

ADS 启明星次临界装置退役源项调查研究

周敏兰, 张庚, 夏兆东, 成昱廷, 张巍, 马晓笛, 王路伟
(中国原子能科学研究院, 北京 102413)

摘要: 加速器驱动次临界系统(ADS)启明星次临界实验装置是我国首座退役的次临界装置, 针对其退役源项调查, 建立一套适用于临界装置退役的源项调查方法。首先对 ADS 启明星次临界实验装置进行详细的源项资料调查, 采用 ORIGEN 程序和蒙特卡罗程序相结合的方法给出堆本体各部件活化产生的放射性核素及其源强和比活度, 通过现场测量和取样分析调查确定堆本体结构部件的放射性源项, 本研究成果对其他临界装置开展退役源项调查具有借鉴意义。

关键词: ADS 次临界实验装置; 退役; 源项调查

中图分类号: TL943 文献标志码: A 文章编号: 1000-7512(2025)01-0087-08

doi: [10.7538/tws.2024.youxian.079](https://doi.org/10.7538/tws.2024.youxian.079)

Radiological Characterization Study for Decommissioning of the ADS Sub-Critical Experimental Assembly

ZHOU Minlan, ZHANG Geng, XIA Zhaodong, CHENG Yuting,
ZHANG Wei, MA Xiaodi, WANG Luwei
(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: ADS sub-critical experimental assembly is the first decommissioning sub-critical assembly, by investigating the decommissioned radioactive sources of which, a method which is applicable to the decommissioning of zero-power facilities was developed. First, a detailed investigation of the radioactive sources in the ADS sub-critical experimental assembly was conducted. Then, the method combining the ORIGEN and Monte Carlo codes was used to calculate the radioactive nuclides, source strength, and specific activity generated by each component of the reactor core. Finally, through on-site measurements and sample analysis, the radioactive sources of the reactor core structural components were determined, the results can be used as a reference for the source item investigation of other zero-power facilities.

Key words: ADS sub-critical experimental assembly; decommissioning; source term investigation

加速器驱动次临界系统(ADS)启明星次临界实验装置是一座快-热耦合的 ADS 次临界反应堆实验平台^[1-2]。2017 年至今, ADS 启明星次临界装置长期未使用, 未来也没有在其上开展实验的规划, 已完成其历史使命, 即将退役。核

设施退役过程复杂, 每个环节都与放射性密切相关, 核设施内放射性核素的数量、存在形态直接影响退役方案的选择, 所以实施退役操作前, 必须先了解核设施的放射性水平, 即源项调查^[3-4]。源项调查是退役工作中的第一步, 也是

整个退役活动的第一步,是保证核设施退役以安全、经济、适时方式进行的前提^[5-6]。准确掌握ADS启明星次临界实验装置放射性源项是确定退役总体方案的基本要求,也是估计工作人员受照剂量、决策各项退役活动的基础,且是编写环境影响评价报告和安全分析报告的重要依据,源项资料不全,源项调查不充分,未能全面、准确掌握相关资料和数据,则可能导致项目难以实施或存在安全隐患^[7-9]。

目前国内已有小型反应堆成功实施了退役,如我国的上海微堆、济南微堆^[3,10],相比而言,ADS启明星装置为次临界运行,且最大运行功率仅为1W,放射性水平极低,工艺简单,不能直接应用小型反应堆退役源项调查方法。目前尚未在公开发表的文献中检索到国内外关于临界装置退役源项调查方法,无相关经验可以借鉴。因此,本研究首先系统收集ADS启明星次临界实验装置的相关资料,确定ADS启明星次临界实验装置系统部件、退役物项、详细运行历史等关键信息;采用ORIGEN程序和蒙特卡罗程序相结合的方法进行精细化源项理论计算与分析;现场测量装置的X、γ剂量率和表面污染水平,同时进行取样分析,测量多种源项放射性核素活度浓度。以期通过ADS启明星次临界实验装置退役源项调查的研究,建立一套适用于临界装置退役的源项调查方法。

1 实验装置

1.1 本体参数

ADS启明星次临界实验装置长1800 mm,直径1600 mm。装置本体是多层结构体,结构示于图1,中心向外依次为源区、快中子能谱区、热中子能谱区、反射层区、屏蔽层区及不锈钢外壳。快中子能谱区采用天然金属铀元件,共264根元件插在铝格架内组成;热中子能

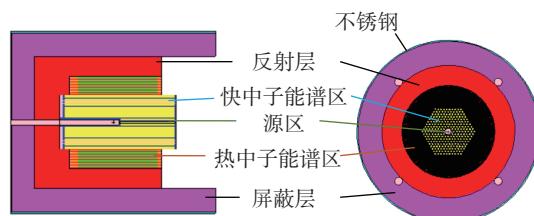


图1 ADS多层次结构示意图

Fig.1 The schematic of the multilevel structure of ADS

谱区采用富集度为3%的UO₂元件,元件数根据实验确定,插在聚乙烯内组成;反射层区由聚乙烯组成,屏蔽层由含硼聚乙烯组成,屏蔽层外用4 mm厚不锈钢作外壳。

1.2 运行历史

ADS启明星次临界实验装置于2005年首次实验,至2017年先后开展了多项静态实验和动态实验,其在最终停闭前及停闭期间未发生过放射性污染或泄漏、外溢事件(或事故),最大功率小于1 W,累计安全运行小于1500 h。

1.3 主要放射性源项

退役前,ADS启明星次临界实验装置所有燃料元件已全部卸出堆芯,卸出的燃料元件均无破损,中子源、探测器也已经拆除用于其他临界装置,故本装置退役不涉及核燃料和中子源、探测器。对于ADS启明星次临界实验装置退役放射性源项调查内容仅涉及结构部件活化。

2 实验方法

2.1 放射性源项计算

2.1.1 技术标准 临界实验装置放射性源项调查主要参考的标准列于表1。

表1 临界装置放射性源项调查标准

Table 1 Radioactive source term investigation for the critical assembly

标准号	标准名称
HAD202/04	研究堆和临界装置退役
GB27742-2011	可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度
GB17567-2009	核设施的钢铁、铝、镍和铜再循环、再利用的清洁解控水平
GB18871-2002	电离辐射防护与辐射源安全基本标准
GB 8999-2021	电离辐射监测质量保证通用要求

2.1.2 主要放射性核素 临界装置结构材料由于中子活化可能产生的放射性核素列于表2。

ADS启明星次临界实验装置退役范围中不含核材料及放射源,源项计算重点关注对象为堆本体构件活化,由于ADS启明星次临界实验装置结构材料由铝、聚乙烯、含硼聚乙烯和不锈钢组成,因此ADS启明星次临界实验装置可能要关注的核素有¹⁴C、⁵¹Cr、⁵⁴Mn、⁵⁵Fe、⁵⁸Co、⁵⁹Fe、⁵⁹Ni、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁹⁴Nb。

2.1.3 计算程序与方法 ADS启明星次临界实验装置关注的核素,均是活化产物,放射性核素

表 2 中子在临界装置中可能产生的放射性核素
Table 2 Possible radionuclides produced by neutrons in a critical assembly

核素	半衰期	主要 衰变模式	主要的相 γ射线能量 /MeV	对产生这种 放射性核素 重要的结构材料
⁷ Be	53.29 d	β^-	—	O
¹⁴ C	5 730 a	β^-	—	G, S, O
⁵¹ Cr	27.7 d	EC, γ	0.32	S
⁵⁴ Mn	312.2 d	EC, γ	0.83	S, A
⁵⁵ Fe	2.7 a	EC	Mn X射线	S, O
⁵⁹ Fe	44.5 d	β^- , γ	X射线	S, O
⁵⁸ Co	70.91 d	β^{+} , EC, γ	0.51, 0.81	S, O
⁶⁰ Co	5.272 a	β^- , γ	1.17, 1.33	S, O
⁵⁹ Ni	7.9×10^4 a	EC	Co X射线	S, O
⁶³ Ni	100 a	β^-	—	S, O
⁹⁴ Nb	2×10^4 a	β^- , γ	0.70, 0.87	S, O
⁹⁵ Nb	34.97 a	β^- , γ	0.77	S, O
^{108m} Ag	127 a	IT, EC, γ	0.43, 0.61, 0.72	S, O
^{110m} Ag	249.76 a	IT, EC, γ	0.66, 0.88, 0.94	S, O
¹⁵² Eu	13.33 a	EC, β^{+} , β^- , γ	0.12, 0.34	G
¹⁵⁴ Eu	8.8 a	β^- , γ	0.12, 0.72, 1.81	G

注: G为石墨, S为不锈钢, A为铅, O为其他(在控制棒, 反射层中产生)。

在装置运行时活化产生, 同时又不断衰变, 可得微分方程(1); 装置停止时, 放射性核素变化率仅为衰变率, 为微分方程(2):

$$\frac{dN^*(t)}{dt} = V \sum \phi - \lambda N^*(t) \quad (1)$$

$$\frac{dN^*(t)}{dt} = -\lambda N^*(t) \quad (2)$$

式中, $N^*(t)$ 是产生的放射性核素的原子核数; \sum 是产生该放射核素的宏观截面, cm^{-1} ; ϕ 是中子通量密度 $\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}$; V 是靶核的体积, cm^{-3} ; λ 是

放射性核素的衰变常数, s^{-1}

装置运行时长为 t_0 , 停堆时长为 t , 得到放射性核素的活度如下:

$$A(t_0, t) = V \sum \phi (1 - e^{-\lambda t_0}) e^{-\lambda t} \quad (3)$$

为了源项计算, 第一步, 根据装置运行时间、运行功率等特征确定源项计算的保守性假设条件。根据装置运行史, ADS 启明星次临界实验装置累计运行小于 1500 h, 按保守 1500 h 运行时间进行源项计算。装置最大运行功率为 1 W, 最大源强为 $1 \times 10^9 \text{n/s}$, 实际运行情况下, 绝大多数时间内中子源强不超过 $1 \times 10^9 \text{n/s}$, 以保守 $1 \times 10^9 \text{n/s}$ 作为源项计算。停堆冷却时间按照装置最后一次运行至调查之日(2023 年 9 月 30 日)保守为 2088 d。综上, 结构材料受中子辐照活化的实际放射性产额远低于上述保守假设条件下计算的结果。

第二步, 利用蒙特卡罗程序对 ADS 启明星次临界实验装置进行精细的三维建模, 并计算获取临界装置在各部分构件所在位置的平均中子通量密度及中子能谱。

第三步, 使用 ORIGEN 程序计算经中子照射后结构材料活化产生的所有放射性核素及其活度^[11-13], 分析 ADS 启明星次临界实验装置可能要关注的 10 种放射性核素。

2.2 现场测量

现场监测项目包括 X- γ 剂量率和表面污染水平, 测量设备及性能指标详列于表 3。对装置和大厅的 X- γ 剂量率和表面污染采用巡测和定点的形式进行全面监测, 定点监测不少于 30 点位。

表面污染仪的探测限计算见公式(4~6)^[14]。

$$\text{LLD} = \frac{3\delta}{R} \quad (4)$$

表 3 测量设备及性能指标

Table 3 Measurement equipment and performance indicators

仪器名称	型号	出场编号	主要技术性能指标	用途
辐射测量仪	AT6102A	61014	测量范围: 0.01 $\mu\text{Sv/h}$ ~ 100 mSv/h; 能量范围: 20 keV ~ 3 MeV; 固有误差: <±20%。	现场测量
α 、 β 表面污染测量仪	Comptec 170	6875	探测效率: α 档 35%, β 档 40%。	
高纯锗 γ 谱仪	GMX60-s	44-N12074A	能量范围: 20 ~ 2000 keV; 谱仪积分本底计数率: 2.0s^{-1} ; 相对效率: 50%;	取样分析测量
超低本底液闪谱仪	Quantulus 1220	2200266	对 ⁶⁰ Co 1332.5 keV γ 射线, 能量分辨率小于 1.78 keV。 对氯的本底计数率: 0.91 min^{-1} , 探测效率: 23%; 对 ¹⁴ C 的本底计数率: 2.5 min^{-1} , 探测效率: 50%	

$$\delta = \sqrt{\frac{n_b}{t}} \quad (5)$$

$$R = \varepsilon_i \times W \times \varepsilon_s \quad (6)$$

式中, LLD 为探测限, Bq/cm^2 ; δ 为本底标准偏差, s^{-1} ; R 为表面活度响应, $\text{s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{cm}^2$; n_b 为本底计数率, s^{-1} ; t 为本底测量时间, s ; ε_i 为源效率, $\text{s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$; W 为探窗面积, cm^2 ; ε_s 为探测效率, 无量纲。

2.3 取样分析及前处理

根据理论分析结果, 确定 ADS 启明星次临界实验装置退役重点关注的 5 种核素: ^{14}C 、 ^{55}Fe 、 ^{63}Ni 、 ^{54}Mn 和 ^{60}Co ; 通过钻孔取样的方式, 分别对 ADS 启明星次临界实验装置端面和装置中间取样, 分别收集不锈钢外壳、含硼聚乙烯和聚乙烯样品。本次取样具有代表性和包络性, 其中装置中间不同结构部件的样品代表装置中核素活化浓度最高水平, 而端面是工作人员离的最近的位置。取样后送实验室, 在超低本底液闪谱仪上进行测量核素 ^{14}C 、 ^{55}Fe 、 ^{63}Ni ; 在高纯锗 γ 谱仪上测量核素 ^{54}Mn 和 ^{60}Co 。

超低本底液闪谱仪测量时, 由于其进样方式为溶液, 需先将固体样品处理为溶液, 主要处理方法包括: 1) 取样将尽量压碎, 称量, 放入玻璃瓶中; 2) 参照相关分析规程, 加入王水称重, 水浴加热使样品溶解于溶液中; 3) 冷却后, 取出并调整 pH, 后称重; 4) 取 8.0 mL 溶液至液闪计数瓶, 加 12.0 mL 闪烁液后, 旋紧盖、摇匀, 制成待测试样; 5) 待测试样避光保存。高纯锗 γ 谱仪测量时, 先将固体样品处理成溶液, 然后装入样品盒。刻度是高纯锗谱仪进行活度测量的第一步, 能量刻度是其进行定性分析的基础, 精确的效率刻度是其定性分析结果的关键。本次采用水体效率校准源开展能量刻度和效率刻度, 标准源的详细信息列于表 4。

表 4 标准源及参数

Table 4 Standard sources and parameters

种类	形态	标准值/Bq	出厂日期
^{241}Am	液态	1.557×10^3	2021-12-08
^{210}Pb	液态	9.69×10^2	2021-12-08
^{152}Eu	液态	1.350×10^3	2021-12-08
^{152}Mn	液态	4.12×10^2	2021-12-08
^{139}Ba	液态	9.8×10^2	2021-12-08

超低本底液闪谱仪测量时, 分析计算采用公式(7), 探测限计算采用公式(8)。

$$C = \frac{n}{E \times Y \times W} \quad (7)$$

$$\text{MDC} = \frac{4.65 \sqrt{\frac{n_b}{t}}}{E \times Y \times W} \quad (8)$$

式中, C 为固体材料中的放射性浓度, Bq/g ; n 为净计数率, s^{-1} ; E 为计数效率; Y 为化学回收率, 取 100%; W 为溶样用样品的重量, g ; MDC 为探测限, Bq/g ; n_b 为本底计数率, s^{-1} ; t 为本底测量时间, s 。

高纯锗 γ 谱仪测量时, 活度浓度计算采用公式(9), 探测限计算采用公式(10)。

$$A_o = \frac{(N_s/t_s - N_b/t_b)V_1 f_1}{\varepsilon \eta \nu f_2 e^{-\lambda t_m}} \quad (9)$$

$$\text{MDC} = \frac{4.65 \sqrt{\frac{n_b}{t_b}}}{\varepsilon \eta \nu f_2 e^{-\lambda t_m}} V_1 f_1 \quad (10)$$

式中, A_o 为样品中活度浓度, Bq/g ; N_s 为样品中能量为 E 的 γ 射线的全能峰净计数; N_b 为该 γ 射线本底的全能峰净计数; t_s 为样品的测量时间, s ; t_b 为本底的测量时间, s ; ε 为该 γ 射线全能峰的探测效率; η 为该 γ 射线的分支比; V 为测量样品量, mL ; f_1 为自吸收修正系数; f_2 为化学回收率; $e^{-\lambda t}$ 为刻度标准源的衰变修正因子, V_1 为制样样品总体积, mL ; m 为溶样用样品的重量, g ; MDC 为探测限, Bq/g ; n_b 为本底计数率, s^{-1} 。

3 结果与讨论

3.1 源项计算

中子能谱在燃耗过程中起着至关重要的作用, 准确的中子能谱决定了燃耗计算的放射性核素的种类和产生量。利用蒙特卡罗程序精细化建模并计算得到 ADS 启明星次临界实验装置堆本体各部分平均中子能谱示于图 2, 可以看出, 堆本体中子能谱在不同区域差别很大, 芯部铝主要成分为快中子, 聚乙烯、不锈钢虽然有所差别, 但主要成分均为热中子, 而屏蔽层的含硼聚乙烯快中子成分高是因为硼的热中子吸收截面大。将各部分中子能谱作为本次 ORIGEN 程序计算输入的中子能谱, 绝对中子通量水平列于表 5。

利用 ORIGEN 程序计算堆芯铝格架在中子

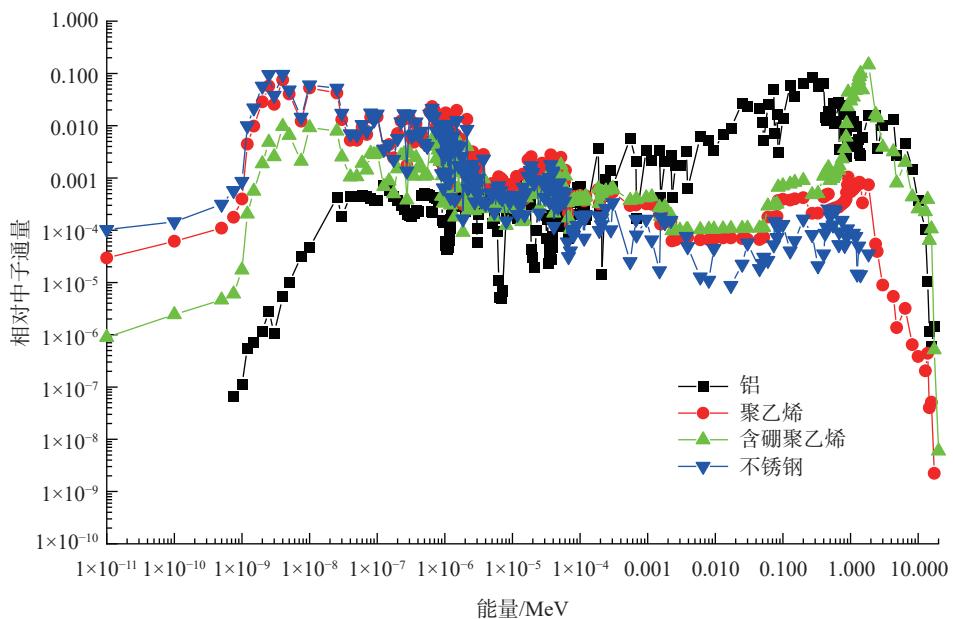


图 2 ADS 理论计算中子能谱

Fig.2 Theoretical calculation of neutron spectrum in ADS

表 5 堆本体各部分中子通量密度计算结果

Table 5 The calculation results of neutron flux density for each part of the reactor

序号	主要材料	中子通量密度/ (n·cm ⁻² ·s ⁻¹)	源项计算保守值/ (n·cm ⁻² ·s ⁻¹)
1	铝格架	4.45×10^6	1×10^7
2	聚乙烯	2.86×10^5	1×10^6
3	含硼聚乙烯	1.42×10^3	1×10^4
4	不锈钢	1.13×10^2	1×10^3

通量密度 1×10^7 n/(cm²·s), 聚乙烯在中子通量密度 1×10^6 n/(cm²·s), 含硼聚乙烯在中子通量密度 1×10^4 n/(cm²·s) 和不锈钢外壳在中子通量密度 1×10^3 n/(cm²·s) 的活度, 活化源项计算结果列于表 6。

表 6 结果表明, ADS 启明星次临界实验装置结构部件的每种材料的每种核素活度浓度的理论计算结果远低于《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度》(GB27742-2011)

表 6 ADS 启明星次临界实验装置结构部件活化源项计算结果

Table 6 The calculation results of source term of ADS sub-critical experimental assembly

物项	位置	主要材料	核素	理论计算		免管物料水平 GB27742-2011	理论活度浓度与 免管浓度比值
				活度/ Bq	活度浓度/ (Bq·g ⁻¹)		
1	反射层	聚乙烯	¹⁴ C	1.41	1.42×10^{-6}	1	1.42×10^{-6}
2	屏蔽层	含硼聚乙烯	¹⁴ C	1.23×10^{-2}	8.02×10^{-9}	1	8.02×10^{-9}
3	堆芯容器	不锈钢	¹⁴ C	1.12×10^{-2}	3.94×10^{-8}	1	3.94×10^{-8}
			⁵¹ Cr	5.32×10^{-13}	1.88×10^{-18}	100	1.88×10^{-20}
			⁵⁴ Mn	4.10	1.45×10^{-5}	0.1	1.45×10^{-4}
			⁵⁵ Fe	3.10×10^{-10}	1.10×10^{-4}	1000	1.10×10^{-7}
			⁵⁹ Fe	—	—	1	—
			⁵⁸ Co	7.49×10^{-9}	2.65×10^{-14}	1	2.65×10^{-14}
			⁶⁰ Co	2.56	9.04×10^{-6}	0.1	9.04×10^{-5}
			⁵⁹ Ni	3.75×10^{-3}	1.33×10^{-8}	100	1.33×10^{-10}
			⁶³ Ni	3.79×10^{-1}	1.34×10^{-6}	100	1.34×10^{-8}
			⁹⁴ Nb	—	—	0.1	—
			⁹⁵ Nb	—	—	1	—

注: — 表示无输出结果。

规定的免管活度浓度;给出了每种核素理论活度浓度与免管活度浓度的比值,其中最大比值仅为 1.45×10^{-4} ,将比值大于 5×10^{-7} 的 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{55}Fe 和 ^{54}Mn ,总活度大于0.1 Bq 的 ^{63}Ni ,共5种核素作为重点关注的核素。

3.2 现场测量

ADS 启明星次临界实验装置 X、 γ 辐射剂量率在 $0.032\sim0.060 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 范围内, α 、 β 表面污染水平均小于仪表探测限, α 表面污染水平小

于 $0.03 \text{ Bq}/\text{cm}^2$, β 表面污染水平小于 $0.13 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ 。

3.3 取样分析

取样活度浓度测量结果列于表 7。由表 7 可知,ADS 启明星次临界实验装置取样核素活度浓度均小于仪表探测限, ^{14}C 的活度浓度小于 0.0098 Bq/g , ^{55}Fe 活度浓度小于 0.0065 Bq/g , ^{63}Ni 活度浓度小于 0.0044 Bq/g , ^{60}Co 的活度浓度小于 0.006 Bq/g , ^{54}Mn 的活度浓度小于 0.0056 Bq/g ,测量结果均远低于免管限值。

表 7 取样活度浓度测量结果

Table 7 Measurement results of activity concentration of activated samples

取样位置	取样物质	检测核素	监测结果/(Bq·g ⁻¹)	免管浓度/(Bq·g ⁻¹)
中间	聚乙烯	^{14}C	$<\text{MDC}=9.7\times10^{-3}$	1
	含硼聚乙烯	^{14}C	$<\text{MDC}=9.3\times10^{-3}$	1
	不锈钢粉	^{14}C	$<\text{MDC}=7.3\times10^{-3}$	1
		^{55}Fe	$<\text{MDC}=6.5\times10^{-3}$	1000
		^{63}Ni	$<\text{MDC}=4.3\times10^{-3}$	100
		^{60}Co	$\leq\text{MDC}=6.0\times10^{-2}$	0.1
		^{54}Mn	$\leq\text{MDC}=5.6\times10^{-2}$	0.1
	聚乙烯	^{14}C	$<\text{MDC}=9.6\times10^{-3}$	1
	含硼聚乙烯	^{14}C	$<\text{MDC}=9.8\times10^{-3}$	1
	不锈钢粉	^{14}C	$<\text{MDC}=7.5\times10^{-3}$	1
		^{55}Fe	$<\text{MDC}=6.4\times10^{-3}$	1000
		^{63}Ni	$<\text{MDC}=4.4\times10^{-3}$	100
		^{60}Co	$\leq\text{MDC}=3.3\times10^{-2}$	0.1
		^{54}Mn	$\leq\text{MDC}=3.3\times10^{-2}$	0.1

注: MDC是探测限。

3.4 临界装置退役源项调查方法

通过上述针对 ADS 启明星次临界实验装置开展的退役源项调查,建立了一套适用于临界装置退役的源项调查方法示于图 3。

(1) 资料收集。尽可能收集足够的退役临界装置相关的资料及信息,如建设时的安全分析报告、运行记录、历史辐射监测数据及其他资料,走访当年参与装置设计、运行的相关人员。调研退役相关的法律法规,确定适用于临界装置放射性源项调查的技术标准。

(2) 确定可能产生放射性核素种类。因临界装置功率低、运行时间短,其核材料仍然是新料,一般不退役。故临界装置退役的范围一般是堆芯结构材料及实验台架,退役主要关注的是堆芯结构部件的中子活化。通过资料收集,列出了临界装置结构部件退役可能产生的 16 种放射性核素,根据特定型号临界装置退役

的特点,明确需要关注的放射性核素种类。

(3) 开展 MCNP 和 ORIGEN 程序相结合的理论计算与分析。采用 MCNP 对临界装置进行精细化建模,并计算出退役各部件的平均中子能谱,将其作为燃耗计算程序 ORIGEN 输入的中子能谱,得到临界装置退役关注的放射性核素含量,并分析关注的所有核素的活度浓度。

(4) 现场测量和取样分析。现场测量的包括 X- γ 剂量率和表面污染水平,对装置和大厅的 X- γ 剂量率和表面污染采用巡测和定点的形式进行全面监测;通过设定各关注核素的总活度和活度浓度标准,对不满足标准的核素进行取样分析。

(5) 源项调查结论。综合分析关注的所有核素的活度浓度结果、现场测量结果以及取样分析结果,确定退役放射性废物的类别,形成临界装置退役源项调查结论。

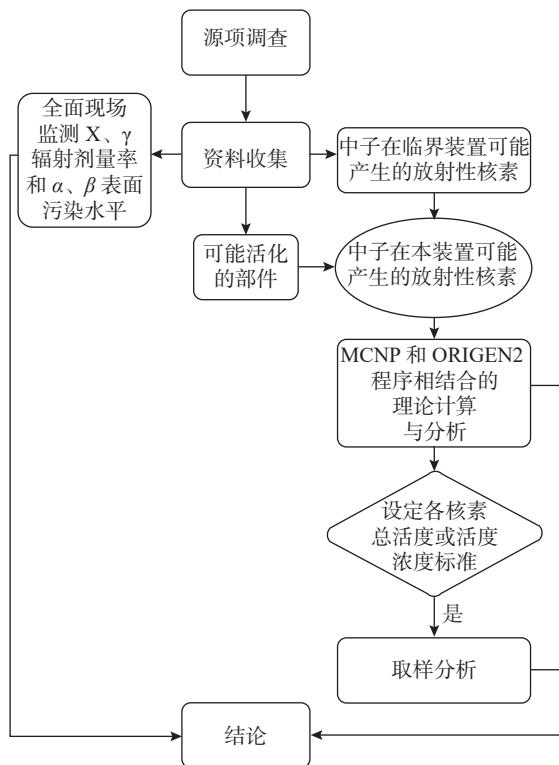


图 3 临界装置退役源项调查方法

Fig.3 The method of source term investigation for the decommissioning of critical assembly

4 结论

采用蒙特卡罗程序和 ORIGEN 程序相结合的方法详细计算了 ADS 启明星次临界实验装置各结构部件退役活化源项。计算结果表明, 各结构部件的核素活度浓度远低于免管限值。现场测量的 X、 γ 辐射剂量率在 $0.032\sim0.060 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 范围内, α 表面污染水平小于 $0.03 \text{ Bq}/\text{cm}^2$, β 表面污染水平小于 $0.13 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ 。采用高纯锗 γ 谱仪测量的 ^{54}Mn 和 ^{60}Co , 超低本底液闪谱仪测量的 ^{14}C 、 ^{55}Fe 和 ^{63}Ni 的活度浓度均低于探测下限。通过源项调查, 确定了 ADS 启明星次临界实验装置各结构部件属于可免于辐射防护监管的物料, 为退役实施方案制定提供有力支撑。以 ADS 启明星次临界实验装置退役源项调查为研究对象, 形成了一套有效性和实用性强、普适性好的临界装置退役源项调查方法, 对其他临界装置开展退役源项调查具有借鉴意义。

参考文献:

- [1] 史永谦, 夏普, 罗璋琳, 等. ADS 次临界实验装置——启明星 1# [J]. 原子能科学技术, 2005, 39(5): 447-450. Shi Yongqian, Xia Pu, Luo Zhanglin, et al. ADS sub-critical experimental assembly-venus 1#[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2005, 39(5): 447-450 (in Chinese).
- [2] 刘锋, 张巍, 章秩烽, 等. ADS 启明星 1 号次临界度测量研究 [J]. 核科学与工程, 2022, 42(2): 262-265. Liu Feng, Zhang Wei, Zhang Zhifeng, et al. Study on the sub-criticality measurement for the ADS Venus 1[J]. Nuclear Science and Engineering, 2022, 42(2): 262-265 (in Chinese).
- [3] 邵明刚, 李春阳, 文富平, 等. 放射性废物库退役源项的调查 [J]. 核安全, 2018, 17(4): 30-36. Shao Minggang, Li Chunyang, Wen Fuping, et al. Source term investigation of the decommissioning of radioactive waste repository[J]. Nuclear Safety, 2018, 17(4): 30-36 (in Chinese).
- [4] 岳维宏, 刘春秀, 李政水, 等. 北京城市放射性废物库的源项调查 [J]. 辐射防护, 2002, 22(3): 163-169. Yue Weihong, Liu Chunxiu, Li Zhengshui, et al. Survey of source terms of Beijing radwaste repository of radioactive wastes originated from applications of nuclear technology[J]. Radiation Protection, 2002, 22(3): 163-169 (in Chinese).
- [5] 吴杰, 张生栋, 刘刈, 等. CIAE 核设施退役技术研究现状及展望 [J]. 原子能科学技术, 2020, 54(S01): 143-150. Wu Jie, Zhang Shengdong, Liu Yi, et al. Current status and prospect of nuclear facility decommissioning in CIAE[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, 54(S01): 143-150 (in Chinese).
- [6] 郭喜良, 孙庆红, 谷存礼. 核设施退役源项调查会议——IAEA 专家报告内容简介 [J]. 辐射防护, 2005, 25(1): 62-64. Guo Xiliang, Sun Qinghong, Gu Cunli. Investigation meeting on decommissioning sources of nuclear facilities—brief introduction of—IAEA experts' report [J]. Radiation Protection, 2005, 25(1): 62-64 (in Chinese).
- [7] 谢小龙, 吴德慧, 陈永望, 等. 乏燃料后处理厂强放区域退役初始源项调查研究 [J]. 核科学与工程, 2016, 36(4): 539-547. Xie Xiaolong, Wu Dehui, Chen Yongwang, et al. Research for initial radiological characterization for decommissioning of high and intermediate radioactivity level's area within reprocessing plant[J]. Nuclear Science and Engineering, 2016, 36(4): 539-547 (in Chinese).
- [8] 张洪, 张亮, 张琪彬, 等. 核反应堆退役安全监管要素研究 [J]. 核动力工程, 2016, 37(201): 84-87.

- ZhangHong, ZhangLiang, ZhangQibin, et al. Study on safety regulatory elements of nuclear reactor decommissioning[J]. Nuclear Science and Engineering, 2016, 37(201): 84-87 (in Chinese).
- [9] 王绍林, 文富平, 邵明刚, 等. 关于 NORM 开发利用设施退役源项调查方法的探讨[J]. 辐射防护, 2013, 33(5): 261-268, 279.
- Wang Shaolin, Wen Fuping, Shao Minggang, et al. Consideration on the method of source term investigation prior to the decommissioning of NORM facilities[J]. Radiation Protection, 2013, 33(5): 261-268, 279 (in Chinese).
- [10] 张永保, 刘耀华, 李义国, 等. 济南微型中子源反应堆退役的放射性核素调查[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(8): 1394-1397.
- Zhang Yongbao, Liu Yaohua, Li Yiguo, et al. Radionuclide survey for Jinan miniature neutron source reactor decommissioning[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2013, 47(8): 1394-1397 (in Chinese).
- [11] 苏耿华, 包鹏飞, 韩嵩, 等. 核电厂反应堆构件的退役活化源项计算[J]. 核动力工程, 2016, 37(5): 167-170.
- Su Genghua, Bao Pengfei, Han Song, et al. Calculation of activation source terms of reactor components for decommissioned nuclear power plant[J]. Nuclear Power Engineering, 2016, 37(5): 167-170 (in Chinese).
- [12] 王小胡, 胡一非, 李江波, 等. 退役反应堆放射性活化源项计算[J]. 原子能科学技术, 2014, 48(5): 893-897.
- Wang Xiaohu, Hu Yifei, Li Jiangbo, et al. Calculation of radioactive activated source term for decommissioned reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, 48(5): 893-897 (in Chinese).
- [13] 周岩, 丁谦学, 梅其良. 压水堆核电厂放射性活化源项计算[J]. 辐射防护, 2015, 35(S1): 90-95.
- Zhou Yan, Ding Qianxue, Mei Qiliang. Calculation of radioactive activated source term for PWR nuclear power plant[J]. Radiation Protection, 2015, 35(S1): 90-95 (in Chinese).
- [14] 邓飞, 周睿东, 李灵娟, 等. β 表面污染测量的探测限及 γ 剂量率影响分析[J]. 中国辐射卫生, 2012, 21(1): 75-77.
- Deng Fei, Zhou Ruidong, Li Lingjuan, et al. Detection limit of β surface pollution measurement and analysis of γ dose rate influence[J]. Chinese Journal of Radiological Health, 2012, 21(1): 75-77 (in Chinese).