

# 不产生长寿命高放废物的先进核能系统

李 寿 枏

(中国原子能科学研究院, 北京, 102413)

阐述了核废物分离-嬗变(P-T)处置和先进核能系统(ANES)的重要性及其物理基础, 讨论了对化学分离的要求和现状, 并对裂变堆、聚变-裂变混合堆、加速器驱动次临界堆等核废物嬗变炉为主的 3 类先进核能系统作了简要讨论。最后, 对我国开展先进核能系统研究的发展战略提出了建议。

关键词 先进核能系统(ANES) 分离-嬗变(P-T) 核废物 嬗变炉

## 1 核电站乏元件的处置

核电站乏燃料元件具有很强的放射性。对乏燃料后处理产生的核废物的处置, 尤其是长寿命高放废物的处置, 关系到人类后代安全和核电能否健康充分发展。

乏元件中含有大量长寿命核素, 它们的半衰期长达  $10^4$ — $10^7$  a。表 1 列出了燃耗深度为 33 000 MW d/t 的 1 GW<sub>e</sub> PWR 核电站年卸料 33 t 中所含长寿命核素的半衰期、冷却 10 a 后的含量及它们的潜在生物危害 BHP (Biological Hazard Potential)<sup>[1]</sup>。

表 1 1 GW<sub>e</sub> PWR 年卸料乏元件中的长寿命核素

Table 1 Long-lived nuclides in spent fuel discharged from 1 GW<sub>e</sub> PWR per year

核素	$T_{1/2}/a$	质量/kg	BHP <sup>[1]}/m<sup>3</sup></sup>	核素	$T_{1/2}/a$	质量/kg	BHP <sup>[1]}/m<sup>3</sup></sup>
<sup>238</sup> Pu	88	4.5		<sup>79</sup> Se	$6.5 \times 10^4$	0.19	
<sup>239</sup> Pu	$2.4 \times 10^4$	166		<sup>99</sup> Tc	$2.0 \times 10^5$	25	
<sup>240</sup> Pu	$6.6 \times 10^3$	77		<sup>129</sup> I	$1.6 \times 10^7$	6	
<sup>241</sup> Pu	14	25		<sup>135</sup> Cs	$3.0 \times 10^6$	10	
<sup>242</sup> Pu	$3.6 \times 10^5$	16		<sup>93</sup> Zr	$1.5 \times 10^6$	23	
		228.5	$3.4 \times 10^{10}$	<sup>107</sup> Pd	$6.5 \times 10^6$	7	
<sup>237</sup> Np	$2.0 \times 10^6$	15				71.19	$2.53 \times 10^9$
<sup>241</sup> Am	422	17		<sup>90</sup> Sr	29	13	$6.14 \times 10^{12}$
<sup>243</sup> Am	$7.4 \times 10^3$	3		<sup>137</sup> Cs	30	31	$1.34 \times 10^{11}$
<sup>243</sup> Cm	28.5	$1.1 \times 10^{-2}$				44	
<sup>244</sup> Cm	18.1	0.58					
		35.6	$2.13 \times 10^{10}$				总计 $6.33 \times 10^{12}$

注: 1) 按安全标准稀释排放所需水量计

根据放射性稀释排放的安全标准, 如果通过稀释排放, 把这些长寿命核素完全排放到江河中去, 需要  $6.33 \times 10^{12} \text{ m}^3$  的水。我国长江口年流量也只有  $0.97 \times 10^{12} \text{ m}^3$ , 长江之水还不够 1 个核电站的长寿命核废物排放之用。当然, 长寿命高放核废物是不能稀释排放的。不过, 这足以说明核电站高放废物处置问题的极端重要性。

当前对乏元件处置主要有 2 种方案: 一是将 1 次通过的乏元件经过冷却后进行深地层埋

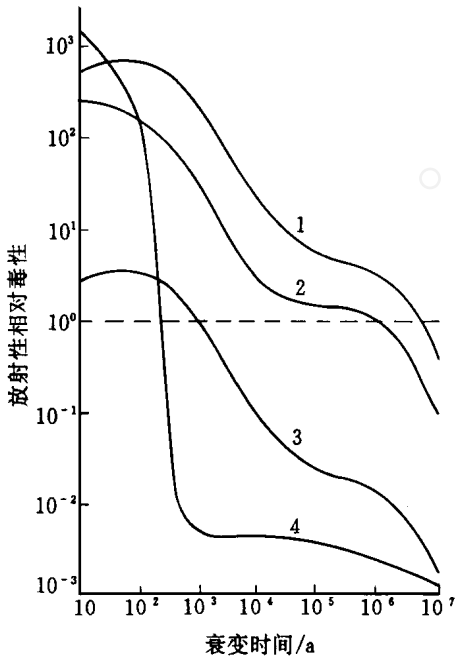


图 1 不同处置方案核废物远期放射性毒性比较

Fig 1 Long-term radiological toxicity of fission products and actinides according to different fuel strategies

1——乏元件; 2——回收 99.5% 的 U 和 Pu 后; 3——回收 99.5% 的所有锕系元素后; 4——总裂变产物

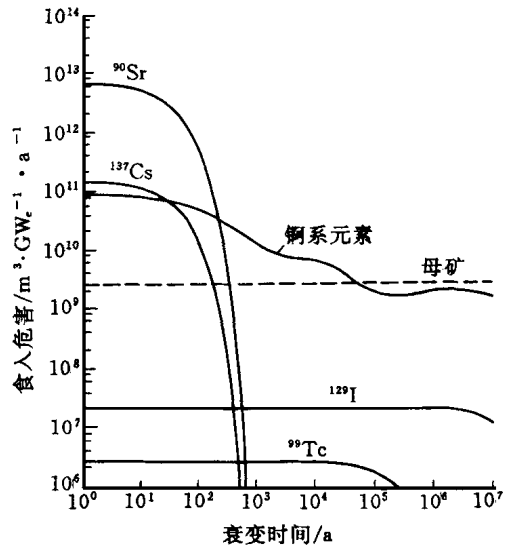


图 2 压水堆乏元件中主要长寿命核素毒性衰减曲线

Fig 2 Decay curves of the toxicity of main long-lived nuclides in spent fuel from PWR

藏; 二是进行后处理, 回收绝大部铀和钚, 剩下的高放废液作为高放废物, 经过固化、冷却, 进行深地层埋藏。前 1 种方案比较简单, 但浪费铀、钚资源, 并存在严重的远期风险问题。后 1 种方案虽较前者能合理利用资源, 但增大了近期风险。在长期风险上, 两者无多大差别。2 种方案的远期风险比较示于图 1<sup>[2]</sup>。

如图 2<sup>[3]</sup>所示, 核电站乏元件放射性远期风险在于存在长寿命核素, 锕系核素的远期危害最大, 裂变产物<sup>90</sup>Sr 和<sup>137</sup>Cs 近期毒性最大, 但它们的半衰期约为 30 a, 对远期风险无贡献; 裂变产物中, 远期危害主要源于<sup>129</sup>I 和<sup>99</sup>Tc。

锕系核素可以通过裂变反应转化成裂变产物。长寿命裂变产物也可通过核反应转变成稳定或短寿命核素。国际上对 HLW 的处置, 早就提出过另 1 种方案: 分离-嬗变(P-T)。经过化学分离, 将长寿命核素分别地或分组地分离回收, 分别通过核反应嬗变成稳定核素或短寿命核素。这种方法如能实现, 就可以从根本上解决长寿命核废物的潜在危害性问题, 从而消除对核

电站发展的后顾之忧。

## 2 不产生长期高放废物的先进核能系统——90年代初开始形成的新概念

核能长期以来面临着两大问题:

- 1) 如何充分利用 $^{238}\text{U}$ 和 $^{232}\text{Th}$ 等核资源;
- 2) 如何处置裂变堆产生的长寿命高放废物。

核能界曾经长期地、坚持不懈地探索着解决的途径,通过分离(P)-嬗变(T)最终处置中、长寿命高放废物的概念,早在60年代已经提出。70年代,以美国为首的一些国家曾对之开展了广泛的研究,70年代后期曾一度转入低潮,趋于停顿。随着反应堆技术、加速器技术、后处理和分离等技术的发展,随着三里岛事件和切尔诺贝里事件的发生,随着美国深地层埋藏库开发研究深入之后,暴露出问题的复杂性和远期风险的不确定性等根本性困难,到80年代中期,通过P-T彻底消除长寿命放射性核素、降低和消除远期风险的最终处置方案重新受到重视。通过快堆、聚变-裂变混合堆、散裂中子源次临界堆嬗变处置核废物的工作广泛开展起来。

90年代初,开始形成了“不产生长期高放废物的先进核能系统”概念。这种先进核能系统把嬗变处置核废物与 $^{238}\text{U}$ 和 $^{232}\text{Th}$ 利用结合起来了,可以是既能嬗变核废物又能发电;也可以既能利用 $^{238}\text{U}$ 和 $^{232}\text{Th}$ 发电,又能嬗变掉本系统产生的长寿命高放废物,还有可能同时嬗变处置外来核废物。总之,根据需要,1种核能系统可以设计成具有多种功能。这种核能系统可由1座核废物嬗变炉与若干座LWR组成1个系统,也可以是1个独立的系统,送进厂区的是 $^{238}\text{U}$ 或 $^{232}\text{Th}$ ,还可以包含一部分核废物,向外送出的是核电,长寿命高放废物在系统中烧掉了,短寿命或低放废物在厂区内就地冷却或浅地层埋藏。

这种先进核能系统的出现,将使人类进入“干净”、安全利用核能的新阶段,并且大大延长人类利用核电的时间。

## 3 嬗变处置长寿命高放废物的物理基础

### 3.1 长寿命裂变产物的处置

乏元件中一些长寿命裂变产物的核性质列于表2。长寿命裂变产物中, $^{90}\text{Sr}$ 和 $^{137}\text{Cs}$ 放射性活度最高,毒性也最大,但它们的热中子俘获截面太小, $\sigma_{n,\gamma}(^{90}\text{Sr}) = 0.0153 \times 10^{-28} \text{ m}^2$ ,  $\sigma_{n,\gamma}(^{137}\text{Cs}) = 0.25 \times 10^{-28} \text{ m}^2$ ,需要在 $10^{16}$ — $10^{17}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ 中子通量密度下才能有效嬗变。由于这2个核素的半衰期约为30 a,通过贮存衰变500—1000 a,将分别转化成稳定的 $^{90}\text{Zr}$ 和 $^{137}\text{Ba}$ 。 $^{135}\text{Cs}$ 可等到 $^{137}\text{Cs}$ 衰变掉后分离出来,可在超热中子谱中子场中有效嬗变。 $^{93}\text{Zr}$ 亦然。 $^{135}\text{Cs}$ 、 $^{93}\text{Zr}$ 、 $^{107}\text{Pd}$ 和 $^{126}\text{Sn}$ 等核素的放射性活度很低,也可进行稀释排放处置。 $^{151}\text{Sm}$ 在热谱中为强中子吸收体,很易在堆内烧掉,唯有

表2 长寿命裂变产物核性质

Table 2 Nuclear properties of long-lived fission products

核素	$T_{1/2}/\text{a}$	$10^{28}\sigma_{n,\gamma}(\text{th})/\text{m}^2$	$10^{28}I_0/\text{m}^2$
$^{99}\text{Tc}$	$2 \times 10^5$	22.9	398
$^{129}\text{I}$	$1.6 \times 10^7$	30.0	33
$^{90}\text{Sr}$	29	0.0153	0.16
$^{137}\text{Cs}$	30	0.25	0.36
$^{135}\text{Cs}$	$3.0 \times 10^6$	8.7	62
$^{93}\text{Zr}$	$1.5 \times 10^6$	2.5	28
$^{107}\text{Pd}$	$6.5 \times 10^6$	1.8	
$^{126}\text{Sn}$	$1.0 \times 10^5$	0.14	
$^{151}\text{Sm}$	90	$1.52 \times 10^4$	

$^{99}\text{Tc}$  和  $^{129}\text{I}$  寿命长、毒性大, 容易迁移渗透到生物圈, 必须进行嬗变处置。这 2 个核素的热中子俘获截面和共振积分截面都比较大, 在超热中子谱中可有效嬗变。根据 A. G. Groff 等<sup>[4]</sup>和 H. R. Brager<sup>[5]</sup>的工作,  $^{99}\text{Tc}$  和  $^{129}\text{I}$  的有效半衰期可分别降至 4.7 a 和 19 a。在快堆超热中子区, 它们的年嬗变率可分别达到 5% 和 10%, 改进靶件设计和照射条件, 还有可能提高。 $^{99}\text{Tc}$  在 5 eV 处共振峰截面达  $4 \times 10^{-25} \text{ m}^2$ , 有人试图用绝热共振方法以提高其嬗变效率<sup>[6]</sup>。

### 3.2 锕系核素的嬗变处置

#### 1) 利用快中子谱嬗变锕系废物

锕系核素通过  $(n, \gamma)$ 、 $(n, 2n)$ 、 $(n, 3n)$  等嬗变反应, 其产物仍然是锕系核素, 只有通过裂变反应才能将锕系核素嬗变成裂变产物。

乏元件中的锕系核素, 只有少数几个是易裂变核素, 如  $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ , 在热谱中裂变截面大, 其他核素  $\sigma_{n,f}(\text{th})/\sigma_{n,r}(\text{th}) \ll 1$ 。所以, 在热谱中不能有效嬗变锕系核素。在热堆中嬗变处置锕系废物, 产生的锕系废物往往比通过裂变嬗变掉的还多。只有在系统的热中子很富足, 不惜浪费中子时, 方可通过多次俘获后再裂变, 以嬗变掉锕系废物。后者的好处是中子俘获截面大, 堆中装料较少。

在快谱中, 情况相反。锕系废核的俘获截面大大降低, 裂变截面增加,  $\sigma_{n,f}/\sigma_{n,\gamma} > 1$ 。图 3 示出在 1—20 MeV 快中子谱中主要锕系废核的俘获截面和裂变截面。所以, 嬗变处置锕系废物一般需要快中子谱。锕系核素的快中子裂变截面约为  $2 \times 10^{-28} \text{ m}^2$ , 欲有效进行嬗变处置, 需要中子通量密度较高, 堆内装料较大。

表 3 列出了 MA (少锕核素) 的比反应性与堆谱平均中子能量的关系<sup>[7]</sup>。MA 的量按 LWR (Pu) 乏元件中  $^{237}\text{Np}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Cm}$  和  $^{244}\text{Cm}$  的含量计算; 比反应性系指每装载 1 kg 锕系核素引起的反应性变化。乏元件中的 MA 在堆谱平均能量低于 600 keV 时比反应性是负的, 大于 730 keV 则是正的。堆谱越硬, 比反应性增加越大。当中子谱足够硬后, MA 可作为燃料随 Pu 循环使用, 甚至以 MA 作为燃料的堆也可达到临界。JAERI 设计的 2 种锕系废物嬗变炉 M-ABR (金属快堆) 和 P-ABR (氮化物颗粒燃料快堆) 的中子谱平均能量分别为 780 和 750 keV, 第 1、2 炉料后的换

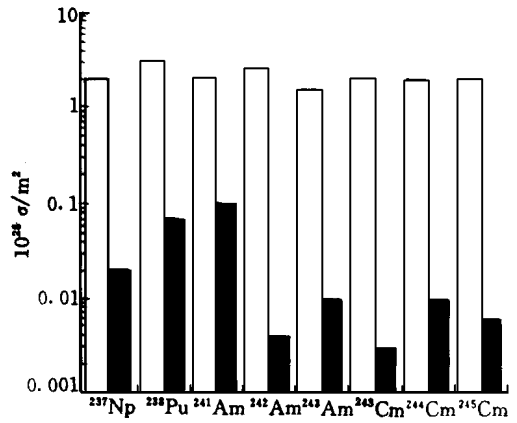


图 3 锕系废核素快中子(1—20 MeV)截面<sup>[7]</sup>

Fig 3 Fast cross sections for key actinides (1 to 20 MeV)  
— (n,  $\gamma$ ); — (n, f)

表 3 MA 的比反应性与堆谱平均中子能量的关系

Table 3 Specific reactivity of MA with average reactor neutron spectrum

$E_n/\text{keV}$	比反应性
1011	$7.941 \times 10^{-4}$
985	$5.987 \times 10^{-4}$
804	$1.407 \times 10^{-5}$
730	$1.080 \times 10^{-5}$
569	$-1.060 \times 10^{-5}$

注: 不同的  $E_n$  分别对应中子谱硬度不同的快堆堆芯, 详情参见文献[8]

料只补充MA<sup>[9]</sup>。

氧化物快堆中子谱的平均能量约为480 keV。在热堆和氧化物快堆中,MA为强中子吸收剂。因之,在热堆和氧化物快堆中,MA可以替代可燃毒物。但MA吸收中子后,可以逐渐转化成裂变燃料,在一定程度上可以恢复后备反应性,甚至可增加反应性。这种滞后反应性的增加,可以补偿燃耗反应性的损失,从而可以降低堆的后备反应性和减少后备反应性控制棒,加深燃耗深度,延长元件燃耗时间。利用MA的这种特性,日本PNC提出了“超长寿命堆芯”概念<sup>[10]</sup>。这种堆芯30a只用1炉料,平均燃耗深度达200 GW d/t。MA的这种特性,有可能使它从“废物”变为对改善反应堆性能极其有用的特种核燃料。

## 2) 利用通量密度极高的热中子嬗变锕系废物

90年代初,LANL提出利用极高通量密度热中子焚毁锕系废物的ATW新概念。<sup>237</sup>Np、<sup>241</sup>Am等核废物,在极高热中子通量密度变成了核燃料。如,<sup>237</sup>Np(n,γ)<sup>238</sup>Np反应产物<sup>238</sup>Np的半衰期为2.12 d,热中子通量密度低时,来不及积累就衰变了,但它的裂变截面达 $2100 \times 10^{-28} \text{ m}^2$ ,当热中子通量密度高到一定程度,裂变几率则大于衰变几率。LANL小组的计算表明,当热中子通量密度大于 $5 \times 10^{15} / (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ 时,<sup>237</sup>Np就从中子吸收体转化成释放多余中子的燃料<sup>[11]</sup>。法国M. S Salvators计算了锕系废核每次裂变消耗的中子数D(图4)<sup>[12]</sup>,结果与Bowman的类似,但<sup>237</sup>Np的通量密度转变点比Bowman的高得多,约为 $6 \times 10^{16} / (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ 。

## 3) 不用<sup>238</sup>U的核废物焚烧炉

乏元件中含有的大量锕系核素基本上都来源于<sup>238</sup>U。反应堆不用含<sup>238</sup>U的燃料元件,将大大降低新的锕系核素的产生,从而可以提高嬗变处置核废物的效率。目前,许多核废物焚烧炉的设计都采用了这种方法。如日本JAERI的M-ABR、P-ABR和加速器驱动的锕系核素嬗变炉都采用了不含U的Np-15Pu-30Zr和AmCm-35Pu-10Y三元合金;BNL的PHOENIX MA嬗变炉用不含U的MAO<sub>2</sub>元件;美国GE<sup>[13]</sup>和ANL<sup>[14]</sup>的一体化金属快堆嬗变炉也都提出了不含<sup>238</sup>U的设计方案。俄罗斯也提出了不含<sup>238</sup>U的BN-170和BN-800的MA嬗变炉设计<sup>[15]</sup>。法国和德国开展了不含铀的惰性基质燃料元件的研究。

## 4) 利用<sup>232</sup>Th-<sup>233</sup>U循环

<sup>232</sup>Th-<sup>233</sup>U循环可以比U-Pu循环降低锕系废物产生量,尤其是TRU的产量。图5示出<sup>232</sup>Th-<sup>233</sup>U循环与PWR(UO<sub>2</sub>)的乏元件中锕系核素放射性毒性随时间衰减的比较<sup>[16]</sup>。

<sup>232</sup>Th-<sup>233</sup>U循环也存在一些问题。一是<sup>233</sup>U(n,γ)生成的<sup>234</sup>U,其衰变子体<sup>226</sup>Ra、<sup>210</sup>Pb、<sup>210</sup>Po都是毒性大的强放射性子体,在出堆后10<sup>4</sup>—10<sup>6</sup>a间成为远期放射性风险的主要成分;二是<sup>232</sup>Th(n,2n)反应后产生的<sup>233</sup>U的衰变子体中,<sup>208</sup>Tl、<sup>212</sup>Bi有很强硬的γ射线,在后处理、元件制造和运输装卸过程中都必须有很好的屏蔽和远距离自动控制。后者可以在充分慢化的中子

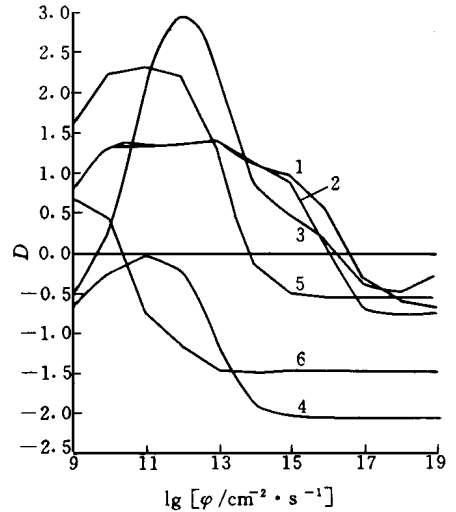


图4 MA每次裂变消耗的中子数D与LWR堆谱中子通量密度φ的关系

Fig 4 Consumption of neutrons per fission of MA depending on neutron flux density of LWR spectrum

1—<sup>237</sup>Np; 2—<sup>241</sup>Am; 3—<sup>243</sup>Am;  
4—<sup>243</sup>Cm; 5—<sup>244</sup>Cm; 6—<sup>245</sup>Cm

谱中得到改善。

#### 4 关键在分离

高放废物的分离-嬗变能否达到消除远期风险的目的, 关键在于对长寿命高放废物分离的干净程度。不管嬗变效率多高, 嬗变多彻底, 最后残留毒性决定于分离的丢失率。如丢失率为 1%, 最后残留毒性则不会小于 1%。嬗变效率越差, 循环次数越多, 残留毒性越高。

根据 ICRP 新颁布的数据和规定, 美国联邦法规 40CFR 191, 对乏元件, HLW、TRU 等放射性废物的埋藏容器, 规定了在 10 000 a 内的放射性泄漏限值, 其中  $T_{1/2} > 20$  a 的  $\alpha$  放射性废物为  $3.7 \times 10^3$  Bq/g。所以, 如果分离后残渣中的  $\alpha$  放射性水平能达到或低于此限值, 铀系废物的埋藏就不存在远期风险问题。

另外, 根据美国联邦法规 10CFR 61 对低放废物 C 类的最高浓度限值规定,  $T_{1/2} > 5$  a 的  $\alpha$  超铀核素也为  $3.7 \times 10^3$  Bq。所以, 达到或低于这个水平, 就可以作 C 类低放废物处置, 不需要进行深地层埋藏。

美国 A. G. Croff 在考虑了放射性释放、迁移和扩散到生物圈的种种或然率后认为, 美国环保局 (EPA) 允许释放入环境的限值还可以进一步放宽 10 倍以上。图 6 是 Croff 根据图上的分离残留率计算的乏燃料分离残液的放射性衰减曲线 (图中的实线)。10<sup>0</sup> 处横线以上打点区域为考虑或然率后放宽的允许释放范围。根据这样的残留率, 1000 a 后接近允许范围和 10 000 a 后达到允许范围是可能的, 从而可以大大缩短安全埋藏时间要求。目前, 实验室分离水平, 除 Am、Cm 外, 都已接近达到。

1992 年, 在俄罗斯 Obninsk 召开的用快堆嬗变铀系核废物的专家会议上, 曾提出对分离回收率的要求为: <sup>237</sup>Np、Cm 98%, Pu、Am 99.9%<sup>[18]</sup>。

Timothy Myers 等<sup>[19]</sup> 曾列出了不同目标对 HLW 分离的要求 (表 4)。降低长期埋藏风险, 要求回收率达到 99.9%。如埋藏库寿命为 1000 a, 则要求回收率达到 99.997%。

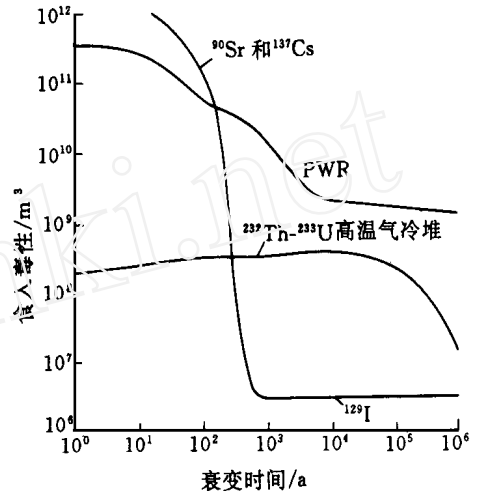


图 5 <sup>232</sup>Th-<sup>233</sup>U 循环与 PWR 的铀系毒性比较  
Fig 5 Comparison of actinides toxicity between <sup>232</sup>Th-<sup>233</sup>U cycle and PWR

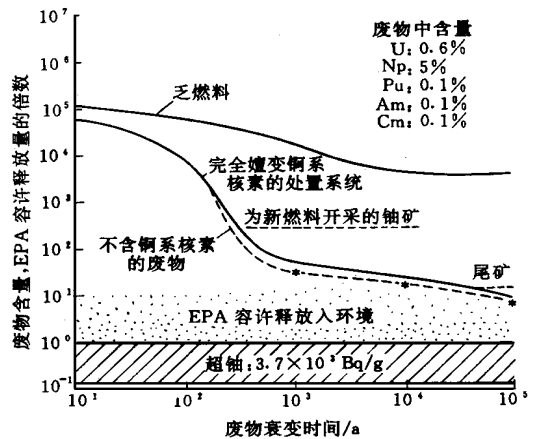


图 6 按 EPA 允许释放极限量废物含量衰变曲线<sup>[17]</sup>

Fig 6 Repository waste inventory as measured by EPA release limit  
燃料为 33 GWd/t 压水堆乏元件预先衰变时间为 40 a

所有这些要求都是对分离化学的严峻挑战。目前 Purex 流程对 U、Pu 回收率可达 99.5%—99.9%，Np 的回收率可达 70%—90%，Am、Cm 和裂变产物则全留在残液中作高放废物处理。

根据 P-T 要求，近年来国际上开展了大量的 Purex 流程改进和 Np、Am、Cm 以及长寿命裂变产物分离回收的研究，提出了不少新的流程，在实验室中已取得很高的分离回收率。

表 5 列出了几种流程达到的分离水平。美国和日本合作的高温冶金流程，分离后的残留物中  $\alpha$  放射性也已达到  $< 3.7 \times 10^3 \text{ Bq/g}^{[23]}$ 。这些结果说明，在实验室内，TRU 的分离回收率已经可以达到 P-T 的要求，有可能使分离残液中的高放废物的埋藏期缩短到 1000 a 左右。当然，这些流程要达到实用要求和实现工厂规模，还有待更多的开发工作，另外，Am (Cm) 与稀土 (RE) 的分离，目前在实验室内也还没有完全解决。

## 5 不同类型先进核能系统

先进核能系统可以是与裂变堆相结合的系统，可以是以聚变-裂变混合堆为主的系统，也可以是以加速器驱动的次临界包层为主的系统。混合堆包层、加速器驱动的次临界包层都是次临界裂变堆。所以，裂变堆的概念也都可用于这 2 种包层。裂变堆系统比较成熟，目前工作最深入。混合堆和加速器驱动次临界堆则由于是外源次临界系统，因而比常规裂变堆在一些方面有其优越性，但也比裂变堆增加了不少技术难点，增加了外源系统的投资和运行费用。

以各种裂变堆嬗变炉为主的核能系统都在探索中。嬗变炉的嬗变能力首先决定于有多少剩余中子可用于嬗变核废物。标准压水堆设计没有剩余中子，除非提高其燃料浓度。常规氧化物快堆和金属燃料快堆，都有一定的剩余中子可用于增殖燃料或嬗变核废物。由于钠空泡效应，常规快堆对装载 MA 或 TRU 有很大限制，如氧化物快堆的 MA 装载量 (以重金属计) 不能超过 5%。MA 装料为 5% 时，其支持比 (1 座嬗变炉能嬗变掉多少个同等功率的 LWR 所产生的核废物) 约为 6。缩小堆芯尺寸、增加中子泄漏，可以增加 MA 装载量，以提高嬗变速率，但这又加速了燃料反应性损失，浪费了中子。要提高对锕系废物的嬗变能力，除提高中子通量密度外，还可提高中子谱硬度和采用无铀燃料。如 JA ER I 原设计的 M-ABR 和 P-ABR，其嬗变 MA 的支持比可达 30 以上。但因中子谱太硬，无  $^{238}\text{U}$ ，有效缓发中子份额  $\beta_{\text{eff}}$  分别低到  $1.55 \times 10^{-3}$  和  $1.72 \times 10^{-3}$ ，中子寿命  $\tau$  低到  $0.68 \times 10^{-7}$  和  $1.08 \times 10^{-7}$  [19]。根据动力学方程

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta_{\text{eff}}}{\tau} P(t) + \sum_j \lambda_j C_j + Q(t) \quad (1)$$

表 4 高放废物分离要求

目标	分离回收率的大致要求
除去远期衰变热 以扩大埋藏库容量	90%
消灭 Pu 矿	99%
降低远期埋藏库风险	99.9%
降低埋藏库寿命到 1000 a	99.997%
降低埋藏库寿命到 300 a	99.999%

表 5 几种流程的分离水平

国家	流程	TRU 回收率/%
美国	TRU EX [20]	接近 100
中国	TRPO [20]	接近 100
瑞典	CTH [20]	接近 100
法国	D IAM EX [21]	接近 99.997
日本	D DPA [22]	接近 100

由于常规裂变堆超临界时

$$\rho(t) = \Delta k/k > 0 \quad (2)$$

这样,  $\beta_{\text{eff}}$ ,  $\tau$  值越小, 越易超临界, 且功率增长速度越快。M-ABR 和 P-ABR 的  $\beta_{\text{eff}}$  和  $\tau$  值太小, 对反应堆安全控制提出了极其苛刻的要求。

近年来, 加速器驱动次临界堆核能系统的设计思想五花八门, 但大致可分为热堆型和快堆型。目前研究比较深入的有 JAER I 的 W 靶金属快堆嬗变炉和 MA 融盐嬗变炉<sup>[24]</sup>, BNL 的 PHOENIX 和 LANL 的 ADTT<sup>[25]</sup> 等。加速器驱动次临界堆有可能得到极高的中子通量密度, 甚至达到  $10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  以上, 有利于嬗变小截面核废物, 尤其是嬗变锆系废物。

聚变堆是 14 MeV 中子源, 丰中子, 包层大。这些对嬗变锆系废物特别有利。目前由于受到壁负荷限制, 中子通量密度较低(壁负荷  $1 \text{ MW/m}^2$  为  $4.6 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )。所以, 80 年代以来, 聚变堆嬗变炉研究较少。今后, 当壁负荷提高到  $10 \text{ MW/m}^2$  以上时, 利用聚变堆嬗变核废物是很有吸引力的。不过, 近几年国外和国内<sup>[26-30]</sup> 利用低  $Q$  值聚变堆芯, 通过包层加  $^{239}\text{Pu}$  以提高中子通量密度, 用热中子嬗变锆系废物和用锆系废物作中子倍增剂等工作都在探索中。

次临界系统的突出优点之一是不易出现反应性事故。只要设计时考虑了足够次临界度, 以保持  $\rho(t) = \Delta k/k < 0$ , 就不会出现像常规裂变堆, 尤其是硬谱无铀快堆嬗变炉那样, 因  $\beta_{\text{eff}}$  和  $\tau$  值太小而难于控制的困难。

外源次临界系统的断流、失流事故等仍然可能发生, 堆后热问题仍然存在, 必须采取相应措施。另外, 在堆与外中子源系统之间不存在被动固有安全性的联系。不过, 当次临界堆一旦出现局部导热事故, 可以通过电讯反馈使加速器或聚变堆芯迅速(约几 ms) 关机, 以切断外中子源。这里用电讯系统操作代替了裂变堆的常规机械控制棒。

外源次临界系统因有外源中子, 可用于增殖或嬗变的多余中子比临界堆高。在聚变堆芯能量增益因子  $Q$  稍大一些后, 如  $Q > 1$ , 聚变堆嬗变炉的中子经济性就可能比加速器驱动的嬗变炉好。 $Q$  值越大, 聚变堆嬗变炉中子经济性越好。次临界系统不存在 MA 或 TRU 装载量的限制, 嬗变炉内的重金属可以全部用 MA 或 TRU。总的说来, 外源次临界系统的嬗变能力比临界裂变堆高。如加速器驱动的快谱无铀次临界 MA 嬗变炉的支持比可达 50 以上。

从经济性上说, 临界裂变堆的嬗变费用一般要比外源次临界系统低。这是因为后者增加了外源系统的造价和运行费用。但当外源中子的价格比常规裂变堆的多余中子价格还便宜时, 情况将有所不同。聚变堆燃料消耗比裂变堆便宜, 当  $Q$  值很大时, 外源系统自用电份额变得很小, 尤其是当达到  $\alpha$  加热自持时, 自用电份额将趋于零。自用电份额越小, 嬗变成本越低。这样, 聚变堆嬗变炉的经济性不仅有可能优于加速器驱动嬗变炉, 甚至有可能优于临界裂变堆嬗变炉。

## 6 我国对先进核能系统的开发需要有 1 个总体战略规划

分离-嬗变核废物和不产生寿命高放废物的先进核能系统是当前国际上受到广泛重视的 1 个热点, 应是可持续发展战略的 1 个重要内容, 是生态环境与发展、综合利用与化废为宝的大问题。这种先进核能系统如能实现, 它必将对核能利用的发展产生巨大影响, 可使人类“干净”利用核能上千年。如果说反应堆的建成, 为人类打开了利用原子能的大门, 那么, 这种先进核能系统的建成, 才真正使人类进入了利用原子能造福人类的自由王国。这种先进核能系统的探索开发是涉及到众多领域和技术的综合性的交叉学科。这些研究的开展必将带起一系列前



沿科学技术的发展,也为核技术应用开创新的可能性,或其他多种应用创造条件。总之,这项工作需要从统观可持续发展战略的全局和核能发展全局的高度来考虑和安排。本着积极又慎重的精神,建议在 2000 年前能组织有关方面力量进行“跟踪”、“评价”和少量必要的前期实验研究工作,提出我国先进核能系统开发的技术路线,提出相应的技术、安全、经济可行性报告,提出 1 项总体发展战略规划建议,以便为 2000 年后正式起步打下扎实的基础。

### 参 考 文 献

- 1 Binney SE, Bloomster CH, Brager HR, et al. CURE: Clean Use of Reactor Energy: Westinghouse Hanford Report WHC-EP-0268 1990
- 2 Koch L. Minor Actinide Transmutation—A Waste Management Option. *J Less-Common Metals*, 1986, 122: 371.
- 3 Schaffer MJ, Parish TA. Background Study of Linear Fusion System for Transmutation Fission Reactor Wastes: EPR IAp-1644 1980
- 4 Croff AG, Blomeke JO, Finney BC. Actinide Partitioning-Transmutation Program Final Report: ORNL/TM-6983 1980
- 5 Brager HR. Development of Irradiation Targets to Transmute <sup>129</sup>I. *Trans Am Nucl Soc*, 1990, 62: 103
- 6 Hugon M. The Research Activities on New Fuel Cycle Concepts Supported by European committee. Proc 2nd Int Conf on ACC-Driven Transmutation Technologies and Applications. Kalmar Sweden. June 3—7, 1996 152
- 7 Takahashi H. Accelerator Driven Sub-Critical Target Concept for Transmutation of Nuclear Waste. Workshop on Nuclear Transmutation of Long-Lived Nuclear Power Radioactive Waste. Obninsk 1991. 98
- 8 Murphy DJ, Farr WM, Ganapol BB. Power Production and Actinide Elimination by Fast Reactor Recycle. *Nucl Tech*, 1979, 45: 299.
- 9 Kaneko Y, Mukaiyama T, Nishida T. Present Status of Studies on Incineration of TRU at JAERI. Proc of the 2nd Int Conf on Advanced Nuclear Energy Research. Mito, Japan 1990 369
- 10 Wakabayashi T, Yamaoka M. Characteristics of TRU Transmutation in an LM-FBR: IAEA-TECDOC-693 1992
- 11 Schriber SO. Transmutation of Waste Using Particle Accelerators. Workshop on Nucl Transmutation of Long-Lived Nucl Power Radioactive Waste. Obninsk 1991. 3
- 12 Salvatores M, Slessarev I, Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei. *Nucl Sci Eng*, 1994, 116: 1.
- 13 Wu T, Cockey CL. Actinide Recycle Utilizing Oxide and Metallic Fuel in PRISM. GLOBAL '95 Versailles, France 1995
- 14 Hill RN, Wade DC, Fujita EK. Physics Studies of Higher Actinide Consumption in an LMR. Proc Int Conf on the Physics of Reactors. Marseille, France 1990
- 15 Tsikunov AG, Kagraman VS, Kochetov LA. Role of Reactors in Reduction of Long-Lived Waste: IAEA-TECDOC-693 1992
- 16 Srinivasan M, Dingankar MV, Iyengar PK. Long-Lived Actinide Problem, Th-U 233 Cycle and Fusion Breeders. ICNES'86 Madrid 1986 31.
- 17 Croff AG, Forsberg CW, Ludwig SB. A Reexamination of the Incentives for Actinide Burning. *Trans Am Nucl Soc*, 1990, 62: 76
- 18 Anon. Summary of the Specialists Meeting, Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation: IAEA-TECDOC-693 1992
- 19 Myers T, Favale A. ACC—Assisted Repositories Technical Issue, Identification and Economic Assessment. GLOBAL '95 Versailles, France 1995
- 20 Bush RP, Mills AL. Some Implications of the Partitioning of Actinides From High-Level Waste:

- RECOD '94, Vol 1, Session 7A. 1994 1488
- 21 Madic C, Blanc P, Condamines N, et al Actinide Partitioning From High-Level Liquid Waste Using DIAMEX Process: RECOD '94, Vol 1, Session 7A. 1994
- 22 Kubota M. Research Activities on the Partitioning and Transmutation at JAERI Under the Framework of the OMEGA Program in Japan: RECOD '94, Vol 1, Session 7A. 1994
- 23 常磐井守泰, 小山正史, 纲岛幹泰, 等. 乾式再処理 フロ・スヒ 废弃物处理. 原子力工业, 1989, 3(9): 43.
- 24 Takizuka T, Nishida T, Sasa T, et al Research and Development on Proton Accelerator-Based Transmutation of Nuclear Waste GLOBAL '95 Versailles, France 1995 489
- 25 Bowman CD. Resolution of Nuclear Energy Issues Using Accelerator-Driven Technology. Panel discussion, IAEA. Vienna 1994
- 26 Cheng ET. Transmutation of Nuclear Waste in Fusion Reactors GLOBAL '93 Seattle 1993 1243
- 27 Cheng ET, Cerbone RJ. Prospect of Nuclear Waste Transmutation and Power Production in Fusion Reactors ANS 12th Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy
- 28 吴宜灿, 邱励俭. 利用D-T聚变中子源转化长寿命裂变产物的中子学可行性研究. 核科学与工程, 1994, 14(1): 28.
- 29 杨永伟, 邱励俭. PWR(U)乏燃料中超铀元素在混合堆快裂变包层内嬗变研究. 核科学与工程, 1995, 16(1): 40.
- 30 冯开明, 黄锦华. 在聚变堆中嬗变 $^{237}\text{Np}$ 的研究. 核科学与工程, 1995, 15(1): 50.

## ADVANCED NUCLEAR ENERGY SYSTEMS WITHOUT LONG-LIVED HIGH-LEVEL WASTE (HLW)

Li Shouan

(China Institute of Atomic Energy, Beijing, 102413)

### ABSTRACT

The importance of partitioning-transmutation of nuclear wastes and the advanced nuclear energy systems (ANES) are emphasized. The physical bases of transmutation of nuclear wastes and of three kinds of ANES are elucidated. The chemical separation requirements and their present status are reviewed briefly. The certain feature of three kinds of ANES are also discussed. Finally, an overall strategic plan for exploring such ANES in China is suggested.

**Key words** ANES Partitioning-transmutation Nuclear waste Transmutation burner