

移动式反应堆运输安全风险评价

闫锋哲, 赵强, 刘佳玲, 朱治钢, 张复彤

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: **目的** 在移动式反应堆现有研发水平无法满足《放射性物品安全运输规程》(GB 11806—2019) 的背景下, 本研究提出通过风险评价的方法对移动式反应堆运输的安全性进行研究。**方法** 风险评价的内容主要包括计算移动式反应堆在运输中遇到假想事故的的概率和事故后果, 本研究根据美国联邦法规 10CFR71 中 §12 条款的相关要求对移动式反应堆在运输中可能遇到的事故种类进行梳理, 并以事故后果最为严重的与油罐车发生撞击作为极端的假想事故, 通过五因子计算公式的方法对假定热功率为 20 MWt 的移动式反应堆在假想事故下的事故后果进行计算。**结果** 计算得出移动式反应堆在每年运输 1 次的条件下假想事故的发生概率为 9.7×10^{-6} 次/年, 反应堆冷却 1 年后在假想事故下对工作人员的辐照剂量为 810 mSv; 冷却 5 年后在假想事故下对工作人员的辐照剂量为 590 mSv。**结论** 假想事故下移动式反应堆的事故后果远超过 *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material* (SSG-26) 和《电离辐射防护与辐射源安全标准》(GB 18871—2002) 中工作人员受到的辐照剂量限值, 并且假想事故的发生概率没有满足我国核安全导则对超设计基准事故 10^{-7} 次/年的筛选要求。因此有必要在移动式反应堆运输过程中采取包括武装押运和路线规划在内的管理措施以降低假想事故的概率并采取相应的应急措施减轻假想事故的事故后果以满足核安全部门的监管要求。

关键词: 移动式反应堆; 反应堆运输; 事故分析; 辐射安全

中图分类号: TL93

文献标志码: A

文章编号: 1001-3563(2024)21-0048-07

DOI: 10.19554/j.cnki.1001-3563.2024.21.008

Safety Risk Assessment of Mobile Microreactor Transportation

YAN Fengzhe, ZHAO Qiang, LIU Jialing, ZHU Zhigang, ZHANG Futong

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China)

ABSTRACT: In view of the fact that the current R&D level of mobile microreactor cannot meet the requirements of the GB11806-2019 "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials", the work aims to study the transportation safety of mobile microreactor by means of risk assessment. The risk assessment mainly included calculating the probability and consequences of extreme accidents encountered by the mobile microreactor during transportation, and the types of accidents that the mobile microreactor might encounter during transportation were sorted out according to the relevant requirements of 10CFR71 and §12 of the United States. The collision with the tanker truck with the most serious accident consequences was taken as the extreme hypothetical accident and the accident consequences of the mobile microreactor with a hypothetical heat power of 20 MWt under a hypothetical accident were calculated by the method of five-factor formula. The hypothetical accident probability of the mobile microreactor was 9.7×10^{-6} /year under the condition of annual transportation, and the irradiation dose to the workers under the hypothetical accident after the microreactor was cooled for one year was 810 mSv. After 5 years of cooling, the radiation dose to the workers under a

hypothetical accident was 590 mSv. The consequences of the mobile microreactor under the hypothetical accident far exceed the irradiation dose limits for workers in SSG-26 *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material* and the GB 18871—2002 "Safety Standard for Protection against Ionizing Radiation and Radiation Sources". Moreover, the probability of hypothetical accidents does not meet China's nuclear safety guidelines screening requirement of 10^{-7} /year for beyond design basis accidents. Therefore, it is necessary to take management measures, including armed escort and route planning, during the transportation of mobile microreactors, to reduce the probability of hypothetical accidents, and to take corresponding emergency measures to mitigate the accident consequences of hypothetical accidents to meet the regulatory requirements of the nuclear safety authorities.

KEY WORDS: mobile microreactor; transportation of microreactor; accident analysis; radiation safety

根据国际原子能机构的定义,微型反应堆是指电功率 <10 MW 的核反应堆,而具备长途运输和重复部署能力的微型反应堆则通常被称为移动式反应堆。移动式反应堆的运输方式通常包括空运、海运和陆运,本文的主要研究对象是通过陆运的移动式反应堆,其通常采用模块化设计,具有功率较小、安全性较高、可通过公路进行运输、选址灵活等特点,可以为主干电网难以覆盖的偏远地区提供能源,对摆脱传统化石燃料依赖,解决能源补给困难等问题具有重要的意义^[1]。

在现有的监管体系下,移动式反应堆的运输需要满足《放射性物品安全运输规程》(GB 11806—2019)的相关要求,尽管 GB 11806—2019 主要针对的是放射性物品运输容器,不太适用于移动式反应堆,但是在没有针对移动式反应堆的运输制定专门的法规标准条件下,GB 11806—2019 仍然具有很大的参考意义。

结合国内外正在研发的移动式反应堆的功率水平和堆内核燃料的数量,按照 GB 11806—2019 对运输容器的分类要求,可以认为移动式反应堆属于 B(U)型运输放射性物品运输容器的范畴。GB 11806—2019 对 B(U)型放射性物品运输容器事故工况下的验收要求如下:运输容器在 9 m 跌落试验、1 m 贯穿试验、动态压碎试验、800 °C 持续 30 min 耐热试验等假想事故条件下,所运输的放射性物质不发生临界以及对外界环境的辐照水平在安全限值以下并在 1 周内放射性物质的泄漏不超过限值^[2]。

对于放射性物品运输容器来说,其设计的主要目标就是确保放射性物质在运输中遇到 GB 11806—2019 中的假想事故时不对公众和工作人员造成严重的放射性伤害。而移动式反应堆研发设计的主要目标是为主干电网难以覆盖的偏远地区提供能源,很难在兼顾灵活部署和保障电力供应的同时满足 GB 11806—2019 中对放射性物品运输容器在事故条件下的验收要求^[3]。

针对上述监管问题,美国联邦法规 *Packaging and Transportation of Radioactive Material* (10 Code Federal Regulations 71) 的 §12 条款中提出了一个可行的豁免方案:如果可以证明移动式反应堆的运输不对公众的健康和财产安全造成危害,即可批准本次运输。对于如何证明移动式反应堆的运输不会危及公众的

健康和财产安全,2008 年 NRC (Nuclear Regulatory Commission) 在 RIDM 风险框架 (Risk-informed Decision-making) 中提出通过风险评估的方式来证明放射性物品的运输不会对公众的健康和财产安全造成危害^[4-6],本文借鉴 RIDM 风险框架中的要求,提出通过风险评估的方法来证明移动式反应堆的运输不会危及公众的健康和财产安全。

移动式反应堆的事故风险评价与传统核电厂相比有较大的差异:固定厂址核电厂的事故风险主要来自核电厂内部的设备失效、人员误操作以及核电厂厂址的一些外部事件。而移动式反应堆在运输过程中,由于反应堆处于停堆状态,反应堆内部的系统和设备处于较为稳定的状态,因为反应堆内部的故障导致较为严重事故发生的概率较低。移动式反应堆的事故风险主要来源于车辆运输路线中的交通事故。对于移动式反应堆的运输风险评价可以从移动式反应堆运输过程中可能发生的事故种类、事故的发生频率以及事故后果 3 方面开展研究。

1 移动式反应堆运输事件树以及假想事故的选择

从本质上来讲,移动式反应堆在运输中的事故选取属于交通运输领域的研究范畴。目前国内在交通运输事故统计方面开展的工作较少,无法满足移动式反应堆运输的事故风险研究的需求。美国核管会从 20 世纪 70 年代开始为了确保乏燃料的安全运输,开始通过对交通事故数据进行统计来对乏燃料运输容器的运输风险进行分析,并将分析结果体现在了 *Final Environmental Statement on the Transportation of Radioactive Material by Air and Other Modes* (NUREG-0170) 报告中。后来随着统计数据和研究方法的不断更新,又先后出版了 NUREG-4129、NUREG-6672 和 NUREG-2125 分析报告,其中 NUREG-2125 是美国在 2014 年以后在乏燃料运输风险研究领域出版的最新报告。移动式反应堆的运输与乏燃料容器的运输具有高度的一致性,移动式反应堆运输事故的事件树可以参照 NUREG-2125 报告中卡车运输事件树,见图 1^[7]。

| 事故类型 | 事故起因 | 撞击后果 | 事故概率 | |
|-----------------------|-----------|---------------|-----------------------|-----------------------|
| 卡车事故 | 与移动物体发生撞击 | 与火车发生撞击 | 8.20×10^{-4} | |
| | | 与油罐车发生撞击 | 2.46×10^{-3} | |
| | | 与其他车辆发生撞击 | 7.69×10^{-1} | |
| | | 与行人和动物等物体发生撞击 | 4.76×10^{-2} | |
| | 桥梁事故 | 从桥上跌落 | 撞击到坚硬的岩石上 | 3.45×10^{-6} |
| | | | 撞击到柔软的沙滩上 | 3.18×10^{-6} |
| | | | 撞击到其他种类的泥土上 | 5.65×10^{-5} |
| | | | 撞击到公路或者铁路上 | 5.39×10^{-6} |
| | | | 坠入水中 | 6.22×10^{-7} |
| | | | 大型桥墩 | 1.00×10^{-4} |
| | | | 与桥墩发生撞击 | 小型桥墩 |
| | 与固定物体发生撞击 | 撞到墙面上 | 5.40×10^{-4} | |
| | 非撞击类事故 | 火灾/爆炸 | 与其他物体发生 撞击（树和信号灯等） | 3.43×10^{-2} |
| | | | 发生打滑掉进沟里 | 1.32×10^{-2} |
| | | | 在堤坝或者斜坡上发生事故 | 撞击到坚硬的岩石上 |
| 撞击到柔软的沙滩上 | | | | 1.20×10^{-4} |
| 撞击到其他种类的泥土上 | | | | 2.22×10^{-3} |
| 其他非撞击类事故（抢劫、侧翻和机械故障等） | | | 6.30×10^{-3} | |
| | | | 1.20×10^{-1} | |

图 1 卡车运输事件树
Fig.1 Truck transportation event tree

与此同时 SSG-26 附录 I.32 提出，对于放射性物品运输容器来说，最严重的事故环境是严重机械损坏和火灾的组合。在图 1 中的所有事故中，与油罐车相撞既涉及移动式反应堆与重型车辆发生碰撞，又涉及大量易燃材料引起的高温和火灾，因此可以认为该事故是移动式反应堆在运输中最为极端的事故^[8]。与重型车辆发生碰撞可能会使反应堆密封装置发生严重损坏，可能会使密封材料发生失效。选择与油罐车相撞作为移动式反应堆运输风险评价的假想事故，在移动式反应堆事故中具有一定的代表性，可以满足事故风险评价的需求。

2 移动式反应堆运输事故风险评价

对于移动式反应堆与油罐车发生撞击的事故后果可以从事故发生的概率以及事故后果 2 个角度进行评价，评价中采用的数据主要基于美国交通运输的统计数据以及美国太平洋西北国家实验室发布的源项数据。

2.1 事故概率

移动式反应堆的运输过程中与油罐车发生撞击的概率可通过以下公式进行计算：

$$P=L \times P_1 \times P_2 \tag{1}$$

式中： L 为假想运输路线的长度，km； P_1 为卡车在运输过程中发生事故的概率，次/km； P_2 为与油罐车相撞在所有卡车事故中所占的比例。假想运输路线的长度可以选择美国移动式反应堆的假想运输路线：从爱达荷州爱达荷国家实验室到新墨西哥州白沙导弹试验场，长度为 2 074.4 km；在 NUREG-2125 中，卡车在运输过程中发生事故的概率 P_1 暂定为 1.9×10^{-6} 次/km，与油罐车相撞在所有卡车事故中所占的比例 P_2 暂定为 2.46×10^{-3} 。通过计算得知移动式反应堆在每次的运输过程与油罐车发生撞击的概率为 9.7×10^{-6} 次/年^[9]。

2.2 假想事故初始源项

在移动式反应堆事故分析中，本文选取的初设源项是美国太平洋西北国家实验室发布的热功率为 20 MWt，选用高纯度低浓缩的（HALEU）UCO TRISO 作为核燃料的移动式反应堆在满功率运行 3 年、冷却 1 年和冷却 5 年以后反应堆中剩余的裂变产物。放射性活度 >3.7 GBq 的反应堆裂变产物如表 1 所示。这些裂变产物共包括 49 种，其总活度占反应堆所有裂变产物总活度的 99% 以上^[10]。

表 1 移动式反应堆中放射性核素源项分布
Tab.1 Distribution of radionuclide sources in mobile microreactors

| 放射性核素 | 停堆冷却 1 年/GBq | 停堆冷却 5 年/GBq |
|---------|--------------------|--------------------|
| Ag-110 | 2.15×10^2 | 3.74×10^0 |
| Ag-110m | 1.58×10^4 | 2.75×10^2 |
| Am-241 | 5.74×10^3 | 1.78×10^4 |
| Am-242 | 1.45×10^2 | 1.42×10^2 |
| Am-242m | 1.46×10^2 | 1.43×10^2 |
| Am-243 | 3.29×10^2 | 3.29×10^2 |
| Ba-137m | 3.16×10^6 | 2.89×10^6 |
| Cd-113m | 5.85×10^0 | 4.77×10^0 |
| Ce-144 | 1.26×10^7 | 3.61×10^5 |
| Cm-242 | 1.96×10^5 | 5.11×10^2 |
| Cm-243 | 3.03×10^2 | 2.75×10^2 |
| Cm-244 | 4.66×10^4 | 4.00×10^4 |
| Cm-245 | 5.22×10^0 | 5.22×10^0 |
| Cs-134 | 2.88×10^6 | 7.55×10^5 |
| Cs-135 | 2.32×10^1 | 2.32×10^1 |
| Cs-137 | 3.34×10^6 | 3.05×10^6 |
| Eu-152 | 1.92×10^2 | 1.57×10^2 |
| Eu-154 | 1.14×10^5 | 8.25×10^4 |
| Eu-155 | 6.36×10^4 | 3.56×10^4 |
| H-3 | 1.40×10^4 | 1.12×10^4 |
| Kr-85 | 3.37×10^5 | 2.60×10^5 |
| Nb-93m | 7.84×10^0 | 1.68×10^1 |
| Np-237 | 8.95×10^0 | 8.95×10^0 |
| Np-239 | 3.29×10^2 | 3.29×10^2 |
| Pa-233 | 8.92×10^0 | 8.99×10^0 |
| Pm-147 | 4.44×10^6 | 1.54×10^6 |
| Pr-144 | 1.26×10^7 | 3.61×10^5 |
| Pr-144m | 1.21×10^5 | 3.46×10^3 |
| Pu-238 | 8.03×10^4 | 7.84×10^4 |
| Pu-239 | 4.48×10^3 | 4.48×10^3 |
| Pu-240 | 6.66×10^3 | 6.66×10^3 |
| Pu-241 | 2.08×10^6 | 1.71×10^6 |
| Pu-242 | 4.11×10^1 | 4.11×10^1 |
| Rh-106 | 3.96×10^6 | 2.59×10^5 |
| Ru-106 | 3.96×10^6 | 2.60×10^5 |
| Sb-125 | 1.42×10^5 | 5.18×10^4 |
| Sb-126m | 5.77×10^0 | 5.77×10^0 |
| Sm-151 | 1.28×10^4 | 1.24×10^4 |
| Sn-119m | 1.51×10^3 | 4.81×10^1 |
| Sn-121 | 3.77×10^2 | 3.53×10^2 |
| Sn-121m | 4.85×10^2 | 4.55×10^2 |
| Sn-126 | 5.77×10^0 | 5.77×10^0 |
| Sr-90 | 2.85×10^6 | 2.59×10^6 |
| Tc-99 | 4.66×10^2 | 4.66×10^2 |
| Te-125m | 3.46×10^4 | 1.27×10^4 |
| U-236 | 1.34×10^1 | 1.34×10^1 |
| U-237 | 5.11×10^1 | 4.18×10^1 |
| Y-90 | 2.86×10^6 | 2.60×10^6 |
| Zr-93 | 6.59×10^1 | 6.59×10^1 |

2.3 事故后空气释放分数等参数的选择

美国能源部 2013 年发布的报告 *Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Non-reactor Nuclear Facilities* (DOE-HDBK-3010-94) 中提出, 移动式反应堆和放射性物品运输等非固定厂址核设施发生事故后, 工作人员或公众吸入过量的放射性核素是事故的主要后果, 释放到空气中的放射性核素源项可以通过以下公式进行计算:

$$\text{释放的源项} = R_{MA} \times R_D \times F_{AR} \times F_R \times F_{LP} \quad (2)$$

式中: R_{MA} (Material at Risk) 为初始源项; R_D (Damage Ratio) 为事故导致的燃料损坏率; F_{AR} (Airborne Release Fraction) 为燃料破损后漂浮在空气中的放射性核素比例; F_R (Respirable Fraction) 为以颗粒形式悬浮在空气中, 可以通过空气传输并吸入人体呼吸系统的放射性核素比例; F_{LP} (Leak Path Factor) 为空气中悬浮的可以通过某种限制沉积或过滤机制传输或者泄漏的放射性核素比例^[11-12]。

在 R_D 燃料损坏率、 F_{AR} 空气释放分数、 F_R 可吸入分数和 F_{LP} 泄漏路径因子 4 项因子中, R_D 燃料损坏率的取值为 0.1%, 根据是在美国能源部于 2002 年和 2008 年对 TRISO 燃料进行的 60~90 mph (96.54~148.41 km/h) 撞击试验中, 约有不到 0.1% 的 TRISO 燃料在撞击中发生失效, 考虑到 TRISO 燃料本身具有较强的耐高温特性, 火灾不会额外导致 TRISO 燃料发生失效, 将 R_D 定为 0.1% 具有一定的保守性^[13-15]。

对于 F_{LP} 泄漏途径因子的选取, 气态放射性产物则直接认为全部释放到空气中, 固态放射性产物则考虑到在堆芯的设计中, 需要确保压力容器等结构的损坏不能导致堆芯裸露在大气中, 暂定固态放射性产物的 F_{LP} 泄漏途径因子为 10%。

对于事故造成的 APF 空气释放分数和 F_R 可吸入分数可以从冲击应力和热应力 2 个角度去分析, 固态放射性产物 (Y-90、Sr-90 和 Cs-137 等) 可以直接参考 DOE-HDBK-3010-94 或者 NUREG-6410 中与热应力和冲击应力相关的实验数据^[16-17], DOE-HDBK-3010-94 报告的 4.4.3.3.2 小节提出, 可以保守认为镍和钷等物体在撞击后的 F_{AR} 和 F_R 可暂定为 1×10^{-2} 和 2×10^{-1} ; DOE-HDBK-3010-94 报告 5.3.1 小节提出镍和钷等物体的表面在加热和氧化过程中的 F_{AR} 和 F_R 可暂定为 6×10^{-3} 和 1×10^{-2} 。对于气态放射性产物则直接认为所有的其他放射性产物全部释放到大气中, 如表 2 所示。

2.4 事故后辐照剂量的计算

发生假想事故后, 工作人员可能会由于辐射屏蔽装置受损而直接受到反应堆辐照, 但是对工作人员直接受到的辐射剂量进行评估存在较大不确定性, 原因在于:

表 2 事故中燃料损坏率和空气释放分数等参数的选取
 Tab.2 Selection of parameters such as fuel damage rate and air release fraction in an accident

| 应力类别 | R_D 燃料损坏率 | F_{AR} 空气释放分数 | F_R 可吸入分数 | F_{LP} 泄漏路径因子 |
|-------------------------------|------------------------|---------------------------|------------------------|---------------------------|
| 固体放射性核素 (Y-90、Sr-90、Cs-137 等) | | | | |
| 冲击应力 | $R_D=1 \times 10^{-3}$ | $F_{AR}=1 \times 10^{-2}$ | $F_R=2 \times 10^{-1}$ | $F_{LP}=5 \times 10^{-2}$ |
| 热应力 | $R_D=1 \times 10^{-3}$ | $F_{AR}=6 \times 10^{-3}$ | $F_R=1 \times 10^{-2}$ | $F_{LP}=5 \times 10^{-2}$ |
| 气体放射性核素 (Kr-85、H-3) | | | | |
| 热应力/冲击应力 | $R_D=1 \times 10^{-3}$ | $F_{AR}=1$ | $F_R=1$ | $F_{LP}=1$ |

1) 不同的反应堆堆芯和辐射屏蔽装置的结构设计在事故后对工作人员的辐照剂量可能会有巨大的差异;

2) 美国 BWXT 公司曾根据乏燃料运输容器 (10CFR71) 的要求对移动式反应堆开展穿刺和跌落试验,在穿刺试验中反应堆压力容器和辐射屏蔽装置能在实验中保持结构的完整,没有出现开裂等情况;在跌落试验中,反应堆压力容器和辐射屏蔽装置等都受到了较大程度的损坏,出现了开裂等情况,但是其结构仍然在很大程度上保持完整,对反应堆辐射的屏蔽功能没有受到较大的影响。与反应堆的直接辐射相比,从反应堆堆芯和压力容器开裂处泄漏出的放射性物质对工作人员的危害性更强。因此本文没有对事故后工作人员受到的直接辐射开展研究,主要围绕事故后从堆芯和压力容器开裂处泄漏的放射性物质开展分析和计算。

2.4.1 外照射

假设事故下从堆芯和压力容器开裂处泄漏的放

射性物质的危害主要分为对工作人员造成的外照射以及被工作人员吸入到体内引起的内照射。

其中放射性核素对工作人员造成的外照射是通过 MicroShield 软件进行计算的。计算中使用的假设条件来源于 SSG-26 附录 I.9(c)和 I.34,假定工作人员与事故地点的距离为 1 m,工作人员在事故地点的停留时间是 30 min,事故后泄漏的放射性物质传播的空间为 300 m³,根据 SSG-26 附录 I.1 的要求,该假设虽然主要适用于 A 类货包,也可以用于指定 B 类货包的放射性活度泄漏限制。通过 MicroShield 模拟软件计算分析得到假设事故初始时刻工作人员受到的辐照剂量如图 2 所示,30 min 后工作人员受到的外辐照剂量如表 3 所示。

在所有泄漏的放射性核素中,与其他固态放射性核素颗粒相比,由于惰性气体 Kr-85 和放射性气体 H-3 等占绝对多数,所以假设事故后工作人员受到的外辐照剂量处在较低的水平。

| Dimension | Materials | Source | Buildup | Integration | Title | Sensitivity |
|----------------|-----------|---------|-------------|-------------|-------------|-------------|
| Library: Grove | | | | | | |
| | | Nuclide | curies | becquerels | μCi/cm3 | Bq/cm3 |
| | | Aq-110 | 2.0000e-009 | 7.4000e+001 | 5.0026e-012 | 1.8509e-007 |
| | | Aq-110m | 1.4700e-007 | 5.4390e+003 | 3.6769e-010 | 1.3604e-005 |
| | | Am-241 | 5.3300e-008 | 1.9721e+003 | 1.3332e-010 | 4.9328e-006 |
| | | Am-242 | 1.3500e-009 | 4.9950e+001 | 3.3767e-012 | 1.2494e-007 |
| | | Am-242m | 1.3500e-009 | 4.9950e+001 | 3.3767e-012 | 1.2494e-007 |
| | | Am-243 | 3.0500e-009 | 1.1285e+002 | 7.6289e-012 | 2.8227e-007 |
| | | Ba-137m | 2.9300e-005 | 1.0841e+006 | 7.3288e-008 | 2.7116e-003 |
| | | Cd-113m | 5.4300e-011 | 2.0091e+000 | 1.3582e-013 | 5.0253e-009 |
| | | Ce-144 | 1.1700e-004 | 4.3290e+006 | 2.9265e-007 | 1.0828e-002 |
| | | Cm-242 | 1.8200e-006 | 6.7340e+004 | 4.5523e-009 | 1.6844e-004 |
| | | Cm-243 | 2.8100e-009 | 1.0397e+002 | 7.0286e-012 | 2.6006e-007 |
| | | Cm-244 | 4.3200e-007 | 1.5984e+004 | 1.0806e-009 | 3.9981e-005 |
| | | Cm-245 | 4.8400e-011 | 1.7908e+000 | 1.2106e-013 | 4.4793e-009 |
| | | Cs-134 | 2.6700e-005 | 9.8790e+005 | 6.6784e-008 | 2.4710e-003 |
| | | Cs-135 | 2.1500e-010 | 7.9550e+000 | 5.3778e-013 | 1.9898e-008 |
| | | Cs-137 | 3.1000e-005 | 1.1470e+006 | 7.7540e-008 | 2.8690e-003 |
| | | Eu-152 | 1.7800e-009 | 6.5860e+001 | 4.4523e-012 | 1.6473e-007 |
| | | Eu-154 | 1.0600e-006 | 3.9220e+004 | 2.6514e-009 | 9.8100e-005 |
| | | Eu-155 | 5.9000e-007 | 2.1830e+004 | 1.4758e-009 | 5.4603e-005 |
| | | H-3 | 1.2600e+000 | 4.6620e+010 | 3.1516e-003 | 1.1661e+002 |
| | | Kr-85 | 3.0400e+001 | 1.1248e+012 | 7.6039e-002 | 2.8134e+003 |
| | | Nb-93m | 7.2700e-011 | 2.6899e+000 | 1.8184e-013 | 6.7282e-009 |
| | | Np-237 | 8.3000e-011 | 3.0710e+000 | 2.0761e-013 | 7.6814e-009 |
| | | Np-239 | 3.0500e-009 | 1.1285e+002 | 7.6289e-012 | 2.8227e-007 |
| | | Pa-233 | 8.2800e-011 | 3.0636e+000 | 2.0711e-013 | 7.6629e-009 |
| | | Pm-147 | 4.1200e-005 | 1.5244e+006 | 1.0305e-007 | 3.8130e-003 |
| | | Pr-144 | 1.1700e-004 | 4.3290e+006 | 2.9265e-007 | 1.0828e-002 |
| | | Pr-144m | 1.1200e-006 | 4.1440e+004 | 2.8014e-009 | 1.0365e-004 |
| | | Pu-238 | 7.4500e-007 | 2.7565e+004 | 1.8635e-009 | 6.8948e-005 |
| | | Pu-239 | 4.1600e-008 | 1.5392e+003 | 1.0405e-010 | 3.8500e-006 |

图 2 事故初始时刻释放源项
 Fig.2 Radioactive sources in the initial moment of the accident

表 3 假想事故后工作人员受到的外辐照
Tab.3 External exposure to workers after hypothetical accident

| 冷却时间 | 工作人员受到的外辐照剂量/mSv |
|---------|-----------------------|
| 冷却 1 年后 | 3.66×10^{-3} |
| 冷却 5 年后 | 2.81×10^{-3} |

2.4.2 内照射

对于假想事故后工作人员受到的内照射, 首先应确定事故后工作人员摄入放射性核素的因子。SSG-26 附录 I.34 中提出: 使用 $10^{-4} \sim 10^{-3}$ 作为摄入因子是基于包括室内和室外在内的一系列放射性核素泄漏的事故场景进行考虑的。对于发生在户外的事故, 假定下风距离为 100 m, 稀释因子为 $7 \times 10^{-4} \sim 1.7 \times 10^{-2} \text{ s/m}^3$, 对于一个呼吸速率为 $3.3 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ 的成年人, 其摄入因子为 $2.3 \times 10^{-7} \sim 5.6 \times 10^{-6}$, 附录 I.35 中提出如果将下风距离从 100 m 缩短到 10 m, 那么附录 I.34 提出的摄入因子数值将增加 30 倍。经计算, 附录 I.34 中的摄入因子增加 30 倍, 为 $6.9 \times 10^{-6} \sim 1.68 \times 10^{-4}$, 但是考虑附录 I.9 和 I.11 中提出假想事故发生时工作人员距离事故的发生地点为 1 m 以及气候的不确定性, 为了使计算结果更加保守, 本文将事故后工作人员的摄入因子定为 SSG-26 中取值的上限 (10^{-3})^[18]。

在确定摄入因子后, 本文根据 GB 18871—2002 中的附表 3 对事故后泄漏的放射性核素造成的内照射进行计算, 计算结果为: 反应堆运行 3 年、冷却 1 年后在假想事故下对工作人员的内辐照剂量为 810 mSv; 反应堆运行 3 年、冷却 5 年后在假想事故下对工作人员的内辐照剂量为 593 mSv。

3 结论

计算结果表明: 1) 在满功率运行后延长移动式反应堆的冷却时间可以有效降低反应堆中裂变产物的活度, 从而降低事故后对工作人员的辐照剂量; 2) 假想事故下移动式反应堆的事故后果远超过 *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material* (SSG-26) 和《电离辐射防护与辐射源安全标准》(GB 18871—2002) 中工作人员受到的辐照剂量限值, 并且假想事故的发生概率没有满足我国超设计基准事故 10^{-7} 次/年的筛选要求^[19], 因此有必要在移动式反应堆运输过程中采取包括武装押运和路线规划在内的管理措施以降低假想事故的概率, 并采取相应的防护措施降低事故后工作人员受到的辐照剂量以满足核安全部门的监管要求。

本文中假想事故的统计数据来源于美国, 而中美两国在基础设施建设方面存在一定差异。美国公路的建设较为完善, 有专门为重型和特殊设备运输设计的道路和桥梁, 这些道路和桥梁的建设需要满足

《AASHTO 公路设计手册》(AASHTO Green Book), 《AASHTO 桥梁设计规范》(AASHTO LRFD Bridge Design Specifications) 和《国家交通安全标准》(National Traffic Safety Standards) 等标准。这些标准包括对承载能力和结构安全性的要求, 以确保可以支持重型和特殊运输车辆的通行。在超重运输方面, 美国的一些地区, 如加利福尼亚州和得克萨斯州, 已经为超重和特殊运输车辆 (包括核材料) 设计了专门的道路和桥梁, 以满足其运输需求。这些专用设施在设计时考虑了超载和重载的要求, 以确保运输安全。与美国相比, 我国的基础设施建设虽然取得了较大的发展, 但是由于城市化进程较快, 一些道路和桥梁的安全标准未必能满足移动式反应堆的运输需求, 除此以外, 一些偏远地区的运输条件可能存在道路维护不足等问题。这些基础设施建设的差异会导致中美两国交通事故概率的统计结果存在一定不同。因此, 本文得出的事故概率计算结果能否得到国内监管部门的认可存在较大的不确定性, 在未来, 本文计划根据国内的相关数据对假想事故的事故风险进行评价以进一步满足国内相关研究单位和监管部门的审查需求。

参考文献:

- [1] 赵阳, 李达维, 张昌芳. 美军移动微型核反应堆建设发展及军事影响[J]. 国防科技, 2023, 44(1): 54-61.
ZHAO Y, LI D W, ZHANG C F. Development and Military Impact of the U.S. Military's Mobile Micro Nuclear Reactors[J]. National Defense Technology, 2023, 44(1): 54-61.
- [2] 生态环境部, 国家市场监督管理总局. 放射性物品安全运输规程:GB11806-2019[S]. 北京:中国环境出版社, 2019.
Ministry of Ecology and Environment of the People's Republic of China, State Administration for Market Regulation. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material: GB 11806-2019[S]. Beijing: China Environment Publishing Group, 2019.
- [3] MAHERAS S, ADKINS H. Documentation of Applicable Regulations and Regulatory Authority for Microreactor Transportation[R]. Pacific Northwest National Laboratory, Washington, D.C., 2020.
- [4] United States Nuclear Regulatory Commission. Packaging and Transportation of Radioactive Material:10CFR71[S]. Washington, D.C.: Office of the Federal Register, 2022.
- [5] COLES G, SHORT S. Proposed Risk-Informed Regulatory Framework for Approval of Microreactor Transportation Packages[R]. Pacific Northwest National Laboratory, Washington, D.C., 2021.
- [6] COLES G, SHORT S, et al. Risk-Informed Approach for

- Regulatory Approval of Microreactor Transport[R]. Pacific Northwest National Laboratory, Washington, D.C., 2022.
- [7] United States Nuclear Regulatory Commission. Spent Fuel Transportation Risk Assessment: NUREG-2125[R]. Office of Nuclear Materials Safety and Safeguards, Washington, D.C., 2014.
- [8] International Atomic Energy Agency. Advisory Material for the IAEA Regulations For the Safe Transport of Radioactive Material(2018 Edition):SSG-26[S]. Vienna: IAEA, 2018.
- [9] COLES G A, LOWRY P P. Development and Demonstration of a Risk Assessment Approach for Approval of a Transportation Package of a Transportable Nuclear Power Plant for Domestic Highway Shipment[R]. Richland, Washington, D.C.: Pacific Northwest National Laboratory, 2023.
- [10] COLES G A, LOWRY P P. Parametric Study of Factors that Affect Calculated Dose from TRISO Fueled Microreactor Transportation Accident[R]. Richland, Washington, D.C.: Pacific Northwest National Laboratory, 2022.
- [11] United States Department of Energy. Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities[R]. Department of Energy, Washington, D.C., 2013.
- [12] United States Nuclear Regulatory Commission. Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook: NUREG-6410[R]. Office of Nuclear Materials Safety and Safeguards, Washington, D.C., 1998.
- [13] United States Department of Energy. Final Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain[R]. Office of Civilian Radioactive Waste Management, Nye County, Nevada, 2002.
- [14] United States Department of Energy. Final Supplemental Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain[R]. Office of Civilian Radioactive Waste Management, Nye County, Nevada, 2008.
- [15] United States Department of Energy. Draft Global Nuclear Energy Partnership Programmatic Environmental Impact Statement[R]. Office of Civilian Radioactive Waste Management, Nye County, Nevada, 2008.
- [16] LANGER G. Simulated Seismic Event Release Fraction Data[R]. Rockwell International Corp., Golden, CO(United States), 1987.
- [17] MISHIMA J, SCHWENDIMAN L, RADASCH C A. Plutonium Release Studies. III. Release From heated Plutonium Beaming Powders[R]. Battelle Pacific Northwest Labs., Richland, WA(United States), 1968.
- [18] 国家质量监督检验检疫总局. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准: GB 18871—2002[S]. 北京: 中国标准出版社, 2004.
- General Administration of Quality Supervision, Inspection and Quarantine of the People's Republic of China. Basic STANDARDS for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources: GB 18871—2002[S]. Beijing: Standards Press of China, 2004.
- [19] 国家核安全局. 核电厂厂址选择的外部人为事件: HAD101/04-1989[S]. 北京: 中国法制出版社, 2019.
- National Nuclear Safety Administration. External Events in Nuclear Plant Site Selection: HAD101/04-1989[S]. Beijing: China Legal Publishing House, 2019.