
上海交通大学硕士学位论文

基于探测效率刻度提高分段伽马扫描探测精度的研究

硕 士 研 究 生

学 号

导 师

副 导 师

申 请 学 位 学术硕士

学 科 核科学与技术

所 在 单 位 机械与动力工程学院

答 辩 日 期 2017 年 1 月

授予学位单位

Dissertation Submitted to Shanghai Jiao Tong
University for the Degree of Master

**STUDY OF HOW TO IMPROVE THE
ACCURACY OF SGS SYSTEM BASED ON THE
SCALE OF DETECTING EFFICIENCY**

Candidate:

Student ID:

Supervisor:

Assistant Supervisor:

Academic Degree Applied for: Master of Academic

Speciality: Nuclear Science and Technology

Affiliation: School of Mechanical Engineering

Date of Defence: Jan, 2017

Degree-Conferring-Institution:

上海交通大学

学位论文原创性声明

本人郑重声明：所呈交的学位论文《基于探测效率刻度提高分段伽马扫描探测精度的研究》，是本人在导师的指导下，独立进行研究工作所取得的成果。除文中已经注明引用的内容外，本论文不包含任何其他个人或集体已经发表或撰写过的作品成果。对本文的研究做出重要贡献的个人和集体，均已在文中以明确方式标明。本人完全意识到本声明的法律结果由本人承担。

学位论文作者签名：

日期： 年 月 日

上海交通大学

学位论文版权使用授权书

本学位论文作者完全了解学校有关保留、使用学位论文的规定，同意学校保留并向国家有关部门或机构送交论文的复印件和电子版，允许论文被查阅和借阅。本人授权上海交通大学可以将本学位论文的全部或部分内容编入有关数据库进行检索，可以采用影印、缩印或扫描等复制手段保存和汇编本学位论文。

保密 ☐，在___年解密后适用本授权书。

本学位论文属于

不保密 ☐。

（请在以上方框内打“√”）

学位论文作者签名：

指导教师签名：

日期： 年 月 日

日期： 年 月 日

基于探测效率刻度提高分段伽马扫描探测精度的研究

摘 要

核动力厂日常运行中产生的低、中水平放射性废物中含有未知量的各种放射性核素，桶内介质和放射性物质组成复杂多变，平均密度变化范围非常大，空间分布极其不均匀，物理和化学形态十分复杂，如果采用传统的抽样化学分析方法进行检测，其结果很难具有代表性，必然带来极大的人为不可控误差。

目前，对于放射性废物桶的测量比较理想的测量方法为无损分析方法 (Non-Destructive Assay)，简称 NDA。而分段 γ 扫描技术是目前常用的无损分析方法。对于分段 γ 扫描技术，探测器的探测效率刻度是测量的核心。在分段 γ 扫描技术中，由于废物桶匀速旋转，点源可被视为环源，不同半径的环源对探测器有不同的探测效率，这是造成分段 γ 扫描技术对非均匀样品探测误差的主要原因。对此，有学者提出改进型分段 γ 扫描技术，将核素等效为一个线性环源，采用两个探测器对环源进行定位，获得等效半径，从而能准确计算环源的探测效率，并重建出核素的活度。该方法在有限个数的点源情况下探测精度较分段 γ 扫描技术有很大提高，但是针对点源数量较多的情况没有深入研究。

本研究将对环源探测效率随环半径的分布规律进行研究，分析不同填充物质密度、核素能量下探测效率与探测器偏心距以及提出了一种不受准直器影响的探测效率的数值计算方法，从而在分段 γ 扫描技术测量中设置探测器的偏心位置以获得最佳的探测精度。该研究既具备科学意义，同时又具有一定的实际工程价值。主要的研究内容和成果包括：

- (1) 研究传统的 SGS 测量系统在进行探测效率刻度时，放射源在

废物桶内不同位置对探测效率精度的影响规律；

(2) 研究探测器和废物桶相对位置的偏移程度对不同工况下 SGS 系统探测效率刻度精度影响的规律；

(3) 推导出不受到准直器形状影响的探测效率数值计算公式，通过计算结果与蒙特卡罗计算结果和实验结果对比，证实了公式的可靠性，在不影响探测效率刻度精度的前提下，提高了探测效率刻度的效率；

(4) 给出 SGS 系统对核动力厂日常中低放射性废物桶测量中，不同情况下令探测效率刻度精度最高的探测器偏心距。

关键词：分段 γ 扫描技术，探测效率刻度，数值计算方法，探测器偏心距

STUDY OF HOW TO IMPROVE THE ACCURACY OF SGS SYSTEM BASED ON THE SCALE OF DETECTING EFFICIENCY

ABSTRACT

There are mass of un-known radioactive nuclides in the produced low and medium level radioactive waste. Inside the radioactive waste drum, filling materials and the radioactive stuff distribute complexly, which leads that the mean density of waste drum fluctuate seriously, the hyper-dispersion of spatial distribution inside the drum and physical and chemical form inside the drum complex. As a result, it is unrepresentative to use the traditional sampling and chemical analysis method to measure the radioactive waste drum.

At present, Non-Destructive Assay (Short for SGS) is usually used to measure the radioactive waste drum. Among which, Segmented Gamma Scanning is the most common technique. For Segmented Gamma Scanning, the scale of detecting efficiency is the critical process. During the measuring process of SGS, the radioactive waste drum rotated at an average speed, the point source can be considered as an annular source. The different detecting efficiency of annular source with each radius is the most important reason which brings error to SGS. Therefore, some specialists proposed an improved Segmented Gamma Scanning method, this method can obtain the equivalent radius of annular source by measuring with two detectors, and then rebuild the activity of radioactive nuclides by calculating the detecting efficiency of each annular source. Such method improves the accuracy of SGS system in case that there is limited point source in the waste drum.

This assay will study the law how the detecting efficiency changes along with the radius, firstly infers a numerical formula of detecting efficiency, and then analyzes how the eccentric distance between detector

and waste drum impacts the accuracy of SGS system, finally mention a new measuring way to improve the accuracy of SGS system. This study is provided with both scientific significance and practical engineering value. The main contents and achievements are shown as below:

- (1) Studies on laws of how the radioactive source posited on different radius impacts the accuracy of detecting efficiency for the traditional SGS system.
- (2) Studies on how the eccentric distance between detector and waste drum impacts the accuracy of detecting efficiency in different measuring conditions.
- (3) Inferring a numerical formula to calculate the detecting efficiency in different measuring conditions. Verifying the veracity and reliability of the formula by Monte-Carlo method and experiments. With which formula, the calculation of detecting efficiency won't be impacted by the shape of collimator.
- (4) Directing at different conditions, coming up with the corresponding best eccentric distance between detector and waste drum which can improve the accuracy of SGS mostly.

KEY WORDS: Segmented Gamma Scanning technique, detecting efficiency scale, numerical computation method, eccentric distance of detector

目 录

基于探测效率刻度提高分段伽马扫描探测精度的研究	I
摘 要	I
ABSTRACT	III
第一章 绪论	7
1.1 研究背景及意义	7
1.2 国内外研究现状	11
1.2.1 准直器设计的研究现状	14
1.2.2 相对测量位置的研究现状	15
1.3 蒙特卡罗方法及 MCNP 程序	16
1.3.1 蒙特卡罗方法原理	16
1.3.2 蒙特卡罗方法在放射性探测技术中的应用	17
1.4 本课题的研究内容	18
1.4.1 研究目标	18
1.4.2 研究内容	18
1.4.3 研究方案	18
1.4.4 技术路线	19
第二章 放射性活度测量的基本原理	20
2.1 γ 射线与物质的相互作用	20
2.1.1 光电效应	20
2.1.2 康普顿散射	22
2.1.3 电子对效应	23
2.1.4 三种作用的比较	25
2.2 高纯锗探测器测量原理	25
2.2.1 高纯锗探测器工作原理	26
2.2.2 影响活度测量的因素	26
2.3 SGS 系统放射性活度测量简介	28
2.3.1 SGS 装置的组成	28
2.3.2 SGS 系统的测量原理	31

2.4	探测效率的蒙特卡罗模拟.....	32
2.4.1	探测效率的物理意义.....	32
2.4.2	探测效率的刻度方法.....	33
2.4.3	三种探测效率刻度方法的比较.....	34
2.5	本章小结.....	34
第三章	探测效率的数值计算方法.....	36
3.1	计算模型.....	36
3.2	数值计算结果.....	39
3.3	实验验证.....	41
3.4	本章小结.....	42
第四章	SGS 测量位置的选择的研究.....	44
4.1	传统 SGS 测量结果误差.....	44
4.2	探测器偏心距对检测结果的影响.....	47
4.3	核动力厂废物桶实际测量中常见密度下对应最佳探测器偏心距.....	52
4.4	实验验证.....	54
4.5	本章小结.....	55
第五章	总结及研究展望.....	57
5.1	论文研究结论.....	57
5.2	研究展望.....	58
参考文献	60
致谢	67

第一章 绪论

1.1 研究背景及意义

为了调整能源结构，并且缓解化石燃料燃烧对环境造成的压力，核能发电开始受到广泛的关注。《“十二五”国家战略新兴产业发展规划》中，明确的提出要加快发展技术成熟、市场竞争力强的核电等新能源，明确了产业重点发展方向以及主要任务^[1]。根据相关数据的搜集整合和估计，截止 2014 年底，我国建成并且投运的核电机组一共有 22 台，装机容量约为 2010 万千瓦，约占全国发电总量的 2.1%；在建的核电机组共有 27 台，装机容量为 2845 万千瓦。到 2020 年为止，我国在运核电装机容量将会达到大约 5800 万千瓦，而同时，在建的装机容量将会达到 3000 万千瓦^[2]。（以上数据均来自中国核能行业协会）。

由于核电事业在我国的快速大力发展，煤炭等能源的使用有了相应的减少，我国的能源结构得到了一定的调整，大气环境也得到了相应的改善，同时，还能够促进科技进步，促进整个核工业体系的快速前进，但快速发展核电在给我们带来便利的同时，也存在着许多的弊端，产生了很多亟待解决的难题，例如放射性废物的大量产生和堆积。这些堆积的含有放射性的废物以化学方法、生物方法或者物理方法是十分难以消除的，若要降低这些放射性废物的放射性活度，仅能依靠它们自身的衰变或者核反应嬗变^[4]。

另外，在核工业中，在每一个工业环节或者其他任何使用或者接触放射性物质的各种活动中，都有可能产生放射性废物。比如反应堆的运行、核燃料以及核废物的运输与核废物的处理过程、核武器生产和实验过程以及核设施的退役过程等等^[3]。这些放射性废物可以根据半衰期和放射性活度水平，被分为以下四种类型：豁免废物、低水平放射性废物、中水平放射性废物和高水平放射性废物^[5]。根据 2002 年到 2012 年的统计值，我国几个重要压水堆核动力厂最终年放射性固体废物产量如表 1-1 所示。

表 1-1 我国各核动力厂最终年放射性固体废物产量（2002—2012 统计值）
Table1-1 Annual production of radioactive solid waste in China's nuclear power station
(Statistics from 2002 to 2012)

核动力厂	单机组电功率 (MW)	堆型	最终固体废物量 (m ³ /a)
------	----------------	----	-----------------------------

大亚湾	984	PWR	70.5
秦山二期	600	PWR	95
岭澳	990	PWR	59.5
三门	1250	PWR	44
海阳	1250	PWR	54.8
台山	1770	PWR	76.2

在我国核动力厂日常运行中产生的放射性废物中，从产生的废物份额来看，高放射性水平的废物比低、中放射性水平废物的产量要高一些，但是从产生的废物体积量来看，低、中水放射性废物的体积要远远高于其他的方放射性水平废物，大约高达 95% 左右。这些低、中放射性废物主要由以下几个部分组成：“软废物”，即用过的手套、口罩、衣物以及用于核设施建设的泥土；废弃设备、仪表、过滤器等；液体固化物^[6]。根据以上数据，一个百万千瓦的压水堆即最最终年放射性固体废物产量约为 68m³，那么截止 2020 年，全国核动力厂一年产生的低、中水平放射性废物将达到将近 6000m³。

放射性废物产生后，存于水泥桶或者金属桶中，并放置于核动力厂的废物暂存库等待最终处置^{[7][8][9]}。根据中华人民共和国国务院令《放射性废物安全管理条例》第二十三条，放射性低、中水平放射性固体废物处置设施关闭后应满足 300 年以上的安全隔离要求^[10]。因此，在对这些放射性废物进行最终处置之前，必须对其进行定性分析和定量分析，以确保其放射性活度达到最终处置的放射性活度标准要求。而随着我国核电事业的快速发展，势必将有越来越多的低、中水平放射性废物产生，这些放射性废物大量贮存在核动力厂的废物暂存库内，若得不到及时的处理，可能成为影响和动力厂安全运行的隐患。

目前，我国仅有两个低、中水平放射性废物处置场在运行：

表 4-2. 已运行低、中放废物处置场的容量和现状

Table4-2. Capacity and status of operated disposal sites Of low-medium level radioactive waste

处置场	西北低、中放废物处置场	广东北龙低、中放废物处置场
持证单位	中核清原环境技术工程有限责任公司	广东大亚湾核电环保有限公司
规划设计容量	200000m ³	80000m ³
已建成容量	20000m ³	8800m ³
已接受废物总量	8553m ³	1267m ³
已接受废物活度	4.53E+13Bq	3.48E+13Bq

废物主要来源	部分退役废物和核设施低、中放废物	大亚湾电厂、岭澳电厂运行产生的低、中放废物
--------	------------------	-----------------------

我国核电事业的逐步发展，导致放射性废物的产量逐年增加，新产生的废物加上历史上遗留下来的放射性废物，给我国放射性废物管理和处置带来了巨大的挑战和难题。为了加强对放射性废物的管理，放射性废物处置的发展必须与核电发展的步调保持协调一致^[11]。

在放射性废物处置的各个环节我国都制定了相关的标准：

根据《GB11928-1989 低、中水平放射性固体废物暂时贮存规定》文件，应尽可能根据放射性废物的物理和化学特点，比如放射性比活度、半衰期、毒性以及废物处理的要求等等进行分类，分别存入处置库；

根据《GB11806-2004 放射性物质安全运输规程》文件，对于放射性核素的基本限值 and 放射性货包的内容物限值也有相关的规定；

根据《GB16933-1997 放射性废物近地表处置的废物接收准则》，对废物包装体内放射性废物的比活度限值进行了规定，另外，主管部门或者处置场营运单位可以授权某个有资格的部门或者单位对放射性废物包装体进行破坏性或者非破坏性抽查，其中，包括对总 $\beta - \gamma$ 以及总 α 放射性活度、主要放射性核素及其比活度的抽检。

可见，放射性废物的准确测量对于废物处置来说是一个关键环节。在对低、中放射性水平测量的过程中，包括废物产生的单位对放射性废物包产生过程的质量控制、监管单位对放射性废物包的抽样性检查以及处置接收单位对即将送到最终处置场的放射性废物包的质量验收这三个环节^[12]。

面对如今核电项目建设速度加快和废物产生量逐年增加的情况，必须加快对提高核动力厂低、中水平放射性废物测量精度的研究，对其进行准确的鉴别与测量，获得放射性废物内所含核素及其放射性活度，为其暂存、运输和最终处置的方案制定提供科学依据，以确保放射性废物最终处置的顺利进行。

核动力厂日常运行中产生的低、中水平放射性废物中含有未知量的各种放射性核素，桶内介质和放射性物质组成复杂多变，平均密度变化范围非常大，空间分布极其不均匀，物理和化学形态十分复杂，如果采用传统的抽样化学分析方法进行检测，其结果很难具有代表性，必然带来极大的人为不可控误差。

目前，对于放射性废物桶的测量方法有很多种，从测量结果和工作繁琐程度方面考虑，无损分析方法（Non-Destructive Assay）暂时是最为理想的选择，五旬分析方法简称 NDA^{[13][14]}。所谓无损分析方法总的来说就是对材料或者制件进行以

下几个方面的工作：对宏观的缺陷进行检测，对待测样品的几何特性例如形状尺寸等进行测量，对待测样品的物理结构和互学组成或者力学性能变化进行评定，进而对待测样品的特定应用的适用性进行一个综合性的评价。

NDA 技术最早始于美国的曼哈顿工程，到目前为止，NDA 技术根据其测量原理的不同，可以分为以下几种类型：例如射线检测、磁学方法检测、声学方法检测、微波与介电测量检测、电学方法检测、热学方法检测、渗透检测与渗漏检测、光学方法检测，等等。其中，射线检测是最常用的技术之一，且常被应用于核安全保障和核材料管理领域。

无损射线检测方法对核废物测量中的应用主要利用了放射性废物中固有的放射性（比如 X 射线， γ 射线， α 射线以及中子等）和外部核反应（比如中子反应， γ 反应等）激发放射性测量从而达到分析的目的^[15]。利用这种方法对放射性待测样品进行监测，可以在不损坏其物理形态和化学形态的前提下实现对待测样品的定性测量和定量测量，克服了化学分析方法取样不具有代表性的难题。

国际上，除了研究和发展核电技术，为了更好的研究放射性废物的检测技术，成立了专门的研究机构。包括美国的美国材料表征中心、美国材料以及试验协会等等^[13]。而在国内，早期鲜少发现对于 NDA 检测的相关研究，在上个世纪九十年代，相关的研究才逐步被发展起来。因此，目前，NDA 方法仅在少数几个核动力厂得到了应用，核动力厂中对低、中水平放射性废物的测量采用的 NDA 方法主要为分段 γ 扫描技术（Segmented Gamma Scanning），简称 SGS。

美国的洛斯阿拉莫斯国家实验室（LANL）的 J.L.Parker 等人于上世纪七十年代初最早提出分段 γ 扫描技术这一技术^[16]错误!未找到引用源。为了满足这一假设前提，在测量过程中，放射性废物桶以中心轴为轴线进行匀速的自旋转，对段层作为体源进行效率刻度后，通过计数率与探测效率的关系，可以得到待测样品内的放射性活度。

对于 SGS 装置实验，探测器的探测效率刻度是测量的核心。在 SGS 中，由于废物桶匀速旋转，点源可被视为环源，不同半径的环源对探测器有不同的探测效率，这是造成 SGS 对非均匀样品探测误差的主要原因。对此，有学者提出改进型 SGS 技术，将核素等效为一个线性环源，采用两个探测器对环源进行定位，获得等效半径，从而能准确计算环源的探测效率，并重建出核素的活度。该方法在有限个数的点源情况下探测精度较 SGS 有很大提高，但是针对点源数量较多的情况没有深入研究。

环源对探测器的探测效率随环源半径存在变化。SGS 由于均匀分布假设，采

用的是这些探测效率的平均值。如果上述变化的幅度较大，那么源的位置会造成真实的探测效率与平均值之间有很大的偏差，造成较大的探测误差。探测效率随源半径变化规律主要同废物桶内填充物质的密度、核素的种类、探测器对废物桶的位置有关。其中，测量中能够进行人为设定的是探测器对废物桶的位置。在传统的 SGS 中，探测器是正对废物桶的桶心进行测量。如果将探测器对废物桶进行适当的偏心，桶内环源的探测效率同源半径的分布会发生变化，尤其存在变化幅度减弱的现象，此时源的位置不再大幅影响 SGS 探测误差，这有助于提高 SGS 的探测精度。

本研究将对环源探测效率随环半径的分布规律进行研究，分析不同填充物质密度、核素能量下探测效率与探测器偏心距以及准直器形状和尺寸之间的关系，从而在 SGS 测量中设置探测器的偏心位置以获得最佳的探测精度。该研究既具备科学意义，同时又具有一定的实际工程价值。

1.2 国内外研究现状

核技术作为一种新型高效的计数，在二十世纪四十年代之后被各大国所关注。为了能够更好的发展核能，许多大型的核设施接二连三的被建起。与此同时每年会产生大量的放射性废物和放射性残料，这些放射性物质对环境和公众安全都造成了一定的影响。

为了保证环境已经核设施周边公众的安全，美国国会特地立法，针对这些放射性废物桶进行安全的处置。在上个世纪末期，经过美国能源部统计，美国国内已经堆积了数以百万计的放射性废物桶。在对这些放射性废物桶进行最终处置之前，要求对放射性废物桶进行定量分析和定性分析，获取桶内放射性核素的特性数据，即种类以及放射性活度，以确保其放射性水平达到了最终处置的限值^{[29][30]}。对废物桶的测量主要集中在对桶内放射性核素放出的 γ 射线的测量。放射性废物桶的 γ 射线扫描技术于二十世纪七十年代快速的发展起来。其中，美国的洛斯阿拉莫斯国家实验室（Los Alamos National Laboratory, LANL）的 J. L. Parker 等人首先提出了分段 γ 扫描技术（Segmented Gamma Scanning）^[31]。在最初的 SGS 测量系统中，放射性废物桶沿高度方向被平均划分为若干个层段，并假设每一个层段内填充物和放射性物质几何分布均匀且密度分布均匀，探测器轴线与放射性废物桶中心轴处于同一个平面上。在对每一个层段进行测量的时候，放射性废物桶高度方向上静止不动，进行匀速的自旋转，已达到桶内分布均匀化的假设。探测器

通过测量得到放射性废物桶每一个层段内的计数率，根据计数率以及在测量之前刻度到的探测器的探测效率以及自吸收校正因子之间的关系，可以得到放射性废物桶内该层段的放射性核素种类和活度，对每一个层段内的放射性活度进行求和，即可以得到整个废物桶内该放射性核素的放射性活度。在废物桶均匀化的假设前提下用 SGS 系统进行测量对于非均匀低密度填充物或者高密度均匀填充物的被测样品是十分有效的，但是对于桶内密度分布十分不均匀且密度较高的工况下，SGS 系统的测量结果存在很大误差，这些误差主要来自于以下三个方面：放射源在废物桶内的非均匀分布^{[32][33]}；放射性废物桶内填充物质的非均匀分布^{[34][35]}；放射性物质自身的自吸收以及废物桶与探测器在测量过程中的相对位置^{[36][37]}。因此，初期的 SGS 系统在对放射性废物测量的过程中存在一定的局限，后续的学者和专家为了提高 SGS 系统的测量精度做了一系列相应的研究。

由于在 SGS 系统测量过程中，探测器是分别对放射性废物桶的每一个层段进行测量。探测器的可视范围不能百分百保证仅仅局限于待测层段中，因此，考虑到 SGS 系统测量过程中每一个层段的放射性粒子之间串扰影响，包括端部效应，即当探测器在对放射性废物桶的最上一层和最下一层进行测量的时候，由于探测器的可视范围没有被填满，可能导致测量得到的计数率偏低，G. A Sheppard 等学者提出用求解矩阵方程的算法来计算放射性废物桶每一个层段内的放射性核素的活度，同时给出了几种矩阵方程解法的优劣性，如奇异值分解法、代数迭代法和极大似然期望最大化法等等，结果显示代数迭代法以及极大似然期望值最大化法在不同的合度分布情况下可以得到比较精确的结果^[38]。

T. Q. Dung 等学者提出了放射性废物桶和探测器的相对测量位置、线性衰减系数以及放射性废物桶的体积等因素均会影响 SGS 系统的测量精度，导致 SGS 系统的计算结果存在较大误差。因此，提出了基于放射性废物桶内放射源分布已知的条件下的计算模型，有效的提高了 SGS 系统的测量精度。但是其计算模型中放射性废物桶的密度比较低，不能很好的涵盖各个密度区间的放射性待测样品^[33]。

A. G. Espartero 等学者围绕该课题开发了多探头小体积的放射性活度测量系统，把 SGS 测量技术应用在医疗中心运行过程中产生的小体积低放射性水平放射性废物的测量中。这种测量系统能够对平均密度在 $0.05\text{-}0.6\text{g/cm}^3$ 范围内放射性废物进行测量，且测量结果表明该系统的灵敏度比较好^[39]。

由于在对放射性废物桶的测量中，桶内发出的射线被探测器探测到之前会经过桶内介质的吸收，因此必须对这种自吸收进行校正，对探测器的探测效率进行准确的刻度。

美国洛斯阿拉莫斯国家实验室和国家标准局一起合作, 研制出了专门用于 SGS 系统刻度的铀标样和钚标样^[31]。但是对于大体积均匀的标样制作起来比较困难且不利于运输和贮存, G. A. Sheppard 等学者提出了一种替代性的测量方法, 即利用标准点源来代替标准源来进行探测器的效率刻度, 该方法利用了探测器的二维响应归一化函数以及标准点源的计数率来进行积分, 从而得到刻度探测效率。另外, 为了近似模拟放射性活度均匀分布的待测样品, Liang. J. H. 等人提出可以将 6 根或者 7 根棒状源插入到废物桶的不同半径的位置^[41], 当放射性废物桶匀速旋转的时候, 这些棒状源可以被视为圆柱面形的薄壳源, 称为壳状源方法。该方法将放射性废物桶内放射性分布均匀化的程度与棒状源的位置有关, 尤其当棒状源处在靠近废物桶边缘的位置, 另外, 还和桶内填充物质的密度以及放射源的射线能量等等有关。除此之外, Liang. J. H. 还将蒙特卡罗方法和解析方法相结合, 从理论上研究了上述效率刻度方法的可行性, 计算结果表明将探测器简化为点探测器对效率刻度结果的精度影响是可以忽略不计的^[42]。但是壳状源方法中由于棒状源的数量比较少, 并不能完全模拟均匀待测样品, 而且其模拟结果受到贴近废物桶边缘位置的设定影响, M. Bruggeman 等学者提出通过实验测量探测效率随着棒状源设定位置的变化曲线, 对曲线进行拟合之后通过积分计算待测样品的探测效率^[43]。在这个基础之上, S. Croft 等学者利用壳状源方法对一套 SGS 测量系统进行了探测效率的刻度, 并给出了不同核素在不同密度的填充物质情况下的效率刻度结果, 结果显示该方法拥有较好的精度^[44]。Tran Ha Anh 等学者对 SGS 测量系统的探测效率刻度提出了新的改进方法, 将每一个层段划分为一系列环状放射源, 探测器对每一个环状线源进行测量, 估算其探测效率, 该方法排除了放射性废物桶的均匀分布假设, 比起传统的 SGS 测量系统, 减小了系统误差^[37]。

随着蒙特卡罗技术的发展, 现场无源效率刻度软件 (ISOCS) 开始被关注, 人们开始利用蒙特卡罗技术对探测器进行无源效率刻度。其中, 堪培拉公司 (Canberra) 和奥泰克公司 (Ortec) 均利用无源效率刻度软件对探测器进行效率刻度。对于放射性均匀分布且填充介质为轻质材料的放射性废物桶, 堪培拉的 WM2900 废物分析系统可以对密度高达 1g/cm^3 的 200L 废物桶进行测量, 其测量结果不确定度为 $\pm 20\%$; 而奥泰克公司的 AURAS-300I 桶装放射性核废物检测计数器的测量结果不确定度在 $\pm 10\%$ 以下。但是该不确定度仅限于桶内分布均匀的假设条件下。另外, 欧洲的其他一些研究机构也开发了相应的 SGS 测量系统, 比如德国的尤利希研究中心开发了 Gernod II, 意大利开发了 SRWGA 系统, 比利时的 SCK 研究中心开发的 SGS 测量系统等等^[26]。

由于我国核电事业起步比较晚，对辐射防护和放射性废物的管理认识也比较模糊，因此对放射性废物桶的测量研究一直没有大规模进行。国内中国原子能科学研究院首次对低、中水平放射性废物桶的非破坏性测量着手进行研究，在借鉴国外技术的前提下，于 1994 年研制出了第一台分段 γ 扫描样机^[46]，也开发了相应的数据获取和数据处理软件系统^[45]。但对 SGS 系统侧研究注重的是算法上的研究，对后续的应用改良并未做过多的研究工作。因此，到目前为止，我国采用的非破坏性分析桶装废物成套仪器设备几乎全是国外进口的，而针对我国核动力厂产生的低、中水平放射性废物桶的分段 γ 扫描测量技术的研究在过去的时间内进展也一直较为缓慢，上海交通大学的刘诚等人自主设计开发了一套 SGS 测量系统，并在做实验过程中发现在使用 SGS 系统对放射性废物桶进行测量的过程中，探测器和放射性废物桶的相对测量位置与探测器测量到的计数率有对应关系，在此基础上提出了基于等效半径校正的双探测器改进型 SGS 技术^[47]。兰州大学的苏荣波在传统 SGS 的基础上，提出了两个自定义参数——吸收因子和计数校正因子分别提高对探测效率拟合的精度和对串扰现象的校正，通过实验验证表明在放射源随机分布且介质密度变化范围较大的情况下，使 SGS 系统测量误差在 $\pm 20\%$ 之内，解决了大部分的桶装废物的测量问题^[48]。

1.2.1 准直器设计的研究现状

由于在使用 SGS 系统对放射性废物桶进行放射性活度的测量时，对放射性废物桶每一层段的测量过程中难免会出现段层之间的串扰影响，准直器的深度选择会影响探测器的测量视野内的射线信息是否仅来自于与准直器张口对应的当前层段，一般都需要考虑临近层的射线干扰。而一个合适的准直器可以有效的降低段层之间的串扰影响给 SGS 系统测量带来的误差。因此，为 SGS 系统选择合适的准直系统可以适当的降低段层之间的串扰影响，保证探测效率刻度的准确性。

Roland. R. Benke 等人在不考虑使用准直器的“阴影区”对探测效率的影响前提下，对核素深度分布建立了绝对测量方法^[58]。所谓“阴影区”即准直器不能完全屏蔽而在探测器中产生的额外计数率的区域，在测量结果的不确定度评定中也并没有考虑这种影响。而探测器的准直器设计，除了要考虑空间分辨率、灵敏度、深度相应、焦距以及孔壁穿透率等等的因素，还要考虑准直器中准直孔的形状以及屏蔽厚度的影响，从而降低“阴影区”对测量结果的影响^[59]。

对探测器准直器的研究国内近几年才逐步兴起，肖雪夫和吕峰等人采用蒙特

卡罗方法和技术,针对不同形状的准直器,对放射性废物桶内各个像素内的纵向效率的最大百分差进行了模拟计算,并根据计算结果选择了棱形准直器作为 TGS 中探测器的准直器形状^[50]。

成都理工大学的丁逸仙,刘明哲等人利用蒙特卡罗软件建立测量模型,研究了放射性废物桶在测量过程中处在不同位置时,前置平板准直器两个平板之间的不同间距对探测器相对计数率的影响,并给出了针对不同密度区间的放射性废物桶最适宜的前置平板准直器板间距^[49]。

中国原子能科学研究院的张良通过模拟门式准直器和孔式准直器工况下的探测效率刻度,建立了一套可用于事故条件下应急航空监测的带屏蔽体和准直器的 HPGe 探测器系统,这套系统可以满足核事故早起的核素识别、放射源定位、事故烟羽轮廓估计以及活度浓度估测方面的要求,该研究证明这两种准直孔的效果区别主要体现在角响应上^[54]。

中国原子能科学研究院的郜强和步立新基于传统的 SGS 测量系统装置的测量原理,并结合 SGS 系统探测器准直器设计的基本原则,通过改变准直器开口高度和深度以及准直器材料,设计建立了一套 SGS 系统准直器的优化设计方法^[51]。

西安核技术研究所的张忠兵和张显鹏等人利用蒙特卡罗程序,对准直孔分别为圆柱形直孔和锥形孔的情况下探测系统的辐射屏蔽效果进行了模拟计算,根据计算结果设计优化了圆柱形直孔+锥形孔的准直器结构,但是该研究主要针对的是脉冲中子测量^[55]。

以上研究均局限在基于一个维度对 SGS 系统探测器准直器本身的设计与研究,并未同时考虑同时对多个维度的尺寸进行优化,将各个维度的修正因子结合起来进行研究,且并没有针对核动力厂产生的低、中放射性水平废物桶的特点进行相关的研究。因此准直器优化对探测效率刻度精度的提高有限,并未在可行范围内实现对探测器效率刻度精度提高的最大化。

1.2.2 相对测量位置的研究现状

Jon R. Hurd 等学者为了研究 SGS 测量系统的误差来源,分别从端部效应、刻度样品的不均匀性、在转动平台的偏心位置这三个方面,研究了 SGS 测量系统的测量误差,最后得出结论:废物桶的非均匀性是导致 SGS 测量系统的测量结果误差的最主要原因^[52]。

针对 208L 的放射性钢桶,Tran Quoc Dung 等学者基于放射性核素分布以及填

充物品分布的不均匀性、填充物品的密度、探测器到废物桶的距离等几个落脚点研究了 SGS 测量系统的探测误差,发现 SGS 测量误差可从-80%到 300%以上^[33]。

而另外, R.J. Estep 等人也指出,对于分布不均匀的待测样品, SGS 测量系统的误差可能达到 100%以上,因此,目前为止, SGS 测量系统只适用于低密度待测品,或者中高密度的均匀样品^[53]。

中国原子能科学研究院的王仲奇和卢文广研究了两类反映实际费均匀样品特点的均匀样品,即放射性物料同心放置和放射性物料偏心放置的情况,该研究给出了放射性废物桶内放射性物料与探测器轴心有偏差的情况, SGS 系统均匀化分析方法得到的计算结果与实际含量之间的偏差情况。该研究表明,放射性废物中心轴线与探测器轴心的偏移程度会影响 SGS 系统的测量精度^[57]。

1.3 蒙特卡罗方法及 MCNP 程序

由于传统的经验方法并不能逼近真实的物理过程,为了解决核武器的研制过程遇到的计算问题,在二十世纪四十年代中期,随着原子能事业以及电子计算机技术的发展,蒙特卡罗技术(Monte Carlo)被快速的发展起来。该方法能够真实的模拟实际物理过程,所以解决的问题符合实际,能得到良好的结果。

1.3.1 蒙特卡罗方法原理

蒙特卡罗计算软件由美国的 Los-Alamos 国家实验室进行编写,蒙特卡罗程序可以实现光子相互作用、电子运输过程、X 射线和韧致辐射的产生的计算模拟。蒙特卡罗程序提供了针对一个广泛能量范围内,相互作用界面以及光子散射角均不同的情况下的模拟,同时,提供了连续能量数据库以及离散能量数据库。在使用蒙特卡罗程序时,需要根据粒子输运模型编写输入文件,文件内容主要包括了放射源和探测器的几何结构,放射源的信息如粒子类型、粒子能量和射线发射角等,各种介质的组成,以及和粒子发生作用的材料信息等等。

蒙特卡罗方法根据事物运动的几何数量以及几何特征,以概率模型为基础,利用数学方法进行计算,得到问题的近似解。主要分为以下三个步骤:首先是构造或者描述概率的过程;其次实现从已知概率分布抽样;最后建立各种估计量^[18]。蒙特卡罗方法可以通过给定的公式以及抽样方法,得到所要求解的某现象发生的几率或者某个随机参数的期望值,,经过大量的数字模拟实验,可以进一步得到近

似的真实解。

对于要求解决维度较多的计算问题，或者参算因素比较复杂的问题，蒙特卡罗方法比一般的计算方式要简单。蒙特卡罗方法主要通过采用随机采样的方法，追踪目标对象，模拟粒子的运动和运输过程，同时给出统计涨落的规律。该方法程序结构清晰简单，而且不会受多维系统和多因素等复杂性的限制，应用灵活性非常强。

许多学者都认为在使用蒙特卡罗方法刻度半导体探测器的探测效率时，存在许多因素造成的误差，这些误差对测量结果的准确性带来了很大的影响。造成这些误差的原因包括探测器组成结构的实际几何尺寸，尤其是灵敏体积的尺寸、半径以及冷指井的尺寸等于商场提供的信息误差。因此，在进行探测效率的模拟计算时，建模的准确性非常重要，蒙特卡罗程序的模拟计算结果与实际实验测量结果相结合，可以有效的测量获取对探测器实际几何尺寸，从而提高探测结果的精度。

1.3.2 蒙特卡罗方法在放射性探测技术中的应用

在核技术的应用中，蒙特卡罗主要应用在如下几个研究方向：反应堆物理计算、辐射剂量学、核探测方面。

（1）吸收剂量和相关参数的计算

对于辐射剂量学，蒙特卡罗方法能较好的适应粒子在几何形状和尺寸均十分复杂的，非均匀介质中能量沉积的计算，其应用最广泛的一个方面就是计算粒子在物质中任意位置处的吸收剂量。尽管其计算速度较慢，耗时较长，并不能很好的达到某些应用的要求，但是对于对计算速度要求不高的问题计算中，蒙特卡罗方法有着高准确性和可靠度的优势^[19]。

（2）在反应堆物理中的计算

蒙特卡罗计算方法在进行反应堆物理的相关计算中，可以进行对反应率、中子通量、热功率、有效增值系数、能量沉积以及燃耗等参数的相关计算。在模拟过程中，传统的方法是利用理论公式计算中子通量，而蒙特卡罗方法并不是直接求解一个明确的方程，蒙特卡罗方法通过模拟数量较多的粒子输运过程，进而记录下这些粒子的最高几率行为特征，从而得到输运方程的解^[20]。

（3）探测器对 γ 射线的探测效率的计算

在使用探测器对 γ 射线进行测量的过程中，一个重要的问题是确定探测器的

灵敏体积对 γ 射线的探测效率。当 γ 射线的光子进入到探测器的灵敏体积之后，与灵敏体积发生反应，进而产生次级光子以及电子，电子-正电子在粒子运输过程中，有可能发生电子对效应，进而产生光子。

综上所述，光子-电子的耦合运输过程十分复杂，使用常规的数值方法难以进行准确的计算。而利用蒙特卡罗方法，则可以真实的对这种粒子运输的复杂物理运动过程进行模拟，所以蒙特卡罗方法成为了解决此类问题的有效工具^[17]。

1.4 本课题的研究内容

1.4.1 研究目标

结合探测器偏心位置的设置和探测效率计算公式推导，提出一种能显著提高 SGS 系统探测效率刻度精度的测量方案。

1.4.2 研究内容

- (5) 研究传统的 SGS 测量系统在进行探测效率刻度时，放射源在废物桶内不同位置对探测效率精度的影响规律；
- (6) 研究探测器和废物桶相对位置的偏移程度对不同工况下 SGS 系统探测效率刻度精度影响的规律；
- (7) 推导出不受到准直器形状影响的探测效率数值计算公式，通过计算结果与蒙特卡罗计算结果和实验结果对比，证实了公式的可靠性，在不影响探测效率刻度精度的前提下，提高了探测效率刻度的效率；
- (8) 给出 SGS 系统对核动力厂日常中低放射性废物桶测量中，不同情况下令探测效率刻度精度最高的探测器偏心距。

1.4.3 研究方案

- (1) 数值模拟。通过建立核动力厂 SGS 系统对中低放射性废物桶测量进行建模，并使用软件对其进行不同工况下的探测效率刻度计算。
- (2) 实验验证。通过实验验证模拟数据的可靠性。
- (3) 提出一套能有效提高 SGS 系统探测效率刻度精度的系统改进方案。

1.4.4 技术路线

- (1) 使用蒙特卡罗方法, 结合核动力厂中 SGS 系统对中低放射性废物桶测量的实际情况进行建模。
- (2) 计算传统 SGS 系统在对中低放射性废物桶测量的探测效率刻度过程中, 放射源在桶中不同的位置模拟得到的探测效率。
- (3) 推导出不受到准直器形状影响的探测器的探测效率数值计算公式, 并将结果与蒙特卡罗方法的计算结果进行对比, 验证公式的准确性。
- (4) 将数值计算结果与实验结果进行对比, 验证公式的可靠性。
- (5) 结合模拟计算和实验验证的结果, 掌握探测器偏心距对探测效率刻度精度的影响规律, 提出一套能提高 SGS 系统探测效率刻度精度的测量方案。

第二章 放射性活度测量的基本原理

在对 γ 射线的测量过程中，其机理是利用放射性核素的特征 γ 射线与物质的相互作用来分析放射性废物中所含放射性核素的种类和活度。放射性核素普遍存在于自然界中，尤其是人类在工业生产或者科学实验中产生的大量放射性核素会威胁到环境以及社会人民群众的日常生活。在对核动力厂低、中水平放射性废物桶的测量过程中，根据射线的特质， α 射线和 β 射线能够较好的被介质以及废物桶壁吸收和屏蔽，因此一般不需要进行测量。对低、中水平放射性废物桶的测量主要集中在对 γ 射线的测量上。

本章主要介绍了如果用探测器对 γ 射线进行测量，以及本论文中涉及到的 SGS 测量系统的相关内容。

2.1 γ 射线与物质的相互作用

光子是不带电的中性粒子，它不能像带电粒子一样，与原子发生作用，产生电离与激发，在这个过程中光子的能量不断被损失。对于单个光子，它是否与物质发生相互作用，是一种概率事件。光子穿过物质只存在两种情况，一是不发生任何作用而穿过物质，二是与物质发生作用，入射光子的全部或者部分能量转换为所产生的次电子的能量。

光子在介质中沉积能量（即将能量转换给次电子）的三种主要作用机制有：光电效应（Photoelectric Absorption）、康普顿效应（Compton Scattering）和电子对效应（Pair Production）^{[21][22][23][24][25]}。上述提到的过程中，入射的光子的部分或者全部能量将转换成次电子的能量，于此同时，入射的光子消失不见，或者发生了散射，改变了能量和运动方向。

2.1.1 光电效应

当 γ 光子与物质原子周围的束缚电子发生相互作用的时候，该 γ 光子把全部的能量都交给这个电子并消失，使该电子脱离原子的库仑力而发射出去，出来的电子叫做光电子，而这种过程被称为光电效应。其过程可用图 2-1 表示。

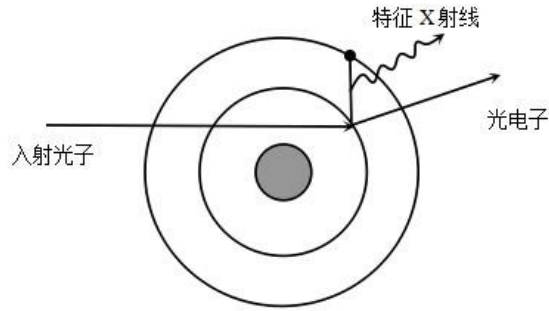


图 2-1. 光电效应示意图

Fig. 2-1 Schematic diagram of photoelectric effect

为解释这一现象，爱因斯坦提出了光量子理论。假设光的能量在空间的分布是不连续的，呈能量子的状态，这些能量子只能被整个的产生和吸收，称为光量子（即光子）。光子的能量为 $E_\gamma = h\nu$ 。之后，爱因斯坦进一步提出光子的动量为 $\vec{p} = \hbar\vec{k}$ ，其中， \vec{k} 为光子的波矢。

入射 γ 光子能量的一部分被光电子在脱离原子核束缚过程中吸收及称为反冲原子的动能，另一部分被光电子吸收变成动能。因此，光电效应的栋梁和能量守恒方程分别为：

$$\hbar\vec{k} = \vec{p}_e + \vec{p}_a \quad (2-1)$$

$$h\nu = \hbar\omega = E_e + E_a + B_i \quad (2-2)$$

式中， \vec{p}_e 和 \vec{p}_a 为光电子和反冲原子的动量； E_e 和 E_a 为相应的动能。由于 $E_a = E(m_0/M)$ ， M 为原子质量，通常可以将 E_a 忽略不计。所以，光电子动能 E_e 就是入射的光子的能量 $h\nu$ 与该束缚电子所处电子壳层的结合能 B_i 之差：

$$E_e = h\nu - B_i \quad (2-3)$$

光电效应中，入射的 γ 光子不是与自由电子相互作用，而是与整个原子相互作用，考虑到动量守恒和能量守恒，这个过程必须考虑原子的反冲作用。 K 层电子在原子中被约束最为紧密，光电效应中击出 K 层电子的几率最大。光子在原子的 L 、 M 等壳层也会产生光电效应，但是对于 K 层而言， L 、 M 层的光电作用产生几率要小很多。进一步说，只要 γ 光子的能量大于约束电子的结合能，就会产生光电效应，包括外层电子。但是对于能量大于 K 层电子的结合能的入射 γ 光子，大概 81% 的光电子来自于 K 壳层。

光电效应发生时，从内层壳层发射出了约束电子，在这个壳层里就产生了空位，使原子处在激发状态，并通过发射特征 X 射线或者发射俄歇电子的方式退激。

光子与物质的原子作用时发生光电效应的几率，用光电效应截面表示，简称光电截面。光电截面的大小与入射粒子的能量大小以及吸收物的原子序数相关。总体而言，光电截面随光子能量增加而减弱，随物质的原子序数增大而明显的增大。

2.1.2 康普顿散射

康普顿散射又称为康普顿效应，是指入射光子与物质原子作用时，入射光子与轨道电子产生散射作用，将一部分能量传递给电子，电子脱离原子的约束射出，变成反冲电子，同时入射光子的能量被消耗掉，运动方向也随之发生改变，成为散射光子，如图 2-2 所示。

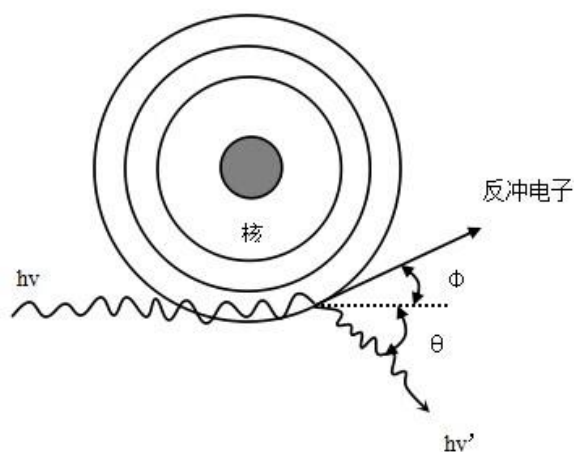


图 2-2. 康普顿散射示意图

Fig. 2-2 Schematic diagram of compton scattering

图中， $h\nu$ 及 $h\nu'$ 分别为入射的光子和散射的光子的能量， θ 为散射的光子与入射的光子方向的角度，这个角度被称为散射角， ϕ 为反冲的电子与入射的光子运动方向之间的角度，这个角度被称为反冲角。与光电效应区别的是，康普顿效应一般出现在约束最弱的外层电子上。

由于处在最外层的自由电子的结合能比较小，仅仅为 eV 量级，因此，可以认为，康普顿效应是入射的光子和处在相对静止的状态的自由电子的一种弹性碰撞，入射的光子的能量被反冲的电子以及散射的光子各自分配掉，根据能量守恒定律：

$$h\nu = h\nu' + E_e \quad (2-4)$$

根据动量守恒定律，入射光子动量等于散射光子动量和反冲电子动量之和，

即：

$$\vec{hk} = \vec{hk}' + \vec{p}_e \quad (2-5)$$

于是可得到沿光子入射方向和垂直于光子入射方向的动量守恒方程：

$$\frac{hv}{c} = \frac{hv'}{c} \cos \theta + p_e \cos \varphi \quad (2-6)$$

$$\frac{hv'}{c} \sin \theta = p_e \sin \varphi \quad (2-7)$$

式中 $\frac{hv}{c}$ 和 $\frac{hv'}{c}$ 分别为入射光子和散射光子的动量， p_e 为反冲电子的动量。

由式(2-5)、(2-6)和(2-7)，令 $\alpha = hv/m_0c^2$ ， $\alpha' = hv'/m_0c^2$ ，可得到下面三个重要的关系：

散射光子的能量：

$$hv' = \frac{hv}{1 + \frac{hv}{m_0c^2}(1 - \cos \theta)} \text{ 或 } \alpha' = \frac{\alpha}{1 + \alpha(1 - \cos \theta)} \quad (2-8)$$

反冲电子的能量：

$$E_e = \frac{(hv)^2(1 - \cos \theta)}{m_0c^2 + hv(1 - \cos \theta)} \text{ 或 } \frac{E_e}{m_0c^2} = \frac{\alpha^2(1 - \cos \theta)}{1 + \alpha(1 - \cos \theta)} \quad (2-9)$$

散射角 θ 与反冲角 φ 之间的关系：

$$ctg \varphi = \left(1 + \frac{hv}{m_0c^2}\right) \cdot tg \frac{\theta}{2} \text{ 或 } ctg \varphi = (1 + \alpha) \cdot tg \frac{\theta}{2} \quad (2-10)$$

可见，当入射光子能量不发生改变的时候，散射的光子的能量和反冲电子的能量会因为它们之间的散射角的变化而变化。同时，反冲角 φ 和散射角 θ 之间有确定的关系。

2.1.3 电子对效应

当入射的光子的能量高到一定程度的时候，它的运动轨迹经过原子核旁边时，这个辐射光子可能会因为原子核的库仑场作用变成为一个正电子-负电子对，如图2-3所示：

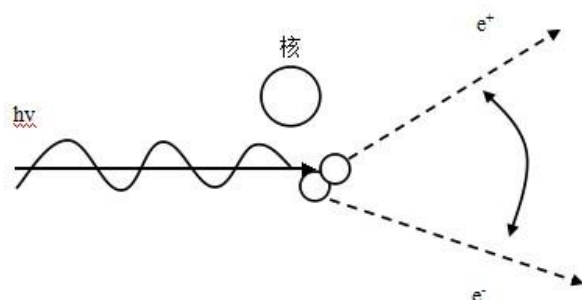


图 2-3. 电子对效应示意图

Fig. 2-3 Schematic diagram of electron pair effect

电子对效应过程中的动量守恒和能量守恒方程为：

$$\vec{hk} = \vec{p}_{e^+} + \vec{p}_{e^-} \quad (2-11)$$

$$h\nu = E_{e^+} + E_{e^-} + 2m_0c^2 \quad (2-12)$$

可见，仅在入射光子的能量至少为电子静止质量的两倍，即 $h\nu > 2m_0c^2$ 时，电子对效应才有可能发生。电子对效应在发生之后，入射的光子消失，消失的光子的能量被正电子-负电子对的静止质量以及正电子-负电子的动能所分配。当入射光子的能量为 $h\nu$ 时，正电子-负电子的动能之和是 $h\nu - 2m_0c^2$ ，该能量在电子与正电子之间随机分配，使电子或正电子的能量可取零到 $h\nu - 2m_0c^2$ 之间的任意值。

电子对效应和光电效应有一些类似的地方，即需要同时考虑入射的光子、电子对和原子核相互之间的作用，以保证能够同时满足能量守恒定律和动量守恒定律。在相互作用进程中，原子核必然受到反冲的作用，但是由于原子核的质量比电子大太多，原子核反冲的能量比较小，因此可以忽略不计。

为了满足动量守恒定律，光子消失后产生的电子-负电子对的运动方向与原来的入射光子的运动方向几乎一致。正电子-负电子的发射方向随着入射的光子的能量的增加而呈现前倾趋势。

电子对效应中，由于光子消失而出现的负电子以及正电子在运动介质中通过电力损耗以及辐射损耗而损耗能量。在吸收介质中，正电子的速度很快的被降了下来，并与运动介质中的电子发生湮没反应，这个反应会导致湮没光子的产生。湮没光子在介质中可能再发生相互作用。正电子-负电子对的湮没，可以看做高能光子在发生电子对效应的逆过程。

2.1.4 三种作用的比较

将入射光子和介质原子发生作用的总截面用 σ_γ 表示。按照概率相加的原理应当有：

$$\sigma_\gamma = \sigma_{ph} + \sigma_c + \sigma_p \quad (2-13)$$

当 $h\nu < 1.022\text{MeV}$ 时， $\sigma_p = 0$ 。

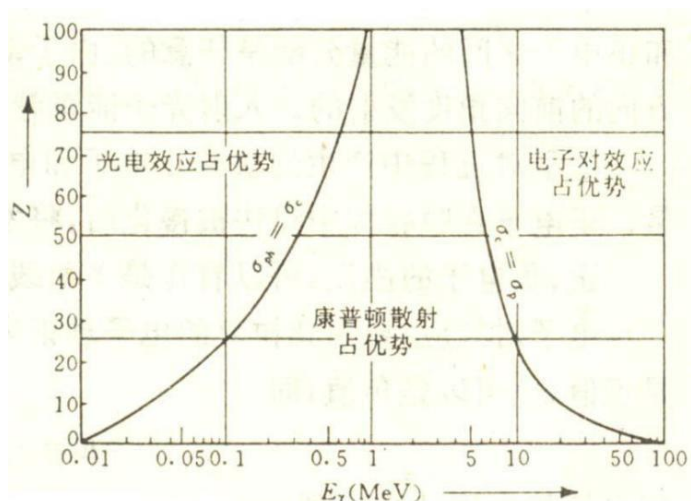


图 2-4. γ 射线与物质作用三种效应的比较

Fig. 2-4 Comparison of three effects between gamma-ray and substance

图 2-4 给出了在各种不同原子序数 Z 的材料中以及不同入射光子能量下，上述提到的三种效应的相对发生几率。两条曲线分别表示了两种相邻效应的截面刚好相等时候的 Z 和 $h\nu$ 值。这两条曲线划分出了光电效应、康普顿效应和电子对效应各占优势的三个区域，可以看出：对于入射能量较低的 γ 射线和原子序数比较高的吸收介质，光电效应发生的几率比较大；对于入射能量中等的 γ 射线和原子序数比较低的吸收介质，康普顿效应发生的几率比较大；对于入射能量比较高的 γ 射线和原子序数比较高的吸收物质，电子对效应发生的几率比较大。另外，三种截面都随着介质原子序数的增大而增大。

2.2 高纯锗探测器测量原理

通常对核动力厂低、中放射性水平废物桶的测量中，主要通过对放射性核素的 γ 射线能谱进行定性分析和定量分析。放射性测量具有多样性的特点，包括测量的对象、精度、准确度要求、测量的条件和环境的变化等等。在测量方法上也

存在一些共性的内容，针对一般的核工程技术以及核技术应用的范围，放射性测量任务主要可以分为以下几类：活度测量、辐射场量的测量、辐射能量或能谱的测量、辐射剂量的测量、时间的测量和辐射的空间分布测量和辐射成像。

半导体探测器是用半导体当做灵敏体积的一种辐射探测器。在这其中，高纯锗探测器对 γ 射线具有比较精确的探测效率，同时又能达到很高的能量分辨率。因此，在核动力厂中，高纯锗探测器常被用来测量放射性废物桶的放射性活度。

2.2.1 高纯锗探测器工作原理

高纯锗探测器拥有比较优良的能量分辨水平和探测效率，其能测量到射线能量跨度区间较大，一般从几个 keV 到几个 MeV。高纯锗探测器在工作机制上利用了带电粒子在半导体探测器的灵敏晶体内产生电子-空穴对，电子-空穴由于受到外加的电场作用，做漂移运动，所产生的电荷被收集起来而在输出回路上产生输出信号，为后面的电子学线路记录处理和分析奠定基础。总的来说，高纯锗探测器可以看成是一个在反向压力场下工作的晶体二极管，其等效电路如下图所示：

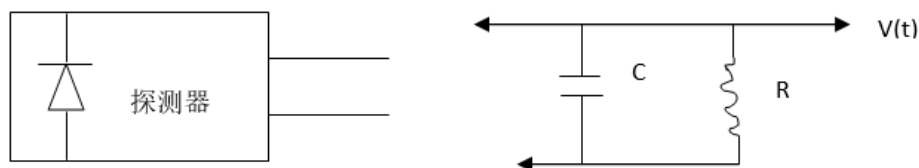


图 2-5. HPGe 探测器等效电路图
Fig. 2-5 Equivalent-circuit diagram of HPGe detector

如图 2-5 示意， c 为电容部分，其与电缆线的分布电容和前置放大器输入端特效电容相连接； R 为前端输入抗阻，负载电阻 R 的两端的脉冲信号 $V(t)$ 的上升前沿取决于探测器的电荷收集时间 t_c 。脉冲信号的后沿取决于外电路的 RC 常数，一般来说， RC 常数远远大于 t_c 。

2.2.2 影响活度测量的因素

在对低、中放射性水平废物桶进行活度检测时，能够直接观测到的是单位时间内记录的脉冲数，即计数率。但是这个计数率并不等于待测样品的活度，因为在进行检测的过程中，还存在一些其他因素影响活度测量，因此观察到的脉冲

数与放射性样品的活度为在一定条件下成正比的相对数值。必须对这些因素进行校正, 才能得到放射性样品的活度。而影响放射性测量结果的因素有以下几种:

1. 几何因素

由于在放射性检测过程中, 待测样品与大多数的探测器呈一定立体角分布, 因此最后射入到探测器晶体体积内的放射性粒子只是放射性样品放射出来的粒子的一部分。由脉冲数计算放射性样品的活度可以通过几何因子 f_g 来进行校正, 其中 f_g 为探测器灵敏体积在单位时间内接收到的的粒子数目与在同样的时间内放射性样品放出的粒子数目的比值。对于常见的几种情况的几何因子 f_g 已经制成表格, 可以在有关的手册查到。

2. 探测器的本征探测效率

进入探测器灵敏体积的一个入射粒子产生一个输出脉冲的概率被称为探测器的本征探测效率, 用符号 ε_{in} 表示。当探测器处于脉冲工作状态时, 探测器的本征探测效率为检测得到的粒子数和在相同的时间段内入射到探测器中的粒子数的比值, 本征探测效率的最大值可以达到 1; 当探测器处于电流工作方式时, 探测器的本征探测效率有一确定单位的量, 以反映输出直流量的大小。

3. 吸收和散射因素

在入射粒子到达探测器的灵敏体积之前一般会经过三种吸收层, 即放射性样品材料本身的吸收、放射性样品和探测器之间空气层的吸收以及探测器窗的吸收。

放射性样品材料本身对射线有时候会产生吸收, 发射的粒子在穿出样品之前被样品本身吸收掉一部分的现象被称为自吸收。对于放射样品所发射的射线, 可以被其周围的物质包括空气等散射, 散射对测量的结果也会产生影响。散射主要有正向散射和反向散射两种类型。其中, 正向散射使射向探测器灵敏体积的射线偏离而无法进入灵敏体积, 这种散射会减少计数率; 而反向散射使原本不该进入到探测器灵敏体积的射线经过散射后进入灵敏体积, 从而使探测器的计数率增加。

在一般的放射性测量中, 探测器到放射性样品的距离比较近, 因为正向散射的影响不大, 主要影响因素为反向散射。散射影响在对 γ 射线的测量中必须予以考虑。

4. 死时间

探测器的死时间主要表示探测器能够区分两个连续入射粒子的这个间隔时间的最小值, 也被称为分辨时间。在死时间之内进入到探测器灵敏体积的粒子无法被记录下来, 因此, 单位时间内实际记录到的脉冲数会小于单位时间内入射粒子产生的信号脉冲数。

5. 本底计数影响

在一般的放射性检测中，狭义的本底计数是指没有被测待测样品时检测得到的计数，本底计数主要来自于宇宙射线、环境中的射线以及探测装置中含有的放射性杂质的干扰等。

2.3 SGS 系统放射性活度测量简介

一般来说，核动力厂内产生的中低放射性废物会经过压缩或者固化之后贮存在钢桶和水泥桶内，SGS 测量系统利用废物桶内部放射性元素的 γ 衰变放出的放射性射线，通过与核素库内的信息进行对比，而确认放射性元素的种类以及活度。

2.3.1 SGS 装置的组成

SGS 系统主要由机械传动装置、待测物品的定位扫描系统以及自动测量控制系统三个部分组成。

(1) 机械传动装置

SGS 测量系统的机械传动装置组成部分为废物桶的转动支撑部分、废物桶的水平转动部分、探测器和放射性透射源的高度方向上平移支撑部分、准直板面的运输部分、控制电机、源屏蔽的运输部分以及总体构架等等几个部分组成。

废物桶的转动支撑部分的作用是支撑放射性废物桶，按照检测的要求让放射性废物桶进行转动和位置确定，该部分主要由基座、涡轮、蜗杆、载物台以及旋转传动电机等几个部分组成。

废物桶的水平方向运输构架的作用是废物桶的运输以及位置确定，将放射性废物桶运输到指定的检测位置，该部分主要由基座、传动导轨、滑块、丝杆、轴承、水平传动电机以及开关等几个部分组成。

探测器和透射源的高度方向平移支撑部分的作用是支撑探测器和放射性透射源及其对应的辅助部件（比如屏蔽部分、准直器以及冷却装置等）的同步升降过程，该部分主要由基座、传动导轨、丝杆、轴承和两台升降传动电机等部分组成。

准直平板的传动部分用于调整准直间距，实现减少对探测器接收干扰数据的目的，该部分的组成结构为准直板面、探测器、支撑平台、两台准直传动电机以及启动控制等部分组成。

源屏蔽传动部分用于源屏蔽的移动，实现屏蔽放射源以及打开放射源屏蔽，

该部分主要由屏蔽体、透射源、源屏蔽传动电机、传动装置和开关等组成。

(2) 定位扫描系统

SGS 检测系统的自动控制系统的组成为伺服控制器以及伺服电机，其中，前者通过接受上位机指令来驱动后者进行运动。其中，伺服电机的操作主要有微机操作以及手动操作，即在线操作和离线操作。SGS 系统的定位扫描系统利用微机控制来控制伺服驱动器，来实现在线控制电机的目的，从而令 SGS 的机械传动装置实现高精度的三维运动。

在 SGS 系统的检测工作过程中，以探测器与待测样品的相对位置为依据，可以将检测过程分为互不干涉的几个部分^[26]，而这几个互不干涉的检测方式则根据其检测的具体情况要求确定。另外，这些测量过程可以采取步进测量方法或者连续测量方式。

- ① 定点测量方式：在固定点测量过程中，待测的废物桶和探测器均静止不动，以准直器的形状和探测器的位置信息为依据，来测定探测器的可测量范围。这种测量方式一般用于对已知均匀待测物的测量。
- ② 旋转测量方式：在旋转检测过程中，待测的废物以中心线为轴做 360° 的自旋转运动，在这过程中探测器位置不发生改变。废物桶的每次在旋转分解为 n 个步骤，每次旋转 $360^\circ / n$ ，这样将得到 n 个测量能谱。探测器的检测范围由准直器的形状和探测器的位置信息确定。当探测器检测课室部分内被测物品的密度以及放射性活度都是均匀分布的，那么这种检测方式的结果比较可靠。
- ③ 垂直移动测量方式：在垂直移动检测方式中，待测物品位置不发生改变，探测器轴中心与待测物品轴线对齐，探测器在高度方向上平行移动。假设将放射性废物均匀分成 m 个层段，那么该测量方式将得到 m 个测量能谱。这种测量方法一般适用于在探测器的测量可视部分内被测样品均匀分布的情况。同时，这种检测方式可以将待测物品在垂直方向上均匀化，但是忽略了径向以及角度方式向上存在的分布不均的情况。
- ④ 水平测量方式：在水平检测方式中，待测物品的位置不发生改变，探测器在某个平行方向上运动来进行检测。将这个移动过程分为 k 个步骤。这种测量方式不适用于整体的测量，一般被应用于对样品局部的详细研究中。
- ⑤ 探测器旋转测量方式：在旋转检测过程中，待测物品位置不发生改变，

探测器在围绕待测物品圆周围进行旋转测量。转动的角度从探测器可测到待测物品至测不到待测物品,。这种测量方式和水平测方式相似,比较适合放射性废物样品的局部详细研究。

- ⑥ 螺旋测量方式:在螺旋检测方式中,放射性待测物品进行自旋转运动,同一时刻探测器进行高度上的平行运动。假设放射性废物的转动均匀的视作 n 个步骤,探测器的垂直运动均匀的被分成 m 个步骤,那么最终将得到 $m \times n$ 个检测能谱。
- ⑦ 复合运动测量:在复合运动测量过程中,将放射性废物平均划分为 m 个层段,探测器对每一个层段进行测量。在对每一个层段进行测量的过程中,放射性废物以等角度完成 360° 的旋转,假设放射性废物每次旋转 $360^\circ / n$,那么最终将得到 $m \times n$ 个测量能谱。最后以对这些检测能谱中的数据进行计算和整合的方式,来获取待测物品内放射核素的相关信息。
- ⑧ 折线测量:在折线测量过程中,主要结合了垂直移动测量和水平移动测量两种方式,这种测量方式可以得到不同同位素的计数率分布,类似于 X 光。

以上提到的这些检测方式在实际对具有放射性的待测物品检测中的应用,主要取决于具体的检测任务以及待测物品的可信性预先判断信息。目前看来,复合运动测量是应用最广泛且最实用的一种测量方式,因为它可以实现对整个放射性废物的测量,并通过对每一个层段内测量得到的能谱进行分析得到可信的均匀活度分布。以复合运动检测方式为基础来进行放射性物品检测的 SGS 测量系统主要依据对每一层样品的转动检测的结果来进行最终分析。但是由于放射性废物中的射线衰减系数是未知的,因此最新的 SGS 测量系统中增加了透射源。在对放射性样品进行测量之前,利用透射源来对待测样品内部的线性衰减系数进行刻度,以提高 SGS 测量系统的精度。

(3) 自动测量控制系统

SGS 测量系统的自动检测控制系统为整个 SGS 检测系统提供全自动化控制与检测功能,以定位扫描系统为基础,来进行整个检测过程中对系统内机械动作的多种操作,如系统逻辑操作、时序操作、扫描工作流程的顺序操作以及整个检测系统内各个部分之间进行协调等,同时还要确保 SGS 测量系统的安全性和有效性。

2.3.2 SGS 系统的测量原理

传统的 SGS 测量系统的测量部分主要由高纯锗探测器，废物桶以及透射源三个部分组成。首先，废物桶被沿纵向均匀的划分为几个单元层，在测量过程中，废物桶沿半径方向上匀速旋转，导致单元层里半径方向的介质分布和物料布局在尽可能的趋近于均匀分布，满足 SGS 测量系统检测过程中放射性钢桶内密度均匀布局的假设。利用透射源对废物桶内的物质密度以及桶内物质的自发射线进行计算并得到相对活度来对桶内进行定性分析。SGS 系统的装置示意图如 2-5 所示。

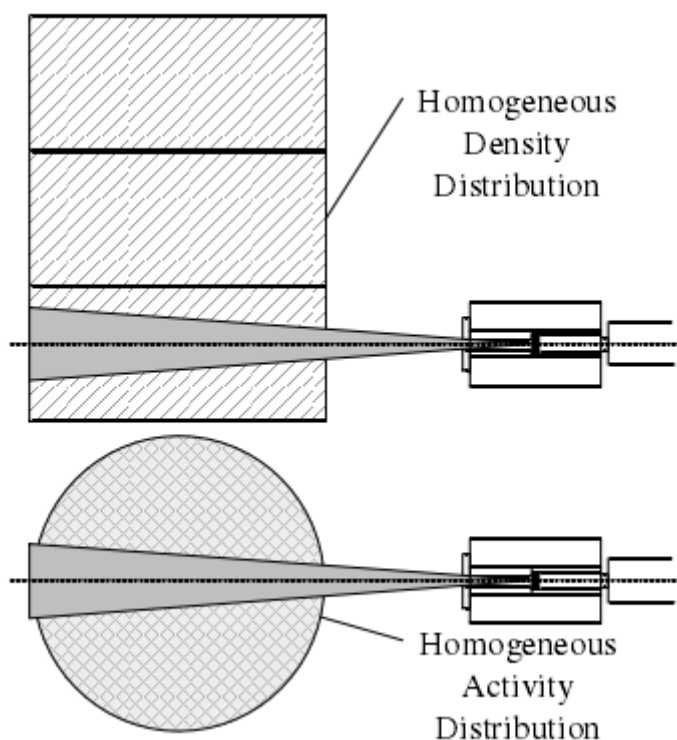


图 2-6. 填充材料密度和放射性活度布局均匀的 SGS 检测系统

Fig. 2-6 SGS system based on the assumption that the density and activity distribution is homogeneous

根据图 2-6，废物桶内任意一个放射性核素放出的 γ 射线被探测器探测到的计数率为：

$$dZ = pa(x)dV\epsilon(x) \int_s e^{-\mu(x)x} ds \quad (2-14)$$

其中， dZ ： γ 射线的计数率；

p ： γ 射线的分支比；

$a(x)$ ： 该放射性核素放射性活度的空间密度；

dV : 该放射性核素的体积;

$\varepsilon(x)$: 放射性点源在距离探测器表面 x 处的时候经过准直器的探测器效率;

$\mu(x)$: 在距离探测器的表面 x 处的时候填充物质的线性衰减系数;

ds : γ 射线在废物桶内的运输距离。

2.4 探测效率的蒙特卡罗模拟

一般来说, 在对探测器进行探测效率刻度模拟计算的时候, 一般使用蒙特卡罗方法。对 γ 射线的测量的探测效率模拟, 通常设定放射性发射源在某个方向上发射 γ 光子, 当 γ 光子到达灵敏体积晶体后发生作用的地点, 光电效应现象产生, 或者康普顿效应现象产生, 这些现象的产物次级电子在介质内被吸收或者逃逸出去。这些过程都是随机的, 在输入卡片内可以设定粒子输运过程结束的条件, 通过时间设置或者粒子数设置。当模拟的光子数达到一定数量之后, 根据输出文件中的计数率以及输入文件中的发射粒子数目的设定, 便可以求出相应的 γ 射线探测效率。

2.4.1 探测效率的物理意义

在放射性活度的测量过程中, 可以通过两种方式来检测 γ 射线的强弱程度, 即全谱法和全能峰法。因此, 探测器对 γ 射线的探测效率一般来说可以分为两个部分: 本征探测效率和源探测效率。它们的定义分别如下^[27]:

源探测效率:

$$\varepsilon_s = \frac{\text{记录到的脉冲数}}{\text{放射源发射的粒子数}} \quad (2-15)$$

源检测效率有时候也被称为绝对探测效率, 探测器自身的几何因素是影响这个刻度过程的最主要原因。

由于源探测效率忽略了探测器在测量过程中射线在到达探测器灵敏体积之前的各种损失, 利用的是全谱的计数, 容易受到很多其他外界原因干扰, 比如电子脉冲、散射的射线、特征 X 射线以及韧致辐射等等。因此, 一般采用本征探测效率来对探测器自身的工作性能进行定位:

$$\varepsilon_{in} = \frac{\text{探测器接收到的脉冲数}}{\text{射入到探测器灵敏晶体的粒子数}} \quad (2-16)$$

从定义式来看, 本征探测效率与探测器自身的几何因子没有任何关系。如果

放射性源的发生特性在各个方向上均相同，并且介质衰减因子可以不考虑的情况下，上述提到的两种探测效率之间的联系如下式表示：

$$\varepsilon_s = \varepsilon_{in} \cdot \Omega/4\pi \quad (2-17)$$

其中， Ω 为探测器的灵敏晶体对放射性点源的空间立体角度。

HPGe 半导体探测器由于能量分辨率高，因此其检测到 γ 射线能谱全能峰会非常明显，即使射线发射源能够放出比较复杂的 γ 射线或者一次性由多个不一样的放射源发射射线，其能谱上的全能峰大部分都能独立分开，因此，HPGe 探测器测量得到的 γ 能谱中的全能峰十分容易识别，而且一个完整的谱往往横跨较多的道数。综上所述，基于 γ 能谱中全能峰的这些特点， γ 能谱形成过程中对全能峰的影响因素比较少，而散射或者其他干扰因素例如辐射脉冲程度比较小，对全能峰里的脉冲计数几乎没有影响，因此能谱中的能峰能够更容易的被识别并进行计算。

综上所述， γ 能谱探测器的探测效率是表征放射性源的活度与探测器的计数的一个关键参数。因为，想要获得放射性源的放射性活度，就必须先通过计算得到探测器的探测效率。

2.4.2 探测效率的刻度方法

在对探测器的探测效率进行刻度计算的时候，一般有以下三种方法：通过实验来进行效率的刻度、解析及算法以及蒙特卡罗方法来进行探测效率的模拟计算。

(1) 实验刻度法

通过做实验来对探测效率进行确定，主要是使用一系列能量以及活度都已经准确的已知的标准放射性源来进行检测。具体操作为：在待测放射性桶的每一层每一个水平扫描位置，将放射性活度和当能量都已知的标准源分别放置在放射性废物桶内中心直接测定，并通过测量得到的 γ 射线能谱中对应能量的特征峰中的净计数率与已知活度的标准源的活度相除，再除以全能峰对应 γ 射线能量的射线分支比，就可以得到该层段内的探测效率值。

(2) 解析计算法

源探测效率可以视作准直器函数、几何效率以及尺度因子的乘积^[28]，即：

$$E_{ij} = C_{ij} \cdot G_{ij} \cdot mul \quad (2-18)$$

其中： C_{ij} 表示准直器因子，可以通过几何直接计算； G_{ij} 表示几何因子，通过探测器准确的结构和几何尺寸可以计算得到； mul 表示任意尺度因子。

(3) 蒙特卡罗模拟刻度法

利用蒙特卡罗计算方法，可以计算任意一个放射性核素在任意能量下的单个光子在任意物质中的运动过程。另外，还可以模拟光子与各种介质相互作用的随机过程，包括初次反应随后产生的任何次级粒子，比如次级光子和其他带电粒子等在介质中的输运、与介质相互作用的随机过程。蒙特卡罗方法通过对大量由放射性核素发出的光子进行跟踪，最终将得到一个服从统计分布的探测效率矩阵值。

2.4.3 三种探测效率刻度方法的比较

上述的三种对探测效率刻度的方法均有一定优劣性。实验刻度方法最为直接，且最为准确。但是有十分明显的缺点：需要大量的能量和活度都精确已知的标准源，且难以得到均匀分布并且自吸收小到可以忽略不计的体源。实验检测方法是标准放射源放置在每一个待测样品体素的正中间位置，用来代替在这个体素内均匀分布的体源。因此并不是精确的刻度方法，而是一种近似刻度；而解析计算方法则是建立在一定的假设前提条件下，根据已知的一些复杂的数学公式通过推导得出，也是一种近似的刻度方法。但是由于公式中参数确定需要精确的计算模型各个部分结构的几何尺寸，尺寸的不准确性会直接导致计算结果的误差；而蒙特卡罗方法对探测效率刻度的刻度模型建立简单，模拟过程不受到几何形状的限制，因为蒙特卡罗计算方法是一种通过多次的相同实验得到某个事件发生的概率的一个计算过程，所以，在编写输入卡片的时候，只要设置足够的跟踪粒子数，探测效率的刻度结果就可以无限与真实值吻合，误差无限接近于零，并且蒙特卡罗方法可以采用并行的方式来运行，十分有效的改善了计算效率。

综上所述，在对探测效率进行刻度时，蒙特卡罗方法可以在大大缩短刻度时间的前提下得到最接近真实值的结果。

2.5 本章小结

本章从 γ 射线和物质的相互作用机理开始进行介绍，介绍了光电效应、康普顿散射和电子对效应的相关知识，在了解了 γ 射线是如何与物质发生作用的前提下，简要介绍了高纯锗探测器的测量原理，点明了探测效率的刻度计算在SGS检测系统检测过程中的重要性。同时简要介绍了探测效率刻度的几个影响因素。

另外，列举了SGS检测系统的结构组成以及SGS计算技术的各种扫描方法，

以及介绍了 SGS 检测系统在对探测器的探测效率进行刻度时常采用的三种方法，比较了这三种刻度方法的优劣性，最后得出蒙特卡罗方法是一种最适用于对探测器的探测效率进行刻度的方法的结论。

第三章 探测效率的数值计算方法

由于在使用 SGS 测量系统对低、中水平放射性废物桶进行测量过程里，环境本底以及基质分布不均匀会对放射性测量的结果造成一定影响，所以通常会在探测器灵敏探头前端放置一个准直器，以达到限制探测器测量视野的目的。另外，准直器的材料选择也会对其屏蔽射线的结果造成影响。本研究中设计的 SGS 测量系统中探测器为 Canberra 的 HPGe 探测器，HPGe 探测器的探测效率比较低，因此在其探头位置增加放置准直器可以有效的降低本底对测量结果的影响，从而达到改善探测限的目的。另外，虽然 HPGe 探测器的相对效率比较低，但是当入射射线数量较多时，也有可能造成谱仪内堵塞。因此，对该 SGS 测量系统增加准直器，可以减少系统总计数，避免发生探测器谱仪堵塞的现象。

目前针对 HPGe 探测器的射线屏蔽准直器的屏蔽体和该准直器的设计，一般采用模拟计算的方法，根据计算的结果进行相互比较，从而选择合适的材料、形状以及尺寸，在最大限度提高探测器探测效率刻度精度的前提下，将准直器的制造成本降到最低。通常采用蒙特卡罗方法来对准直器的设计进行模拟计算，所用软件为 MCNP5，本研究根据粒子在介质中的输运过程特点和输运方程，以 MCNP5 模拟计算的结果作为验证，自行编写并开发了一套程序，用来计算在不同放射性废物桶平均密度、不同入射能量的放射源的情况下，探测效率将会随着桶内放射源所在半径位置变化影响，并根据掌握规律找出令放射源在桶内半径位置对探测效率影响最小的准直器尺寸。

3.1 计算模型

根据 SGS 检测系统对核动力厂低、中水平放射性废物桶的测量建立起数值计算模型。该数值计算模型由放射性废物钢桶、桶内的填充材料、探测器以及准直器构成。将放射性点源放置在废物桶待测层内半径为 R_s 的位置，设放射源与放射性废物桶的轴线的夹角为 θ ，准直器的长度为 d ，射线在材料内的径迹长度为 L 。

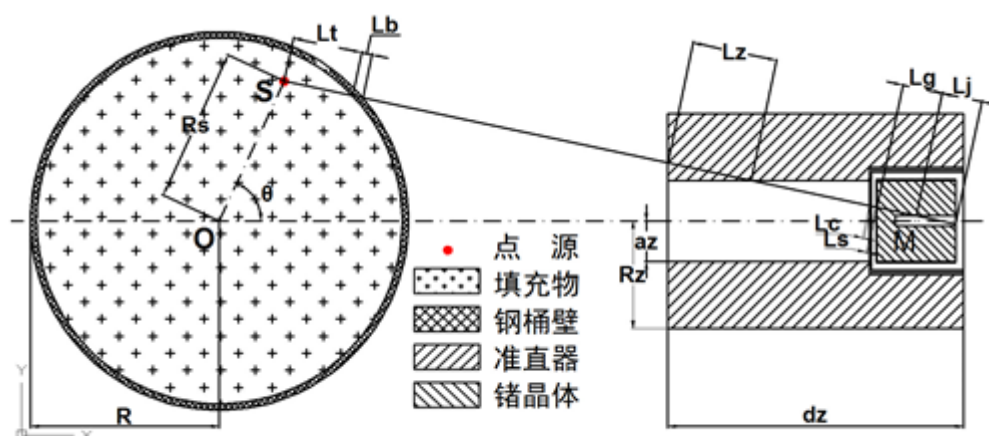
图 3-1 γ 射线的检测系统布局

Fig. 3-1 The layout of gamma-ray detection system

而探测效率在第二章里有提过，其定义为单位时间里探测器接收到的计数信号数以及放射源真实活度比值。探测效率反映的是放射源衰变放射出来的放射性射线被探测器探测到的几率，可用下式表示：

$$\varepsilon = \varepsilon_j \varepsilon_p \varepsilon_z \varepsilon_b \quad (3-1)$$

式中：

ε_j ：探测器的几何效率，表示放射源放射出来的射线到达探测器表层的概率；

ε_p ：表示准直器的屏蔽效果，即放射源发出的射线经过废物桶内的填充物之后，再经过准直器以及探测器外壳之后被灵敏体积吸收的概率；

ε_z ：源的自吸收效率，当源为点源的时候，该值可默认作 1；

ε_b ：探测器的本征效率，与探测器灵敏体积的死层尺寸以及冷指井的厚度有关，表示射线进入探测器中被测量到的几率。

在所设立的计算模型中，将放射性废物桶的中心 O 视为坐标轴的中心点，以探测器方向为 x 轴的正方向，正上方为 y 轴的正方向，纸面垂直朝外为 z 轴正方向来建立直角坐标系。设放射性点源所在半径为 R_s ，夹角为 θ ，高度为 h ，则其所在位置可以由坐标表示为 $(R_s \cos \theta, R_s \sin \theta, h)$ 。

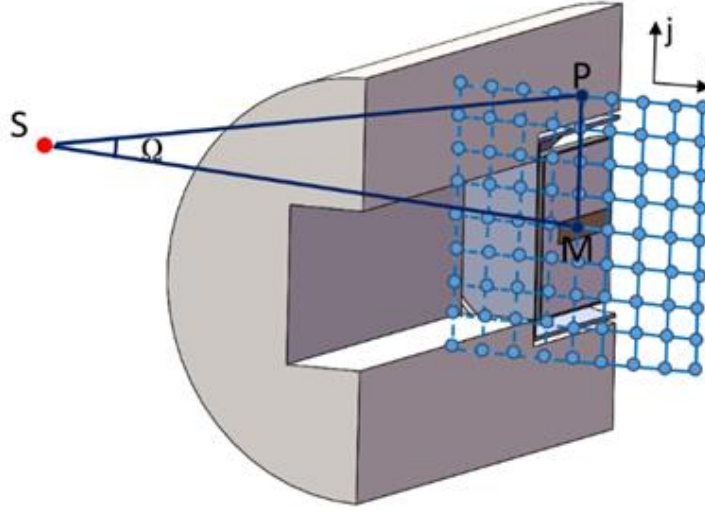


图 3-2 探测器检测点源射线示意图

Fig. 3-2 The sketch of detector measurement of rays emitted from point source

如图 3-2 所示，假设放射性点源像探测器的晶体放射出射线，这些发射出来的射线均匀分布在经过探测器晶体中心的方形弧面上，且射线的分布范围覆盖了整个晶体。设放射性点源的位置为 S ，探测器的晶体中心为 M ，则这两点的连线 SM 垂直于方形弧面的投影面，那么各个离散点 P 和放射源 S 的连线可以由以下参数方程来表示：

$$\begin{cases} X = S_x + (P_x - S_x) \cdot t \\ Y = S_y + (P_y - S_y) \cdot t \\ Z = S_z + (P_z - S_z) \cdot t \end{cases} \quad (3-2)$$

式中：

t ：计算参数

根据以上方程组，能够计算出放射性射线在各个部分内的径迹长度，比如废物桶、桶壁、准直器、晶体以及晶体的死层和冷指井等等。将公式 3.1 与比尔定律相结合，则探测器对任意给定坐标的放射性点源 S 发射出的射线的探测效率可以由下式表示：

$$\varepsilon_s = \varepsilon_0 \cdot \left(\frac{\Omega_s}{\Omega_0}\right)^2 \cdot \prod_{1 \leq k \leq N} \frac{e^{\frac{u_{sm}}{\rho_{sm}} \rho_{sm} L_{sm}^{(k)}} \cdot \left(1 - e^{-\frac{u_g}{\rho_g} \rho_g L_{sg}^{(k)}}\right)}{e^{\frac{u_{0m}}{\rho_{0m}} \rho_{0m} L_{0m}^{(k)}} \cdot \left(1 - e^{-\frac{u_g}{\rho_g} \rho_g L_{0g}^{(k)}}\right)} \quad (3-3)$$

式中：

ε_0 ：当放射性点源被放置在放射性废物桶中心 O 点时探测器的探测效率，该

探测效率可以通过蒙特卡罗方法模拟或者试验方法获得；

$\left(\frac{\Omega_s}{\Omega_0}\right)^2$ ：当放射性点源被放置在 S 处和 O 点除时，探测器的几何效率的比，对于不同的放射性射线，所随影的锥束顶角为 $\Omega = \tan^{-1} \frac{PM}{SM}$ ；

$\frac{u_m}{\rho_m}$ ：放射性废物桶内的填充物、桶壁以及准直器、晶体探测窗、晶体死层和冷指井六种材料的质量衰减系数；

$\frac{u_g}{\rho_g}$ ：HPGe 探测器中晶体 Ge 的质量衰减系数；

ρ ：各种材料的密度；

$L^{(k)}$ ：由同一个放射性点源发射出的 N 条放射性射线分别在各个部分内不同的径迹长度。

3.2 数值计算结果

根据上述建立的计算模型，将桶内不同的放射性点源设置在不同的半径位置进行模拟计算，根据在放射性测量中关注度最高的典型核素，将所选择的点源设定为 Cr-51 (0.32MeV)、Cs-137 (0.6617MeV) 和 Co-60 (1.3325MeV)，通过随机抽样的方法，放射性点源被放置在 $r=3.86\text{cm}$ 、 $r=10.71\text{cm}$ 、 $r=16.43\text{cm}$ 和 $r=24.43\text{cm}$ 四个不同的半径位置处。在该计算模型中，桶内没有设置填充物质，点源位置处在探测器水平轴线上。模拟计算得到的探测效率随着点源在一个圆周上不同角度的变化曲线如图所示：

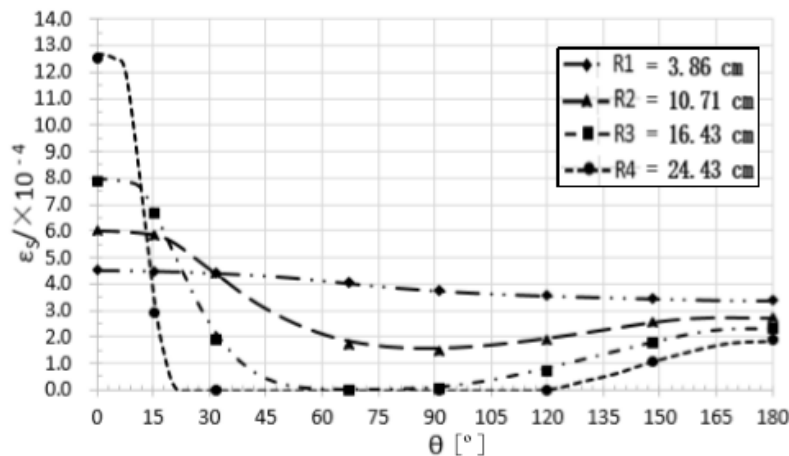


图 3-3. Cr-51 (0.32MeV)

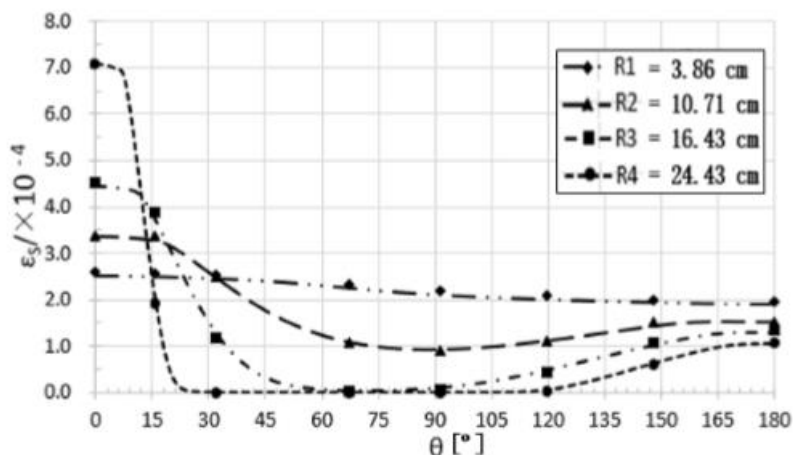


图 3-4. Cs-137 (0.6617MeV)

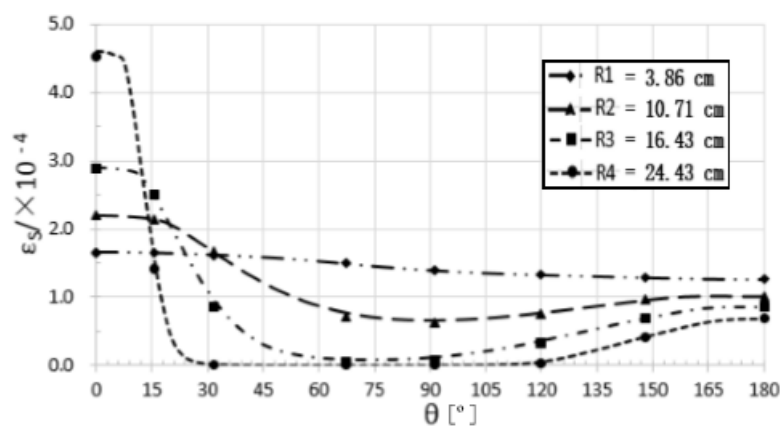


图 3-5. Co-60 (1.3325MeV)

由图 3-3、图 3-4 和图 3-5 可知，当放射性废物桶内没有填充物质的时候，探测效率的变化趋势是受到放射性点源在桶内的半径位置和准直器的影响的。图中，曲线为数值推导公式得到的结果，曲线上面离散点为使用蒙特卡罗进行模拟计算得到的结果。

由数值计算结果，可以得到如下结论：当放射性点源的角度从 0° 变成 10° 的过程中，放射性点源在探测器的视角内几率随着半径的增加而增加，从而使探测效率呈现上升趋势；当放射性点源的角度在 15° 到 90° 之间变化的时候，探测效率随着角度的变化而呈现下降趋势，这种趋势随着半径的增大表现的越明显，造成这种现象的原因是因为放射性点源发射出的射线在经过准直器中被屏蔽和吸收之后，衰减的份额比较多，使能够到达探测器晶体的放射性射线减少；当放射性点源在 120° 到 180° 之间变化的时候，探测效率呈现上升趋势，这是因为准直

器屏蔽掉的射线份额减少了，剩余的射线可以直接从准直孔进入到探测器晶体。以蒙特卡罗模拟计算的结果作为参考值，可以发现在相同的计算工况下，数值计算的结果与蒙特卡罗方法计算得到的结果相对偏差在 5% 之内。

另外，在使用蒙特卡罗方法进行模拟计算时，存在统计误差，这种误差可以通过增加跟踪的粒子数等方式减少，这是因为放射性点源发射出的射线在进入探测器的晶体之前大部分都会被准直器屏蔽掉，因此增加追踪粒子可以有效增加进入到探测器晶体的射线数量，但是增加追踪粒子数会大大增加计算时间。而相比之下，数值计算方法可以对不同能量和不同位置的放射性点源的探测效率进行并行计算，可以实现实时效率刻度。

表 3-1 给出了两种方法刻度得到的探测效率的相对偏差。

表 3-1. 数值方法和蒙特卡罗方法的刻度探测效率相对偏差
Table3-1.The deviation of detection efficiency calculated by numerical and Monte-Carlo method

点源半径	圆周角					
		0	31.8	91.4	148.1	180
3.86	Cr-51	-0.33%	-0.26%	-0.61%	-0.27%	-0.50%
	Cs-137	-2.71%	-2.68%	-2.92%	-2.19%	-2.32%
	Co-60	-0.40%	-0.40%	-0.98%	-0.41%	-0.59%
10.71	Cr-51	0.11%	0.07%	1.53%	-0.46%	-0.41%
	Cs-137	0.00%	0.00%	0.87%	-1.85%	0.00%
	Co-60	0.02%	-0.58%	1.46%	-0.82%	-0.51%
16.43	Cr-51	0.56%	3.14%	0.87%	-0.02%	-0.30%
	Cs-137	-1.71%	2.57%	1.05%	-0.83%	-1.03%
	Co-60	0.52%	2.96%	1.33%	-0.26%	-0.38%
24.43	Cr-51	1.60%	-0.01%	0.00%	0.38%	-0.18%
	Cs-137	-0.61%	0.00%	0.00%	0.03%	-0.56%
	Co-60	1.54%	0.12%	0.02%	0.25%	-0.22%

3.3 实验验证

为了验证上述结论，本文使用木材 ($\rho = 0.2\text{g/cm}^3$) 以及聚氨酯 ($\rho = 0.75\text{g/cm}^3$) 为废物桶内填充材料，通过实验测定放射性点源 Cs-137 和 Co-60 的探测效率，即用探测器测量得到的放射性点源的计数率除以放射源的活度和分支比。实验结果与上述数值计算得到的探测效率结果进行对比，在利用数值计算方法进行刻度的过程中，也考虑了相应的填充物质密度，将放射性点源的计算得到的探测效率进行积分，即可得到环状线源的探测效率。结果对比如表 3-2 所示：

表 3-2 数值方法和实验的刻度探测效率相对偏差
Table3-2 The deviation of detection efficiency calculated by numerical and experiment

填充材料 Filling material	放射源 Radioactive source	半径 Radius/cm	数值计算结果 Numerical results	实验测量结果 Experimental results	相对误差 Relative error/%
木材	Cs-137	0	1.29×10^{-4}	1.34×10^{-4}	-3.96%
		10	1.02×10^{-4}	1.16×10^{-4}	-11.81%
		24	5.73×10^{-5}	5.79×10^{-5}	-1.06%
	Co-60	0	9.53×10^{-5}	9.50×10^{-5}	0.35%
		10	7.59×10^{-5}	8.10×10^{-5}	-6.23%
		24	3.82×10^{-5}	3.69×10^{-5}	3.29%
聚氨酯	Cs-137	0	4.51×10^{-5}	4.61×10^{-5}	-2.37%
		10	4.22×10^{-5}	4.30×10^{-5}	-1.84%
		24	4.40×10^{-5}	4.47×10^{-5}	-1.52%
	Co-60	0	4.16×10^{-5}	4.32×10^{-5}	-3.84%
		10	3.80×10^{-5}	4.07×10^{-5}	-6.77%
		24	3.01×10^{-5}	2.93×10^{-5}	2.65%

根据表 3-2 可知, 当点源在桶心处, 或靠近桶壁 ($R=24\text{cm}$) 处, 相对误差较低; 总体上相对误差随着射线特征能量的升高而降低; 而当填充材料的密度较低时, 结果的不确定度较高。整体而言, 两者的相对误差除一种情况为 11.8% 外, 其余均在 10% 以内, 并且多数低于 5%。因此, 通过数值计算方法刻度探测效率能满足测量的精度要求。

3.4 本章小结

本章节针对 SGS 测量系统, 利用放射性废物桶、带准直器的 HPGe 探测器的几何尺寸和形状建立起数学计算模型, 并推导了利用数值计算方法计算探测效率刻度的计算公式, 通过实验结果和数值计算结果进行对比, 得到了以下几个结论:

(1) 提出了一种不受到准直器形状限制的数值计算方法, 该方法通过计算放射性射线在物质内的径迹长度, 在将探测器的几何效率做了一定程度上的简化的同时, 优化了准直器的屏蔽效率, 同时推导出了该方法的计算公式。这种计算方法更具有普适性。

(2) 利用提出的数值计算方法, 针对不同核素以及核素设置在废物桶内不同半径位置处的工况进行了探测效率的刻度, 将数值推导公式的计算与蒙特卡罗方法计算进行对比, 结果表明误差均控制在 5% 之内。说明这两种刻度方式对真实值还原度相似。但是数值计算方法比起蒙特卡罗计算方法, 不仅能够保证了 SGS 测量系统的测量精度, 同时可以实现实时的效率刻度。这对核工业中中、低水平放

射性废物桶的快速测量有着重要作用。

(3)为了验证该数值计算方法的可靠性进行了实验验证。在实验验证过程中,利用木材和聚氨酯来填充废物桶,密度分别为 0.2g/cm^3 和 0.75g/cm^3 ,将放射性点源 Cs-137 和 Co-60 分别放置在废物桶内不同半径位置,并利用 SGS 测量系统进行测量。实验结果与数值计算结果相对偏差均在 12%之内,并且大部分情况下误差均小于 5%。证明了该数值计算方法在计算结果精度上的可靠性和实用程度。

第四章 SGS 测量位置的选择的研究

对 SGS 系统的测量结果精度造成影响的因素除了准直器的形状和尺寸以外，在测量过程中，探测器和废物桶相对位置也对 SGS 系统的检测工作造成了一定的影响。在 SGS 系统测量过程中，由于废物桶匀速旋转，桶内的点源可以被等效为一个环状放射源，而不一样半径的环状源对探测器具有不一样的探测效率，在对探测器探测效率的重建计算过程中，最后得到的探测效率是所有不同半径环源得到的探测效率的平均值。如果不同半径的环源的探测效率与平均值偏差过大，对放射性核素的定量分析会造成较大的误差，上诉原因为造成 SGS 系统对非均匀性样品探测误差的关键原因。探测效率随着半径变化的规律主要和废物桶内填充物质的密度、核素的种类以及探测器对废物桶的相对测量位置有关。其中，能够进行人为设定的是探测器和待测桶之间相对的检测位置。

在传统的 SGS 系统测量过程中，探测器正对废物桶的轴线进行测量，如果将探测器对废物桶进行适当的偏心，桶内环源的探测效率随半径的分布将会发生变化，其中存在变化幅度减弱的现象。这种现象下，源的半径位置不再大幅度影响 SGS 的探测结果，这有助于提高 SGS 系统的测量精度。本章将对环形探测效率随半径的分布规律进行研究，并分析在不同废物桶平均密度以及不同的入射能量下，探测效率和探测器的偏心位置之间的关系，从而得到在 SGS 系统测量过程中能令测量结果精度最高的偏心距位置。

4.1 传统 SGS 测量结果误差

采用 SGS 技术对废物桶的某一层进行检测时，检测系统的布置图如图 4-1 所示。图中，中间为待测的 208L 废物桶，SGS 检测系统进行扫描时废物桶匀进行自旋转。右侧是高纯锗探测器，灵敏晶体外是铅质准直器。左侧是透射源，主要用于废物桶填充介质的密度测量。

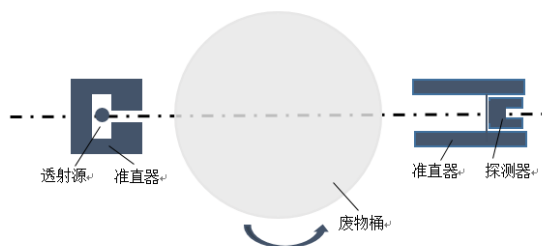


图 4-1. SGS 探测装置水平截面示意图
Fig. 4-1 The horizontal section of SGS system

在 SGS 系统对废物桶的实际测量中, 令处于半径 r 处的放射源的实际活度 A_{real} 和其计数率 N_p/t 之间的关系为:

$$\frac{N_p}{t} = A_{real} \cdot \varepsilon_r \cdot P_r \quad (4-1)$$

其中, ε_r 为在半径 r 处的放射源的探测效率。

结合 SGS 系统的活度重建公式, 重建活度 A 与真实活度 A_{real} 之间的关系为:

$$A \cdot \varepsilon = A_{real} \cdot \varepsilon_r \quad (4-2)$$

令 SGS 检测系统重建计算模拟得到的放射性活度的相对误差 Error 如下:

$$\text{Error} = \frac{A - A_{real}}{A_{real}} = \frac{\varepsilon_r - \varepsilon}{\varepsilon} \quad (4-3)$$

结合对放射源的效率刻度, 可以获得处于不同半径下放射源重建计算活度的相对误差。

根据核动力厂在对废物测量中的几个关键放射性核素, 选择了三个典型核素进行研究: Cr-51 (0.32MeV)、Cs-137 (0.6617MeV) 和 Co-60 (1.3325MeV)。另外, 根据废物桶一般的平均密度, 在研究中废物桶的密度分为 0.5 g/cm^3 、 0.75 g/cm^3 和 1.0 g/cm^3 。

图 4-2 至图 4-4 为模拟 SGS 系统对三个不同平均密度的废物桶测量并经过重建后所得到的活度误差分布图。在模拟中, 发射源设置为单点源, 半径分布从 0cm 至 28cm, 共计 9 个工况:

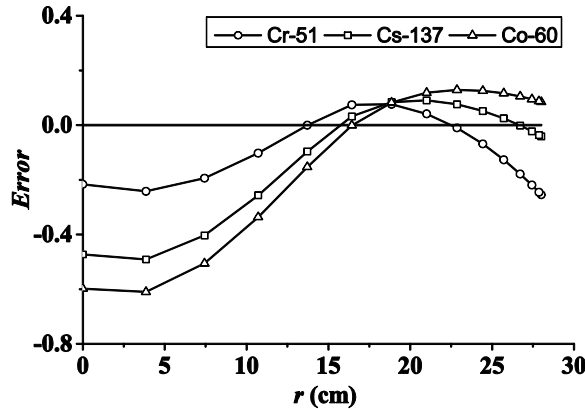


图 4-2. 0.5 g/cm^3 SGS 重建误差随环源半径分布

Fig. 4-2 Distribution of reconstruction error impacted by radius of annular source under the density of 0.5 g/cm^3

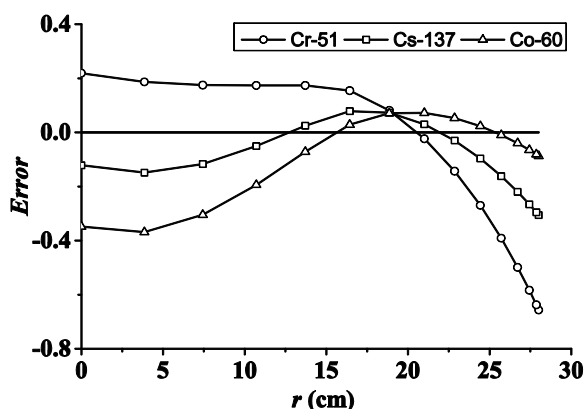
图 4-3. 0.75g/cm^3 SGS 重建误差随环源半径分布

Fig. 4-3 Distribution of reconstruction error impacted by radius of annular source under the density of 0.75g/cm^3

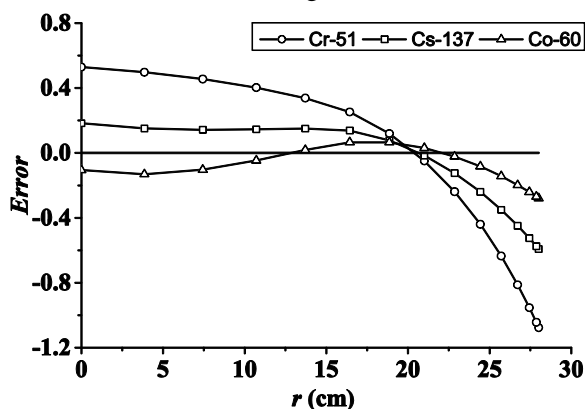
图 4-4. 1.0g/cm^3 SGS 重建误差随环源半径分布

Fig. 4-4 Distribution of reconstruction error impacted by radius of annular source under the density of 1.0g/cm^3

从图 4-2、图 4-3 和图 4-4 可以看出, 传统的 SGS 测量中, 重建误差比较大, 而且与发射源核素的种类、填充物质的材料密度均有关系。当废物桶的平均密度为 0.75g/cm^3 时, Cr-51 的重建误差分布在 -66% 至 22%; 当废物桶平均密度为 1.0g/cm^3 时, Cr-51 的重建误差分布在 -108%——53%。

探测器对不同半径环状线源的探测效率密切影响着 SGS 系统的检测误差。在不同废物桶平均密度下, 环形发射源的探测效率会随着半径的变化而变化。在 SGS 系统重建过程中, 存在某一半径的环形发射源, 其探测效率等于面平均探测效率, 这种情况下 SGS 系统的重建误差接近于 0。而对于靠近废物桶轴中心和边缘的环形发射源, 其探测效率与重建后得到的整体探测效率偏差较大。SGS 系统测量的均匀化假设, 导致了上述的情况。测量误差主要来源于废物桶内的透射率以及自吸收现象, 这是 SGS 测量与分析特点的反映。对此, 如果要得到精度更高的测量结

果，环形发射源的探测效率随半径变化的曲线越平缓，即对于不同半径的环形发射源，其探测效率越接近于平均值，SGS 系统的重建误差就越小。

4.2 探测器偏心距对检测结果的影响

为了研究如何使环形发射源探测效率随半径变化的曲线更平缓，减小 SGS 系统的重建误差，在传统 SGS 测量原理的基础上，进行模拟计算时，探测器不再与废物桶中心对齐，探测器与废物桶轴线存在一个偏心距，用符号 d 表示，其测量示意图如图 4.5 所示：

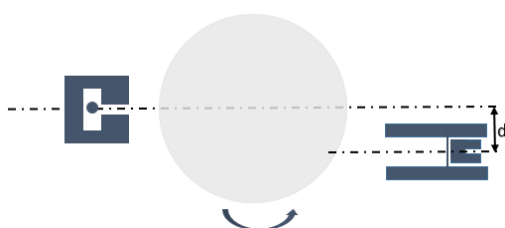


图 4-5. 探测器偏置测量示意图

Fig. 4-5 Diagram of bias detector

图 4-6 至图 4-8 给出了在不同废物桶填充密度下，不同核素在不同探测器偏心位置下 SGS 系统的重建结果误差曲线。

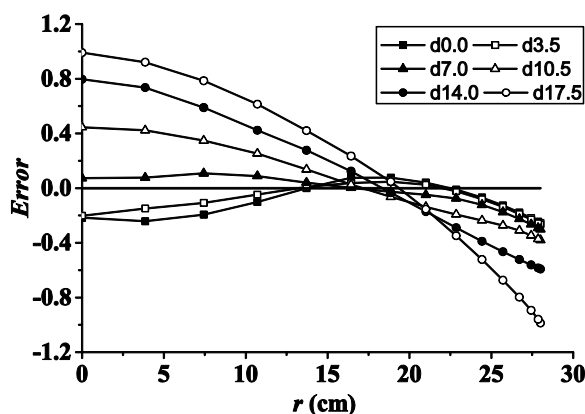


图 4-6. $0.5\text{g/cm}^3\text{Cr-51}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig. 4-6 Cr-51 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 0.5 g/cm^3

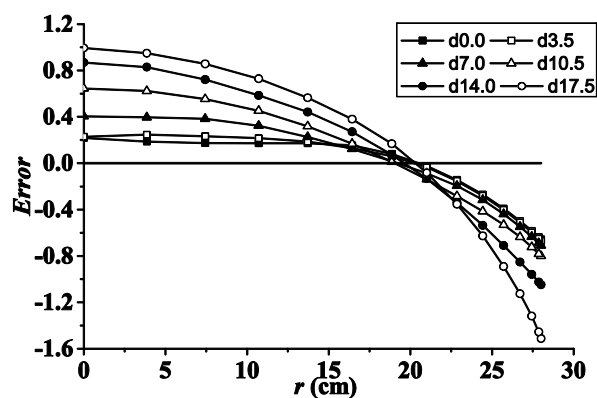
图 4-7. $0.75\text{g/cm}^3\text{Cr-51}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig. 4-7 Cr-51 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 0.75 g/cm^3

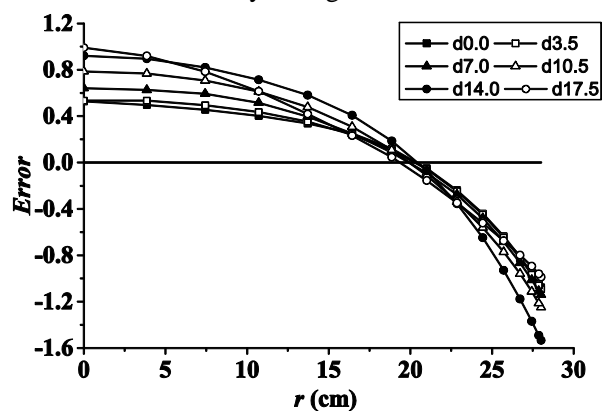
图 4-8. $1.0\text{g/cm}^3\text{Cr-51}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig.4-8 Cr-51 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 1.0 g/cm^3

通过对入射能量为 0.32MeV 的 Cr-51 核素在三个平均密度下 SGS 测量误差分布图的比较,可以发现,探测器偏心距上选择对探测效率误差径向分布存在比较明显的影响。对于所选择的三个废物桶平均密度,均存在一个探测器偏心距,使 SGS 系统重建误差径向分布最平缓并接近于 0。即,在 0.5 g/cm^3 密度下,偏心距为 7cm 时误差最小,其他密度条件下,偏心距为 3.5cm 或者 0cm 时误差最小。

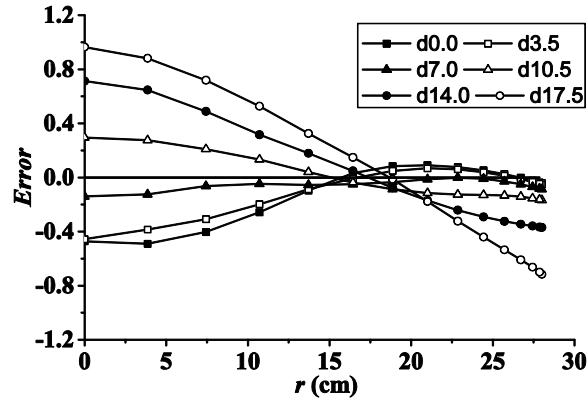
图 4-9. $0.5\text{g/cm}^3\text{Cs-137}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig.4-9 Cs-137 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 0.5 g/cm^3

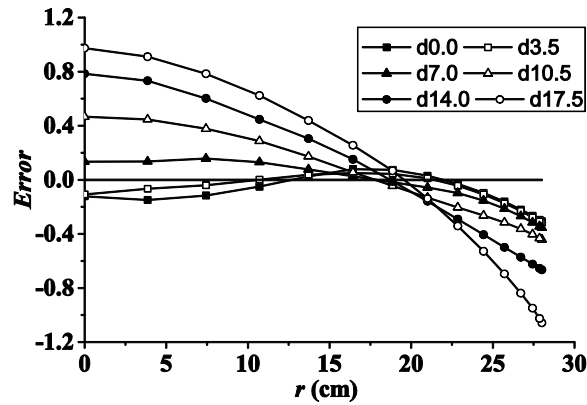
图 4-10. $0.75\text{g/cm}^3\text{Cs-137}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig. 4-10 Cs-137 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 0.75 g/cm^3

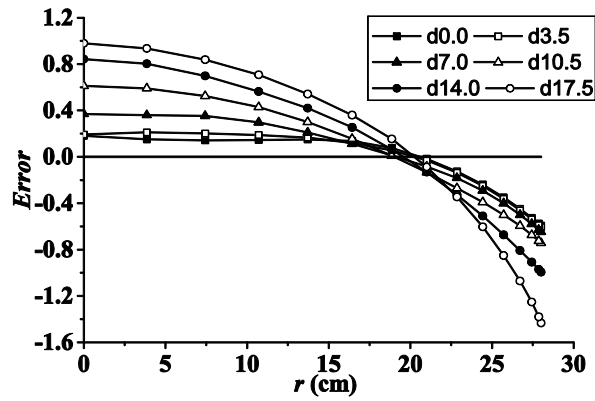
图 4-11. $1.0\text{g/cm}^3\text{Cs-137}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig.4-11 Cs-137 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 1.0 g/cm^3

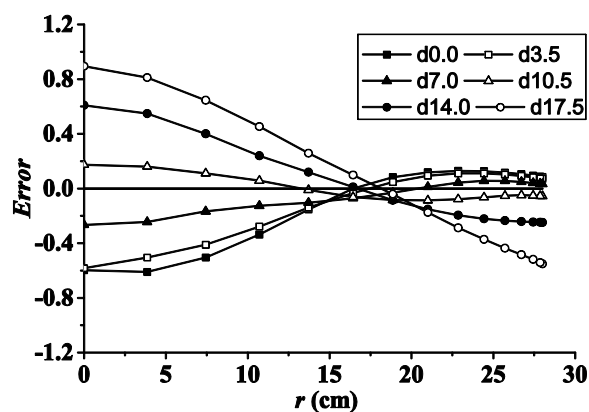
图 4-12. $0.5\text{g/cm}^3\text{Co-60}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig. 4-12 Co-60 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 0.5 g/cm^3

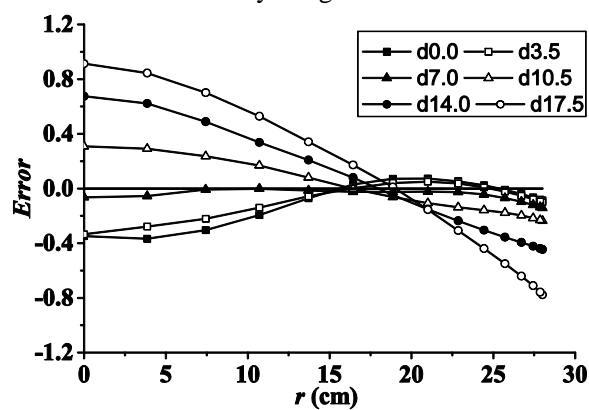
图 4-13. $0.75\text{g/cm}^3\text{Co-60}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig.4-13 Co-60 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 0.75 g/cm^3

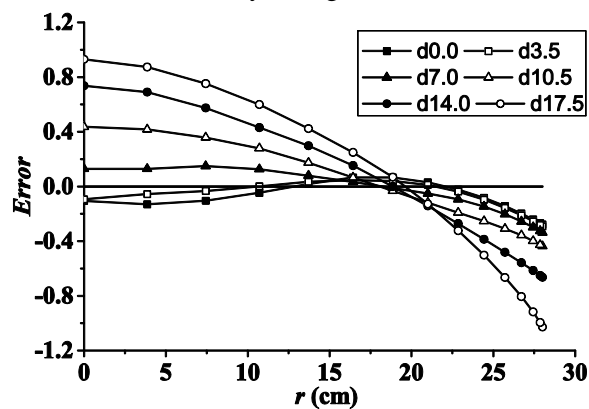
图 4-14. $1.0\text{g/cm}^3\text{Co-60}$ 在不同偏心距下 SGS 重建误差

Fig.4-14 Co-60 reconstruction error under different detector eccentric distance in condition of density 1.0 g/cm^3

对于 Cs-137 和 Co-60 两种核素, 也存在相应的情况。即在某一探测器偏心距

条件下, SGS 系统的重建误差最小。如 Cs-137 在密度为 0.5 g/cm^3 时, 探测器偏心距为 7cm 时 SGS 系统测量误差最小, 在密度为 0.75 g/cm^3 时, 探测器偏心距为 3.5cm 时 SGS 系统测量误差最小; Co-60 在密度为 0.5 g/cm^3 、 0.75 g/cm^3 和 1.0 g/cm^3 时, 探测器偏心距分别为 10.5cm、7cm 和 3.5cm 时 SGS 系统测量误差最小。

将计算所得相对偏差范围统计比较, 结果如表 4-1 所示:

表 4-1. 不同条件下 SGS 的测量误差分布
Table4-1.Error distribution of SGS in different condition

偏心距 Eccentric distance cm	核素 Nuclide	密度 Density/ $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$		
		0.5	0.75	1.0
0	Cr-51	-25%-8%	-65%-21%	-107%-52%
	Cs-137	-49%-9%	-30%-8%	-59%-18%
	Co-60	-61%-13%	-37%-7%	-28%-6%
3.5	Cr-51	-27%-5%	-65%-24%	-109%-53%
	Cs-137	-45%-7%	-31%-5%	-60%-21%
	Co-60	-58%-11%	-34%-5%	-29%-5%
7.0	Cr-51	-30%-11%	-71%-40%	-114%-64%
	Cs-137	-14%-0 %	-35%-15%	-64%-36%
	Co-60	-27%-5%	-14%-0.2%	-34%-15%
10.5	Cr-51	-38%-44%	-80%-64%	-124%-78%
	Cs-137	-16%-29%	-44%-46%	-74%-61%
	Co-60	-9%-17%	-24%-31%	-44%-44%
14.0	Cr-51	-59%-80%	-104%-87%	-153%-92%
	Cs-137	-37%-71%	-66%-78%	-99%-84%
	Co-60	-25%-61%	-45%-67%	-66%-74%
17.5	Cr-51	-99%-99%	-151%-99%	-207%-99%
	Cs-137	-71%-96%	-105%-97%	-143%-98%
	Co-60	-55%-89%	-78%-91%	-102%-93%

从表 4-1 可以看出, 在平均密度和入射能量不变的条件下, 改变 SGS 系统测量过程中探测器的测量位置, 可以调整 SGS 测量结果误差范围。探测器偏心距的不同选取会影响探测效率误差沿废物桶半径方向上的波动程度, 在某些废物桶平均密度条件下, 存在与之相对应的探测器偏心距, 使探测效率误差沿废物桶径向

上的分布变化较小。这种能够减小探测效率误差径向分布的测量方式能够有效的提高 SGS 系统的最后测量精度。

从原理上说,探测器与废物桶的相对位置变化对测量结果的影响来源于物料分布的“均匀化”效果与 SGS 系统的均匀假设存在明显的差别。待测废物桶样品或多或少都具有非均匀性质,比如样品的包装以及物料结块,因此,针对核动力厂废物桶的非均匀模式可能带来的误差进行分析,并找出一种能够明显减小这种误差的检测方式是 SGS 检测系统实际应用的需要。

4.3 核动力厂废物桶实际测量中常见密度下对应最佳探测器偏心距

对于核动力厂的实际废物桶,常见的废物桶填充物质包括棉、天然橡胶、木材、混凝土和各类金属等,通常情况下,废物桶的平均密度跨度区间主要在 0.5 g/cm^3 — 1.25 g/cm^3 之间。由于桶内几何与物理信息未知,在实际测量时,利用称重可以获得废物桶内填充物质的平均密度,因此可以通过废物桶的平均密度来确定测量过程中探测器的偏心距。

定义不同的探测器偏心距下,SGS 重建误差的方差值 Var_a :

$$\text{Var}_a = E\{[\text{Error}_r - E(\text{Error}_r)]^2\} \quad (4-4)$$

其中, Error_r 为 SGS 系统对半径为 r 的环形发射源的测量误差。

方差值 Var_a 越小,说明模拟得到的径向探测效率与重建计算后得到的该层内的平均探测效率越接近,SGS 测量计算的结果也就越准确。

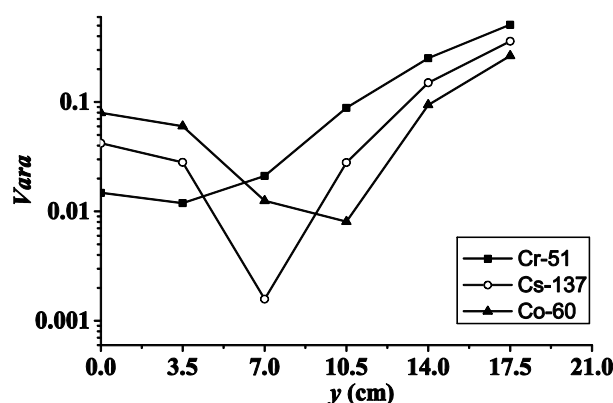


图 4-15. 0.5 g/cm^3 密度下偏心距对 SGS 重建误差方差影响

Fig.4-15 Relationship between variance of SGS system reconstruction error and detector eccentric distance when density is 0.5 g/cm^3

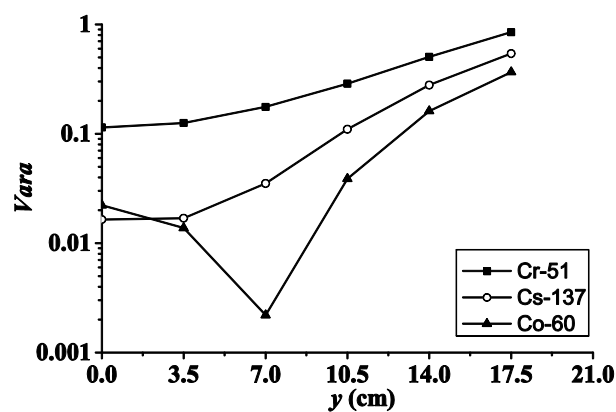


图 4-16. 0.75g/cm³ 密度下偏心距对 SGS 重建误差方差影响

Fig.4-16 Relationship between variance of SGS system reconstruction error and detector eccentric distance when density is 0.75g/cm³

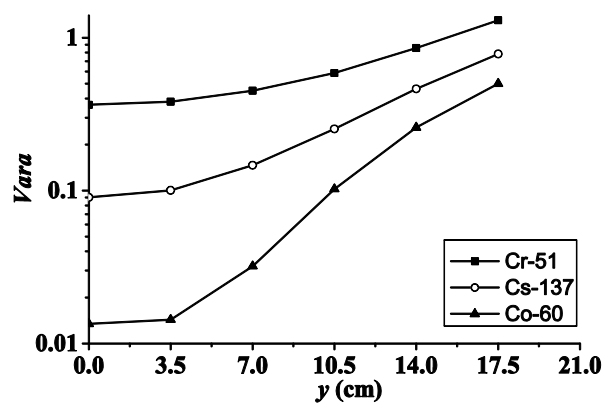


图 4-17. 1.0g/cm³ 密度下偏心距对 SGS 重建误差方差影响

Fig.4-17 Relationship between variance of SGS system reconstruction error and detector eccentric distance when density is 1.0g/cm³

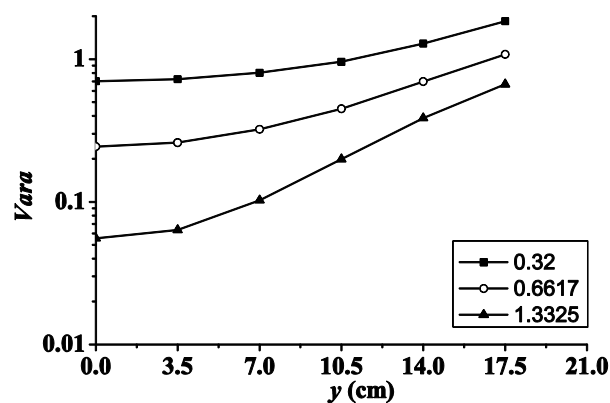


图 4-18. 1.25g/cm³ 密度下偏心距对 SGS 重建误差方差影响

Fig.4-18 Relationship between variance of SGS system reconstruction error and detector eccentric distance when density is 1.25g/cm³

图 4-15 至图 4-18 为 0.5 g/cm³ 至 1.25 g/cm³ 四个密度下, 不同核素的 SGS

系统重建误差方差随探测器偏心距的变化趋势。可以发现,当废物桶密度为 0.5 g/cm^3 时,探测器偏心距为 7cm 时,三个核素整体的误差较小;密度为 0.75 g/cm^3 时,探测器偏心距为 7cm 时 Co-60 误差方差最小,其他两个核素在探测器偏心距为 3.5cm 时误差方差较小,综合考虑,可将偏心距定为 3.5cm;在密度为 1.0 g/cm^3 和 1.25 g/cm^3 时,探测器偏心距为 0cm 时误差方差最小。

综合上述分析,可以获得在不同密度下的最佳探测器偏心距,如表 4-2 所示。

表 4-2. 不同平均密度对应最佳探测器偏心距
Table4-2. Corresponding best detector eccentric distance under different mean density

平均密度 Mean density/ $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$	最佳探测器偏心距 Best detector eccentric distance/cm	精度提高 Improvement of the precision
0.5	70	74.20%
0.75	35	5.67%
1.0	0	--
1.25	0	--

通过表 4-2 可以发现,当密度为 0.5 g/cm^3 时 SGS 的重建误差提高最大,达到 74%,高密度时可以采用传统的 SGS 测量方式,即探测器的偏心距离为 0cm。

4.4 实验验证

为了验证该种测量方案模拟结果的可靠性,针对废物桶平均密度为 0.7 g/cm^3 和 1.2 g/cm^3 的工况下进行实验。其中,废物桶里面填充的介质是高密度板和尼龙板。实验的放射源为 ^{137}Cs 和 ^{60}Co 点源,源信息如下表所示:

表 4-3. 实验核素源信息
Table.4-3 Information of experiment nuclide

核素 nuclide	半衰期 Half-life period/a	初始活度 Original activity/Bq	衰减率 Attenuation rate	现在活度 Present activity/Bq
^{137}Cs	30.17	426000	0.8855	377000
^{60}Co	5.27	341000	0.4986	170000

将放射性点源分别放置于桶内半径为 0cm、10cm 和 24cm 处,并利用 SGS 系统对其进行扫描探测,得到如下结果:

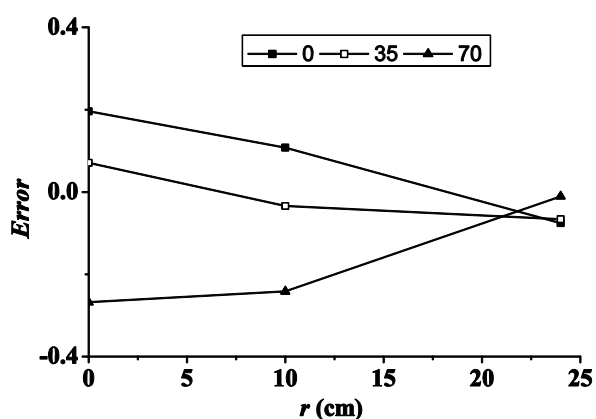


图 4-19 0.7g/cm³ 密度下不同偏心距下 SGS 系统测量误差

Fig.4-19 measurement error of SGS system under different eccentric distance when density is 0.7g/cm³

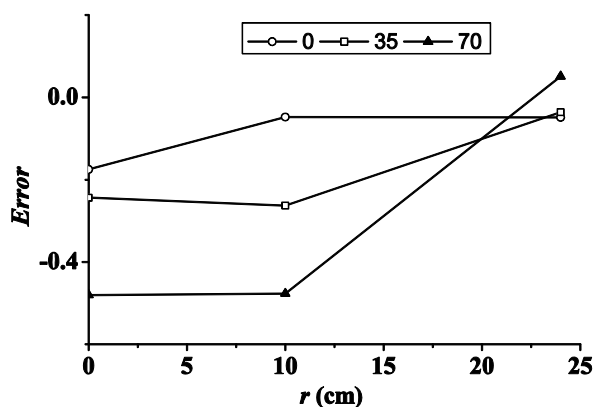


图 4-20 1.2g/cm³ 密度下不同偏心距下 SGS 系统测量误差

Fig.4-20 Measurement error of SGS system under different eccentric distance when density is 1.2g/cm³

如图 4-19 和图 4-20 所示，当废物桶内的填充物质为高密度板，密度为 0.7 g/cm^3 时，探测器偏心距为 3.5cm 的误差最接近于 0；废物桶内的填充物质为尼龙板，密度为 1.2 g/cm^3 时，探测器偏心距为 0cm 时的误差最接近于 0。这与上述结论中最佳探测器偏心距离的选择非常吻合。

4.5 本章小结

传统 SGS 检测系统对低、中放射性水平废物桶进行检测的过程中，是基于废物桶里面填充物质与放射性物质都分布均匀的假设前提下进行的，其测量误差随放射性点源位置的变化而变化，测量误差最高达到-120%至 50%。这种误差来源于 SGS 系统测量的非均匀化假设。探测器对废物桶内处于不同半径位置的放射源的

探测效率存在较大差异，使通过加权平均得到的该层内探测效率偏离实际值。而对于核动力厂中的废物桶，桶内几何与物理信息未知，仅通过旋转透射测量得到测量对象的平均透射率和平均吸收校正因子。因此，待测废物桶的非均匀分布导致在均匀化假设下得到的检测结果误差。

针对 SGS 系统的这种径向旋转测量使样品均匀化的不充分性和局限性，基于蒙特卡罗计算对样品层内不同半径环形放射源进行模拟计算和研究，发现改变探测器对废物桶的偏心位置，可以明显减小不同半径发射源的探测效率与重建计算得到的平均探测效率的整体偏差，从而提高 SGS 的测量精度。在不同的探测器偏心距下，SGS 系统的重建误差与废物桶内填充物质的密度和核素种类相关。

综合考虑所述情况，在通过称重获知废物桶平均密度后，可以得到相应的使 SGS 系统重建误差最小的探测器偏心距。当废物桶平均密度是 0.5 g/cm^3 时对应最佳探测器偏心距为 7cm，SGS 检测系统的重建相对偏差提高最为明显，达到 74%；当废物桶密度为 0.75 g/cm^3 时对应的最佳探测器偏心距为 3.5cm，其他高密度条件下的最佳探测器偏心距为 0cm。经实际废物桶检测，证明了这种方法的可靠程度。

第五章 总结及研究展望

5.1 论文研究结论

随着我国核工业和核科学技术的快速发展以及广泛应用，产生了越来越多的中、低水平放射性废物，这些放射性废物被暂时储存在放射性废物暂存库内。在规定时间内要对这些放射性废物进行最终处理。核动力厂中产生的低、中水平放射性废物一般被压缩放置在 208L 的钢桶内，对它们进行最后的处理之前，需要针对桶内的放射性核素的类型以及活度进行精确的检测和鉴别，为最终处置提供科学依据。目前常采用的对待测废物桶测量的方式为无损检测测量方法，利用 SGS 检测系统对这些待测桶其进行定性测量和定量测量。在检测过程中，探测效率的计算是一个极为重要环节，探测效率计算刻度的精确度直接对 SGS 检测系统最终的测量结果精度造成影响。因此，应设法提高 SGS 测量系统的探测效率刻度精度。

本文通过对利用数值计算方法和蒙特卡罗模拟计算方法对不同能量射线的核素，不同废物桶平均密度的工况下的计算结果的结果比较，提出了在对探测器的探测效率进行标定过程中两种方式的优劣性。并讨论了在使用 SGS 检测系统对低、中放射性水平废物桶的检测过程里，探测器与放射性废物桶的相对偏心距离对不同平均密度的放射性废物桶的探测效率刻度结果的影响规律，通过改变探测器和待测桶的相对检测距离，提出了一种能有效提高 SGS 测量系统测量结果精度的测量方法。

本论文的主要工作内容：

1. 针对 SGS 测量系统，利用放射性废物桶、带准直器的 HPGe 探测器的几何尺寸和形状建立起数学计算模型，推导了利用数值公式计算方法标定探测效率刻度的数学公式。
2. 把上述推导得到的数学公式与蒙特卡罗方法的模拟结果以及实验得到的数据均进行了比较，证明了该推导公式的准确程度和可靠程度。给出了一种不受到准直器形状影响的数值计算方法。利用提出的数值计算方法，针对不同核素以及核素设置在废物桶内不同半径位置处的工况进行了探测效率的刻度，数值计算得到的探测效率与蒙特卡罗方法计算的相对比，相对偏差控制在 5% 以内。说明这两种标定方法对真实值的还原度相似。但是数值计算方法比起蒙特卡罗计算方法，不仅能够保证了 SGS 测量系统的测量精度，同时可以实现实时的效率刻度。这对核工业中中、低水平放

射性废物桶的快速测量有着重要作用。

3. 通过蒙特卡罗方法对 SGS 测量系统进行探测效率的刻度, 针对 SGS 系统的径向旋转测量使样品均匀化的不充分性和局限性, 用蒙特卡罗方法对样品层内不同半径环状线源发射源进行模拟计算和研究, 发现改变探测器对废物桶的偏心位置, 可以明显减小不同半径发射源的探测效率与重建计算得到的平均探测效率的整体偏差, 从而提高 SGS 的测量精度。在不同的探测器偏心距下, SGS 系统的重建误差与废物桶内填充物质的密度和核素种类相关。
4. 利用 Cs-137 和 Co-60 两种核素, 用 SGS 测量系统对由木材和聚氨酯作为填充材料的放射性废物桶进行了实验测量。通过实验验证, 证明模拟计算结果的可靠程度, 对提高 SGS 测量结果的精度提高有十分显著的效果。

5.2 研究展望

面对如今核电项目建设速度加快和废物产生量逐年增加的情况, 必须加快对提高核动力厂低、中水平放射性废物测量精度的研究, 对它们进行准确鉴别与测量, 获得放射性废物内所含核素及其放射性活度, 为其暂存、运输和最终处置的方案制定提供科学依据, 以确保放射性废物最终处置的顺利进行。

分段扫描技术是对核动力厂中低、中放射性水平废物桶测量的关键技术, 在测量过程中, 探测效率刻度这一环节密切影响着测量结果的精度。因此, 提高分段扫描技术探测效率刻度结果的精度对低、中放射性水平废物桶的测量和处置有着重要的意义。

对于探测效率刻度结果精度的提高和工作的简化, 本论文提出了两种方法: 通过数值计算公式的推导以及对探测器与废物桶的相对测量偏心距离对探测效率刻度精度的影响进行研究, 针对几种典型的放射性核素和常见的几种放射性废物桶平均密度提出了有效提高测量精度的方法。

然而在分段扫描技术中, 影响着探测效率刻度精度的还有其他诸多因素, 比如桶内放射性核素的种类, 核素复杂的分布情况以及探测器本身器件对射线的吸收和屏蔽影响等。如果在对核动力厂低、中放射性水平废物桶中放射性核素的活度进行测量之前, 能够准确的先确定核素的位置, 那么对提高测量结果的精度将有非常大的提升。而目前对废物桶中的核素位置定位的研究还比较少见, 国内外有相关领域的初步研究提出了两种核素定位方案: 一是结合探测器的空间测量位

置以及射线在桶内的一系列系数吸收与衰减系数，通过到达探测器晶体的计数率找出探测器晶体和放射性核素的连线，连线的交点则为核素的位置；二是通过 γ 相机来对桶内的放射性核素来进行位置的确定。但这两种方法分别存在计算过于复杂且计算量过于庞大和成本昂贵的问题，因此，在未来的对分段扫描技术结果精度提高的研究中，可以开展相关的研究课题，这对放射性废物探测技术的发具有重大的科学意义和工程价值，亦是未来发展值得关注的方向之一。

参 考 文 献

- [1]. State Council of the People' s Republic of China. “Twelve Five Year Plan” national strategic emerging industry development plan [R]. 2012
- [2]. Ye Q Z. Development and prospect of China' s nuclear power & nuclear energy industry [J]. Southern Energy Construction, 2015, 2(4):18-21
- [3]. 罗上庚, 放射性废物处理与处置, 北京: 中国环境科学出版社, 2007
- [4]. 罗上庚, 放射性废物概论, 北京: 原子能出版社, 2003
- [5]. 潘自强, 我国放射性废物管理中一些值得重视问题的讨论, “21 世纪初辐射防护论坛” 第四次会议暨低中放废物管理和放射性物质运输学术研讨会, 北京, 2005. 6
- [6]. 李学群, 修炳林, 李承, 放射性废物处置规划设想及实施建议[J], 原子能科学技术, 1998, Vol. 32, Suppl. 42-45
- [7]. Qi Changming. Progress in management of radioactive waste at QNPP-II [J]. Radiation Protection Bulletin, 2007, 27(1):13-17
- [8]. Liu. Jinjun, Chen Jian. Brief introduction to management of radioactive waste in TNPP[J]. Radiation Protection Bulletin, 2007, 27(6):37-40

- [9]. Huang Laixi, He Wenxin, Chen Degan. Solid radioactive waste management in Daya Bay Nuclear Power Station[J]. Radiation Protection, 2004, 24(3-4):211-226
- [10]. 国务院, 放射性废物安全管理条例, 2012
- [11]. 安洪振, 徐春艳, 毕升, 我国核电厂低、中放废物区域处置现状及对策[J]. 中国核工业. 2014(4):38-41
- [12]. 郭喜良, 徐春艳, 杨卫兵等, 国外低中水平放射性废物包检测实践及启示, 辐射防护, 2011, 31(3): 184-192
- [13]. Reily D, Ensslin N, Smith H, et al. Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials, Los Alamos National Laboratory, 1991
- [14]. Becker G, McIlwain M, Connolly M. Transuranic and Low-Level Boxed Waste Form Nondestructive Assay Technology Overview and Assessment, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, 1999
- [15]. 杨明太, 核材料的非破坏性分析, 核电子学与探测技术, 2001, 2(6): 501-504
- [16]. J.L. Parker. The Use of Calibration Standards and the Correction for Sample Self Attenuation in Gamma-Ray Nondestructive Assay. LA-10045 Rev. Los Alamos National Laboratory. 1986
- [17]. 傅玉川, 冉蜀阳, 罗正明, 蒙特卡罗技术在辐射剂量学中的应用, 中国医学物理杂志, 2003, Vol. 20, No. 4, 210-211
- [18]. 裴鹿成等, 蒙特卡罗方法及其在粒子输运问题中的应用, 北京: 科学出版社, 1980

- [19]. 肖雪夫, 张积运, 王仲奇, 环境电离辐射体源表面剂量率的 MC 模拟计算及实验比较, 中华放射医学与防护杂志, 2004, Vol. 24, No. 1, 61-65
- [20]. 邓力, 蒙特卡罗方法及其在核探测和反应堆临界计算中的应用研究, 中国工程物理研究院科技年报, 2000
- [21]. 王汝瞻, 卓韵裳, 核辐射测量与防护, 北京: 原子能出版社, 1990
- [22]. 樊明武, 张春霖, 核辐射物理基础, 广州: 暨南大学出版社, 2010
- [23]. Knoll Glenn F., Radiation Detection and Measurement, New York: John Wiley & Sons, 3rd edition, 2000
- [24]. 凌球, 郭兰英, 核辐射探测, 北京: 原子能出版社, 1992
- [25]. 郑成法, 核辐射测量, 北京: 原子能出版社, 1983
- [26]. Bucherl T., Kaciniel E., Lierse Ch., Synopsis of gamma scanning system, European Network of Testing Facilities for the Quality Checking of Radioactive Waste Packages, Report WG-A-01, 1998
- [27]. 庞巨丰, γ 能谱数据分析, 西安: 陕西科学技术出版社, 1990
- [28]. 肖雪夫, 放射性废物无损测量中 TGS 图像重构技术的若干问题研究[D], 中国原子能科学研究院, 2001
- [29]. Lawrence Livermore National Laboratory, Waste-Drum Nondestructive Radioactive Assay Using Active And Passive CT, California: Lawrence Livermore National Laboratory, 2000
- [30]. Estep R. J., Tomographic Gamma Scanning to Assay Heterogeneous Radioactive Waste, Nuclear science and engineering, 1994, Vol. 118,

145-152

- [31]. Hsue. S., T. Stewart., J.E., Guide to Nondestructive Assya
Standard Preparation Criteria Availability and Practical
Considerations, Los Alamos National Laboratory Document, La-13340-
Ms, 2000
- [32]. Estep R. J., Assay of Heterogeneous Radioactive Waste by Low-
resolution Tomographic Gamma Scanning, Trans. Am. Nucl.
Soc.62(1990), 178
- [33]. Tran Quoc Dung, Calculation of The Systematic Error and Correction
Factors in Gamma Waste Assay System, Ann. Nucl. Energy 24(1),
1997, 33-47
- [34]. Gillespie, B. M. In:IAEA Symposiumon International Safeguards, 8-
14, May, Vienna, 1994
- [35]. Tran Quoc Dung, Some Theoretical Results of Gamma Techniques for
Measuring Large Samples, Nucl. Instrum. Methods A(416), 1998
- [36]. Prettyman T. H., Foster L. A., Estep R. J., Detection and
Measurement of Gamma-ray Self-attenuation in Plutonium Residues,
Los Alamos National Laboratory, LA-UR-96-2620, 1996
- [37]. Tran Ha Anh, Nguyen Duc Thanh and Tran Quoc Dung, Evaluation of
Performance of a New Measurement Technique for Assay of
Radioactive Waste, Ann. Nucl. Energy 32(13), 2005
- [38]. G. A. Shppard, T. H. Prettyman, E. C. Piquette. According for
Segment Correlations in Segmented Gamma-ray Scans, Los Alamos
National Laborarory Document, LA-UR-94-2561, 1994

- [39]. A. G. Espartero., et, Development and Application of a Radioactivity Characterization System for Low-level Radioactive Waste, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, 1999, Vol. A422, 790-794
- [40]. G. A. Sheppard, E. C. Piquette, Point-source Calibration of a Segmented Gamma-ray Scanner, Los Alamos National Laboratory Document, LA-UR-94-2482, 1994
- [41]. Liang. J. H., Jiang. S. H., Chou. G. T., et, A Theoretical Investigation of Calibration Methods for Radwaste Radioactivity Detection System, Applied Radiation and Isotopes, 1996, 47(7), 669-675
- [42]. Liang. J. H., Jiang. S. H., Chou. G. T., et, Parametric Study of Shell-source Method for Calibrating Radwaste Radioactive System, Applied Radiation and Isotopes, 1998, 49(4), 361-368
- [43]. M. Bruggeman, J. Gerits, R. Carchon. A Minimum Biased Shell-source Method for The Calibration of Radwaste Assay System, Applied Radiation and Isotopes, 1999, 51(3), 255-259
- [44]. S. Croft, R. D. Mcelroy, The Calibration of Segmented Gamma Scanning Using Rod Source, WM' 05 Conference, February 27-March 3, 2005, Tucson, AZ
- [45]. 谭亚军, 朱荣保, 吴昕等, 分段 γ 扫描装置数据获取与处理软件系统的研制, 原子能科学技术, 1994, 28 (1): 26-31
- [46]. 朱荣保, 谭亚军, 袁晓鑫等, 大型高分辨分段 γ 扫描装置的研制, 原子能科学技术, 1994, 28 (1): 16-24

- [47]. 刘诚, 中低放射性废物改进型 γ 扫描技术及活度重建算法研究, 博士学位论文, 上海交通大学, 2013
- [48]. 苏荣波, SGS 技术在核设施退役桶装废物测量中的简化与应用, 工程硕士学位论文, 兰州大学, 2015
- [49]. 丁逸仙, 庾先国, 刘明哲, 张金钊, 阳林峰等, SGS 准直器最佳尺寸的 MC 模拟[J], 核电子学与探测技术, 2013, 33(8)
- [50]. 肖雪夫, 吕峰, 刘大鸣, 蒙特卡罗方法选择 TGS 准直器的最佳形状[J], 原子能科学技术, 1998, 32(3)
- [51]. 郇强, 步立新, SGS 准直器优化设计研究[J], 石化技术, 2016, 4
- [52]. Jon. R. Hurd, Steven. M. Long., Thomas. E. Sampson, Bias Investigation of a 55-gallon Drum-sized Segmented Gamma Scanner, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-93-2624, 1993
- [53]. R. J. Estep, T. H. Prettyman, G. A. Sheppard, Tomographic Gamma Scanning(TGS) to Measure Inhomogeneous Nuclear Material Matrices From Future Furl Cycles, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-93-1637, 1993
- [54]. 张良, 带屏蔽体、准直器的高纯锗探测器在应急初期的应用, 硕士学位论文, 中国原子能科学研究院, 2006
- [55]. 张忠兵, 张显鹏, 陈亮, 刘金良, 阮金陆, 脉冲中子测量中的准直器设计[J], 核电子学与探测技术, 2014, 34(7)
- [56]. D. Stanga., D. Gurau, A New Approach in Gamma-ray Scanning of Rotating Drums Containing Radioactive Waste[J], Applied Radiation and Isotopes, 2012(70):2149-2153

- [57]. 王仲奇, 卢文广, SGS 定量分析中层内径向不均匀性影响分析, 中国核学会核化工分会成立三十周年庆祝大会暨全国核化工学术交流年会会议论文集, 2010
- [58]. Roland R. Benke, Kimbergerlee. J. Kearfott, An Improved in-situ Method for Determing Depth Distribution of Gamma Ray Emitting Radionuclides[J], Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, 2001
- [59]. M. E. HOSSEINI-ASHRAFI, Quantitative Consideration of Collimator Parameters in Radio-isotope Imaging and Its Application to Collimator Optimization[J], Applied Radiation & Isotopes, 1998, 49(8):939-954

致 谢

攻读硕士学位期间已发表或录用的论文