

乏燃料运输容器抗脆性断裂评价

朱贺, 吴维亮, 刘广东, 马庆俊
(中广核研究院有限公司, 深圳 518031)

摘要: **目的** 研究乏燃料运输容器的材料抗脆性断裂的论证方法, 验证乏燃料运输容器的选材是否满足 GB 11806《放射性物质安全运输规定》和 IAEA SSG-26 所要求的 -40°C 下仍能正常运行的抗脆性断裂要求。**方法** 以某型号乏燃料运输容器为例, 采用 LS-DYNA 进行有限元仿真模拟跌落过程, 开展乏燃料运输容器 9 m 自由跌落冲击分析, 依据计算结果分别采用传统的抗脆性断裂论证方法和线弹性断裂力学的分析方法验证材料的抗脆性断裂能力。**结果** 采用传统的抗脆性断裂分析方法时, 选材不满足要求; 采用线弹性断裂力学进行抗脆性断裂分析时, 选材满足要求。**结论** 对比传统的选材方法, 采用线弹性断裂力学分析方法能够有效降低抗脆性断裂设计的裕度, 为扩大乏燃料运输容器的选材范围提供了有效途径。

关键词: 乏燃料; 运输容器; 脆性断裂; 跌落分析; 断裂力学

中图分类号: TB485.3; TB122 **文献标识码:** A **文章编号:** 1001-3563(2018)07-0045-04

DOI: 10.19554/j.cnki.1001-3563.2018.07.009

Protection against Brittle Fracture in Spent Fuel Transportation Cask

ZHU He, WU Wei-liang, LIU Guang-dong, MA Qing-jun
(China Nuclear Power Technology Research Institute, Shenzhen 518031, China)

ABSTRACT: The work aims to study the demonstration method for protection against brittle fracture in spent fuel transportation cask and verify whether the materials of spent fuel transportation cask can still work normally at -40°C without brittle fracture according to GB 11806 *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material* and IAEA SSG-26. With some spent fuel transportation cask as an example, the finite element simulation of the drop process was conducted with LS-DYNA to analyze the 9 m free drop impact. The traditional method and the linear elastic fracture mechanics were used to verify the ability of protection against brittle fracture in the transportation cask separately. With respect to the traditional method for the analysis of protection against brittle fracture, the materials selected did not meet the requirements, while the materials analyzed by the linear elastic fracture mechanics met the requirements. Compared to the traditional method for material selection, the analysis conducted by linear elastic fracture mechanics can effectively reduce the margin of anti-brittle fracture design and provide an effective way to expand the material selection range of spent fuel transportation cask.

KEY WORDS: spent fuel; transportation cask; brittle fracture; free drop analysis; fracture mechanics

根据 GB 11806《放射性物质安全运输规定》^[1]和 IAEA SSG-26^[2]的要求, 国内的乏燃料运输容器需要在设计时考虑 -40°C 极寒工况下仍能够正常运行, 这需要设计人员在选材之初就考虑到材料的抗脆性断裂性能。对于材料抗脆性断裂的验证主要有 3 种方法可以参考^[3]: 采用低温下仍有较好延展性和较高韧性值的材料 (方法 1); 采用断裂力学的方法计算容器在具体的事故工况下仍能满足抗脆性断裂的设计

要求 (方法 2); 采用 1:1 全尺寸模型进行跌落试验 (方法 3)。在乏燃料运输容器设计中, 目前采用较多的是方法 1, 但由于相关标准^[4-8]对极寒工况下铁素体材料的选材提出了非常苛刻的韧性要求, 导致目前的乏燃料运输容器选材主要集中于不锈钢材料, 容器包容乏燃料的数量受到一定限制。方法 3 的成本高昂, 在实际工程中应用较少。

目前, 线弹性断裂力学分析方法已经广泛应用于

收稿日期: 2017-11-13

作者简介: 朱贺 (1984—), 男, 高级工程师, 主要研究方向为核级设备力学分析与设备鉴定。

反应堆压力容器的抗快速断裂评价^[9], 西班牙 ENSA 公司也已经将该方法应用于乏燃料运输容器的抗断裂分析, 但该方法在国内的乏燃料运输容器抗断裂设计中应用较少。文中以某型号乏燃料运输容器为例, 着重介绍采用线弹性断裂力学在乏燃料运输容器材料抗脆性断裂论证中的应用方法和具体过程, 并传统的选材方法进行对比, 为乏燃料运输容器抗脆性断裂论证工作提供新的参考。

1 算例介绍与跌落分析结果

乏燃料运输容器用于装载和运输乏燃料组件, 为圆柱形承压容器结构, 主要由上减震器、下减震器、顶部锻件、底部锻件、内盖、外盖、底板、中子屏蔽层、外筒体、铅层、内筒体、堆焊层、燃料组件支撑盘、燃料组件管、吊耳等部件组成, 乏燃料运输容器本体结构见图 1。

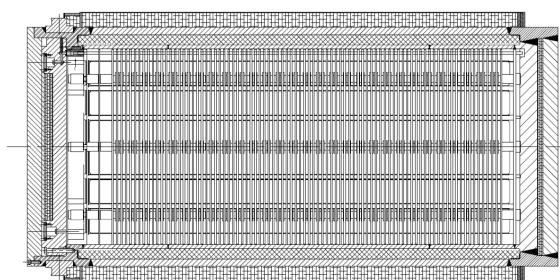


图 1 乏燃料运输容器本体结构

Fig.1 Structure of spent fuel transportation cask body

采用 Ansys/LS-DYNA 对乏燃料运输容器进行跌落分析, 减震器包壳采用壳单元进行网格划分, 其余组件采用实体单元, 对减震器与筒体的连接进行必要的简化, 将上下减震器分别与容器外盖及底板进行绑定连接。筒体中铅层、等效内容物、上下中子屏蔽层设置为与四周接触。考虑到下落过程中减震器会发生较大变形, 计算过程中木材及包壳使用的材料模型为弹塑性模型, 减震器性能通过试验测得, 其余材料设置为弹性材料。详细的有限元模型见图 2。通过缩比模型的跌落计算与跌落试验的响应对比分析, 验证了该分析方法的有效性。

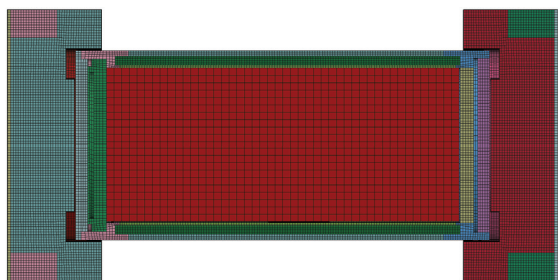


图 2 乏燃料运输容器有限元模型

Fig.2 FEM model of the spent fuel transportation cask

容器的外筒体在事故工况下对放射性包容起到关键性作用, 因此以外筒体为例开展材料的抗脆性断裂论证。在 9 m 竖直方向跌落事故工况下, 外筒体主要受压应力作用, 因此不易产生裂纹的拉伸型断裂; 在 9 m 水平跌落事故工况下, 容器外筒体下部产生了较大的拉应力, 因此这里选取该工况对结构进行分析。

对于乏燃料运输容器的跌落分析^[10-11], 这里采用国际上通用的显示动力学分析程序 LS-DYNA 完成, 并在容器外筒体应力较大的结构连续和结构不连续处选择 2 条路径进行应力线性化处理。路径的选择见图 3, 应力线性化结果见表 1。

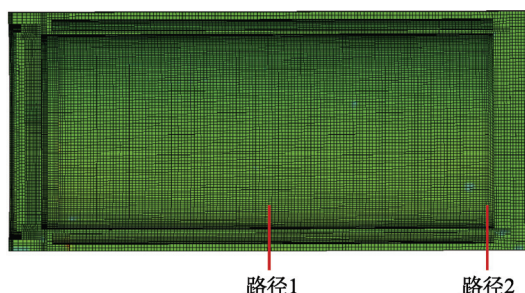


图 3 乏燃料运输容器筒体应力评定路径

Fig.3 Stress evaluation paths for the spent fuel transportation cask barrel

表 1 9 m 水平跌落作用下不同路径的薄膜应力和弯曲应力

Tab.1 Membrane and bending stresses of each path in 9 m horizontal drop condition MPa

评价路径	薄膜应力	弯曲应力
路径1	143.4	35.4
路径2	97.4	132.7

2 传统方法 (方法 1) 抗脆性断裂分析

乏燃料运输容器的外筒体材料为 SA350 LF3, 厚度为 80 mm, 材料室温下的屈服强度为 485 MPa, 脆性转变温度为 $-80\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。根据 RG 7.11 和 NUREG/CR-1815 对运输容器厚度小于 4 英寸 (1 英寸 = 2.54 cm) 的铁素体材料的抗脆性断裂要求, 材料的脆性转变温度需要小于确定的许用值。根据 1.2 节中的计算结果, 容器在 9 m 水平跌落下的外筒体最大应力出现在结构不连续处, 数值为 230.1 MPa, 对应 NUREG/CR-1815 中的要求, 材料的脆性转变温度需要低于 $-84\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。材料的实际脆性转变温度为 $-80\text{ }^{\circ}\text{C}$, 不满足传统分析方法的抗脆性断裂设计要求。

3 基于断裂力学 (方法 2) 的抗脆性断裂分析

对于乏燃料运输容器包容边界的选材, 方法 1 没有考虑设计者可以在设计工作中使用减震器来限制

容器的应力水平,也没有考虑到目前的无损检测水平足以发现和标识预期的缺陷。目前,ASME III 卷、RCC-MR 以及英国标准委员会文件 PD6493^[12-13]等都允许使用断裂力学方法进行设备的抗脆性断裂分析,分析的主要步骤包括:确定假想的缺陷尺寸参数;确定材料参考临界应力强度因子;计算设备在确定工况和载荷组合下的最大应力;计算缺陷尖端的应力强度因子并与临界值进行比较。这里基于 ASME III 卷附录 G 和 WRCB 175^[14]详细介绍断裂力学分析过程。

3.1 假想的缺陷尺寸

根据 ASME III 卷附录 G 的要求,对于壁厚在 100~300 mm 之间的容器,假想缺陷的深度为壁厚的 1/4,缺陷长度为壁厚的 1.5 倍,即长深比为 6:1 的半椭圆缺陷,对于厚度小于 100 mm 的容器,可以保守地按照 100 mm 壁厚考虑。由于算例中容器的壁厚为 80 mm,为了去除过多的裕度,分析中采用 ASME 规范推荐使用的 WRCB 175 来确定更小的缺陷尺寸。计算中缺陷深度取 20 mm,缺陷长度与深度比值为 6:1,即缺陷长度为 120 mm,缺陷所在平面与最大应力垂直。

3.2 材料参考临界应力强度因子

ASME III 卷附录 G 中给出了铁素体材料基于静态断裂韧性试验得到的临界应力强度因子,但考虑到容器在跌落过程中受到的载荷为动态冲击载荷,因此建议使用文献[6]给出的铁素体材料动态临界应力强度因子,该数值与工作温度相对于材料脆性转变温度(NDT)的关系见图 4。其中相对温度为工作温度与脆转温度(NDT)的温度差(°F),摄氏度(°C)=(华氏度(°F)-32)/1.8)。根据图 4,可以确定在-40 °C 工作温度下,材料的动态参考临界应力强度因子大约为 90 ksi·√in (1 ksi·√in=1.099 MPa·√m)。

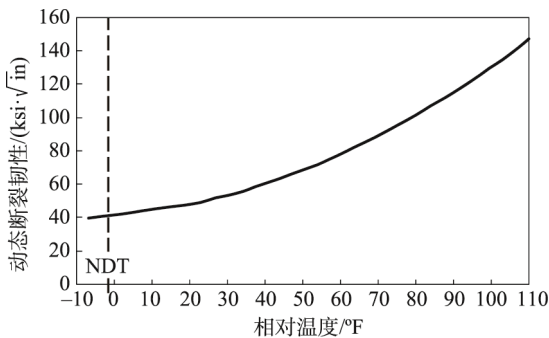


图 4 K_{ID} 与脆性转变温度 NDT 设计参考曲线
Fig.4 Design-reference curve relating K_{ID} and the brittle transition temperature NDT

3.3 容器在跌落工况下的应力计算

容器的应力分析考虑了内压与跌落冲击载荷的

叠加,详细的计算结果见 1.2 节。

3.4 缺陷应力强度因子 K_I 的计算

对于半椭圆缺陷,拉伸和弯曲产生 K_I 的基本表达式分别为:

$$K_{I1} = \sigma 1.1 M_K \sqrt{\pi} \sqrt{a/Q} \tag{1}$$

$$K_{I2} = \sigma M_B \sqrt{\pi} \sqrt{a/Q} \tag{2}$$

式中: a 为缺陷深度; Q 为塑性区域的形状系数; M_K 和 M_B 为修正系数,它们和缺陷与壁厚的比值以及缺陷的长深比有关。

分别将 1.2 节中计算得到的薄膜应力和弯曲应力代入式(1—2),修正系数 M_K 和 M_B 可以在参考文献[15]中查得, Q 保守取最小值 1.03 进行计算,计算结果见表 2。由于 ASME III 卷附录 G 中没有给出事故工况下脆性断裂校核的安全系数,因此建议使用 ASME XI^[15]卷中推荐的安全系数 1.414 进行计算校核。计算结果显示,在 9 m 水平跌落工况下,容器的外筒体结构连续处和结构不连续处的应力强度因子均小于许用值,满足抗脆性断裂的评价要求且仍有较大裕度。

表 2 9 m 水平跌落作用下不同路径的应力强度因子
Tab.2 Stress intensity factor of each path in 9 m horizontal drop condition

drop condition		ksi·√in
评价路径	应力强度因子	动态临界应力强度因子
路径1	68.7	90
路径2	65.7	90

4 结语

以某型号乏燃料运输容器为例,依据其在 9 m 自由跌落冲击工况下的有限元分析结果,分别采用传统的抗脆性断裂论证方法和线弹性断裂力学的分析方法验证了材料的抗脆性断裂能力。采用传统的抗脆性断裂分析方法时,选材不满足要求;采用线弹性断裂力学进行抗脆性断裂分析时,选材满足要求。分析表明采用基于断裂力学分析方法的评价手段能够充分考虑具体工况和载荷组合对评价结果的影响,较传统方法相比能减少设计的裕度,可作为扩大选材范围的有效手段。

参考文献:

[1] GB 11806—2004, 放射性物质安全运输规定[S].
GB 11806—2004, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material[S].
[2] SSG-26, IAEA Regulations for the Safe Transport of

- Radioactive Material[S].
- [3] NUREG/CR-3760, Recommendations for Ductile and Brittle Failure Design Criteria for Ductile Cast Iron Spent-Fuel Shipping Containers[S].
- [4] ASME 2007, Containments for Transportation and Storage of Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Material and Waste, ASME Boiler & Pressure Vessel Code: Section III Division 3[S].
- [5] NUREG/CR-3826, Recommendations for Protecting against by Brittle Fracture in Ferritic Steel Shipping Containers Greater than Four Inches Thick[S].
- [6] NUREG/CR-1815, Recommendations for Protecting against by Brittle Fracture in Ferritic Steel Shipping Containers up to Four Inches Thick[S].
- [7] RG 7.11, Fracture Toughness Criteria of Base Material for Ferritic Steel Shipping Cask Containment Vessels with a Maximum Wall Thickness of 4 Inches[S].
- [8] RG 7.12, Fracture Toughness Criteria of Base Material for Ferritic Steel Shipping Cask Containment Vessels with a Wall Thickness Greater than 4 Inches but not Exceeding 12 Inches[S].
- [9] 张丽屏, 郑连纲, 卢岳川, 等. 反应堆压力容器堆芯筒体快速断裂分析[J]. 核动力工程, 2013, 34(5): 30—32.
- ZHANG Li-ping, ZHENG Lian-gang, LU Yue-chuan, et al. Analysis of Fast Fracture of Core Region of RPV[J]. Nuclear Power Engineering, 2013, 34(5): 30—32.
- [10] 李海龙, 孙造占, 孙树海, 等. 放射性物质运输容器的跌落冲击分析方法[J]. 核技术, 2013, 36(4): 1—4.
- LI Hai-long, SUN Zao-zhan, SUN Shu-hai, et al. Drop Impact Analysis Method of Radioactive Material Container[J]. Nuclear Techniques, 2013, 36(4): 1—4.
- [11] 李晓轩, 文静, 李海龙. 重水运输容器货包自由下落分析[J]. 原子能科学技术, 2008, 42: 418—421.
- LI Xiao-xuan, WEN Jing, LI Hai-long. Free Drop Analysis of Transportation Package for Heavy Water [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2008, 42: 418—421.
- [12] ASME 2007, Rules for Construction of Nuclear Facility Components Division 1 - Appendices, ASME Boiler & Pressure Vessel Code: Section III[S].
- [13] RCC-MR 2007, Design and Construction Rules for Mechanical Components of FBR Nuclear Islands[S].
- [14] WRCB 175, PVRC Recommendations on Toughness Requirements for Ferritic Materials[S].
- [15] ASME 2007, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, ASME Boiler & Pressure Vessel Code: Section XI[S].