

加速器驱动次临界堆堆芯物理概念研究

赵志祥 丁大钊 刘桂生 樊胜 申庆彪 张宝成 田野

(中国原子能科学研究院核物理研究所, 北京, 102413)

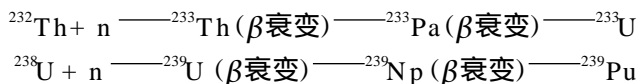
分析了加速器驱动次临界堆堆芯的裂变核素增殖和平衡条件、主要长寿命放射性废物的积累、裂变产物毒性的影响及次临界堆的运行周期、输出功率和能量增益等主要性质, 并对次临界热堆和次临界快堆的物理性质进行了比较。在简单的球形几何条件下, 分析了铀-铅和钍-重水组成的快-热耦合的次临界系统的物理性质。

关键词 洁净能源 加速器驱动 次临界堆

中图法分类号 TL 411. 1

加速器驱动的次临界堆由于具有良好资源效益、环境效益、安全效益而成为新一代核能源的一种可能选择, 近年来在国际上形成一个研究热点^[1, 2]。加速器驱动的次临界堆由中能强流加速器、中子产生靶和次临界装置组成。加速器和中子产生靶耦合而成的散裂中子源提供的中子作为外源注入一由燃料组件(天然铀或钍)、慢化剂、冷却剂、结构材料等构成的次临界装置(有效中子倍增系数 $k_{\text{eff}} < 1$), 经过中子的倍增, 形成稳定中子通量密度。

在稳定的中子通量密度条件下, 由



过程转换生成裂变核素 ${}^{233}\text{U}$ 或 ${}^{239}\text{Pu}$ 。只要中子通量密度适度, 启动一段时间后 ${}^{233}\text{U}$ 或 ${}^{239}\text{Pu}$ 的核数将达到饱和, 可以通过裂变稳定地输出能量。

本工作以天然铀和钍为燃料, 不考虑装置的具体结构、热负载导出、燃耗深度及功率密度等堆物理及工程问题, 在装置内中子通量密度稳定、分布均匀的假定下, 仅就裂变核素的增殖和平衡条件、主要长寿命放射性废物的积累、裂变产物毒性的影响及次临界堆的运行周期、输出功率和能量增益等主要性质进行分析并对次临界热堆和次临界快堆的物理性质进行比较。

在简单的球形几何条件下, 采用少群常数和一维计算, 对铀-铅和钍-重水组成的快-热耦合的次临界系统的物理性质进行分析。

赵志祥: 男, 47岁, 核物理专业, 研究员

收稿日期: 1997-10-07 收到修改稿日期: 1997-10-31

1 加速器驱动的热堆性质和存在问题

1.1 裂变核素的增殖及平衡条件

对于某一核素A,它可以由B核衰变生成或C核俘获中子生成,而A核则通过衰变、中子俘获或裂变消失。A核t时刻的核数目 $N_A(t)$ 满足微分方程

$$\frac{dN_A(t)}{dt} = \lambda_B N_B(t) + \sigma_{c,c} \Phi C(t) - (\sigma_{a,f} + \sigma_{a,c}) \Phi N_A(t) - \lambda_A N_A(t) \quad (1)$$

式中: λ_x 、 $\sigma_{a,f}$ 和 $\sigma_{a,c}$ 分别为X核的衰变常量、热中子裂变截面和热中子俘获截面。

使用作者编制的程序CHAN和文献[3]给出的热中子截面及文献[4]给出的衰变数据计算加速器驱动的热堆(以下简称热驱动堆)在初始装料为 ^{232}Th 和天然铀情况下核素的演变情况。

计算结果表明:

(1) 热驱动堆只能在中子通量密度 $\Phi = 1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 下稳定工作,当 $\Phi = 1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 时,裂变核素 ^{233}U 或 ^{239}Pu 不会达到平衡。事实上,较高的中子通量密度正是通过热中子俘获嬗变的方式处置长寿命放射性废料所要求的。

(2) 燃料 ^{233}U 或 ^{239}Pu 大约在热驱动堆启动后1a达到饱和。但这一饱和时间可以通过在初始装料时加入一定数量的 ^{233}U 或 ^{239}Pu 大为缩短。

(3) 在 $\Phi = 1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 时,饱和条件下 ^{233}U 的核数对 ^{232}Th 的初始核数之比为0.0114, ^{239}Pu 的核数对 ^{238}U 的初始核数之比为0.00256, ^{239}Pu 的核数比 ^{233}U 低约4.5倍。若初始装料的铀或钍为20t,则饱和条件下 ^{233}U 或 ^{239}Pu 分别为228和51kg。装置运行5a后, ^{232}Th 和 ^{238}U 将分别烧掉11%和4.2%。

(4) 在超铀长寿命放射性废物的积累方面,以钍为燃料的热驱动堆远小于一般的压水堆,而以铀为燃料的热驱动堆则与 ^{235}U 装料的压水堆相当(表1)。

表1 超铀长寿命放射性废物产额

Table 1 Yield of long-lived actinide wastes

核素	半衰期/a	废物产额/ $\text{Pg} \cdot \text{W}^{-1} \cdot \text{a}^{-1}$		
		钍装料驱动堆	铀装料驱动堆	PWR
^{241}Am	4.3×10^3	3.1×10^{-6}	0.13	2.2
^{243}Am	7.3×10^3	6.2×10^{-6}	1.60	2.8
^{242}Cm	0.446	2.0×10^{-6}	0.14	0.2
^{244}Cm	18.1	1.2×10^{-6}	0.51	0.8

1.2 热功率和能量增益

1.2.1 诱发裂变热中子份额 若不考虑中子泄漏,则能诱发裂变的热中子份额F为:

$$F = \frac{\sum_i N_i \sigma_{i,f}}{\sum_i N_i (\sigma_{i,c} + \sigma_{i,f})} \quad (2)$$

对钍装料的热驱动堆,计算结果为 $F = 0.430$,即100个热中子中约有43个可诱发裂变;对铀

装料的热驱动堆, 计算结果为 $F = 0.365$, 比文献[5]给出的略小。

1.2.2 热功率 (1) 只考虑²³³U 和²³⁹Pu 裂变。热驱动堆的热功率 P_{th} 应等于单位时间的裂变次数乘以每次裂变放出的能量, 即

$$P_{th} = \lambda N_f E_f = \sigma_f \varphi N_f E_f \quad (3)$$

式中: σ_f 为²³³U 或²³⁹Pu 的热中子裂变截面; N_f 为²³³U 或²³⁹Pu 核数目; E_f 为每次裂变放出的能量。记裂变核素数目对²³²Th 或²³⁸U 的数目之比为 R , 钍或铀质量为 m (以 t 计), ²³²Th 或²³⁸U 的质量数为 A_0 , 裂变截面以 10^{-24} cm^2 计, 且记 $\varphi = 10^{14} \varphi \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, 取 $E_f = 192 \text{ MeV}$, P_{th} 以 MW 计, 则有

$$P_{th} = 1580 \frac{m}{A_0} \varphi \sigma_f R \quad (4)$$

取 $\sigma_f(^{233}\text{U}) = 531.4 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$; $\sigma_f(^{239}\text{Pu}) = 747.6 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$; 平衡条件下, $R(^{233}\text{U}) = 0.0114$, $R(^{239}\text{Pu}) = 0.00256$; $m = 20 \text{ t}$; $\varphi = 1$; 则有 $P_{th}(\text{Th}) = 825 \text{ MW}$, $P_{th}(\text{U}) = 254 \text{ MW}$ 。(2) 超铀核素裂变的影响。装置中生成的超铀核素的裂变有利于热功率的提高。考虑了超铀核素裂变的影响后, 热功率可表达为

$$P_{EA} = 1580 \frac{m}{A_0} \varphi \sum_j \sigma_f R_j \quad (5)$$

设 $m = 20 \text{ t}$, $\varphi = 1$, 则在稳定条件下得到 $P_{EA}(\text{Th}) = 866 \text{ MW}$, $P_{EA}(\text{U}) = 330 \text{ MW}$ 。即对于 U—Pu 系统, 考虑了超铀核素裂变的影响后, 热驱动堆热功率可提高 30%, 而对 Th—U 系统影响不大。这一点可从表 1 所列结果得到印证。

1.2.3 能量增益 (1) 加速器流强和功率。在单能近似下, 次临界装置堆芯内的中子数目为 $N = \varphi / v$ 。式中 $V = 4\pi r^3/3$ 为堆芯体积, v 为热中子速度。中子数目按 $N(t) = N(0) \exp[(k_{eff} - 1)t/\tau]$ 随时间衰减, 因而, 堆芯内单位时间消失的中子数目为 $(1 - k_{eff})N/\tau$ (τ 为热中子的代时间)。这部分中子应由加速器提供, 因而, 要求加速器的流强 I (mA) 为

$$I = 0.067 \frac{(1 - k_{eff}) \varphi r}{\tau v N_s} \quad (6)$$

式中: N_s 为每个质子可以在重靶上打出的中子数。显然, 堆芯越紧凑, k_{eff} 越大, 对加速器流强的要求就越低。令 $\varphi = 1.0$, $v = 2200 \text{ m/s}$, $N_s = 30$, $\tau = 10^{-4} \text{ s}$, 若限定流强小于 15 mA, 则当 $k_{eff} = 0.98$ 时, $r < 200 \text{ cm}$; $k_{eff} = 0.95$ 时, $r < 145 \text{ cm}$; $k_{eff} = 0.90$ 时, $r < 110 \text{ cm}$ 。(2) 能量增益。按定义, 能量增益 G 表示为

$$G = P_{th}/P_{ac} \quad (7)$$

式中: P_{ac} 为加速器输出能量。本工作设置的条件 $\varphi = 10^{14} \varphi \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, $k_{eff} = 0.9$, $E_p = 1 \text{ GeV}$, 每个高能质子产生约 30 个中子, 半径 $r = 100 \text{ cm}$ (相应于加速器功率 10 MW), 铀的装料 $m = 20 \text{ t}$ 下得到 $G(\text{Th—U}) = 87$, $G(\text{U—Pu}) = 33$ 。

1.3 主要裂变产物积累及其影响

1.3.1 主要裂变产物的积累 主要考虑 2 种裂变产物的积累: 作为放射性废料的长寿命裂变产物和作为毒物的中子俘获截面极大的裂变产物。热驱动堆中的主要裂变元素²³³U 或²³⁹Pu 的主要裂变产物的热中子俘获截面取自文献[3], 衰变方式和半衰期取自文献[4], 裂变产额取自文献[6]。这里考虑⁸⁵Kr、⁹⁰Sr、¹⁰⁵Rh、¹²⁵Sb、¹²⁹I、¹³⁵Xe、¹³⁷Cs、¹⁴²Ce、¹⁵¹Sm、¹⁵⁵Eu 等 10 种²³⁹Pu 的主要裂变产物。设²³³U 或²³⁹Pu 在 $t = 0$ 时的核数目为 $N_k(0)$, 则 t 时刻裂变产物 k 核数目 $N_k(t)$ 应

满足微分方程

$$\frac{dN_k(t)}{dt} = \lambda V(t) Y_k - \lambda_k N_k(t) \quad (8)$$

式中: $\lambda = \sigma_f(^{239}\text{Pu}) \varphi$, $\lambda_k = \sigma_c(k) \varphi \sum_{i=1}^k \tau_i^{-1}$; Y_k 为热中子诱发 ^{233}U 或 ^{239}Pu 裂变的裂变产物 k 的产额。式(8)没考虑由 β 衰变和热中子俘获再次产生 k 核的可能性。在 $\varphi = 1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 稳定通量密度下进行的计算结果表明: 在长寿命放射性裂变产物的积累方面, 热驱动堆与压水堆相当。

1.3.2 毒性对反应性的影响 由于裂变产物的俘获吸收, 诱发裂变的热中子份额 F 值将下降。对 $\text{U} - \text{Pu}$ 系统的计算结果表明: 考虑了上述 10 种裂变产物后, F 值将下降约 1%, 其中毒性主要来自 ^{135}Xe 。这导致反应性 k_{eff} 亦下降约 1%。若考虑全部裂变产物, 则反应性的下降将更明显。

1.4 结论

上述分析表明, 尽管热驱动堆在原理上是可行的, 但存在下面一些问题:

(1) 功率水平低

如果考虑到热-电转换效率 $\eta_e = 40\%$ 、加速器效率为 $\eta_a = 50\%$, 则实际的电功率输出和有效能量增益仅为 $P_e(\text{Th}) = 346 \text{ MW}$, $P_e(\text{U}) = 132 \text{ MW}$, $G_{\text{eff}}(\text{Th}) = 17$, $G_{\text{eff}}(\text{U}) = 7$ 。

(2) 易受裂变产物毒性影响

若考虑全部裂变产物的毒性, 将反应性下降 δk_{eff} 取为 -1.5%, 则在 $k_{\text{eff}} = 0.9$ 下工作的热驱动堆导致能量增益 G (正比于 $1/(1 - k_{\text{eff}})$) 下降 13%; $k_{\text{eff}} = 0.95$, 能量增益下降 23%; 对于 $k_{\text{eff}} = 0.98$, 能量增益下降 43%。这就是说, 裂变产物的毒性对于较高 k_{eff} 值下工作的热驱动堆是致命的威胁。

(3) 放射性洁净程度差

以铀为燃料的热驱动堆在长寿命超铀放射性废物的积累方面与压水堆是相当的。

2 加速器驱动的快中子堆初步分析

能谱优化的加速器驱动的快中子堆(以下简称快驱动堆)可以克服热驱动堆的上述缺点。

2.1 能谱优化

作为原理探讨, 仅对热中子、Rubbia 的快中子能量放大器能谱(记为 FEA-1)^[7]、钠冷快驱动堆的中子能谱(其平均中子能量为 0.455 MeV, 记为 FEA-2)^[8]、中子能量为 0.7~1.0 MeV 的矩形谱(记为 CIAE)和裂变谱进行分析。

2.1.1 放射性洁净程度 裂变核素 ^{233}U 和 ^{239}Pu 的 α 值(即俘获截面对裂变截面之比)越小, 在相同功率水平下快驱动堆的铀系核素产生率越低。比较表 2 所列的 5 种数据可以看出, CIAE 谱和裂变谱的 α 值较低。实际计算也表明: 采用这 2 种能谱的快驱动堆铀系核素产生率是较低的(表 3)。

2.1.2 功率输出 由式(4), 取 $m = 20 \text{ t}$, 计算各种能谱情况下的热功率输出情况。计算结果在表 4 中列出。由表可见: CIAE 谱和裂变谱快驱动堆的热功率输出 P_{th} 较大。对于裂变谱快驱动堆, 裂变谱中子直接引起 ^{232}Th 和 ^{238}U 裂变对功率的贡献很大。

表 2 裂变核 α 值比较

Table 2 Comparison for α of fission nuclides

能谱	²³³ U			²³⁹ Pu		
	10 ²⁴ α/cm ²	10 ²⁴ σ/cm ²	α	10 ²⁴ α/cm ²	10 ²⁴ σ/cm ²	α
热中子	45	531	0.085	270	747	0.362
FEA-1	0.289	2.784	0.104	0.557	1.78	0.313
FEA-2	0.280	2.815	0.100	0.537	1.861	0.288
CIAE	0.074	1.899	0.039	0.065	1.682	0.039
裂变谱	0.072	1.95	0.037	0.054	1.8	0.030

表 3 U—Pu 系统运行 5 年产生的锕系核数目相对值

Table 3 Relative nuclein number of actinides produced in five years for U—Pu system

核素	热中子	FEA-1	FEA-2	CIAE	裂变谱
²⁴⁰ Pu	2.36 × 10 ⁻³	1.49 × 10 ⁻²	1.20 × 10 ⁻²	2.13 × 10 ⁻³	8.67 × 10 ⁻⁴
²⁴¹ Pu	4.92 × 10 ⁻⁴	1.22 × 10 ⁻³	6.42 × 10 ⁻⁴	9.08 × 10 ⁻⁵	3.21 × 10 ⁻⁵
²⁴² Pu	1.75 × 10 ⁻³	6.70 × 10 ⁻⁵	3.34 × 10 ⁻⁵	6.32 × 10 ⁻⁶	1.56 × 10 ⁻⁶
²⁴³ Pu	8.48 × 10 ⁻⁸	2.77 × 10 ⁻⁹	1.09 × 10 ⁻⁹	1.99 × 10 ⁻¹⁰	3.58 × 10 ⁻¹¹
²⁴¹ Am	1.20 × 10 ⁻⁵	7.02 × 10 ⁻⁵	1.97 × 10 ⁻⁵	5.46 × 10 ⁻⁶	1.67 × 10 ⁻⁶
²⁴² Am	5.80 × 10 ⁻⁸	3.43 × 10 ⁻⁸	1.77 × 10 ⁻⁸	1.55 × 10 ⁻⁹	5.29 × 10 ⁻¹⁰
²⁴³ Am	1.49 × 10 ⁻⁴	3.33 × 10 ⁻⁶	1.22 × 10 ⁻⁶	2.70 × 10 ⁻⁷	4.40 × 10 ⁻⁸
²⁴⁴ Am	5.96 × 10 ⁻⁸	8.17 × 10 ⁻¹⁰	2.98 × 10 ⁻¹⁰	3.70 × 10 ⁻¹¹	4.48 × 10 ⁻¹²
²⁴² Cm	1.31 × 10 ⁻⁵	5.62 × 10 ⁻⁶	2.90 × 10 ⁻⁶	2.17 × 10 ⁻⁷	7.73 × 10 ⁻⁸
²⁴³ Cm	2.64 × 10 ⁻⁷	1.64 × 10 ⁻⁷	8.23 × 10 ⁻⁸	4.37 × 10 ⁻⁹	1.40 × 10 ⁻⁹
²⁴⁴ Cm	4.67 × 10 ⁻⁵	4.18 × 10 ⁻⁷	1.54 × 10 ⁻⁷	1.54 × 10 ⁻⁸	2.03 × 10 ⁻⁹

2.1.3 ²³⁹Pu 和 ²³³U 的初装料量为尽快地使 ²³⁹Pu 与 ²³⁸U 及 ²³³U 与 ²³²Th 的核数比值达到稳定值, 应在初装料中加入一定数量的 ²³⁹Pu 或 ²³³U。但希望在相同功率水平下 ²³⁹Pu 和 ²³³U 的初装料量越少越好。单位功率输出下的 ²³⁹Pu 和 ²³³U 的初装料量 W (kg) 可表示为

$$W = \frac{10^3 m R}{1580 \frac{m_0 Q}{A_0} \sum_i R_i \sigma_i} \quad (9)$$

使用表 4 中的数据, 在 m = 20 t 的情况下得到 ²³⁹Pu 和 ²³³U 的初装料量在表 5 中列出。可以看出, CIAE 谱和裂变谱快驱动堆是较好的选择。

2.1.4 锕系核废料嬗变 从嬗变长寿命的锕系核废料的角度, 希望有关锕系核的裂变截面越

表 4 各种能谱情况下热功率输出 P_{th} 的比较

Table 4 Comparison for thermal power in different neutron energy spectrum

能谱	P _{th} /MW	
	U—Pu 系统	Th—U 系统
热中子	330	866
FEA-1	796	975
FEA-2	861	1183
CIAE	1390	1500
裂变谱	5440	2280

大越好。表 6 列出了几种主要的铀系核的裂变截面。C I A E 谱和裂变谱快驱动堆仍是较好的选择。

2.1.5 裂变产物毒性影响 裂变产物的 C I A E 谱和裂变谱平均俘获截面值明显小于其它几种谱平均值。在 C I A E 谱裂变谱快驱动堆中, 裂变产物毒性影响应明显地小于其它类型的驱动堆。

综上所述, 从放射性洁净程度、功率输出、 ^{239}Pu 和 ^{233}U 的初装料量、铀系核废料的嬗变和裂变产物毒性影响等方面考虑, C I A E 谱和裂变谱快驱动堆都是较好的选择。虽然这一结论没有考虑堆工程技术方面的因素, 但从上述物理分析可以看到: 适当选择慢化剂、堆芯结构以优化堆芯内的中子能谱, 使之尽量变硬将是十分有利的。考虑到实际上不可能实现裂变谱的反应堆, 这里, 使用中子能量为 0.7~1.0 MeV 的矩形谱(即 C I A E 谱)分析快驱动堆的物理性质。

2.2 快驱动堆主要性质

用 C I A E 谱平均中子截面代替热中子截面进行类似于热驱动堆的计算。

2.2.1 平衡条件 快驱动堆不再有 Φ 必须小于 $1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 的限制, 它在 $10^{15} \sim 10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 的流量密度下也可以稳定工作。

2.2.2 裂变核素增殖 平衡条件下裂变核素的数目远大于热驱动堆。对于 Th—U 系统, ^{233}U 对 ^{232}Th 的核数比为 0.058, 是热驱动堆的 5 倍; 对于 U—Pu 系统, ^{239}Pu 对 ^{238}U 的核数比为 0.0057, 是热驱动堆的 20 倍。

2.2.3 长寿命超铀放射性废物积累 快驱动堆的长寿命超铀放射性废物积累量远小于热驱动堆, 一般比热驱动堆小 2 个量级以上(表 3)。

2.2.4 热功率 设铀或钍的装料为 20 t, 则计算得到 Th—U 系统总热功率为 1500 MW, 是热驱动堆的 2 倍; 对于 U—Pu 系统, 总热功率达到 1390 MW, 为热驱动堆的 4 倍。

2.2.5 裂变产物毒性影响 计算表明: 由于裂变产物引起的反应性 k_{eff} 下降 $\Delta k_{\text{eff}} = 1.9 \times 10^{-5}$, 快驱动堆远小于热驱动堆。

表 5 单位功率 ^{239}Pu 和 ^{233}U 初装料量的比较

Table 5 Comparison of inventory for ^{239}Pu and ^{233}U

能谱	初装料量/ $\text{g} \cdot \text{kW}^{-1}$	
	U—Pu 系统	Th—U 系统
热中子	0.14	0.22
FEA-1	2.76	1.72
FEA-2	2.04	1.69
C I A E	0.82	0.77
裂变谱	0.10	0.29
钠冷快堆 ^[9]	2.24	

表 6 几种主要的铀系核的裂变截面

Table 6 Fission cross sections for several actinides

能谱	$10^{24} \sigma_f / \text{cm}^2$		
	^{237}Np	^{241}Am	^{243}Am
热中子	0.02	3.10	0.12
FEA-1	0.27	0.33	0.15
FEA-2	0.23	0.19	0.21
C I A E	1.27	0.80	0.51
裂变谱	1.30	1.36	1.07

2.3 热驱动堆和快驱动堆的比较

上述分析是在一些假设和若干简化条件下进行的, 其结果只是定性的。表 7 归纳列出了热驱动堆和快驱动堆的主要物理性质。

表 7 热驱动堆和快驱动堆的主要物理性质
Table 7 Main physical properties for thermal and fast system

参数	U—Pu 系统		Th—U 系统	
	热驱动堆	裂变谱快驱动堆	热驱动堆	裂变谱快驱动堆
$\mathcal{R}_{cm^{-2} \cdot s^{-1}}$	(约 0.5~1) $\times 10^{14}$	(约 0.5~10) $\times 10^{16}$	(约 0.5~1) $\times 10^{14}$	(约 0.5~10) $\times 10^{16}$
初装料	U, 20 t ²³⁹ Pu, 51 kg	U, 20 t ²³⁹ Pu, 1140 kg	Th, 20 t ²³³ U, 227 kg	Th, 20 t ²³³ U, 1160 kg
运行时间(a)	5	5	5	5
热功率(MW)	330	1390	866	1500
钢系废料量	与 PWR 相当	≪ PWR	≪ PWR	≪ PWR
FP 毒性 $\bar{\alpha}_{eff}$	0.01	约 10^{-5}		

由以上分析可得到如下初步认识: 能谱优化的快驱动堆与热驱动堆相比具有功率输出大、长寿命超铀放射性废物的积累水平低、裂变产物毒性影响小等优点, 这些优点在 U—Pu 系统中十分明显。对 Th—U 系统, 热驱动堆和快驱动堆都是可以工作的, 而对 U—Pu 系统, 能谱优化的快驱动堆则是较好的选择。

3 加速器驱动的快-热耦合反应堆初步分析

根据以上分析, U—Pu 快系统和 Th—U 热系统都是很好的选择。这里提出的快-热耦合的驱动堆设想主要是基于这样一些考虑: 既要提高铀资源的利用率又要积极开拓钍资源利用的途径; 装置以生产能量为主, 同时兼顾嬗变钢系核废料的要求, 即既可嬗变外加的长寿命核废物而它本身又产生尽量少的长寿命核废物量; 尽量降低对加速器束功率的要求。

3.1 几何安排

为了简化计算, 装置采用球形。中心为用来产生中子的铅靶。内区为快区, 由天然铀、钢系核和铅(或钠)组成。外区为热区, 由钍和重水组成。相对于外区而言, 内区可以看成是中心的散裂中子源的中子倍增器, 在嬗变钢系核废料、转换核燃料的同时具有放大外源中子数目的作用, 并有一定的能量输出。外区的主要作用是产生能量。

3.2 快区的嬗变能力

设快区初装料为天然铀 5 t 和 ²³⁷Np 500 kg (或 ²⁴¹Am 1000 kg, 或 ²⁴³Am 1800 kg), 且初装料中无 ²³⁹Pu。使用 CIAE 中子能谱进行计算。按 5 a 换料周期, 计算的装置热功率输出和嬗变能力在表 8 中列出。

在上述装料情况下, 5 a 的运行时间内快区功率水平几乎是常数。由于镅和镎的快中子裂变截面很可观, 这样一个装置很可能不需要初装 ²³⁹Pu, 它通过烧镅和镎维持功率水平, 同时将 ²³⁸U 转换成 ²³⁹Pu。

3.3 快区的源中子放大因子

快区以散裂中子源为外源,外源中子进入快区后通过裂变和 $(n, 2n)$ 等反应使中子倍增。快区内的总中子数一部分维持本身的嬗变、核材料转换和功率输出,另一部分泄漏出快区进入热区成为热区的外中子源。将后者的中子数与散裂中子源提供的中子数的比值定义为快区的源中子放大因子 L 。显然,对于功率输出的主体热区而言,希望快区的源中子放大因子 L 能够大于1,且越大越好,这样可以降低对加速器束功率的要求。

设快区初装天然铀5 t和 ^{237}Np 500 kg,对快区源中子放大因子作一初步分析。将外源源强归一到每秒1个中子,采用44群多群常数库和SCALE-3程序系统计算球对称系统的有源快区的通量分布和快区外边界处向外方向的中子流($\text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$),对面积积分后得到 $L = 4\pi R^2 \Phi$ 。计算中假定球中心为产生中子的产生铅靶,半径为20 cm,考虑了3种快区几何条件:情况A, Np 和U均匀混合的球壳,外径为42 cm;情况B,第一区为250 kg的 Np ,外径约22 cm,第二区为250 kg的 Np 和U均匀混合的球壳,外径为42 cm;情况C,第一区为250 kg的 Np ,外径约22 cm,第二区为250 kg的 Np 和U均匀混合的球壳,外径为42 cm,第三区为Pb,外径为42~70 cm。

计算结果如下。

(1) L 与 k_{eff} 成正相关。当 $k_{\text{eff}} = 0.74$ 时, $L = 1$; $0.74 < k_{\text{eff}} < 0.90$, $1 < L < 3$; $k_{\text{eff}} = 0.95$, $L = 6.3$ 。

(2) 铀靠近源比较有利。若全部铀和铀均匀混合(情况A),则 $k_{\text{eff}} = 0.61$, $L = 0.713$;若250 kg铀为靠近源的第一区,250 kg铀和铀均匀混合为第二区(情况B),则 $k_{\text{eff}} = 0.9525$, $L = 6.3594$ 。其原因可能是由于 ^{237}Np 的快中子裂变截面几倍于 ^{238}U 。

(3) 对情况C的计算表明,快区越紧凑越有利。

3.4 热区的热功率输出

当 $m = 20$ t时,初装 ^{233}U 228 kg,热功率输出为825 MW。若 $m = 50$ t,则初装 ^{233}U 570 kg,热功率输出为2062 MW。

本工作得到国家自然科学基金委员会和中国核工业总公司科技局的支持,在此谨致谢忱。

参 考 文 献

- 1 赵志祥,丁大钊. 新一代干净的核能——加速器驱动的次临界堆. 物理, 1997, 26(4): 221
- 2 赵志祥. 加速器驱动的洁净核能系统国际研究进展. 原子核物理评论, 1997, 14(2): 121
- 3 欧洲核能局. Neutron Cross Section Data From JEF-2.2, ENDF/B-VI, JENDL-3.2, BROND-2 and CENDL-2. 1995
- 4 Tuli JK. Nuclear Wallet Cards: NNDC. 1990
- 5 Caminati F, Geles C, Klapisch R, et al. An Energy Amplifier for Cleaner and Inexhaustible Nuclear

- Energy Production Driven by a Particle Beam Accelerator: CERN/A T/93-47(ET). 1993
- 6 王 气, 马丽珍, 沈林兴, 等. 裂变产物产额. 中国原子能科学研究院资料. 1980
- 7 Rubbia C, Rubio JA, Buono S, et al Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier: CERN/A T/95-44(ET). 1995
- 8 徐晓勤, 史永谦, 罗璋琳. 能量放大器中次临界堆堆芯物理特性的初步分析. RCNPS 研讨会文集. 1996
- 9 苏著亭编著. 钠冷快增殖堆. 北京: 原子能出版社, 1991. 188

CONCEPTUAL RESEARCH ON REACTOR CORE PHYSICS FOR ACCELERATOR DRIVEN SUB-CRITICAL REACTOR

Zhao Zhixiang Ding Dazhao Liu Guisheng Fan Sheng
Shen Qingbiao Zhang Baocheng Tian Ye

(China Institute of Atomic Energy, Beijing, P. O. Box 275-80, 102413)

ABSTRACT

This work analyses the main properties of reactor core physics for accelerator driven sub-critical reactor. These properties include the breeding of fission nuclides, the condition of equilibrium, the accumulation of long-lived radioactive wastes, the affect from poison of fission products, as well as the thermal power output and the energy gain for sub-critical reactor. The comparisons between thermal and fast system for main properties are carried out. The properties for a thermal-fast coupled system are also analysed in present work.

Key words Clean nuclear power Accelerator driven Sub-critical reactor