

球墨铸铁乏燃料贮运容器屏蔽研究

陈宗欢, 刘雪松, 杨德锋, 王炳衡, 高桂玲

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: **目的** 瞄准我国未来乏燃料运输和贮存需求, 进行容器辐射屏蔽设计关键问题研究, 为研制具有安全性和经济性的球墨铸铁乏燃料贮运容器奠定基础。**方法** 对装载的乏燃料组件进行源项分析, 分析关键贡献核素及组件冷却时间对源项的影响。结合源项特征及中子散射特性进行屏蔽材料选型, 并研究中子屏蔽材料制造公差对屏蔽的影响。**结果** 中子源项的主要贡献核素为 ^{244}Cm , 占 90%, 能量主要在 1~2 MeV, 且不会随着冷却时间增加而快速减少; 活化源项的主要来源为基体材料活化产生的 ^{60}Co , 随冷却时间增加而显著降低。综合容器的源项及热工特性, 选取含铅聚乙烯作为中子屏蔽材料, 并对制造公差提出了要求。**结论** 研究成果可用于球墨铸铁乏燃料贮运容器的辐射屏蔽设计, 提升容器的屏蔽性能和装载能力, 并进一步提升球墨铸铁乏燃料贮运容器的安全性和经济性。

关键词: 球墨铸铁; 乏燃料贮运容器; 源项; 辐射屏蔽

中图分类号: TB48 文献标志码: A 文章编号: 1001-3563(2025)03-0294-06

DOI: 10.19554/j.cnki.1001-3563.2025.03.035

Shielding Research of Ductile Cast Iron Spent Fuel Transport and Storage Container

CHEN Zonghuan, LIU Xuesong, YANG Defeng, WANG Bingheng, GAO Guiling

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

ABSTRACT: In response to China's future requirements for the transportation and storage of spent fuel, the work aims to explore investigate key issues in radiation shielding design of containers so as to provide a foundation for the development of a safe and cost-effective ductile cast iron spent fuel transport and storage container. A source term analysis was conducted for the loaded spent fuel assemblies, examining the impact of key contributing nuclides and the cooling time of the assemblies on the source term. Further, shielding material selection was carried out by considering the characteristics of the source term and neutron scattering properties, and the impact of manufacturing tolerances in neutron shielding materials on shielding effectiveness was studied. The results indicated that the main contributor to the neutron source term was ^{244}Cm , accounting for 90%, with the energy primarily in the range of 1 MeV to 2 MeV, and it did not decrease rapidly with the increase of cooling time. The primary source of the activation source term was ^{60}Co produced by the activation of matrix materials, which significantly decreased with the increase of cooling time. Considering the source term and thermal characteristics of the container, lead-polyethylene was selected as the neutron shielding material, and requirements for manufacturing tolerances were proposed. In conclusion, the research findings can be applied to the radiation shielding design of ductile cast iron spent fuel transport and storage containers, enhancing their shielding performance and loading capacity, and further improving the safety and cost-effectiveness of ductile cast iron spent fuel transport and storage containers.

KEY WORDS: ductile cast iron; spent fuel transport and storage container; source term; radiation shielding

随着我国核电装机规模快速增长, 乏燃料产生量大幅增加。早期核电站设计的乏燃料水池贮存能力通常为 10~20 a, 目前大部分早期商运的核电厂乏燃料贮存水池已达到满负荷或者接近满负荷。如何妥善处理数量庞大的乏燃料, 防止其造成核电厂停堆引发巨大经济损失, 成为困扰我国未来核电行业健康稳步发展的重要因素^[1-4]。

目前国际上处理乏燃料的方式主要包括如下 3 种: 后处理战略, 一次通过战略与观望战略^[5]。针对我国国情和核电发展战略, 乏燃料闭式循环是保证核能可持续发展、保持乏燃料后处理自主创新体系的关键途径和步骤^[6]。为顺应乏燃料后处理战略, 乏燃料组件运输容器的需求不断增长^[7]。目前我国乏燃料后处理设施的建设计划尚不能完全满足高速发展的核电站乏燃料处理需求, 因此需增加乏燃料组件的离堆贮存能力。

乏燃料离堆贮存方式包括离堆湿法贮存和离堆干法贮存^[8], 其中, 离堆干法贮存包括混凝土模块贮存和金属容器贮存。相比转运容器加混凝土模块的贮存模式, 金属容器贮存模式可避免额外的装载和吊装操作工序, 且在达到贮存年限并运往后处理设施时, 方便回取操作。球墨铸铁制乏燃料运输容器与其他类型金属运输容器相比, 在保证安全性和相同操作性的基础上, 具有明显的经济性优势, 且球墨铸铁铸件制造和加工周期短, 是目前国际上金属运输容器选用的重要方向^[9]。随之产生的乏燃料运输及贮存安全问题, 因与运输人员和公众的健康、环境保护等具有重要关联, 也已成为辐射防护领域关切的问题。

本研究针对球墨铸铁乏燃料贮运容器设计特征, 对屏蔽评价中涉及的装载乏燃料组件源项、屏蔽材料选择及屏蔽结构、屏蔽分析方法等主要问题进行分析研究, 成果可用于提升研制的球墨铸铁乏燃料贮运容器的安全性和经济性, 从而提高国产乏燃料贮运容器的国际市场竞争能力。

1 容器屏蔽分析的主要问题

本研究描述的球墨铸铁乏燃料贮运容器是为运输和离堆贮存 AFA-2G、AFA-3G 型乏燃料组件而设计的, 可装载 21 组乏燃料组件。容器主要由容器本体和通过螺栓安装于容器本体两端的减震器组成 (图 1)。容器本体包括容器外盖、内盖、排水管组件、筒体、吊篮等部件, 容器筒体的周向及底部均设有中子屏蔽层, 上部的中子屏蔽层布置于内盖中, 容器筒体的筒壁中存在以筒体轴线为中心、环多层同心圆布设的深盲孔, 用于填充中子屏蔽材料。其作为运输容器时, 减震器安装于容器本体两端, 在正常运输条件和事故条件下吸收冲击载荷, 保证容器安全。其作为贮存容器时, 则不使用减震器。容器贮存总体布局如图 2 所示。

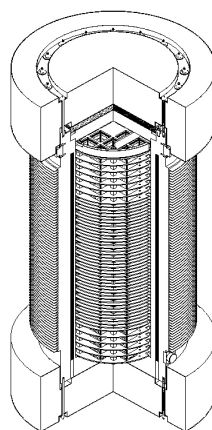


图 1 容器整体结构示意图^[10]

Fig.1 Diagram for overall structure of container^[10]

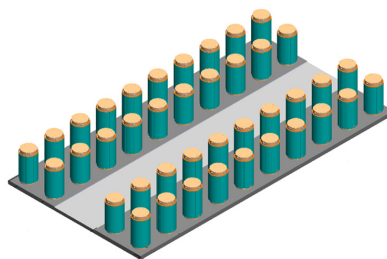


图 2 容器贮存总体布局

Fig.2 General layout of container storage

在球墨铸铁乏燃料贮运容器屏蔽研究方面主要考虑的限制条件包括: 容器装载过程中因受吊具能力等相关限制因素, 对容器的总体质量有上限要求, 容器的屏蔽层尺寸也会有所限制; 乏燃料组件源项一般为中子- γ 复合源项, 要求容器本体的屏蔽同时兼顾两者的屏蔽效果, 且综合达到最优效果; 球墨铸铁材料本身具有一体成型的优势, 决定了其作为容器本体材料时, 中子屏蔽材料一般为棒束状分布在球墨铸铁本体的机加工槽中, 而且一般为轻质有机材料, 热导率较小。为了保证乏燃料组件衰变热有效散出, 必须留出散热通道, 需要考虑中子屏蔽棒尺寸及排布问题。同时, 有机材料一般耐热性能较差, 需综合考虑温度场分布及材料自身特性进行选取。

2 容器装载内容物源项分析

容器装载 21 组 AFA-3G 乏燃料组件。对于 AFA-3G 型燃料组件 (图 3), 其燃料芯块材料为 UO_2 , 燃料棒按 17×17 正方形排列, 由 264 根燃料棒、上下管座、11 层格架、24 根导向管、1 根仪表管组成^[11]。

对于乏燃料组件源项, 主要考虑以下组成: 组件活性段的包壳活化产物、芯块裂变产物和铀系核素衰变产生的 γ 射线; 组件活性段芯块部分的铀系核素自发裂变或者 (α, n) 反应产生的中子射线; 上下管座的活化产物衰变产生的 γ 射线^[12]。

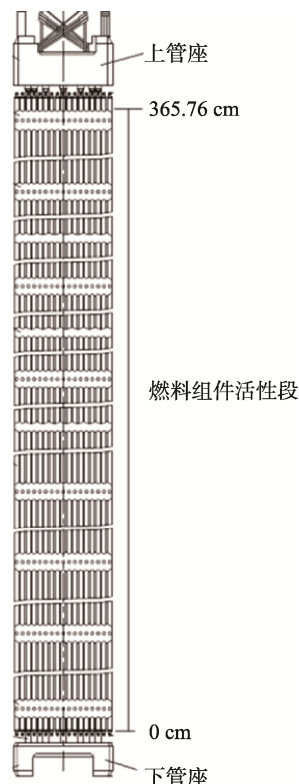


图3 AFA-3G型燃料组件示意图
Fig.3 Diagram of AFA-3G fuel assembly

以 ^{235}U 初始富集度为4.45%、燃耗深度为52 000 MWd/tU (兆瓦·天/吨铀)的AFA-3G型乏燃料组件为例,分析得到各部位源项能谱随冷却时间变化图,如图4~7所示。由于短半衰期的核素在冷却初期迅速衰变减少,在冷却10~16 a期间,主要源项变化由较长半衰期的核素贡献。随着冷却时间的增长,组件中子能谱、活性段 γ 能谱、上管座 γ 能谱、下管座 γ 能谱结构均无明显变化,且源项下降较为均匀。

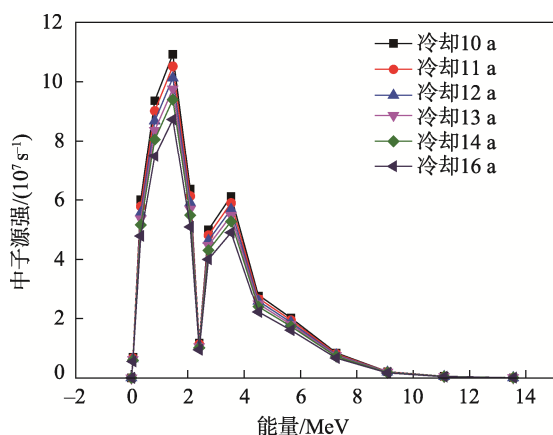


图4 乏燃料组件不同冷却时间对应活性段中子能谱

Fig.4 Neutron spectrum of assembly active segment corresponding to different cooling time

乏燃料组件中子源的主要贡献来源为乏燃料组件活性段芯块内存在的锕系核素,包括 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、

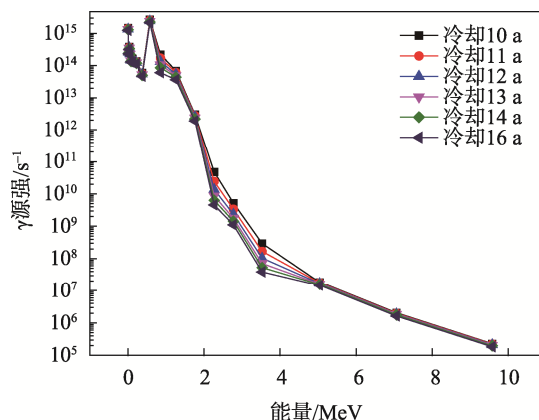


图5 乏燃料组件不同冷却时间对应活性段 γ 能谱(对数坐标)

Fig.5 Gamma spectrum of assembly active segment corresponding to different cooling time (logarithmic coordinates)

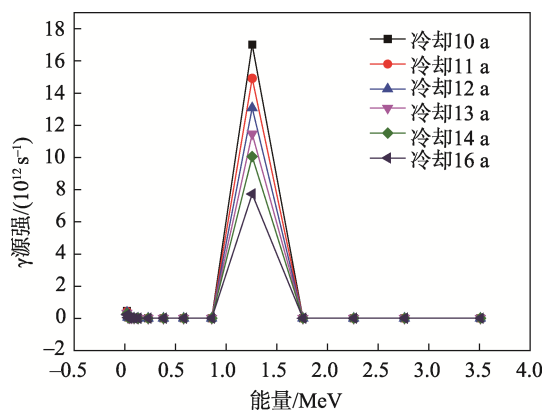


图6 乏燃料组件不同冷却时间对应上管座 γ 能谱

Fig.6 Gamma spectrum of top nozzle corresponding to different cooling time

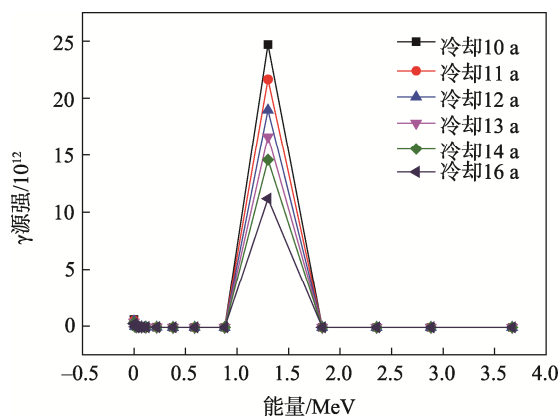


图7 乏燃料组件不同冷却时间对应下管座 γ 能谱

Fig.7 Gamma spectrum of bottom nozzle corresponding to different cooling time

^{241}Pu 、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm 等,其中通过 (α, n) 反应和自发裂变产生中子的主要贡献核素为 ^{244}Cm ,占总锕系核素贡献的90%以上^[12],且 ^{244}Cm 的半衰期为18 a,导致在冷却时间由10 a增至16 a的过程中,中子源

强并不会大幅度地下降,而是呈现平缓态势。与此同时,自发裂变反应和(α , n)反应产生的中子能量基本 <10 MeV,从中子能谱也可看出,乏燃料组件中子源项份额最大的在 1~2 MeV 附近。

乏燃料组件活性段 γ 源的主要贡献来自乏燃料组件活性段的裂变产物的衰变,核素主要为 ^{137}Cs 、 ^{90}Y 、 ^{147}Pm 、 ^{85}Kr 、 ^{154}Eu 等。其中, ^{137}Cs 与 $^{137\text{m}}\text{Ba}$, ^{90}Sr 与 ^{90}Y 均存在母子核关系,且放射性衰变趋于平衡,随着冷却时间的增加,放射性活度变化较小。

乏燃料组件上、下管座 γ 源的主要贡献核素为活化产物中的 ^{60}Co 、 ^{55}Fe 和 ^{63}Ni ,其中对能谱贡献最强的核素是 ^{60}Co ,其产生的 γ 源强占到了总源强的 99% 以上。 ^{60}Co 的主要来源是乏燃料组件上、下管座基体材料(主要为 304L 不锈钢)中的杂质 ^{59}Co 被中子活化的产物,可以通过控制燃料组件制造过程中的杂质含量,有效控制上、下管座的活化源项。而且,由于 ^{60}Co 半衰期为 5.27 a,在乏燃料组件冷却时间由 10 a 变为 16 a 的过程中经历了 ^{60}Co 的一个半衰期,导致上、下管座的总源强可下降 50% 左右。

图 8 是乏燃料组件不同冷却时间不同部位相对源项的比较,可发现活性段源项(包括中子和活性段 γ)在冷却时间由 10 a 到 16 a 的过程中,相对源项下降了约 20%,而上、下管座则下降了约 50%。

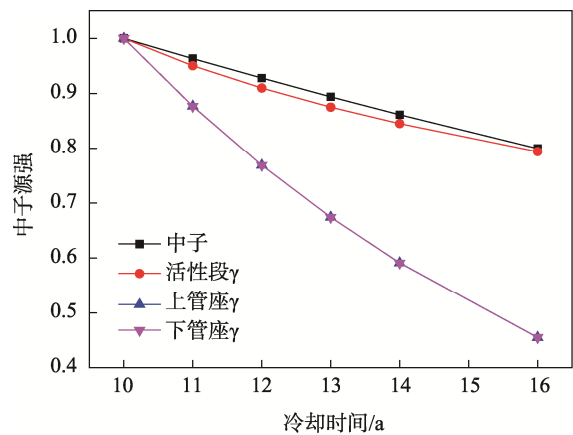


图 8 乏燃料组件不同冷却时间不同部位相对源项比较

Fig.8 Comparison of relative source terms in different parts of spent fuel assemblies with different cooling time

3 屏蔽设计影响因素分析

利用蒙特卡洛程序对球墨铸铁乏燃料贮运容器进行建模分析,模型如图 9 所示。

3.1 中子屏蔽材料的影响研究

从中子屏蔽的角度看,中子在物质中的减弱可分为 2 个过程,首先是快中子通过与物质的非弹性和弹性散射慢化成为热中子;然后是热中子被物质俘获吸收。

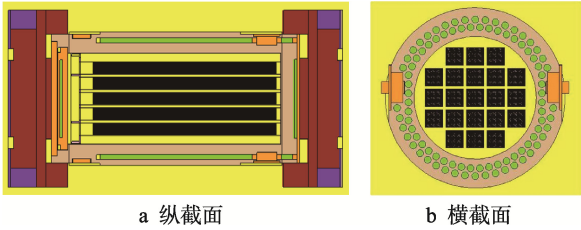


图 9 常规运输条件下的屏蔽分析模型

Fig.9 Shielding analysis model under normal transport conditions

虽然热中子能被各种物质所吸收,但并不是任何物质都适宜用来吸收热中子,因为许多物质吸收热中子后,常伴有高能的俘获 γ 辐射。表 1 列出了常见核素的热中子吸收截面及相应的俘获 γ 辐射的最大能量。因此在选择热中子吸收材料时,应选择对热中子吸收截面大,俘获 γ 辐射能量低的材料,便于对俘获 γ 辐射的屏蔽。

表 1 典型核素的热中子吸收截面及相应俘获 γ 辐射的最大能量^[13]

Tab.1 Thermal neutron absorption cross sections and maximum energy of capture gamma radiation of typical nuclides^[13]

核素	热中子 (n, γ) 截面/b	俘获 γ 辐射最高 能量/MeV
^1H	0.032	2.230
^{10}B	3 837	0.478

注: $1\text{ b}=10^{-28}\text{ m}^2$

按照本文第 2 章的分析,AFA-3G 型乏燃料组件的中子能谱以 0.1~6 MeV 的高能中子为主,且伴有一定的衰变热,所以容器的屏蔽结构及材料需满足以下条件。

1) 屏蔽层含有铁、铅之类的中等密度或较大密度的材料,以使入射中子能量通过非弹性散射很快降到 1 MeV 左右。

2) 屏蔽层内有足够的氢,保证在很短的距离内使中子能量从 1 MeV 左右降到热能区,并能在屏蔽层内吸收。

3) 屏蔽材料具有一定的耐温性,在容器寿期内始终满足屏蔽性能要求。

4) 屏蔽材料的加工便利性及价格因素。

综合考虑上述要求,球墨铸铁乏燃料贮运容器筒体主材为球墨铸铁,满足中等密度材料的要求,且球墨铸铁易于加工成型^[14]。为满足中子屏蔽的要求,可考虑的常用中子屏蔽材料有:含硼树脂、铅硼聚乙烯^[15]、含铅聚乙烯和聚乙烯。其中,聚乙烯含氢丰富,易于加工成型,且价格便宜,是较好的中子屏蔽材料,但是在温度 $>100\text{ }^{\circ}\text{C}$ 时易软化,耐温性能不好。铅硼聚乙烯和含铅聚乙烯材料,添加铅主要是为了在屏蔽中子的同时兼顾 γ 屏蔽能力,添加硼主要是为了吸收热中子,且释放出的俘获 γ 辐射能量低。树脂材料的耐温

性能一般比较好,但因其加工需浇筑成型,制造工艺较为复杂,价格较高。

利用单个 AFA-3G 乏燃料组件为模型分析不同屏蔽材料的屏蔽作用,只考虑组件活性段源项,屏蔽材料厚度均为 10 cm,分析结果见表 2。由表 2 可发现 4 种屏蔽材料中,铅硼聚乙烯的中子屏蔽性能最好,因为其中含有重核铅,可使入射中子能量通过非弹性散射很快下降;同时材料基体为聚乙烯,含有大量氢,可把中子很快慢化为热中子,之后材料中含有的硼可以吸收热中子。含硼树脂对中子的屏蔽作用与铅硼聚乙烯相当,但 γ 屏蔽能力较弱。含铅聚乙烯对中子的屏蔽能量略逊于铅硼聚乙烯,但 γ 屏蔽能力与之相当。聚乙烯材料整体屏蔽性能均劣于上述 3 种屏蔽材料。

球墨铸铁乏燃料贮运容器的热工分析表明,采用棒束中子屏蔽结构时,中子屏蔽棒所在位置的温度在正常运输条件下一般 $\leq 110\text{ }^{\circ}\text{C}$,综合考虑中子- γ 复合屏蔽性能及材料价格因素,可考虑选用含铅聚乙烯作为球墨铸铁乏燃料运输容器的中子屏蔽材料,其中因屏蔽材料中氢元素大量存在而导致的高能俘获 γ 辐射可由外层筒体的球墨铸铁材料进行屏蔽。

表 2 单个乏燃料组件对应不同屏蔽材料分析
Tab.2 Analysis of individual spent fuel source term corresponding to different shielding materials

屏蔽材料	mSv/h			合计/ 10^3
	中子剂量率	次级 γ 剂量率	γ 剂量率/ 10^4	
组件无屏蔽	35.5	0.359	16.0	160
含硼树脂	0.987	0.026 3	2.00	20.0
铅硼聚乙烯	0.956	0.004 53	0.119	1.19
含铅聚乙烯	1.47	0.041 8	0.122	1.22
聚乙烯	1.23	0.121	3.06	30.6

3.2 中子屏蔽棒束尺寸的影响

在球墨铸铁乏燃料贮运容器顶部、底部和筒壁内均密封有中子屏蔽材料,依据 3.1 节的分析结论,可采用固体合成的含铅聚乙烯材料,用于 γ 射线和中子

辐射屏蔽。按照容器的制造和加工工艺,周向的中子屏蔽材料主要为棒束状结构,对应的制造公差 φ 为 $89^{+0.2}_0$,因此在屏蔽分析中需考虑最大公差导致的最小尺寸,即中子屏蔽棒所在孔洞需为 91 mm,而中子屏蔽棒尺寸为 89 mm,屏蔽棒与筒体之间存在 1 mm 的气隙(图 10)。

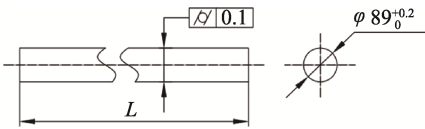


图 10 中子屏蔽棒结构示意图
Fig.10 Schematic diagram of neutron shield rod structure

为验证中子屏蔽棒制造公差对球墨铸铁乏燃料贮运容器整体屏蔽性能的影响,分别就中子屏蔽棒带气隙结构(屏蔽棒外径 89 mm)及不带气隙结构(屏蔽棒外径 91 mm)建立辐射屏蔽分析模型,分析 2 种结构容器外剂量率水平,分析结果见表 3。

由表 3 数据可发现,1 mm 的气隙可使容器平面侧表面剂量率提高约 15%,侧面 1 m 外剂量率提高约 11%,车辆外延 2 m 外剂量率增加约 8%。结合乏燃料运输容器的屏蔽设计经验,限制容器屏蔽设计是否满足标准要求的主要因素主要为车辆外延 2 m 处的剂量率水平,可发现当考虑中子屏蔽棒制造公差时,车辆外延 2 m 处剂量率为 0.099 3 mSv/h,接近 GB 11806—2019《放射性物品安全运输规程》8.4.8.3 节规定的限值 0.1 mSv/h^[16]。

检测表明,在含铅聚乙烯棒材加工过程中,30 $^{\circ}\text{C}$ 时材料热膨胀系数为 $68.4\text{ }\mu\text{m}/(\text{m}\cdot^{\circ}\text{C})$,长度为 4 130 mm 的棒材,热膨胀造成长度增加约 2.8 mm。同样,在低温情况下,棒材会发生收缩,如果按照容器极冷工况分析,容器内容物的衰变热总功率为 2 667 W,此时中子屏蔽棒处最低温度约为 $-3.5\text{ }^{\circ}\text{C}$,会导致棒材轴向发生约 2 mm 的收缩,径向收缩约 0.06 mm。由于中子屏蔽棒尺寸裕量很小,加工制造单位需严格控制制造公差,防止出现制造导致的辐射屏蔽不满足要求的问题。

表 3 中子屏蔽棒不同结构条件下容器外不同位置处剂量率分析结果
Tab.3 Dose rate at different positions outside container corresponding to different structure of neutron shield rod

剂量点位置	中子屏蔽棒结构	活性段 $\gamma/10^{-2}$	中子	次级 $\gamma/10^{-3}$	上管座 $\gamma/10^{-3}$	下管座 $\gamma/10^{-4}$	总计
侧表面 5 cm	带气隙	6.01	0.373	9.29	0.238	4.16	0.443
	不带气隙	5.37	0.321	9.27	0.237	3.69	0.384
侧面 1 m 外	带气隙	3.89	0.159	4.68	2.11	16.9	0.206
	不带气隙	3.66	0.140	4.37	1.99	15.6	0.185
车辆外延 2 m 外	带气隙	1.89	0.070 5	2.15	4.54	32.4	0.099 3
	不带气隙	1.94	0.063 3	2.02	4.33	27.7	0.091 9

4 结语

本研究针对球墨铸铁乏燃料贮运容器设计特征,分析了装载内容物乏燃料组件源项、中子屏蔽材料、屏蔽材料制造公差对容器屏蔽能力的影响。通过一系列影响容器屏蔽设计的关键因素的分析,为球墨铸铁乏燃料贮运容器的屏蔽设计奠定了基础。

1) 在乏燃料组件源项研究方面,就乏燃料组件活性段中子源项、活性段 γ 源项、上管座 γ 源项、下管座 γ 源项的产生机理以及源项特征进行了全面分析,并分析了源项关键贡献核素及组件冷却时间对组件源项的影响。

2) 在屏蔽材料选型方面,结合源项特征,重点关注中子屏蔽材料对中子射线的屏蔽机理,分析4种典型屏蔽材料对乏燃料组件的中子及 γ 辐射的屏蔽效果,并综合考虑材料耐温性及经济性选定屏蔽材料。

3) 在屏蔽结构方面,分析了中子屏蔽棒束气隙对容器外剂量率结果的影响,兼顾了棒材受热受冷工况下的热胀冷缩效应,对容器制造工艺提出了要求。

参考文献:

- [1] 霍嘉杰,郑岳山,姚琳,等.乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析[J].核安全,2019,18(5):13-18.
HUO J J, ZHENG Y S, YAO L, et al. Analysis of Standards and Supervision Requirement of Dry Storage for Spent Fuel[J]. Nuclear Safety, 2019, 18(5): 13-18.
- [2] 董海斌.乏燃料干法贮存辐射防护最优化研究[J].电工技术,2022(17):177-179.
DONG H B. Optimization of Radiation Protection for Dry Storage of Spent Fuel[J]. Electric Engineering, 2022(17): 177-179.
- [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.
HONG Z, ZHAO S G, ZHANG C L, et al. Analysis of the Demand for the Away-from-Reactor Storage of Spent Fuel in China[J]. Nuclear Science and Engineering, 2016, 36(3): 411-418.
- [4] 汪海,童明炎,孙胜,等.乏燃料运输容器研究进展[J].机械工程师,2015(12):65-69.
WANG H, TONG M Y, SUN S, et al. Research Progress of Spent Fuel Transport Container[J]. Mechanical Engineer, 2015(12): 65-69.
- [5] International Atomic Energy Agency. Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers: IAEA-TECDOC-1532[S]. Austria: IAEA, 2007: 1-2.
- [6] 马敬,刘继连.田湾核电站乏燃料离堆贮存方案研究[J].科技和产业,2014,14(4):147-153.
MA J, LIU J L. Study on Away-from-Reactor Storage of Spent Fuel from Tianwan Nuclear Power Plant[J]. Science Technology and Industry, 2014, 14(4): 147-153.
- [7] 兰天宝,朱思琪,刘轩.某乏燃料运输容器减震器设计及验证[J].包装工程,2023,44(7):294-300.
LAN T B, ZHU S Q, LIU X. Design and Verification of Shock Absorber for a Spent Fuel Cask[J]. Packaging Engineering, 2023, 44(7): 294-300.
- [8] 卢可可,郑岳山,刘帅,等.乏燃料干法贮存容器金属密封结构研制[J].核科学与工程,2023,43(4):906-912.
LU K K, ZHENG Y S, LIU S, et al. The Development of the Metal Containment Structure for the Spent Fuel Dry Storage Cask[J]. Nuclear Science and Engineering, 2023, 43(4): 906-912.
- [9] 李馨楠,晋文娟,李宁.球墨铸铁高完整性容器(HIC)发展现状与性能要求分析[J].价值工程,2017,36(16):228-230.
LI X N, JIN W J, LI N. Present Situation and Performance Requirement Analysis of Ductile Iron High Integrity Container (HIC)[J]. Value Engineering, 2017, 36(16): 228-230.
- [10] 李宁,王庆,谢亮,等.一种球墨铸铁乏燃料组件用容器:ZL201820657879.0[P].2019-12-13.
LI N, WANG Q, XIE L, et al. A Kind of Nodular Cast Iron Spent Fuel Assembly Container: ZL201820657879.0[P]. 2019-12-13.
- [11] 谢思洋,陈宗欢,王炳衡,等.干法贮存系统乏燃料组件源项分析[J].中国科技成果,2021,22(15):51-53.
XIE S Y, CHEN Z H, WANG B H, et al. Source Term Analysis of Spent Fuel Assemblies in Dry Storage Systems[J]. China Science and Technology Achievements, 2021, 22(15): 51-53.
- [12] 陈宗欢,谢思洋,王炳衡,等.混凝土干法贮存设施源项特征研究[J].中国科技成果,2021,22(17):46-49.
CHEN Z H, XIE S Y, WANG B H, et al. Research on the Characteristics of Source Term of Concrete Dry Storage Facility[J]. China Science and Technology Achievements, 2021, 22(17): 46-49.
- [13] 清华大学工程物理系.辐射防护概论[M].北京:清华大学出版社,2008:89.
Department of Engineering Physics, Tsinghua University. Introduction to Radiation Protection[M]. Beijing: Tsinghua University Press, 2008: 89.
- [14] 王峰.球墨铸铁的应用及技术发展[J].湖北理工学院学报,2021,37(6):54-58.
WANG F. Application and Technical Development of Ductile Iron[J]. Journal of Hubei Polytechnic University, 2021, 37(6): 54-58.
- [15] 李圆圆,朱常桂,代胜平,等.硼聚乙烯与铅硼聚乙烯屏蔽性能测试与模拟分析[J].辐射防护,2013,33(1):26-29.
LI Y Y, ZHU C G, DAI S P, et al. Shielding Performance of Boron Polyethylene and Lead-Boron Polyethylene by Test and Simulation[J]. Radiation Protection, 2013, 33(1): 26-29.
- [16] 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,2019:27-28.
Ministry of Ecology and Environment of the People's Republic of China, State Administration for Market Regulation of the People's Republic of China. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material: GB 11806-2019[S]. Beijing: China Environmental Science Press, 2019: 27-28.