

附件 3

《废放射源近地表处置接收要求（征求意见稿）》

编制说明

1. 编制背景

放射源被广泛地应用于工业、农业、医疗、教学及科研等领域，给人类社会带来多方面的利益。然而，放射源的应用必然产生废放射源，对废放射源的管理是放射源安全管理的重要组成部分。目前，我国对废放射源的管理手段是集中贮存在有关废物库内，截至 2022 年 8 月，国家废放射源集中贮存库共收贮废源超过 15 万枚，各省（包括直辖市和自治区）核技术利用放射性废物贮存库共收贮废源超过 6 万枚。集中的贮存对大多数废放射源来讲并非最终的长期安全管理方案，实施安全处置是废放射源安全管理的最终出路。

根据国际经验，不同核素不同活度的废源的处置方案也不相同，近地表处置场、中等深度处置（钻孔处置）和深地质处置分别对应不同种类、不同活度的废源。国际上废源处置的已有实践如下：美国的 Barnwell 处置场、Richland 处置场和 Andrews 处置场可接收属于 A、B、C 类低水平废物的废放射源；法国的奥布处置场（CSA）可接收半衰期比 ^{137}Cs 短，活度低于特定限值的一些短寿命废放射源；西班牙的 EI Cabril 处置场和匈牙利的 Püspökszilág 处置场可接收半衰期小于等于 5 年的短寿命废放射源。

为安全处置废源，需要建立必要的标准。目前 ISO 组织仅发布了与放射源管理相关的几个标准，未发布包含废放射源处置的有关管理标准；国际原子能机构（IAEA）发布了与放射源管理相关的标准，但是关于废放射源处置的要求不够具体，不具备可操作性。

在法国，法国国家放射性废物管理局（ANDRA）于 2001 年建立了奥布中低放废物处置设施中心（CSFMA）废放射源货包的接收限值，给出了废放射源各放射性核素的活度标准，称之为“源活度限值”（LAS），该限值已得到法国核安全局（ASN）的认可。自 2007 年，奥布处置场（CSA）开始接收短寿命废放射源。CSA 可处置的废放射源包括： ^{60}Co 源，货包活度 $\leq 270\text{TBq}$ ； ^{90}Sr 源，活度 $\leq 8\text{MBq}$ ；

^{137}Cs 源，活度 $\leq 22\text{MBq}$ 。主要接收准则包括：接收含单一放射性核素的废放射源；半衰期 ≤ 30 年；考虑到运行安全：废物包最大活度 $\leq 270\text{TBq}$ ($2.70\times 10^{14}\text{Bq}$)；考虑关闭后安全：源活度 $\leq$ 源活度限值（LAS），源活度限值（LAS）通过安全评价推导得出，并且与废放射源尺寸有关，具体限值见表 1。

表 1 法国废放射源近地表处置活度限值

核素	半衰期 (a)	小尺寸（直径 $<3\text{cm}$ 或 体积 $<1\text{cm}^3$ ）		中尺寸		大尺寸（体积 $>15\text{cm}^3$ 或面积 $>20\text{cm}^2$ ）	
		LAS(Bq)	关键景象	LAS(Bq)	关键景象	LAS(Bq)	关键景象
^{133}Ba	11	2.55×10^{13}	摄入	6.79×10^{13}	装口袋	6.78×10^{14}	破坏
^{152}Eu	13	1.36×10^{11}	摄入	1.49×10^{11}	装口袋	1.49×10^{11}	破坏
^{90}Sr	29	8.18×10^6	携带	8.18×10^6	装口袋	8.16×10^7	破坏
^{137}Cs	30	2.19×10^7	携带	2.19×10^7	装口袋	2.19×10^8	破坏

美国核管会（NRC）的 10 CFR61 将商业低水平放射性废物（LLRW）划分为 A、B、C 和超 C 类。对于废放射源，有相当一部分可以归为 LLRW，美国没有单独考虑废放射源的处置，对于废放射源的处置，只需判断含废放射源的废物包属于 10 CFR 61.55 中的废物分类表中的哪类废物，从而判定是否可以近地表处置。Barnwell、Richland 和 Andrews 三个近地表处置场可以接收处置的废源活度限值如表 2。

NRC 在 10 CFR 61.55 中的废物分类表是基于分析无意闯入者的景象，进行的安全评价。而含废放射源的货包，则按照 NRC 关于放射性废物浓度平均的技术文件来评估是否开展近地表处置。

表 2 美国商业废放射源近地表处置活度限值（2017 年）

核素	非超 C 类废源活度限值		
	Barnwell 处置场	Richland 处置场	Andrews 处置场
²⁴¹ Am ²³⁸ Pu ²³⁹ Pu	1.85E+07Bq/单个容器	3.7E+03Bq/g	1.11E+09Bq/单个容器（55 加仑，约 250L）
²⁵² Cf	3.7E+11Bq ¹⁾	4.81E+11Bq ²⁾	4.81E+11Bq ²⁾
²⁴⁴ Cm	1.85E+07Bq/单个容器 ¹⁾	3.7E+03Bq/g	3.7E+03Bq/g
⁶⁰ Co	3.7E+11Bq ¹⁾	无限值 ³⁾	无限值 ³⁾
¹³⁷ Cs	3.7E+11Bq ¹⁾	3.61E+13Bq	3.61E+13Bq
¹⁹² Ir	3.7E+11Bq ¹⁾	4.81E+11Bq ²⁾	4.81E+11Bq ²⁾
⁹⁰ Sr	3.7E+11Bq ¹⁾	5.49E+13Bq	5.49E+13Bq
²²⁶ Ra	1.85E+06Bq/单个容器	4.44E+10Bq	3.7E+09Bq/单个容器（55 加仑，约 250L）

注：1）超过此限值的需要另外批准；

2）设施可根据工人的受照情况和具体场址的其他考虑以“一事一议”的方式接收超过此限值的废放射源。

3）对于⁶⁰Co，C 类废物没有限值，在运行中的处置设施的接收取决于该设施的废物接收标准和运行考虑因素，如职业照射剂量率和废物盘存量限制。

英国国家低放废物近地表处置设施（LLWR）可以接收处置低活度废放射源。最新的废物接收准则（WAC）文件对废源处置提出了以下要求：如尽可能去除屏蔽；毁坏有废旧金属价值的源；处置在“小容器”中（1-15 升）；与至少 100 毫升水泥浆混合；每次运输一个源容器（运输限值为：对于 α 发射体不超过 4GBq/t，其他核素不超过 12GBq/t）；完成废物特性表格，包括以下资料：放射性核素、每个源的总活度、源的数量、水泥浆量。

我国目前还没有关于废放射源处置的相关标准，为确保废放射源最终安全处置，应该制订废放射近地表处置接收要求标准。

本标准根据我国近地表处置场的环境特性和工程措施，考虑了实施整备的情况，提出我国的废放射源近地表处置接收要求。

2. 编制过程

2019 年，中国辐射防护研究院承担了生态环境部辐射源安全监管司核与辐射安全年度项目“废放射源近地表处置安全要求和接收准则初步研究”。在该项目下，开展了废源处置的有关研究。

2022 年 1 月生态环境部辐射源安全监管司委托中国辐射防护研究院编制国家生态环境标准《废密封放射源近地表处置接收准则》。中国辐射防护研究院、

生态环境部核与辐射安全中心、中国核电工程公司成立了标准编制组，并编制了标准开题论证报告和标准草案。

2022年1月19日生态环境部辐射源安全监管司组织召开了国家生态环境标准《废密封放射源近地表处置接收准则》开题论证会，会议同意标准制定的工作路线与工作方案，并对标准（草案）提出了意见。会后，编制组按照会议要求开展了工作，完成了标准征求意见稿（初稿）。

2022年8月4日生态环境部辐射源安全监管司组织召开了国家生态环境标准征求意见稿（初稿）技术审查会，对标准征求意见稿（初稿）进行了审查。专家建议将标准名称修改为《废放射源近地表处置接收要求》，并提出了其他一些具体建议，编制组依据专家意见进行了修改，形成了标准征求意见稿。

3. 编制依据及原则

（1）标准格式遵照生态环境部发布的《国家生态环境标准制修订工作规则》以及《环境保护标准编制出版技术指南》（HJ 565）的相关要求。

（2）依据项目研究成果开展标准的编写工作；同时，参考国际权威技术报告和相关文献，考虑与已颁布的法规、标准等的协调。

（3）从废放射源处置的实际出发，借鉴美国、法国、英国等国家废放射源接收、处置及管理经验，总结国内废放射源整备、放射性废物处置工作经验，合理制订废放射源近地表处置接收要求，强化标准的可操作性，为废放射源的安全、有效处置提供技术保障。

4. 基本框架与主要内容

4.1 标准框架

我国废放射源近地表处置的辐射防护要求遵守《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB18871）的规定，基本安全要求遵守《低、中水平放射性固体废物近地表处置安全规定》（GB9132）的规定，整备形成的废放射源废物包遵守《低、中水平放射性固体废物包安全标准》（GB12771）的规定，运输满足《放射性物品安全运输规程》（GB11806）的规定。考虑近地表处置接收的废放射源为半衰期 $\leq 30a$ 的固体废放射源，衰变子体为半衰期 $> 30a$ 且发射 α 粒子的超铀核素除外（如 ^{252}Cf 、 ^{244}Cm 等）。

标准需要明确废放射源近地表处置的活度限值；由于活度限值与具体整备形成的废物包形式有关，还需考虑可近地表处置的废放射源的整备要求。

标准正文包括 9 部分：适用范围、规范性引用文件、术语和定义、基本要求、废放射源特性要求、废放射源整备要求、废放射源废物包要求、废放射源废物包接收操作要求和质量保证。

4.2 范围

本标准规定了固体废放射源近地表处置的接收要求，包括基本要求、废放射源特性、废放射源整备、废放射源废物包及其接收操作、质量保证等要求，用于指导废放射源近地表处置。

4.3 规范性引用文件

根据标准的主要技术内容，引用了“低、中水平放射性固体废物近地表处置安全规定（GB9132）”等 7 项现行有效的标准、文件。

4.4 术语和定义

为了便于本标准的使用，给出了“废放射源”和“整备”两个术语。

4.5 基本要求

基本要求提出了废放射源整备和近地表处置的辐射防护要求必须遵守 GB18871 的规定，处置的基本安全要求必须遵守 GB9132 的规定，整备形成的废放射源废物包的运输必须遵守 GB11806 的规定。

4.6 废放射源特性要求

从废放射源近地表处置安全性考虑，近地表处置可接收的废放射源为含半衰期小于等于 30 年（含 ^{137}Cs ）放射性核素的固体废放射源，但衰变子体为半衰期 $>30\text{a}$ 且发射 α 粒子的超铀核素除外，如 ^{252}Cf 、 ^{244}Cm 等。

废放射源整备形成的封装管内所有放射性核素活度浓度上限值不得高于《放射性废物分类》公告中所规定的低水平放射性废物的活度浓度上限值，封装管内核素活度浓度的计算为废放射源总活度/封装管总质量。废物包的表面剂量率需满足特定处置场的表面剂量率要求。

根据美国 2015 年《求平均浓度和封装的部门技术见解》报告，对于废放射源这种独立的离散物项，平均放射性核素浓度 = $\frac{\text{离散物项的总活度}}{\text{离散物项的体积或质量}}$ ，但如果独立物

项是封装的，平均放射性核素浓度 = $\frac{\text{离散物项的总活度}}{\text{最终废物体（包括封装材料）的体积或质量}}$ 。

本标准中要求对废放射源进行封装整备，将废放射源封装在两种类型的封装管中，所含其他半衰期小于等于 5 年的放射性核素的废放射源封装在 FZG-I 型封装管中，其体积约为 60L。所含 ^{60}Co 和半衰期大于 5 年小于等于 30 年的放射性核素的废放射源封装在 FZG-II 型封装管中，其体积约为 1500mL。

废放射源近地表处置时在单个封装管中的活度限值先根据《放射性废物分类》中低水平放射性废物的活度浓度限值考虑。

《放射性废物分类》公告表 2 中未列出的放射性核素低水平放射性废物活度浓度上限值为 $4.0\text{E}+11\text{Bq/kg}$ ，假设废物密度为 2000kg/m^3 ，对于 FZG-I 型封装管体积约为 60L，则装入 FZG-I 型封装管的废放射源活度上限值为 $4.8\text{E}+13\text{Bq}$ ，约整为 $1.0\text{E}+14\text{Bq}$ 。

对于 FZG-II 型封装管体积约为 1500mL，则装入 FZG-II 型封装管的废放射源活度上限值为 $1.2\text{E}+12\text{Bq}$ ，约整为 $1.0\text{E}+12\text{Bq}$ 。

《放射性废物分类》公告中 ^{90}Sr 和 ^{137}Cs 的低水平放射性废物的活度浓度上限值为 $1.0\text{E}+09\text{Bq/kg}$ ，假设废物包密度为 2000kg/m^3 ，对于 FZG-II 型封装管体积约为 1500mL，装入 FZG-II 型封装管的 ^{90}Sr 和 ^{137}Cs 废放射源活度上限值为 $3.0\text{E}+09\text{Bq}$ ，约整为 $1.0\text{E}+09\text{Bq}$ 。

废放射源近地表处置时，对于含其他半衰期小于等于 5 年的放射性核素的废放射源由于其半衰期很短，近地表处置时单个废放射源可以无活度限值，但为满足《放射性废物分类》公告中低水平放射性废物的限值，单个封装管中废放射源的活度限值为 $1.0\text{E}+14\text{Bq}$ 。对于 ^{60}Co ，由于其照射剂量率高，整备时将其封装在 FZG-II 型封装管中，因此 ^{60}Co 单个封装管中的活度限值为 $1.0\text{E}+12\text{Bq}$ 。

根据《放射源分类办法》公告，常用不同核素的 64 种放射源（见表 3）中所含放射性核素半衰期大于 5 年小于等于 30 年的固体废放射源主要为 ^{154}Eu 、 ^{133}Ba 、 ^{152}Eu 、 ^{90}Sr 和 ^{137}Cs ，见表 3。对于 ^{154}Eu 和 ^{133}Ba ，由于其半衰期相对较短，其活度限值根据低水平放射性废物的限值推导得出，单个封装管中的活度限值为 $1.0\text{E}+12\text{Bq}$ 。

表 3 常用不同核素的 64 种放射源

核素名称	半衰期	核素名称	半衰期	核素名称	半衰期	核素名称	半衰期	核素名称	半衰期
²⁴⁴ Cm	10.0h	⁸⁹ Sr	50.5d	¹⁰⁶ Ru (¹⁰⁶ Rh)	1.01a	¹⁵⁴ Eu	8.80a	²³⁸ Pu	87.7a
²⁴² Cm	16.0h	⁹¹ Y	58.5d	¹⁰⁹ Cd	1.27a	¹³³ Ba	10.5a	⁶³ Ni	96.0a
¹⁸⁸ Re	17.0h	¹²⁵ I	60.1d	¹³⁴ Cs	2.06a	⁸⁵ Kr	10.7a	²⁴¹ Am	432a
⁹⁰ Y	2.67d	⁹⁵ Zr	64.0d	¹⁴⁷ Pm	2.62a	³ H	12.3a	²⁴¹ Am/Be	432a
¹⁹⁸ Au	2.69d	¹⁹² Ir	74.0d	²⁵² Cf	2.64a	¹⁵² Eu	13.3a	²²⁶ Ra	1.60E+03a
⁹⁰ Mo	2.75d	³⁵ S	87.4d	⁵⁵ Fe	2.70a	⁹⁰ Sr (⁹⁰ Y)	29.1a	¹⁴ C	5.73E+03a
¹³² Te (¹³² I)	3.26d	⁷⁵ Se	120d	²⁰⁴ Tl	3.78a	¹³⁷ Cs	30.0a	²⁴⁰ Pu	6.54E+03a
¹³¹ I	8.04d	¹⁷⁰ Tm	129d	⁶⁰ Co	5.27a			²³⁹ Pu/Be	2.41E+04a
³² P	14.3d	²¹⁰ Po	138d					²³⁹ Pu	2.41E+04a
¹⁰³ Pd	17.0d	¹⁵³ Gd	242d					²³⁰ Th	7.70E+04a
⁵¹ Cr	27.7d	⁶⁵ Zn	244d					^{99m} Tc	2.13E+05a
¹⁶⁹ Yb	32.0d	⁵⁷ Co	271d					³⁶ Cl	3.01E+05a
¹⁴¹ Ce	32.5d	¹⁴⁴ Ce	284d					²⁴² Pu	3.76E+05a
⁹⁵ Nb	35.1d	⁶⁸ Ge	288d					²³⁷ Np (²³³ Pa)	2.14E+06a
¹⁰³ Ru (^{103m} Rh)	39.3d								
²⁰³ Hg	46.6d								

¹⁵²Eu、⁹⁰Sr 和 ¹³⁷Cs 近地表处置单个封装管的活度限值通过安全评价推导得出，分别为 1.0E+13Bq、1.0E+09Bq 和 1.0E+09Bq，具体推导过程见第五部分，但为满足《放射性废物分类》低水平放射性废物的活度浓度要求，¹⁵²Eu 在单个封装管中的活度限值取 1.0E+12Bq。⁹⁰Sr 和 ¹³⁷Cs 在单个封装管中的活度限值取 1.0E+09Bq。

4.7 废放射源整备要求

废放射源在处置前应进行整备包装，并应将废放射源从原始容器中取出后再进行整备。整备包括对废放射源的封装和在包装容器中的固定处理。对于近地表处置的废放射源的整备，采用将废放射源从原始包装中取出，然后放入封装管内，并向封装管内浇注水泥砂浆，封装管盖上盖子后实施焊接封装，然后用水泥砂浆

将封装管固定在包装容器内，整备形成废放射源废物包，提出了整备的具体要求。

附录 A 给出了可近地表处置废放射源的整备方法。

核行业标准《低、中水平放射性固体废物容器钢桶》（EJ1042）已使用多年，废放射源体积小，整备后形成的废物体体积不大，因此废放射源包装容器要求包装容器采用满足 EJ 1042 要求的废物桶。

4.8 废放射源废物包要求

废放射源废物包要求中提出了整备形成的废放射源废物包应符合 GB12711 的相关规定；提出了废放射源废物包须具备的相关信息要求，包含废放射源及废放射源废物包的相关信息。

4.9 废放射源废物包接收操作要求

处置场营运单位在接收废放射源废物包之前应先核实待处置废放射源废物包的相关文件，并应核查废物包，可对所接收的废放射源废物包进行抽样检测。

处置场营运单位应对所处置的废放射源编制相应的文件，文件应长期保管。

4.10 质量保证

提出了废放射源近地表处置的质量保证要求。

5. 活度限值推导

5.1 废源处置活度限值推导基本考虑

废放射源近地表处置的活度限值推导的基础是处置工程模式、景象分析选择以及辐射防护标准。确定废放射源近地表处置的活度限值时，需要进行安全评价，并确保处置设施运行和关闭后安全评价的结果符合适用的安全目标，活度限值推导流程示于图 1。

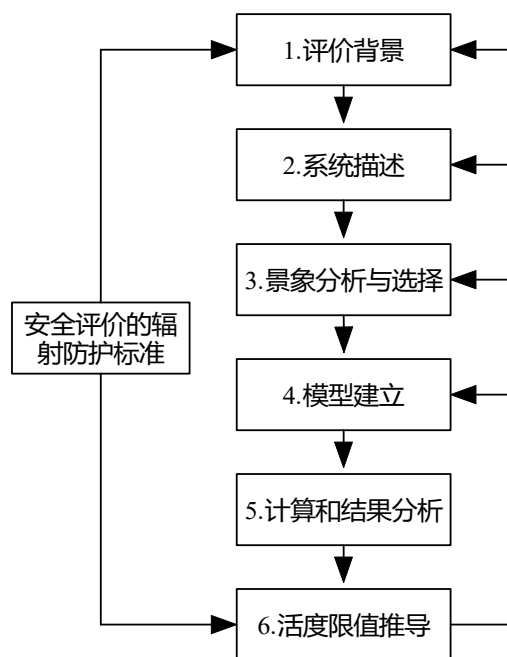


图 1 活度限值推导方法

废放射源是一类特殊的放射性废物，在对废放射源进行处置前需对其进行整備。整備过程一般是先将带有源包壳的废放射源置于不锈钢封装管内并密封，然后用水泥砂浆将其固定在包装容器内，形成废放射源废物包，如图 2 所示。

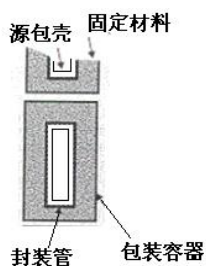


图 2 废物包组成

在推导处置活度限值时，首先假设某核素的活度值，在分析外部事件对废放射源处置的影响和废放射源处置特点的基础上，鉴别出可能引起正常照射和潜在照射的各种景象，考虑所有可能的景象，计算每个景象所造成的剂量，比较每个景象中每个核素的峰值剂量，找出各核素最高剂量的关键景象。为了获得活度限值，比较每个核素的最高剂量与剂量限值，也就是选择的辐射防护标准。假设活度值与剂量之间呈线性关系，则可以推导出满足适当的辐射防护标准下每种放射性核素的活度限值。

在各个景象下，每种核素的活度限值可使用公式（1）计算：

$$Ap_i = \frac{Dose_{lim} \cdot A_i}{MaxDose_{iu}} \quad (1)$$

式中， Ap_i 为放射性核素 i 的活度限值（ Bq ）， $Dose_{lim}$ 为剂量限值（ $Sv \cdot a^{-1}$ ）， $MaxDose_{iu}$ 为人类受照峰值剂量（ $Sv \cdot a^{-1}$ ）， A_i 为放射性核素 i 的初始活度（ Bq ）。

在进行活度限值推导时，假定有组织的控制期为300年。因此，可能发生人类闯入应在处置场关闭300年后。推导废放射源近地表处置活度限值时采用的剂量标准是处置场有组织的控制解除后的任何时间内，对无意闯入者持续受照的年有效剂量限值为1mSv，单次急性受照的有效剂量限值为5mSv。

选择推导废放射源近地表处置限值的评价过程中所需考虑的景象。可分为两类：运行期间的景象：直接外照射景象和坠落景象。关闭后的景象：浸出景象、居住景象、钻探景象、钻探后景象、装口袋景象。

运行期间对人类产生的照射剂量可以通过常规的辐射防护技术——时间、距离和屏蔽来加以控制，因此不将其作为活度限值推导的限制条件。

浸出景象和居住景象是以整个处置单元为研究对象，因此该景象可推导废放射源近地表处置在整个处置单元的活度限值；钻探景象、钻探后景象和装口袋景象是以单个封装管为研究对象，通过这些景象可推导废放射源在单个封装管中的活度限值。

因此选择钻探景象、钻探后景象和装口袋景象建立模型，推导近地表处置时废放射源在单个封装管中的活度限值。

5.2 钻探景象及计算

5.2.1 概念模型

钻探景象是指处置场有组织的控制结束后，闯入者在处置单元上方进行钻探作业，并将其中一个封装管（直径 $d=8cm$ ，高度 $h=0.35m$ ）内的废放射源全部带出。假定钻探提取的岩芯直径 $D=10cm$ ，活性长度 $L=4m$ 。此时，封装管及源包壳被破坏，部分放射性核素发生释放，并扩散到周围的空气中。照射途径包括钻探人员受到废放射源的直接外照射和吸入悬浮在空气中的放射性粉尘的内照射。钻探景象下，放射性核素的迁移和照射途径如图 3 所示。假设处置场有组织的控制结束后，即发生钻探活动（300a），废放射源中的放射性核素只有衰变损失。

假定钻探操作时间为 40 小时，取出废源与废源的接触时间为 1 小时。

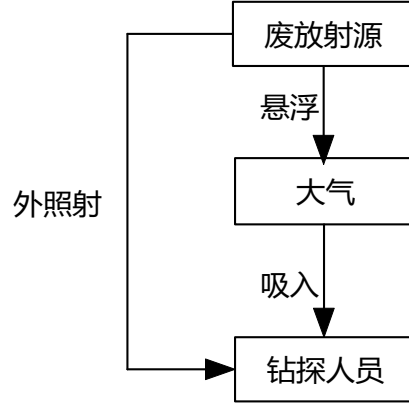


图 3 钻探景象的核素迁移过程和照射途径

5.2.2 数学模型

①源项模型

钻探带出的废放射源的残留活度按（2）式计算：

$$A_{Res} = A_{Int} e^{-\lambda t_{Exp}} \quad (2)$$

式中， A_{Int} 为废放射源处置时放射性核素的初始活度（ Bq ）； t_{Exp} 为发生钻探的时间（ a ）。

封装管破裂后，周围空气中放射性核素的活度浓度按（3）式计算：

$$C_{Air} = A_S C_{Dust} \quad (3)$$

式中， A_S 为放射性核素的质量浓度（ $Bq \cdot g^{-1}$ ）； C_{Dust} 为周围空气中的含尘量（ $g \cdot m^{-3}$ ）。

$$A_S = \frac{A_{Res}}{\rho_W \times V_C} \quad (4)$$

式中， A_W 为放射性核素的比活度（ $Bq \cdot g^{-1}$ ）； A_{Res} 为废放射源被钻出时的残留活度（ Bq ）； ρ_W 为废物体的密度（ $kg \cdot m^{-3}$ ）； V_C 为封装管的体积（ m^3 ）。

②剂量估算

含有 γ 辐射放射性核素的废放射源在钻探操作过程中，会对作业人员产生直接外照射，将其视为点源，则含 γ 辐射的废放射源产生的照射量率为：

$$\dot{X} = \frac{A\Gamma}{r^2} \quad (5)$$

式中， A 为废放射源的活度（ Bq ）； Γ 为照射量率常数（ $R \cdot m^2 \cdot Ci^{-1} \cdot h^{-1}$ ）； r 为照射的距离，即操作距离（ m ）。

外照射剂量为：

$$D_{Ext} = f \dot{X} Q N t \quad (6)$$

式中， f 为组织的照射量与有效剂量转换系数（ $Sv \cdot R^{-1}$ ），对于人体组织 $f = 9.5 \times 10^{-3} Sv \cdot R^{-1}$ ； Q 和 N 分别为辐射的品质因数和其它修正因数的乘积，此处 $Q = N = 1$ ； t 为照射时间，即操作时间（ h ）。

吸入粉尘产生内照射而导致的个人年均有效剂量为：

$$D_{Inh,Dust} = C_{Air,Dust} O_{Out,Dust} Inh_R DC_{Inh} \quad (7)$$

式中， $O_{Out,Dust}$ 为每年平均在被污染的土壤上活动的时间（ $h \cdot a^{-1}$ ）； Inh_R 为呼吸速率（ $m^3 \cdot h^{-1}$ ）； DC_{Inh} 为吸入剂量转换因子（ $Sv \cdot Bq^{-1}$ ）。

5.3 钻探后景象及计算

5.3.1 概念模型

钻探后景象是指闯入者将装有废放射源的破裂封装管带出随意丢弃，其中的放射性核素发生泄漏，散布在一定范围的土壤内，此后在该被污染的土壤上从事农业活动而受到各种途径照射。钻探后景象发生的时间及活度，与钻探假设相同，由于钻探过程中封装管及包壳被破坏，假设放射性物质均匀分布在一定范围内的土壤中，闯入者在该区域内从事农业活动。受照途径包括：污染土壤中核素的直接外照射、吸入污染土壤上方由于再悬浮形成的放射性粉尘而受到的内照射、食入生长在该污染土壤上的农作物和偶然摄入污染土壤而受到的内照射等。图 4 给出了钻探后景象下，放射性核素的迁移过程及照射途径。考虑土壤污染面积 $2500m^2$ ，厚度 $0.15m$ ，土壤密度 $2000kg/m^3$ 。

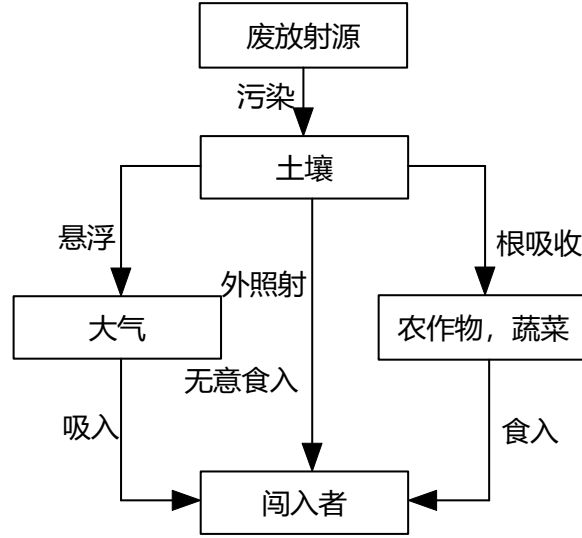


图 4 钻探后景象的核素迁移过程和照射途径

5.3.2 数学模型

①源项模型

含废放射源的岩芯被丢弃后,其所含的放射性核素均匀分布在一定区域的土壤中,则该土壤中含有的放射性核素的浓度为:

$$C_{Soil} = \frac{A_{Res}}{V_{Soil}} \quad (8)$$

式中, V_{Soil} 为被放射性核素污染的土壤体积 (m^3)。

②剂量估算

食入农作物产品产生内照射而导致的个人年均有效剂量为:

$$D_{Ing,Crop} = \sum \chi_{Crop} Ing_{Crop} DC_{Ing} \quad (9)$$

偶然摄入污染土壤产生内照射而导致的个人年均有效剂量为:

$$D_{Ing,Soil} = \chi_{Wet} Ing_{Soil} DC_{Ing} \quad (10)$$

式中, Ing_{Crop} 和 Ing_{Soil} 分别为个人年均植物产品食入量和土壤偶然摄入量 (kg (鲜重)· a^{-1} 和 kg (湿土壤)· a^{-1}) ; DC_{Ing} 为摄入剂量转换因子 ($Sv \cdot Bq^{-1}$) 。

吸入污染的粉尘产生内照射而导致的个人年均有效剂量根据公式 (7) 计算。

被污染的土壤对人类外照射造成的个人年均有效剂量:

$$D_{Ext,Soil} = C_{Soil} O_{Out,Soil} DC_{Ext} \quad (11)$$

式中， $O_{Out,Soil}$ 为每年平均在被污染的土壤上活动的时间（ $h \cdot a^{-1}$ ）； DC_{Ext} 为外照射剂量转换因子（ $(Sv \cdot h^{-1})/(Bq \cdot m^{-3})$ ）。

5.4 装口袋景象及计算

5.4.1 概念模型

装口袋景象假设处置场关闭 300 年后发生钻探作业，并将其中一个封装管（封装管直径 $d=8cm$ ，高度 $h=0.35m$ ）内的废放射源全部带出，导致废放射源直接暴露，闯入者将废放射源装入口袋带回家中放置。照射途径为闯入者受到废放射源的直接外照射。闯入者将废放射源装入口袋 4 小时，与身体距离 3cm，随后将废放射源放入家中，距源 2m，每年 48 周，每周 15 小时受到废放射源的外照射。

5.4.2 数学模型

①源项模型

装入口袋的废放射源的残留活度按（2）式计算。

②剂量估算

含有 γ 辐射放射性核素的废放射源在装入口袋并放到家中，会对闯入者产生直接外照射，将其视为点源，则含 γ 辐射的废放射源产生的照射量率公式为（5），外照射剂量公式为（6）。

5.5 活度限值

根据钻探景象、钻探后景象和装口袋景象，推导出单个封装管中废放射源的活度限值，如表 4 所示。参照 IAEA RS-G-1.7 的约整规则，即若 $3 \times 10^x < \text{结果} < 3 \times 10^{x+1}$ 则取为 $1 \times 10^{x+1}$ 。这样推导值可能会比约整值最多小三倍，或最多大三倍。约整后的活度限值结果见表 4。

表 4 单个封装管中废放射源的活度限值

放射性核素	由不同景象计算的活度限值（Bq）			单个封装管中废放射源活度限值（Bq）	约整后单个封装管中废放射源活度限值（Bq）
	钻探景象	钻探后景象	装口袋景象		
¹⁵² Eu	2.16E+13	7.81E+14	9.72E+12	9.7E+12	1.0E+13
⁹⁰ Sr	1.68E+09	2.79E+10		1.6E+09	1.0E+09
¹³⁷ Cs	5.04E+09	1.29E+11	2.55E+09	2.5E+09	1.0E+09

6. 实施本标准的代价利益分析

6.1 国家废源库中废源种类与数量

截至 2022 年 8 月 5 日，我国国家废放射源集中贮存库共收贮废源 153193 枚，具体收贮情况见表 5，数量占比前三的为 ¹³⁷Cs、⁶⁰Co 和 ⁹⁰Sr，这三种废源的活度分布具体情况见表 6。对于 ⁹⁰Sr 和 ¹³⁷Cs，不同的活度限值，可处置的废源数量见表 7。

表 5 国家废放射源集中贮存库废源收贮情况

废源类型	数量（枚）	数量占比
废放射源	153193	100%
所含放射性核素半衰期小于等于 30 年（含 ¹³⁷ Cs）的废放射源	118884	77.60%
所含放射性核素半衰期小于等于 5 年（含 ⁶⁰ Co）的废放射源	42540	27.77%
⁶⁰ Co	39013	25.47%
⁹⁰ Sr	28980	18.92%
¹³⁷ Cs	42590	27.80%

表 6 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 废源活度分布情况

废源	活度分布情况	数量（枚）
^{60}Co	活度未知	57
	豁免：0Bq—8.72E+04Bq	16668
	V 类：1.00E+05Bq—2.99E+08Bq	10207
	IV 类：3.00E+08Bq—2.89E+10Bq	8212
	III 类：3.00E+10Bq—2.80E+11Bq	671
	II 类：3.24E+11Bq—2.96E+13Bq	2695
	I 类：3.14E+13Bq—1.15E+16Bq	503
	合计	39013
^{90}Sr	活度未知	32
	豁免：1.28E+00Bq—9.99E+03Bq	3826
	V 类：1.00E+04Bq—9.00E+09Bq	24416
	IV 类：1.11E+10Bq—1.90E+11Bq	706
	合计	28980
^{137}Cs	活度未知	340
	豁免：4.00E—1Bq—9.97E+03Bq	219
	V 类：1.01E+04Bq—9.99E+08Bq	24598
	IV 类：1.00E+09Bq—9.66E+10Bq	13318
	III 类：1.00E+11Bq—9.7E+11Bq	4102
	II 类：1.07E+12Bq—3.78E+13Bq	13
	合计	42590

表 7 不同活度限值可处置的废源数量

废源	活度限值（Bq）	可处置废源数（枚）	可处置废源数占其总数的百分比
^{60}Co	1.0E+12	36511	93.59%
^{90}Sr	1.0E+09	27775	95.84%
	1.6E+09	27962	96.49%
	2.0E+09	28090	96.93%
^{137}Cs	1.0E+09	24937	58.55%
	2.5E+09	31662	74.34%
	3.0E+09	32963	77.40%
	1.0E+10	35127	82.48%

6.2 实施本标准的代价利益分析

按照本标准的活度限值，国家废放射源集中贮存库可进行近地表处置的废放射源数量约 9 万余枚，约占总收贮量的 60%多。远期看，所含放射性核素半衰期小于等于 30 年（含 ^{137}Cs ）满足活度限值的废放射源都可以处置，从而减少了长期贮存的管理成本。

本标准的实施具有显著的社会效益与环境效益。