

# 乏燃料干式贮存设施辐射屏蔽计算

洪 哲<sup>1</sup>, 赵善桂<sup>1</sup>, 于 婷<sup>2</sup>, 何 玮<sup>1</sup>, 刘新华<sup>1,\*</sup>

1. 环境保护部 核与辐射安全中心, 北京 100082;

2. 中国原子能科学研究院 放射化学研究所, 北京 102413

**摘要:**以干式贮存设施内部装载 32 组不同初始富集度、不同损耗的乏燃料组件为研究对象,用 MCNP 程序,计算了不同冷却时间、不同位置处的中子剂量、 $\gamma$  剂量和总剂量,结果表明,随着冷却时间的延长, $\gamma$  剂量率、中子剂量率和总的剂量率均在逐步减小。总的辐射剂量最大值出现在贮存设施表面活性段的中部,最大辐射剂量率约为 2.47 mSv/h,相当于核电厂辐射分区的高辐射区,应限制进入。为满足保护工作人员和公众所受剂量尽量低的要求,建议采取相关的措施例如增加屏蔽层厚度或者划定控制区域等,限制人员的进入。

**关键词:**干式贮存;屏蔽安全;辐射;乏燃料

**中图分类号:**TL249 **文献标志码:**A **文章编号:**0253-9950(2017)06-0431-06

**doi:**10.7538/hhx.2017.39.06.0431

## Calculation on Shielding of Dry Storage Facilities for Spent Fuel

HONG Zhe<sup>1</sup>, ZHAO Shan-gui<sup>1</sup>, YU Ting<sup>2</sup>, HE Wei<sup>1</sup>, LIU Xin-hua<sup>1,\*</sup>

1. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Environmental Protection of the People's Republic of China, Beijing 100082, China; 2. China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275(26), Beijing 102413, China

**Abstract:** The research object is HI-STORM 100 spent fuel dry storage facility internal loading AFA-3G fuel assembly in this paper. Using the MCNP (Monte Carlo N Particle Transport Code) code, neutron dose,  $\gamma$  dose and total dose were calculated under different conditions, such as cooling time, locations. Results show that the value of gamma dose rate, neutron dose rate and total dose rate reduce gradually with the extension of the cooling time. The maximum radiation dose rate is about 2.47 mSv/h. So it is a high radiation area that should not be entered. In order to meet the purpose of as low as reasonably achievable, it is recommended to take relevant measures such as increasing the thickness of shielding, or setting up control areas, etc.

**Key words:** dry storage; shielding safety; radiation; spent fuel

随着我国经济的快速发展,核能在我国能源战略中的地位日益突出<sup>[1]</sup>。到 2020 年,核电装机

容量将达到 5 800 万千瓦,在建容量达到 3 000 万千瓦以上<sup>[2]</sup>。核电的快速发展,造成乏燃料的大

收稿日期:2017-10-09;修订日期:2017-11-01

作者简介:洪 哲(1984—),男,河南舞钢人,博士,工程师,从事核燃料循环与材料、乏燃料干式贮存研究,E-mail: hongzhe819@163.com

\* 通信联系人:刘新华(1964—),男,江苏盐城阜宁人,研究员,从事核燃料循环与材料、放射性废物处理与处置研究,E-mail: liuxhua225@sina.com

量累积,乏燃料在堆贮存水池逐渐满容,乏燃料管理的形势非常严峻<sup>[3]</sup>。为解决日益突出的乏燃料贮存问题,世界各国积极研究逐步推广乏燃料干式贮存容器及设施<sup>[4-8]</sup>。

因乏燃料是辐射水平较高的内容物,且随初始富集度、燃耗和冷却时间的不同,乏燃料的总活度不同,刚离堆的乏燃料组件活度达到  $10^{18}$  Bq 量级,所以对于乏燃料干式贮存设施的屏蔽性能要求也相对高<sup>[9]</sup>。

本工作以不同富集度、不同燃耗、不同冷却时间后的 AFA-3G 燃料组件为内容物,以美国 Holtec 公司的 HI-STORM 100 系统<sup>[10]</sup>为研究对象,对屏蔽安全研究过程中的源项计算、乏燃料组件活性段分布、源的定义及计数器的设置等进行系统的研究,发现其中存在的关键性问题,从而为后续乏燃料干式贮存设施的设计等进行前期的研究工作,也为后续的监管提供依据。

## 1 研究对象

### 1.1 内容物

以 AFA-3G 型燃料组件为研究对象,对辐射安全进行研究。分别采用以下 3 种不同富集度不同燃耗的乏燃料组件为内容物:(1) 32 组初始富集度 4.45%(质量分数,下同)、燃耗深度 52 000 MWd/t(以 U 计,下同)、冷却时间 6~10 a 的乏燃料组件;(2) 32 组初始富集度 3.1%、燃耗深度 38 500 MWd/t、冷却时间 6~10 a 的乏燃料组件;(3) 32 组初始富集度 2.4%、燃耗深度 28 000 MWd/t、冷却时间 6~10 a 的乏燃料组件。

### 1.2 干式贮存系统

混凝土筒仓式乏燃料干式贮存设施主要包括三部分:多用途贮罐(multi-purpose canister, MPC);转运容器(holtec international transfer cask, HI-TRAC);储存外包装(overpack)。本工作以可以装载 32 组组件的 MPC-32 贮罐为研究对象进行研究。

## 2 源项描述

源项分析采用 32 组不同初始富集度、不同燃耗深度、不同冷却时间的 AFA-3G 乏燃料组件。源项计算使用的程序为 SCALE6.1 程序系统中的 ORIGEN-ARP 程序,主要用于分析核素浓度随时间的变化及积存量、衰变热等源项参数的计算。ARP 模块根据用户选择的组件类型、富集

度、燃耗深度等信息,通过插值运算产生对应的截面库。ORIGEN-ARP 能使用 ARP 插值截面库,快速计算乏燃料组件的源项<sup>[11]</sup>,广泛应用于乏燃料贮存等的源项计算。

对于乏燃料组件来说,主要的辐射源为  $\gamma$  射线和中子, $\gamma$  射线绝大部分来自于裂变产物的衰变过程。中子主要是由超铀核素(如  $^{241}\text{Am}$ 、 $^{240}\text{Am}$  等)的自发裂变及( $\alpha$ , n)反应产生。使用 ORIGEN-ARP 程序,计算可以得到乏燃料组件源项(单个组件)的  $\gamma$  能谱及中子源分布。

屏蔽计算时,各源项分布按如下假设考虑:(1) 乏燃料组件活性段源项(包括  $\gamma$  源和中子源)轴向分布采用文献[12]中的分布;(2) 活性段源项(包括  $\gamma$  源和中子源)径向分布采用均匀分布。

## 3 计算程序及方法

使用蒙特卡罗(MCNP)方法对干式贮存系统的屏蔽安全进行了研究。蒙特卡罗方法是目前广泛使用的屏蔽计算方法,辐射屏蔽问题也是蒙特卡罗方法最早广泛应用的领域之一<sup>[13]</sup>。MCNP 程序是美国 Los Alamos 实验室研制的一个大型多功能蒙特卡罗程序<sup>[14]</sup>,可用于计算中子、光子、中子-光子耦合运输问题和系统的本征值问题。MCNP 程序具有强大的三维描述能力,可以处理复杂的三维几何结构问题。可通过 MCNP 建立模型,完成乏燃料干式贮存设施的辐射屏蔽计算。注量率-剂量率转换因子采用文献[15]中的参数。

以 MPC-32 内容器装载 32 组乏燃料组件为研究对象,通过 MCNP4C 建立屏蔽计算模型进行屏蔽计算。屏蔽计算时计数器分别设在贮存设施上表面、活性段上部、中部及下部表面位置,计数器的具体设置列于表 1,位置示于图 1。

表 1 计数器的设置  
Table 1 Set of detectors

计数器名称	计数器位置
15	贮存设施上表面中间
25	距贮存设施上表面中间 1 m
45	活性段上部
55	距活性段上部 1 m
75	活性段中部
85	距活性段中部 1 m
105	活性段下部
115	距活性段下部 1 m

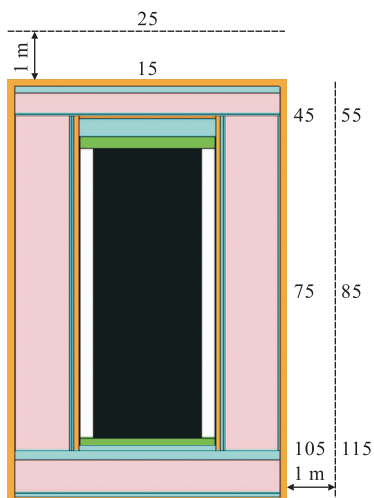


图1 屏蔽计算时计数器分布图

### 4 计算结果与分析

通过屏蔽计算,得到了三种富集度对应三种燃耗情况下,在不同的冷却时间后,活性段的 $\gamma$ 和中子剂量率,计算结果列于表2—7。

从表2—7可以看出,对于三种不同富集度、不同燃耗的乏燃料,随着冷却时间的延长, $\gamma$ 剂量率和中子剂量率均在逐步减小,这是由于随着冷却时间的增长,放射性核素的活度在逐步降低。同时,表面1 m处的剂量率相对贮存设施表面的 $\gamma$ 剂量率和中子剂量率也均略有降低。同时,从表2—7中不难发现,贮存设施 $\gamma$ 剂量率水平和中子剂量率水平最大值均出现在贮存设施活性段表面的中部。

表2 初始富集度2.4%、燃耗深度28 000 MWd/t 贮存设施 $\gamma$ 剂量率水平  
Table 2  $\gamma$  dose rate levels of storage facilities with enrichment 2.4% and burnup 28 000 MWd/t

计数器	$\dot{D}/(\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1})$				
	冷却 6 a	冷却 7 a	冷却 8 a	冷却 9 a	冷却 10 a
15	$6.6408 \times 10^{-4}$	$3.2204 \times 10^{-4}$	$1.8104 \times 10^{-4}$	$1.2122 \times 10^{-4}$	$1.0107 \times 10^{-4}$
25	$5.2804 \times 10^{-4}$	$3.1860 \times 10^{-4}$	$1.7111 \times 10^{-4}$	$1.1362 \times 10^{-4}$	$6.9924 \times 10^{-5}$
45	$2.0097 \times 10^{-1}$	$4.5470 \times 10^{-2}$	$3.2515 \times 10^{-2}$	$8.1835 \times 10^{-3}$	$6.9318 \times 10^{-3}$
55	$1.7299 \times 10^{-1}$	$4.2734 \times 10^{-2}$	$3.0266 \times 10^{-2}$	$7.8967 \times 10^{-3}$	$4.7066 \times 10^{-3}$
75	2.171 6	1.490 9	1.115 6	$9.4214 \times 10^{-1}$	$5.9231 \times 10^{-1}$
85	2.054 4	1.203 9	1.027 2	$4.0145 \times 10^{-1}$	$3.9183 \times 10^{-1}$
105	$6.0484 \times 10^{-1}$	$5.7256 \times 10^{-1}$	$2.6480 \times 10^{-1}$	$1.5576 \times 10^{-1}$	$1.3449 \times 10^{-1}$
115	$5.2317 \times 10^{-1}$	$5.1603 \times 10^{-1}$	$2.2856 \times 10^{-1}$	$1.2102 \times 10^{-1}$	$1.1356 \times 10^{-1}$

表3 初始富集度3.1%、燃耗深度38 500 MWd/t 贮存设施 $\gamma$ 剂量率水平  
Table 3  $\gamma$  dose rate levels of storage facilities with enrichment 3.1% and burnup 38 500 MWd/t

计数器	$\dot{D}/(\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1})$				
	冷却 6 a	冷却 7 a	冷却 8 a	冷却 9 a	冷却 10 a
15	$7.6064 \times 10^{-4}$	$3.1650 \times 10^{-4}$	$1.4206 \times 10^{-4}$	$1.1501 \times 10^{-4}$	$9.2335 \times 10^{-5}$
25	$6.6268 \times 10^{-4}$	$2.4163 \times 10^{-4}$	$1.3765 \times 10^{-4}$	$1.0603 \times 10^{-4}$	$9.0738 \times 10^{-5}$
45	$1.0589 \times 10^{-1}$	$9.3594 \times 10^{-2}$	$6.2191 \times 10^{-2}$	$1.3503 \times 10^{-2}$	$1.0918 \times 10^{-2}$
55	$1.0145 \times 10^{-1}$	$8.4998 \times 10^{-2}$	$5.7505 \times 10^{-2}$	$1.2600 \times 10^{-2}$	$8.6481 \times 10^{-3}$
75	1.979 1	1.225 6	1.077 2	1.074 0	1.028 4
85	1.854 5	1.129 2	$8.1374 \times 10^{-1}$	$3.2828 \times 10^{-1}$	1.013 2
105	$9.5728 \times 10^{-1}$	$6.2744 \times 10^{-1}$	$6.1519 \times 10^{-1}$	$2.8104 \times 10^{-1}$	$2.0659 \times 10^{-1}$
115	$9.0417 \times 10^{-1}$	$5.2883 \times 10^{-1}$	$5.9855 \times 10^{-1}$	$9.1280 \times 10^{-2}$	$1.8637 \times 10^{-1}$

表4 初始富集度 4.45%、燃耗深度 52 000 MWd/t 贮存设施  $\gamma$  剂量率水平  
Table 4  $\gamma$  dose rate levels of storage facilities with enrichment 4.45% and burnup 52 000 MWd/t

计数器	$\dot{D}/(\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1})$				
	冷却 6 a	冷却 7 a	冷却 8 a	冷却 9 a	冷却 10 a
15	$8.424 1 \times 10^{-4}$	$5.418 0 \times 10^{-4}$	$3.595 0 \times 10^{-4}$	$2.697 6 \times 10^{-4}$	$2.671 9 \times 10^{-4}$
25	$6.167 5 \times 10^{-4}$	$4.430 8 \times 10^{-4}$	$3.389 3 \times 10^{-4}$	$1.966 5 \times 10^{-4}$	$1.519 2 \times 10^{-4}$
45	$1.219 0 \times 10^{-1}$	$9.544 8 \times 10^{-2}$	$3.817 6 \times 10^{-2}$	$3.163 8 \times 10^{-2}$	$1.722 1 \times 10^{-2}$
55	$1.123 3 \times 10^{-1}$	$8.957 7 \times 10^{-2}$	$1.786 1 \times 10^{-2}$	$1.194 3 \times 10^{-2}$	$1.040 5 \times 10^{-2}$
75	2.281 2	1.988 1	1.004 3	$8.166 3 \times 10^{-1}$	$5.125 3 \times 10^{-1}$
85	2.247 5	1.202 5	$7.024 6 \times 10^{-1}$	$6.044 9 \times 10^{-1}$	$4.536 7 \times 10^{-1}$
105	$9.624 7 \times 10^{-1}$	$5.665 4 \times 10^{-1}$	$3.447 8 \times 10^{-1}$	$2.917 6 \times 10^{-1}$	$2.216 7 \times 10^{-1}$
115	$8.311 6 \times 10^{-1}$	$3.887 2 \times 10^{-1}$	$2.051 5 \times 10^{-1}$	$1.858 6 \times 10^{-1}$	$1.811 9 \times 10^{-1}$

表5 初始富集度 2.4%、燃耗深度 28 000 MWd/t 贮存设施中子剂量率水平  
Table 5 Neutron dose rate levels of storage facilities with enrichment 2.4% and burnup 28 000 MWd/t

计数器	$\dot{D}/(\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1})$				
	冷却 6 a	冷却 7 a	冷却 8 a	冷却 9 a	冷却 10 a
15	$6.884 4 \times 10^{-3}$	$3.896 4 \times 10^{-3}$	$3.485 8 \times 10^{-3}$	$3.478 9 \times 10^{-3}$	$2.963 6 \times 10^{-3}$
25	$4.881 0 \times 10^{-3}$	$3.520 9 \times 10^{-3}$	$2.483 3 \times 10^{-3}$	$2.460 1 \times 10^{-3}$	$2.340 2 \times 10^{-3}$
45	$1.843 7 \times 10^{-3}$	$6.930 7 \times 10^{-4}$	$5.025 7 \times 10^{-4}$	$2.905 4 \times 10^{-4}$	$2.691 5 \times 10^{-4}$
55	$1.542 8 \times 10^{-3}$	$3.535 9 \times 10^{-4}$	$3.519 0 \times 10^{-4}$	$1.622 0 \times 10^{-4}$	$1.171 7 \times 10^{-4}$
75	$3.518 4 \times 10^{-2}$	$1.680 6 \times 10^{-2}$	$1.645 9 \times 10^{-2}$	$1.553 7 \times 10^{-2}$	$1.501 4 \times 10^{-2}$
85	$5.700 4 \times 10^{-3}$	$5.399 6 \times 10^{-3}$	$5.750 2 \times 10^{-3}$	$5.662 8 \times 10^{-3}$	$4.977 7 \times 10^{-3}$
105	$7.535 5 \times 10^{-3}$	$7.026 4 \times 10^{-3}$	$6.276 6 \times 10^{-3}$	$6.051 1 \times 10^{-3}$	$4.133 5 \times 10^{-3}$
115	$2.648 2 \times 10^{-3}$	$2.098 7 \times 10^{-3}$	$2.292 9 \times 10^{-3}$	$2.274 3 \times 10^{-3}$	$2.115 3 \times 10^{-3}$

表6 初始富集度 3.1%、燃耗深度 38 500 MWd/t 贮存设施中子剂量率水平  
Table 6 Neutron dose rate levels of storage facilities with enrichment 3.1% and burnup 38 500 MWd/t

计数器	$\dot{D}/(\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1})$				
	冷却 6 a	冷却 7 a	冷却 8 a	冷却 9 a	冷却 10 a
15	$1.416 3 \times 10^{-2}$	$9.690 1 \times 10^{-3}$	$9.161 9 \times 10^{-3}$	$9.052 5 \times 10^{-3}$	$5.726 8 \times 10^{-3}$
25	$8.395 2 \times 10^{-3}$	$8.676 5 \times 10^{-3}$	$8.313 2 \times 10^{-3}$	$8.259 9 \times 10^{-3}$	$3.792 7 \times 10^{-3}$
45	$5.258 2 \times 10^{-3}$	$4.848 2 \times 10^{-3}$	$3.576 2 \times 10^{-3}$	$3.441 6 \times 10^{-3}$	$2.483 8 \times 10^{-3}$
55	$3.620 2 \times 10^{-3}$	$3.211 2 \times 10^{-3}$	$3.364 2 \times 10^{-3}$	$3.031 9 \times 10^{-3}$	$2.257 7 \times 10^{-3}$
75	$8.724 9 \times 10^{-2}$	$5.186 8 \times 10^{-2}$	$4.237 6 \times 10^{-2}$	$3.179 1 \times 10^{-2}$	$3.055 1 \times 10^{-2}$
85	$1.238 2 \times 10^{-2}$	$1.278 8 \times 10^{-2}$	$1.318 1 \times 10^{-2}$	$1.141 8 \times 10^{-2}$	$1.169 5 \times 10^{-2}$
105	$1.502 6 \times 10^{-2}$	$1.081 5 \times 10^{-2}$	$1.073 0 \times 10^{-2}$	$1.063 9 \times 10^{-2}$	$5.495 9 \times 10^{-3}$
115	$5.681 3 \times 10^{-3}$	$6.059 0 \times 10^{-3}$	$5.222 7 \times 10^{-3}$	$4.353 4 \times 10^{-3}$	$4.396 0 \times 10^{-3}$

表7 初始富集度 4.45%、燃耗深度 52 000 MWd/t 贮存设施中子剂量率水平

Table 7 Neutron dose rate levels of storage facilities with enrichment 4.45% and burnup 52 000 MWd/t

计数器	$\dot{D}/(\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1})$				
	冷却 6 a	冷却 7 a	冷却 8 a	冷却 9 a	冷却 10 a
15	$2.545 0 \times 10^{-2}$	$2.430 2 \times 10^{-2}$	$1.934 0 \times 10^{-2}$	$1.805 3 \times 10^{-2}$	$1.356 5 \times 10^{-2}$
25	$2.523 8 \times 10^{-2}$	$2.119 5 \times 10^{-2}$	$1.774 4 \times 10^{-2}$	$1.648 6 \times 10^{-2}$	$1.214 8 \times 10^{-2}$
45	$1.149 5 \times 10^{-2}$	$6.939 1 \times 10^{-3}$	$6.345 8 \times 10^{-3}$	$5.757 1 \times 10^{-3}$	$5.497 8 \times 10^{-3}$
55	$7.676 0 \times 10^{-3}$	$6.196 1 \times 10^{-3}$	$5.665 2 \times 10^{-3}$	$5.214 1 \times 10^{-3}$	$4.820 2 \times 10^{-3}$
75	$1.915 8 \times 10^{-1}$	$1.386 3 \times 10^{-1}$	$1.064 8 \times 10^{-1}$	$1.060 3 \times 10^{-1}$	$1.055 2 \times 10^{-1}$
85	$2.833 5 \times 10^{-2}$	$2.790 5 \times 10^{-2}$	$2.466 5 \times 10^{-2}$	$2.344 9 \times 10^{-2}$	$2.329 6 \times 10^{-2}$
105	$4.613 2 \times 10^{-2}$	$2.862 4 \times 10^{-2}$	$2.424 9 \times 10^{-2}$	$2.236 7 \times 10^{-2}$	$2.083 2 \times 10^{-2}$
115	$1.150 2 \times 10^{-2}$	$9.987 5 \times 10^{-3}$	$9.707 6 \times 10^{-3}$	$8.674 8 \times 10^{-3}$	$7.826 4 \times 10^{-3}$

下面以初始富集度为 4.45%、燃耗深度 52 000 MWd/t 的乏燃料组件不同冷却时间情况下活性段表面中部的剂量率进行进一步探讨。图 2 和图 3 分别给出了不同冷却时间下贮存设施活性段中间表面剂量及其对应的 1 m 处的中子剂量率、 $\gamma$  剂量率和总剂量率。从图 2、3 可以看出，

随着冷却时间的延长， $\gamma$  剂量率、中子剂量率和总的剂量率均在逐步减小。从图 2 中可以看出，总的辐射剂量最大值位于贮存设施表面活性段的中部，最大辐射剂量率约为 2.47 mSv/h。参考《压水堆核动力厂厂内辐射分区设计准则》(NB/T 20185—2012)<sup>[16]</sup> 中的规定，大于 1 mSv/h 剂量率的属于高辐射区，应限制进入。为满足保护工作人员和公众所受剂量尽量低的要求，建议采取相关的措施例如增加屏蔽层厚度，或者划定控制区域等。另建议后续的巡检维护可采用自动化设备。

### 5 结论

通过对装载不同富集度、不同燃耗、不同冷却时间乏燃料的干式贮存设施的屏蔽安全研究，得出以下结论：

(1) 在源项计算过程中，应根据燃料组件的辐照历史等参数，得到相应的不同能群对应的中子数或光子数；同时，不同燃耗的乏燃料组件活性段轴向分布是有区别的，在屏蔽分析过程中，轴向分布数据的选择应有相应的依据；

(2) 计算了不同富集度、不同燃耗、不同冷却时间下顶盖中间表面剂量、贮存设施上部表面剂量、活性段中间表面剂量、贮存设施下部表面剂量及其对应的 1 m 处的中子剂量、 $\gamma$  剂量和总剂量。结果表明，随着冷却时间的延长， $\gamma$  剂量率、中子剂量率和总的剂量率均在逐步减小。总的辐射剂量最大值出现在贮存设施表面活性段的中部，最大辐射剂量率约为 2.47 mSv/h，属于高辐射区，应限制进入。为满足保护工作人员和公众所受剂量尽量低的要求，建议采取相关的措施例如增加

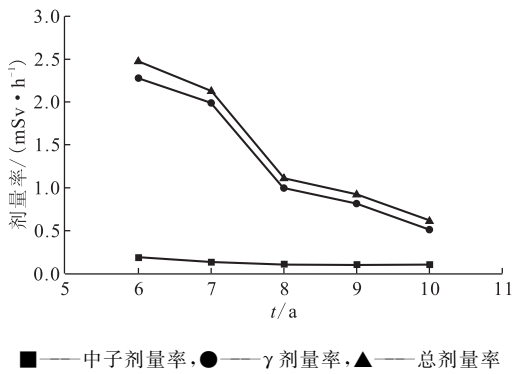


图 2 活性段中间表面剂量率

Fig. 2 Dose rate of intermediate surface of active segment

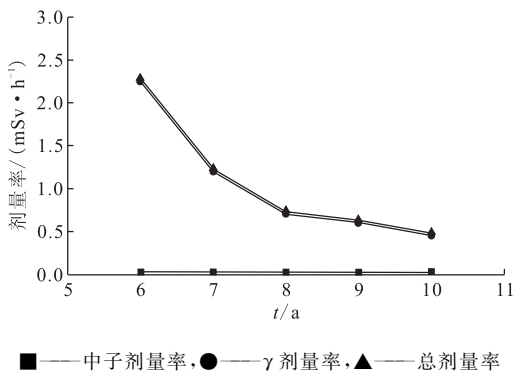


图 3 活性段中间 1 m 处剂量率

Fig. 3 Dose rate of 1 m to intermediate surface of active segment

屏蔽层厚度,或者划定控制区域等。另建议后续的巡检维护可采用自动化设备。

#### 参考文献:

- [1] 李越,肖德涛,刘新华,等.我国乏燃料运输现状探讨[J].辐射防护,2016,36(1):31-39.
- [2] 国务院办公厅.国务院办公厅关于印发能源发展战略行动计划(2014—2020年)的通知[R].北京:国务院办公厅,2014.
- [3] 洪哲,赵善桂,张春龙,等.我国乏燃料离堆贮存需求分析[J].核科学与工程,2016,36(3):411-418.
- [4] Saegusa T, Shirai K, Arai T, et al. Review and future issues on spent nuclear fuel storage[J]. J Nucl Engin Technol, 2010, 42(3): 237-248.
- [5] Feiveson H, Mian Z, Ramana M V, et al. Managing spent fuel from nuclear power reactors[M]. International Panel on Fissile Materials, 2011.
- [6] Canadian Nuclear Safety Commission. Canadian national report[C]//Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Vienna, 2015.
- [7] Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Building and Nuclear Safety (BMUB). Report of the federal republic of Germany for the fifth review meeting in May 2015[C]//Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Vienna, 2015.
- [8] U. S. Department of Energy. United States of America fifth national report[C]//Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Vienna, 2015.
- [9] 孙洪超,李国强,庄大杰,等.某型乏燃料运输容器中子辐射屏蔽性能检测[J].辐射防护,2016,36(5):317-321.
- [10] Holtec international. Final safety analysis report for the HI-STORM 100 cask system[M]. Revision 9. US; Holtec International, 2010.
- [11] Gauld I C, Bowman S M, Horwedel J E. Origen-ARP: automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay, and source term analysis[R]. USA: ORNL, 2011.
- [12] Parish T A, Chen C H. Bounding axial profile analysis for the topical report database[C]. United States; American Nuclear Society, 1996: 336-339.
- [13] 薛娜,赵博.蒙特卡罗方法在乏燃料运输容器屏蔽中的应用[J].辐射防护,2007,27(2):65-71.
- [14] Briesmeister J F. MCNP: a general Monte Carlo N-particle transport code, LA-13709-M[R]. UA: Los Alamos National Laboratory, 2000.
- [15] Los Alamos National Laboratory. RSICC computer code collection MCNP4C, Monte Carlo N-particle transport code system[M]. Los Alamos, New Mexico: Los Alamos National Laboratory, 2000: H1-H6.
- [16] 华旦,毛亚蔚,刘耸,等.NB/T20185-2012 压水堆核动力厂厂内辐射分区设计准则[S].北京:核工业标准化研究所,2012.