	
腰椎正位	5.78	18.9	0.30	10
腰椎侧位	12.51	46.2	0.27	30
腰骶关节	5.40	29.1	0.18	10
腹部摄影	3.23	22.1	0.15	10
骨盆摄影	1.70	11.0	0.15	10
髋关节摄影	2.70	11.2	0.24	10

3.3 我国公众受照水平

3.3.1 天然源引起的公众受照水平

表 3-11 中列出了天然辐射中主要照射来源及其对我国居民按人口加权平均的年有效剂量值的贡献。

表 3-11 中 天然辐射的主要来源及其对我国居民的剂量贡献

主要照射来源	按人口平均剂量 (mSv/a)	占总天然辐射的分数
宇宙射线	0.29	0.126
地球 γ 辐射	0.59	0.255
室内外空气中氡及其子体浓度所致内照射剂量	1.02	0.442
经食品和饮水摄入体内	0.41	0.177
合计	2.31	1.00

调查结果表明,我国东南沿海地区海拔高度较低,宇宙射线所致剂量也最低,西部地区多高原大山,海拔高度高,宇宙射线强度也高。全国由宇宙射线所致外照射剂量的人口加权年有效剂量平均值:电离成分为 0.24,中子成分为 0.052,总和为 0.29mSv/a。

全国用不同方法对地球 γ 辐射所致外照射剂量进行了测量,其平均的按人口平均的年有效剂量的水平为 0.88mSv/a。

对全国各省、自治区、直辖市各种类型的建筑物室内外空气中氡及其短寿命子体浓度进行了调查研究。除特殊建材和特殊建筑物中空气氡浓度出现高值外,正常建筑物室内氡浓度平均值为 20Bq/m³,室外氡浓度平均水平为 12.4Bq/m³。表 3-10 给出了我国正常地区室内外空气中氡及其子体对公众所致内照射剂量的平均值。

一些特殊场所,如地下建筑物、溶洞等处空气中氡浓度高,辽宁省岩洞氡浓度为 782Bq/m³,安徽溶洞为 2080Bq/m³,福建省福州市地下人防工程已开发利用为商场、旅馆等,有的这些设施内空气氡浓度可达 1485Bq/m³。假设人员在其中每年工作 300 天,每天工作 8 小时,则使人员受到年有效剂量可达 31mSv/a。这已超过公众受照剂量限值的国家标准 30 倍,确实应引起重视。

饮用水中主要是氡的放射性,我国城市饮用水中氡平均浓度为 8.3Bq/m³,主要为释放到空气中造成吸入的内照射剂量,估计这部分造成的年有效剂量为 0.05mSv/a,由此可见,饮用水对我国居民的剂量贡献不大。

通过对全国各地区的有代表性的食品和饮用水中天然放射性核素含量的调查研究,参考我国居民的膳食构成,估算了我国不同年龄组人群天然放射性核素的年摄入量和内照射剂量,其值为 0.36mSv/a

表 3-12 列出各种天然辐射源对我国公众所致内外照射剂量的平均水平,由天然辐射所致内外照射剂量总和为 2.31mSv/a,其中氡及其子体所致内照射剂量占天然辐射总剂量的 44.2%,地球 γ 辐射占总剂量的 25.5%。天然辐射源对我国公众给出的剂量略低于 UNSCEAR2000 年报告书中给出的世界平均值。这主要是由于我国室内氡浓度低于世界均值,我国房屋密封性低于国外房屋,室内自然通风条件优于国外的居室。

3.3.2 天然辐射对全民剂量的贡献

综合我国公众受各种电离辐射源所致照射剂量,仍以天然辐射为主要贡献者,占总照射剂量的 92%,其次为医疗照射,占 4.8%,其它人工源中,大气层核试验放射性落下灰污染对公众也造成一定的照射剂量,占总剂量的 2.4%。各种电离辐射源对我国公众造成的人均有效剂量为 2.5mSv/a(表 3-11),群体有效剂量为 30×10⁵人.Sv。这些值随地区波动,大多数地区的人均有效剂量波动在 2~3mSv/a 之间。

表 3-12 各种电离辐射源对中国人所致剂量及份额

辐射源	人均有效剂量 (mSv/a)	群体有效剂量 (人.Sv)	份额 (%)

天然辐射	2.31	27.7×10^5	92
医疗照射	0.12	1.44×10^5	4.8
核试验	0.06	0.72×10^5	2.4
吸烟	0.018	2.16×10^4	0.72
职业照射	0.84×10^{-3}	1.01×10^3	0.03
空中旅行	9×10^{-5}	108	<0.01
核工业	2.04×10^{-5}	24.5	<0.01
其他	0.002	2.4×10^3	0.08
总计	2.5	30×10^5	100

3.4 辐射事故概况

表 3-13 中列出了我国两个不同时期放射事故按类型的分布。1988~1998 年的 11 年里，全国发生各类放射性事故共 332 起，平均每年 30 起左右，其中最多的年份为 1993 年，共 44 起，最少的为 1995 年，共 18 起。1995 及 1996 年事故发生数一度有所降低，但随后又有所回升。

表 3-13 我国不同时期放射事故按类型的分布

事故类别	1954 - 1987 年		1988 - 1998 年	
	事故例数	占总数的百分数 (%)	事故例数	占总数的百分数 (%)
人员受超剂量照射	189	18.6	57	17.2
放射性物质污染	53	5.2	17	5.1
丢失放射性物质	686	67.7	258	77.7
超过年摄入量限值	3	0.3	-	-
其他	83	8.2	-	-
总计	1014	100	332	100

图 3-17 给出了 1988-1998 年我国发生的放射事故（含射线装置的事故）年度分布。从每年发生的事故起数来看，与发达国家相接近(如美国，20 世纪 90 年代初期，每年 30 起左右)，但将事故的发生数与放射源的应用规模结合起来看，我国事故的发生率要高得多，大约是美国的 40 倍。据统计，我国现有使用中的放射源约 5 万枚，而美国应用的放射源总数约 200 万枚，约是我国的 40 倍。美国 NRC（核管理委员会）每年要向国会报告一次当年放射事故的发生情况，他们每年也有约 30 起事故。但前面说到，美国应用放射源的规模比我国大得多，放射源的数量（枚）约是我国的 40 倍，因此，实际上我国放射源应用中的事故发生率比美国高许多倍。

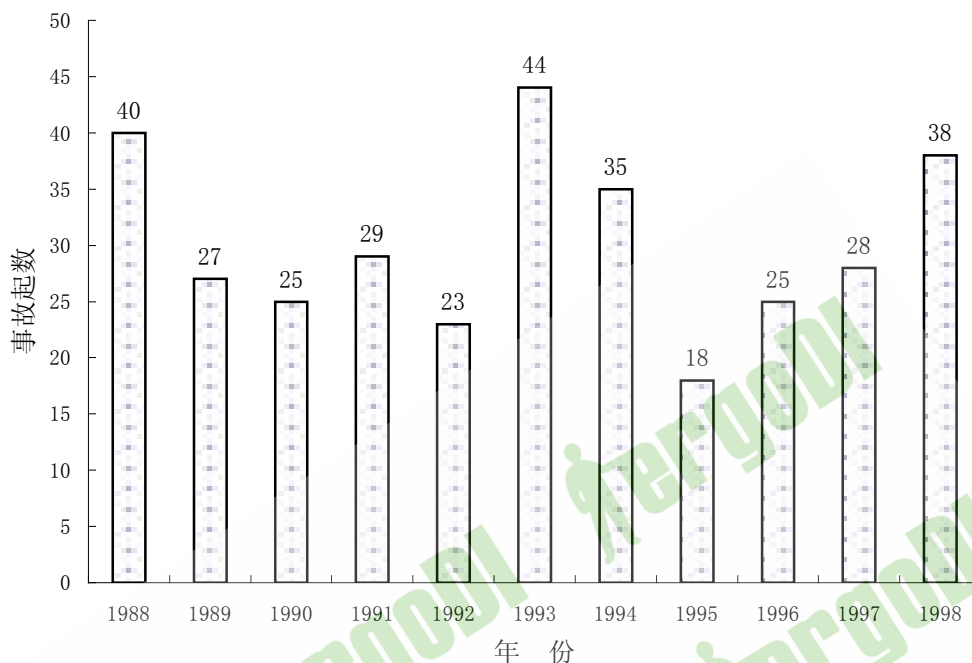


图3-17 1988-1998年放射事故年度分布

表 3-14 给出了 1988-1998 年期间我国发生的放射事故行业分布。从表中可以看出，密封源其它应用（料位计、核子称、参考源等）事故次数、受照人数和人力损失均最大，说明我国这类源的安全管理还存在较大问题；集体剂量和经济损失最大的发生在辐照应用领域的辐射事故。

表 3-14 1988-1998 年放射事故行业分布

行业	事故数 (起)	受照人数 (人)	集体剂量 (人·Sv)	经济损失(万 元)	人力损失 (人·月)
核医学	2	1	-	0.5	-
放射治疗	23	95	7.76	66.8	6.78
辐照应用	9	163	131	741	10.6
工业探伤	12	76	8.83	99.4	33.3
密封源其它应用	246	505	4.04	421	295
非密封源其它应用	5	-	-	10.3	1.33
放射性物质运输	13	57	0.91	14.5	18.2
射线装置	22	99	130.7	125.4	19.1
合计	332	996 (100)	169 (82)	1479 (231)	385 (66)

表注：括号中的数字表示该项目所涉及事故起数

4 实验误差及数据处理方法

4.1 数值修约规则

4.1.1 有效数字的概念

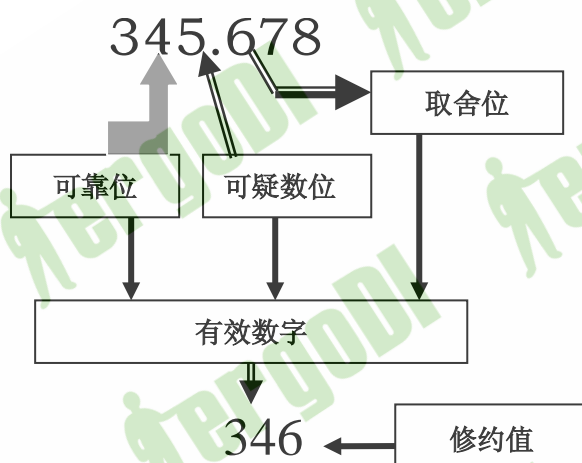
一般来说，实验所处理的数值有 2 种：一种是没有误差的准确值(如测量的次数，公式中的纯数等)；另一种是测量值。测量值总含有一定的误差，因此它的数据就不应无止境地写

下去。例如，测量值=(1.394 23±0.002)，由误差可知其第三位小数可能是2到6之间的数字，因此第三位小数“4”是不可靠的，在它以下的数字就没有表示出来的必要。上面实验结果应写成测量值=(1.394±0.002)，其中“1”、“3”和“9”是可靠数字，最后一位“4”是可疑数字。一般规定，数值中的可靠数字与所保留的1位(或2位)可疑数字，统称为有效数字。

数据的位数和取位可按下式进行：

一般而言，对一个数据取其可靠位数的全部数字加上一位可疑数位，就称为这个数据的有效数位。不能对有效数位进行取舍，只能对可疑数位右边算起的第一位进行取舍。

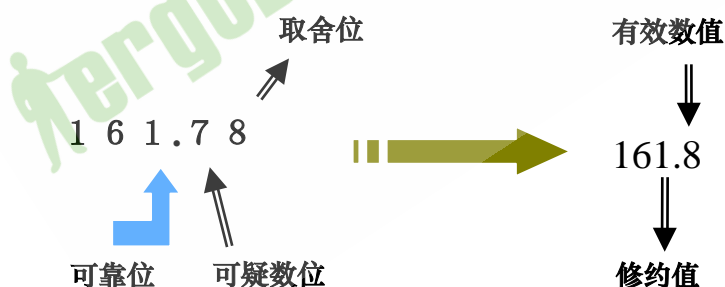
例如，若测量值为345.678，估算结果的误差为5%，其结果最多取3位有效数位就可以了，其取舍方法如下图所示。



应特别注意两位可靠并不是都能保证误差在5%以内：

例如161.78这个数的有效位数

因为 $1 \div 16 = 0.0625 > 5\%$ ，所以此时可靠位应取三位，加可疑位一位，此时的有效数应是四位，即：



一个近似数据的有效位数是该数中有效数值的个数，指从该数左方第一个非零数字算起到最末一个数字（包括零）的个数，它不取决于小数点的位置。例如，若测量或估算结果的误差达5%，则：

测量值： 345.678, 360.432, 155.273, 56.007

有效值应是： 346, 360, 155.2 56.0
 不应是： 345.7, 360.4, 155 56

4.1.2 数字取舍和运算规则

数字修约规则（三位有效数为例）

规则	修约前	修约后
四舍	6.0441	6.04
六入	6.0461	6.05
五后有数前进一	6.0451	6.05
五后无数看前方		
五前为奇数要进一	6.0551	6.06
五前为偶数要舍去	6.0451	6.04
“0”视数偶数	6.0050	6.00
必须一次修约完工	6.05456	6.05

由于数字的取舍而引起的误差称为“凑整误差”或“取舍误差”。为避免取舍误差的迅速积累而影响测量成果的精度，在计算中通常采用如下的凑整规则：

- (1) 若拟舍去的第一位数字是 0 至 4 中的数，则被保留的末位数不变；
- (2) 若拟舍去的第一位数字是 6 至 9 中的数，则被保留的末位数加 1；
- (3) 若拟舍去的第一位数字是 5，其右边的数字皆为 0，则被保留的末位数是奇数时就加 1，是偶数时就不变。

4.1.3 数字运算规则

在数字的运算中，往往需要运算一些带有凑整误差的不同小数位的数值，这时应按下列规则进行合理取位。

a) 加减运算：在加减时，各数的取位是以小数位数最少的数为标准，其余各数均凑整成比该数多一位小数。

例如：345, 24.6, 1.78

应是：345+24.6+1.8

b) 乘除运算：乘除时，各数的取位是以“数字”个数最少的为准，其余各数及乘积（商）均凑整成比该数多一个“数字”的数，该“数字”与小数点位置无关。

例如：34, 24.61, 1.782

应是：34 X 24.6 ÷ 1.78 ≈ 470

c) 三角函数：三角函数值的取位与角度误差的对应关系如下：

角度误差	10"	1"	0.1"	0.01"
函数值位数	5 位	6 位	7 位	8 位

4.2 坏值的剔除

在处理实验数据的时候，我们常常会遇到个别数据偏离预期或大量统计数据结果的情况，如果我们把这些数据和正常数据放在一起进行统计，可能会影响实验结果的正确性，如果把这些数据简单地剔除，又可能忽略了重要的实验信息。这里重要的问题是如何判断异常数据，然后将其剔除。判断和剔除异常数据是数据处理中的一项重要任务，目前的一些方法还不是十分完善，有待进一步研究和探索。

目前人们对异常数据的判别与剔除主要采用物理判别法和统计判别法两种方法。

所谓物理判别法就是根据人们对客观事物已有的认识，判别由于外界干扰、人为误差等原因造成实测数据偏离正常结果，在实验过程中随时判断，随时剔除。

统计判别法是给定一个置信概率，并确定一个置信限，凡超过此限的误差，就认为它不属于随机误差范围，将其视为异常数据剔除。

这里将着重介绍几种常见统计判别法：

4.2.1 拉依达准则（要求 $n > 9$ ）

$|x_i - \bar{x}| > 3\sigma$ 为粗差， x_i 为坏值应当剔除

检测流程：

$x_1 \dots x_n \rightarrow \bar{x} \rightarrow \sigma \rightarrow |x_i - \bar{x}| > 3\sigma$ 剔除

对剩下的 $n-1$ 个继续上述检验，当 $|x_i - \bar{x}| > 3\sigma$ 剔除， $|x_i - \bar{x}| \leq 3\sigma$ 保留

直到无坏值为止。

例：对某物体进行 15 次测量，测值为：

$x_i =$ 11.42 11.44 11.40 11.43 11.42 11.43 11.40 11.39
11.30 11.43 11.42 11.41 11.39 11.39 11.40

检测是否有坏值。

计算： $\bar{x} = \frac{1}{n} \sum_i x_i = \frac{1}{15} \sum_i x_i = 11.405$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}{n-1}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{15} (x_i - \bar{x})^2}{15-1}} = 0.034$$

$3\sigma = 3 \times 0.034 = 0.102$

在最小和最大的两个数中从与均值差最大的那个数开始判断

$$|x_i - \bar{x}| = |11.30 - 11.405| = 0.105 > 0.102$$

所以 11.30 为坏值，应剔除。余下的数据继续检验：

$$\bar{x} = \frac{1}{14} \sum_i x_i = 11.412$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{14} (x_i - \bar{x})^2}{14-1}} = 0.018 \quad 3\sigma = 0.054$$

14个测量值均满足 $|x_i - \bar{x}| < 3\sigma$ 的条件，因此剩下的数无坏值。

4.2.2 肖维涅 (Chauvenet) 准则(n>4 次)

$|x_i - \bar{x}| > C_n \sigma$ 为粗差， x_i 为坏值

检测流程:

$$x_1 \dots x_n \rightarrow \bar{x} \rightarrow \sigma \rightarrow |x_i - \bar{x}| > C_n \sigma$$

x_i 为坏值，应当剔除； C_n 称为肖维涅系数，其值与测量次数 n 有关。

C_n 取值表如下:

n	C_n	n	C_n
5	1.68	12	2.03
6	1.73	14	2.10
7	1.79	16	2.16
8	1.86	18	2.20
9	1.92	20	2.24
10	1.96	30	2.39

例，在某次实验研究中得到了如下的测量数据:

23.9 24.0 22.1 23.9 23.6 24.1

检测是否有坏值。

$$\bar{x} = \frac{1}{6} \sum_{i=1}^6 x_i = 23.6$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^6 (x_i - \bar{x})^2}{n-1}} \approx 0.75$$

当 n=6 时，从表中可以查出 $C_n=1.73$ ， $C_n\sigma=1.73 \times 0.75 \approx 1.29$

将测量值从小到大排列:

22.1 23.6 23.9 23.9 24.0 24.1

应从最小和最大测量值中偏离均值最大的开始判断

$$|x_i - \bar{x}| = |22.1 - 23.6| = 1.5 > C_n \sigma \approx 1.29$$

22.1 应是坏值，剔除，余下 5 个测量值。

23.6 23.9 23.9 24.0 24.1

重复上述过程

$$\bar{x} = \frac{1}{4} \sum_{i=1}^4 x_i = 23.9$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^4 (x_i - \bar{x})^2}{n-1}} \approx 0.187$$

当 n=5 时，从表中可以查出 $C_n=1.68$ ， $C_n\sigma=1.68 \times 0.187 \approx 0.314$

$$|x_i - \bar{x}| = |23.6 - 23.9| = 0.3 < C_n\sigma \approx 0.314$$

5 个测量值均满足 $|x_i - \bar{x}| < C_n\sigma$ 条件，无坏值。

4.2.3 格拉布斯 (Grubbs) 准则

采用格拉布斯方法判定异常数据的过程如下：

① 选定危险率 α

α 是一个较小的百分数，例如 1%，2.5%，5%，它是采用格拉布斯方法判定异常数据出现误判的几率。

② 计算和判断过程

$$x_1 \cdots x_n \rightarrow \bar{x} \rightarrow \sigma \rightarrow T_0(n, \alpha) \rightarrow |x_i - \bar{x}| > T_0(n, \alpha)\sigma \quad \text{剔除}$$

$T_0(n, \alpha)$ 称为格拉布斯系数，其值与测量次数 n 和误判几率 α 有关。

$T_0(n, \alpha)$ 值表

$\sigma \backslash n$	3	4	5	6	7	8	9	10
0.05	1.15	1.46	1.67	1.82	1.94	2.03	2.11	2.18
0.025	1.15	1.48	1.71	1.89	2.02	2.13	2.21	2.29
0.01	1.15	1.49	1.75	1.94	2.10	2.22	2.32	2.41

$\sigma \backslash n$	11	12	13	14	15	16	17	18
0.05	2.23	2.29	2.33	2.37	2.41	2.44	2.47	2.50
0.025	2.36	2.41	2.46	2.51	2.55	2.59	2.62	2.65
0.01	2.48	2.55	2.61	2.66	2.71	2.75	2.79	2.82

$\sigma \backslash n$	19	20	21	22	23	24	25	30
0.05	2.53	2.56	2.58	2.60	2.62	2.64	2.66	2.75
0.025	2.68	2.71	2.73	2.76	2.78	2.80	2.82	2.91
0.01	2.85	2.88	2.91	2.94	2.96	2.99	3.01	3.10

$\sigma \backslash n$	35	40	45	50	60	70	80	100
0.05	2.82	2.87	2.92	2.96	3.03	3.09	3.14	3.21
0.025	2.98	3.04	3.09	3.13	3.20	3.26	3.31	3.38
0.01	3.18	3.24	3.29	3.34				

例，在某次实验研究中得到了如下的测量数据：

23.9 24.0 22.1 23.9 23.6 24.1

检测是否有坏值

$$\bar{x} = \frac{1}{6} \sum_{i=1}^6 x_i = 23.6$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^6 (x_i - \bar{x})^2}{n-1}} \approx 0.75$$

当 $n=6$ 时，从表中可以查出 $T_0(n,0.01)=1.94$ ， $\alpha=0.01$ 表示判错的几率为 1%。

$$C_n\sigma=1.94\times 0.75=1.455$$

将五个测量值从小到大排列：

22.1 23.6 23.9 23.9 24.0 24.1

从最小和最大测量值中偏离均值最大的开始判断

$$|x_i - \bar{x}| = |22.1 - 23.6| = 1.5 > T_0(n, \alpha)\sigma = 1.455$$

22.1 是坏值，剔除，余下 5 个测量值。

23.6 23.9 23.9 24.0 24.1

重复上述过程

$$\bar{x} = \frac{1}{4} \sum_{i=1}^4 x_i = 23.9$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^4 (x_i - \bar{x})^2}{n-1}} \approx 0.187$$

当 $n=5$ 时，从表中可以查出 $T_0(n,0.01)=1.75$ ， $T_0(n,\alpha)\sigma=1.75\times 0.187\approx 0.327$

$$|x_i - \bar{x}| = |23.6 - 23.9| = 0.3 < T_0(n, \alpha)\sigma \approx 0.327$$

5 个测量值均满足 $|x_i - \bar{x}| < T_0(n, \alpha)\sigma$ 条件，无坏值。

经过比较可以发现， 3σ 准则方法简单，但不够严格，一般用于数据较多（ $n > 30$ ）时；肖维纳准则考虑了观测次数的影响，判别较 3σ 准则严格；而格拉布斯准则既考虑了观测次数，又考虑了不同水平，鉴别能力强，值得推荐。

上述三种方法可以统一以下式表示：

当 $|x_i - \bar{x}| < k\sigma$ 时，该数据应舍弃。

$K=3$ 3σ 准则

$K=C_n$ 肖维纳准则

$K=T_0(n,\alpha)$ 格拉布斯准则

4.3 仪器误差

4.3.1 仪器的示值误差（限）

国家技术标准及检定规程规定的计量器具最大允许误差或允许基本误差，经适当的简化称为仪器误差（限），用 Δ_m 表示。它代表在正确使用仪器的条件下，仪器示值与被测量真值之间可能产生的最大误差的绝对值。

仪器误差（限）举例：

a: 游标卡尺，仪器示值误差一律取卡尺分度值。

b: 螺旋测微计，量程在 0~25mm 及 25~50mm 的一级千分尺的仪器示值误差均为 $\Delta_m = 0.004mm$ 。

c: 天平的示值误差，一般约定天平标尺分度值的一半为仪器的示值误差。

d: 电表的示值误差, $\Delta_m = \text{量程} \times \text{准确度等级}\%$ 。

e: 数字式仪表，误差示值取其末位数最小分度的一个单位。

f: 仪器示值误差或准确度等级未知，可取其最小分度值的一半为示值误差（限）。

g: 电阻箱、电桥等，示值误差用专用公式计算。

4.3.2 仪器的标准误差

一般仪器误差的概率密度函数遵从如图所示的均匀分布规律。在 $\pm\Delta_m$ 范围内，误差出现的概率相同，在 $\pm\Delta_m$ 区间外出现的概率为零。均匀误差的概率密度函数为

$$f(\Delta) = \frac{1}{2\Delta_m}$$

仪器的标准误差与仪器误差（限）有如下关系：

$$\sigma_{\text{仪}} = \frac{\Delta_m}{\sqrt{3}}$$

4.3.3 仪器有效数字的读取

进行直接测量时，由于仪器多种多样，正确读取有效数字的方法大致归纳如下：

- a. 一般读数应读到最小分度以下再估一位，例如，1/2，1/5，1/4，1/10 等。
- b. 有时读数的估计位，就取在最小分度位。例如，仪器的最小分度值为 0.5，则 0.1-0.4,0.6-0.9 都是估计的，不必估到下一位。
- c. 游标类量具，读到卡尺分度值，多不估读，特殊情况估读到游标分度值的一半。
- d. 数字式仪表及步进读数仪器不需估读。
- e. 特殊情况，直读数据的有效数字由仪器的灵敏阈决定。例如在“灵敏电流计研究”中，测临界电阻时，调节电阻箱“ $\times 10\Omega$ ”，仪器才刚有反应，尽管最小步进为 0.1Ω ，但电阻值只记录到“ $\times 10\Omega$ ”。
- f. 若测值恰为整数，必须补零，补到可疑位。

4.4 不确定度

4.4.1 采用不确定度的必然性

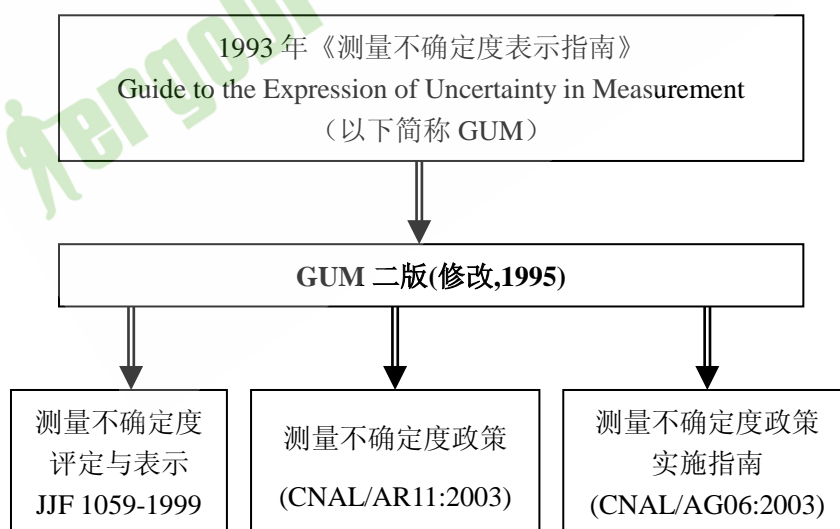
过去不仅各国的误差评定方法不同，不同领域或不同的人员对测量误差的处理方法也往往各有不同的见解。这种误差评定方法的不一致，使不同的测量结果之间缺乏可比性，这与当今全球化市场经济的发展是不相适应的。社会、经济、科技的进步和发展都要求改变这一状况。用测量不确定度来统一评价测量结果就是在这种背景下产生的。

为能统一地评价测量结果的质量，1963 年原美国标准局（NBS）的数理统计专家埃森

哈特在研究“仪器校准系统的精密度和准确度估计”时就提出了采用测量不确定度的概念，并受到国际上的普遍关注。20世纪70年代NBS在研究和推广测量保证方案（MAP）时对测量不确定度的定量表示又有了新的发展。“不确定度”一词源于英语“uncertainty”，原意为不确定，不稳定，疑惑等，是一定性表示的名词。

现在用于描述测量结果时，将其含义扩展定量表示，即定量表示测量结果的不确定程度。此后许多年中虽然“不确定度”这一术语已在各测量领域广泛采用，但具体表示方法均不一致。为解决测量不确定度表示的国际统一性问题，1980年国际计量局在征求了32个国家的意见后，发出了推荐采用测量不确定度来评定测量结果的建议书。该建议书向各国推荐了测量不确定度的表示原则。1981年第70届国际计量委员会（CIPM）讨论通过了该建议书。1986年国际计量委员会要求，国际计量局（BIPM）、国际电工委员会（IEC）、国际标准化组织（ISO）、国际法制计量组织（OIML）、国际理论和应用物理联合会（IUPAP）、国际理论和应用化学联合会（IUPAC）、以及国际临床化学委员会（IFCC）等七个国际组织成立专门的工作组，起草关于测量不确定度评定的指导性文件。经过工作组近七年的讨论，由ISO计量技术顾问组第三工作组（ISO/TAG4/WG3）起草，并于1993年以七个国际组织的名义联合发布了《测量不确定度表示指南》Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement，以下简称GUM）和第二版《国际通用计量学基本术语》（International Vocabulary of Basic and General Terms in Metrology，以下简称VIM）。

1998年我国发布了JJF1001-1998《通用计量术语及定义》，其中前六章的内容与第二版VIM完全相对应。除此之外，还增加了国际法制计量组织所发布的有关法制计量的术语及定义。1999年我国发布JJF1059-1999《测量不确定度评定与表示》，其基本概念与GUM完全一致。2003年中国国家实验室认可委员会（CNAL）又先后发布了关于不确定度的相应的规定和规范。这些文件就成为我国进行测量不确定度评定的基础。



测量不确定度定义为测量结果带有的一个参数，用以表征合理赋予被测量量的分散性，它是被测量客观值在某一量值范围内的一个评定。不确定度理论将不确定度按照测量数据的性质分类：符合统计规律的，称为 A 类不确定度，而不符合统计规律的统称为 B 类不确定度。测量不确定度的理论保留系统误差的概念，也不排除误差的概念。这里的误差指测量值与平均值之差或测量值与标准值（用更高级的仪器的测量值）的偏差。

4.4.2 术语解释

a) [测量]不确定度 uncertainty [of a measurement]

表征合理地赋予被测量之值的分散性，与测量结果相关的参数。此参数可以是，如标准偏差(或其倍数)，或说明了置信区间的半宽度。

测量不确定度由多个分量组成。其中一些分量可用测量列结果的统计分布估算，并用实验标准偏差表征。另一些分量则用基于经验或其他信息假定概率分布估算，也可用标准偏差表征。测量结果应理解为被测量之值的最佳估计值，全部不确定度分量均贡献给了分散性，包括那些由系统效应引入的，如与修正值和参考测量标准有关的分量。

b) 标准不确定度 $u(x_i)$ standard uncertainty

以标准偏差表示的测量结果 x_i 的不确定度。

c) 不确定度的 A 类评定 (A 类不确定度评定) type A evaluation of uncertainty

用对观测列进行统计分析的方法，来评定标准不确定度。

d) 不确定度的 B 类评定 (B 类不确定度评定) type B evaluation of uncertainty

用不同于对观测列进行统计分析的方法，来评定标准不确定度。

e) 合成标准不确定度 $u_c(y)$ combined standard uncertainty

当测量结果是由若干个其他量的值求得时，按其他各量的方差和（或）协方差算得的标准不确定度。

f) 扩展不确定度 U expanded uncertainty

确定测量结果区间的量，合理赋予被测量之值分布的大部分可望含于此区间。可将这部分看作包含概率或区间的置信水准。

为使特定置信水准与扩展不确定度确定的区间相联系，需要明晰或暗示测量结果及其合成标准不确定度所表征的概率分布的假定。对赋予这个区间的置信水准的了解只能达到证明这些假定正确的程度。

用合成标准不确定度 u_c 和包含因子 k 计算扩展不确定度。

g) 包含因子 k coverage factor

计算扩展不确定度时，对合成标准不确定度所乘之数字因子。

包含因子等于扩展不确定度与合成标准不确定度之比。包含因子一般为 2 或 3。

h) 自由度 ν degrees of freedom

在方差计算中，和的项数减去对和的限制数。

I) 置信概率 p confidence level; level of confidence

与置信区间或统计包含区间有关的概率值 $(1-\alpha)$ 。

j) 算术平均值 arithmetic mean(or average)

n 次测量结果的算术平均值。

$$\bar{x} = \frac{1}{n} \sum_i x_i$$

k) 实验标准偏差 s experimental standard deviation

n 次测量结果的标准偏差是总体标准偏差 σ 的估计值。

$$s = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}{n-1}}$$

l) 平均值的标准偏差 standard deviation of average

取自总体的 n 个测量结果的平均值的标准偏差为：

$$s_{\bar{x}} = \frac{s}{\sqrt{n}}$$

m) 相对标准偏差 RSD related standard deviation

实验标准偏差除以该样本的平均值。常表示为变动系数(CV)，也常表示为百分数。

$$RSD = \frac{s}{\bar{x}}$$

4.4.3 测量结果不确定度的主要来源

通常情况下，分析测量过程由若干步骤组成，便于识别分析测量过程中可能不确定度来源。一般分析测量过程为：被测对象的说明~取样~样品制备~针对测量系统的标准物质(CRM)选择~仪器检定/校准~分析测量~获得数据~数据处理~结果表示和说明。

测量或估算与每个已识别的不确定度分量的大小。估计每一个分量对合成不确定度的贡献，排除那些不太重要的分量（根据测量要求，可取贡献小于最大分量 1/10 到 1/3），以便简化不确定度分量的列表。

4.4.4 标准不确定度 A 类评定

从重复测量的分散性实验估计得到的不确定度分量，单次测量结果的标准不确定度 $[u_A]$ 以实验标准偏差 $[s(x)]$ 表征，对于经过平均的结果，平均值的标准不确定度 $[u_{\bar{A}}]$ 采用平均值的标准偏差 $[s(\bar{x})]$ 。他们的计算公式如下：

$$s(x) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}{n-1}}$$

$$u_A = s(x)$$

$$s(\bar{x}) = \frac{s(x)}{\sqrt{n}}$$

$$u_{\bar{A}} = s(\bar{x})$$

4.4.5 标准不确定度 B 类评定

B 类不确定度通常采用非统计方法评定，一般不需要对被测量在统计控制状态下（重复性或复现性条件下）进行重复观测而是按照现有信息加以评定。

B 类不确定度评定的通用计算公式如下：

$$u_B = \frac{a}{k}$$

a 是被测量可能值的区间半宽度，k 是包含因子。

其中：a 的信息来源有：以前的测量数据，经验和一般知识，技术说明书，校准证书，检定证书测试报告及其他材料，手册参考资。

a) 如从有关技术资料给出的结果和数据推出的不确定度估计值 $U(x_i)$ 是标准偏差的 k 倍，并指明了包含因子 k 的大小，则标准不确定度 $u_B(x_i)$ 为： $U(x_i)/k$ 。

b) 如果不确定度估计值是在给出一个置信概率下的置信区间(表示为在 p% 下 $\pm a$)时，一般按照正态分布考虑，评定其标准不确定度 $u_B(x_i)$ 为： $U(x_i)/k_p$ ，其中置信概率与包含因子之间的关系见表小表。

正态分布情况下置信概率 p 与包含因子 k_p 之间的关系

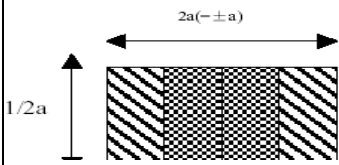
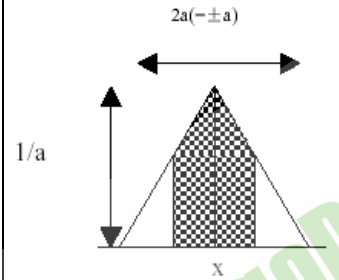
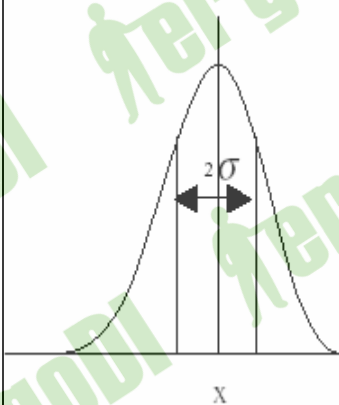
P(%)	0	68.27	90	95	95.45	99	99.73
k_p	0.67	1	1.64	1.96	2	2.58	3

c) 如果只给出 $\pm a$ 上下限而没有置信水平，并且假定每个值都以相同可能性落在上、下限之间的任何地方，即矩形分布或均匀分布，其标准偏差为 $u_B(x_i) = \frac{a}{\sqrt{3}}$ 。

d) 如果只给出 $\pm a$ 上下限而没有置信水平，但如果已知测量的可能值出现在 $-a$ 至 $+a$ 中心附近的可能性大于接近区间边界时，一般假定为三角分布，其标准偏差为 $u_B(x_i) = \frac{a}{\sqrt{6}}$ 。

e) 测量中最通用的分布函数的标准不确定度估计值计算见表 1。

表 1 分布函数与标准不确定度计算表

分布函数	形式	应用	不确定度
矩形分布		证书或其他说明书给出区间，而未说明置信水准，如 (25±0.05) mL。 估计值以最大范围的形式 (±a) 给出，未说明分布形式。	$u_B(x_i) = \frac{a}{\sqrt{3}}$
三角分布		有关 x 的可用信息比矩形分布的限制少。接近 x 的值比接近边界的值多。 估计值以最大范围 (±a) 的形式给出，并述为对称分布。	$u_B(x_i) = \frac{a}{\sqrt{6}}$
正态分布		通过对随机变化过程的重复观测得到估计值。 不确定度以标准偏差 s、相对标准偏差或变异系数 CV% 的形式给出，且没有规定分布。 不确定度以 p% 置信区间 x ±c 的形式给出，且没规定分布。	$u(x) = s$ $u(x) = x \cdot (s / \bar{x})$ $u(x) = \frac{CV\%}{100} \cdot x$ (p=95%) $u(x) = c / 2$ (p=99.7%) $u(x) = c / 3$

f) 在一些方法的文件中，按规定的测量条件，当明确指出两次测量结果之差的重复性限 r 和复现性限 R 时，则测量结果的标准不确定度为：

$$u_B(x_i) = \frac{r}{2.83} \quad \text{或} \quad u_B(x_i) = \frac{R}{2.83}$$

4.4.6 合成标准不确定度的计算

在以上定量标准分析的基础上，确定各不确定度分量对总不确定度的定量贡献，这些贡献无论与单独不确定度来源有关，还是与几个不确定度来源的联合效应有关，都必须表示为标准偏差并按合成规则合成，给出合成标准不确定度。

当被测量只有一个影响因素时，则有：

$$u_c(x_i) = \sqrt{u_A^2 + u_B^2}$$

当被测量的量 y 是若干个直接测量量的函数时, 即 $y=f(x_1, x_2, \dots, x_N)$ 则有:

$$u_c(y) = \sum_{i=1}^N \left[\frac{\partial f}{\partial x_i} \right]^2 u_c^2(x_i) + 2 \sum_{i=1}^{N-1} \sum_{j=i+1}^N \frac{\partial f}{\partial x_i} \frac{\partial f}{\partial x_j} u_c(x_i, x_j)$$

若考虑到测量次数 (当测量次数很少 ($n < 10$) 服从 t 分布), 还应对 u_A 进行 t 因子修正。将合成标准不确定度的 u_B 乘以一个与一定置信概率相联系的包含因子 (或称覆盖因子) K , 得到增大置信概率的不确定度叫做扩展不确定度。通常取置信概率为 0.95, $K=2$ 。这时的扩展不确定度为:

$$U_{0.95} = \sqrt{(t_{0.95} u_A)^2 + (k_{0.95} u_B / c)^2}$$

通常测量中, 取包含因子 $K \approx k_{0.95} = 1.96$, 测量引起的 B 分量的分布为正态分布, 这时置信系数 $c=3$, $u_B \approx \Delta_m$, 置信概率 $P=0.95$ 的扩展不确定度的便于操作的公式为:

$$U_{0.95} = \sqrt{[t_{0.95} s(\bar{x})]^2 + 0.43 \Delta_m^2}$$

4.4.7 直接测量量不确定度评定的步骤

首先用统计方法剔除实验数据中的坏值, 建议用格拉布斯 (Grubbs) 方法。

在无坏值时, 对等精度测量数列 (x_1, x_2, \dots, x_n) 的平均值:

$$\bar{x} = \sum_{i=1}^n x_i$$

计算标准差:

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}{n-1}}$$

计算测量结果的标准不确定度

$$u_A = s(\bar{x}) = \frac{\sigma}{\sqrt{n}}$$

计算置信概率为 0.95 ($K=2$) 时的扩展不确定度

$$U_{0.95} = \sqrt{[t_{0.95} s(\bar{x})]^2 + 0.43 \Delta_m^2}$$

4.4.8 直接测量量数据处理举例

某长度测量 6 次,分别为: 29.18 29.19 29.27 29.25 29.26 29.24(cm)

$\Delta m=0.02\text{cm}$ (仪器说明书)

$$\bar{x} = \frac{1}{6} \sum_{i=1}^6 x_i = 29.23 \text{ cm}$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^6 (x_i - \bar{x})^2}{(n-1)}} \approx 0.0377 \text{ cm}$$

$N = 6$, 设 $\alpha = 0.01$, 则 $T_0(n, \alpha)\sigma = 1.94$

$$T_0(n, \alpha)\sigma = 1.94 \times 0.0377 = 0.073138$$

$$|x_i - \bar{x}| = |29.18 - 29.23| = 0.05 < T_0(n, \alpha)\sigma$$

测量的 6 个数据均不是坏值。

计算测量结果的标准不确定度

$$u_A = s(\bar{x}) = \frac{\sigma}{\sqrt{6}} = \frac{0.0377}{2.449} \approx 0.0154$$

测量 6 次, 查阅 t 因子表, 可得 $t_{0.95}=2.57$, $\Delta m=0.02\text{cm}$

$$\begin{aligned} U_{0.95} &= \sqrt{[t_{0.95}s(\bar{x})]^2 + 0.43\Delta_m^2} \\ &= \sqrt{[2.57 \times 0.015]^2 + 0.43 \times (0.02)^2} \\ &\approx 0.04 \text{ cm} \end{aligned}$$

$$E(x) = \frac{U_{0.95}}{\bar{x}} \times 100\% = \frac{0.04}{29.23} \times 100\% \approx 0.14\%$$

最后结果:

平均值在 95% 可信限水平, 其结果在以下范围内: [29.19 cm, 29.27 cm]

相对不确定度 $E(x)=0.14\%$

4.5 文字编辑规范

4.5.1 阿拉伯数字书写的多位整数和小数的分节

☞ 专业性科技出版物的分节法: 从小数点起, 向左和向右每三位数字一组, 组间空四分之一汉字(二分之一阿拉伯数字)的位置。

例: 2 748 456.1 3.141 592 65

☞ 非专业性科技出版物如排版留四分空有困难, 可仍采用传统的以千分撇“,”分节的办法。

小数部分不分节。四位以内的整数也可以不分节。

例：2,748,456 3.14159265 8703

☞ 拉伯数字书写的纯小数必须写出小数点前定位的“0”。小数点是齐底线的黑圆点“.”。

例：0.46 不得写成 .46 和 0-46

☞ 阿拉伯数字书写的数值在表示数值的范围时，使用浪纹式连接号“~”。

示例：150 千米~200 千米 -360 °C~80 °C

2 500 元~3000 元

4.5.2 中国医药卫生期刊编排规范

☞ **各类图**统一从“1”开始用阿拉伯数字标图序号。只有 1 幅图则应标明“图 1”。图应具有自明性，即只看图、图题和图例，不阅读正文，就可理解图意。图的内容不要与文字、表格重复。

☞ 表应具有自明性。表的内容不要与文字、插图重复。表应按统计学的制表原则设计，力求结构简洁，主、谓语位置合理。主语一般置表的左侧，谓语一般置表的右侧。一般应采用三线表

☞ 每表均应有序号和简明的表题，居中排印在表的上方。表的序号一律用阿拉伯数字。只有 1 张表则标明“表 1”。表序与表题之间空一个字距。

☞ 表中不设“备注”栏，如有需说明的事项（例如 P 值等），可在表内有关内容的右上角标注“*”、“ Δ ”、“①”或“a”等符号，在表下以简练文字注释。

☞ 表中同一栏的数字必须按位次上下对齐。表内不能用“同上”、“同左”、“//”和类似词，一律填入具体数字或文字。如未测或无此项可空白，未发现用“...”，但表下均应简单注释；结果为零用“0”。

☞ 表中的量、单位、符号、缩略词等必须与正文中所写的一致。

☞ 表应随正文，一般先见文字后见表。需要转页的表，应在续表的右上角或左上角注明“续表x”，并应重复排印表头。

☞ 表若卧排，应顶左底右，即双页码上表顶向切口，单页码上表顶向订口。

☞ 量的符号通常是单个拉丁字母或希腊字母，都必须用斜体印刷(pH 例外)，符号后不加缩写点(圆点)。表示物理量的符号作下标时也应用斜体印刷。

☞ 单位符号都应当用正体印刷，无复数形式，符号后不加缩写点(圆点)。来源于人名的单位（例如 Pa、Gy 等）的首字母大写，“升”可用大写“L”，也可用小写“l”，其余均为小写。

☞ 词头的符号应当用正体印刷，它与单位符号之间不留空隙。词头符号与紧接的单个单位符号构成一个新的单位符号。 10^6 以上的词头符号（例如 M、G、T 等）大写，其余为小写。

词头不能单独使用(例如“ μm ”不能写作“ μ ”),也不能重叠使用(例如“ nm ”不应写作“ $\text{m}\mu\text{m}$)”。

☞ 表示量值时,单位符号应置于数值之后,数值与单位符号之间留 1/4 汉字空。惟一例外为平面角的单位度($^\circ$)、分($'$)和秒($''$),数值和单位符号之间不留空隙。

☞ 在一个组合单位符号中,斜线不应多于一条。例如: mg/kg/d 应写为 $\text{mg}/(\text{kg}\cdot\text{d})$,或 $\text{mg}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{d}^{-1}$ 。

☞ 一般不能对单位符号进行修饰,如加缩写点、下标、复数形式,或在组合单位符号中插入化学元素符号等。但 mm Hg (毫米汞柱)、 $\text{cm H}_2\text{O}$ (厘米水柱)等例外,书写时单位符号与化学元素符号之间应留 1 个字母的空隙。

☞ 外文字母正体的常用场合

- a. 计量单位符号和 SI 词头。
- b. 数学式中的运算符号、指数和对数函数符号、特殊常数符号、缩写符号等。例如: Σ (连加), \ln (自然对数), \lg (常用对数), \lim (极限), π (圆周率), \max (最大值), \min (最小值)等。
- c. 化学元素符号。
- d. 生物学中亚族以上(含亚族)的拉丁文学名及定名人。
- e. 仪器、元件、样品等的型号或代号。
- f. 用作序号和编号的字母,例如:附录 A, 组 B。
- g. 外文的人名、地名、书名和机关名,以及缩略语、首字母缩写词等

☞ 外文字母斜体的常用场合

- a. 所有的量符号和量符号中代表量及变动性数字的下角标符号。
- b. 用字母代表的数和一般函数。
- c. 统计学符号。
- d. 生物学中属以下(含属)的拉丁文学名。
- e. 化学中表示旋光性、分子构型、构象、取代基位置等的符号。例如:左旋 l -, 右旋 d -, 外消旋 dl -, 邻位 o -, 对位 p -, 顺式 Z -, 反式 E - 等。
- f. 外文书名、刊名(不使用汉语书名号“《》”)。

☞ 化学元素符号均为正体,首字母大写。

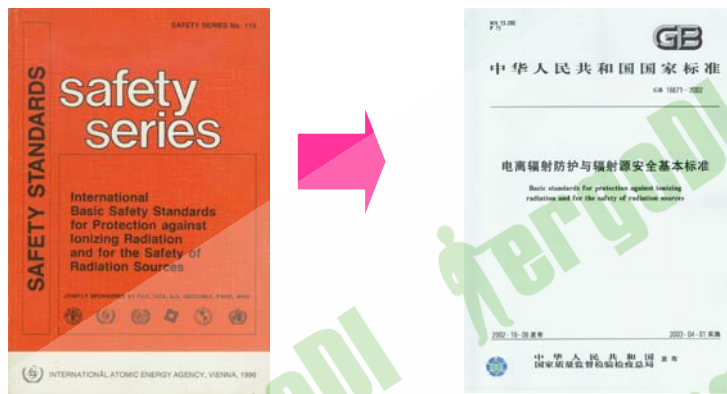
核素的核子数(质量数)和表示激发态的 m , 标注在元素符号的左上角。例如: ^{14}N , ^{60}Co , $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 等,不写成 14 氮或 N^{14} , 60 钴或 Co^{60} , $^{99\text{m}}$ 锝或 $\text{Tc}^{99\text{m}}$ 。

分子中核素的原子数应标注在核素符号的右下角。例如: $^{14}\text{N}_2$ 。

质子数(原子序数)标注在元素符号的左上角。例如: ^{82}Pb , ^{26}Fe 。

离子价和表明阴、阳离子的符号“+”或“-”标注于元素符号的右上角，离子价数写在符号前。例如：正 2 价的镁离子，应写成 Mg^{2+} ，不宜写成 Mg^{++} 。

5 电离辐射防与辐射源安全基本标准简介



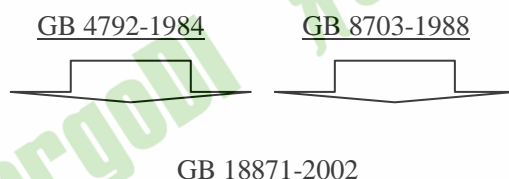
5.1 背景信息

5.1.1 国际背景

ICRP 第 60 号出版物使辐射防护概念和体系发生根本性变化，在此基础上 1996 年 6 个国际组织(联合国粮农组织、国际原子能机构、国际劳工组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织和世界卫生组织)批准并联合发布了《国际电离辐射防与辐射源安全基本标准》，大家常简称为 IBSS。

5.1.2 国内情况

两个过时标准并存的问题：



5.1.3 新基本标准的特点

新基本标准既与国际接轨，又有我国特色，这是新基本标准的显著特点。新基本标准等效采用国际上的 IBSS。IBSS 本身是以 ICRP 第 60 号出版物为主要依据，因此，可以说，新基本标准较快地达到了与国际放射防护标准新建议书同步。

新基本标准从我国实际出发，对 IBSS 有关内容进行了调整和取舍删增。特别是保留了我国原有标准实施中证明行之有效又与新原则相符合的内容。

新基本标准的名称把“电离辐射防护”与“辐射源安全”并列，把“电离辐射防护”术语扩展为“防护与安全”。不但要重视辐射防护，而且强调辐射源安全的指导思想贯穿于整个基本标准中。源的安全也是防护体系的重要组成部分。在新基本标准中，还有专门一章详细规定

对潜在照射的控制—源的安全性。这里“源”指的是照射的来源，包括可以通过发射电离辐射或释放放射性物质而引起电离辐射照射的一切物质或装置，既可以是天然的，也可以是人工的。

5.2 新标准中的新概念

5.2.1 强调安全文化素养

电离辐射防护与辐射源安全不仅要靠良好的防护技术措施，而且必须通过有效的防护管理要求来实现。因此新基本标准中防护管理要求与防护技术要求并重。电离辐射防护与辐射源安全涉及许多因素，必须有有效的国家辐射防护基础结构去推动合理地应用各种措施达到基本标准要求。辐射防护基础结构要素包括：有关法规标准，审管部门，足够的资源及相当数量受过训练的合格人员等。我国新基本标准采纳了 **IBSS** 这一指导思想。

除审管部门外，标准中还明确辐射防护的主要责任方及相应责任方。

主要责任方：a)注册者或许可证持有者；b) 用人单位(法人)。

相应责任方：a)供源和设备方；b) 放射职业工作人员；c)辐射防护负责人；d)执业医师；e) 医技人员；f)辐射防护合格专家；g)由主要责任方委以特定责任的任何其他方。

5.2.2 用辐射防护体系（辐射防护三原则）代替单一的剂量限值

对于实践（人为引起照射的各种活动），则应遵循辐射防护三原则：

实践的正当性、防护的最优化、个人剂量(和危险)限值。

① 个人剂量限值

个人剂量限值是指在实际控制中“不可接受”的剂量与“可忍受的”剂量区域间的分界线。“可忍受的”是指这种照射是不受欢迎的，但还是可以忍受的。它不是“不可接受的”剂量与“可接受的”剂量之间的分界线，“可接受的”剂量是指不需进一步降低也不宜进一步降低的剂量水平，也就是说防护已经最优化了。如果进一步降低剂量水平，就需要不合理地使用过多的资源，从而不符合整个社会的利益。

② 辐射防护最优化

辐射防护最优化的含义是：“在考虑了经济和社会因素之后，保证个人剂量的大小、受照人数以及不一定受到但可能遭受的照射，全部保持在可合理做到的尽量低的程度”。这就是说，防护最优化实际上就是研究如何在有限的资源下，最大限度地降低对工作人员和公众的辐射危险。

③ 实践的正当性

这里的正当性判断是针对引起照射那些实践活动而言的，而不是指为减低这些照射的活动。这类活动的正当性判断不仅是辐射防护一个方面，它可能必须由多个因素综合分析后加以判断。但必须注意的是，医疗照射的正当性判断确主要是从病人防护角度出发的。

5.2.3 用“实践”和“干预”的观点代替单一的“实践”的观点

在 **ICRP 第 60** 出版物发表前，与辐射有关的活动主要考虑的是“实践”，在 **ICRP 第 60** 出版物中从辐射防护观点出发明确地区分为引起照射的“实践”和减少照射的“干预”。“干预”又可分为对短期的照射和持续照射的干预。短期的照射是与事故和应急相关的，持续照射则与补救行动有关。

补救行动包括：

- (a) 由于过去不合理的实践或实践中的事故造成的污染场所或场址的恢复；
- (b) 某些天然辐射增高地区如居室氡居民剂量的减少。

“干预”与“实践”不同，它的基本原则是：

- (a) 干预的正当性要求利必须大于危害；
- (b) 使得降低剂量而获得的净利益为最大值；
- (c) 基于上述两点推导出适合于干预情况的干预水平（事故和应急）或行动水平（持续照射）。

因此，剂量限值仅用于实践，不能作为决定干预和行动的依据。使用剂量限值作为干预或行动的依据，可能造成采取与所得利益极不相称的措施，从而导致与正当性原则发生矛盾。但对可能引起严重确定性效应的剂量水平，进行干预几乎总是正当的。虽然剂量限值不能作为干预或行动的依据，但他可以用来检验干预或行动是否应当结束。

对于干预水平，有必要事先制定供应急决策参考的一般规定，但这些数值应有足够的灵活性。对应短期的照射干预 ICRP 第 60 出版物的推荐是，除救生行动外，紧迫的补救工作中有效剂量不得超过大约 0.5Sv；皮肤的当量剂量不得超过 5Sv。但在事故得到控制后，工作人员所受剂量就应按正常照射标准控制。

5.2.4 剂量约束概念的引入

辐射防护最优化的分析常常是针对社会和全体受照人口的利益和危害进行的，但利益和危害不大可能在社会中以相同的方式分配。因此，最优化可能在不同个人之间引起相当大的不公平。为此，ICRP 引入了剂量约束的概念，即在最优化过程中引入源相关的对个人剂量的限制以缩小这种可能存在的的社会不公平，它是最优化的不可分割的一部分，在应用这一概念时，值得注意的问题是：

(a) 剂量约束不是限值，也不是管理上的约束值和指令性管理限值，而是是否达到良好实践要求的最低标志。剂量限值是一个人相关的量，而剂量约束确是一个人相关的量。不满足限值的要求通常认为是违法的，不应按这一思路理解剂量约束值。

(b) 在设计和计划阶段，应对不同方案进行个人剂量评价、并与相应的剂量约束值比较，如果预计个人剂量低于剂量约束值，则该方案可进一步考虑，反之，通常应该排除。

(c) 制定剂量约束值的过程不是一个简单的过程，更应避免随意性，而是应对个人剂量进行仔细的评价，其中特别是特殊任务和操作时现在可达到的个人剂量水平，查明接受较高剂量的工作人员组，在此基础上提出剂量约束值。一般说来，审管者应鼓励工业部门研究提出剂量约束值，然后由审管者仔细审查，比由审管者直接提出好。

5.2.5 集体剂量

与辐射防护最优化密切联系的重要概念是“集体剂量”，它最先出现在 ICRP 出版物《委员会关于使剂量保持在不难达到的最低水平建议的含义》中，这一出版物也可以认为是辐射防护最优化的初型，在此出版物中集体剂量是用群体剂量 (Population dose) 表示的，在 ICRP 第 26 号出版物中在明确提出辐射防护最优化的同时，群体剂量演变为集体剂量。随后，集体剂量逐步在辐射防护中得到了广泛的应用。

近年来，集体剂量已用于对未来辐射防护问题的预测，其中特别是有关环境辐射的远期效应，如高放废物处置的有关防护问题。这就提出了集体剂量概念对非常小个人剂量的大群

体和若干代群体的适用性问题。集体剂量概念是有严格限制条件的，这些条件是：

- (a) 在所研究的剂量范围内，生物效应的危害必须与剂量成正比；
- (b) 对给定剂量的生物响应必须与施与剂量的时间模式无关，即与剂量率或分次施与无关；
- (c) 受照的剂量必须不太高，否则可能会明显地杀死细胞和产生确定性效应造成结果复杂化。

集体剂量是强调社会危险，在集体剂量的计算中不必设置终止计算的剂量水平，集体剂量不仅从理论上存在上述限制，在实际应用中也还存在一些限制因素。在有些情况下，所计算的集体剂量包含很大的固有不确定度，此时如果用其作为危害的指标，做出辐射防护的决策显然是不恰当的。其要限制因素有：

5.4、实践控制中的一些相关问题

在新基本标准中，实践（职业照射、医疗照射、公众照射）控制占据了主要的篇幅，在这里不可能一一的介绍，我们仅介绍一些常用的知识。

5.4.1 职业照射的控制

① 剂量限值

表 5-1 是新基本标准中职业受照限值的基本规定，为比较也列出了旧剂量限值。值得注意的是职业工作人员按连续的 5 年结算，年平均有效剂量 20mSv，必须是审管部门决定的 5 年，不可作任何追溯性平均。剂量限值适用于在规定期间内外照射引起的剂量和在同一期间内摄入所致的待积剂量的和；计算内照射待积剂量的积分期限，对成年人的摄入一般应为 50 年，对儿童的摄入则应算至 70 岁。

表 5-1 新基本标准中职业受照限值的基本规定

项目	新	旧
工作人员	连续 5 年平均有效剂量 20 mSv， 任何一年不超过 50 mSv	年有效剂量当量不应超过 50 mSv
学 生	(16—18 岁) 6 mSv	放射专业：15 nSv 非放射专业：0.5 mSv
眼晶体(学生)	150 (50) nSv	150 mSv
皮肤(学生)	500 (150) nSv	500 mSv
手足(学生)	500 (150) nSv	500 mSv

剂量限值适用于实践所引起的照射，不适用于医疗照射，也不适用于无任何主要责任方负责的天然源的照射。剂量限值不是安全与危险的界限，而是不可接受的下限，是最优化过程的约束条件。

特殊情况下，剂量限制要求的临时改变应由注册者或许可证持有者向审管部门提出正式申请，经审查认可后，方可进行；未经审管部门认可，不得进行这种临时改变。

② 辐射工作场所的分区

按照辐射工作场所需要和可能需要的防护条件和安全措施的不同，将其分为控制区和监督区。这是新基本标准等效采用 IBSS 内容的一项重要管理措施，目的在于便于进行辐射防

护管理和职业照射的控制，预防潜在照射或限制潜在照射的范围，防止可能的污染扩散。新基本标准制定了确定控制区和监督区的原则以及它们各自的防护管理要求。

新老标准的分级规定列在下表中。

表 5-2 非密封源工作场所分级规定

级别	日等效最大操作量 (Bq)		
	GB18871-2002	GB8703-88	GB4792-84
甲	$>4 \times 10^9$	$>4 \times 10^9$	$>1.85 \times 10^{10}$
乙	$2 \times 10^7 - 4 \times 10^9$	$2 \times 10^7 - 4 \times 10^9$	$1.85 \times 10^7 - 1.85 \times 10^{10}$
丙	豁免值以上 - 2×10^7	$4 \times 10^4 - 2 \times 10^7$	$3.7 \times 10^4 - 1.85 \times 10^7$

放射性核素的日等效最大操作量(A_{dm})用以下公式计算:

$$A_{dm} = \frac{A_d \times f_t}{f_o} \quad (5.1)$$

式中 A_d 是实际日最大操作量; f_t 是该核素毒性组别修正因子; f_o 是操作方式与放射源状态修正因子。表 5-3 和表 5-4 分别列出了放射性核素毒性组别修正因子和操作方式与放射源状态修正因子的值。

表 5-3 放射性核素毒性组别修正因子

毒性组别	毒性组别修正因子 f_t
极毒	10
高毒	1
中毒	0.1
低毒	0.01

表 5-4 操作方式与放射源状态修正因子的值 f_o

操作方式	放射源状态			
	表面污染水平 较低的固体	液体、溶 液、悬浮液	表面有污染 的固体	气体、蒸汽、粉末、压力 很高的液体、固体
源的贮存	1000	100	10	1
很简单的操作	100	10	1	0.1
简单的操作	10	1	0.1	0.01
特别危险的操作	1	0.1	0.01	0.001

③ 职业照射的监测和评价

职业照射的监测、评价和报告的责任在于注册者、许可证持有者和用人单位。

工作人员的职业照射监测和评价主要应以个人监测为基础。新基本标准对于个人监测做了如下的主要规定:

(a) 对于任何在控制区工作的工作人员, 或有时进入控制区工作并可能受到显著职业照射的工作人员, 或其职业照射剂量可能大于 $5mSv/a$ 的工作人员, 均应进行个人监测;

(b) 对在监督区或只偶尔进入控制区工作的工作人员, 如果预计其职业照射剂量在 $1mSv/a - 5mSv/a$ 范围内, 也应尽可能进行个人监测;

(c) 如果可能, 对所有受到职业照射的人员均应进行个人监测, 但对于受照剂量始终不

可能大于 1mSv/a 的工作人员，一般可不进行个人监测；

(d) 应根据工作场所辐射水平的高低与变化和潜在照射的可能性与大小，确定个人监测的类别、周期和不确定度要求；

(e) 注册者、许可证持有者及用人单位应对可能受到放射性物质体内污染的工作人员（包括使用呼吸防护用具的人员）安排相应的内照射监测，以证明所实施的防护措施的有效性，评价提供所需要的摄入量或待积当量剂量数据。

⑤ 其他要求和规定

“不得以特殊补偿、缩短工作时间或以休假、退休金或特种保险等方面的优待安排代替为符合本标准的要求所需要采取的防护与安全措施”。但是否应该给予职业补偿、如何补偿、补偿的来源等新基本标准既未作出肯定性规定，也未设置禁止条款。

“女性工作人员发觉自己怀孕后要及时通知用人单位，以便必要时改善其工作条件。孕妇和授乳妇女应避免受到内照射，用人单位不得把怀孕作为拒绝女性工作人员继续工作的理由，用人单位有责任改善怀孕女性工作人员的工作条件以保证为胚胎和胎儿提供与公众成员相同的防护水平。”因此，新基本标准对孕妇受照剂量的控制远比原基本标准(GB4792—84)严格。

5.4.2 医疗照射的控制

① 医疗照射的正当性判断

在判断放射学或核医学检查的正当性时，应掌握好适应证，正确合理地使用诊断性医疗照射，并应注意避免不必要的重复检查；对妇女及儿童施行放射学或核医学检查的正当性更应慎重进行判断。

新基本标准还对群体检查、与临床指征无关的放射学检查、医学研究中志愿者等的正当性判断进行了规定。

② 医疗照射的防护最优化

新基本标准从设备要求、操作要求、医疗照射的质量保证等方面对防护最优化的问题作出了相应的规定。不再一一介绍，仅对其中的医疗照射质量保证大纲作些介绍。

制定一个全面的医疗照射质量保证大纲，对医疗照射质量保证至关重要，制定这种大纲时应邀请诸如放射物理、放射药物学等有关领域的合格专家参加。

③ 医疗照射的指导水平

放射诊断的医疗照射指导水平：

对于典型成年受检者，各种常用的 X 射线摄影、X 射线 CT 检查、乳腺 X 射线摄影和 x 射线透视的剂量或剂量率指导水平列在表 5-6，表 5-7，表 5-8，和表 5-9 中。

④ 放射性核素治疗的患者出院的防护要求

接受放射性核素治疗的患者应在其体内的放射性物质的活度降至一定水平后才能出院，以控制其家庭与公众成员可能受到的照射。例如对接受了 ^{131}I 治疗的患者，其体内的放射性活度降至低于 400MBq 之前不得出院。必要时应向患者提供有关他与其他人员接触时的辐射防护措施的书面指导。

表 5-6 典型成年受检者 X 射线摄影的剂量指导水平

检查部位	投照方位	每次摄影入射体表剂量 (mGy)
腰椎	AP	10
	LAT	30
	LSJ	40
腹部, 胆囊造影, 静脉尿路造影	AP	10
骨盆	AP	10
髋关节	AP	10
胸	PA	0.4
	LAT	1.5
胸椎	PA	7
	LAT	20
牙齿	牙根尖周	7
	AP	5
头颅	PA	5
	LAT	3

表 5-7 典型成年受检者 X 射线 CT 检查的剂量指导水平

检查部位	多层扫描平均剂量(mGy)
头	50
腰椎	35
腹部	25

表 5-8 典型成年受检者乳腺 x 射线摄影的剂量指导水平

防散射滤线栅的应用	每次头尾投照乳腺平均剂量 (mGy)
无滤线栅	1
有滤线栅	3

表 5-9 典型成年受检者 X 射线透视的剂量率指导水平

X 射线机类型	入射体表剂量率 (mGy / min)
普通医用诊断 X 射线机	50
有影像增强器的 X 射线机	25
有影像增强器并有自动亮度控制系统的 X 射线机(介入放射学中使用)	100

5.4.3 公众照射实践控制

新基本标准还对公众照射控制要求和规定在这里不在详述。仅将其中公众照射剂量限值中比较重要的规定列举如下：

(1)据有放射性的实践使公众中有关的关键人群组成员所受到的平均剂量估计值不应超过下述限值：

- a) 年有效剂量 1 mSv；
- b) 特殊情况下连续 5 年的有效剂量之和 5 mSv；
- c) 眼晶体的年当量剂量 15 mSv；
- d) 皮肤的年当量剂量 50 mSv。

(2)患者正在接受医学诊断检查或治疗期间，其探视人员在此期间所受的剂量不超过 5

mSv，如果探视人员是儿童时，则不超过 1 mSv。

5.5 干预防护体系

这一系统主要包括应急照射的干预及持续照射的干预。

5.5.1 应急照射的干预

按新基本标准有关章节对干预的要求，必须针对不同具体情况，明确应急责任，加强实事求是地制定应急计划。并积极做好应急准备与响应等。新基本标准的这些规定是确保防护与安全，预防发生各种放射事故(含核事故)，以及一旦发生事故有效控制和减缓后果的重要手段。

应根据干预水平和行动水平来实施应急照射情况下的干预。干预水平用可以防止的剂量来表示，行动水平用介质中活度浓度来表示，有时也用预期剂量率或预期剂量来表示。可防止剂量指若采取防护行动所减少的剂量，预期剂量则为若不采取防护行动或补救行动，预期会受到的剂量。

相应于有关防护行动的干预水平应是最优化，但不允许超过任何情况下均要求进行干预的急性照射剂量行动水平(表 5-11 所列)。表 5-11 的行动水平可以理解是为了避免严重的确定性效应的水平。表 5-11 的行动水平是指器官或组织受到急性照射时，任何情况下预期都应进行干预的剂量行动水平。

新基本标准还明确指出，任何个人的预期剂量接近或预计会接近表 3-11 的行动水平时，采取防护行动几乎总是正当的。相反，此时若不采取防护行动，则应对其正当性进行判断。在确定可防止的剂量时，应适当考虑采取防护行动时可能发生的延误和可能干扰行动的执行或降低行动效能的其他因素。

通用优化干预水平所规定的可防止的剂量值，是指对适当选定的人群样本的平均值，而不是指对最大受照(关键居民组中)个人所受到的剂量。但无论如何，应使关键人群组的预计剂量保持在规定的剂量水平以下。

表 5-11 急性照射的剂量行动水平

器官或组织	2 天内器官或组织的预期吸收剂量 / Gy
全身(骨髓)	1
肺	6
皮肤	3
甲状腺	5
眼晶体	2
性腺	3

注：在考虑紧急防护的实际行动水平的正当性和最优化时，应考虑当胎儿在 2 天时间内受到大于约 0.1Gy 的剂量时产生确定性效应的可能性

一般情况下，作为防护决策的出发点，可以采用下面所推荐的通用优化干预水平。

隐蔽：2 天内可防止的剂量为 10 mSv。决策部门可酌情降低。

临时撤离：一周内可防止的剂量为 50 mSv。决策部门可酌情降低。

服碘片：甲壮腺可防止的待积剂量为 100 mGy。

食品通用行动水平列在表 5-12 中。

表 5-12 食品通用行动水平

放射性核素	一般消费食品	牛奶、婴儿食品和饮水
^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{89}Sr	1	1
^{131}I	1	0.1
^{90}Sr	0.1	0.1
^{241}Am , ^{238}Pu , ^{239}Pu	0.01	0.001

对于较长期防护行动的干预水平和行动水平,需要考虑的防护行动有针对土壤或水体污染的防护行动,污染食品的使用,人员的临时避迁和返回,以及人员的永久再定居。新标准对这时的通用优化干预水平作了如下规定:

开始和终止临时避迁:1个月内可防止的剂量分别为 30 mSv 和 10 mSv。

永久再定居:1) 预计在 1 年或 2 年内月累积剂量不会降至 30 mSv 或 10 mSv 以下;

2) 预计终身剂量可能超过 1Sv。此外,预计临时避迁的时间会超过所约定的期限,则也考虑受照人员的永久再定居。

新基本标准强调,估算可防止的剂量应该是来自采取防护对策可以避免的所有照射途径(但通常不包括食品和饮水途径)的总剂量。

前苏联切尔诺贝利核电站事故的经验表明,对从事干预的工作人员应采取一切合理的步骤提供适当的防护,以保护他们的安全和健康。在该次事故发生时就在反应堆场区或在头几个小时到达工厂的约 570 名应急工作人员中,包括电厂职工、消防人员、警卫人员和医务人员,就有 134 人得了急性放射病,病情较重有 93 名,其中 21 名死亡,由此说明对干预人员的防护应予以重视。

应急计划中应明确规定负责此项防护工作的责任人,对可能超过 1 MSVDL 时,要做到:告知、培训从事干预的工作人员(参事人员应是自愿的);应采取一切合理步骤提供适当防护,做好剂量记录和评价,并告知;不得拒绝应急照射人员从事职业照射的工作,但受照剂量大于 10 MSVDL 时,或本人有要求时应给予医学劝告。

表 5-13 从事干预的工作人员可以接受的剂量水平

受照剂量应保持的水平	干预工作的条件
≤ 1 MSVDL	应急干预阶段非紧急情况,恢复工作
≤ 2 MSVDL	避免大的集体剂量和防止演变成灾难
≤ 10 MSVDL	抢救生命的活动
≥ 10 MSVDL	给他人带来的利益明显大于工作人员承受的危险

注: MSVDL 是最大单一年份剂量限值,新基本标准中的 1 MSVDL = 50 mSv

5.5.2 持续照射的干预

新基本标准规定,当器官或组织受持续照射时,任何情况下预期都应进行干预的剂量率

行动水平如表 5-14 所列。

表 5-14 持续照射的剂量率行动水平

器官或组织	吸收剂量率 / (Gy / a)
性腺	0.2
眼晶体	0.1
骨髓	0.4

下列两类情况采取补救行动不具有正当性：

- a) 污染和剂量水平很低，不值得花费代价去采取补救行动；
- b) 污染（非常）严重和管广泛，采取补救行动花费的代价太大（无净利益）。

住宅中氡的行动水平，其平均活度浓度为：200 Bq — 400 Bq $^{222}\text{Rn}/\text{m}^3$ (平衡因子 0.4)，上限用于已建项目，下限用于新建项目。

工作场所中氡的行动水平，其平均活度浓度为：500 Bq — 1000 Bq $^{222}\text{Rn}/\text{m}^3$ (平衡因子 0.4)，达到 500 Bq $^{222}\text{Rn}/\text{m}^3$ 时宜考虑采取补救行动，达到 1000 Bq $^{222}\text{Rn}/\text{m}^3$ 时应采取补救行动。