

放射性物品运输容器屏蔽性能评价方法及实践

王智鹏, 荣誉, 王鹏毅, 王长武, 孙谦, 张煜航, 郝嘉欣, 李俊, 孙树堂
(中国辐射防护研究院, 太原 030006)

摘要: **目的** 为放射性物品运输容器的屏蔽性能评价工作提供参考和建议。**方法** 以1种典型大容量厚屏蔽放射源运输容器作为研究对象, 使用辐射防护领域常用的3种屏蔽评价方法(公式计算、蒙特卡洛软件计算、屏蔽试验)对其进行屏蔽性能评价, 给出相同活度的 ^{60}Co 放射源在运输容器外部指定位置产生的辐射水平。使用 ^{60}Co 放射源(12 000 Ci)和辐射测量仪器对研究对象直接开展屏蔽性能检测试验, 并通过换算给出在装载指定活度 ^{60}Co 放射源时的外部辐射水平, 并将实测结果与计算结果进行对比分析。**结果** 使用3种不同方法得到了同一运输容器在装载相同内容物时其外部指定位置的辐射水平。使用公式计算最为方便快捷; 使用蒙特卡洛软件计算得到的结果和实测结果更为接近; 使用放射源直接开展测量获得的结果最为直观和可信, 但受测量环境和仪器影响较大。**结论** 3种计算方法和实测结果在数值上略有不同, 但均位于同一数量级, 均可用于放射性物品运输容器的屏蔽性能评价。

关键词: 放射性物品运输容器; 屏蔽性能; 蒙特卡洛软件计算; 屏蔽试验

中图分类号: TL932.1

文献标志码: A

文章编号: 1001-3563(2024)23-0311-07

DOI: 10.19554/j.cnki.1001-3563.2024.23.034

Evaluation Method and Practice of Shielding Performance of Radioactive Material Transport Container

WANG Zhipeng, RONG Yu, WANG Pengyi, WANG Changwu, SUN Qian,
ZHANG Yuhang, HAO Jiabin, LI Jun, SUN Shutang

(China Institute for Radiation Protection, Taiyuan 030006, China)

ABSTRACT: The work aims to provide reference and suggestions for shielding performance evaluation of radioactive material transport container. With a typical large-capacity radioactive source transport container as the research object, 3 shielding evaluation methods (formula calculation, Monte Carlo software calculation and shielding test) commonly used in radioactive protection were employed to evaluate the shielding performance of the container and the radiation dose rate generated by the ^{60}Co radioactive source (12 000 Ci) of the same activity at the designated location outside the container was given. The ^{60}Co radioactive source (12 000 Ci) and the radiation measuring instrument were used to directly test the shielding performance of the research object, and the external radiation level when the specified ^{60}Co radioactive source was loaded was obtained through conversion, and the measured results were compared with the calculated results. 3 different methods were used to obtain the radiation level at a specified location outside the same transport container loaded with the same contents. Formula calculation was the most convenient and fast. The results calculated by Monte Carlo software were closer to the measured results. The results obtained by direct measurement with radioactive sources were the most intuitive and reliable, but were greatly affected by the measuring environment and instruments. The results obtained by 3 calculation methods and the measured results are slightly different in numerical value, but they are all in the same order of magnitude and can be used to evaluate the shielding performance of the

radioactive material transport container.

KEY WORDS: radioactive material transport container; shielding performance; Monte Carlo software calculation; shielding test

放射性物品的运输活动是工业、农业、医学、科研等领域实现核能和核技术利用的必要环节,运输容器是实现放射性物品安全运输的重要设备^[1-2]。为保证放射性物品运输活动的安全,各国监管部门及IAEA均对放射性物品运输容器的屏蔽性能提出了要求。放射性物品运输活动过程的辐射安全主要依靠容器自身具备的屏蔽性能,以使运输容器外部不会产生过高的辐射水平。在我国,对于运输容器的屏蔽性能的规范主要通过法律法规、强制标准和相关导则等技术文件来实现^[3-4],以B型货包为例,《放射性物品安全运输规程》中规定,该类型货包在常规运输条件下(第5.3.1节规定的情况除外),外表面任一点的最高辐射水平应不超过2 mSv/h;在经受“验证经受正常运输条件能力的试验”规定的试验后,能防止货包的任何外表面上的辐射水平提高20%以上;在经受“验证经受运输事故条件能力的试验”后,能保持足够的屏蔽能力,保证在货包内装的放射性内容物达到所设计的最大数量时,距货包1 m处的辐射水平不超过10 mSv/h。

为确认运输容器是否具备足够的屏蔽性能,最直接的方法就是使用真实放射性内容物在运输容器内完成装载并进行辐射测量,如⁶⁰Co放射源运输容器和乏燃料运输容器的屏蔽测量工作^[5-6]。这类直接测量法能够直观地观察运输容器外部辐射水平,但在运输容器的设计阶段往往难以实施。审管单位为在容器设计的审评过程中对容器的屏蔽性能做出判断,就需要设计方使用其他方式对运输容器的屏蔽性能进行评价^[7-8]。

1 屏蔽性能评价方法

1.1 直接测量

对装载放射性内容物后的运输容器开展辐射水平测量所得到的结果最为直观,但辐射测量所受影响较多^[7],需要在充分考虑各类影响因素(如辐射本底、仪器固有误差、周围环境的反射、散射等)后,制定专门的检测方案来保证测量结果的准确性。

放射性物品运输容器的屏蔽性能直接测量实践较多,较典型的有对工业辐照⁶⁰Co放射源运输容器^[5]和乏燃料运输容器^[6]的屏蔽性能检测。这2种运输容器的体积较大,因此在进行屏蔽性能检测时,一般采用选取特征点的方式,根据运输容器的结构特征,对1个或多个指定位置开展屏蔽性能检测。

1.2 公式计算

屏蔽计算的核心就是计算某种指定能量的射线

在经过特定屏蔽结构后所产生的辐射水平。对于工程上的屏蔽计算,通常利用计算机采用蒙特卡洛计算软件完成。在屏蔽结构的设计初期,也可以使用公式进行计算,并将计算结果作为设计参考。

目前,国内外公开出版的涉及辐射防护屏蔽计算的书籍较多,例如国际放射防护委员会第33号出版物ICRP Report 33^[9]及其中文翻译版《医用外照射源的辐射防护》^[10]、NCRP Report 49^[11]、《高等电离辐射防护教程》^[12]等。

本文选取1种简便算法,即空气比释动能率和减弱倍数法。具体方法为:首先使用空气比释动能率公式计算得到距离放射源指定位置的空气比释动能率,然后使用减弱倍数法计算在指定方向上的屏蔽材料对指定能量射线的减弱倍数,最后得到指定放射源在指定位置上经过指定材料屏蔽后所产生的空气比释动能率。

空气比释动能率计算公式如下:

$$\dot{K}_a = \frac{A\Gamma_k}{R^2} \quad (1)$$

式中: \dot{K}_a 为空气比释动能率,Gy/s; A 为放射源活度,Bq; Γ_k 为比释动能率常数; R 为点源与计算点的距离,m。

据此可计算得到放射源距离指定位置的空气比释动能率 \dot{K}_a 。

然后根据运输容器在指定方向上的屏蔽结构,通过查表获得不同材料对某一能量的射线所对应的半减弱厚度 $\Delta_{1/2}$,即可计算得到放射源在指定位置经过屏蔽后的空气比释动能率。假设忽略韧致辐射,则在带电粒子平衡条件下比释动能率 \dot{K}_a 与吸收剂量率 \dot{D}_a 相等,根据ICRP选定的 γ 射线和X射线的辐射权重因子为1^[10-11],因此对于本文讨论的⁶⁰Co放射源,吸收剂量率 \dot{D}_a 等于当量剂量率 \dot{K}_a 。

该方法在对简单点源进行计算时具有较好的准确性,在对结构复杂的源项或屏蔽层进行计算时准确度下降,因此该方法可以作为初步计算为运输容器的设计阶段提供参考。

1.3 蒙特卡洛软件计算

采用数学公式对运输容器的屏蔽性能进行计算的方法在对简单点源进行计算时较为准确,但当源项和容器结构较为复杂时,往往无法得到准确计算结果。因此在工程上更为常用的方法是使用蒙特卡洛软件进行计算^[13-17]。

蒙特卡洛模拟计算是一种基于随机数的数学技

术,用于模拟复杂系统和计算问题,特别是涉及多个变量和大量不确定性的情况。相关方法在辐射屏蔽计算和核临界计算中得到了广泛应用,可以计算多种粒子的耦合运输问题,输出也很齐全,包括一般输出和特殊输出,各类通量,各类能谱、积分量都可输出。使用蒙特卡洛软件计算得到的结果需要通过通量-剂量率转换后得到对应的剂量率。本文使用的蒙特卡洛软件为 TopMC,是由风麟核自主研发的以中子及相关辐射运输计算为核心的大型一体化核设计软件^[18],所使用的通量-剂量率转换系数引自《用于光子外照射放射防护的剂量转换系数》(GBZ/T 144—2002)^[19]。

2 钴源运输容器屏蔽性能评价

本节以应用范围较广的钴源运输容器为例,使用不同方法评价其对放射性内容物的屏蔽性能。

本节分析对象为 1 种典型夹层结构钴源运输容器,该容器可装载最大活度 12 000 Ci 的 ⁶⁰Co 放射源,为 B 型货包。容器主体结构为钢-铅-钢夹层结构,另有防火隔热材料、缓冲材料等其他结构。夹层结构钴源运输容器的结构示意图如图 1 所示,容器侧向自内向外分别为内筒不锈钢内壁、内筒铅屏蔽层、内筒不锈钢外壁、外防护罩不锈钢内壳、外防护罩木材缓冲层、外防护罩隔热层、外防护罩外壳。容器内容物 ⁶⁰Co 放射源的半衰期为 5.27 a,放射性衰变放出 γ 射线的能量为 1.17 MeV 及 1.33 MeV^[20]。

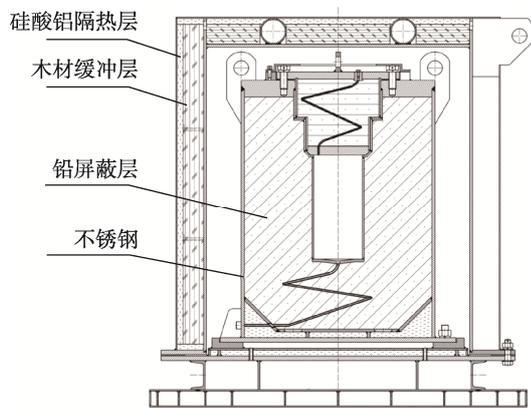


图 1 钴源运输容器结构示意图
Fig.1 Schematic diagram of cobalt source transport container structure

根据《放射性物品安全运输规程》,对于本节所述 B 型货包,屏蔽性能评价的内容应包括 3 种工况:常规运输条件、正常运输条件、运输事故条件。第 1.2 节所述公式算法无法对该运输容器屏蔽铅塞处的缝隙及台阶结构开展准确计算,且运输事故条件下的货包形变及屏蔽材料损失需要根据特定试验结果进行评价,因此本节仅针对常规运输条件下的钴源运输容器侧壁处辐射水平进行屏蔽性能评价,以便于对第 1 节所述几种方法的实践情况进行对比分析。

2.1 公式计算

计算货包侧壁剂量率时,假设满载的 ⁶⁰Co 放射源为 1 个点源,且位于运输容器内腔中心位置。如图 2 所示,根据容器设计,确定放射源与货包侧壁的最短距离应为 550 mm。

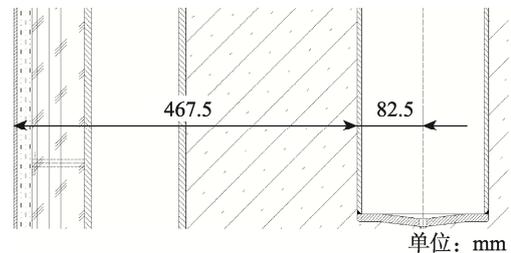


图 2 货包侧壁计算点的距离测量示例
Fig.2 Example of distance measurement for calculation points on the side wall of a cargo package

按照该型容器最大装载量 12 000 Ci 的 ⁶⁰Co 放射源进行计算,计算过程如下:

⁶⁰Co 放射源的空气比释动能率 $\Gamma_k = 8.67 \times 10^{-17} \text{ Gy} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$,假设为点源,则防护罩外壁 5 cm 处的空气比释动能率为:

$$\dot{K}_a = \frac{A \Gamma_k}{R^2} = \frac{12\,000 \times 3.7 \times 10^{10} \times 8.67 \times 10^{-17}}{0.05^2} \text{ Gy} \cdot \text{s}^{-1} \quad (2)$$

容器侧壁径向设计有铅屏蔽层,厚度为 230 mm,另有厚度为 6 mm 的不锈钢内壳及厚度为 10 mm 的不锈钢外壳。运输容器的防护罩内筒体为厚 10 mm 的不锈钢,外筒体为厚 4 mm 的不锈钢,同样具有一定的屏蔽性能。即:本容器的侧面方向屏蔽层为厚度 230 mm 的铅屏蔽层,以及厚度 30 mm 的不锈钢屏蔽层,考虑钢板全部取负公差,总钢厚度为 28.8 mm。

对于 ⁶⁰Co 放射源,钢的半价层为 2.1 cm,铅的半价层为 1.2 cm。因此对于本容器,厚度为 230 mm 的铅屏蔽层即为 19.16 个半价层,厚度为 28.8 mm 的钢屏蔽层即为 1.37 个半价层,其总屏蔽性能为 20.53 个半价层。

因此,在距离点源 600 mm 处的辐射水平 \dot{K} 应为:

$$\dot{K}_{\text{表面}} = \dot{K} \times \left(\frac{1}{2}\right)^{20.5} \text{ Gy} \cdot \text{s}^{-1} = 254.3 \text{ } \mu\text{Gy} \cdot \text{h}^{-1} \quad (3)$$

同理可得,在距离防护罩外表面 1 m 处的辐射水平:

$$\dot{K}_{1\text{m}} = \dot{K}_a \times \left(\frac{1}{2}\right)^{20.5} \text{ Gy} \cdot \text{s}^{-1} = 38.1 \text{ } \mu\text{Gy} \cdot \text{h}^{-1} \quad (4)$$

因此,对于表面辐射水平:

$$\dot{H}_{\text{表面}} = \dot{D}_{\text{表面}} = \dot{K}_{\text{表面}} = 254.3 \text{ } \mu\text{Gy} \cdot \text{h}^{-1} \quad (5)$$

对于 1 m 处辐射水平:

$$\dot{H}_{1\text{m}} = 38.1 \text{ } \mu\text{Gy} \cdot \text{h}^{-1} \quad (6)$$

2.2 蒙特卡洛软件计算

采用 TopMC 作为计算软件,针对本节计算对象

建立计算模型,使用蒙特卡洛计算方法对运输容器外部的指定位置开展屏蔽计算。

⁶⁰Co 放射源的活性材料系金属钴柱,体结构采用双层包壳,外层为不锈钢。在运输过程中,将整个吊篮放入屏蔽容器中心的空腔中,最终使得放射源置于屏蔽容器的中心附近处。在进行模拟计算时,不考虑吊篮对源的屏蔽效应。

屏蔽计算的屏蔽模型中所用防护材料的特性如表 1 所示。

表 1 计算模型材料参数
Tab.1 Material parameters of calculation model

材料	元素	原子密度/ (atom·cm ⁻³)	密度/ (g·cm ⁻³)
S304	Cr	1.651 49×10 ⁻²	
08 不	Fe	5.958 63×10 ⁻²	7.92
锈钢	Ni	7.311 40×10 ⁻³	
	C、Si、Mn、S、P	3.851 70×10 ⁻³	
铅	Pb	3.304 30×10 ⁻²	11.34

此外,在使用软件进行屏蔽计算时,对于一些实际存在、但对运输容器的屏蔽性能不产生影响的结 构,可以进行适度简化。本节的计算模型进行如下适度简化和保守假设:

- 1) 不考虑吊篮对源的屏蔽效应;
 - 2) 不考虑放射源自身屏蔽效应;
 - 3) 将放射源视为各向同性点源,射线能量取 1.17 MeV 及 1.33 MeV,分支比均为 1;
 - 4) 不考虑容器自身的散热筋板、吊耳等非屏蔽部件的影响;
 - 5) 不考虑容器底部托架叉车孔以下部位;
 - 6) 忽略缓冲材料及隔热材料对屏蔽性能的贡献,以空腔代替;
 - 7) 将容器下部的各支撑材料做简化处理。
- 屏蔽计算建立的模型见图 3。

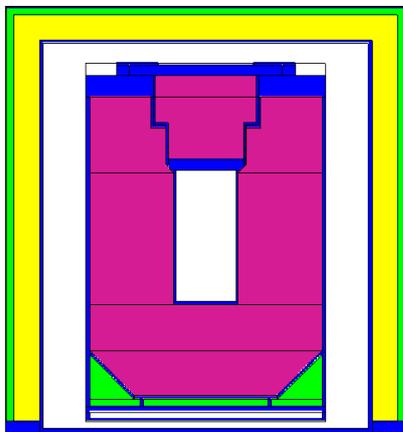


图 3 放射源运输货包屏蔽计算模型
Fig.3 Shielding calculation model of radioactive source transport packages

模拟货包装载 12 000 Ci 的 ⁶⁰Co 源时,计算得到在正常情况下货包外部最大剂量率的计算结果如下:容器侧面表面 5 cm 处的辐射水平为 266.4 μSv/h,侧壁 1 m 处的辐射水平为 29.7 μSv/h。

2.3 屏蔽试验

采用真实放射源对运输容器开展试验所得到的测量结果是最为直接、真实的结果。

对该放射源运输容器开展了屏蔽性能检测试验,试验用放射源为 ⁶⁰Co 放射源,试验时放射源活度为 1.864×10¹⁴ Bq (放射源编号 0320CO004091,参考日期距离测量日期 84 d),测量仪器为 CANBERRA 公司的伸缩式长杆 γ 辐射仪。测量位置为运输容器周向 4 个 点位的表面 5 cm 及 1 m 处辐射水平,放射源位于容 器内腔中心位置,与测量点位于同一水平高度,以运 输容器铭牌安装位置的吊耳中心线为起点,圆柱面检测 夹角为 15°,1 圈从 A~X 分为 24 格,测量容器表面处 辐射水平,并选取部分点测量容器 1 m 处辐射水平。 试验测量点示意图如图 4 所示。

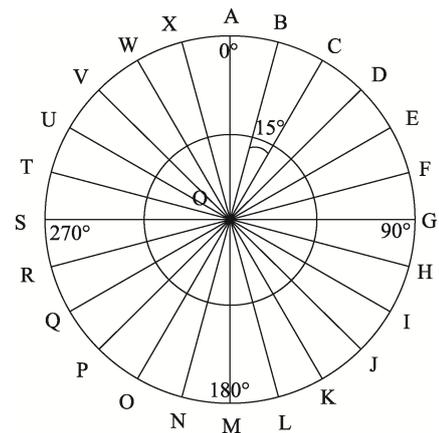


图 4 屏蔽试验测量点示意图
Fig.4 Schematic diagram of measurement points in shielding test

测量结果为装载测量用放射源时的外部辐射水平,为评价满载状态下(⁶⁰Co 总活度 12 000 Ci 即 444 TBq)的容器外部辐射水平,需进行换算,换算式如下:

$$D = \frac{A}{A'} \times D' \tag{7}$$

式中: D 为装载 12 000Ci ⁶⁰Co 时的外部辐射水平; A 为满载状态下的放射源活度,444 TBq; D' 为实测外部辐射水平; A' 为试验用放射源的活度,对于本文所述试验有:

$$A' = 178.2 \text{ TBq} \tag{8}$$

部分测量结果如表 2 所示。

经测量结果换算后,本运输容器在满载活度为 12 000 Ci 的 ⁶⁰Co 放射源时,表面 5 cm 处的辐射水平最大值为 289.02 μSv/h,表面 1 m 处的辐射水平最大值为 27.41 μSv/h。

表 2 屏蔽试验测量结果
Tab.2 Measurement results of shielding test

μSv/h

测量位置	5 cm 处剂量率		1 m 处剂量率	
	试验源测量值 $D_{\text{表面}}$	满载源换算值 $D'_{\text{表面}}$	试验源测量值 $D'_{1\text{m}}$	满载源换算值 $D'_{1\text{m}}$
A	86	214.28	7.4	18.44
C	97	241.68	9.3	23.17
E	102	254.14	10	24.92
G	116	289.02	11	27.41
I	102	254.14	10	24.92
K	100	249.16	10	24.92
M	113	281.55	11	27.41
O	111	276.57	10	24.92
Q	97	241.68	9.2	22.92
S	98	244.18	9.4	23.42
U	100	249.16	10	24.92
W	91	226.73	8.3	20.68

2.4 结果分析

将上述方法得到的运输容器外部辐射水平结果进行汇总, 见图 5。

由图 5 可知, 软件计算值和公式计算值结果相近, 实测值受测量方法的影响在一定范围内变化, 但整体测量结果与软件计算值和公式计算值位于同一水平。

进一步地, 将容器表面测量结果的实测值和 1 m 处的实测值进行对比, 见图 6。

可以看到, 容器周向上的各测量点, 表面辐射水平变化趋势与 1 m 处辐射水平变化趋势基本一致。

对于运输容器的屏蔽检测试验, 可能影响测量结果的因素较多, 包括且不限于: 1) 屏蔽试验过程中的影响因素, 如放射源在容器内腔的准确位置、测量仪器的角响应、测量环境(容器屏蔽试验在热室内进

行, 周围环境对射线的反射是不均匀的)等; 2) 容器本身结构在周向上并非绝对均匀的; 3) 容器的屏蔽结构在不同位置上存在差异, 例如灌铅不均匀、不锈钢材料存在焊缝等。

若容器周向上各点的辐射水平表现出无规律变化, 则可以认为是辐射测量的统计涨落所导致的; 若经重复测量出现如图 6 所示的变化规律, 则可以认为在测量时存在对测量结果产生确定性影响的因素, 例如运输容器在这些位置的方向上存在工艺缺陷, 或测量环境在指定位置会对测量结果产生影响。但并不能因此就判断运输容器的屏蔽结构存在缺陷, 需要开展检测精度更高的检测, 以在排除测量仪器、测量环境等其他因素影响后, 进一步确认对测量结果产生影响的可能原因, 分析容器的屏蔽结构是否完整、屏蔽性能是否能够满足相关法律法规标准要求。

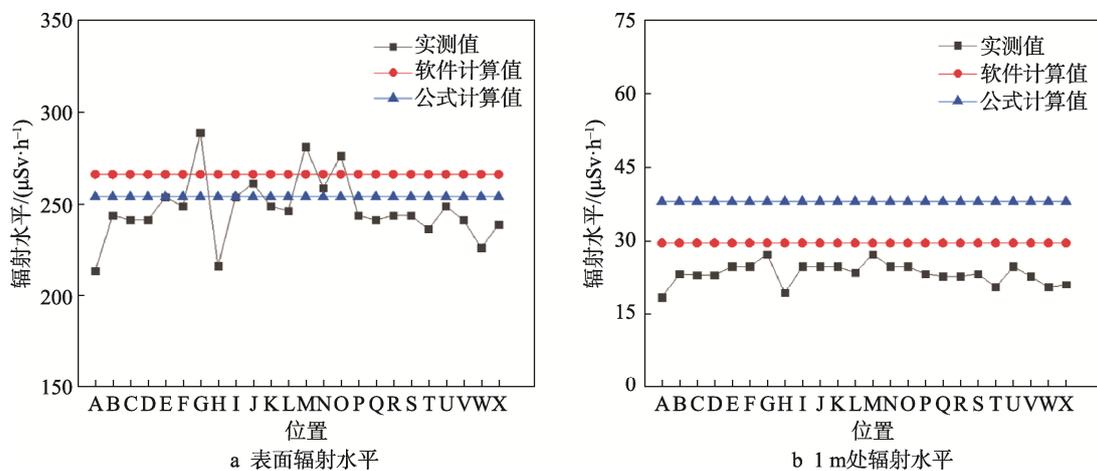


图 5 辐射水平汇总
Fig.5 Summary of radiation levels

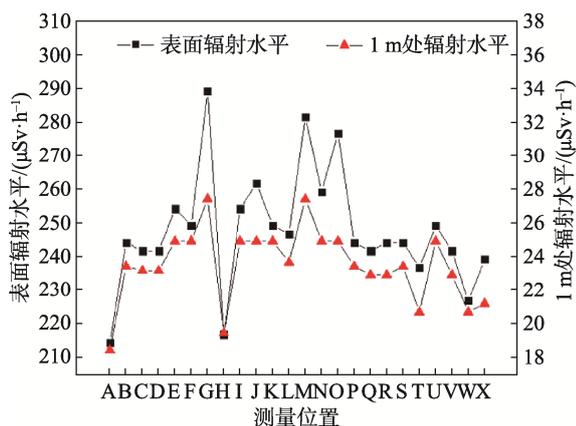


图6 运输容器表面及1 m处辐射水平实测值对比
Fig.6 Comparison of measured radiation levels on the surface of transport containers and at a distance of 1 m

2.5 结论

对同一运输容器的3种屏蔽性能评价方法及所得到的结果进行对比分析,可以得出如下结论。

1) 3种方法均能够对运输容器的屏蔽性能进行评价,且结果较为接近;

2) 使用公式计算方法对运输容器的屏蔽性能进行评价最为简便和快捷,使用软件计算得到的计算结果和试验结果更为接近;

3) 公式计算和软件计算方法得到的结果在大多数测量点大于实测值,但局部位置的实测值可能大于计算值;

4) 使用软件计算能够建立更为准确的运输容器结构模型,且能够对容器端塞及连接处的缝隙、法兰等位置开展计算,这些复杂结构的屏蔽性能评价无法用公式计算方法解决;

5) 使用放射源直接开展屏蔽试验对运输容器的进行屏蔽性能评价得到的测量结果最具说服力,但受其他因素影响较大。

综上所述,3种方法均能够对运输容器的屏蔽性能进行评价。其中:公式计算方法使用简便,适合运输容器设计初期的屏蔽性能评价;蒙特卡洛软件计算方法更为准确,且能够对复杂结构进行屏蔽性能评价;使用放射源直接进行测量的方法结果直观,但受测量环境等因素影响较大。

3 结语

本文以典型钴源运输容器为研究对象,使用公式计算和蒙特卡洛软件计算对其屏蔽性能进行了评价,并使用真实放射源对该容器开展了屏蔽检测试验,将3种方法得到的结果进行了对比分析。经分析认为,上述3种方法均能够对放射性物品运输容器进行屏蔽性能评价,可为运输容器的设计者提供屏蔽结构设计的参考。

参考文献:

- [1] 焦力敏,王智鹏,孙谦,等.乏燃料运输和储存容器中子屏蔽材料应用及研究现状[J].包装工程,2024,45(11):266-274.
JIAO L M, WANG Z P, SUN Q, et al. Application and Research Status of Spent Fuel Transportation and Storage Cask Neutron Shielding Materials[J]. Packaging Engineering, 2024, 45(11): 266-274.
- [2] 孙谦,庄大杰,孙洪超,等.核燃料组件运输容器应用现状概述[J].包装工程,2022,43(13):142-150.
SUN Q, ZHUANG D J, SUN H C, et al. Overview of Application Status for Nuclear Fuel Assembly Transport Package[J]. Packaging Engineering, 2022, 43(13): 142-150.
- [3] 中华人民共和国国务院.放射性物品运输安全管理条例(国务院令 第562号)[EB/OL].(2009-09-14) [2009-09-22].
https://www.gov.cn/zhengce/2009-09/22/content_2602547.htm.
State Council of the People's Republic of China. Regulations on the Safety of the Transportation of Radioactive Material(Order No.562 of The State Council of the People's Republic of China)[EB/OL]. (2009-09-14) [2009-09-22]. https://www.gov.cn/zhengce/2009-09/22/content_2602547.htm.
- [4] 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:GB 11806—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 Environmental Science Press, 2019.
- [5] 李国强,庄大杰,孙洪超,等.FCTC10型工业辐照⁶⁰Co运输容器屏蔽测量与评价[J].辐射防护,2015,35(4):204-208.
LI G Q, ZHUANG D J, SUN H C, et al. Shielding Performance Measurement and Assessment for FCTC10 Industrial Cobalt-60 Transport Container[J]. Radiation Protection, 2015, 35(4): 204-208.
- [6] 孙洪超,李国强,闫峰,等.乏燃料运输容器屏蔽性能检测技术[J].同位素,2015,28(4):270-274.
SUN H C, LI G Q, YAN F, et al. Shielding Performance Measurements of Spent Fuel Transportation Container[J]. Journal of Isotopes, 2015, 28(4): 270-274.
- [7] 国家核安全局.放射性物品运输容器设计安全评价(分析)报告的标准格式和内容(HAD701-01)[EB/OL].(2010-05-31)[2024-02-05].
<https://www.mee.gov.cn/gkml/sthjbgw/haq/201006/W020100607567591015396.pdf>.

- National Nuclear Safety Administration, Standard format and content of safety evaluation (analysis) report for the design of radioactive material transport containers (HAD701-01)[EB/OL].(2010-05-31) [2024-02-05]. <https://www.nnsa.gov.cn/gkml/sthjbgw/haq/201006/W020100607567591015396.pdf>.
- [8] RUSNAK J, VYKYDAL Z. Determination of a Pu-Be Source Neutron Spectrum at Czech Metrology Institute[J]. *Applied Radiation and Isotopes*, 2021, 175: 109786.
- [9] International Commission on Radiological Protection. Protection Against Ionising Radiation from External Sources used in Medicine: ICRP Report 33[M]. Oxford: Pergamon Press, 1982.
- [10] 郑钧正, 卢正福, 李隆德. 医用外照射源的辐射防护[M]. 北京: 人民卫生出版社, 1984.
- ZHENG J Z, LU Z F, LI L D. Protection Against Ionizing Radiation from External Sources Used in Medicine[M]. Beijing: People's Medical Publishing House, 1984.
- [11] International Council on Radiation Protection and Measurements. Structural Shielding and Evaluation for Medical Use of X-Rays and Gamma-Rays of Energies up to 10 MeV: NCRP Report 49[S]. NCRP, Bethesda, MD, 1976.
- [12] 夏益华. 高等电离辐射防护教程[M]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学出版社, 2010: 80, 93-96.
- XIA Y H. Advanced Course of Ionizing Radiation Protection[M]. Harbin: Harbin Engineering University Press, 2010: 80, 93-96.
- [13] The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP publication 103[J]. *Annals of the ICRP*, 2007, 37(2/3/4): 1-332.
- [14] 代启东, 踪训成, 舒文, 等. 基于钷铍中子源的硼表辐射屏蔽分析[J]. *核电子学与探测技术*, 2024, 44(5): 832-838.
- DAI Q D, ZONG X C, SHU W, et al. Radiation Shielding Analysis of Boron Surface Based on Plutonium and Beryllium Neutron Source[J]. *Nuclear Electronics & Detection Technology*, 2024, 44(5): 832-838.
- [15] BRIESMEISTER J F. MCNP: A General Monte Carlo N-particle Transport Code, Version 4C [R]. LA-13709-MUSA: LANL, 2000.
- [16] JAN R, ZDENEK V. Determination of a PU-BE Source Neutron Spectrum at Czech Metrology Institute[J]. *Applied Radiation and Isotopes*, 2021, 175(prepublish): 109786.
- [17] 薛娜, 王炳衡, 毛亚蔚. 大容量钴源运输容器屏蔽研究[J]. *原子能科学技术*, 2015, 49(7): 1298-1302.
- XUE N, WANG B H, MAO Y W. Research on Shielding of High-Capacity Cobalt Source Transport Cask[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2015, 49(7): 1298-1302.
- [18] WU Y. CAD-Based Interface Programs for Fusion Neutron Transport Simulation[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2009, 84(7/8/9/10/11): 1987-1992.
- [19] 中华人民共和国卫生部. 用于光子外照射放射防护的剂量转换系数: GBZ/T 144—2002[S]. 北京: 法律出版社, 2004.
- Ministry of Health of the People's Republic of China. Dose Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against Photon External Radiation: GBZ/T 144—2002[S]. Beijing: Law Press, 2004.
- [20] 刘运祚. 常用放射性核素衰变纲图[M]. 北京: 原子能出版社, 1982.
- LIU Y Z. Decay Outline of Commonly Used Radionuclides[M]. Beijing: Atomic Press, 1982.