

铀燃料组件的 γ 辐射水平计算及防护建议

聂兰强, 伊万里, 宋芳媛

中国核电工程有限公司郑州分公司, 河南 郑州
Email: nielqcnpe@163.com

收稿日期: 2021年6月7日; 录用日期: 2021年7月12日; 发布日期: 2021年7月19日

摘要

铀燃料元件厂操作 ^{235}U 富集度 $\leq 5\%$ 的铀物料, 在设计和运行中, 对操作铀物料的外照射危害, 除采取时间和距离防护措施外, 通常不采取屏蔽防护措施。本文以铀燃料元件厂组件组装工序为例, 对组件辐射源进行分析并计算组件表面剂量率, 给出外照射防护建议。文中重点对 ^{238}U 衰变子体 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 对 γ 剂量率的影响进行了分析计算。

关键词

组件, 剂量率, 衰变子体, 韧致辐射

Calculation of Gamma Dose Rate of Uranium Fuel Component and Suggestions for Protection

Lanqiang Nie, Wanli Yi, Fangyuan Song

China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Zhengzhou Branch, Zhengzhou Henan
Email: nielqcnpe@163.com

Received: Jun. 7th, 2021; accepted: Jul. 12th, 2021; published: Jul. 19th, 2021

Abstract

Uranium fuel fabrication facilities operate ^{235}U uranium materials with enrichment less than or equal to 5%. In design and operation, shielding protection measures are usually not taken except for time and distance protection measures. In this paper, taking the assembly process of components in uranium fuel element factory as an example, the radiation source of components is analyzed, the dose rate on the surface of components is calculated, and some suggestions on external

radiation protection are given. In this paper, the influence of ^{243m}Pa of ^{238}U decay daughter on γ dose rate is analyzed and calculated.

Keywords

Component, Dose Rate, Decay Daughter, Bremsstrahlung

Copyright © 2021 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 概述

铀燃料元件厂以 ^{235}U 富集度为 $\leq 5\%$ 的核纯 UF_6 为原料, 经化工转换制得 UO_2 粉末, 再经过芯块制备、单棒制造、组件制造, 最终制得燃料组件。

^{235}U 富集度小于 5% 的铀的辐射特性以 α 放射性为主, 兼有一定的 β 、 γ 辐射。 ^{235}U 富集度为 5% 的铀各核素的放射性特性见表 1。由于物料 α 衰变产生的 γ 射线能量低、强度小, 物料本身及设备均能起到一定的自屏蔽作用。铀燃料元件厂目前自动化水平较高, 基本不需要工作人员近距离接触物料, 通常在设计中主要考虑内照射的防护。在物料大量暂存的岗位, γ 辐射水平相对较高, 如组件库房剂量率最高 $> 50 \mu\text{Sv/h}$, 因此, 通常将物料暂存场所布置在独立的库房内, 采取实体墙屏蔽。

但是, 在组件组装过程中, 组件吊装、转运时, 需要工作人员短时接触组件, 因此需关注组件 γ 射线对工作人员的外照射辐照危害。本文通过对铀同位素及其衰变子体的放射性分析和计算, 给出具体防护建议。

Table 1. Isotopic composition and radiation characteristics of uranium enriched with U-235 of 5%

表 1. U-235 富集度为 5% 的铀同位素组成及其辐射特性

同位素符号	半衰期(a)	同位素组份		α 粒子能量, Mev (强度, %)	γ 能量, Mev (强度, %)	比活度 (Bq/g)	S-F 中子产额 (n/s·g)	
		原子份额	质量份额					
^{234}U	2.45×10^5	0.054%	0.053%	4.776 (72.5)	0.0532 (0.119)	2.31×10^8	4.61×10^{-3}	
				4.723 (27.5)				0.1209 (0.041)
^{235}U	7.038×10^8	5.061%	5%	4.597 (5.4)	0.185 (54)	8.00×10^4	7.43×10^{-4}	
				4.555 (4.5)				0.143 (10.5)
				4.501 (1.7)				0.163 (4.7)
				4.435 (0.74)				0.205 (4.7)
				4.411 (2.8)				0.202 (1.0)
				4.392 (54)				
				4.360 (17)				
^{238}U	4.468×10^9	94.885%	94.947%	4.196 (77)	0.0496 (0.32)	1.24×10^4	1.8×10^{-2}	
				4.149 (23)				
^{235}U 质量富集度为 5% 的铀						1.38×10^5	1.71×10^{-2}	

注: 表中数据摘自《辐射防护手册第三分册辐射安全》[1]中表 7.7。

2. 组件模型

除 VVER 堆型外, 轻水压水堆燃料组件通常采用 14×14 至 18×18 根棒束作正方形排列结构。燃料

棒外径约 9~11 mm、长约 4 m。组件中有 16~24 个燃料棒空位置为控制棒导向管，还有 1 个燃料棒空位置为堆内中子通量测量位置。AFA 系列组件模型图见图 1，燃料棒及组件主要技术参数见表 2。UO₂ 理论密度 10.96 g/cm³，但制备生坯芯块时添加有造孔剂，使得烧结后的 UO₂ 芯块含有气孔，燃料棒内 UO₂ 芯块不小于理论密度的 95%，按 95% 考虑，取 10.41 g/cm³，计算模型也按 10.41 g/cm³ 考虑。



Figure 1. Model diagram of AFA series components
图 1. AFA 系列组件模型图

Table 2. Main technical parameters of AFA series fuel rods and components
表 2. AFA 系列燃料棒及组件主要技术参数

序号	名称	单位	技术特性及参数
1	燃料组件		
	外形		方形
	组件总长(刚性部分)	mm	~4000
	组件装铀量	kg	461
	组件截面棒位排列		17 × 17
	每束组件燃料棒数量	根	264
	燃料棒中心距	mm	12.6
	燃料棒棒间距	mm	3.1
	组件导向管数目	根	24
	组件内中子通量管数目	根	1
2	燃料棒		
	长度	mm	~3800
	外径×壁厚	mm	φ9.6 × 0.6
	活性区长度	mm	~3600
	内充气体		He (99.995%)
	内充气体压力	MPa	2.0
	每根燃料棒装铀量	kg	1.748
包壳管材料		M5 合金	

Continued

	燃料芯块		烧结 UO ₂ 芯块
	形状		圆柱, 端面倒角
3	密度	g/cm ³	10.41
	芯块直径	mm	8
	高度	mm	13
	控制棒导向管		
	数量	根	24
4	材料		M5 合金
	外径/内径(上段)	mm/mm	φ12.45/φ11.45
	(下段)	mm/mm	φ12.45/φ10.09

通常关注组件表面剂量率,因此,在计算模型中,不用考虑上下端座。燃料棒中活性区长度约 3600 mm,远大于比组件截面边长 214 mm,剂量率在活性区长度方向对称分布,最大剂量值出现在中间截面位置,只需关注在活性区长度方向中间截面位置。

在计算模型中,可以将组件简化为燃料棒、控制棒导向管和中子通量管。简化后的组件计算模型截面见图 2。

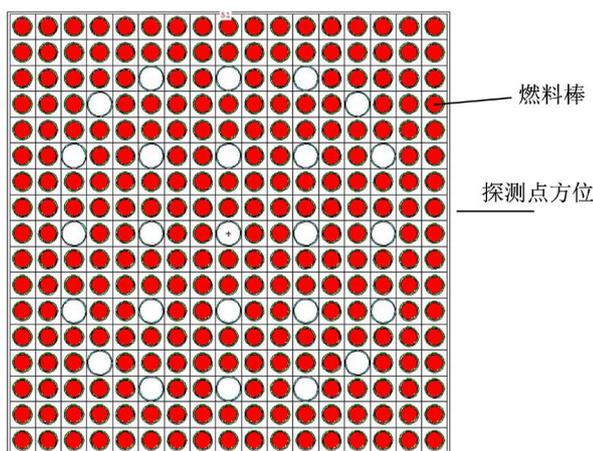


Figure 2. Sectional view of component calculation model
图 2. 组件计算模型截面图

3. 组件表面剂量率模拟计算

3.1. 仅考虑铀同位素 γ 能谱的组件剂量率

根据《辐射防护手册第一分册辐射源与屏蔽》[2],可以得到铀同位素的 γ 射线能量和绝对强度,将其归一化,可以得到仅考虑铀同位素的 γ 射线能谱,见表 3。根据表 2、表 3 可知,物料 γ 射线辐射强度为 3.23 光子/(gU·s),每个组件的装铀量约为 461 kg。绝对强度是指每衰变中 γ 射线的份额。采用 MC 程序建模,对组件外表面 γ 剂量率进行模拟计算,仅考虑铀同位素的 γ 射线能谱,组件计算模型见图 2。

计算得到的组件外表面 γ 剂量率见表 4,根据表 4 计算结果可知,组件表面(1 mm 处)剂量率为 2.37 μ Sv/h,这与组件表面实际测量值(~60 μ Sv/h)相差较大。说明组件表面的剂量率不仅仅是铀同位素贡献,因此,需要对铀同位素的主要衰变子体进行分析并计算对剂量率贡献。

Table 3. Gamma spectra when only uranium isotopes are considered

表 3. 仅考虑铀同位素的 γ 射线能谱

同位素符号	质量份额	比活度 (Bq/g)	比活度 (Bq/gU)	γ 能量 Mev	γ 射线绝对强度, %	γ 射线辐射强度 (光子数/秒)	γ 射线归一化
^{234}U	0.053%	2.31E+08	1.22E+05	0.0532	0.119	1.45E+02	4.49E-02
				0.1209	0.041	5.00E+01	1.55E-02
				0.185	54	2.16E+03	6.69E-01
^{235}U	5%	8.00E+04	4.00E+03	0.143	10.5	4.20E+02	1.30E-01
				0.163	4.7	1.88E+02	5.82E-02
				0.205	4.7	1.88E+02	5.82E-02
^{238}U	94.947%	1.24E+04	1.18E+04	0.202	1.0	4.00E+01	1.24E-02
				0.04955	0.32	3.78E+01	1.17E-02

Table 4. Gamma dose rate on components surface when only uranium isotope is considered

表 4. 仅考虑铀同位素时组件表面 γ 剂量率

关注点距组件中部外表面距离	γ 剂量率, $\mu\text{Sv/h}$	偏差
1 mm	2.3706E+00	0.0513
1 cm	2.3727E+00	0.0170
5 cm	1.8029E+00	0.0074
10 cm	1.2720E+00	0.0062
30 cm	5.0398E-01	0.0038
50 cm	2.9773E-01	0.0031
100 cm	1.3241E-01	0.0021

3.2. 考虑 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 核素影响的组件剂量率

根据铀同位素的衰变链及子体射线能量分析, 主要影响核素初步判断为 ^{238}U 的子体。 ^{238}U 主要衰变子体见图 3, 主要衰变子体放射性特征见表 5。在 ^{238}U 衰变子体中, $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 发生 β 衰变产生的 β 粒子能量高、强度大, β 粒子被自身(UO_2 芯块)阻止, 产生韧致辐射。在计算时, 考虑 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ β 粒子发生韧致辐射, 产生的光子对 γ 能谱的影响。

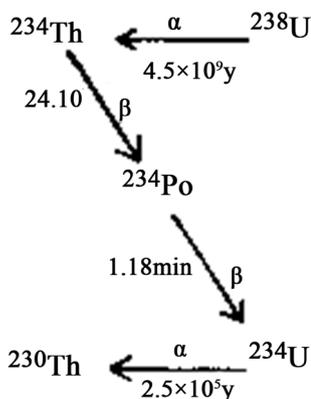


Figure 3. Decay diagram of U-238

图 3. U-238 衰变图

Table 5. Radiation characteristics of the main decay daughters of uranium
表 5. U-238 主要衰变子体辐射特性

同位素符号	半衰期(a)	比活度(Bq/g)	α 粒子能量, Mev (强度, %)	β 粒子能量, Mev (强度, %)	γ 能量, Mev (强度, %)
^{238}U	4.468×10^9	1.24×10^4	4.196 (77) 4.149 (23)		0.04955 (0.32)
^{234}Th	24.1d	8.58×10^{14}		0.1985 (72.5) 0.104 (20.7)	0.06286, 0.06329 0.09328, 0.09280 0.11281 (0.24)
$^{234\text{m}}\text{Pa}$	1.17min	2.54×10^{19}		2.29 (98)	0.7666 (0.207) 1.001025 (0.59)
^{234}U	2.45×10^5	2.31×10^8	4.776 (72.5) 4.723 (27.5)		0.0532 (0.119) 0.1209 (0.041)

$^{234\text{m}}\text{Pa}$ 衰变产生的 β 粒子能量为 2.29 MeV, β 粒子在物料中产生韧致辐射, 转移给韧致辐射的能量分数为

$$F = 3.33 \times 10^{-4} Z_e \cdot E_{\text{max}} \tag{1}$$

式中: E_{max} 是 β 谱的最大能量, 2.29 MeV;

Z_e 是吸收 β 粒子的屏蔽材料(或靶核)的有效原子序数, 87 (UO_2)。

计算得 $F = 0.0663$, 则韧致辐射能量为 $2.29 \text{ MeV} \times 0.0663 = 0.152 \text{ MeV}/\beta$ 粒子。

在屏蔽计算时, 可假定韧致辐射的平均能量 E_β 是入射 β 离子的最大能量的 1/3, 即韧致辐射平均能量 $E_\gamma = 0.6 \text{ MeV}$, 强度为 $0.152 \text{ MeV}/0.6 \text{ MeV} = 0.25$ 。

由于 ^{238}U 半衰期($4.468 \times 10^9 \text{ a}$)远大于其衰变子体 ^{234}Th 和 $^{234\text{m}}\text{Pa}$, ^{238}U 和 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 放射性长期平衡, 因此子体 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 与母体 ^{238}U 的放射性活度相等。

考虑 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ β 粒子的韧致辐射及其 β 衰变产生的 γ 射线后物料的 γ 能谱见表 6。

组件表面 γ 剂量率计算结果见表 7。

Table 6. Gamma spectrum considering the influence of Pa-234m
表 6. 考虑 Pa-234m 影响的 γ 能谱

同位素符号	质量份额	比活度(Bq/g)	比活度(Bq/gU)	γ 能量 Mev	γ 射线绝对强度, %	γ 射线辐射强度(光子数/秒)	γ 射线归一化
^{234}U	0.053%	2.31E+08	1.22E+05	0.0532	0.119	1.45E+02	2.58E-02
				0.1209	0.041	5.00E+01	8.88E-03
				0.185	54	2.16E+03	3.83E-01
^{235}U	5%	8.00E+04	4.00E+03	0.143	10.5	4.20E+02	7.45E-02
				0.163	4.7	1.88E+02	3.34E-02
				0.205	4.7	1.88E+02	3.34E-02
^{238}U	94.947%	1.24E+04	1.18E+04	0.202	1.0	4.00E+01	7.10E-03
				0.04955	0.32	3.78E+01	6.70E-03
				0.76	19.6	2.31E+03	4.10E-01
$^{234\text{m}}\text{Pa}$	/	/	1.18E+04	0.7666	0.207	2.44E+01	4.33E-03
				1.001	0.59	6.96E+01	1.24E-02

Table 7. Gamma dose rate on components surface considering the influence of Pa-234m**表 7.** 考虑 Pa-234m 影响的组件表面 γ 剂量率

关注点距组件中部外表面距离	γ 剂量率, $\mu\text{Sv/h}$	偏差
1 mm	6.8251E+01	0.0289
1 cm	6.4236E+01	0.0084
5 cm	4.7929E+01	0.0087
10 cm	3.3778E+01	0.0050
30 cm	1.4098E+01	0.0041
50 cm	8.4706E+00	0.0041
100 cm	3.7807E+00	0.0021

根据表 7 计算结果可知, 组件表面处 γ 剂量率较高, 表面 1 mm 处的剂量率为 68.251 $\mu\text{Sv/h}$ 。对比和仅考虑铀同位素时的 γ 剂量率可以判断, $^{234\text{m}}\text{Pa}$ β 粒子的韧致辐射是 γ 剂量率的主要来源。

4. 结论及防护建议

由上文分析可知, 工作人员直接接触操作组件时, 由于组件表面的剂量率较大, 工作人员会受到一定的辐射剂量。根据在组件库房工作的人员外照射剂量监测数据统计, 均小于国家标准规定的限值。从监测数据, 由于操作时间有限, 即使不采取额外的防护措施, 也是可以接受的, 但不符合最优化原则。在实际操作中, 对工作人员进行操作培训, 应尽可能减少与组件的近距离接触; 佩戴合适的手套可有效降低 γ 射线对工作人员肢端的辐照危害; 对手部剂量进行监测。设计时应考虑尽可能提高自动化水平, 减少人工干预。

参考文献

- [1] 李德平, 潘自强. 辐射防护手册第三分册辐射安全[M]. 北京: 原子能出版社, 1990.
- [2] 李德平, 潘自强. 辐射防护手册第一分册辐射源与屏蔽[M]. 北京: 原子能出版社, 1987.