

文章编号: 1000-6931(2001)01-0073-06

## 加速器驱动洁净核能系统中的燃耗行为分析

樊胜<sup>1</sup>, 赵志祥<sup>2</sup>, 丁大钊<sup>2</sup>

(1. 北京大学 技术物理系, 北京 100871;

2. 中国原子能科学研究院 核物理研究所, 北京 102413)

**摘要:**研究了加速器驱动洁净核能系统(ADS)次临界反应堆内核素的演化。分析结果表明:ADS具有嬗变长寿命核废物的能力。从快堆和热堆的比较可知,ADS的快堆具有输出功率大、长寿命超铀放射性废物的累积水平低、裂变产物对反应堆反应性和能量增益影响小等优点。这些优点在利用U-Pu燃料循环的次临界堆中十分明显。对于利用Th-U燃料循环的次临界堆,热堆和快堆都是可以工作的;而对于U-Pu燃料循环的系统,快堆则是较好的选择。

**关键词:**加速器驱动洁净核能系统;累积;嬗变

**中图分类号:** TL411+.1      **文献标识码:** A

加速器驱动洁净核能系统(ADS)是把加速器与反应堆联系在一起的一个能产生能量和嬗变长寿命放射性废物的新型核能系统<sup>[1~7]</sup>。ADS的初始装料可用天然钍和铀(甚至是贫化铀等)<sup>[1,2,4,5]</sup>,增殖产生的易裂变核素在系统内达到饱和,通过裂变稳定地输出能量。ADS中次临界堆内核素的燃耗行为和压水堆(PWR)中的不同。在热中子、低通量的情况下,<sup>241</sup>Am、<sup>243</sup>Am、<sup>237</sup>Np等次要锕系核素(MA)是长寿命放射性废物,但在快中子谱和高中子通量情况下,这些核废物可以转化为有用的核燃料。

本工作利用ADS-P程序<sup>[8,9]</sup>研究初始装料为天然钍、铀和堆内中子能谱分别为热堆谱、快堆谱、硬化快堆谱条件下超铀核素的年产量与输出电功率为1 GW、燃耗为33 000 MW·d/t的压水堆(PWR)<sup>[8]</sup>的比较。

### 1 计算结果

#### 1.1 超铀核素的累积

表1列出利用Th-U、U-Pu燃料循环的次临界堆在输出电功率为1 GW条件下超铀核素

收稿日期:1999-08-23;修回日期:1999-11-08

基金项目:国家自然科学基金资助项目(19675073)

作者简介:樊胜(1968—),男,湖南常德人,在读博士后,核物理专业

的年产量与 1 GW、燃耗为 33 000 MW·d/t 的压水堆 (PWR)<sup>[8]</sup> 的比较。

从表 1 可看出:在同样输出功率下,利用 Th-U 燃料循环的次临界堆超铀核素的年产量远低于 PWR,利用 U-Pu 燃料循环的热中子次临界堆的超铀核素的年产量与 PWR 相当。

随着中子能谱的硬化,次临界堆中超铀核素累积的年产量逐渐变少。利用 Th-U 和 U-Pu 燃料循环的快堆的超铀核素的年产量远少于相应的热堆。在相同的中子能谱下,利用 Th-U 燃料循环的次临界堆的超铀核素的年产量远低于利用 U-Pu 燃料循环。

表 1 Th-U 和 U-Pu 循环超铀核素年产量和 PWR 的比较

Table 1 The annual output per GW of MA with Th-U and U-Pu kg·(GW·a)<sup>-1</sup>

循环系统	核素	PWR <sup>1)</sup>	不同能谱 (MeV) 下的超铀核素年产量				
			热中子	0.455	0.7	1.8	
Th-U	<sup>235</sup> U		3.09	4.9	1.38	0.573	
	<sup>238</sup> U		2.13 × 10 <sup>-4</sup>	1.35 × 10 <sup>-4</sup>	5.42 × 10 <sup>-6</sup>	1.75 × 10 <sup>-8</sup>	
	<sup>238</sup> Pu	4.52	3.06 × 10 <sup>-3</sup>	2.47 × 10 <sup>-2</sup>	3.41 × 10 <sup>-4</sup>	9.1 × 10 <sup>-7</sup>	
	<sup>239</sup> Pu	154	1.19 × 10 <sup>-3</sup>	2.6 × 10 <sup>-3</sup>	1.58 × 10 <sup>-4</sup>	2.26 × 10 <sup>-9</sup>	
	<sup>240</sup> Pu	61.5	4.17 × 10 <sup>-4</sup>	1.86 × 10 <sup>-4</sup>	1.56 × 10 <sup>-7</sup>	4.8 × 10 <sup>-11</sup>	
	<sup>241</sup> Pu	26.9	6.22 × 10 <sup>-5</sup>	8.53 × 10 <sup>-6</sup>	2.77 × 10 <sup>-9</sup>	6.1 × 10 <sup>-13</sup>	
	<sup>242</sup> Pu	16.04	3.24 × 10 <sup>-5</sup>	3.94 × 10 <sup>-7</sup>	5.48 × 10 <sup>-11</sup>	8.8 × 10 <sup>-15</sup>	
	<sup>237</sup> Np	13.2(14.1) <sup>2)</sup>	1.54 × 10 <sup>-2</sup>	9 × 10 <sup>-3</sup>	6.58 × 10 <sup>-3</sup>	3.1 × 10 <sup>-5</sup>	
	<sup>241</sup> Am	18.1(2.2) <sup>2)</sup>	3.16 × 10 <sup>-6</sup>	5.1 × 10 <sup>-7</sup>	1.77 × 10 <sup>-10</sup>	3.5 × 10 <sup>-15</sup>	
	<sup>242</sup> Am	0.026	5.0 × 10 <sup>-9</sup>	9.0 × 10 <sup>-11</sup>	1.80 × 10 <sup>-14</sup>		
	<sup>243</sup> Am	3.3(2.8) <sup>2)</sup>	6.32 × 10 <sup>-9</sup>	5.17 × 10 <sup>-10</sup>	9.7 × 10 <sup>-15</sup>	1.2 × 10 <sup>-19</sup>	
	<sup>242</sup> Cm	6 × 10 <sup>-5</sup> (0.2) <sup>2)</sup>	1.1 × 10 <sup>-6</sup>	1.4 × 10 <sup>-8</sup>	3.03 × 10 <sup>-12</sup>		
	<sup>243</sup> Cm	0.012	7.9 × 10 <sup>-9</sup>	1.02 × 10 <sup>-9</sup>	3.5 × 10 <sup>-14</sup>	8.5 × 10 <sup>-19</sup>	
	<sup>244</sup> Cm	0.69(0.8) <sup>2)</sup>	5.42 × 10 <sup>-9</sup>	8.18 × 10 <sup>-11</sup>	2.32 × 10 <sup>-16</sup>	1.7 × 10 <sup>-20</sup>	
	<sup>245</sup> Cm	0.04	5.42 × 10 <sup>-9</sup>	8.18 × 10 <sup>-11</sup>	2.32 × 10 <sup>-16</sup>	1.7 × 10 <sup>-20</sup>	
	U-Pu	<sup>241</sup> Pu	26.9	86	19.6	0.8	4.7 × 10 <sup>-3</sup>
		<sup>242</sup> Pu	16.04	47	0.82	0.015	4.4 × 10 <sup>-5</sup>
<sup>237</sup> Np		13.2(14.1) <sup>2)</sup>	4.1	3.42	1.1	2.1 × 10 <sup>-2</sup>	
<sup>241</sup> Am		18.1(2.2) <sup>2)</sup>	4.9	1.14	0.46	2.8 × 10 <sup>-4</sup>	
<sup>242</sup> Am		0.026	0.006	4.6 × 10 <sup>-4</sup>	1.1 × 10 <sup>-4</sup>	1.3 × 10 <sup>-8</sup>	
<sup>243</sup> Am		3.3(2.8) <sup>2)</sup>	1.64	0.27	0.3	1.9 × 10 <sup>-5</sup>	
<sup>242</sup> Cm		6 × 10 <sup>-5</sup> (0.2) <sup>2)</sup>	8.6 × 10 <sup>-4</sup>	3 × 10 <sup>-5</sup>	7.4 × 10 <sup>-6</sup>	9.5 × 10 <sup>-9</sup>	
<sup>243</sup> Cm		0.012	0.011	1.8 × 10 <sup>-3</sup>	4.1 × 10 <sup>-6</sup>	2.5 × 10 <sup>-9</sup>	
<sup>244</sup> Cm		0.69(0.8) <sup>2)</sup>	0.47	0.22	0.004 4	1.6 × 10 <sup>-5</sup>	
<sup>245</sup> Cm	0.04	0.183	9.3 × 10 <sup>-3</sup>	3.3 × 10 <sup>-4</sup>	5.3 × 10 <sup>-8</sup>		

注:1) <sup>235</sup>U 浓缩度 3.2%, 燃耗 33 000 MW·d/t(文献[10])

2) 功率 1 GW, 燃耗 33 000 MW·d/t, <sup>235</sup>U 浓缩度 3.1%(总装载量:73.649 t UO<sub>2</sub>), 负荷因子 82%, 冷却 10 a 后

图 1 是 Th-U 燃料循环的次临界热堆每年每 GW 的累积 MA 放射性和 PWR 的比较。其中:R 为辐射毒性(radiotoxicity)。次临界堆累积的 MA 放射性约为 PWR 的 1/1 000。

从 Pu 和 MA 的年产量来看,利用 Th-U 燃料循环的次临界堆优于 U-Pu 燃料循环。这是因为 Th-U 燃料循环中,生成 MA 需吸收的中子数比 U-Pu 燃料循环多。快堆优于热堆,快堆

中积累的 MA 少于热堆是由于中子能谱中部分能量高于 MA 核的裂变阈,这部分中子可直接引起 MA 核的裂变,还有可引起 MA 裂变的中子余额的增量小。驱动堆的 MA 的放射性累积也远小于 PWR。

1.2 裂变产物的累积和对 ADS 的影响

表 2 列出电功率为 1 GW、利用 Th-U、U-Pu 燃料循环次临界堆的裂变产物年产量和电功率为 1 GW、能耗 33 000 MW·d/t 的压水堆 (PWR)<sup>[8,9]</sup> 的比较。可以看出,利用热中子和快中子的堆的裂变产物年产量和相同功率情况下的压水堆的年产量相当。

从表 2 可看到:利用热中子能谱的次临界堆的裂变产物累积和快堆的相当,这一点与研究裂变产物核在次临界堆中的核素增长的结论似乎是相矛盾的。由于在次临界堆的主要易裂变核素<sup>233</sup>U 和<sup>239</sup>Pu 饱和情况下,热堆易裂变核素数目和初始装料核数目的比值远小于快堆,因而,在输出功率相同的情况下,次临界热堆所需要的初始装料量远大于快堆。直观地看,无论何种核能系统,只要输出功率相同,总需要消耗相同数量的易裂变核素,因此,裂变产物量该是基本相同的。

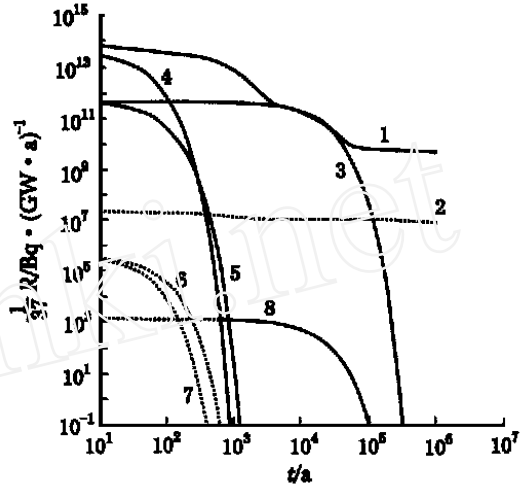


图 1 Th-U 燃料循环热堆的 MA 累积放射性

Fig. 1 The radioactivity accumulation of MA with Th-U

虚线——ADS;实线——PWR  
1,2——总量;3——<sup>243</sup>Am;4——<sup>244</sup>Cm;5——<sup>245</sup>Cm;  
6——<sup>244</sup>Cm;7——<sup>245</sup>Cm;8——<sup>243</sup>Am

表 2 Th-U 和 U-Pu 循环裂变产物年产量和 PWR 的比较

Table 2 The annual output per GW of FP with Th-U and U-Pu kg·(GW a)<sup>-1</sup>

循环系统	核素	PWR	不同能谱 (MeV) 下的裂变产物年产量			
			热中子	0.455	0.7	1.8
Th-U	<sup>79</sup> Se	0.17	0.126	0.016	0.018 8	8.16 ×10 <sup>-3</sup>
	<sup>85</sup> Kr	0.395	0.47	0.48	0.444	0.262
	<sup>93</sup> Zr	23.16	10.8	10.9	10.9	0.79
	<sup>99</sup> Tc	24.66	6.3	8.1	8.17	4.42
	<sup>107</sup> Pd	7.28	0.279	0.318	0.383	0.16
	<sup>126</sup> Sn	0.962	0.578	0.64	0.7	0.34
	<sup>129</sup> I	5.78	3.36	3.75	3.76	1.95
	<sup>135</sup> Cs	9.415	6.3	6.32	6.32	8.13
	<sup>137</sup> Cs	31.85	13.7	13.8	13.88	7.75
	U-Pu	<sup>79</sup> Se	0.17	0.058	0.67	0.73
<sup>85</sup> Kr		0.395	0.117	0.110	0.12	0.011 3
<sup>90</sup> Sr		13.4	2.47	2.33	2.56	0.23
<sup>93</sup> Zr		23.16	5.45	5.16	5.64	0.499
<sup>99</sup> Tc		24.66	9.39	8.77	9.64	0.85
<sup>107</sup> Pd		7.28	5.88	4.82	5.1	0.47
<sup>126</sup> Sn		0.962	0.50	0.48	0.53	0.047
<sup>129</sup> I		5.78	2.58	2.6	2.8	0.55
<sup>135</sup> Cs		9.415	5.15	7.08	6.0	1.45
<sup>137</sup> Cs		31.85	12.5	11.6	12.5	11.5

图 2 示出利用 U-Pu 燃料循环的次临界热堆的裂变产物放射性随时间的变化和与 PWR 的比较。次临界热堆的裂变产物的毒性略小于 PWR,二者在数量级上相当。ADS 系统略小于 PWR 的原因是 ADS 系统有较多的中子余额,有可能用于嬗变裂变产物而不影响系统中的中子数平衡关系。

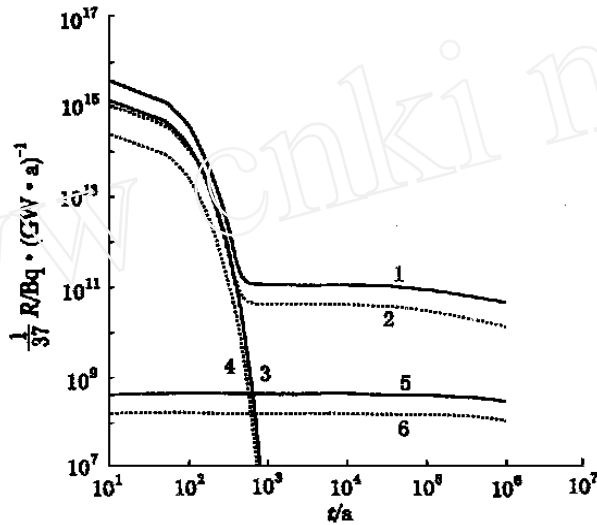


图 2 U-Pu 燃料热堆的裂变产物放射性累积

Fig. 2 The radioactivity accumulation of fission products with U-Pu  
虚线——ADS;实线——PWR  
1, 2——总量;3, 4—— $^{90}\text{Sr}$ ;5, 6—— $^{129}\text{I}$

计算了利用 Th-U 和 U-Pu 燃料循环的次临界堆在不同的中子能谱下的可诱发裂变中子份额  $F$  和中子倍增系数  $k$  [8,9],结果列于表 3。

表 3 裂变产物对中子倍增系数的影响

Table 3 The effect for  $k$  induced the fission products

循环系统	能谱/ MeV	无裂变产物影响		有裂变产物影响			不考虑 $^{135}\text{Xe}$ 影响	
		$F$	$k$	$F$	$k$	$k / \%$	$k$	$k / \%$
Th-U	热中子	0.406	1.01	0.394 9	0.983	- 2.7	1.007 6	- 0.23
	0.455	0.373	0.923	0.372 2	0.921	- 0.22		
	0.7	0.392	0.976	0.391 4	0.972 8	- 0.33		
U-Pu	热中子	0.338	0.979 3	0.328 8	0.952 2	- 2.8	0.975 9	- 0.34
	0.455	0.347	0.975 9	0.346 4	0.973 5	- 0.25		
	0.7	0.410 3	1.173 5	0.408 1	1.167 3	- 0.53		

从表 3 可看出:工作在较高  $k$  下的次临界热堆,裂变产物吸收中子对可诱发裂变中子份额有较大的影响。在考虑了裂变产物的影响后, $k$  下降了约 2%。计算结果表明:对反应堆反应性的影响主要来源于裂变产物  $^{135}\text{Xe}$ ,若将热堆中的  $^{135}\text{Xe}$  随时从堆内提取出来, $k$  的下降则与快堆的差不多。对于次临界快堆,由于裂变产物核素的中子俘获截面大为降低,对可诱发

裂变中子份额的影响变得较小。考虑裂变产物的影响后,  $k$  只下降了约 0.2 %。

这一点也可从热中子平均俘获截面和快中子平均俘获截面的比值, 裂变产物核的比值明显高于初始装料的<sup>232</sup>Th 和天然铀得出相同的结论, 即: 裂变产物对反应堆反应性的影响, 次临界快堆明显低于热堆。

### 3 结论和讨论

利用 Th-U 和 U-Pu 燃料循环的加速器驱动洁净核能系统在不同中子能谱情况下的超铀核素累积和嬗变、裂变产物的累积和对次临界堆的影响计算结果表明:

1) 就长寿命超铀放射性废物累积而言, 利用 Th-U 燃料循环的热堆要比同样功率条件下的压水堆约少 3 个数量级, 次临界热堆的次要锕系毒性较 PWR 约低 3 个数量级, 而利用 U-Pu 燃料循环的热堆与 PWR 相当, 次临界快堆的超铀核素累积远小于热堆, 一般小 2 个数量级;

2) 次临界热堆的长寿命裂变产物累积与相同输出功率的 PWR 相当, 裂变产物将使热堆的中子倍增系数下降约 2 %, 对反应堆反应性的影响主要来自<sup>135</sup>Xe, 裂变产物对能量增益的影响对工作在较高中子倍增系数的次临界热堆是致命的, 次临界快堆的长寿命裂变核素的累积和热堆的相当, 但裂变产物对反应堆反应性的影响快堆比热堆要小得多, 只有热堆的 1/10, 约为 0.2 %;

3) 在 ADS 中, 快堆具有输出功率大、长寿命超铀放射性废物的累积水平低、裂变产物对反应堆反应性和能量增益影响小等优点, 这些优点在利用 U-Pu 燃料循环的驱动堆十分明显, 因此 ADS 中应首选次临界快堆作为产能及嬗变核废物的装置, 对于利用 Th-U 燃料循环的次临界堆, 热堆和快堆则都是可以工作的。

本工作在中国原子能科学研究院完成。

#### 参考文献:

- [1] 丁大钊. 加速器驱动洁净核能系统[A]. 香山科学会议第 79 次学术讨论会会议文集[C]. 北京:[s. n.], 1997. 1~10.
- [2] Bowman CD, Arthur ED, Lisowski PW, et al. Nuclear Energy Generation and Waste Transmutation Using an Accelerator-driven Intense Thermal Neutron Source[J]. Nucl Instrum Methods, 1992, A320:336~367.
- [3] 赵志祥, 丁大钊, 刘桂生, 等. 加速器驱动的次临界堆的物理性质研究[J]. 原子能科学技术, 1999, 33(2):147~155.
- [4] Carminati F, Klapisch R, Revol JP, et al. An Energy Amplifier for Cleaner and Inexhaustible Nuclear Energy Production Driven by Particle Beam Accelerator: CERN/AT/93-47(ET) [R]. Switzerland: European Laboratory for Particle Physics, 1993.
- [5] Rubbia C, Rubio JA, Carminati F, et al. Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier: CERN/AT/95-45(ET) [R]. Switzerland: European Laboratory for Particle Physics, 1995.
- [6] Revol JP. Status Report of SPS and PS Experiments Committee: CERN[R]. Switzerland: European Laboratory for Particle Physics, 1997.
- [7] Salvatores M, Slessarev I, Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei [J]. Nucl Sci Eng, 1994, 116:1~22.
- [8] 樊 胜. 加速器驱动洁净核能系统中的两个核物理问题研究[D]. 北京:中国原子能科学研究院核物理研究所, 1998.

- [9] 樊 胜,赵志祥,丁大钊. 加速器驱动洁净核能系统(ADS)中的核素平衡条件[J]. 原子能科学技术, 2000,34(6):544~549.

## Analysis of Evolution of the Nuclides of ADS

FAN Sheng<sup>1</sup>, ZHAO Zhi-xiang<sup>2</sup>, DING Da-zhao<sup>2</sup>

(1. Department of Technical Physics, Peking University, Beijing 100871, China;

2. China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

**Abstract:** This work concerns in the evolution of the nuclides in the sub-critical reactor of ADS. The analysis results indicate that the long-life nuclear waster can be transmuted in the ADS. The comparison between thermal and fast ADS demonstrate that the fast ADS has large power output, less minor actinide production and small fission products poisoning effect compared with thermal system.

**Key words:** ADS; accumulation; transmutation

## 核燃料循环(第2版)

### The Nuclear Fuel Cycle

著者:Robert C. Cochran。1999年美国核学会出版。

本书收集了近10年来在核燃料循环方面的最新资料,其中包括新堆设计、美国当前的能源政策以及有关放射性废物的法规。目次如下:

1. 核燃料循环导论。2. 核燃料资源、开采和矿石加工。3. 转换和富集。4. 堆燃料设计与生产。5. 堆物理计算。6. 堆芯燃料管理。7. 后处理和循环。8. 效用与核电经济学。9. 高放废物管理。10. 低放废物管理与核电站退役。11. 发电对环境的影响。

摘自中国原子能科学研究院《科技信息》