

核能与核数据库

对先进核能系统中 U-Pu 循环的研究

沈姚蕊<sup>1,2</sup> 刘成安<sup>2</sup>

1 (中国工程物理研究院北京研究生部 北京 100088)  
2 (北京应用物理与计算数学研究所 北京 100088)

TL411.1

摘要 利用新开发的数据库和程序对加速器驱动的次临界反应堆中的 U-Pu 循环进行了详细的理论研究. 通过对反应堆功率、临界系数、 $\gamma$  和中子通量以及裂变核的演化等计算, 得到了令人满意的中子学结果.

关键词 U-Pu 循环 次临界反应堆 生物潜在危害因子 能量沉积  
分类号 O571.5

铀-钚循环

1 引言

核能是世界能源发展的主要方向, 现在世界上的核电站主要消耗天然丰度仅为 0.72% 的  $^{235}\text{U}$ , 而对于铀资源中的主要物质  $^{238}\text{U}$  的利用却很少. 这样不但造成铀资源的浪费, 而且由于  $^{235}\text{U}$  的含量低, 按目前核电发展的速度, 地球上的铀资源只能维持数十年. 为了解决这个问题, 早在 60 年代和 70 年代, 国外就对此进行了广泛的研究. 随着加速器技术的不断完善和反应堆技术的提高, 1993 年, Rubbia 首先提出了能量放大器的概念<sup>[1]</sup>, 即利用加速器加速的高能质子轰击重核靶时, 产生大量的散裂中子, 这些散裂中子和反应堆内的各种材料起反应, 产生大量的能量, 除了一部分用来驱动加速器, 剩下的能量可以输出利用.

对这种先进的核能系统的研究近年来吸引着许多物理学者, 他们提出了各种方案和设想<sup>[2~5]</sup>. 在核燃料的选择上, 有两种比较集中的方案, 即 Th-U 循环和 U-Pu 循环. 在本文中, 将对加速器驱动的次临界反应堆的 U-Pu 循环的中子学过程进行理论研究. 为了系统的研究这种核能系统的中子学特性, 我们

利用北京应用物理与计算数学研究所在核计算经验、核数据库、计算机等方面的优势开发了新的计算程序(ADVBISON), 并且重新制作了有 265 个核的 52 群中子截面库(中子能量最高为 20 MeV), 一个包含全部核素的 32 群光子截面库, 一个约 500 个核的衰变数据库, 以及一个包含大部分裂变产物的数据库. 计算中, 利用矩阵迭代的同时对近千种核进行了大量的计算<sup>[6]</sup>.

2 计算模型和数值分析

首先建立了如图 1 所示的 1 米高柱形结构的反应堆模型, 模型共分为 7 层, 第一层是中子源; 第二层是天然的  $\text{UO}_2$ , 密度为  $10.96 \text{ g/cm}^3$ , 其中  $^{235}\text{U}$  的丰度是 0.72%; 第三和第五是重水层, 主要用来带出反应堆的热量; 第四层是含有 95% 的天然  $\text{UO}_2$  和 2.5% 的 Pu (大约有三分之二的  $^{239}\text{Pu}$  和三分之一的  $^{240}\text{Pu}$ ) 及 2.5% 的 Fe, 这是反应堆最主要的一层; 第六层是轻水堆产生的长寿命高放裂变产物; 最后是石墨反射层. 在第六层中处理高放裂变产物主要是考虑到这里的中子能谱较软, 中子吸收截面较大, 高放产物

可以吸收中子转化成低放或稳定的元素,从而达到处理高放废物的目的. 第四层中加入少量 Pu, 是用来提高反应堆启动时的临界系统和反应堆功率, 钢是铀的包鞘. 在靠近中子源的地方, 中子能谱较硬, 对  $^{238}\text{U}$  的裂变有利, 所以在中子源附近设计了一层很薄的铀, 用来稳定临界系统, 使反应堆功率尽快达到满荷.

对中子源的研究已有很多, 本文所用的散裂中子源是按照下列理论公式进行归一化

散裂中子谱的<sup>[7,8]</sup>:

$$S(E) = \frac{E_c^{-E/E_c}}{E_m^2}, \quad (1)$$

式中,  $E_m = 4 \text{ MeV}$ . 在计算中, 第一壁的中子负载取为  $1 \text{ MW/m}^2$ , 时间步长在堆启动时是 1 天, 然后是 100 天 (共 12 个点) 和 360 天 (共 12 个点), 最后是 720 天 (共 8 个点), 每个点的计算时间大约都是 80 分钟 CPU (在 R 10 000 上).

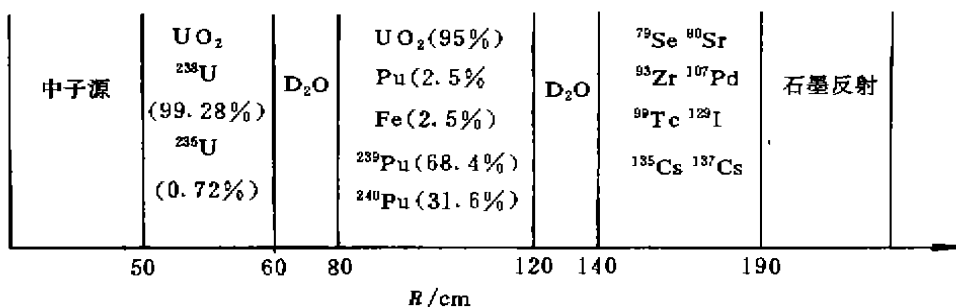


图1 计算模型示意图

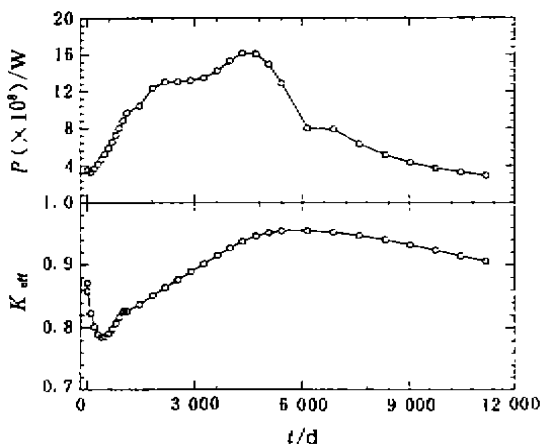


图2 反应堆功率  $P$  (上图) 和反应堆临界系数  $K_{eff}$  (下图) 随时间的变化关系

图2给出了反应堆功率和临界系数随时间的变化关系. 可以看出, 在堆启动后, 功率就迅速上升, 1 000天左右可以达到最大功率的二分之一, 然后是很平稳的上升, 大概在 5 000天后达到的最大功率为 1.62 GW.

临界系数在堆启动的几百天内一直下降, 然后马上回升, 在堆功率达到最大值几百天后, 临界系数也达到最大值 0.952. 由此可见, 在整个时间范围内反应堆都是运行在次临界状态下, 临界系数在 0.8~0.95 之间, 这样就保证了整个反应堆的安全运行.

为了说明图2中反应堆功率和临界系数演变的原因, 我们绘出了第二层和第四层裂变核的密度变化过程 (见图3). 左图是第二层, 右图是第四层. 可以看到, 第二层  $^{235}\text{U}$  和  $^{238}\text{U}$  的消耗比第四层快得多, 而且铀的同位素核的密度很快就达到最大值, 这就是为什么在堆启动后反应堆功率迅速升高和临界系数迅速回升的原因; 而在第四层中, 每种裂变核密度的变化要缓慢得多, 随着时间的推移, 核密度几乎保持不变, 达到了动态的平衡, 显然第四层是能量的主要贡献层. 在这层中, 铀转化成铀的速度和铀消耗的速度相平衡, 从而实现了反应堆中 U-Pu 循环, 同时使堆的功率和临界系数保持长时间稳定.

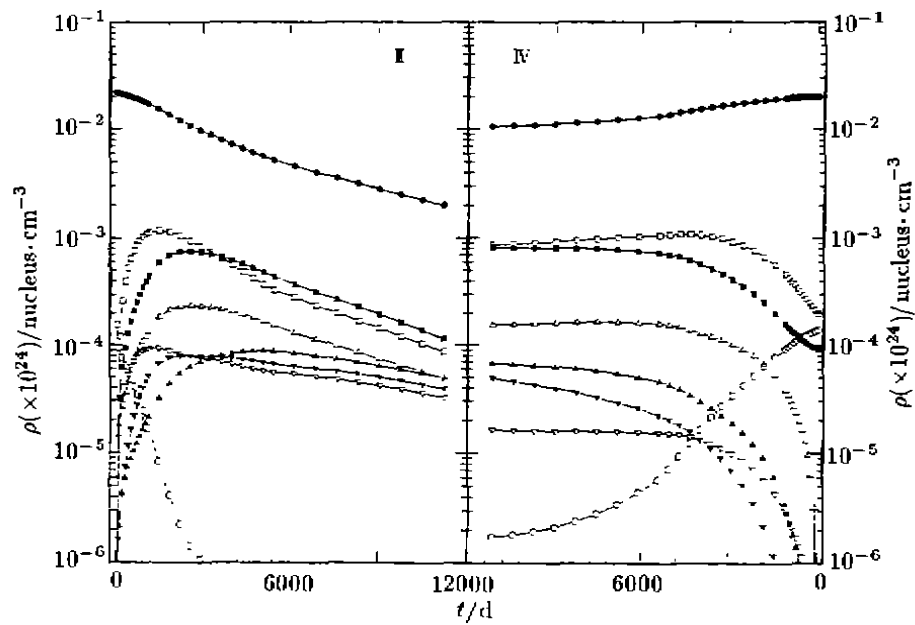


图3 反应堆第二层(左图)和第四层(右图)中各裂变核的密度随时间演化的关系

○ <sup>235</sup>U, □ <sup>238</sup>Pu, ● <sup>239</sup>U, ■ <sup>240</sup>Pu, △ <sup>237</sup>Np, ▴ <sup>241</sup>Pu, ▾ <sup>238</sup>Pu, ▲ <sup>242</sup>Pu.

表1 第六层中的高放裂变产物的密度随时间的演变 单位: 10<sup>24</sup>nucleus/cm<sup>3</sup>

t/d	<sup>90</sup> Sr	<sup>95</sup> Zr	<sup>98</sup> Tc	<sup>107</sup> Pd	<sup>128</sup> I	<sup>135</sup> Cs	<sup>137</sup> Cs
1	8.007×10 <sup>-6</sup>	1.112×10 <sup>-5</sup>	2.304×10 <sup>-5</sup>	5.145×10 <sup>-6</sup>	1.850×10 <sup>-6</sup>	4.943×10 <sup>-6</sup>	1.532×10 <sup>-5</sup>
1 000	7.482×10 <sup>-6</sup>	1.100×10 <sup>-5</sup>	2.076×10 <sup>-5</sup>	5.075×10 <sup>-6</sup>	1.639×10 <sup>-6</sup>	4.745×10 <sup>-6</sup>	1.438×10 <sup>-5</sup>
2 000	6.907×10 <sup>-6</sup>	1.058×10 <sup>-5</sup>	1.415×10 <sup>-5</sup>	4.824×10 <sup>-6</sup>	1.050×10 <sup>-6</sup>	4.079×10 <sup>-6</sup>	1.331×10 <sup>-5</sup>
4 000	6.113×10 <sup>-6</sup>	8.922×10 <sup>-6</sup>	2.732×10 <sup>-5</sup>	3.889×10 <sup>-6</sup>	1.537×10 <sup>-7</sup>	2.130×10 <sup>-6</sup>	1.179×10 <sup>-5</sup>
8 000	4.561×10 <sup>-6</sup>	5.958×10 <sup>-6</sup>	5.559×10 <sup>-6</sup>	2.352×10 <sup>-6</sup>	1.580×10 <sup>-8</sup>	4.550×10 <sup>-7</sup>	8.802×10 <sup>-6</sup>
11 200	3.752×10 <sup>-6</sup>	5.496×10 <sup>-6</sup>	2.551×10 <sup>-6</sup>	2.128×10 <sup>-6</sup>	6.310×10 <sup>-10</sup>	3.340×10 <sup>-7</sup>	7.308×10 <sup>-6</sup>

图4给出了能量沉积、γ通量和中子通量随柱半径和时间变化的情况。反应堆启动后的第1天, γ通量和中子通量沿柱半径有一个陡峭的下降, 这说明在启动阶段, 第二层对能量和临界系数有很大贡献。到2 000天时, 第二层的能量沉积和通量达到最大值, 而第四层的通量上升没有第二层快, 第二层的贡

献在2 000天后开始减弱。从4 000天的能量沉积和能量变化曲线看, 第二层的能量沉积和能量已下降, 第四层的能量沉积和通量上升到一个水平的位置, 而且整个能量沉积和通量变化曲线趋于平和, 这时U-Pu循环在反应堆中实现了平衡, 这是保证反应堆各项系数随时间演化保持平滑的根本原因。

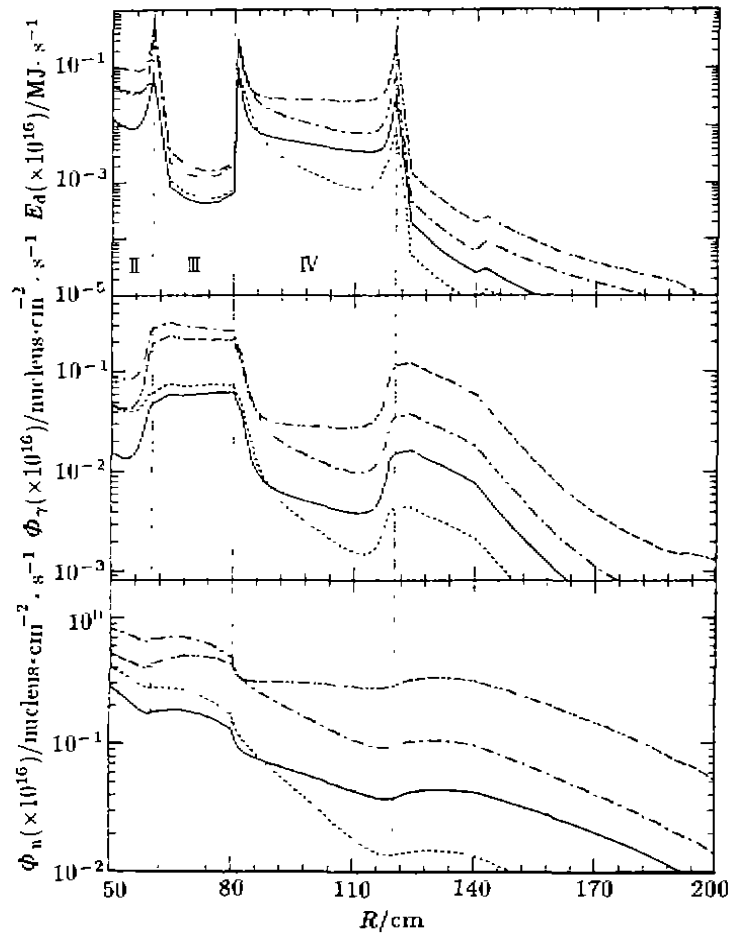


图4 反应堆的能量沉积(上图)、 $\gamma$ 通量(中图)和中子通量(下图)随反应堆柱半径的变化关系  
 .....为启动后第1天的变化情况, -·-·为2 000天的变化情况, ---为4 000天的变化情况, ——  
 为10 000天的变化情况.

表1给出了第六层中的高放裂变产物的密度随时间的演变. 从表中可以看到,  $^{99}\text{Tc}$  和  $^{129}\text{I}$  这两个寿命特别长, 毒性特别大(容易迁移渗透到生物圈<sup>[5]</sup>)的放射性核的密度下降得特别快, 有3~4个量级, 可见模型一对嬗变高放裂变产物是有很强的能力, 可以有效地降低核废料对环境的长期风险的影响.  $^{90}\text{Sr}$  和  $^{137}\text{Cs}$  这两个核的热中子俘获截面很小, 一般的反应堆是很难使其嬗变的, 在模型一反应堆内, 则可以嬗变掉一半.

最后, 对反应堆燃烧后的废料的毒性进行比较. 对加速器驱动的次临界反应堆来说, 燃耗深、中子谱硬、中子通量高和长寿命的高放锕系元素生成少(图3中 $^{237}\text{Np}$ 的密度很低,  $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$ 的密度要比 $^{237}\text{Np}$ 低几个量级, 故图3没有画出这些核), 长寿命高放裂变产物可以较快的嬗变成短寿命或稳定的元素. 一个1 GW的轻水堆核电站每年的卸料经过十年冷却后其生物潜在危害因子(B)高达 $6 \times 10^{12} \text{ m}^3 \text{ 水}$ <sup>[5]</sup>; 而对于模型一的反

应堆,平均反应堆功率约1 GW,经过30多年的运行后停堆,十年后其废料的生物潜在危害因子为 $1 \times 10^{16} \text{ m}^3$ 空气,平均每年为 $3.3 \times 10^{14} \text{ m}^3$ 空气;而水的稀释能力比空气平均大 $10^6$ 倍,所以模型一的反应堆,其生物潜在危害因子约是 $3.3 \times 10^9 \text{ m}^3$ 水,相对于轻水堆,毒性减少了4个量级.同时,经过500年后,轻水堆废料的生物潜在危害因子可以下降1~2个量级,而对于模型一的反应堆,其废料的生物潜在危害因子可以下降5个量级,可见这种先进的核能系统比轻水堆要洁净得多.

### 3 总结

对加速器驱动的次临界反应堆中U-Pu循环的中子学计算表明,这种新型的核能系

统具有临界系数低(安全可靠)和输出功率大(仅1米高的圆柱就可以产生1 GW的堆功率),能够利用廉价的 $^{238}\text{U}$ ,在反应堆中实现U-Pu循环,反应堆内的中子能量和能量沉积变化平缓,可以长时间的运行.而且反应堆内的高通量中子对嬗变高放废物有利,堆本身产生的废物比轻水堆要少得多,毒性也要小得多,所以这种堆可以作为一个先进能源系统的方案.今后的工作是对另一种Th-U循环进行研究,并比较这两种方案的优缺点,这项工作现正在进行中.

致谢 感谢北京应用物理与计算数学所的谢文胜同志在数据库制作过程中的大力协助.

### 参 考 文 献

- 1 Carminati F. CERN/AT/93-47 (ET), Rubbia C. A Outline of Seminar at CERN on Nov 1993; Rubbia C. Status of the Energy Amplifier. 2nd Int Conf on ADTT, Kalmar, Sweden, June, 1996, 35
- 2 Bowman C D. Nucl Instr and Meth, 1992, A320, 336
- 3 李寿丹. 高放废物嬗变处置与不产生长寿命高放废物的新核能系统. 核科学与工程, 1996, 16(3): 269~283; 1996, 16(4): 367~381
- 4 Satio S. Research and Development Program on Accelerator-drive Transmutation at JAERI. 2nd Int Conf on ADTT, Kalmar, Sweden, June, 1996, 52
- 5 李寿丹. 不产生长寿命高放废物的先进核能系统. CCAST-WL 1996, 65, 1; 散裂中子源及其应用. CCAST-WL, 1996, 65, 129
- 6 沈姚崧, 刘成安. 核爆炸产物放射性衰变过程的研究. 原子核物理评论, 1998, 15(2): 103~109
- 7 Fullwood R R. LA-4789, 1972
- 8 Steinberg M. BNL-50592, 1976

## Study of U-Pu Cycle in Advance Nuclear Power System

Shen Yaosong<sup>1,2</sup> Liu Chengan<sup>2</sup>

1 (Beijing Department of Graduate Students, China Academy of Engineering Physics, Beijing 100088)

2 (Institute of Applied Physics and Computational Mathematics, Beijing 100088)

**Abstract** The U-Pu cycle in accelerator-driven subcritical reactor is studied by means of new data library and code. The satisfactory neutronics results are obtained by calculating the reactor power, critical value, gamma and neutron flux and evolution of fissioning nuclear density. The detailed analysis is also presented.

**Key words** U-Pu cycle subcritical reactor biological hazard potential energy deposition

**Classifying number** O571.5