

# 基于中子平衡研究增殖燃料实现 CANDLE 模式的最优配置

杨 昆<sup>1,2</sup> 陈金根<sup>1</sup> 蔡翔舟<sup>1</sup>

1 (中国科学院上海应用物理研究所 嘉定园区 上海 201800)

2 (中国科学院大学 北京 100049)

**摘要** 寿期内中子通量、核素浓度和功率分布的轴向形状均保持恒定(Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy produced, CANDLE)是实现原位增殖-焚烧(Breed-and-Burn, B&B)模式的一种燃耗策略。CANDLE 堆经易裂变燃料或外中子源进行点火,启动后由增殖燃料的燃烧实现自稳运行。若要 CANDLE 堆自稳运行于  $k_{\text{eff}}=1$ , 必须对堆芯几何及燃料体积分数进行配置优化。最优配置方案可通过蒙特卡罗方法模拟 CANDLE 堆芯,根据有效增殖因子筛选得出。但该方法需耗费大量的计算时间,若采用 1D 模型近似模拟,并结合中子平衡方法进行分析,便可大幅节约计算时间,获得具有指导性意义的结果。本文将论证该方法的可行性,并应用该方法估算钠冷贫铀 CANDLE 堆半径在 100–400 cm、燃料体积分数在 35%–60%变化时的最优配置。

**关键词** CANDLE 堆, 中子平衡方法, 最优配置, 蒙特卡罗方法

**中图分类号** TL329<sup>+</sup>.2

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.060601

## Using the neutron balance method to access the feed fuel requirements for CANDLE

YANG Kun<sup>1,2</sup> CHEN Jingen<sup>1</sup> CAI Xiangzhou<sup>1</sup>

1(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Jiading Campus, Shanghai 201800, China)

2(University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China)

**Abstract Background:** CANDLE (Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy produced) is a burnup strategy for Breed-and-Burn (B&B) reactors in which the effective neutron multiplication factor at an equilibrium state is equal to unity. The radius and fuel volume fraction of such a core play a very important role in the B&B mode of operation. However, using the Monte Carlo method to model a full CANDLE core for optimization costs too much computational effort and time. **Purpose:** This study aims to assess the validity of neutron balance analysis with a simplified 1D model for determination of the maximum burnup (BU) attainable in a CANDLE mode, and then apply this 1D methodology to optimize the configurations of feed fuel and core radii for a sodium-cooled core to sustain the CANDLE mode. **Methods:** When the maximum achievable BU of feed fuel equals the maximum burnup of the CANDLE feed fuel at equilibrium state, the  $k_{\text{eff}}$  value of the core is equal to unity. The neutron balance method with the 1D approach for various core radii and fuel volume fractions of

中国科学院战略性科技先导专项(No.XDA02010000)资助

第一作者: 杨昆, 男, 1988 年出生, 2012 年毕业于中国科学院近代物理研究所, 现为博士研究生, 核技术及应用专业

通信作者: 陈金根, E-mail: chenjg@sinap.ac.cn; 蔡翔舟, E-mail: caixiangzhou@sinap.ac.cn

Supported by Strategic Priority Program of Chinese Academy of Sciences (No.XDA02010000)

First author: YANG Kun, male, born in 1988, graduated from Institute of Modern Physics, Chinese Academy of Sciences in 2012, doctor student, major in nuclear technology and application

Corresponding author: CHEN Jingen, E-mail: chenjg@sinap.ac.cn; CAI Xiangzhou, E-mail: caixiangzhou@sinap.ac.cn

收稿日期: 2016-03-09, 修回日期: 2016-03-21

feed fuel can provide a quick way to scope the optimized configuration. **Results:** Neutron balance analysis with the 1D approach can provide a reasonable estimation of the maximum attainable BU of feed fuel in a CANDLE reactor, despite a small inaccuracy due to the spectrum difference between the 1D and the full core models. A small size of core and a low fuel volume fraction of feed fuel display a small value of the maximum attainable BU, which implies that it is disadvantageous to sustain a CANDLE mode. However, a too big size of core or high fuel volume fraction of feed fuel may lead to  $k_{\text{eff}} > 1$  at equilibrium state. With the above considerations and optimization, we present a suitable core geometry and its fuel fraction to ensure the stable B&B mode of operation at equilibrium state ( $k_{\text{eff}}=1$ ).

**Conclusion:** The neutron balance calculation with 1D approach can save much computational time, and the optimized configurations of feed fuel to sustain a CANDLE mode are proposed based on this methodology.

**Key words** CANDLE reactor, Neutron balance method, Optimized configuration, Monte Carlo method

原位增殖-焚烧(Breed-and-Burn, B&B)反应堆的研究始于 20 世纪 50 年代。1958 年, Feinberg<sup>[1]</sup>提出了以天然铀和贫铀为核燃料的 B&B 概念反应堆, 该堆实现了低富集核燃料的长期焚烧。1988 年, Feoktistov<sup>[2]</sup>证明了 U-Pu 无限介质中存在增殖-燃烧波的可能性。1996 年, Teller 等<sup>[3]</sup>描述了堆芯内增殖-燃烧波沿轴向缓慢传播的过程。2000 年, Dam 等<sup>[4]</sup>利用数学分析方法研究了行波堆的增殖-燃烧特性, 从理论上提供了行波存在的证据。2001 年, Sekimoto 等<sup>[5-7]</sup>在研究铅铋冷却金属燃料快堆时, 提出了 CANDLE (Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy produced) 燃烧策略, 该策略可实现燃烧区沿轴向方向匀速移动, 似于蜡烛的燃烧过程。

CANDLE 堆是可实现 B&B 反应堆特性的一种堆型。在 CANDLE 堆运行时只需于点火区装载少量的易裂变核素, 核燃料裂变产生的多余中子可将周围增殖区内的可裂变核素(如  $^{238}\text{U}$  或  $^{232}\text{Th}$  等)辐照转化为易裂变核素(如  $^{239}\text{Pu}$  或  $^{233}\text{U}$  等), 当转换核素达到一定浓度后便可原位燃烧并形成行波, 以增殖波先行燃烧波后续的方式沿反应堆轴向方向平稳推进。通过堆芯几何及燃料配比优化后的 CANDLE 堆, 当其达到稳态后只需装载增殖燃料(贫铀、天然铀或钍等)便可自动稳定在  $k_{\text{eff}}=1$  的状态运行, 堆芯运行寿期内无需外界控制系统介入, 核素密度分布、中子通量和功率分布等均保持稳定并以固定的速度传播。

在 CANDLE 堆中, 堆芯几何大小会影响中子的泄露率, 燃料配比差异会对中子能谱产生较大影响, 而泄露率和能谱的变化将会导致堆芯中子性能的改变。因此, CANDLE 堆的几何及燃料配比在堆芯的自稳临界运行中扮演着重要角色, 对 CANDLE 堆芯几何及燃料配比的优化具有重要意义。Zheng 等<sup>[8]</sup>研究了堆芯尺寸对驻波型 B&B 反应堆的影响, 而候景景等<sup>[9]</sup>研究了点火燃料不同富集度对行波堆

的影响。通常, 采用蒙特卡罗方法模拟 CANDLE 堆, 通过对比稳态的  $k_{\text{eff}}$  数值可以获得比较精确的最优配置参数, 但是该方法会消耗大量的计算时间。CANDLE 堆增殖燃料若采用 1D 模型近似, 并结合中子平衡方法进行分析, 能极大地节约计算模拟的时间, 并获得具有指导性意义的结果。

本文从中子平衡角度验证了 1D 模型近似描述 CANDLE 堆增殖燃料的可行性, 并基于蒙特卡罗方法对多种增殖燃料配置组合的 1D 模型进行模拟, 结合中子平衡分析, 估算了钠冷贫铀增殖燃料实现 CANDLE 燃烧模式的最优堆芯几何及燃料配比。

## 1 中子平衡方法

中子平衡方法是基于中子平衡理论的一种分析方法, 通过统计核燃料内累积产生的过剩中子数随燃料的演化, 直观地呈现核燃料的最大理论燃耗等物理信息<sup>[10]</sup>。中子过剩定义为一定时期单位体积内产生的中子数减去消失的中子数<sup>[11]</sup>, 其表达式<sup>[12]</sup>:

$$\Delta NE = N_{\text{HM}} \int_0^{\text{BU}} \left( 1 - \frac{1}{k_{\infty}(\text{BU}) P_{\text{NL}}(\text{BU}) P_{\text{CR}}(\text{BU})} \right) \times \left( \bar{\nu}(\text{BU}) + \frac{2\bar{\Sigma}_{n,2n} + 3\bar{\Sigma}_{n,3n}}{\bar{\Sigma}_f} \right) d\text{BU} \quad (1)$$

式中:  $N_{\text{HM}}$  是寿期初重金属的原子密度;  $P_{\text{NL}}$  是中子不泄露率, 可由蒙特卡罗模拟统计;  $P_{\text{CR}}$  是中子不被控制系统吸收的份额, 若 CANDLE 堆自稳运行于  $k_{\text{eff}}=1$ , 不需要控制系统对过剩反应性进行调节, 则  $P_{\text{CR}}=1$ ;  $\bar{\nu}$  为平均每次裂变的中子产额, 其数值随堆芯燃料组分和中子能谱等而改变; 燃耗以 FIMA (Fission per Initial heavy Metal Atom) 为单位;

$\bar{\Sigma}_f$ 、 $\bar{\Sigma}_{n,2n}$  和  $\bar{\Sigma}_{n,3n}$  分别是裂变、(n,2n)和(n,3n)的平均有效单群宏观截面;  $k_{\infty}$  是堆芯的无限增殖因子, 定义为中子产生率与中子吸收率之比;

$$k_{\infty} = \frac{\sum_{i=1}^n \left[ \phi \times \left( \nu \times \Sigma_{f,\text{Fuel}}^i + 2 \times \Sigma_{n,2n}^i + 3 \times \Sigma_{n,3n}^i \right) \right]}{\sum_{i=1}^n \left[ \phi \times \left( \Sigma_{a,\text{Fuel}}^i + \Sigma_{a,\text{FP}}^i + \Sigma_{a,\text{Coolant}}^i + \Sigma_{a,\text{Struct}}^i \right) \right]} \quad (2)$$

式中： $\phi_i$  是第  $i$  区的中子通量； $\Sigma_{f,\text{Fuel}}^i$  是第  $i$  区燃料的有效单群宏观裂变截面； $\Sigma_{n,2n}^i$  和  $\Sigma_{n,3n}^i$  是第  $i$  区的有效单群宏观  $(n,2n)$  和  $(n,3n)$  截面； $\Sigma_{a,\text{Fuel}}^i$ 、 $\Sigma_{a,\text{FP}}^i$ 、 $\Sigma_{a,\text{Coolant}}^i$  和  $\Sigma_{a,\text{Struct}}^i$  分别为第  $i$  区的燃料、裂变产物、冷却剂和结构材料的有效单群宏观吸收截面。

由式(1)计算增殖燃料的中子平衡示意图如图 1 所示。I 区(A-B)：增殖燃料为净中子吸收体。该演化时段内，可裂变核素增殖过程需消耗大量中子，而增殖转化的易裂变核素浓度较低，对中子产生的贡献较小，使得产生的中子数小于吸收的中子数，增殖燃料  $k_{\infty} \times P_{\text{NL}} \times P_{\text{CR}} < 1$ ，式(1)中积分项为负。增殖燃料的中子过剩在 B 点达到极小值，为增殖燃料转化成驱动燃料所要吸收的中子数，此时  $k_{\infty} \times P_{\text{NL}} \times P_{\text{CR}} = 1$ 。

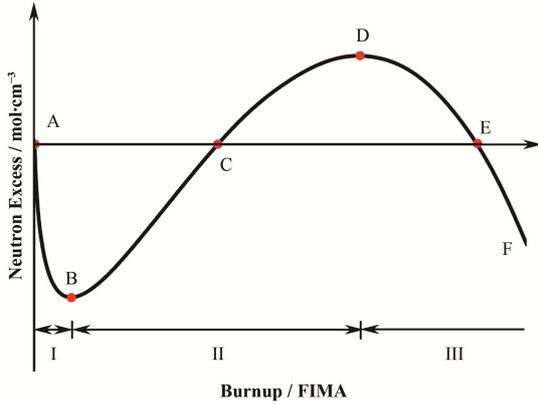


图 1 增殖燃料的中子平衡示意图  
Fig.1 Schematic plot of the neutron balance for feed fuel.

II 区(B-D)：增殖燃料为净中子产生体。在演化时段内，增殖持续消耗中子，同时增殖出的易裂变核素产生的中子可以弥补（超过）增殖对中子的消耗，产生的中子数大于吸收的中子数，增殖燃料  $k_{\infty} \times P_{\text{NL}} \times P_{\text{CR}} > 1$ ，式(1)中积分项数值为正。C 点对应增殖燃料的最小需求燃耗，此时增殖燃料产生的过剩中子足以偿还增殖过程中从外界借入的中子数，增殖燃料首次达到中子平衡状态。

III 区(D-F)：增殖燃料为净中子吸收体。在演化时段内，增殖产生的易裂变核素逐渐消耗，裂变产物对中子的消耗增加，使得产生的中子数小于吸收的中子数，增殖燃料  $k_{\infty} \times P_{\text{NL}} \times P_{\text{CR}} < 1$ ，式(1)中积分项为负。E 点对应于最大理论燃耗，此时系统累积产生的中子数与累积吸收的中子数相等，增殖燃料再次达到中子平衡状态。若增殖燃料在最大理论

燃耗时卸料，则对应的 B&B 堆芯平衡态稳定运行于  $k_{\text{eff}} = 1$  [12]。

## 2 CANDLE 堆芯与 1D 模型近似

### 2.1 CANDLE 堆芯模拟

本文采用的 CANDLE 堆是一种基于 U-Zr 合金燃料的钠冷快中子反应堆 [13]，在堆芯设计中仅考虑堆芯的中子学性能，忽略其工程可行性等问题，几何布置如图 2 所示。堆芯底部 200 cm 区域为点火区，装载富集度为 19.99% 的富集铀(EU)。点火区上端 600 cm 区域为增殖区，装载贫铀-锆合金(DU)燃料。堆芯直径 400 cm，外面包裹 50 cm 厚度的贫铀反射层。堆芯底端设置为全反射边界条件，堆芯顶端为真空。所有区域的燃料、冷却剂和结构材料的体积分数分别为 37.5%、32.5% 和 18%。增殖燃料密度为  $15.85 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$  [12]。采用 HT-9 作为结构材料 [14]。堆芯额定热功率为 3 000 MWt。利用蒙特卡罗程序 MCNPX version 2.6 [15] 模拟堆芯的燃耗演化过程，并采用 ENDF/B-VII 数据库 [16]。

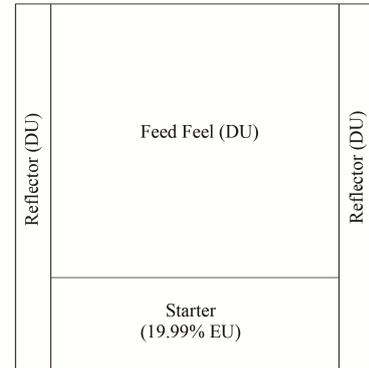


图 2 CANDLE 堆芯示意图  
Fig.2 Schematic plot of the CANDLE core.

为得到较准确的堆芯演化结果，在蒙特卡罗模拟过程中以长度 10 cm 为单位，细分 Candle 堆芯为 80 个子区。每个子区内的燃料、冷却剂和结构材料都均匀混合。通过蒙特卡罗模拟计算，CANDLE 堆演化到 35 000 d 左右达到自稳运行，其有效增殖因子  $k_{\text{eff}}$  数值维持在 1.002 附近，行波移动速度约为  $2.18 \text{ cm}\cdot\text{a}^{-1}$ 。

提取蒙特卡罗模拟获得的宏观截面等相关物理量，代入式(1)中计算得到 CANDLE 堆增殖燃料中子过剩随自身燃耗深度的变化如图 3 所示。从 CANDLE 堆增殖燃料的中子平衡演化可得出，增殖燃料需从周围区域吸收约  $1.12 \times 10^{-3} \text{ mol}\cdot\text{cm}^{-3}$  的过剩中子才能转化为驱动燃料（对应图 3 中 4% FIMA 附近的极小值）；增殖燃料的最小需求燃耗为 20.5%

FIMA (对应于图 3 中子平衡首次穿越零轴); 达到最小需求燃耗后, 增殖燃料仍能提供约  $0.73 \times 10^{-3} \text{ mol} \cdot \text{cm}^{-3}$  的过剩中子 (对应于图 3 中子平衡的极大值), 维持燃料到达 49.2% FIMA 的最大理论燃耗 (对应于图 3 中子平衡再次穿越零轴), 此时增殖燃料的中子过剩数值约等于零, 其对应的 CANDLE 堆稳态有效增殖因子  $k_{\text{eff}}$  数值约等于 1。

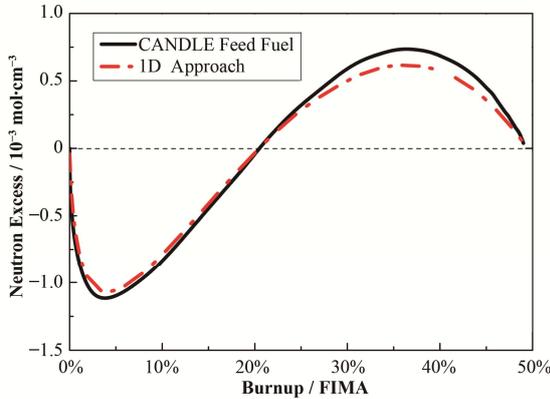


图 3 1D 模型与 CANDLE 堆芯计算的中子平衡对比  
Fig.3 Comparison of the neutron balance between 1D approach and CANDLE core.

## 2.2 1D 模型近似

本文采用的 1D 模型为无限长圆柱体, 其半径及燃料配比与 CANDLE 堆增殖区相同。蒙特卡罗模拟时采用两端带全反射边界条件的 10 cm 厚圆柱体近似。其额定功率密度为  $20 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-3}$ , 近似于 CANDLE 堆的平均功率密度。CANDLE 堆增殖区和反射层均采用贫铀-锆合金燃料, 其燃料类型及配比相同, 为讨论方便, 采用 1D 模型近似时堆芯半径为增殖区半径加上反射层厚度(50 cm)。1D 模型蒙特卡罗模拟计算时间约为 CANDLE 堆的 1/10。

对 1D 模型进行蒙特卡罗模拟并利用式(1)计算其中子平衡如图 3 所示。与采用 CANDLE 堆芯计算的结果相比, 基于 1D 模型计算时增殖燃料转化为驱动燃料需吸收约  $1.07 \times 10^{-3} \text{ mol} \cdot \text{cm}^{-3}$  的过剩中子, 需求减少 4.5%; 最小需求燃耗约为 20.5% FIMA, 两者结果相一致; 达到最小需求燃耗后仍能够提供约  $0.62 \times 10^{-3} \text{ mol} \cdot \text{cm}^{-3}$  的过剩中子, 过剩中子数减少 15%; 最大理论燃耗约为 49.4% FIMA, 两者结果相接近。导致 1D 模型和 CANDLE 堆芯计算结果差别的主要原因是两者能谱的差异, 前者相对后者在低燃耗阶段能谱相对较软, 能谱差异将影响式(1)中的  $k_{\infty}$  和  $\bar{\nu}$  等数值, 且 1D 模型是在额定功率密度下演化, 由于其初装料只含有少量的易裂变核素, 中子通量被极大地高估。

1D 模型与 CANDLE 堆芯因能谱的差异导致两者演化过程有一定差别, 但应用 1D 模型近似描述 CANDLE 堆芯仍可获得具有指导性意义的结果, 因此后文的优化都是基于 1D 模型的计算结果来进行讨论。

## 3 燃料配比及半径优化

### 3.1 燃料配比优化

首先保持堆芯半径不变( $R=250 \text{ cm}$ ), 以分析燃料体积分数改变对子平衡的影响。为讨论方便, 模拟中假设气隙和结构材料的体积分数分别为 12% 和 18%, 因此燃料和冷却剂的总体积分数为 70%, 燃料体积分数变化时冷却剂体积分数将作相应的线性变化。当燃料体积分数为 25%、30%、35%、40%、45%、50%变化时, 由 1D 模型计算的中子平衡如图 4 所示。

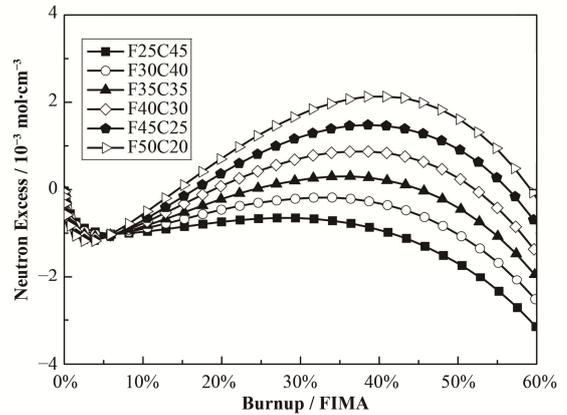


图 4 各燃料体积分数的中子平衡  
Fig.4 Neutron balance for feed fuel with various fuel volume fractions.

从各燃料的中子平衡演化可知, 最大理论燃耗随燃料体积分数而下降。当增殖燃料的燃料体积分数较低时, 中子能谱相对较软, 影响  $k_{\infty}$  和  $\bar{\nu}$  等数值, 不利于燃料实现 B&B。并且冷却剂的体积分数增加使得冷却剂对中子的寄生吸收增大, 也降低了增殖燃料的中子经济性。当燃料体积分数从 37.5%下降到 35%时, 其最大理论燃耗将从 49.4% FIMA 下降到 45.2% FIMA。若将该增殖燃料装载于 CANDLE 堆增殖区, 平均卸料燃耗深度为 49.3% FIMA, 在 49.3% FIMA 之前该增殖燃料的中子过剩已经小于零, 处于中子欠平衡状态, 对应 CANDLE 堆稳态  $k_{\text{eff}} < 1$ , 无法实现 CANDLE 燃烧模式。

反之, 最大理论燃耗随燃料体积分数而增加。当增殖燃料体积分数从 37.5%增大到 40%时, 其最大理论燃耗将从 49.4% FIMA 上升到 52.2% FIMA。

若将该增殖燃料装载于 CANDLE 堆，在 49.3% FIMA 燃耗深度时，该增殖燃料的中子过剩仍大于零，处于中子过剩平衡状态，对应 CANDLE 堆稳态  $k_{\text{eff}} > 1$ ，需使用控制系统或可燃毒物调节过剩反应性。

计算上述不同体积配比的增殖燃料在燃耗深度为 49.3% FIMA 时所对应的中子过剩，如图 5 所示。若用直线对各数据点进行拟合，相关系数  $R$  为 0.999 56。拟合直线与中子过剩零轴相交点对应的燃料体积分数可近似为该半径(250 cm)下的最优燃料体积分数(37.4%)。

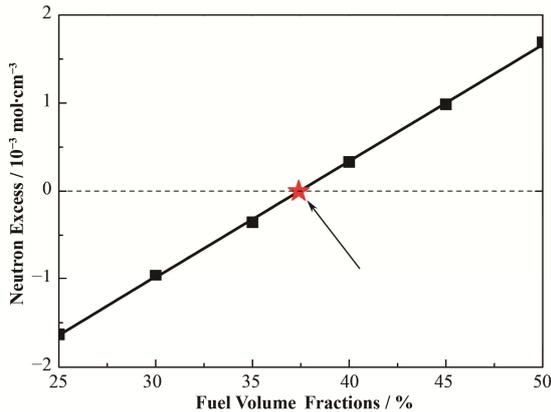


图 5 各燃料体积分数 49.3% FIMA 时的中子过剩  
Fig.5 Neutron excess of feed fuel at 49.3% FIMA with various fuel volume fractions.

### 3.2 堆芯半径优化

为了研究堆芯几何变化对中子学平衡的影响，需保持燃料体积分数不变(如 37.5%)，进行上述类似的中子过剩计算。当半径分别 150 cm、200 cm、250 cm、300 cm、350 cm 和 400 cm 变化时，由 1D 模型计算的增殖燃料中子平衡如图 6 所示。

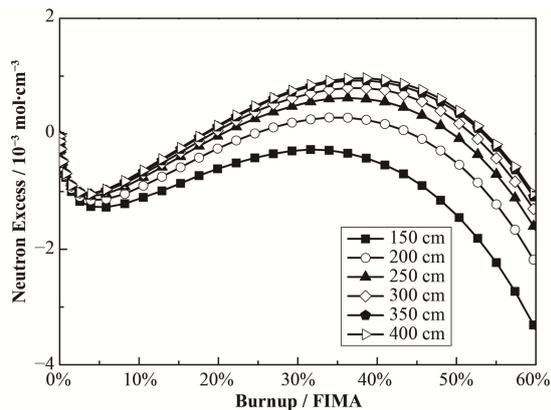


图 6 各堆芯半径的中子平衡  
Fig.6 Neutron balance for feed fuel with various core radii.

随着半径增加，堆芯泄漏率逐渐降低，式(1)中不泄漏率  $P_{\text{NL}}$  增加，导致中子过剩计算值增加。当堆芯半径增大到一定数值后，堆芯泄漏率趋近于零，

中子过剩数值增加不明显。计算不同半径的增殖燃料在燃耗深度为 49.3% FIMA 时所对应的中子过剩如图 7 所示。当计算的配置组合足够多时，各数据点之间可连接成一条光滑的曲线，该曲线与中子过剩零轴相交点对应的半径可近似为该燃料体积分数(37.5%)下的最优半径(249 cm)。

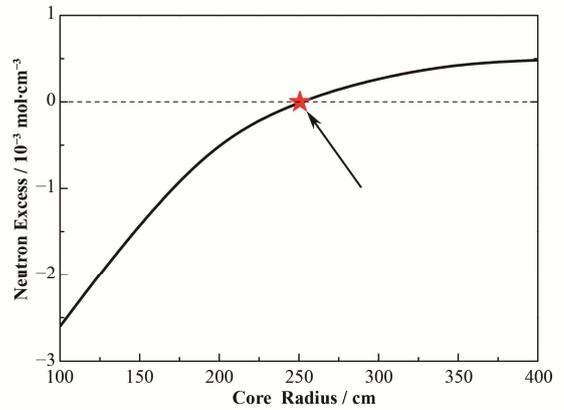


图 7 各堆芯半径 49.3% FIMA 时的中子过剩  
Fig.7 Neutron excess of feed fuel at 49.3% FIMA with various core radii.

### 3.3 增殖燃料的最优配置

当 CANDLE 堆芯半径从 100 cm 到 400 cm 变化，燃料体积分数从 32.5%到 60%变化，即综合考虑堆芯几何和燃料体积分数的影响时，共模拟了 56 种配置组合，其最优配置如图 8 所示。位于曲线上的半径及燃料体积分数组合为该钠冷贫铀增殖燃料实现 CANDLE 模式的最优配置，其对应 CANDLE 堆自稳运行于  $k_{\text{eff}} = 1$ 。位于图 8 右上方区域的增殖燃料配置组合，其对应 CANDLE 堆稳态运行时  $k_{\text{eff}} > 1$ 。位于图 8 左下方区域的增殖燃料配置组合，其对应 CANDLE 堆稳态运行时  $k_{\text{eff}} < 1$ ，该区域配置无法实现 CANDLE 燃烧模式。

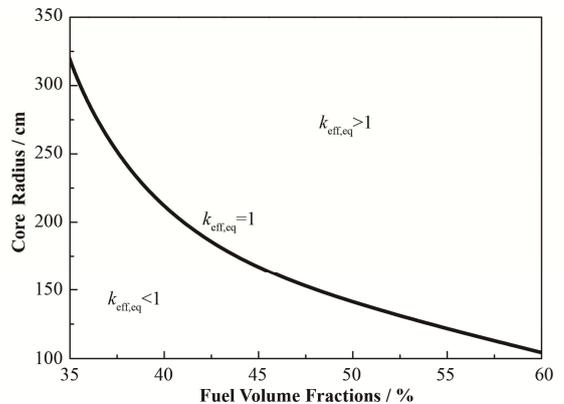


图 8 增殖燃料的最优配置  
Fig.8 Optimized configuration of feed fuel.

## 4 结语

本文采用蒙特卡罗方法模拟了 CANDLE 堆芯和 1D 模型的燃耗演化, 并结合中子平衡方法进行分析对比。结果显示, 虽然两者能谱演化有差异, 导致 1D 模型相对于 CANDLE 堆芯低估了增殖燃料需吸收的中子数和产生的过剩中子数, 但两种计算方式获得的最小需求燃耗和最大理论燃耗结果近似, 相差均小于 1%。1D 模型估算的增殖燃料的中子平衡能近似地描述 CANDLE 堆增殖燃料的中子平衡, 本文从中子平衡角度验证了 1D 模型近似描述 CANDLE 堆的可行性。

本文进一步应用上述 1D 近似结合中子平衡分析方法研究了钠冷贫铀增殖燃料实现 CANDLE 燃烧模式的最优堆芯几何及燃料体积配置, 模拟中堆芯半径从 100 cm 增加到 400 cm, 燃料体积分数从 35% 增加到 60%。分析研究表明, 中子过剩随堆芯半径而下降, 随燃料体积分数而降低, 较小的堆芯半径和较低的燃料体积分数将导致增殖燃料无法实现 CANDLE 燃烧模式, 而较大的堆芯半径和较高的燃料体积分数又会导致 CANDLE 堆稳态运行时  $k_{\text{eff}} > 1$ 。基于上述考虑, 本文给出了实现 CANDLE 燃烧模式的堆芯半径及燃料体积分数的最优配置组合, 为 CANDLE 堆芯设计提供参考依据。

## 参考文献

- 1 Feinberg S M. Discussion comment[C]. Record of Proceedings Session B-10, International Conference on the Peaceful Uses for Atomic Energy, United Nations, Geneva, Switzerland, 1958
- 2 Feoktistov L P. Neutron-fissioning wave[J]. Doklady Akademii Nauk SSSR, 1988, **309**(4): 864–867
- 3 Teller E, Ishikawa M, Wood L. Completely automated nuclear reactors for long-term operation[C]. Proceedings of ICENES, 1996, **96**: 24–28
- 4 van Dam H. The self-stabilizing criticality wave reactor[C]. Proceedings of the 10th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, 2000: 188–197
- 5 Sekimoto H, Ryu K, Yoshimura Y. CANDLE: the new burnup strategy[J]. Nuclear Science and Engineering, 2001, **139**(3): 306–317. DOI: 10.13182/NSE01-01
- 6 Nagata A, Takaki N, Sekimoto H. A feasible core design of lead bismuth eutectic cooled CANDLE fast reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2009, **36**(5): 562–566. DOI: 10.1016/j.anucene.2009.01.007
- 7 Sekimoto H, Miyashita S. Startup of “Candle” burnup in fast reactor from enriched uranium core[J]. Energy Conversion and Management, 2006, **47**(17): 2772–2780. DOI: 10.1016/j.enconman.2006.02.007
- 8 Zheng M Y, Tian W X, Chu X, *et al.* Preliminary design study of a board type radial fuel shuffling sodium cooled breed and burn reactor core[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, **278**: 679–685. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.08.017
- 9 侯景景, 王世庆, 蔡云, 等. 基于 MCNP-ORIGEN2 耦合程序的小型行波堆堆芯概念设计[J]. 核技术, 2015, **38**(8): 080603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.080603  
HOU Jingjing, WANG Shiqing, CAI Yun, *et al.* Conceptual core design of small traveling wave reactors based on coupled code of MCNP-ORIGEN2[J]. Nuclear Techniques, 2015, **38**(8): 080603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.080603
- 10 Heidet F. Maximum fuel utilization in advanced fast reactors without actinides separation[D]. Berkeley: University of California, 2010
- 11 Petroski R, Forget B, Forsberg C. Using the neutron excess concept to determine starting fuel requirements for minimum burnup breed-and-burn reactors[J]. Nuclear Technology, 2011, **175**(2): 388–400
- 12 Heidet F, Greenspan E. Neutron balance analysis for sustainability of breed-and-burn reactors[J]. Nuclear Science and Engineering, 2012, **171**(1): 13–31. DOI: 10.13182/NSE10-114
- 13 Kim T K, Taiwo T A. Fuel cycle analysis of once-through nuclear systems[R]. Argonne National Laboratory, ANLFCRD-308, 2010. DOI: 10.2172/989083
- 14 Heidet F, Greenspan E. Feasibility of lead cooled breed and burn reactors[J]. Progress in Nuclear Energy, 2012, **54**(1): 75–80. DOI: 10.1016/j.pnucene.2011.07.011
- 15 Hendricks J S, McKinney G W, Fensin M L, *et al.* MCNPX 2.6.0 Extensions[R]. Los Alamos National Laboratory, LA-UR-08-2216, 2008
- 16 Chadwick M B, Obložinský P, Herman M, *et al.* ENDF/B-VII. 0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology[J]. Nuclear Data Sheets, 2006, **107**(12): 2931–3060. DOI: 10.1016/j.nds.2006.11.001