

事故工况下乏燃料运输容器跌落分析

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

摘要: **目的** 验证乏燃料运输容器本体、内外盖、吊篮和螺栓及其运输包装设计, 在事故工况中以最危险角度从9 m高度自由跌落至水平的刚性地面过程中, 是否满足GB 11806《放射性物质安全运输规定》的规范要求。**方法** 采用LS-DYNA进行有限元仿真模拟跌落过程以代替跌落试验, 开展乏燃料运输容器9 m自由跌落冲击分析, 并根据ASME规范第III卷规定的应力限值对容器本体、内外盖、吊篮和螺栓进行应力校核。**结果** 应力校核结果显示, 乏燃料运输容器本体、内外盖、吊篮和螺栓满足设计强度要求。**结论** 该乏燃料运输容器本体、内外盖、吊篮和螺栓及其运输包装设计满足GB 11806规范要求。**关键词:** 乏燃料; 运输容器; 事故工况; 跌落分析; 应力校核
中图分类号: TB485.3 **文献标识码:** A **文章编号:** 1001-3563(2017)21-0031-04

Drop Analysis of the Spent Nuclear Fuel Transport Cask under Accident Conditions

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

ABSTRACT: The work aims to verify whether the design of the spent nuclear fuel transport cask body, the inner and outer lids, the fuel basket and the bolts as well as its transportation package meets the standard requirements of GB 11806 Regulations for Safe Transport of Radioactive Materials when they are freely dropped to the horizontal rigid ground at the most dangerous angle from the height of 9 m under the accident conditions. The finite element method was utilized to simulate the drop process with LS-DYNA instead of the drop test. The 9 m free drop impact analysis of spent nuclear fuel transport cask was carried out. The stress checking of the cask body, the inner and outer lids, the fuel basket and the bolts was conducted according to the stress limits as specified by ASME. The results of stress checking showed that, the spent nuclear fuel transport cask body, the inner and outer lids, the fuel basket and the bolts met the requirements of design strength. The design of the spent nuclear fuel transport cask body, the inner and outer lids, the fuel basket and the bolts as well as its transportation package satisfies the requirements of GB 11806.

KEY WORDS: spent nuclear fuel; transport cask; accident conditions; drop analyses; stress checking

乏燃料运输容器为满足事故工况9 m跌落安全性要求, 需采用减震器包装设计。减震器设计需满足经济性和安全性要求, 其包装厚度是关键, 若太薄在跌落中起不到缓冲减震作用, 太厚则会影响运输路线的涵洞和桥梁限高要求, 同时增加系统的质量, 跌落冲击过程中这些质量的动能作用在容器上, 反而加重对乏燃料运输容器的损害^[1]。为验证乏燃料运输容器及其减震器设计是否符合GB 11806《放射性物质安全运输规定》^[2]规范要求, 事故条件下需要依次进行9 m跌落、1 m击穿和火烧实验, 其中9 m自由跌落冲击性

能是一个关键指标。在乏燃料运输容器和减震器研发设计时, 采用合理的分析方法对其进行跌落冲击分析至关重要, 能够设计出更优化的容器结构, 同时保证在跌落试验中能够一次性通过^[3-4]。

国外在乏燃料运输容器研发方面起步比较早, 美国NAC公司和西班牙ENSAR公司研发的乏燃料运输容器比较成熟。美国NAC乏燃料运输容器安全分析报告^[5]根据其减震器设计, 计算9 m跌落运输容器整体的最大减加速度, 采用静力法, 在运输容器跌落与刚性地面的接触面位置加载压力模拟跌落冲击。西班牙

收稿日期: 2017-09-06

作者简介: 刘广东(1982—), 男, 高级工程师, 主要研究方向为核设备力学安全分析。

ENSAR研发的乏燃料运输容器安全分析报告^[6],其跌落分析方法与美国NAC方法相同,主要区别是NAC乏燃料运输容器的减震器采用多种木材组合设计,ENSAR乏燃料运输容器的减震器采用蜂窝铝设计。国内对乏燃料运输容器安全分析研究^[7-8]方法和上述分析方法类似。随着计算机计算能力大幅提升,包装容器跌落分析通常采用LS-DYNA进行模拟分析,因此这里采用LS-DYNA分析软件,对乏燃料运输容器和减震器结构模型进行简化处理,建立其有限元分析模型,开展9 m自由跌落冲击分析。

1 结构描述

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,乏燃料运输容器总体结构见图1。

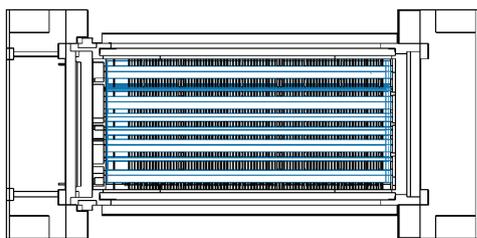


图1 乏燃料运输容器总体结构

Fig.1 Overall structure of the spent nuclear fuel transport cask

2 计算模型

2.1 模型简化

根据乏燃料运输容器设计图册,减震器采用螺栓固定于容器外盖及底板上,分析过程中对其进行简化,将上下减震器分别与容器外盖及底板进行绑定。根据吊篮与容器间隙设计,在容器内部使用等质量的圆柱体(外径与吊篮相同,圆柱体的质量为吊篮及燃料组件质量之和)对吊篮及燃料组件进行等效。内外筒体间的铅层、容器内部的等效圆柱体、上下中子屏蔽层设置为与四周接触。将最外层的中子屏蔽层质量附加于外筒体上。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。乏燃料运输容器(带减震器)有限元分析模型见图2。

2.2 材料模型与参数

根据乏燃料运输容器各组件质量及简化后模型各组件体积,计算得到各组件材料密度。在跌落计算过程中,将筒体考虑为弹性体,使用的材料模型为**MAT_ELASTIC*。筒体根据选材,从标准中查取相

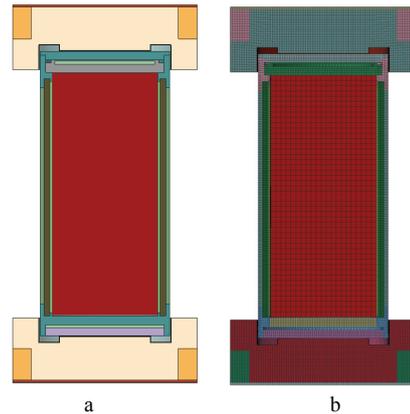


图2 乏燃料运输容器(带减震器)有限元分析模型
Fig.2 Finite element analysis model of the spent nuclear fuel transport cask (with the impact limiter)

应材料参数。考虑到跌落计算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性模型**MAT_MODIFIED_PIECEWISE_LINEAR_PLASTICITY*。减震器材料参数源自《减震器用木材性能测试报告》,参数涉及商业秘密,因此这里省略。地面采用壳单元模拟。

2.3 初始条件输入

地面采用固定约束,并设置为刚体。为节省计算时间,将筒体与地面之间的距离设置为10 mm,对筒体施加13.3 m/s的初速度以模拟9 m的跌落高度。

3 计算验收准则

3.1 应力评定准则

事故条件下乏燃料运输容器的应力应符合ASME第III卷^[9]的要求。乏燃料运输容器应力验收准则为:

$$P_m \leq \min(0.7S_u, 2.4S_m) = 314 \text{ MPa}$$

$$P_m + P_b \leq \min(1.0S_u, 3.6S_m) = 471.6 \text{ MPa}$$

式中: P_m 为薄膜应力; P_b 为弯曲应力; S_u 为材料极限强度; S_m 为材料许用应力强度, $S_m = 131 \text{ MPa}$ 。为保守考虑,温度取内壳最大温度,选取许用应力较小的材料进行应力校核。

3.2 应力评定路径

根据9 m跌落应力计算结果,结合乏燃料运输容器设计图纸,选取容器筒体、内外盖较薄弱的位置(11个截面)作为应力评定路径,依据ASME规范III卷开展应力评定,见图3。

3.3 特殊要求

1) 变形要求。乏燃料运输容器在各种姿态跌落计算过程中,减震器和容器的变形必须确保乏燃料运输容器本体、吊耳不能接触地面,乏燃料运输容器内

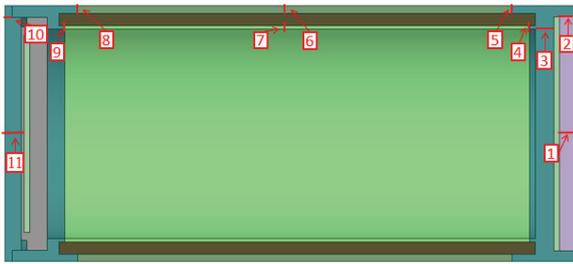


图 3 乏燃料运输容器筒体应力评定路径
Fig.3 Stress evaluation paths for the spent nuclear transport cask barrel

部吊篮变形必须确保跌落事故发生后，燃料组件能够顺畅从乏燃料运输容器中取出。

2) 预紧密封螺栓要求。采用 NUREG/CR-6007^[10] 规范中的计算方法，评定预紧密封螺栓是否满足要求。

4 计算结果与评定

不同姿态跌落计算方法和应力评定方法相同，为精简篇幅以 9 m 侧跌为例，开展乏燃料运输容器 9 m 侧跌计算分析。跌落计算是一个动态的减速过程，在此过程中，乏燃料运输容器受到的载荷和减加速度都随时间变化。在乏燃料运输容器减加速度最大时，其受到的载荷也最大。在减加速度最大时，针对容器焊缝关键部位、薄弱位置和应力较大位置进行应力评定，这些关键位置的应力通过后，就能保证乏燃料运输容器本体和内外盖在跌落过程中的安全。

4.1 加速度曲线

跌落计算完成后，提取乏燃料运输容器外壳整体加速度随时间的变化曲线，见图 4。由图 4 可知，跌落过程中最大加速度为 619 m/s²，即 63.2g，最大值发生的时间点为 0.017 499 s。

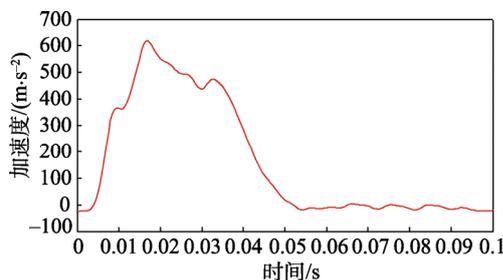


图 4 乏燃料运输容器外壳整体加速度曲线
Fig.4 Overall acceleration curve of the spent nuclear transport cask shell

4.2 应力评定

在 9 m 侧跌计算最大加速度时刻 (0.017 499 s)，乏燃料运输容器筒体的应力强度云图见图 5，其中最大应力强度为 381.29 MPa。在该时刻，按照图 3 所示的 11 个路径进行应力线性化，得到 11 个路径的薄膜应力和薄膜加弯曲应力，根据 3.1 节应力准则评定，评

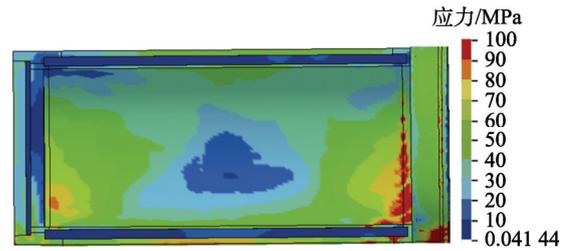


图 5 乏燃料运输容器筒体应力云图
Fig.5 Contours of stress of the spent nuclear transport cask barrel

定结果见表 1。由表 1 可知，乏燃料运输容器比较薄弱的 11 个截面的薄膜应力和薄膜加弯曲应力满足规范要求。

表 1 9 m 侧面下落作用下载面薄膜应力及薄膜加弯曲应力
Tab.1 Section membrane stress and membrane plus bending stress under the action of 9 m side drop MPa

路径	P_m	薄膜许用应力 P_m+P_b	薄膜加弯曲许用应力	
1	56.56	314.4	66.42	471.6
2	109.43	314.4	146.34	471.6
3	63.30	314.4	122.25	471.6
4	33.89	314.4	55.00	471.6
5	87.49	314.4	131.50	471.6
6	143.79	314.4	148.80	471.6
7	24.03	314.4	25.78	471.6
8	198.10	314.4	236.31	471.6
9	23.27	314.4	33.53	471.6
10	125.91	314.4	254.98	471.6
11	65.31	314.4	74.24	471.6

4.3 特殊要求评定

1) 变形评定。在跌落计算中，需要提取减震器最大变形时的位移，计算得到乏燃料运输容器侧面最低端、吊耳与刚性地面的垂直距离大于 0，说明乏燃料运输容器本体、吊耳跌落过程中没有接触地面，减震器起到良好的减震作用。根据跌落分析提取的最大减加速度加载到吊篮^[11-14]上，模拟吊篮在跌落过程中承受的冲击载荷，计算结果显示吊篮没有发生塑性变形，证明燃料组件能够从乏燃料运输容器中取出。

2) 预紧密封螺栓评定。根据跌落计算提取乏燃料运输容器的最大减加速度。采用 NUREG/CR-6007 规范中的计算方法，根据 RG7.8^[15] 导则规定的载荷组合方法，对预紧密封螺栓进行应力校核，计算结果显示预紧密封螺栓满足规范要求。

5 结语

在事故工况 9 m 跌落过程中，乏燃料运输容器上比较薄弱的 11 个截面上的薄膜应力和薄膜加弯曲应力强度均小于规范规定的许用值，证明乏燃料运输容

器设计满足ASME规范对跌落事故条件下的强度要求。乏燃料运输容器本体和吊耳跌落过程中不会接触到地面,确保乏燃料运输容器结构设计安全,证明乏燃料运输容器的减震器设计起到良好的减震作用。事故条件9 m跌落过程中,预紧密封螺栓强度满足要求,证明乏燃料运输容器不会发生核泄露。在事故条件9 m跌落冲击载荷下,吊篮没有发生塑性变形,燃料组件能够顺畅从乏燃料运输容器中取出,证明乏燃料容器的吊篮设计强度满足要求。

参考文献:

- [1] 盛锋,刘嘉一,余华金.容器的自由跌落分析[J].核动力工程,2006(10):171—173.
SHENG Feng, LIU Jia-yi, YU Hua-jin. Free Drop Analysis of Cask[J]. Nuclear Power Engineering, 2006(10): 171—173.
- [2] 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].
- [3] 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.
- [4] 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(2):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(2): 418—421.
- [5] NAC. Storage Transport Cask Safety Analysis Report[R]. Atlanta: NAC, 2011.
- [6] ENSAR. Safety Analysis Report for the Spent Fuel Transportation Package ENUN 24P[R]. Barcelona: SEPI, 2015.
- [7] 徐超.基于安全分析的乏燃料运输容器关键技术研究[D].杭州:浙江大学,2012.
XU Chao. Key Technology Research of Spent Nuclear Fuel Transport Cask Based on Safety Analysis[D]. Hangzhou: Zhejiang University, 2012.
- [8] 许文清,高雪功. BQH-20型乏燃料运输容器力学分析[J].核工程研究与设计,1998(2):24—30.
XU Wen-qing, GAO Xue-gong. Mechanical Analysis of BQH-20 Spent Nuclear Fuel Transport Cask[J]. Research & Design of Nuclear Engineering, 1998(2): 24—30.
- [9] ASME 2007, Boiler & Pressure Vessel Code: Section III[S].
- [10] NUREG/CR-6007, Stress Analysis of Closure Bolts for Shipping Casks[S].
- [11] SHAPPERT L B. A Guide for the Design, Fabrication, and Operation of Shipping Casks for Nuclear Applications[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 1970.
- [12] 张万平,徐定耿,陈松,等.乏燃料贮存格架在组件跌落事故中的冲击分析[J].振动与冲击,2010,29(12):187—189.
ZHANG Wan-ping, XU Ding-geng, CHEN Song, et al. Structural Impact Analysis of Spent Fuel Storage Rack Subjected to a Drop of Spent Fuel Assembly[J]. Journal of Vibration and Shock, 2010, 29(12): 187—189.
- [13] 聂君锋,张海泉,李红克,等.储液容器跌落事故的有限元分析[J].核动力工程,2013,34(3):144—147.
NIE Jun-feng, ZHANG Hai-quan, LI Hong-ke, et al. Dropping Accident Analysis of Liquid Storage Container Using Finite Element Method[J]. Nuclear Power Engineering, 2013, 34(3): 144—147.
- [14] 李楠,韩治,汪军,等.新燃料元件运输容器跌落试验的有限元分析[J].核动力工程,2015,36(5):18—21.
LI Nan, HAN Zhi, WANG Jun, et al. FEM Analysis for Dropping Test of Fresh Fuel Cask[J]. Nuclear Power Engineering, 2015, 36(5): 18—21.
- [15] Regulatory Guide 7.8, Load Combinations for the Structural Analysis of Shipping Casks for Radioactive Material[S].