

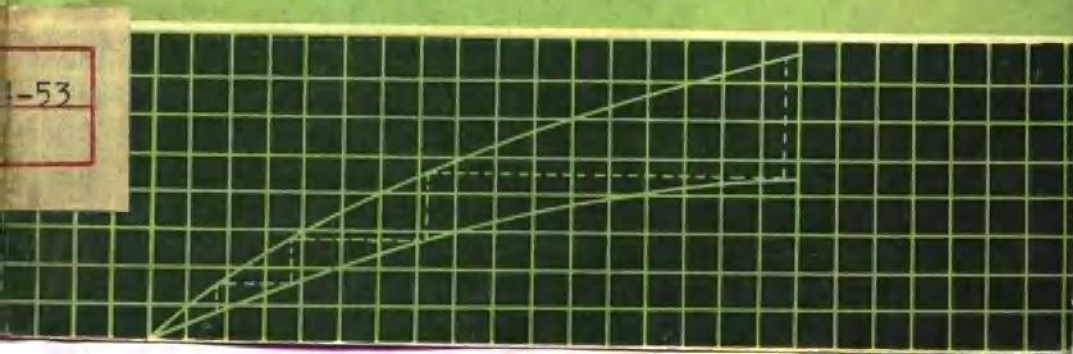


第四届和平利用原子能国际会议文献

核燃料后处理 论文集

原子能出版社

1-53



内 容 简 介

本论文集译自联合国与国际原子能机构出版的第四届和平利用原子能国际会议文献第八卷中的一些文章和技术资料。

本论文集介绍了一些国家所采用的几种类型释热元件后处理的情况,内容包括:辐照燃料后处理中的首端处理——热法脱壳及机械脱壳;萃取法的经验和研究;水氟化法;氟化挥发法和铀钍燃料的胺类萃取法;有些文章简要地介绍了三废处理和最终处置方法。从这些文章中,大致可看出核燃料后处理的现状及其发展概况。

本书可供从事核燃料后处理工作的工人和技术人员参考,也可供有关专业的师生参考。

核燃料后处理论文集

第四届和平利用原子能国际会议文献

原子能出版社出版

张家口地区印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

(只限国内发行)



开本 850×1168¹/₃₂·印张7¹¹/₁₆·字数 206 千字

1976 年 2 月北京第一版·1976 年 2 月北京第一次印刷

印数 001——1900·定价 1.05 元

统一书号: 15175·034

目 录

欧洲核燃料后处理化学公司后处理工厂的运行经验及设计改进(A/CONF·49/P/028)	(1)
英国温茨凯尔工厂氧化物燃料后处理车间的发展、设计和运行(A/CONF·49/P/491)	(25)
意大利辐照燃料后处理进展报告(A/CONF·49/P/182)	(35)
液态金属快中子增殖反应堆燃料的回收: 工艺的进展 (A/CONF·49/P/064)	(57)
动力堆燃料的水法处理(A/CONF·49/P/435)	(75)
高辐照燃料的后处理: 技术讨论及展望 (A/CONF·49/P/603)	(93)
现有的和计划兴建的热中子反应堆燃料回收工厂及其工艺流程: 经验与规划(A/CONF·49/P/065)	(109)
用于工艺控制和工艺流程的自动分离铀裂片的离子交换分析装置(A/CONF·49/P/211)	(122)
辐照核燃料的水法后处理试验(A/CONF·49/P/239)	(131)
西德卡尔斯鲁厄后处理工厂的启动经验和核燃料后处理的长期研究课题(A/CONF·49/P/381)	(145)
快中子动力堆燃料后处理的氟化法的基本问题 (A/CONF·49/P/448)	(162)
单、双官能团的氧磷化合物对铀和钚的萃取作用 (A/CONF·49/P/443)	(178)
英国温茨凯尔和唐瑞燃料后处理工厂的操作经验 (A/CONF·49/P/492)	(189)
铀和其它重元素挥发性氟化物的干法分离 (A/CONF·49/P/546)	(202)
法国后处理工厂为适应新型辐照燃料的改建工作	

(A/CONF.49/P/601)	(212)
胺类从硫酸盐介质中对钍-铀 ²³³ 燃料循环的水法后处理	
(A/CONF.49/P/650)	(223)
讨 论	(241)

欧洲核燃料后处理化学公司后处理 工厂的运行经验及设计改进

(A/CONF·49/P/028)

欧洲核燃料后处理化学公司(比利时 摩尔)

C. J. 约瑟夫(C. J. Joseph)

E. 德蒂勒厄(E. Detilleux)

J. 塞唐诺(J. Centeno)

H. 埃施里奇(H. Eschrich)

E. 施奈德(E. Schneider)

J. 范吉埃(J. van Geel)

摘 要

本文简要地介绍了欧洲核燃料后处理化学公司的后处理工厂的情况。该厂自1966年开始热运行以来,处理了48吨铝或镁包壳的金属天然铀;48吨锆合金、不锈钢或铝包壳的天然的或低加浓的 UO_2 , 最大燃耗为26000兆瓦日/吨;还处理了8吨高加浓的 U/Al 合金, 最大燃耗为50%。回收的裂变材料的总量为173公斤钚和330公斤高加浓铀。概括地总结了操作经验,根据此经验来改装设备,为这些改进对设备、流程等作了选择。讨论了一种以溶剂的浓度为依据的新的 Pu 循环、在较高燃耗情况下去除 Am 的方法以及计划回收镅的装置。介绍了新安装设备的成本分析,以及因几何形状或非均匀中毒引起的设备安全问题的经济估价。

一、引 言

欧洲核燃料后处理化学公司的后处理工厂在1966—1970年底的热运行期间,共处理了47吨铝或镁包壳的金属天然铀;47吨锆合金、不锈钢或铝包壳的天然的或低加浓的 UO_2 , 其最大燃耗

为26,000兆瓦日/吨;8.3吨高加浓U/Al合金,其最大燃耗为50%。
处理的裂变物质的总量为204公斤钚和330公斤高加浓铀。

运行经验要求改装设备,以提高净化系数,减少冲洗花费的时间。

二、说 明

文献[1—3]提出的关于后处理设备的设想,这里只作概括说明。工厂包括下面各部分:

燃料接收和贮存厂房 带有三个溶解器的首端处理装置。第一个溶解器用于加浓度为1.6% U^{235} 的燃料;第二个用于加浓度为1.6—5% U^{235} 的燃料;第三个用于高加浓材料试验反应堆(MTR)燃料元件的溶解。

萃取装置包括用于第一循环的五个空气脉冲柱、用于铀线第二循环的两个空气脉冲柱和用于钚线第二循环的混合澄清槽。在处理高加浓铀时,使用第一循环的脉冲柱和钚线第二循环的混合澄清槽。

废物贮存厂房 该厂房有两个40立方米的容器,其冷却能力为6千卡/小时·升,贮存来自处理低加浓铀的高放射性废物浓缩物;两个220立方米容器,其冷却能力为2千卡/小时·升,贮存来自处理高加浓铀的高放射性废物浓缩物;无冷却设施的八个250立方米的容器和四个500立方米的容器,贮存脱壳废物、热废物的浓缩物以及冷却后的高加浓铀废物的浓缩物。

对首端采用的化学处理方法是化学脱壳,而萃取则使用以碳氢化合物稀释的磷酸三丁酯(TBP)做溶剂的Purex流程。表1列出了所用燃料元件的材料、化学试剂以及燃料元件溶解过程的主要特性。

图1和图2分别列出了处理低加浓铀(LEU)和高加浓铀(HEU)燃料的化学流程。

设计能力对低加浓铀是350公斤/天,对高加浓铀为7公斤/

表 1 燃料元件的溶解

材 料	化 学 试 剂	产 物	
		得 到 的 溶 液	产生的气体
Al	NaOH	$\text{NaAlO}_2 + \text{NaOH}$	H_2
Mg	H_2SO_4	$\text{MgSO}_4 + \text{H}_2\text{SO}_4$	H_2
Zr	$\text{NH}_4\text{F} + \text{NH}_4\text{NO}_3$	$(\text{NH}_4)_2\text{ZrF}_6$	NH_3
Cr-Ni 钢	H_2SO_4	$\text{Fe}(\text{CrNi})\text{SO}_4 + \text{H}_2\text{SO}_4$	H_2
U	HNO_3	$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 + \text{HNO}_3$	N_2 的氧化物
U/Mo	HNO_3	$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 + \text{HNO}_3$ $\text{H}_2\text{MoO}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ 沉淀物	N_2 的氧化物
U/Al	$\text{HNO}_3 + \text{Hg}(\text{NO}_3)_2$	$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 + \text{Al}(\text{NO}_3)_3$	N_2 的氧化物
UO_2	HNO_3	$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$	N_2 的氧化物

天。

三、运 行 经 验

在 1967—1969 年期间曾报道过某些运行经验^[3-6], 近来又报道了欧洲核燃料后处理化学公司工厂规模的有关萃取设备和溶剂萃取化学的某些情况^[7,8]。现在评述的是 1971 年以前的运行经验, 特别是需要改进的那些部分的经验。

3.1 燃 料 处 理

表 2 列出了处理天然铀和低加浓铀反应堆燃料的数据。从表中可以看出, 所处理的燃料材料、比放射性以及能耗的范围很广。表 3 列出了处理高加浓铀材料试验反应堆燃料的数据。

两表的数据表明, 欧洲核燃料后处理化学公司作为一个“多用途的水法后处理工厂”的最初愿望已实现。

3.2 化 学 脱 壳

已证明 Al、Mg 和不锈钢包壳可直接溶解, 虽然有时由于少量硝酸的钝化作用, 使不锈钢在硫酸中不能溶解。但这个问题已经

工艺液流		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20			
符 号	HAF	HAX	HAS	IIAW	HAP	HSS	HSP	¹ BXR ₂	¹ BXR ₂	¹ BXR ₂	¹ BXH	¹ BSS	¹ BSA	¹ BSP	¹ ISX	¹ CUF	¹ CW	¹ CUD	² DR	¹ CUA	¹ CUC			
HNO ₃ (M)	3		4	3		1.5		1.5	1.5	0.1			6	1.7		0.05		/1.5	0.05		0.2			
U(克/升)	286			<0.1			88							<0.4		81	<0.1				430			
Pu(克/升)	~1.7			<0.5 ×10 ⁻⁴			~0.5							~4							<10 ⁻³			
TBP(体积%)		30			30							30					30	/						
U(IV)(克/升)								160	160									/	160					
N ₂ H ₅ NO ₃ (M)								0.2	0.2	0.2								3.5	0.2					
H ₂ C ₂ O ₄ (M)																								
Na ₂ CO ₃ (M)															0.25									
流 速	51	160	25	91	165	15	165	2.2	2.2	15	20	1	20	20	24	180	180	145	0.7	0.2	35	35		
工艺液流		21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43
符 号	2SX	² DS	² DW	² DP	² EW	² EP	² ED	² EUC	² EUW	² AF	² AW	² AX	² BW	² BX	² AS	² BP	² BS	² BSR	³ AF	³ AR	³ AS ₁	³ AS ₂	³ AW	
HNO ₃ (M)		0.5	0.35						0.05	~6	2.5			0.18	0.5	0.5			~2	2.5	2.5		~2	
U(克/升)			<1	87	<0.1	87		400		6	1		<0.1			<1			<4					
Pu(克/升)										30	<0.05		<0.05			7			30					
TBP(体积%)				30	30							30	30					30						
U(IV)(克/升)																								
N ₂ H ₅ NO ₃ (M)		0.1																						
H ₂ C ₂ O ₄ (M)																				0.42	0.1		0.1	
Na ₂ CO ₃ (M)	0.25																	0.5						
流 速	16	25	60	168	162	168	131	36.5	36.5	2.9	9	10	12	12	6	12	2	1	2.9	4	3	3	13	

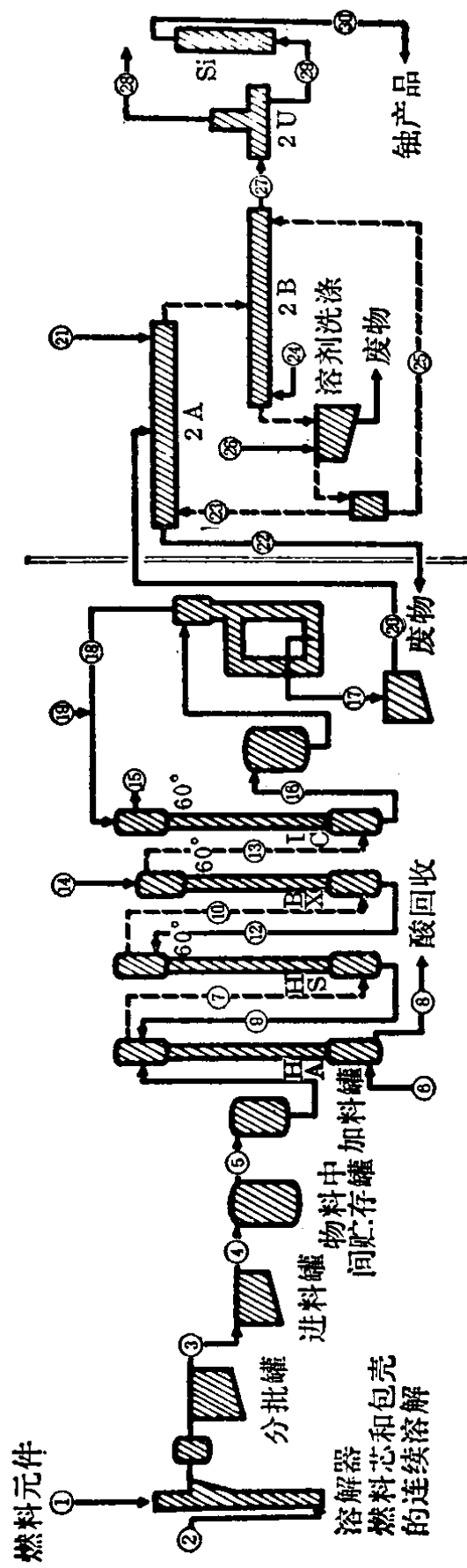


图 2 处理高浓铀燃料的化学流程

注：“分批罐”应为“接受罐”。

工 艺 液 流																
符 号	燃料 装料	溶剂	物料溶 解液	AFU	HAF	HAX	HAP	HAW	HSR	HSP		11	12	13	14	15
HNO ₃ (M)		6.2	0.6	0.54	0.5			~0.4							~0.5	
U (公斤/天)	~6.5															
Al(公斤/天)	~190															
Hg(NO ₃) ₂ (M)		0.015														
U (克/升)			1.5	1.42	1.35		3.7	<2.5×10 ⁻³								<2×10 ⁻³
Al (M)			1.65	1.57	1.5			1.45							1	
TBP %						4.5—5										
Fe(NH ₂ SO ₃) ₂																
Na ₂ CO ₃ (M)															0.02	
β (居里/升)																
α (衰变/分·克铀)																
流量(升/小时)		178			200	80	80	212	12	80		12	80	12	80	80
工 艺 液 流																
符 号	1CUF 浓缩液	馏 出 液														
		蒸馏		调节			2AF	2AS	2AW	2AX	2BX	2BS	2BSR	2BP	2UD	2UC
HNO ₃ (M)	0.01	0.7	0.001	0.8	5	0.7	4		0.01			0.1			1	1
U (公斤/天)																
Al(公斤/天)																
Hg(NO ₃) ₂ (M)																
U (克/升)	3.4 ~250				140		<0.1					70		420		420
Al (M)																
TBP %								30			30					
Fe(NH ₂ SO ₃) ₂					0.02	0.02										
Na ₂ CO ₃ (M)										0.5						
β(居里/升)																
α(衰变/分·克铀)															<15×10 ⁻³	<15×10 ⁻³
流量(升/小时)	80	1.1	79	1	6	2	8	10	12	2	1	12	10	2	2	2

表 2 欧洲核燃料后处理化学公司处理的低加浓铀燃料的特性

燃料装料	包壳材料	燃料芯	开始的浓 缩度(%)	最大燃耗 (兆瓦日/ 吨)	铀的保留 (吨)	钚 (公斤)	放射性 最大值 (居里/ 公斤铀)
EL1	Al	U	天然	30	2.0	—	—
EL2	Mg	U	天然—0.86	300	9.4	1.7	10
EL3	Al	U-Mo	天然—1.6	1800	8.5	5.3	40
DIORIT-1	Al	U	天然	1300	6.2	6.8	70
FR2	Al	U	天然	800	6.7	4.1	40
BR1	Al	U	天然	700	1.9	0.6	60
VAK-1	Zr	UO ₂	2.3—2.6	17300	4.1	18.4	600
BR3	不锈钢	UO ₂	3.7—4.4	7800	2.4	6.0	300
HBWR	Zr	UO ₂	1.48	7500	1.3	3.1	200
CdN-1	Al-Mg	UO ₂	天然—4.5	15000	0.8	0.9	400
DIORIT-2	Al	U	天然	2800	7.1	7.2	70
EDF1	Mg-Zr	U-Mo	天然—1.6	1300	3.7	4.5	70
EDF2/3	Mg-Zr	U-Mo	天然	1400	1.3		100
R3	Zr	UO ₂	天然	5200	12.8	24.4	300
TRINO	不锈钢	UO ₂	2.7—3.9	14000	13.5	79.8	500
NPD	Zr	UO ₂	天然	6000	9.4	29.9	150
VAK-2	Zr	UO ₂	2.3—2.6	16000	1.9	9.9	600
CdN-2	Al-Mg	UO ₂	2.7—3.9	25000	0.7	1.2	1600

表 3 欧洲核燃料后处理化学公司处理的高加浓铀燃料的特性

燃料装料	元 件 数	Al 的重量 (公斤)	铀保留的重 量(公斤)	Al/U	放射性 (千居里/ 公斤铀)	处理的年代
ASTRA	26	105	3.63	29	57	1967
DIDO	72	218	7.52	29	54	
R-2	36	153	4.17	32	120	
HFR	405	1614	49.1	33	35	
BR2	125	442	25.0	18	17	
SILOE	126	645	74.73	25	12	
TRITON	87	452		25	27	
CABRI	18	77		30	27	
PEGASE	60	410		20	35	
OSIRIS	75	460		18	99	

(续)

燃料装料	元 件 数	Al的重量 (公斤)	铀保留的 重量(公斤)	Al/U	放射性 (千居里/ 公斤铀)	处理的年代
IFFR	71	281	9.2	31	84	1968
BR2	144	526	28.2	19	57	
R-2	70	302	8.8	34	112	
PEGASE	55	416	19.1	22	74	
SILOE	36	181	7.2	25	36	
OSIRIS	50	307	13.5	23	33	
CABRI	36	156	9.0	17	13	
OSIRIS	268	1220	70.5	17	50	1970

通过加入甲酸的办法解决了。

锆合金溶解于 $5.5\text{--}6M\text{NH}_4\text{F}$ 和 $0.5M\text{NH}_4\text{NO}_3$ 混合液时有许多问题。由于化学腐蚀不均匀,包壳溶解达 90% 时就足以使 UO_2 开始溶解。要使包壳 100% 溶解,就要费很长的时间。由于其体积庞大,余下的 10% 处理起来相当复杂。另一问题是,每批带入硝酸溶解阶段的氟达 1000 克分子,这就需要加硝酸铝与氟络合。 $\text{NH}_4/\text{Zr}/\text{OH}/\text{F}$ 化合物的生成可能是引入氟的原因。在锆合金与 UO_2 溶解之间加一苛性碱洗涤过程,就较好地解决了这一问题。

由于在脱壳过程中生成了 NH_3 , 废气过滤器被生成的 NH_4NO_3 所堵塞。这个问题采取用浓 HNO_3 吸收 NH_3 的办法已经部分地得到解决,当然,这样做又会使废液体积加大。

化学脱壳的总的缺点是,由于燃料元件的几何形状不同而使生产能力受到限制。例如,处理哈尔登反应堆元件一次装料只有 150 公斤 UO_2 , 而处理特里诺反应堆元件每批可装 900 公斤 UO_2 。

各种溶解和洗涤阶段也极费时。例如,一次典型的泽弗勒克斯(Zirflex)法处理沸水堆燃料(每批 700 公斤 UO_2)所用的时间为:燃料拆卸多至 90 小时,溶解器装料和去除前批料残渣需 30 小时,加入脱壳剂(包括取样等)达 6 小时,脱壳 30 小时,倒空溶解器、苛性碱洗和蒸汽洗涤达 20 小时,加硝酸 1—2 小时,溶解 UO_2 大约 8 小时,洗涤及溶解器出料 6 小时。整个溶解周期大约是 80 小时。

化学脱壳最明显的缺点之一，是产生大量需要贮存的中放废物(见表 6)。

3.3 裂变物质的损失

低加浓铀流程中铀和钚的损失及高加浓铀流程中铀的损失示于表 4。表 4 指出，大量的损失是由洗涤造成的，主要是由低加浓铀流程改为用高加浓铀流程，或反之由高加浓铀流程改为用低加浓铀流程时要求充分清洗造成的。

表 4 废物中流失的铀和钚
(括号中数字表示占进料量的损失百分数)

损 失 的 来 源	低加浓铀(1969—1970年) (LEU)		高加浓铀(1967— 1970年)(HEU)
	铀(公斤)	钚(克)	铀(克)
脱壳	60(0.24)	440(0.37)	—
HA 柱残液	9(0.04)	490(0.41)	570(0.17)
溶剂净化	45(0.18)	110(0.09)	320(0.10)
Pu 第二循环的废液	2(0.01)	140(0.12)	—
HEU 第二循环的废液	—	—	170(0.05)
洗涤和其他	51(0.20)	560(0.47)	640(0.20)
手套箱中的固体废物	—	~400(0.33)	—
合 计	167(0.67)	2140(1.79)	1700(0.52)

由“未计入物料”[Material Unaccounted For(MUF)]可求出全厂物料平衡差额。此“未计入物料”通常为负数，只能由计量平衡误差或未计量的损失来核算。据认为，特别是这些未计量的损失决定了欧洲核燃料后处理化学公司后处理工厂得到的负值 MUF。

钚的平均 MUF 值为加料量的 2.8%，在五年热运行期间从 7% 降至 1% 以下。这种降低主要是由于改进了固体废物的计量，和更协调地执行了流程规定所致。铀的 MUF 值要低得多(约 0.5 %)，这很可能是因为其化学处理过程要简单些。

表 5 净化和分离系数

项目	污 染	第一循环 的铀产品	第二循环 的铀产 品	SiO ₂ (尾端处 理)	第一循环 的铀产 品	第二循环 的铀产 品	铀沉淀	铀产品总 净化 (包 括回收)	钚产品总 净化 (包 括回收)
LEU	Zr ⁹⁵	1×10 ⁴	10	5	5×10 ²	2×10 ²	4	5×10 ⁵	2×10 ⁶
	Ru ¹⁰⁵	3×10 ⁴	40	—	2×10 ³	1×10 ²	50	1×10 ⁶	1×10 ⁷
	Pu-α	3×10 ²	3×10 ²	—	—	—	—	4×10 ⁵	—
	钚中的铀	—	—	—	2×10 ³	2	1×10 ²	—	1×10 ⁶
HEU	Zr ⁹⁵	1×10 ⁵	10—50	10—100	—	—	—	1×10 ⁹	—
	Ru ¹⁰⁶	1×10 ⁴	1×10 ²	—	—	—	—	1×10 ⁶	—
	Pu-α	1×10 ²	2×10 ²	—	—	—	—	1×10 ⁵	—

3.4 净化系数(DF)

低加浓铀和高加浓铀系统的净化系数示于表 5。一般来说，在低加浓铀系统中，达到对铀和钚最终产品中裂变产物的规格要求是没有问题的*。

在低加浓铀的处理系统中，有时需将铀返回第二循环再处理，以达到对 α 超铀元素的规格要求，这就意味着生产能力将降低。这是由于第二循环的还原剂被氧化或溶剂的铀饱和度过低造成的。

由于在钚线第二循环的流程中铀钚分离系数很低，故当第一分离循环操作不太符合标准时，二循环的辅助作用就满足不了要求。在这种情况下，甚至加上沉淀器所得到的铀钚分离系数(100)也不能满足要求，因而需要重新循环。如最终产品为硝酸钚，所用流程就不能满足钚中铀含量的规定要求。

现有的高加浓铀处理系统在一个单独的试验系列中还不能达到最终产品的规定要求，所要求的补充净化系数为：α1—10，

* 硝酸铀酰最终产品的规格如下：(1)如果<75%的残留裂变产物的 β 放射性来自 Ru，那么，铀的最大裂变产物 β 放射性是陈化天然铀 β 放射性的 100%；如果 ≥75%的残留裂变产物的 β 放射性来自 Ru，那么，铀的最大裂变产物 β 放射性是陈化天然铀 β 放射性的 200%。(2)Np、Pu 和其它超铀元素的最高 α 放射性是 15×10³ 衰变/分·克铀；最终产品 PuO₂ 的规格为：(1)铀的最高含量为 0.1%；(2)最高 γ 放射性为 8 微居里/克钚(其能量>500 千电子伏)。

Zr1—30, Ru1—10。

溶液再循环不是实现这一补充净化的适当办法，测得的再循环净化系数平均值为： α 约为 2, Zr 约为 1, Ru 约为 10。

萃取的工艺条件一般最适于 Ru 去污。因为在任何情况下，溶液还通过硅胶柱，这对 Zr 的去污更为有效。

此外，由于第二萃取循环也用于低加浓铀系统的铀萃取，它有碍对 α 放射体的净化效率。尽管高加浓铀系统在运行前作了充分的清洗，设备仍不断地向溶液中释出 α 放射性。其结果是，生产的六水合硝酸铀酰从未达到最终产品规格中对 α 放射体 (15000 衰变/分·克铀) 的要求，而且每天的有效生产能力 (考虑再循环和清洗) 只有二公斤，而不是原设计的七公斤。

表 6 产生的废液

溶 液 的 类 型	就地贮存的 体 积(米 ³)	产生的速度 (米 ³ /吨铀)	初始大约的放射性 (居里/米 ³)	包壳大约的 浓 度(克/升)
HA 柱残液 (低加浓铀)	26	0.3—0.4	7×10^5	—
HA 柱残液 (高加浓铀)	212	0.5×10^3	7×10^4	45(Al)
脱 壳——Zr	170	2—6	3×10^3	33(Zr)
脱壳——不锈钢/镁	180	4—6	2×10^3	22(不锈钢)
脱壳——Al 及洗涤	140	2—3	20	14(Al)
热废物的浓缩物	650	3—6	50—100	—
温热的和冷的废物	—	$10^2—10^3$	$<10^{-2}$	—

3.5 废物的产生

低加浓铀和高加浓铀系统的废物产生量示于表 6。化学脱壳过程产生的废物占了欧洲核燃料后处理化学公司的废物总体积的大部分。

3.6 燃料投料的分离

由于在低加浓铀流程中，要处理不同浓度的 U^{235} ，故一定要避

免同位素混合。为使投料完全分离，在换料时一定要清洗系统，这就会降低生产能力。曾试图在不停止萃取的情况下尽量减少混合。在精确确定新的一批物料投入萃取的时间后，用减少循环间存料和实现循环间间歇输料的办法，可使铀混合的量减少到 100 公斤。萃取循环总存铀量大约是 200 公斤。

3.7 设备事故

高加浓铀循环间的返工用(re-work)蒸发器、铀循环间蒸发器及低加浓铀循环间的蒸发器都发现有泄漏。第一台蒸发器的泄漏是安装在循环管内的热阱引起的。发现在钢板的垂直方向上有严重的腐蚀(约深 0.1 毫米),而在钢板的表面也有严重的晶间腐蚀。化学分析表明,所使用的材料是 AISI-316 而不是专用的 AISI-304L。铀循环间蒸发器中受腐蚀的部分也是用 AISI-316 而不是用 AISI-304L 制成的。最后一台蒸发器由于设备部件在制造时过冷而降低了预计的耐腐蚀性。

在各种情况下,泄漏只有通过目察才能发现,而不是滴漏盘液位报警发现的。这是加热器上部的泄漏使液体蒸发所致。在第一个萃取柱加料管里和铀线二循环中发生了严重堵塞。第一次堵塞是在暑期停工后由溶解阶段的 ZrO_2 颗粒造成的。因为直接排除堵塞部分是不可能的,必须寻找排除堵塞的特殊办法。只有用高压(300 公斤/厘米²)水冲洗才能排除管子的堵塞。

铀线二循环的堵塞是由重有机相造成的,它堵塞了在几何形状上是安全的混合澄清槽的澄清室底部 7 毫米高的开口。重有机相可能是由于循环间蒸发器中^[8]夹带的和溶解的溶剂热分解所造成的。这种情况在其它循环间蒸发器浓缩液中没有发现,这是因为在这些蒸发器的加料系统中装有适当的去除溶剂夹带的装置。此外,加到这些蒸发器的物料中的溶剂可通过蒸发器蒸馏产生的气体去除之。

但是,对铀蒸发器来说,由于铀能产生水解,此法不适用。