

文章编号: 1007-4627(2018)02-0165-07

HIAF 高能辐照终端感生放射性

徐翀^{1,2}, 李武元¹, 徐俊奎¹, 杨尧^{1,2}, 毛旺¹, 严维伟¹, 苏有武¹, 杨雅清¹

(1. 中国科学院近代物理研究所, 兰州 730000;

2. 中国科学院大学, 北京 100049)

摘要: 本工作是基于蒙特卡罗模拟软件 FLUKA 对高能强流重离子加速器 (HIAF) 高能辐照终端感生放射性进行初步研究。该终端可运行质子最高能量为 9.3 GeV, 最大流强是 1.45×10^{12} pps (particle per second)。研究内容包括: (1) 预测高能辐照终端内活化物质的放射性活度特性; (2) 预测不同冷却时间高能辐照终端内残余剂量率分布。研究结果表明, HIAF 正常运行时高能辐照终端内的感生放射性主要受束流垃圾桶活化产生的放射性核素影响。当加速器连续运行 100 天冷却 4 小时, 垃圾桶表面残余剂量率为 $2.375 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ 。终端内空气中 ^{13}N 和 ^{15}O 动态饱和比浓度大于其对应的导出空气浓度。冷却水中 ^{13}N 和 ^{15}O 的活度大于对应的 ALI_{min} 。该研究是 HIAF 辐射防护基础研究以及加速器环境影响评价的一项重要内容。

关键词: 感生放射性; 放射性活度; 束流垃圾桶; 加速器

中图分类号: TL77 **文献标志码:** A **DOI:** 10.11804/NuclPhysRev.35.02.165

1 引言

高能强流重离子加速器装置 (HIAF) 是中国科学院近代物理研究所正在设计的一个多用途多学科研究装置, 也是我国第一台高能强流重离子加速器^[1], 其装置布局如图 1 所示。由于被加速粒子能量高且流强大, 需要在高能辐照终端安装束流垃圾桶收集实验剩余束流。经过长时间的运行, 束流垃圾桶、冷却水管道、冷却水、终端空气都会由于瞬发辐射场的作用而产生感生放射性^[2]。高能粒子在束流垃圾桶中穿透距离大, 且在其中产生的感生放射性随深度变化。另外, 高能辐照终端是工作人员和实验人员出入频率较高的区域, 其残余放射性水平是工作人员和实验人员在加速器停机后所受外照射的主要来源。因此, 在加速器设计阶段需要对高能辐照终端的感生放射性进行初步研究, 估算其可能产生的残余辐射水平并分析可能对工作人员产生的影响。同时, 研究结果可以为后续的屏蔽设计优化工作提供参考。

在过去几十年内, 国外已经开展了一些实验研究入射粒子打靶后产生的放射性核素种类^[3], 以及放射性活度的深度特性^[4, 5]。研究表明感生放射性的水平与入射粒子的种类、能量、流强以及被轰击材料的元素成分有关。国内对于加速器感生放射性也开展了很多研究, 研究发现不同类型加速器的感生放射性特性不同^[6-8]。因此, 为了确保加速器产生的辐射对工作人员的影响合理

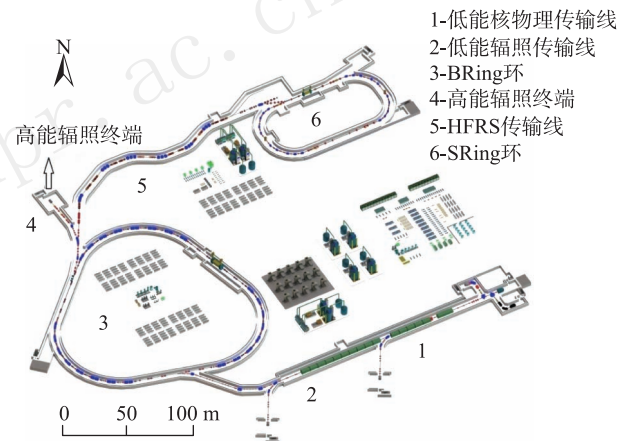


图 1 (在线彩图) HIAF 装置布局图

可行尽量低^[9], 在 HIAF 设计阶段需要对其感生放射性进行初步研究。研究内容为: (1) 预测束流垃圾桶、冷却水管、冷却水以及终端空气中产生的放射性核素种类及活度; (2) 分析束流垃圾桶、冷却水管放射性核素活度深度特性; (3) 描述各段部件上产生的放射性总活度随时间的变化; (4) 研究加速器连续运行 5 000 小时停机后, 不同冷却时间终端的残余剂量率分布情况。

2 模拟方法

2.1 FLUKA 软件介绍

本文采用蒙特卡罗软件 FLUKA 对 HIAF 高能辐照终端的感生放射性进行研究。FLUKA 可以模拟约 60 种

收稿日期: 2017-12-19; 修改日期: 2018-03-08

基金项目: 国家重点研发计划项目 (2017YFC0107700)

作者简介: 徐翀 (1989-), 女, 浙江衢州人, 博士研究生, 从事辐射防护技术; E-mail: xuchong@impcas.ac.cn.

不同的粒子, 包括从 1 keV 到几千 TeV 的光子、电子和任意能量的 μ 介子、20 TeV 以下的强子以及对应的反粒子、从热能区往上的中子和重离子等。该程序是基于核反应以及核碎裂理论模型对放射性核素的残余量进行详细计算的^[10, 11]。能量为 9.3 GeV、流强为 1.45×10^{12} pps (particle per second) 的质子与靶物质发生核反应的主要步骤: Glauber-Gribov 级联、广义核内级联、预平衡簇射、蒸发、碎裂、裂变以及退激发。模拟计算所用

的几何模型如图 2 所示。FLUKA 用 RESNUCLE 卡统计 HIAF 装置上放射性核素种类及活度。对于高能入射粒子强子级联过程比电磁级联过程重要, 需采用 PART-THRes 物理卡对 PEANUT 模型进行设置。同时, 低能中子的活化是放射性核素产生的另一重要过程, 计算时要添加 LOW-NEUT 卡或采用 DEFAULTS 卡默认方式来设置低能中子输运, 以考虑其引起的活化。本文中使用的 FLUKA 软件版本号是 2011.2c.4。

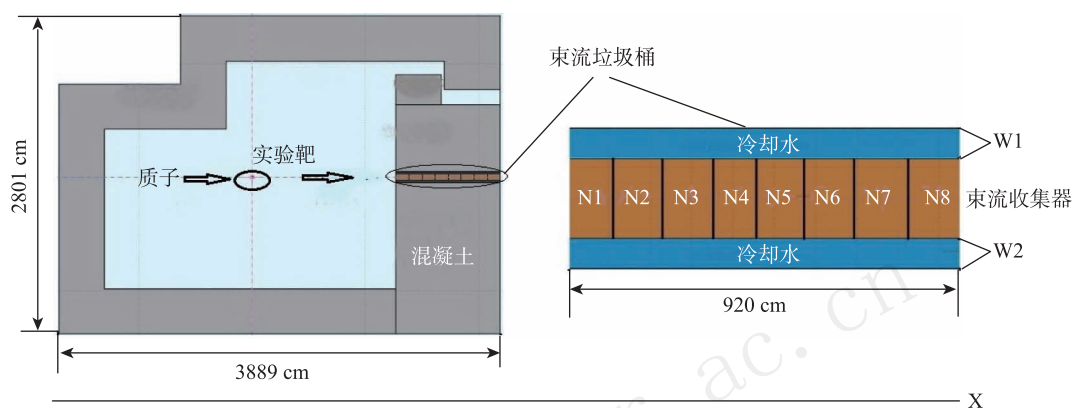


图 2 (在线彩图) 高能辐照终端感生放射性计算模型 (右图为左图局部放大图)

2.2 模型构建

铜由于价格便宜, 导热性好, 且具有较强的阻止本领而被选为高能辐照终端束流垃圾桶材料。该终端内束流垃圾桶被镶嵌在末端束流线混凝土墙内。最高能量为 9.3 GeV, 最大流强为 1.45×10^{12} pps 的质子经过实验靶 ($\varnothing 5 \text{ cm} \times 5 \text{ cm}$) 后全部损失在 $\varnothing 50 \text{ cm} \times 920 \text{ cm}$ 束流垃圾桶上。实验靶的材料为铜。SRIM^[12] 和 ATIMA^[13] 程序计算得到 9.3 GeV 的质子在铜内的射程约为 7 m, 为了完全阻止质子和产生的次级粒子, 有限的隧道内收集器长度设为 9.2 m。束流线离地高度为 1.5 m, 终端内空气总体积为 1852 m^3 。束流垃圾桶两侧设有冷却水管, 分别标记为 W1, W2。束流垃圾桶周围通过水冷却方式进行散热, 计算过程中对冷却方式进行简化即在其周围放置不锈钢水管, 通过水管内流动的水带走束流垃圾桶上产生的热量。当束流损失在束流垃圾桶时, 瞬时辐射场会引起其冷却水的活化。常用的不锈钢冷却水管内径为 $\varnothing 100 \text{ mm}$, 管壁厚度为 4 mm。将束流垃圾桶以及冷却水管道沿束流方向 (X 方向) 分别等分为 8 段。束流垃圾桶标记为 N1, N2, ..., N7, N8, 两根冷却水管道分别标记为 W11, W12, ..., W17, W18; W21, W22, ..., W27, W28。

3 计算结果

3.1 残余核素

对于活化部件需要考虑满足清洁解控所需要的衰变时间。衰变时间与《放射性废物的分类》^[14] 中规定的核素豁免水平、核素活度以及核素的半衰期有关。加速器每年都会进行相关的检修工作, 在计算部件的感生放射性时将加速器运行时间设置为 5 000 h。

3.1.1 束流垃圾桶

当加速器连续运行 5 000 h, 刚停机时 (即 $T=0$, 本文中以 T 表示冷却时间), 束流垃圾桶上产生的放射性核素分布如图 3(a) 所示。不同深度 N1-N8 中产生的所有放射性核素总活度随时间的变化如图 4(a) 所示。图中给出的误差是总活度的统计误差, 第一段到第五段相对误差一般在 5% 以内 (随着段数增加统计粒子数减少, 末段最大误差达到 31.3%)。表 1 列出了 N1 到 N7 上所需要重点关注的核素。这些核素对残余剂量率的贡献显著。由于束流垃圾桶含多种放射性核素, 每种放射性核素的活度浓度与其对应活度浓度豁免值的比值之和应小于等于 1, 方可达到豁免水平^[15]。从图 5(a) 中可以看出束流垃圾桶上各段达到豁免所需要的冷却时间。

3.1.2 冷却水管道

当加速器连续运行 5 000 h 后, 在冷却水管道上产

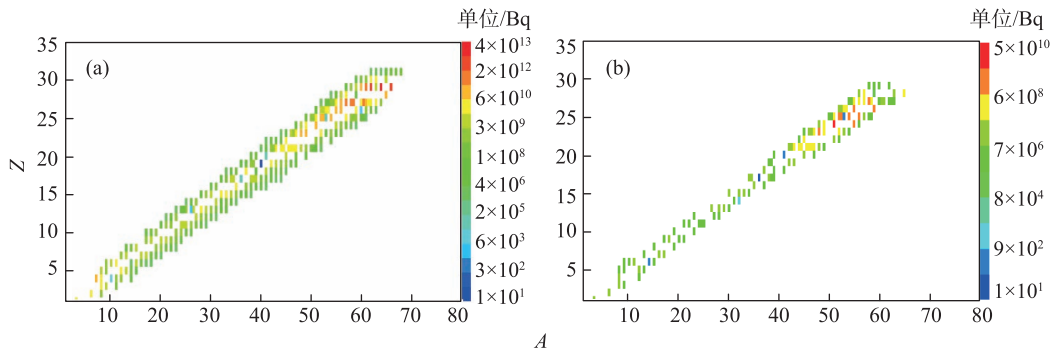


图 3 (在线彩图) $T=0$ 时刻部件上产生的放射性核素种类

图(a)是束流垃圾桶, (b)是冷却水管道。

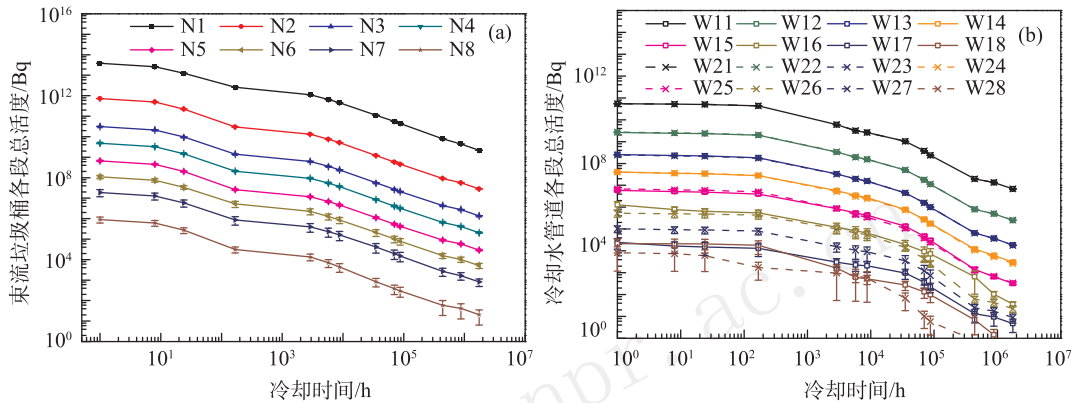


图 4 (在线彩图) 部件各段放射性核素总活度随时间衰变图

图(a)是束流垃圾桶, 图(b)是冷却水管道。

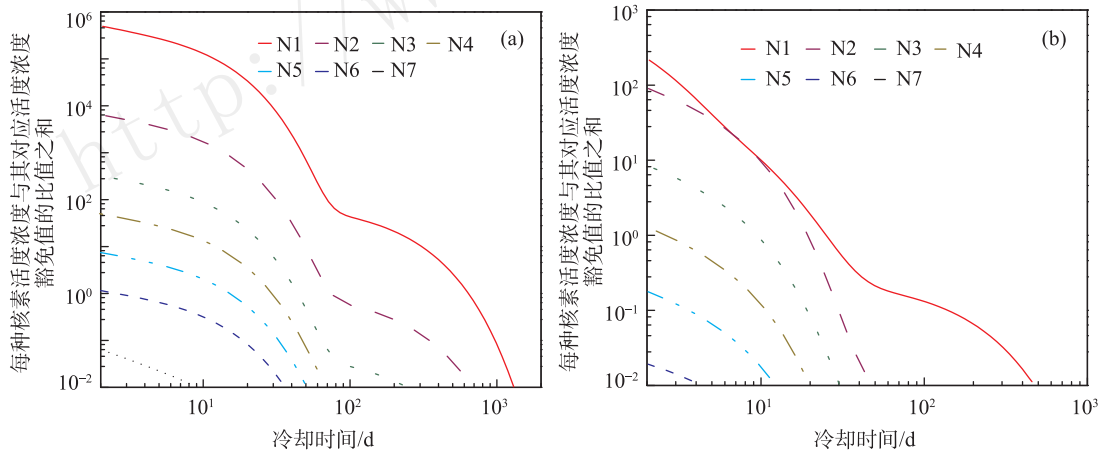


图 5 (在线彩图) 活化部件达到豁免所需要的冷却时间

图(a)是束流垃圾桶, 图(b)是冷却水管道。

生的放射性核素分布如图 3(b) 所示, 放射性核素总活度随时间变化的曲线图 4(b) 所示。由于束流垃圾桶中产生的次级中子在径向呈各向同性分布, 使得两根冷却水管上产生的放射性核素种类和活度几乎相同。图中给出的误差是总活度的统计误差, 第一段到第三段相对误差在 5% 以内 (随着段数增加统计粒子数减少, 末段最大误差达到 61.8%, 所以冷却水管道中最后一段数据舍弃)。由于统计误差的存在, 使得两根水管道末端活度有较大差别。因此, 表 2 仅列出了 W1 上第一段到第七

段 (分别以 P1, P2, ..., P6, P7 表示) 上所需要重点关注的核素。由于冷却水管道含多种放射性核素, 每种放射性核素的活度浓度与其对应活度浓度豁免值的比值之和应小于等于 1, 方可达到豁免水平。从图 5(b) 中可以看出冷却水管道各段达到豁免所需要的冷却时间。由于第七段冷却水管道上只有 ^{63}Ni 和 ^{48}V , 豁免活度分别为 $1.00 \times 10^8 \text{ Bq}$, $1.00 \times 10^5 \text{ Bq}$ 。这两种放射性核素的活度均远小于其豁免活度。因此, 图 5(b) 中没有表示出。

表 1 束流垃圾桶 N1-N7 上的核素

核素	$T_{1/2}$	N1/Bq	N2/Bq	N3/Bq	N4/Bq	N5/Bq	N6/Bq	N7/Bq
⁶⁵ Zn	244.26 d	9.15×10 ⁹	8.99×10 ⁷	3.98×10 ⁶	5.46×10 ⁵	7.95×10 ⁴	3.84×10 ⁴	2.97×10 ³
⁶³ Ni	100.1 a	8.42×10 ⁹	1.11×10 ⁸	5.45×10 ⁶	8.41×10 ⁵	1.33×10 ⁵	1.88×10 ⁴	2.83×10 ⁴
⁶⁰ Co	5.27 a	4.58×10 ¹⁰	6.08×10 ⁸	3.12×10 ⁷	4.77×10 ⁶	7.19×10 ⁵	1.13×10 ⁵	2.08×10 ³
⁵⁸ Co	70.86 d	1.10×10 ¹²	1.45×10 ¹⁰	7.25×10 ⁸	1.12×10 ⁸	1.65×10 ⁷	2.42×10 ⁶	3.68×10 ⁵
⁵⁷ Co	271.79 d	4.07×10 ¹¹	5.04×10 ⁹	2.43×10 ⁸	3.80×10 ⁷	5.74×10 ⁶	8.10×10 ⁵	1.18×10 ⁵
⁵⁶ Co	77.27 d	2.27×10 ¹¹	2.61×10 ⁹	1.23×10 ⁸	1.83×10 ⁷	2.80×10 ⁶	5.19×10 ⁵	6.18×10 ⁴
⁵⁵ Fe	2.73 a	8.96×10 ¹⁰	1.02×10 ⁹	4.60×10 ⁷	7.25×10 ⁶	1.08×10 ⁶	1.70×10 ⁵	3.40×10 ⁴
⁵² Mn	5.59 d	7.00×10 ¹⁰	6.63×10 ⁸	2.57×10 ⁷	3.55×10 ⁶	6.83×10 ⁵	9.55×10 ⁴	8.62×10 ³
⁵⁴ Mn	312.3 d	1.45×10 ¹¹	1.59×10 ⁹	7.12×10 ⁷	1.17×10 ⁷	1.74×10 ⁶	2.18×10 ⁵	3.58×10 ⁴
⁵¹ Cr	15.97 d	2.57×10 ¹¹	2.42×10 ⁹	9.78×10 ⁷	1.47×10 ⁷	2.01×10 ⁶	2.97×10 ⁵	1.85×10 ⁴
⁴⁸ V	15.97 d	1.53×10 ¹¹	1.05×10 ⁹	1.64×10 ⁷	1.73×10 ⁶	3.62×10 ⁵	0	0
⁴⁷ Sc	3.35 d	2.46×10 ¹⁰	1.90×10 ⁸	6.06×10 ⁶	7.50×10 ⁵	1.20×10 ⁵	1.74×10 ⁴	0
⁴⁶ Sc	83.79 d	3.73×10 ¹⁰	3.01×10 ⁸	1.17×10 ⁷	1.49×10 ⁶	2.39×10 ⁵	3.40×10 ⁴	2.98×10 ³
⁴⁴ Ti	63 a	9.05×10 ⁷	6.13×10 ⁵	2.17×10 ⁴	2.90×10 ³	6.85×10 ²	8.26×10 ¹	0
⁴² Ar	32.9 a	1.31×10 ⁷	7.11×10 ⁴	2.80×10 ³	3.13×10 ²	4.37×10 ²	0	0
³⁹ Ar	269 a	4.25×10 ⁷	2.79×10 ⁵	8.41×10 ³	1.17×10 ³	1.96×10 ²	0	0
³⁵ S	87.32 d	1.35×10 ¹⁰	8.32×10 ⁷	2.33×10 ⁶	2.60×10 ⁵	2.27×10 ⁴	1.95×10 ³	0
³² Si	150 a	8.02×10 ⁶	4.32×10 ⁴	7.26×10 ²	1.35×10 ⁴	3.61×10 ¹	0	0
²² Na	2.60 a	1.13×10 ⁹	5.15×10 ⁶	1.17×10 ⁵	1.58×10 ⁴	6.39×10 ²	0	0
³ H	12.33 a	2.94×10 ¹⁰	1.92×10 ⁸	7.02×10 ⁶	1.08×10 ⁶	1.47×10 ⁵	1.80×10 ⁴	4.26×10 ³

表 2 冷却水管道 P1-P7 上的核素

核素	$T_{1/2}$	P1/Bq	P2/Bq	P3/Bq	P4/Bq	P5/Bq	P6/Bq	P7/Bq
⁶³ Ni	100.1 a	2.63×10 ⁷	9.41×10 ⁵	6.44×10 ⁴	9.17×10 ³	9.25×10 ²	1.64×10 ²	6.28
⁶⁰ Co	5.27 a	1.82×10 ⁶	1.69×10 ⁵	2.68×10 ⁴	0	0	0	0
⁵⁸ Co	70.86 d	5.58×10 ⁸	4.45×10 ⁷	4.65×10 ⁶	1.38×10 ⁶	1.26×10 ⁵	1.35×10 ⁴	0
⁵⁷ Co	271.79 d	1.81×10 ⁸	1.80×10 ⁷	2.38×10 ⁶	3.96×10 ⁵	7.87×10 ⁴	0	0
⁵⁶ Co	77.27 d	2.01×10 ⁸	2.50×10 ⁷	3.80×10 ⁶	5.61×10 ⁵	0	0	0
⁵⁵ Fe	2.73 a	5.80×10 ⁷	1.16×10 ⁸	1.01×10 ⁷	1.52×10 ⁶	2.22×10 ⁵	2.87×10 ⁴	0
⁵² Mn	5.59 d	5.92×10 ⁸	7.43×10 ⁷	7.27×10 ⁶	2.10×10 ⁶	1.15×10 ⁵	2.88×10 ⁴	0
⁵⁴ Mn	312.3 d	7.29×10 ⁸	7.60×10 ⁷	8.82×10 ⁶	1.49×10 ⁶	1.59×10 ⁵	9.57×10 ³	0
⁵¹ Cr	15.97 d	4.41×10 ¹⁰	1.76×10 ⁹	1.44×10 ⁸	2.24×10 ⁷	3.12×10 ⁶	2.94×10 ⁵	0
⁴⁸ V	15.97 d	7.72×10 ⁸	7.62×10 ⁸	7.41×10 ⁸	5.72×10 ⁸	4.24×10 ⁶	2.32×10 ⁴	1.02×10 ²
⁴⁷ Sc	3.35 d	1.02×10 ⁸	1.86×10 ⁷	2.54×10 ⁶	2.27×10 ⁵	0	0	0
⁴⁶ Sc	83.79 d	1.22×10 ⁸	1.25×10 ⁷	3.44×10 ⁶	2.93×10 ⁵	0	0	0
⁴⁴ Ti	63 a	1.05×10 ⁵	2.92×10 ⁴	4.15×10 ³	0	0	0	0
³⁹ Ar	269 a	2.13×10 ⁴	4.80×10 ³	5.33×10 ²	2.66×10 ²	6.66×10 ¹	0	0
³⁵ S	87.32 d	1.14×10 ⁷	1.31×10 ⁶	2.19×10 ⁵	0	0	0	0
³² Si	150 a	3.33×10 ³	0	0	0	0	0	0
²² Na	2.60 a	9.63×10 ⁵	0	0	0	0	0	0
³ H	12.33 a	8.06×10 ⁶	1.41×10 ⁶	1.90×10 ⁵	7.17×10 ⁴	5.78×10 ³	0	0

3.1.3 空气以及冷却水

高能辐照终端空气和冷却水中产生的放射性核素主要来自 O 和 N 的散裂反应，但空气中的 ⁴¹Ar 来自于热中子与空气 ⁴⁰Ar 发生的俘获反应，这些核素的残余量与排放方式、加速器运行工况有关。通常情况下高能辐照终端内一次连续打靶实验为 7 d，加速器正常运行时高能辐照终端每小时换气一次。这种情况下终端内关键核素的动态饱和浓度以及相应的导出空气浓度^[15]如表 3 所列。从表 3 中核素动态饱和比浓度与其导出空气

表 3 空气中主要的放射性核素

核素	动态饱和浓度/ (Bq/m ³)	导出空气浓度/ (Bq/m ³)	动态饱和比浓度与导出空气 浓度之比
³ H	1.96×10 ³	2.00×10 ¹⁰	9.80×10 ⁻⁸
⁷ Be	3.67×10 ⁴	3.00×10 ⁵	1.22×10 ⁻¹
¹¹ C	4.99×10 ⁵	1.00×10 ⁷	4.99×10 ⁻²
¹³ N	6.08×10 ⁵	7.00×10 ⁴	8.69
¹⁵ O	4.28×10 ⁵	7.00×10 ⁴	6.11
⁴¹ Ar	1.35×10 ⁶	2.00×10 ⁶	6.75×10 ⁻¹

浓度比值可以看出,在加速器停机时刻,高能辐照终端内空气中³H和⁷Be动态饱和比浓度远小于其对应的导出空气浓度,¹³N和¹⁵O动态饱和比浓度大于其对应的导出空气浓度,¹¹C和⁴¹Ar动态饱和比浓度略小于其对应的导出空气浓度。放射性同位素总活度相对误差为0.88%。

为了确保加速器的冷却水水质,每隔3、4个月就要重新换水。模拟计算时设置连续运行时间为2000 h。停机时刻冷却水中放射性核素总活度为 3.61×10^{10} Bq,放射性同位素总活度相对误差为0.34%。冷却水中关键核素如表4所列。从表4中的核素活度与其 ALI_{min} (ALI_{min} 是相对于职业照射的食入和吸入的年摄入量限值中的较小者)的比值可以看出,在加速器停机时刻,冷却水中的¹³N和¹⁵O活度略大于其对应的 ALI_{min} ,³H和⁷Be活度值小于对应的 ALI_{min} 。

表 4 冷却水主要的放射性核素及其活度

核素	W1中核素活度/Bq	W2核素活度/Bq	ALI_{min} /Bq	核素总活度与 ALI_{min} 之比
³ H	3.82×10^7	4.05×10^7	3.00×10^9	2.62×10^{-2}
⁷ Be	7.10×10^8	7.87×10^8	2.00×10^9	7.49×10^{-1}
¹¹ C	2.69×10^9	2.82×10^9	2.00×10^{10}	2.76×10^{-1}
¹⁵ O	1.08×10^{10}	9.46×10^9	1.68×10^8	1.21×10^2
¹³ N	5.80×10^8	4.64×10^8	1.68×10^8	6.21

3.2 高能辐照终端残余剂量率分布

高能辐照终端感生放射性研究的另一项重要内容是预测加速器停机不同冷却时间下终端残余剂量率的分布。加速器连续运行100 d停机,高能辐照终端残余剂量率分布如图6所示。残余剂量较大的点是实验靶以及束流垃圾桶表面。其中对残余剂量率起主要作用的核素是⁵⁴Mn,⁴⁸V,⁵¹Cr,⁵²Mn。当加速器连续运行100 d停机4 h,实验靶表面残余剂量率为 $1.474 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ (相对误差0.117%)。面向束流方向,距离实验靶表面1 m处剂量率为 $0.622 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ (相对误差0.124%)。束流垃圾

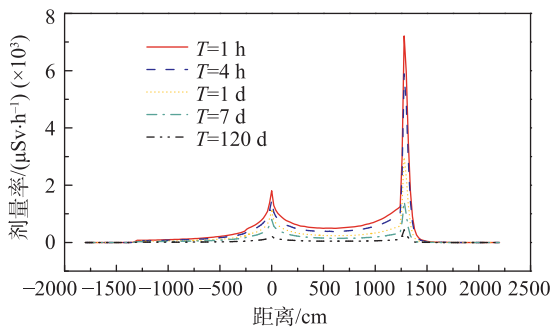


图 6 (在线彩图) 不同冷却时间终端内残余剂量沿计算模型中 X 方向分布图

桶表面残余剂量率为 $2.375 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ (相对误差0.071%)。面向束流方向,距离束流垃圾桶表面1 m处剂量率为 $0.817 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ (相对误差0.093%)。

4 讨论

4.1 放射性核素

本文模拟计算所用的几何模型是基于实际情况作了一些简化。高能质子以及次级中子在束流垃圾桶中穿行时能量以强子级联形式连续衰减,因此,束流垃圾桶中,离打靶点越远的地方,放射性核素的产生率越小。束流垃圾桶中产生的次级中子在径向呈各向同性分布,使得两根冷却水管上产生的放射性核素种类和活度几乎相同。不锈钢冷却水管中产生的放射性核素种类比束流收集器上少且活度小。加速器停机后仍以每小时一次的换气率进行连续换新风。因此,数小时后,工作人员进入该区域前空气中产生的放射性核素基本已被排空。换气排向外界的放射性核素中,由于长半衰期的核素³H,⁷Be产生率低,可以不用考虑。¹³N和¹⁵O的动态饱和比浓度分别是其导出空气浓度的8.69和6.11倍。¹³N和¹⁵O的半衰期分别是10 min和2 min,每次衰变都产生一对能量为0.511 MeV的 γ 射线。此外,空气中的放射性核素可能通过呼吸进入人体产生内照射。活化空气排出后因为扩散而浓度降低,为了降低活化空气对人体产生的照射风险,排风口位置应设置在高位,使其到达地面人体所在处的浓度尽可能降低。冷却水被活化后产生的放射性核素可能对工作人员和公众产生照射,产生的放射性核素中³H和⁷Be的半衰期较长,分别为12.33 y和53.12 d,但这两种核素的活度均小于对应的 ALI_{min} 。而在加速器停机时刻,冷却水中¹³N和¹⁵O的活度大于对应的 ALI_{min} ,考虑到这两种核素的半衰期分别为9.965 min和122.24 s,因此,加速器停机后冷却15 min,冷却水中的放射性核素即可满足排放要求^[16]。

4.2 残余剂量率

在HIAF初步设计方案中,高能辐照终端的束流垃圾桶是直接嵌在混凝土墙内。在模拟计算的同时,根据文献^[5]中公式(4.20),对加速器连续运行100 d,停机冷却4 h后,距离实验靶表面1 m处的残余剂量率进行理论预测,残余剂量率值约为 $0.210 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ 。在FLUKA模拟计算结果中,距离实验靶表面1 m处,面向束流方向的剂量率为 $0.622 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$,侧向的剂量率为 $0.117 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$,考虑到束流垃圾桶的残余剂量率对该处剂量率的贡献,可以认为FLUKA的模拟计算结

果与文献[5]中用经验公式估算的结果基本一致。

5 总结

本文利用 FLUKA 程序研究高能强流加速器 HIAF 高能辐照终端的感生放射性。计算得到高能辐照终端的感生放射性主要是由束流垃圾桶活化引起。终端内空气以及冷却水中的 ^{13}N 和 ^{15}O 活度大于相应的国家标准值。根据高能辐照终端辐照 100 d 不同冷却时间残余剂量率的分布可以得出, 高能辐照终端屏蔽墙内的束流垃圾桶需要进一步优化。优化设计时应该综合考虑加速器正常运行时束流收集器上产生的热量分布情况以及加速器的整体布局。HIAF 高能辐照终端感生放射性的初步研究是加速器辐射防护基础研究的一项重要内容, 该研究可以为高能辐照终端屏蔽结构的设计优化工作提供相应的数据。

参考文献:

- [1] YANG Jiancheng, XIA Jiawen, XIAO Guoqing, *et al.* *Nucl Instr Meth B*, 2013, **317**: 263.
- [2] WILLIAMS W S C. *Nuclear and Particle Physics*[M]. Oxford: Oxford University Press, 1991: 120.
- [3] STRASIK I, MUSTAFIN E, FERTMAN A, *et al.* *Nucl Instr Meth B*, 2008, **266**(15): 3443.
- [4] MAGISTRIS M, SILARI M. *Nucl Instr Meth A*, 2006, **562**(2): 935.
- [5] SULLIVAN A H. *A Guide to Radiation and Radioactivity Levels Near High Energy Particle Accelerators* [M]. Ashford, Kent, United Kingdom: Nuclear Technology Publishing, 1992: 93.
- [6] WU Qingbiao, WANG Qingbin, WU Jingmin, *et al.* *Chinese Physics C*, 2011, **35**(6): 596.
- [7] WU Qingbiao, WANG Qingbin, LIANG Tianjiao, *et al.* *Applied Radiation Isotopes*, 2016, **115**: 235.
- [8] JU, Y Q, ZHANG X Y, MA F, *et al.* *Journal of Physics G: Nuclear and Particle Physics*, 2015, **42**(12): 125102.
- [9] THOMAS R H. NCRP Report No.144[R]. Maryland, American: National Council on Radiation Protection and Measurements, 2003.
- [10] BOHLEN T T, CERUTTI F, CHIN M P W, *et al.* *Nuclear Data Sheets*, 2014, **120**: 211.
- [11] FERRARI A, RANFT J, ROESLER S, *et al.* *Zeitschrift fur Physik C: Particle Fields*, 1996, **70**: 413.
- [12] <http://www.srim.org/>.
- [13] <http://web-docs.gsi.de/~aprozchaz/webatima>.
- [14] Ministry of Ecology and Environment of the People's Republic of China. Radioactive waste classification[S]. Beijing: National Standard of People's Republic of China, 2018. (in Chinese)
(中华人民共和国生态环境部. 放射性废物分类[S]. 北京: 中国标准出版社, 2018.)
- [15] Standards Press of the People's Republic of China, GB5172-85, Particle Accelerator Radiation Protection Regulations[S]. Beijing: National Standard of People's Republic of China, 1985. (in Chinese)
(国家标准局. GB5172-85 粒子加速器辐射防护规定[S]. 北京: 中国标准出版社, 1985.)
- [16] General Administration of Quality Supervision, Inspection and Quarantine of the People's Republic of China, GB 18871-2002, Basic Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources[S]. Beijing: Standards Press of the People's Republic of China, 2002. (in Chinese)
(中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB18871-2002 电离辐射防护与辐射源安全基本标准[S]. 北京: 中国标准出版社, 2002.)

Induced Radioactivity at High-energy Irradiation Terminal of HIAF

XU Chong^{1,2,1)}, LI Wuyuan¹, XU Junkui¹, YANG Yao^{1,2}, MAO Wang¹, YAN Weiwei¹, SU Youwu¹, YANG Yaqing¹

(1. *Institute of Modern Physics, Chinese Academy of Sciences, Lanzhou 730000, China;*

2. *University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China*)

Abstract: The Monte Carlo code FLUKA was used to predict the induced radioactivity of high-energy irradiation terminal of HIAF. The maximum energy of proton is 9.3 GeV, and the maximum current is 1.45×10^{12} pps (particle per second). In this study we were to predict: (1) the activity properties of activated substances in the experimental terminal; (2) the residual dose rate distribution in the experimental terminal at different cooling time. The results indicate that the induced radioactivity in the high energy irradiation terminal of the HIAF is mainly affected by the radionuclide induced in the beam dump. The residual dose rate on the surface of the beam dump is $2.375 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$, after 100 d irradiation and 4 h cooling. The dynamic saturation ratio of ^{13}N and ^{15}O induced in the air inside the terminal is higher than its corresponding derived air concentration. The activity of ^{13}N and ^{15}O induced in cooling water is higher than its ALI_{min} . This study is a part of radiation protection basic research and environmental impact assessment for HIAF.

Key words: radioactivity; activity; beam dump; accelerator

Received date: 19 Dec. 2017; **Revised date:** 8 Mar. 2018

Foundation item: National key Research and Development Program of China (2017YFC0107700)

1) E-mail: xuchong@impcas.ac.cn.