

中放废液沥青固化设施安全评价

刘春秀 冯光忠 祁光茂

(中国原子能科学研究院, 北京)

文章对中国原子能科学研究院研制的中放废液沥青固化设施作出了安全评价。该设施在热试验运行中, 工作人员所受平均外照射月剂量当量为 0.136×10^{-2} Sv, 个人最大外照射月剂量当量为 0.390×10^{-2} Sv; 释放到环境中的放射性物质远低于允许限量; 把操作温度严格控制在 170°C 以下, 避免了沥青固化物的燃爆危险。文章还简述了该设施的结构特点、主要工艺流程以及辐射防护安全措施。

关键词 安全评价, 沥青固化, 中放废液, 外照射剂量当量, 辐射防护, 允许限量。

中放废液沥青固化技术是六十年代发展起来的放射性废液处理技术。主要处理对象是高盐中放蒸残液和化学泥浆。七十年代中期, 我院在基础研究、釜式沥青固化装置扩大试验以及 1 m 长和 2 m 长双螺杆沥青固化台架试验的基础上, 设计制造了这套具有 3 m 长双螺杆机的沥青固化设施。经过多次冷试车之后, 进行了热试验运行。热试验期间, 共处理中放蒸残液 20 m^3 , 总放射性为 1.3×10^{11} Bq。生产沥青固化物 2570 kg。在热试验过程中, 对该设施的放射性安全问题和沥青固化物的燃爆危险进行了较全面的考查与研究, 现作初步安全评价如下。

一、设施概况和工艺流程

1. 设施概况

中放废液沥青固化设施由料液浓缩段、沥青熔化段和双螺杆挤出蒸发段等三大部分组成。主要工艺设备包括: 料液贮存罐、蒸发器、浓缩液贮存罐、双螺杆挤出蒸发器和沥青熔化器等。工艺设备平面布置如图 1 所示。

2. 工艺流程

作为料液的中放蒸残液, 其总 β 放射性为 6.4×10^8 Bq/l。其中: ^{89}Sr , ^{90}Sr 占比份 1.3%; ^{134}Cs , ^{137}Cs 占 76%; ^{103}Ru , ^{106}Ru 占 2.9%; 总稀土占 0.7%, 还有其它少量核素。

中放蒸残液经扬液器压入料液贮存罐, 作为蒸发器的料液, 再经旋涡泵进入蒸发器进行蒸发、浓缩; 被浓缩 10 倍的浓缩液排入浓缩液贮存罐作为双螺杆挤出蒸发器的料液, 此料液经计量泵定量输往双螺杆挤出蒸发器, 与沥青均匀混合并蒸发脱水; 最后, 沥青产品装入桶内, 冷却后加密封盖送至固化体暂存间。蒸发器产生的二次冷凝液流入二次冷凝液贮罐, 经扬液器送至弱放废水处理车间待处理。双螺杆挤出蒸发器产生的二次冷凝液经除

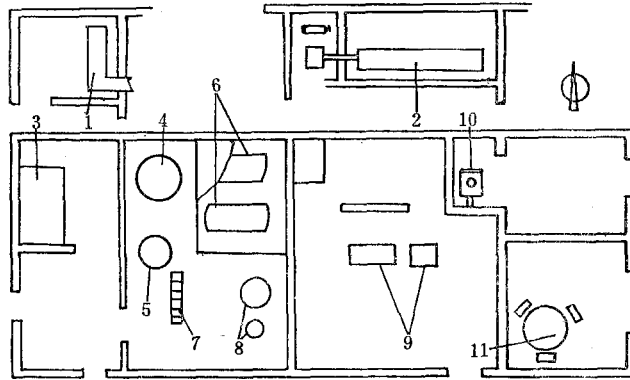


图 1 工艺设备平面布置示意图

Fig. 1 Arrangement of the process equipments

1—过滤器；2—双螺杆挤出蒸发器；3—通风橱；4—废液贮罐；5—蒸浓液贮罐；6—扬液器；7—旋涡泵和计量泵；8—蒸发器；9—仪表盘；10—产品桶；11—沥青熔化器。

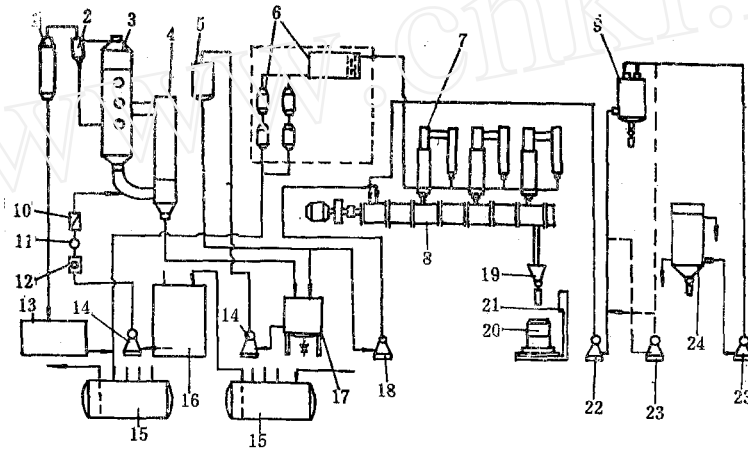


图 2 沥青固化装置工艺流程图

Fig. 2 Sketch of the bituminization facility

1—冷凝器；2—旋分器；3—分离室；4—加热室；5—高位槽；6—除油装置；7—排气筒；8—螺杆机主体；9—沥青高位槽；10—磁水器；11—水表；12—电磁流量计；13—冷凝液罐；14—旋涡泵；15—扬液器；16—废液贮罐；17—浓缩液罐；18—计量泵；19—卸料阀；20—产品桶；21—包裹称；22—沥青计量泵；23—沥青齿轮泵；24—沥青熔化器。

油后也通过扬液器送至弱放废水处理车间待处理。图 2 给出沥青固化工艺流程图

二、放射性安全防护措施及实施效果

1. 概 况

中放废液沥青固化设施按三区布置。二区与三区之间有 40 cm 屏蔽砖墙，并设有八个铅玻璃窥视窗。整个建筑物外墙为 40 cm 砖结构。设施内设有空气净化系统、固定式 γ 监测报警系统、放射性气溶胶取样系统、卫生闸门、剂量监测间及便携式剂量监测仪表等安

全防护设备。该设施试验运行期间，有专职防护人员负责安全监测与监督。

2. 外照射的防范

试验运行期间，操作人员受到的外照射剂量主要来源于各工艺设备内放射性物质的外照射和沥青固化产品的外照射。采用屏蔽防护、距离防护和时间防护等方法，尽可能地减少人员受照射剂量。在外照射剂量较高的区域，采用固定式和可携式两种 γ 射线监测仪进行监测，严格限制工作人员的操作时间。操作人员佩带辐射光致荧光玻璃剂量计，定期检查；在强辐射场工作时附戴笔形剂量剂，随时监测受照剂量，使操作人员受到的照射减到可合理达到的最低水平。

表 1 列出各主要工艺设备附近、前区操作间及建筑物墙外的辐射场数据。

表 1 主要工艺设备及 γ 辐射场数据

Table 1 The main process devices and the intensity of γ -radiation fields

设备名称	设备主要 技术参数	设备内放射性总 $\beta/10^7\text{Bq}\cdot\text{l}^{-1}$	辐射场照射量 率/ $\text{C}\cdot(\text{kg}\cdot\text{s})^{-1}$							
			距 离 设 备 表 面				前区操作间		设施的墙外	
			10cm		50cm		理论 计算	实测 结果	理论 计算	实测 结果
			理论计算	实测结果	理论计算	实测结果				
废液贮罐	$V=3.5\text{m}^3$ $\phi=1512\text{mm}$ $H=2000\text{mm}$	0.64	1.47×10^{-9}	$(1\sim 3.1)\times 10^{-9}$	2.5×10^{-10}					
蒸发器	$F=2.47\text{m}^2$ $H_{\text{总}}=3500\text{mm}$	≤ 5.9	5.8×10^{-9}	$(0.1\sim 4.9)\times 10^{-9}$	8.8×10^{-10}	$(0.3\sim 11)\times 10^{-10}$				
蒸浓液 贮 罐	$V=0.8\text{m}^3$ $\phi=900\text{mm}$ $H=1300\text{mm}$	5.9	8.1×10^{-9}	$(1.3\sim 7.7)\times 10^{-9}$	1.7×10^{-9}	$(2.8\sim 16)\times 10^{-10}$	0.6×10^{-10}	0.3×10^{-10}	0.1×10^{-10}	0.2×10^{-10}
双螺杆机	$F=1.3\text{m}^2$ $L=3200\text{mm}$	5.1	4.8×10^{-10}	0.5×10^{-10}	0.8×10^{-10}	0.3×10^{-10}				
固 化 产品桶	$V=0.087\text{m}^3$ $\phi=420\text{mm}$ $H=630\text{mm}$	5.1	6.7×10^{-9}	$(4.9\sim 12)\times 10^{-9}$	5.4×10^{-10}	$(5.1\sim 13)\times 10^{-10}$				

表 2 给出各类操作人员所受的外照射月剂量当量和相应的月集体剂量当量。

由列出的数据可见，在各类操作人员中，最大月剂量当量为 $3.9\times 10^{-3}\text{Sv}$ ，接近于月允许剂量当量限值 ($4.0\times 10^{-3}\text{Sv}$)；而平均月剂量当量为 $1.36\times 10^{-3}\text{Sv}$ ，可见操作人员所受外照射剂量是不高的。

3. 空 气 净 化

设施内装有完善的空气净化系统。工艺设备排风（一区排风）均经过两级高效空气过滤器净化后由通风中心 60 m 高的大烟囱排入大气；设备间排风（二区排风）经一级净化后由高于建筑物 3 m 的烟囱排入大气。整个建筑物内气流走向合理，设备间和操作间均具有

表 2 各类操作人员外照射月剂量当量和月集体剂量当量

Table 2 The external dose equivalent per month and the collective dose equivalent per month for the staffs

作 业 组	监测人数	个人平均月剂量当量 /10 ⁻² Sv	月集体剂量当量 /10 ⁻² ·Sv	个人最大剂量当量 /10 ⁻² Sv
前区操作间人员	8	0.11	0.88	0.19
工艺操作人员	16	0.15	2.4	0.20
辐射防护人员	5	0.16	0.8	0.30
机修人员	5	0.18	0.9	0.39
管修人员	4	0.20	0.8	0.30
电修人员	6	0.07	0.42	0.10
仪表人员	8	0.08	0.64	0.11
总 计	52	0.136	6.84	

表 3 设备间与操作间的排风换气次数

Table 3 The ventilation rate of equipment room and operation room

房 间	蒸发间	螺杆机间	产 品 间	前区操作间	产品过渡间	产品暂存间	分 析 间
换气次数/次·h ⁻¹	19.2	14.9	50	3.7	11.5	10.7	15

足够的换气次数(表 3)。

采用固定式取样装置和流动式取样器两种方法对空气中气溶胶进行取样监测。样品测量一般采取衰变法处理。表 4 列出该设施运行前和运行中空气中气溶胶的总 β 监测结果。

表 4 放射性气溶胶总 β 监测数据*

Table 4 The total amount of β-radiation of radioactive aerosol

房 间	运 行 前 /Bq·l ⁻¹	运 行 中 /Bq·l ⁻¹	房 间	运 行 前 /Bq·l ⁻¹	运 行 中 /Bq·l ⁻¹
蒸 发 间	3.1×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁴	走 廊	3.7×10 ⁻⁶	5.1×10 ⁻⁵
螺 杆 机 间	2.3×10 ⁻⁵	4.1×10 ⁻⁵	过 滤 器 间	3.7×10 ⁻⁶	3.3×10 ⁻⁴
产 品 间	3.7×10 ⁻⁶	7.9×10 ⁻⁵	分 析 间	1.9×10 ⁻⁵	9.3×10 ⁻⁵
三 区 操 作 间	3.7×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁴	更 衣 间	3.7×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁵

* 该数据为多次监测结果的平均值

各工艺设备的严格密封和确保运行过程中设备密封的完好性是降低空气污染水平的重要手段。该设施运行中放射性气溶胶主要来源于设备的检修操作。因此,在设备检修前应尽量降低设备的放射性水平;检修中严格控制开放程度和放射性污染范围,便可有效地降低空气污染水平。

4. 放射性废水和放射性固体废物

设施在运行过程中,会产生少量的设备清洗废水,周产生量小于 5 升。这些放射性废水收集到桶内进行水泥固化处理。运行中产生的放射性固体废物,如被污染的手套、口罩、工作服等(周产生量不大于 6 kg),可分类包装,集中贮存于固体废物库。

三、对沥青固化物燃烧爆炸的防范

1. 沥青固化物的热稳定性

沥青固化物基本上是沥青与硝酸钠的混合物。通过对这两种材料进行热分析表明：沥青在空气中加热时会产生放热反应，燃点在 370~400℃；硝酸钠在空气中加热时存在特征吸热峰，其相变起始吸热温度为 234℃，相变温度为：308℃。封闭恒温试验表明：沥青固化物在 ≥250℃ 条件下恒温一段时间就会发生燃爆，而在 240℃ 条件下恒温 3 h 也未发生燃爆现象。

2. 防范措施与效果

该设施采用蒸气加热的湿法固化工艺。试验运行中，蒸气总压力严格控制在 7 kg/cm² 以下，此时最高加热温度小于 180℃，此温度远低于沥青固化物在长时间恒温条件下发生燃爆的临温界限（~250℃）。

为严格控制操作温度，防止局部过热，在双螺杆机的各段部位上均设有温度监测器，随时测量加热温度，并尽量缩短沥青在螺杆机内的停留时间。热试验表明，双螺杆机各段部位的温度均在 170℃ 以下；沥青、硝酸钠混合物在螺杆机内滞留时间小于 20 min。由于采取这些防范措施，该设施在热试验运行中从未发生不可控的燃爆现象。

四、结 论

1. 中放废液沥青固化设施属于放射性三废治理设施，本身具有较完善的辐射防护措施。对运行中设施自身产生的放射性三废均有妥善的处理方法。在正常运行情况下，操作人员所受外照射月平均剂量当量为 1.36×10^{-3} Sv，仅为允许限值的三分之一；设施内空气中放射性气溶胶浓度远低于允许水平，对操作人员和环境是安全的。

2. 采用蒸气加热的湿式固化工艺，把操作温度严格控制在 170℃ 以下，并随时监测设备局部温度的变化，有效地防止了沥青固化物燃爆现象的发生。热试验运行表明，采取上述防范措施，既能保证沥青固化的安全性，又能得到合适的固化产品。

3. 运行中，工艺设备的维修操作和固化桶加盖密封操作是人员受到照射的主要来源。加强设备质量，减少维修次数，改进操作工艺，提高自动化程度，对减少人员所受剂量是十分必要的。

参 考 文 献

- [1] 郑瑞堂等，原子能科学技术，(3)，289(1984)。
- [2] Moriyama, N. et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 12(6), 362(1975)。
- [3] Svendsen, M. B. et al., IAEA-SM-207/78(1976)。
- [4] Jaeger, R. G. et al., *Engineering Compendium on Radiation Shielding*, 2, Berlin Springer, 362(1968)。
- [5] 国务院环保委员会办公室，美国太平洋西北实验室职业防护和环境保护部，将辐射照射减至可合理达到的最低水平(ALARA)的指南，国外辐射防护规程汇编，(1984)。

〔6〕 森山升, 日本原子力学会志, 18(11), 21(1976)。

〔7〕 顾连康、陈百松, 沥青固化产品热稳定性研究, 中国原子能科学研究院资料(1987)。

(编辑部收到日期: 1988年6月14日)

SAFETY ASSESSMENT FOR THE BITUMINIZATION FACILITY OF THE MEDIUM-LEVEL WASTE

LIU CHUNXIU FENG GUANGZONG QI GUANGMAO

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275, Beijing)

This report is the safety assessment for the home-made bituminization facility of the medium-level waste during hot test. The average external dose equivalent per month is 0.136×10^{-2} Sv. The radioactive substance released into the environment is much lower than the permissible limit. The danger of burning and exploding of the bituminized product was avoided because the operation temperature was controlled strictly below 170°C.

The report also briefly describes the structural characteristic of this bituminization facility, the main process and radiation protection and safety measures.

Key words Safety assessment, Bituminization, Medium-level waste, External dose equivalent, Radiation protection, Permissible limit.