

The Contrastive Study of Spent Fuel Characteristic in Different PWR Nuclear Fuel Cycles*

Ping Hu, Fuyu Zhao, Zhao Wang

School of Energy & Power Engineering, Xi'an Jiaotong University, Xi'an
Email: hyfhp@163.com

Received: May 18th, 2012; revised: May 28th, 2012; accepted: Jun. 5th, 2012

Abstract: Based on the forecasting of PWR nuclear power development in China before 2050, two material balance models of PWR nuclear fuel cycles are established in this paper. And the reuse coefficient of the nuclear fuel cycles is introduced, to calculate the amount of spent fuel and nuclear waste that produced by the two kinds of nuclear fuel cycles. By contrast the two cycles, and the comparison of the actual situation to conclude the merits of the two kinds of fuel cycles.

Keywords: Fuel Cycles; Reuse Coefficient; Spent Fuel; Material Balance Model

不同压水堆核燃料循环模式下的乏燃料特性对比研究*

胡平, 赵福宇, 王照

西安交通大学, 能源与动力工程学院, 西安
Email: hyfhp@163.com

收稿日期: 2012年5月18日; 修回日期: 2012年5月28日; 录用日期: 2012年6月5日

摘要: 本文通过对2050年以前中国压水堆核电发展情景的预测, 建立了两种压水堆核燃料循环模式的物料平衡模型, 引入核燃料循环的复用系数, 计算出两种核燃料循环过程中产生的乏燃料及核废剂量, 通过对比, 并和实际情况对比得出两种燃料循环过程的优劣。

关键词: 燃料循环; 复用系数; 乏燃料; 物料平衡模型

1. 前言

核电站的运行必须考虑燃料供应、乏燃料后处理等问题, 核电的建设和发展更需要配套的核燃料循环设施来支持, 核燃料循环就是与裂变材料在裂变堆中的利用有关的活动, 即包括反应堆的燃料供给和乏燃料的后处理、处置在内的全部过程^[1]。根据国家发改委于2007年10月发布的《核电中长期发展规划(2005~2020)》, 到2020年我国核电运行装机容量将达到40 GW, 占我国电力总装机容量的4%, 在建核电运行装机容量将达到18 GW^[2]。假设核电发展按照低、中低、中、中高、高五种压水堆核电装机的发展情景来进行,

*资助信息: 本研究受到863重点项目(2009AA050705)资助。

到2020年压水堆装机容量占我国电力总装机的比率分别为4%、5%、6%、7%、8%, 装机容量分别达到56 GW、70 GW、84 GW、98 GW、112 GW; 到2050年压水堆装机容量占我国电力总装机的比率分别为10%、12.5%、15%、17.5%、20%, 装机容量分别达到260 GW、325 GW、390 GW、455 GW、540 GW。按照5种发展情景进行预估的压水堆装机总量曲线图如图1。

2. 核燃料循环物料平衡模型

2.1. 核燃料循环前端

核燃料循环前端表示开采的 $M_{nat}(t)$ 天然铀(²³⁵U)

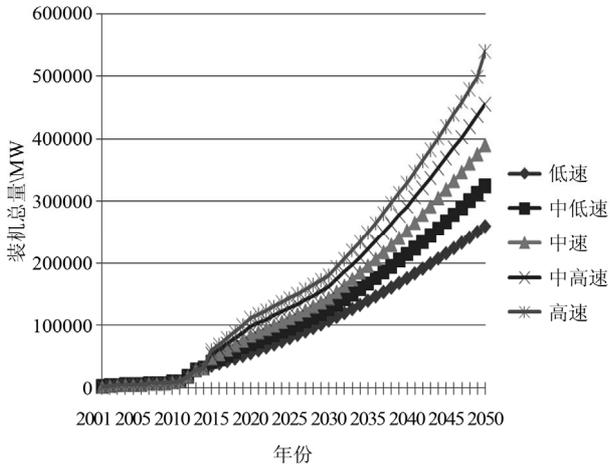


Figure 1. PWR total installed the graph
图 1. 压水堆装机总量曲线图

富集度 X_{nat} 经过浓缩后制成二氧化铀燃料(燃料富集度 X_p) 进入反应堆。如果已知所需 U 燃料量 $M(t)$ 和燃料富集度 X_p 可以计算制造燃料所需的天然铀的量 $M_{nat}(t)$:

$$M_{nat} = F \frac{1}{r} = P \frac{X_p - X_t}{X_{nat} - X_t} \frac{1}{r} = M \frac{X_p - X_t}{X_{nat} - X_t} \frac{1}{r^3} \quad (2-1)$$

利用浓缩前后的价值函数可以得到生产 $M(t)$ (富集度为 X_p) 的浓缩铀燃料所需的分离功 $S(tSW)$:

$$S = \frac{M}{r^2} \left[(2X_p - 1) \ln \left(\frac{X_p}{1 - X_p} \right) + \frac{X_p - X_{nat}}{X_{nat} - X_t} (2X_t - 1) \ln \left(\frac{X_t}{1 - X_t} \right) - \frac{X_p - X_t}{X_{nat} - X_t} (2X_{nat} - 1) \ln \left(\frac{X_{nat}}{1 - X_{nat}} \right) \right] \quad (2-2)$$

式中: r 为转化和燃料制造过程中 U 的回收率, 取值为 99.5%^[3]; F 、 P 、 T 分别为浓缩过程进料天然铀、浓缩铀产品和贫铀尾料的质量, t/a; M_{nat} 为天然铀需要量, t/a; X_{nat} 、 X_p 、 X_t 分别为进料天然铀、浓缩铀和尾料的 ^{235}U 的富集度(其中 X_{nat} 和 X_t 分别取 0.712% 和 0.3%^[3])。

2.2. 核燃料循环后端

反应堆燃料在堆中辐照前后燃料总质量变化很小, 可以认为反应堆中卸出的乏燃料质量和加入压水堆的燃料质量相等。核燃料循环的后端主要是乏燃料的后处理。根据物料平衡模型计算下列参数^[4]。

1) 裂变产物的总产量 M_a :

$$M_a = \alpha \cdot M = k \cdot \frac{P \varepsilon \cdot CF \cdot 365}{\eta} \quad (2-3)$$

2) ^{239}Pu 的剩余量 M_9 :

$$M_9 = X_g \cdot M \quad (2-4)$$

X_g 为乏燃料中 ^{239}Pu 的浓度。

3) 铀的剩余量 M_5 :

$$M_5 = X_k \cdot M \quad (2-5)$$

X_k 为乏燃料中 ^{235}U 的浓度。

4) 放射性废液 M_L :

$$M_L = K_L \cdot P_\varepsilon \quad (2-6)$$

K_L 为 1 GW 压水堆核电站每年卸出的乏燃料进行后处理后产生的高放废液的体积, 按照每吨乏燃料产生 5 m³ 高放废液计算^[5]。

核燃料循环后端铀的复用 U 回收利用只考虑复用一次:

1) 考虑复用时物料平衡的铀燃料需要量:

$$M = \beta M + (1 - \beta) M \quad (2-7)$$

β 为折算后的复用系数; 恒等式右侧第二项是对新燃料的需要量, 第一项为复用燃料量。

2) 燃料开始复用后, 核电站对天然铀的需要量:

$$\overline{M}_{nat} = (1 - \beta) M \frac{X_p - X_t}{X_{nat} - X_t} \frac{1}{r^3} \quad (2-8)$$

3) 复用系数 β 的计算:

$$\beta = [1 - \alpha(1 + k_H)] \frac{X_k - X_t}{X_p - X_t} \frac{1}{r^3} \quad (2-9)$$

复用系数是经过放化后处理工厂回收后返回反应堆中复用的燃料量同最初装入反应堆的燃料量折算成同一 ^{235}U 浓度的量的比值。

3. 计算结果分析

3.1.1 GW 核电站运行的燃料循环各环节的需求量

根据上述的计算公式得出富集度为 4.45%, 能耗 50 GW·d/t 的燃料的 1 GW 压水堆核电站运行一年所需的核燃料的数量, 制造核燃料所需的天然铀、分离功以及产生的废物量和所能回收的可裂变核素的质量, 如表 1。

Table 1. 1 GW Nuclear power plant every year needs natural uranium, separation and nuclear waste and recycling fission nuclide table

表 1.1 GW 核电站每年所需的燃料、天然铀、分离功以及核废料和回收可裂变核素表

燃耗(GW·d/t)	50
UO ₂ 燃料量/t	18.80
天然铀量/t	192.36
分离功/tWS	118.27
裂变产物/t	0.987
钚积累量/t	0.582
乏燃料中 P _u 剩余量/t	0.231
乏燃料中 ²³⁹ Pu 剩余量/t	0.105
乏燃料中 ²³⁵ U 剩余量/t	0.141
产生 HLLW 量/(m ³ /a)	94.0
U 复用时需 UO ₂ 燃料量/t	16.70
U 复用时需天然铀量/t	170.81

3.2. 核燃料循环后端乏燃料内各种成分的产量

图 2、图 3 分别为预测计算出的我国压水堆每年卸出的乏燃料中含有的钚-239 的质量和它的累积量。在 2050 年按照五种发展情景，该年卸出的乏燃料中能够回收的钚-239 的质量分别为 27 t、34 t、41 t、47 t、56 t，累积的钚-239 的质量分别为 520 t、630 t、740 t、848 t、959 t。截止到 2020 年，我国积累的乏燃料中含有钚-239 元素的总量在 60 t 左右，足够满足 2020 年前后我国快堆的初装料和试运行的需要。

图 4、图 5 分别为预测计算出的我国压水堆每年卸出的乏燃料中含有的铀-235 的质量以及它的累积量。到 2050 年按照五种发展情景，该年卸出的乏燃料中能够回收的铀-235 的质量分别为 36 t、45 t、55 t、64 t、76 t，累积的铀-235 的质量分别为 699 t、845 t、992 t、1137 t、1285 t。截止到 2020 年，我国积累的乏燃料中含有铀-235 元素的总量约为 83.7 t。

图 6、图 7 分别为预测计算出的我国压水堆每年卸出的乏燃料经过后处理后产生的高放废液的量以及它的累积量。到 2050 年按照五种发展情景计算，该年卸出的乏燃料所能够产生的高放废液的体积分别为 24,440 m³、30,550 m³、36,660 m³、42,770 m³、50,760 m³，累积的高放废液的体积分别为 468,765 m³、566,164 m³、664,362 m³、760,579 m³、859,730 m³。

3.3. 铀、钚的复用的核燃料循环模式下乏燃料内各种成分的产量

我国 2010 年建成处理量为 50 t/a 的乏燃料后处理

中间试验厂，根据核电发展情景，假设我国在 2025 年建成商用后处理厂，使我国 UOX 乏燃料总处理量达到 800 t。考虑到乏燃料的循环周期一般约为 7 年^[6](包括乏燃料的冷却，乏燃料的运输，乏燃料的储存，乏燃料的后处理)，所以 2025 年开始处理的是 2018 年以前积累的乏燃料，约为 7700 t(取中发展速度下的值，为了数据处理的统一和方便，后续的计算和比较均在中发展速度下进行)。考虑到后处理厂的增加，

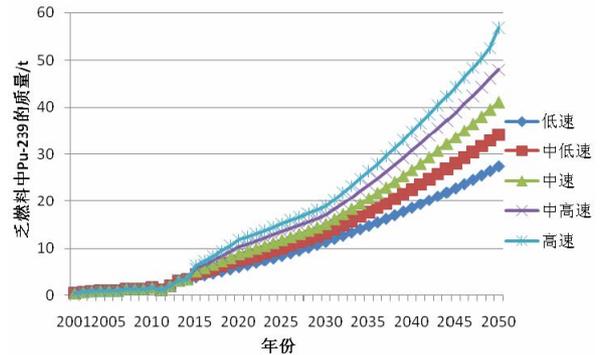


Figure 2. Spent each year discharged in the content of plutonium-239

图 2. 每年卸出乏燃料中钚-239 的含量

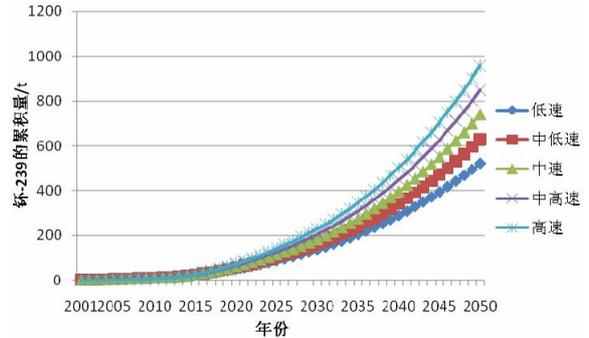


Figure 3. Plutonium-239 accumulation quantity

图 3. 钚-239 的累积量

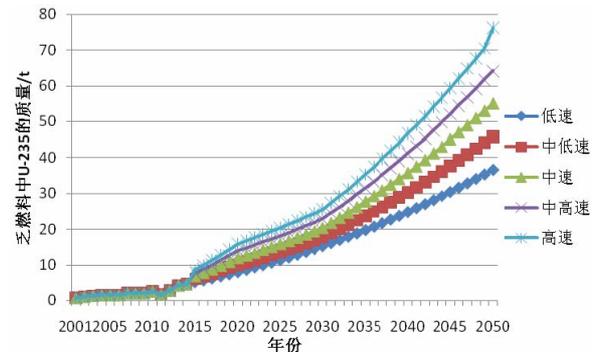


Figure 4. Spent each year discharged in the content of uranium-235

图 4. 每年卸出乏燃料中铀-235 的含量

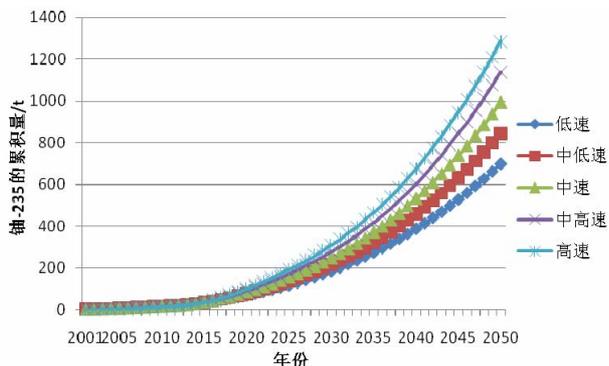


Figure 5. Uranium-235 accumulation quantity
图 5. 铀-235 的累积量

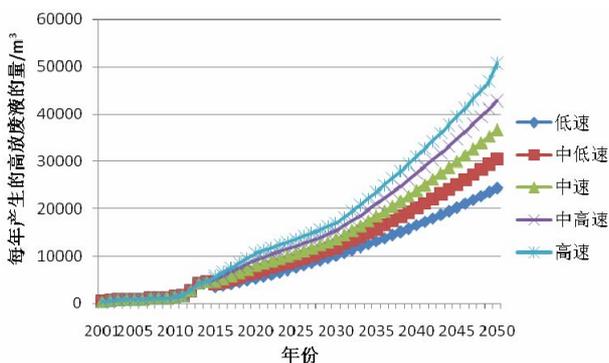


Figure 6. Every year the amount of highly radioactive waste produce
图 6. 每年产生高放废液的量

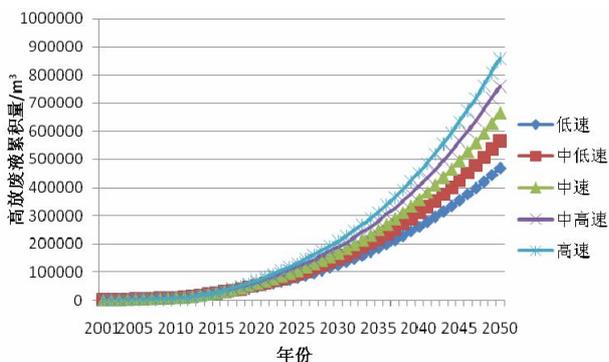


Figure 7. High radioactive waste liquid cumulant
图 7. 高放废液的累积量

在此粗略假设 10 年内，即到 2034 年，2027 年前所积累的乏燃料全部处理完毕，约为 24,000 t。从 2035 年开始，每年处理的乏燃料量与每年完成循环周期的乏燃料量相等。由此我们可以得到在中等发展速度的情景下经过后处理后的乏燃料累积存储量与未处理前的乏燃料累积存储量的比较，如图 8 所示。经过后处理后 2050 年时的乏燃料的累积存储量只有处理前的 1/3 左右，约为 45,000 t，因此节约了大量的资金和空

间用于乏燃料的存储。

在对乏燃料进行后处理时，不可避免的会产生大量的高放废液，这是后处理带来的一个问题。在此我们提出两种假设：一是在 2025 年时不扩大后处理能力，维持 50 tHM/a 的后处理规模，每年产生 250 m³ 的高放废液，到 2050 年将累计产生 10,250 m³ 的高放废液；二是在 2025 年时扩大后处理能力，根据图 8 中的数据，可以推算出到 2050 年时产生的高放废液的累积量约为 430,000 m³，具体的数值如图 9 所示。

一座 1 GWe PWR 核电站每年产生的高放废液为 94 m³，如果全部处理固化后转化成的高放玻璃固化废物约为 5 t^[7]。结合上述的后处理情景的假设以及图 8 和图 9 的相关数据，我们可以得到所处理的乏燃料的量和进行后处理后所产生的高放玻璃固化物的贮存量的比较，如图 10 所示。由图分析可知，处理后所产生的高放固化物的量相比于之前乏燃料的量减少了 3/4，即后处理后需要处理填埋的废物的量只有后处理前需要处理填埋的废物的量的 1/4。这样就为废物的填埋节约了大量的空间。

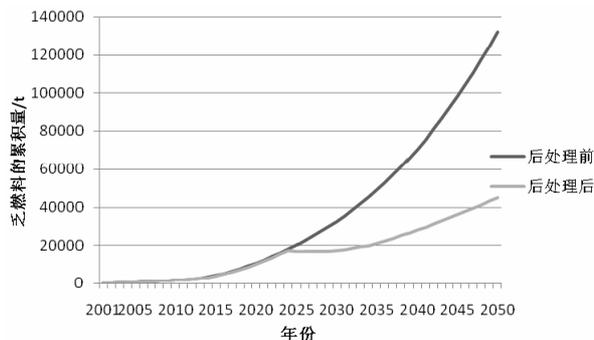


Figure 8. After the expand fuel cumulative spent flue storage capacity
图 8. 扩大后处理前后的乏燃料累积存储量

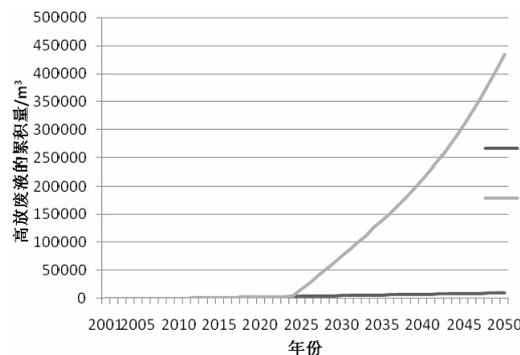


Figure 9. The ability to expand the post-processing before and after the accumulation of highly radioactive waste liquid quantity
图 9. 扩大后处理能力前后的高放废液的累积量

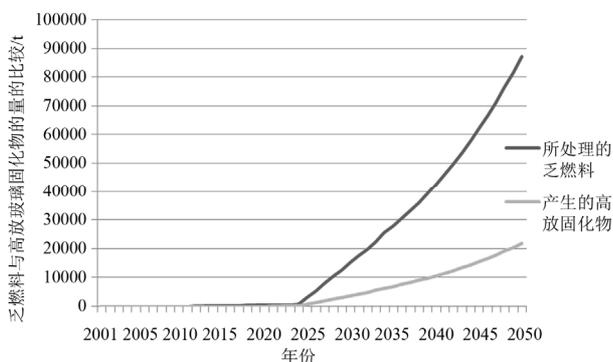


Figure 10. The comparison of spent fuel and processing of the generation after highly radioactive condensate
图 10. 乏燃料与处理后产生的高放固化物的比较

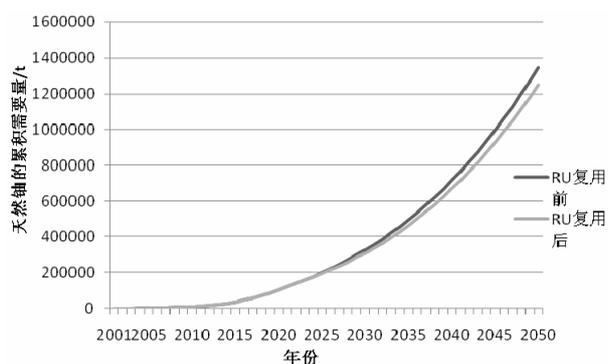


Figure 11. Before and after the RU accumulation of reuse natural uranium needed
图 11. RU 复用前后天然铀的累积需要量

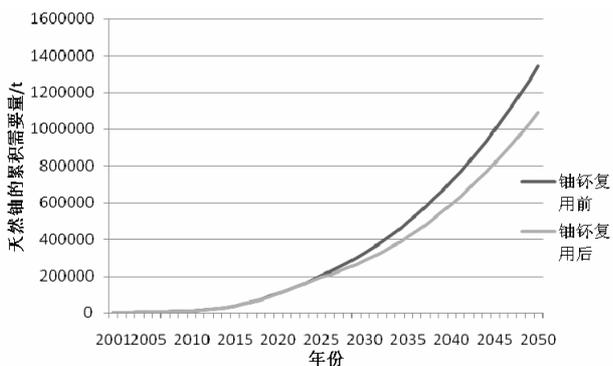


Figure 12. Before and after the Uranium and plutonium reused the accumulation of natural uranium needed
图 12. 铀、钚复用前后天然铀的累积需要量

根据计算得到中发展速度下的 RU(为工业用铀,

富集度为 4.45%)的累积量, 到 2050 年时回收的工业用铀的累积量约为 9391 t。由此我们可以得到复用 RU 前后天然铀的累积需要量的比较, 如图 11 所示。

根据上图可以得到, 到 2050 年时, 在 RU 不复用前天然铀的累积需要量为 1,344,360 t, 在 RU 复用后天然铀的累积需要量为 1,248,282 t, 复用率约为 7.15%。由于乏燃料的处理量为所积累的乏燃料的总量的 2/3, 还有 1/3 的乏燃料没有处理。这样折算下来的复用率为 10.73%, 与通过公式计算得到的复用率 11.2% 基本吻合。

在 U, Pu 都复用的情景下, 复用前后天然铀的累积需要量, 如图 12 所示。在没有对回收铀、回收钚复用前, 天然铀的累积需要量为 1,344,360 t; 在对回收铀、回收钚复用后, 天然铀的累积需要量为 1,091,964 t。计算得到的复用率为 18.8%, 2050 年前的乏燃料只有 2/3 得到了后处理, 剩下的还在循环周期中, 所以折算后的实际的复用率为 28.2%。根据法国等采用乏燃料后处理燃料循环方式的国家的经验, 对乏燃料进行后处理后大约能够节约 20%~30% 的天然铀^[8], 因此计算的最终结果符合实际情况。

参考文献 (References)

- [1] 徐景明. 核燃料循环战略[Z]. 北京: 清华大学核能所, 2007.
- [2] 国家发展和改革委员会. 核电中长期发展规划[R]. 北京: 国家发展和改革委员会, 2007.
- [3] 刘学刚, 徐景明, 朱永骞. 2020 年前我国核燃料循环情景初步研究[J]. 核动力工程, 2005, 25(2): 124-130.
- [4] H. M. 西涅夫, B. B. 巴图洛夫, 著. 胡丕显, 陈中, 孙智慧等, 译. 核能经济学[M]. 北京: 原子能出版社, 1988.
- [5] 刘学刚, 徐景明, 朱永骞. 我国核电发展与核燃料循环情景研究[J]. 科学导报, 2006, 24(6): 22-25.
- [6] 杨欣, 戴为智, 朱永骞. 轻水堆发展规划的核燃料循环模型及优化[J]. 原子能科学技术, 1992, 26(1): 68-74.
- [7] 李冠兴. 我国核燃料循环产业面临的挑战和机遇[J]. 铀矿地质, 2008, 24(5): 257-267.
- [8] 顾茂忠. 钚的利用与核裂变能的可持续性发展[J]. 核科学与工程, 2003, 23(2): 178-183.