

# 自然循环工况下堆舱抢修人员辐射安全分析

孙仲涛, 蒋以山, 张栋, 赵欣

海军潜艇学院, 山东 青岛 266199

**摘要:** **目的** 开展对反应堆自然循环工况下抢修人员辐射安全研究, 阐述反应堆舱应急抢修人员辐射防护方法, 为应急抢修人员辐射防护和抢修时间控制提供理论参考。 **方法** 针对反应堆自然循环工况下抢修人员辐射情况, 利用蒙特卡罗方法进行模拟计算, 并结合自然循环工况下反应堆舱实验测量的辐射数据进行验证分析。 **结果** 反应堆外照射模拟计算中子剂量率约为 140  $\mu\text{Sv/h}$ ,  $\gamma$  辐射剂量率为 48  $\mu\text{Sv/h}$ , 实验测量计算抢修人员在 30 min 堆舱内受到的有效剂量为 2.2 mSv。 **结论** 自然循环功率下进堆舱抢修,  $\gamma$  辐射对抢修人员危害大, 但在不同的位置维修, 防护重点又有不同; 佩戴呼吸器, 30 min 轮流抢修的方式, 对抢修人员是安全的。

**关键词:** 自然循环工况; 辐射防护方法; 蒙特卡罗方法; 外照射

中图分类号: TL75+2 文献标识码: A 文章编号: 1004-714X(2021)04-0470-04

## Radiation safety analysis of emergency repair personnel in the reactor cabin under the natural circulation condition of the reactor

SUN Zhongtao, JIANG Yishan, ZHANG Dong, ZHAO Xin

Navy submarine academy, Qingdao 266199 China

**Abstract:** **Objective** Radiation safety of emergency repair personnel in the reactor cabin under the natural circulation condition of the reactor is studied, the radiation protection method of emergency repair personnel in the reactor cabin is described, which provides a theoretical reference for personnel radiation protection and emergency repair time control. **Methods** The radiation was simulated by the Monte Carlo method for emergency repair personnel in the reactor cabin under the natural circulation condition of the reactor, and the radiation was also analyzed with the radiation data measured by experiments in the reactor cabin under the natural circulation condition of the reactor. **Results** The neutron dose of external irradiation about reactor simulated computation was 140  $\mu\text{Sv/h}$ , and gamma radiation dose rate was 48  $\mu\text{Sv/h}$ . By experiment and calculation, the effective dose received by emergency repair personnel in the 30-minute in the reactor cabin was 2.2 mSv. **Conclusions** Under the natural circulation condition of the reactor, the gamma radiation is harmful to emergency repair personnel, but the focus of protection is different locations for maintenance. It's safe for emergency personnel to repair the reactor in 30 minutes in turn, wearing the respirators.

**Keywords:** Natural Circulation Condition of the Reactor; Radiation Protection Method; Monte Carlo Method; External irradiation

反应堆运行时出现事故或者故障, 主要是由于核动力装置或者一回路管路故障导致, 尽管反应堆自身出现事故或者故障的概率较低, 但也需进堆舱进行应急抢修。进堆舱抢修前, 反应堆需停汽停堆, 以保证抢修人员安全。新型的反应堆具有自然循环功能, 可以实现在不停汽停堆的情况下, 进行应急抢修, 但此时堆舱抢修人员辐射安全如何, 需要进行研究。本文利用蒙特卡罗方法进行堆舱人员受反应堆辐射剂量模拟计算, 并结合自然循环工况下反应堆舱实验测量

的辐射数据验证分析, 来确定人员的辐射安全。

### 1 材料和方法

**1.1 堆舱应急抢修辐射防护方法** 进堆舱抢修时, 人员需要进行内照射和外照射防护。内照射防护主要采取全身防护的方法, 穿个人防护服和佩戴呼吸器防止放射性灰尘或者气体沾染身体或者通过呼吸进入体内。外照射防护主要防堆舱中子和  $\gamma$  射线, 由于中子和  $\gamma$  射线穿透力强, 穿个人防护服(该个人防护

服不同于文献 [1] 提到的防护用品)对外照射的防护效果基本为零,对外照射的防护主要采取控制辐射时间的方法,尽量减少抢修时间,以减少单个人员所受到的放射性照射,使其不超过规定的剂量限制。由于穿个人防护服和佩戴呼吸器能够有效防止内照射的危害,因此进堆舱的辐射主要考虑外照射对人的危害。本文只研究对外照射的防护。

**1.2 反应堆外照射模拟计算方法** 抢修人员在堆舱受到的外照射比较复杂,可以用蒙特卡罗软件(Monte carlo N-Particle transport code, MCNP)模拟计算在自然循环功率下受到的反应堆外照射剂量。MCNP 是美国 LosAlamos 实验室研制的大型蒙特卡罗中子、光子和电子输运程序,具有较强的通用性和几何处理能力、使用精确的点截面参数及丰富的降低方差技巧等特点,广泛应用于放射治疗和辐射防护等领域,是国际上用来进行剂量计算的重要工具之一[2-4]。

**1.2.1 建立模型** 反应堆的描述:反应堆可简化模拟为一定体积的圆柱面放射源。防护时只考虑从一次屏蔽表面出射的中子和  $\gamma$  射线对人辐射影响,反应堆内部辐射情况不予考虑。从一次屏蔽表面出射的中子和  $\gamma$  射线以自然循环功率下最大辐射能量概率值计算,即一次屏蔽表面出射的中子看作是 0.9 Mev 的单能中子,一次屏蔽表面出射的  $\gamma$  射线看作是 6 Mev 的单能  $\gamma$  射线[5],一次屏蔽表面有效辐射中子发射率可设定为  $15\,000/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ [6-7]。

**抢修人员的描述:**要模拟计算自然循环功率下抢修人员受到反应堆辐射的剂量值,将它与辐射防护的基本限制相比较,藉以判断所受照射是否处在可接受的范围之内。由于人体受到外照射时,人体各部分的剂量当量不同,而且也不可能直接测量,为此,国际辐射学单位委员会(ICRU)建议用一个直径为 30 cm 的组织等效球,称为 ICRU 球,作为人体躯干的模型,藉以估计人体躯干中的最大剂量当量。ICRU 球密度为  $1\text{ g}/\text{cm}^3$ ,质量成分:氧 76.2%,碳 11.1%,氢 10.1%,氮 2.6%[8-9]。

**抢修人员与反应堆的距离:**抢修人员模拟的位置,和实验用监测反应堆辐射的  $\gamma$  监测仪、中子监测仪的位置一致。由于堆舱中部大型核设施集中,辐射水平高,所以 2 台监测仪均设置于堆舱的中部辐射水平最高的点,此时 2 台监测仪与反应堆的距离分别为 1 m、0.5 m,故抢修人员与反应堆模拟距离分别为 1 m、0.5 m。

**1.2.2 辐射模拟计算的实现** 利用 MCNP 程序实现模拟计算。根据上述的模型描述,先编写输入卡文件,包括栅元卡、曲面卡和数据卡。栅元卡具体描述反应堆和抢修人员模型的空间几何分布和材料密度。曲面卡具体描述反应堆和抢修人员模型的几何大小。数据卡具体描述反应堆的辐射能量和几何位置、等效 ICRU 球的组成元素的比例和辐射计数方式。

中子辐射计数方式采用 MCNP 计数卡中的 F6 功能卡来记录反应堆中子辐射等效 ICRU 球的沉积能量。

$$F6 = \rho_a / \rho_g \int_t \int_E H(E) \phi(r, E, t) dE dt \quad (1)$$

其中,  $\rho_a$  是原子密度,  $\rho_g$  是质量密度,  $H(E)$  是加热函数,  $\phi(r, E, t)$  是粒子注量率。

$\gamma$  辐射计数方式采用 MCNP 计数卡中的 F4 功能卡和 Fm 计数乘子卡来记录反应堆  $\gamma$  辐射等效 ICRU 球的剂量率。

$$F4 = \int \phi(r, E, t) dt = WT_l / V \quad (2)$$

其中,  $V$  是粒子速度,  $W$  是粒子权重,  $T_l$  径迹长度。F4 卡计算值为通量,用 Fm 计数乘子卡转换为剂量率,本模型 Fm 卡格式为 Fm (I m -5 -6), I 为转换因子,是与受辐射材料及源粒子发射率有关的常数,反应堆对人体组织辐射的常数 I 我们定为 0.011 682, m 为模型材料编号, -5 为径迹能量的总微观截面  $\sigma_T(E)$ , -6 为径迹能量的发热数  $H(E)$ 。

## 2 结 果

**2.1 反应堆外照射模拟计算结果** MCNP 程序通过运行上述编写的输入卡文件,得出模型图和计算结果。中子辐射沉积能量计算结果为  $6.7 \times 10^{-8} \text{ MeV/g}$ ,结合反应堆一次屏蔽表面有效辐射中子发射率,计算中子吸收剂量率约为  $140 \mu\text{Gy/h}$ ;  $\gamma$  吸收剂量率计算结果为  $48 \mu\text{Gy/h}$ 。根据剂量当量率的计算式,

$$\dot{H} = \dot{D} \times Q \times N \quad (3)$$

其中,  $\dot{H}$  是剂量当量率,  $\dot{D}$  是吸收剂量率,  $Q$  是辐射品质因数,  $N$  是修正因数, ICRP 指定  $N$  为 1,中子的辐射品质因数为 10,  $\gamma$  的辐射品质因数为 1[5];计算可得,中子的剂量当量率  $\dot{H}_n$  为  $1400 \mu\text{Sv/h}$ ,  $\gamma$  的剂量当量率  $\dot{H}_\gamma$  为  $48 \mu\text{Sv/h}$ 。

**2.2 实验测量计算结果** 分别利用监测反应堆辐射的  $\gamma$  监测仪、中子监测仪实验测量,2 台监测仪均位

于堆舱的中部,  $\gamma$  监测仪与反应堆的距离为 1 m, 中子监测仪与反应堆的距离为 0.5 m, 与抢修人员模拟的位置一致。在反应堆自然循环工况下进行测量, 由于进堆舱佩戴的呼吸器有效工作时间不小于 30 min, 所以测量时间定为 30 min, 每隔 2 min 记录一次数据, 并把测量的数据分别进行拟合, 所得拟合曲线如图 1、图 2。

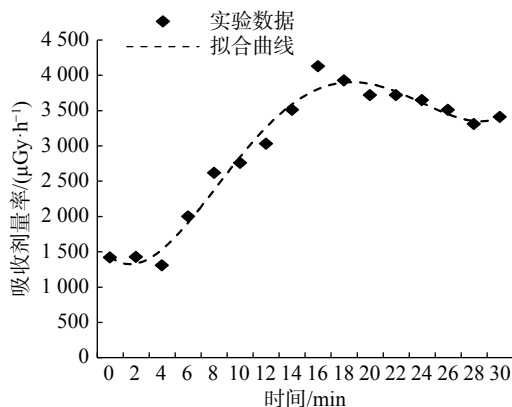


图 1  $\gamma$  测量数据与拟合曲线

Figure 1  $\gamma$  measurement data and fitting curve

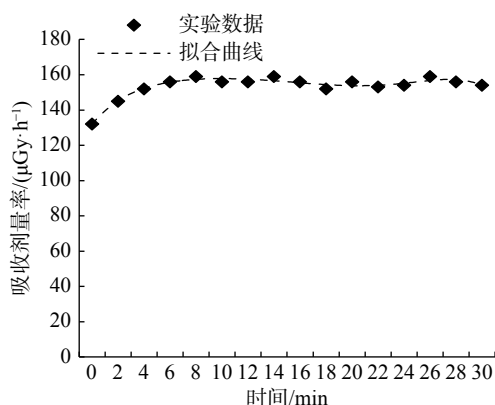


图 2 中子测量数据与拟合曲线

Figure 2 N measurement data and fitting curve

图 1 拟合的曲线方程:  $Y_{\gamma} = -0.0002x^5 + 0.0549x^4 - 3.0398x^3 + 53.478x^2 - 142.39x + 1430$

拟合曲线确定系数  $R^2 = 0.98$ , 拟合程度较好。令  $Y_{\gamma}$  的导数为 0, 可得  $\gamma$  吸收剂量率最大值约为  $3945 \mu\text{Gy/h}$ 。计算辐射 30 min 的  $\gamma$  累积吸收剂量  $D_{\gamma}$ ,  $D_{\gamma} = \int_0^{30} Y_{\gamma} dt = 1377 \mu\text{Gy}$ 。

图 2 拟合的曲线方程:  $Y_n = -2E-06x^6 + 0.0002x^5 - 0.0061x^4 + 0.1145x^3 - 1.3166x^2 + 8.8694x + 131.9$

拟合曲线确定系数  $R^2 = 0.95$ , 拟合程度较好。令  $Y_n$  的导数为 0, 可得中子吸收剂量率最大值约为  $159 \mu\text{Gy/h}$ 。计算辐射 30 min 的中子累积吸收剂量  $D_n$ ,  $D_n = \int_0^{30} Y_n dt = 80 \mu\text{Gy}$ 。

应急抢修人员在堆舱受到的辐射包括中子辐射

和  $\gamma$  辐射。有效剂量计算式为:

$$H = Q_n \times D_n + Q_{\gamma} \times D_{\gamma} \quad (4)$$

其中,  $Q_n$  为中子辐射品质因数, 值为 10,  $Q_{\gamma}$  为  $\gamma$  辐射品质因数, 值为 1,  $D_n$  为中子累积吸收剂量,  $D_{\gamma}$  为  $\gamma$  累积吸收剂量<sup>[8]</sup>。由于  $D_n = 80 \mu\text{Gy}$ ,  $D_{\gamma} = 1377 \mu\text{Gy}$ , 故  $H = 2.2 \text{ mSv}$ , 即抢修人员在 30 min 在堆舱受到的有效剂量。

### 3 讨论

利用模型模拟计算的  $\gamma$  吸收剂量率为  $48 \mu\text{Gy/h}$ , 表示抢修人员位于反应堆前 1 m 位置受到的最大  $\gamma$  吸收剂量率; 模拟计算的中子吸收剂量率约为  $140 \mu\text{Gy/h}$ , 表示抢修人员位于反应堆前 0.5 m 位置受到的最大中子吸收剂量率; 而实验测得  $\gamma$  吸收剂量率最大值约为  $3945 \mu\text{Gy/h}$ , 中子吸收剂量率最大值约为  $159 \mu\text{Gy/h}$ 。通过对比, 辐射模拟计算剂量率比实验测得最大剂量率小, 分析原因, 模拟计算的仅仅是反应堆的辐射值, 而实验测量的数值不仅来自反应堆的辐射贡献, 还包括一回路管路冷却剂和蒸汽发生器等核设施活化产物产生的辐射贡献, 因此实验测量的数据较大。其中,  $\gamma$  辐射模拟计算和实验测得最大剂量率相差很大, 是由于反应堆运行时, 主冷却剂中的  $^{16}\text{O}$  被中子照射产生活化, 生成  $^{16}\text{N}$ , 同时释放大量  $\gamma$  射线, 根据上述数据对比可知, 所产生的  $\gamma$  辐射是反应堆产生的  $\gamma$  辐射近 100 倍, 也就是一回路管路冷却剂和蒸汽发生器等核设施活化产物产生的  $\gamma$  辐射是反应堆产生的  $\gamma$  辐射近 100 倍; 中子辐射模拟计算和实验测得最大剂量率相差较小, 是由于反应堆运行时, 主冷却剂活化产生的中子很少, 约占 0.039%, 因此中子辐射的贡献主要来自于反应堆, 一回路管路冷却剂和蒸汽发生器等核设施产生的中子辐射贡献很少。通过上述分析说明, 反应堆运行时堆舱内  $\gamma$  辐射量比中子辐射量大, 反应堆自身产生的中子辐射量比  $\gamma$  辐射量大, 一回路管路冷却剂和蒸汽发生器等核设施活化产物产生的  $\gamma$  辐射量比反应堆  $\gamma$  辐射量大, 而一回路管路冷却剂和蒸汽发生器等核设施活化产物产生的中子辐射量比反应堆中子辐射量小很多; 也验证了利用蒙特卡洛方法模拟反应堆外照射计算的结果与反应堆实际辐射情况相符。

上述计算可知, 抢修人员在 30 min 堆舱内受到的有效剂量为 2.2 mSv, 由于此计算条件是在堆舱中部, 辐射水平最高, 所以也是受到的最大有效剂量。

根据国家规定的连续 5 年平均剂量不超过 20 mSv<sup>[10]</sup>, 事故照射一次不应超过 100 mSv<sup>[5]</sup>, 可安排人员轮流进堆舱抢修, 每个人抢修时间最长可定为 30 min, 可完成核动力装置故障的抢修。而单个人员控制 30 min 所接受的辐射照射有效剂量小于 3 mSv, 远低于年剂量限值 20 mSv, 不会对人员的辐射安全产生影响。

总之, 自然循环功率下进堆舱抢修, 堆舱内  $\gamma$  辐射量比中子辐射量大,  $\gamma$  辐射对抢修人员危害大。接近反应堆抢修时, 辐射危害主要来自于堆内的核裂变产生的中子辐射, 且中子辐射大, 重点考虑中子辐射的防护; 接近一回路管路冷却剂和蒸汽发生器等核设施抢修时, 辐射危害主要来自于它们的活化产物产生的  $\gamma$  辐射, 且  $\gamma$  辐射很大, 重点考虑  $\gamma$  辐射的防护。采取自然循环功率下, 佩戴呼吸器, 30 min 轮流抢修的方式, 不会对抢修人员的辐射安全产生明显危害, 在安全范围之内。

**利益冲突** 本研究由署名作者按以下贡献声明独立开展, 排名无争议。文章不涉及任何利益冲突

**作者贡献声明** 孙仲涛负责起草论文、修订论文; 蒋以山负责修订论文; 张栋负责文献调研与整理; 赵欣负责文献调研与整理

## 参考文献

- [1] 陈岩, 张圆圆, 张伟佳, 等. 介入、核医学放射工作人员外照射个人剂量水平调查与分析[J]. 中国辐射卫生, 2018, 27 (1): 5-8. DOI: 10.13491/j.cnki.issn.1004-714x.2018.01.002.
- [2] 徐洋洋, 邓磊, 杨亚新, 等. 放射治疗外照射的蒙特卡罗计算[J]. 中国辐射卫生, 2016, 25 (1): 15-17. DOI: 10.13491/j.cnki.issn.1004-714x.2016.01.005.
- [3] 徐 YY, Deng L, Yang YX, et al. Radiotherapy Monte Carlo calculation of dose rate[J]. Chin J Radiol Health, 2016, 25 (1): 15-17. DOI: 10.13491/j.cnki.issn.1004-714x.2016.01.005.
- [4] 李龙, 孙征, 邵静, 等. 俄核动力巡航导弹剂量空间分布研究[J]. 核科学与工程, 2020, 40 (4): 668-676. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2020.04.022.
- [5] Li L, Sun Z, Shao J, et al. Research on dose space distribution of Russian nuclear-powered cruise missile[J]. Nucl Sci Eng, 2020, 40 (4): 668-676. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2020.04.022.
- [6] 马兴田. 辐射安全与防护[M]. 北京: 海潮出版社, 1994.
- [7] Ma XT. Radiation safety and protection[M]. Beijing: HaiChao Publishing House, 1994.
- [8] 王巍, 申世飞, 胡永明. 反应堆屏蔽水箱失水过程的水箱表面辐射研究[J]. 核科学与工程, 2006, 26 (4): 307-312. DOI: 10.3321/j.issn.0258-0918.2006.04.004.
- [9] Wang W, Shen SF, Hu YM. Study on radiation of water tank during reactor shielding water leakage[J]. Chin J Nucl Sci Eng, 2006, 26 (4): 307-312. DOI: 10.3321/j.issn.0258-0918.2006.04.004.
- [10] 国家能源局. NB/T20194—2012 压水堆核电厂辐射屏蔽设计准则[S]. 北京: 原子能出版社, 2013.
- [11] National Energy Administration. NB/T20194—2012 Guidelines for design of radiation shielding for pressurized water reactor nuclear power plants[S]. Beijing: Atomic Energy Press, 2013.
- [12] 容超凡. 电离辐射计量[M]. 北京: 原子能出版社, 2002: 141-143.
- [13] Rong CF. Measurement of ionizing radiation[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 2002.
- [14] 杨波, 刘义保, 顾金虎, 等. 蒙特卡罗方法对TH-PPL CT屏蔽铅罐辐射防护的模拟分析[J]. 东华理工大学学报(自然科学版), 2009, 32 (1): 72-77.
- [15] Yang B, Liu YB, Gu JH, et al. The simulation and analysis on the radioprotection of the TH-PPL CT's lead canister by Monte Carlo method[J]. J East China Inst Technol Nat Sci, 2009, 32 (1): 72-77.
- [16] 谭维维, 钟恩德, 桑军阳, 等. 2016 年南通市放射工作人员外照射个人剂量监测结果[J]. 中国辐射卫生, 2019, 28 (2): 176-177.
- [17] Tan WW, Zhong ED, Sang JY, et al. Monitoring results of individual dose of external radiation exposure among radiological workers in 2016 in the city of Natong[J]. Chin J Radiol Health, 2019, 28 (2): 176-177.

(收稿日期: 2020-11-28)