

CEFR 事故余热排放系统 部分管道应力分析

唐龙, 齐敏, 余华金

(中国原子能科学研究院 快堆工程部, 北京 102413)

摘要: 本文通过 Pipestress 软件计算事故余热排放系统有关管道, 合理布置管道支吊架系统。使管道系统在各种预期的载荷工况下, 均能满足 ASME 设计规范规定的应力限值, 并满足机械设计和现场安装的要求。

关键词: Pipestress; 事故余热排放系统; 应力分析; ASME

中图分类号: TG172 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-6931(2008)S1-0532-03

Stress Analysis on Some Pipes of Emergency Decay Heat Removal System for China Experimental Fast Reactor

TANG Long, QI Min, YU Hua-jin

(Research Center of Fast Reactor, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: In the paper, by calculating the pipes of the emergency decay heat removal system using Pipestress, the support system was disposed rationally. The intensity of the piping is true of the stress limit of ASME under the various prospective loads, and the requirements of the mechanical design and installation are also satisfied.

Key words: Pipestress; emergency decay heat removal system; stress analysis; ASME

通过合理布置管道支吊架系统, 并通过应力分析验证管道系统在各种预期的载荷工况下, 均能满足设计规范规定的应力限值, 满足机械设计和现场安装的要求。本工作选取事故余热排放系统中的一段进行计算。

1 系统描述

事故余热排放系统是反应堆的专设安全设施。在反应堆出现地震、系统供电全部中断、所有蒸汽发生器给水中断的事故工况时, 要保证堆芯

的冷却。该系统为安全 2 级, 规范等级 NC, 质保等级 QA1, 抗震 I 类。本工作选取计算的管道为空气热交换器出口到二回路钠充排的管段。

管道材料为 304H 不锈钢, 根据 ASME-III, 可得屈服应力 S_y 、平均热膨胀系数 $\bar{\alpha}$ 、弹性模量 E_h 、许用应力 S_h 、膨胀应力的许用应力范围 S_A 按照 ASME-III-NC-3611.2 计算: $S_A = f(1.25S_C + 0.25S_h)^{[1]}$ (表 1)。其中, f 为系统使用年限内与整个温度循环次数 N 相对应的应力范围减弱系数, 由 ASME-III 表 NC-3611.2(e)-1

给出; S_C 为室温下的许用应力^[1]。管道参数列于表 2。

表 1 304H 不锈钢管道机械性能

Table 1 Mechanical properties of 304H stainless steel pipe

温度/ ℃	E_h / GPa	$10^6 \bar{\alpha}$ / ℃ ⁻¹	S_b / MPa	S_A / MPa	S_y / MPa
20	195	0.00	130.0	195.0	207
100	190	15.89	122.0	193.0	171
200	183	16.54	112.0	190.5	144
250	179	16.83	110.0	190.0	135
300	175	17.1	110.0	190.0	127
375	171	17.48	110.0	190.0	122
425	166	17.7	105.0	188.7	118
500	161	18.34	98.5	187.1	111
530	158	18.49	96.5	186.6	108

表 2 管道参数

Table 2 Parameters of pipes

管道	DN/mm	外径/mm	壁厚/mm	管道质量/ (kg · m ⁻¹)
外管	150	159	6	28.311
内管	100	108	4.5	11.41
外管	80	89	4.5	15.11
内管	40	48	4	4.31

2 载荷条件

管道系统分析所使用的载荷条件列于表 3。系统的设计温度为 550 ℃,正常运行工况为 516 ℃,本系统为高温低压管道。

3 应力计算

3.1 建模

采用有限元方法进行分析。将三维连续的管道离散为若干空间管单元,单元间由节点相连,将管道的质量集中在节点上,阀门用刚性单元模拟,集中质量用集中质量单元模拟。每根管子端部均为固定边界条件,根据热膨胀给定位移。阀门当作带有集中质量的刚性单元,并考虑电动头质量带来的影响。双套管的处理方式是建两条管道,有一个比较小的位移量,在实际中有垫片的地方用刚性梁连接。管道计算节点示于图 1。

表 3 载荷条件

Table 3 Loading condition

载荷条件		事故余热排放部分系统管道
设计条件	设计压力,MPa	0.6
	设计温度,℃	550
	机械载荷	重量和其它持续载荷
正常运行和 异常工况条件 (A级和B级)	压力,MPa	0.45
	温度,℃	516
	机械载荷	重量、内压和偶然载荷, 包括 OBE 地震
紧急工况条件 (C级)	压力,MPa	0.45
	温度,℃	516
	机械载荷	重量、内压和偶然载荷, 包括 SSE 地震
事故工况条件 (D级)	压力,MPa	0.45
	温度,℃	516
	机械载荷	重量、内压和偶然载荷, 包括 SSE 地震

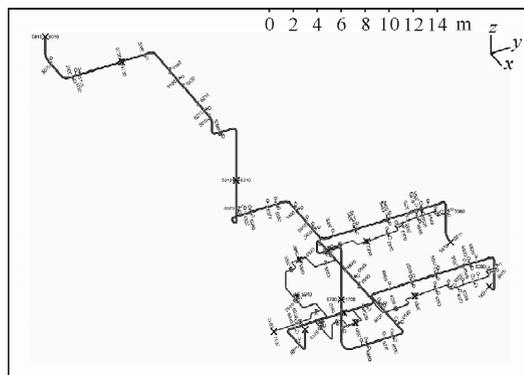


图 1 空气热交换器出口到二回路
钠充排的管道计算模型

Fig. 1 Model from air-heat exchanger outlet
to sodium filled and deliver pipe

3.2 载荷的确定

载荷包括压力、重量、约束反力等持续载荷,地震载荷 OBE 和 SSE,热膨胀,及以上载荷的组合载荷。地震计算采用反应谱法,用单层谱计算,在管道的支撑处输入相应标高的包络反应谱,地震 3 个方向用算术平方根的方法合并,地震载荷与其他载荷按绝对值相加合并^[2]。

地震反应谱取自《地震作用下楼层反应谱修改 CEFR-00-002(0#修改)》,是由俄罗斯

联邦原子能部圣彼得堡动力研究设计院为中国实验快堆(CEFR)计算的,其中,OBE 的值取为 SSE 的 0.65 倍。本工作所计算的事故余热排放系统部分管道涉及 22.4、26.6、30.8、35 m 4 个标高,每个标高有 2 个水平方向和 1 个竖直方向共 3 组反应谱,将 4 个标高的反应谱包络,得到管道计算用的反应谱(图 2)^[2]。

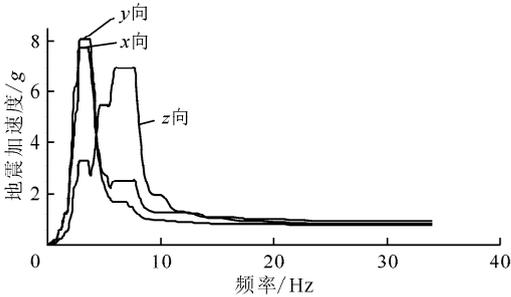


图 2 SSE 下计算用管道反应包络谱

Fig. 2 Acceleration spectra under SSE

3.3 计算

计算由 Peps1.0 程序完成。

输入几何条件(管道长度、外径、壁厚等)、材料条件(弹性模量、许用应力、线性热膨胀等)、载荷条件、边界条件,就可算出节点处的 3 个力和 3 个力矩,将力矩按工况组合,除以管道的截面模量,再乘以相应的应力增强系数(NC-3673.2),就可算出节点处的应力,若该应力符合 NC-3650 公式的适用限制,则认为管道设计是合格的^[1]。

4 结果分析

最大应力比=计算出的最大应力/应力限值,若比值不大于 1.0,则认为满足应力限值(表 4)。

表 4 应力比
Table 4 Stress ratios

载荷条件	应力限值	最大应力比 (所在节点号)
设计条件	$1.5S_h = 144.8 \text{ MPa}$	0.816(5 575)
A 级和 B 级	$1.8S_h = 173.7 \text{ MPa}$	0.802(5 575)
C 级	$1.8S_y = 194.4 \text{ MPa}$	0.701(5 575)
热膨胀工况	$S_A = 186.8 \text{ MPa}$	1.239(6 100)
	$S_A + S_h = 283.1 \text{ MPa}$	0.896(6 440)

本管系在事故工况下的载荷均已在紧急工况中得到考虑,且事故工况下的许用应力大于紧急工况下的许用应力,故不再单独评定。

以上计算表明,事故余热排放系统的空气热交换器出口到二回路钠充排的管段应力满足 ASME 规范的限制,设计合格。

参考文献:

- [1] 美国机械工程师学会, ASME 锅炉及压力容器学会核动力分委员会. 锅炉及压力容器规范 III (ASME-III) 核动力装置设备建造准则(第 1 册), NC 分卷, 二级设备, ACI 标准 359-95[S]. 美国: [出版者不详], 1995.
- [2] 国家地震局. GB 50267—97 核电厂抗震设计规范[S]. 北京: 中国计划出版社, 1998.