

# 长寿命核废物嬗变处理的研究综述\*

张玉山

(中国原子能科学研究院 北京 102413)

**摘 要** 介绍了长寿命高放核废物的中子嬗变原理及各国在该领域的发展动态,中子嬗变问题的提出及研究工作的发展已有二十多年的历史.自从 90 年代以来该领域非常活跃,国际会议也比较频繁.此外,还介绍了我国在该领域内的发展态势及今后工作的展望.

**关键词** 长寿命核废物 嬗变处理 堆嬗变技术 加速器驱动嬗变技术

**分类号** TL94

当前(1995),全世界核发电占总发电量的 17%,而有 15 个国家的核电占其总发电量的 25%.全世界共有 434 座(30 国家)商用电站投入运行.总装机容量为 340GWe.还有 38 座商用电站正在建设之中<sup>[1]</sup>.

这些核电站卸出的乏燃料有两种处理方式:(1)开式循环(OpenCycle)(直流循环或一次通过式循环),即不进行燃料后处理而直接进行处置;(2)闭式循环(Closed Cycle),即进行乏燃料后处理回收铀、钚的再循环.

1994 年,各种(反应堆类型)核电站的乏燃料年卸料量为 10 500 t HM/a.到目前,累计乏燃料总量为 155 000 t HM/a(其中大约 102 000 t HM 在储存着),而世界乏燃料年后处理量大约为 8 000 t HM/a<sup>[1]</sup>.

不论是哪一种处理方式,核电站每年的乏燃料中都含有一定量的长寿命且具有高放射性毒性的核素,如图 1 和表 1 所示.

以前,对于开放式处理,临时储存 50~100 年而后深埋处置.对于闭式循环处理,其后处理的高放废液经玻璃固化处理后,冷却(衰变热)大约 50 年深埋处置.无论是哪一种处置方式,都难以确保长时间地质条件的稳定性.一旦受到地下水的侵蚀而引起周围地质条件的变化,都存在放射性核素迁移并扩散到生物圈的风险.

鉴于以上处置方式都有风险.近 20 年,特别是近些年来人们提出,对于长寿命和高放射性毒性的锕系元素采用中子嬗变的方法,使其变为稳定或短寿命的核素,然后再进行深埋处置.通过这种处理就可以大大减少上述的风险.

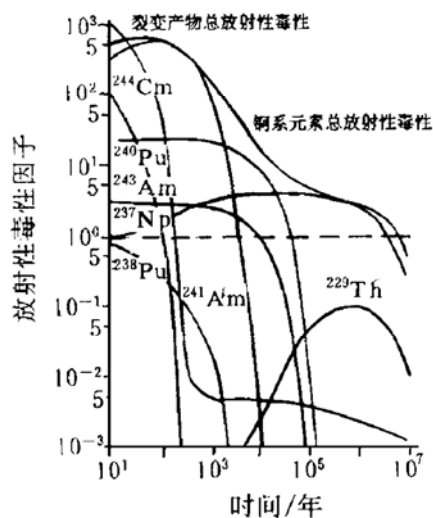


图 1 压水堆乏燃料放射性毒性随时间的变化(放射性毒性因子是以生产该压水堆燃料所需铀矿的放射性毒性归一的)

为了更有效地进行嬗变,需要首先将长寿命锕系元素及裂变产物从高放废物中分离出来,然后再集中起来置入堆中进行嬗变.这就是所谓的分离-嬗变处理原理.

表 1 乏燃料中最重要长寿命核的产量

核	半衰期(a)	放射性毒性 <sup>a</sup> (Bq/L <sub>水</sub> )	质量 <sup>b</sup> (g/tHM)	质量 <sup>c</sup> (kg/TWh)	质量 <sup>d</sup> (kg/a)
钢系元素					
<sup>237</sup> Np	2.14 × 10 <sup>6</sup>	0.3	437	1.66	10.15
<sup>238</sup> Pu	87.7	0.4	140	0.53	3.25
<sup>239</sup> Pu	24 110	0.4	5 470	20.72	127.05
<sup>240</sup> Pu	6 550	0.4	2 230	8.45	51.80
<sup>241</sup> Pu	14.4	20	956	3.62	22.20
<sup>242</sup> Pu	3.7 × 10 <sup>5</sup>	0.4	486	1.88	11.12
Pu total			9 282	35.16	215.60
<sup>241</sup> Am	432.6	0.3	296	1.12	6.87
<sup>243</sup> Am	737	0.3	84	0.31	1.95
裂变产物					
<sup>99</sup> Tc	2.1 × 10 <sup>5</sup>	300.0	841	3.19	19.53
<sup>129</sup> I	1.57 × 10 <sup>7</sup>	2.0	229	0.87	5.32
<sup>135</sup> Ss	2.0 × 10 <sup>6</sup>	100.0	324	1.23	7.53

- a ICRP-61 文件给出的饮水中放射性限额。
- b 轻水堆(LWR)3.3 × 10<sup>4</sup>MWd/t 燃耗,5 年冷却后的乏燃料,1 吨重金属中各种核素的含量。
- c 轻水堆(LWR)发出 10<sup>9</sup>kWh 电量后乏燃料,1 吨重金属中各种核素的含量。
- d 功率为 1000MW(e),负荷为 70%的轻水堆(LWR),乏燃料中各种核素的含量。

## 1 长寿命核废物嬗变处理的原理

当前,国际上普遍使用嬗变(Transmutation)作为核废物转换处理的用词。实际上对于钢系元素只有核裂变或核焚烧(Incineration)才能使其转换为短寿命或稳定的核素。钢系元素的中子俘获一般只能使其转换为更高质量数的长寿命钢系元素。而裂变产物只能通过中子俘获才能使其转换为短寿命或稳定的核素。

原则上,各种粒子都可以直接引起嬗变,但由于需要嬗变的核废料中的长寿命核数量很大,所以目前只有将中子作为嬗变粒子是合适的。其理由有三个:(1)由于中子是中性质子,它不像带电粒子那样由于电离损失而局限在局部空间中迁移。因此它可以和大量的长寿命核相作用;(2)中子核反应截面比较

大(相对于其他粒子核反应),特别在热能和超热区;(3)在现有的反应堆及将来可提供中子场的装置(加速器驱动系统及聚变-裂变混合堆)中,中子量可以达到高通量(10<sup>13</sup>~10<sup>15</sup> s<sup>-1</sup>cm<sup>-2</sup>)。这对嬗变是有利的。

### 1.1 钢系元素嬗变的基本原理

长寿命钢系元素及裂变产物的嬗变处理实质上是指钢系元素通过裂变反应、长寿命裂变产物通过俘获中子反应嬗变为短寿命或稳定核素的措施。对于前者最好是吸收中子后直接引起裂变,但一般很难绝对做到这一点。原因是裂变反应之外还伴随着中子俘获反应,另外有时还需要通过多次级联中子俘获才能使其变为易裂变核。所以要实现有效地嬗变,必须使裂变俘获比  $\sigma_f/\sigma_c$  尽可能地大,而过渡的级联中子俘获次数尽可能少。

#### 1.1.1 快中子嬗变原理

核废料中的钢系元素主要是指<sup>239</sup>Np、

<sup>241</sup>Am、<sup>243</sup>Am、<sup>242</sup>Cm 和 <sup>244</sup>Cm 等. 国际上称这些锕系元素为少数锕系元素 (Minor Actinides), 简称 MA. MA 的裂变截面均属于

型快堆, 中子平均能量为 0.4MeV); 对于专门的中子焚烧炉快堆为 0.7(平均中子能量为 0.7MeV, 如日本 JAERI 设计的 M-ABR 和 P-ABR 核焚烧炉及加速器驱动焚烧炉 ADS). 人们希望嬗变装置中子场的能谱越硬越好. 这样可使 MA 得到充分的裂变, 即充分核焚烧. 除了少数长寿的裂变产物外, 一般所形成的裂变产物在 200~300 年即可衰变掉. 这就是利用快中子对锕系元素进行嬗变的原理<sup>[2]</sup>. 图 2 给出了 1kg<sup>237</sup>Np 在各种反应堆中辐照 10<sup>4</sup>天过程中剩余<sup>237</sup>Np 和锕系元素总量(<sup>237</sup>Np 及其嬗变产物)的关系图. 其中, 直线表示纯焚烧过程, 越接近此线越说明该堆焚烧性能好. 由图可以看出, 大型快堆的中子能谱从锕系元素嬗变角度来看并不十分理想, 要想使锕系元素焚烧的比较好, 最好采用专用的快堆核焚烧炉或加速器驱动的快中子次临界嬗变系统<sup>[2]</sup>. 表 2 给出了各种反应堆对锕系元素焚烧效果的比较.

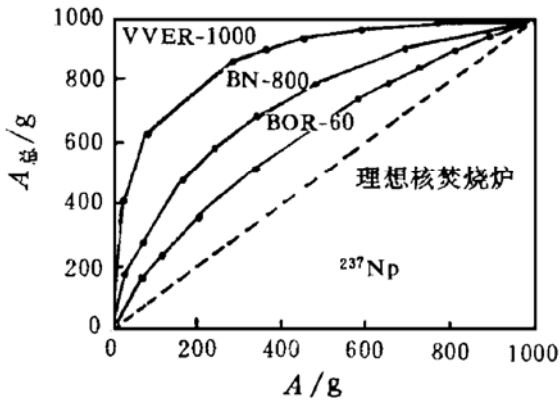


图 2 1kg<sup>237</sup>Np 在 10 000 天燃耗过程中, 对于不同能谱的反应堆总锕系元素质量与残余<sup>237</sup>Np 质量的关系<sup>[22]</sup>. VVER-1000 为俄罗斯 1000MW(e) 的压水堆型号, BN-60, BN-800 分别为俄罗斯 60MW(t) 和 800MW(t) 的两个快中子反应堆

阈能反应截面. 在 1MeV 以上才有明显的数值. 例如, <sup>237</sup>Np 裂变俘获截面比  $\sigma_f/\sigma_c$ : 对于轻水堆 (LWR) 为 0.02; 对于快堆为 0.2(大

表 2 不同反应堆中少数锕系元素(MA)嬗变率的比较

	MA 核焚烧炉		动力堆		
	M-ABR	P-ABR	U-PWR	MOX-FBR	LMR
热功率 (MWt)	170	1 200	3 410	2 600	2 632
循环周期 <sup>1</sup>	(FPD)	730	300	850	750
堆 芯					
平均中子通量 ( $\times 10^{15}$ )	3.6	8.4	0.37	3.3	5.0
平均中子能量 (keV)	780	750	热能	480	490
MA 装载量 (kg)	666	2 065	180 <sup>2</sup>	1 450 <sup>2</sup>	1 200 <sup>2</sup>
MA 生成量 <sup>3</sup> (kg/cycle)			71.4	83.5	90
MA 嬗变比 <sup>4</sup> (%/cycle)	26.0	25.3	54.1	27.6	38.7
MA 焚烧比 <sup>5</sup> (%/cycle)	17.8	17.2	15.0	9.4	16.8
MA 净嬗变率 (kg/1GW · a)	407	435	2.5	62	47
MA 净焚烧率 (kg/1GW · a)	279	296	-4.3	8.1	14

1 燃料辐照时间.

2 燃料中 MA 含量: U-PWR 为 0.2% MOX-FBR 和 LMRO 为 5%.

3 U、Pu 燃料中 MA 生成量.

4 MA 嬗变比 = [MA(BOC) - MA(EOC)] / MA(BOC).

5 MA 焚烧比 = MA 裂变量 / MA(BOC).

### 1.1.2 热中子嬗变原理

原则上,低通量热中子环境(如常规热中子反应堆)不适于用来嬗变锕系元素,因为在热能区锕系元素的裂变俘获比很小. 锕系元素需要多次级联俘获中子后才能形成易裂变核. 这使得嬗变效率很低甚至于在较短时间达不到焚毁的目的. Los Alamos 的 Bowman 等人在 ATW(Accelerator Transmutation of Wastes)概念<sup>[3]</sup>中,提出了高能量热中子嬗变原理. 下面以<sup>237</sup>Np 为例,说明该原理. 由于<sup>238</sup>Np 的热中子裂变截面很大( $\sigma_f=2080$  b),如将热中子通量提高到这样的水平,使得<sup>238</sup>Np 还未来得及衰变就裂变了(见图 3). 这

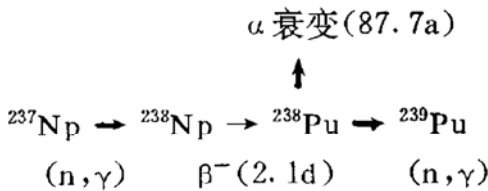


图 3 <sup>237</sup>Np 嬗变图

就提高了<sup>237</sup>Np 的焚烧效率. 要做到这一点必须满足下面条件,

$$\ln 2 \cdot [\sigma_f({}^{238}\text{Np})\Phi]^{-1} \ll 2.1\text{d}$$

实际计算结果是热中子通量应达到  $\Phi \gg 1.8 \times 10^{15} (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}$ . 所以要求热中子通量  $\Phi$

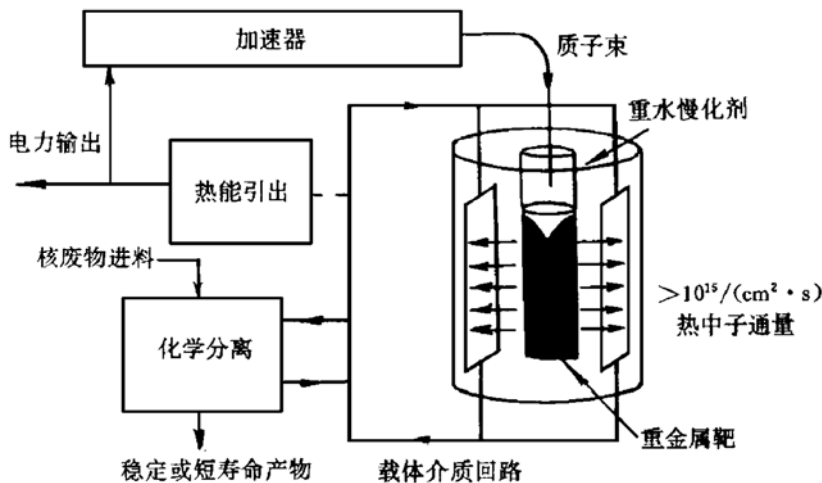


图 5 ATW 加速器驱动系统嬗变原理图

### 1.2 裂变产物的嬗变原理

在裂变产物中,需要嬗变的核素有<sup>99</sup>Tc、<sup>129</sup>I、<sup>90</sup>Sr 和<sup>137</sup>Cs. 表 3 给出了这些裂变产物的半衰期及快、热中子俘获截面等参数.

应为  $10^{16} (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}$  量级. <sup>241</sup>Am 的情况也类似. 由图 4 可以看出,由于<sup>242m</sup>Am 和<sup>242</sup>Am 的裂变截面分别为 6620b 和 2269b,所以当热中子通量为  $10^{16} (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}$  量级时,裂变反应也占优势. <sup>242</sup>Am 将来不及衰变就裂变了,而且<sup>242m</sup>Am 则主要通过裂变反应焚毁了.

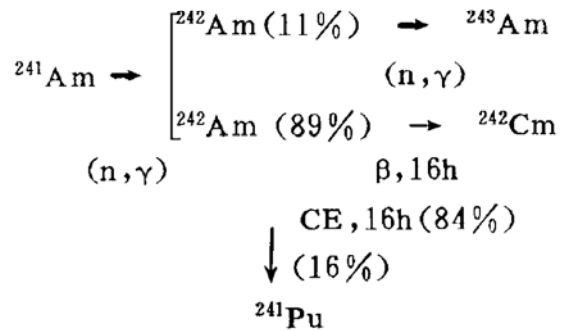


图 4 <sup>241</sup>Am 嬗变图

ATW 是强流(125mA, 1.6 GeV)加速器驱动系统. 在这样高中子通量的系统中,采用通常的固体燃料元件无论从物理上(损耗快)和材料上都是行不通的. 所以 ATW 概念中采用了流动的熔盐燃料和熔盐锕系材料(与载体熔盐 LiF-Be<sub>2</sub> 混合)和重水慢化(见图 5). 上述热中子嬗变原理原则上也适用于熔盐型重水或石墨慢化热中子反应堆.

由于上述裂变产物热中子截面比快中子截面大,所以上述裂变产物原则上应采用热中子进行嬗变,如 ATW 概念中的三层包层中,内层区(重水层最高通量区)可放置特殊

回路用来嬗变裂变产物特别是低截面的<sup>90</sup>Sr 和<sup>137</sup>Cs 的嬗变. 由于<sup>90</sup>Sr 和<sup>137</sup>Cs 的半衰期比较短, 所以也可以不放入中子场中进行嬗变而是等待其衰变至低放水平后进行处置.

表 3 裂变产物参数\*

核素	$T_{1/2}/a$	$\sigma(\text{热截面})/b$	$\sigma(\text{快截面})/b$
<sup>99</sup> Tc	$2.1 \times 10^5$	20	0.2
<sup>129</sup> I	$1.6 \times 10^7$	31	0.2
<sup>90</sup> Sr	28.8	1	(0.1)
<sup>137</sup> Cs	30	0.25	(<0.01?)

\* 该参数引自文献[3,21]

### 1.3 嬗变核设施

无论是快中子或热中子嬗变, 都可以利用以下几种设施提供中子场辐照环境: 核反应堆、加速器驱动系统(次临界反应堆)、聚变-裂变混合堆. 反应堆工程技术目前已比较成熟, 而中能强流加速器驱动系统及聚变-裂变混合堆嬗变系统从技术上来看尚未成熟, 还需要一段时间才能实现. 下面就反应堆及国际上研讨比较多的加速器驱动嬗变系统所存在的问题和缺点做一评述. 而聚变-裂变混合堆和加速器驱动嬗变系统从原理上同属于中子源驱动次临界系统, 其问题是类似的.

在快中子反应堆中, 如果锕系元素在堆内放置过多, 则堆的各种动态参数(多普勒系数、钠空洞系数、缓发中子份额等)变差, 控制棒效率变低. 这些因素都会影响堆的安全性. 为了更有效地嬗变锕系元素, 人们设计出能谱较硬的嬗变专用快中子焚烧炉. 但上述影响安全的因素则仍然存在. 表 2 给出了各种反应堆的锕系元素嬗变特性.

为了克服快中子反应堆装载锕系元素后对安全因素的不利影响, 人们考虑采用加速器驱动的次临界系统来嬗变核废物<sup>[4,5]</sup>. 加速器驱动系统可以弥补反应堆的上述不足. 不过, 尽管加速器驱动系统不存在“反应性”型临界事故(这是加速器驱动系统的一大优势), 但仍可存在“失冷”事故. 另外, 如何将反

应堆事故的“深层防范”概念用到这种加速器驱动的次临界系统, 如何控制加速器使其在事故情况下自动或被动煞车, 当局部功率增加时, 如何依靠反馈关闭加速器, 以及高能中子对结构材料及靶的辐照损伤问题和加速器与靶的接口问题都需要进一步研究. 再者, 加速器驱动次临界系统运行时, 还需要可靠的次临界反应性的监控措施. 为了确保安全, 有可能在装置中仍需设置安全棒. 加速器目前所达到的束流水平和实际要求的束流水平(100mA)还相差甚远, 尚待进一步提高束流. 尽管加速器驱动次临界嬗变系统还有一些需要进一步探讨的问题, 但从长远来看, 它还是一个很有发展前途的研究方向.

## 2 当前的发展状况

早在 60 年代中期, M. Steinberg<sup>[6]</sup>就提出了采用中子嬗变方法处置长寿命高放核废物的概念. 70 年代末, 特别是 80 年代以后国际上日趋活跃. 相继召开了约 20 次国际会议. 各国都开展了很多工作并进行了国际合作. 下面简单介绍一下这方面的发展动态.

### 2.1 美国

美国是最早提出核废物嬗变处理的国家. 70 年代末, 美国橡树岭实验室(ORNL)的 A. G. Croff 等人<sup>[7]</sup>对 P-T (Partitioning and Transmutation)进行了费用-效益-风险评价, 得出了否定的结论. 由此美国在该领域的工作转入低潮. 80 年代中期以后, 随着对核安全的关注(特别是三里岛事故以后)以及美国环保局(EPA)和核管会(NRC)颁布了对高放废物埋藏及处置的新规定后, A. G. Croff 等人<sup>[8]</sup>又重新做了评价, 肯定了 P-T 技术. 近年来, 美国 GE 公司在 ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor)上嬗变锕系元素的工作<sup>[9]</sup>, BNL 的 PHOENIX 概念<sup>[10]</sup>(加速器驱动数个氧化燃料的次临界快堆), 特别是 Los Alamos 的 Bowman 等人提出的 ATW 概念<sup>[3]</sup>(加速器驱动熔盐次临界热

堆),都是具有一定的特色.

## 2.2 日本

1988年,日本原子能委员会提出“核分离与嬗变技术研究和发展的长期规划”报告.该规划的目的是解决日本未来核废物管理和开发高放核废物的利用问题和制定出2000年前技术发展的具体计划.该计划命名为“OMEGA”(Options Making Extra Gains from Actinides and Fission Products)<sup>[11]</sup>,由STA(Science and Technology Agency)领导,三个研究机构协作(JAERI, PNC, CRIEPI).分两个阶段(即1988~1996,1997~2000),基础研究和试验在第一阶段完成,第二阶段为技术工程验证.到2000年以后将建造验证P-T工艺的试验性设备.其研究的具体领域包括锕系元素和裂变产物的物理化学性质、锕系元素和裂变产物的分离技术、锕系元素和裂变产物的嬗变装置及嬗变技术.从已发表的论文来看,他们在高放废物的元素分离、反应堆嬗变(常规大型快堆及专用核焚烧炉)和加速器驱动系统专用焚烧炉方面<sup>[12]</sup>都进行了很扎实的工作.

## 2.3 法国

为了反应公众对核废物特别是高放核废物的关注,法国于1991年12月30日颁布了一项法规,确定了以后15年内的主要研究方向,以便为21世纪初议会讨论和议决核废物处置的最终方案打下基础.为了执行此法规,法国原子能委员会(CEA)提出了一个长远计划SPIN(Separation and Incineration)<sup>[13]</sup>.嬗变研究计划包括:基本数据研究、燃料元件研究、反应堆及燃料循环研究.辐照燃料研究计划包括在快堆PHENIX及热堆OSIRIS(实验堆)进行辐照实验.和CEA一样,法国EdF(法国电力公司)也从事该计划关于分离嬗变(P-T)研究和发展工作.此外,还开展了在快堆中消耗PU的CAPRA计划(CAPRA Project).从1994年IAEA高能加速器在锕系元素嬗变和发电应用会议的发言中<sup>[16]</sup>可以看到,法国也重视对加速器驱动系统的研究和

发展.1996年,在瑞典召开的第二次国际加速器驱动嬗变技术和应用会议<sup>[5]</sup>上,法国介绍了该国原子能委员会(CEA)在加速器驱动系统研究方面的ISAAC计划.

## 2.4 俄罗斯<sup>[13,14]</sup>

90年代初,在俄罗斯原子能部的主持下,制定了核废物处理的国家计划.而锕系元素嬗变研究是该计划的一部分.在反应堆嬗变方面,俄罗斯制定了1990~2005年的长期计划.主要研究方向是如何在快堆中嬗变锕系元素,其中包括改进常规快堆(BN快堆系列)的设计,如改进BN-600和BN-800的设计,使其适用于嬗变锕系元素以及嬗变专用快堆的研究和设计.

## 3 我国在核废物嬗变领域内的研究

我国对核废物嬗变处理技术的研究起步较晚,目前还没有一个统一的规划.尽管如此,各研究单位还是做了一些工作.中国原子能科学研究院放化所对锕系元素的化学分离的研究,反应堆工程研究所对实验快堆CEFR嬗变高质量数锕系元素(MA)的可行性研究、中子-质子耦合输运方程的研究,物理所在核数据评价及在重物质中质子散裂中子源的研究,中国科学院等离子体物理所及核总公司西南物理研究院对锕系元素和裂变产物在聚变-裂变混合堆中与聚变堆中嬗变的可行性研究,清华大学核能技术设计研究院对锕系元素分离所提出的TRPO流程等都做出了一些有价值的工作.1996年3月,中国原子能科学研究院和核总公司研究生部联合举办了“放射性洁净核能系统”研讨会.另外,1996年9月,中国高等科学技术中心还举办了“新型核能探讨”研讨会.两个研讨会着重对加速器核能系统及有关的核废物嬗变问题进行了交流和讨论.另外,还参加了由IAEA举办的非OECD国家锕系元素嬗变问题发展状况的TCM会议<sup>[13]</sup>和减少锕系元素产生的先进燃料TCM会议<sup>[14]</sup>.1996年6



月,参加了在瑞典 Kalmar 举行的第二次加速器驱动的嬗变技术及其应用会议<sup>[5]</sup>并在会议上介绍了我国在加速器核能系统及嬗变方面所做的工作。

综合以上情况,长寿命锕系元素和裂变产物的嬗变问题是当前 OECD 国家和非 OECD 国家研究的重要新课题,它属于核工业系统重要的环保科研问题,该领域的科研活动近些年来非常活跃. IAEA 也积极促进和推动这方面的研究活动. 目前,我国在这一领域的研究方面尽管做了一些工作,但是还处于起步阶段. 为了我国在这一领域的科研活动中能占有一席之地,有必要对这一新领域给予足够的重视并召集有关专家制定出长远的研究和发展规划,同时积极参加 IAEA 组织的有关国际交流活动及国际上的技术合作,以促进该学科在我国的发展. 核废物的嬗变问题的研究是一个涉及多学科的综合研究领域,它的发展需要多学科的相互合作和配合. 其中,包括反应堆物理、热工和工程设计、反应堆工程技术、燃料元件制造、燃料循环和燃料后处理、放射性化学分离、加速器的研究、设计和建造、质子靶的材料及工程设计、靶中散裂中子源强、散裂反应产额及沉积能的计算等. 所以,为了促进该领域研究工作的开展,还需要一定的科研组织形式.

近些年来,由于核裁军的进展和核电的长时间的发展,发达国家已储存了大量的钚. 钚的堆积被认为有巨大的核扩散的危险. 所以西方国家近年来将钚也列为需要嬗变处置的锕系元素之例. 利用反应堆来消耗钚是一种很有效的消耗方式(如非增殖型快堆及烧 MOX 元件的压水堆等),但 Bowman 在 IAEA 一次有关加速器嬗变的会议<sup>[16]</sup>上介绍, ABC (Accelerator-based Plutonium Conversion) 概念也是一种可能有效消耗钚的方式.

## 参 考 文 献

- 1 Grigoriev A. Status of the Nuclear Fuel Cycle in IAEA Member States. IAEA Technical Committee Meeting on Advanced Fuels with Reduced Actinide Generation, 21 ~ 23 Nov, 1995, Vienna, Austria.
- 2 Proc of Specialists Meeting on Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation, 22 ~ 24 Sep, 1992, Obninsk, Russian
- 3 Bowman C D, Arthur ED, Lisowski P W et al. Nuclear Energy Generation and Waste Transmutation using an Accelerator-driven Intense Thermal Neutron Source. Nucl Inst and Meth in Physics Research, 1992, A320: 336~367
- 4 Proceedings of the Specialists' Meeting on Accelerator-driven Transmutation Technology for Radwaste and Other Applications, 1991, Stockholm, Sweden
- 5 Proc Second Inter Conf on Accelerator-driven Transmutation Technologies and Applications, 3 ~ 7 June 1996, Kalmar, Sweden
- 6 Steinberg M, Wotzak G, Manowitz B. Neutron Burning of Long-lived Fission Products for Waste Disposal. BNL-8558, 1964
- 7 Croff AG, Tedder DW, Drago J P et al. A Preliminary Assessment of Partitioning and Transmutation as a Radioactive Waste Management Concept, ORNL/TM5808, 1977
- 8 Croff A G, Forsberg C W, Ludwig SB. A Reexamination of the Incentives for Actinide Burning, Trans. ANS. 1990, 62: 76~78
- 9 Cockey CL. Actinide Transmutation in the Advanced Liquid Metal Reactor (ALMR), Proc of Specialists Meeting on Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation, 22~24 Sep, 1992, 61 Obninsk, Russian
- 10 Van Tuyle GJ, Todosow M, Geiger M J et al. Accelerator-driven Subcritical Target Concept for Transmutation of Nuclear Wastes. Nuclear Technology, 1993, 101, Jan, 1~17
- 11 Mukaiyama T. Partitioning and Transmutation Research and Development Program (OMEGA) in Japan. Proc of Specialists Meeting on Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation, 22~24 Sep, 1992, 30, Obninsk, Russian

- 12 Takizuka T. R &. Don Accelerator-based Transmutation at JAERI. Special Scientific Programme on Use of High Energy Accelerators for Transmutation of Actinides and Power Production, in Conjunction with 38th IAEA General Conference, 21Sep, 1994, IAEA, Vienna, Austria
- 13 IAEA Technical Meeting on Status of Programmes on Transmutation of Actinides in Non-OECD Countries, 4~8Sep, 1994, Vienna, Austria
- 14 IAEA Technical Committee Meeting on Advanced Fuels with Reduced Actinide Generation. 21~23 Nov, 1995, Vienna, Austria
- 15 Proceedings of the Workshop on Nuclear Transmutation of Long-lived Nuclear Power Radioactive Waste, Obninsk, July 1~5, 1991
- 16 Special Scientific Programme on Use of High Energy Accelerators for Transmutation of Actinides and Power Production, in Conjunction with 38th IAEA General Conference, 21Sep, 1994, IAEA, Vienna Austria
- 17 Proceedings of the Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Separation and Transmutation, OECD/NEA, Mito City, Japan, Nov, 6~8, 1990
- 18 Proceedings of the IAEA Advisory Group Meeting on Partitioning and Transmutation of Actinides and Selected Fission Products from HLW, Oct, 1991, Vienna, Austria
- 19 Proceedings of the Specialists' Meeting on Accelerator-based Transmutation, OECD/NEA, PSI Villiga, Switzerland, Mar, 24~26, 1992
- 20 IAEA Technical Committee Meeting on Safety and Environment Aspects of Partitioning and Transmutation of Actinides and Fission Products, 29 Nov~2 Dec, 1993
- 21 Jameson RA, Lawrence GP, Bowman CD. Accelerator-driven Transmutation Technology for Incinerating Radioactive Waste and for Advanced Application to Power Production. Nuclear Instruments and Methods in Phys Res, 1992, B68:474~480
- 22 IAEA Working Material. Status Report on Actinide and Fission Product Transmutation Studies in Non-OECD Countries, 1996, Vienna, Austria

## Development Aspects of Long-lived Radiowaste Transmutation Processing

ZHANG Yushan

(*China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413*)

**Abstract** The fundamentals of transmutation of long-lived nuclear power radiowaste and the development aspects of different countries in this field are presented. There have been more than twenty years' history since the first work comes out and the field appears very active after nineties. The situation of China and future prospects in the field are also introduced.

**Key Words** long-lived radiowaste transmutation processing reactor transmutation technology accelerator-driven transmutation technology