

秦山核电厂燃料棒 PCM I 效应和包壳疲劳分析

陈 彭

(中国原子能科学研究院反应堆工程研究设计所, 北京, 102413)

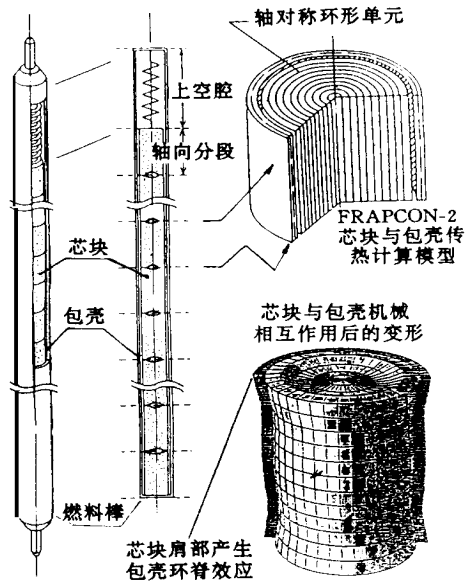
用 FRAPCON-2 程序中二维有限元力学模块 AXISYM 分析了秦山核电厂燃料芯块与包壳之间的机械相互作用 (PCM I), 给出了包壳局部应力的计算结果。根据 LANGER & O DONNELL 疲劳寿命经验公式和 M NER 法则, 编制了疲劳分析程序 FATIG-1, 分析了秦山核电厂燃料包壳在负荷追随运行工况下的积累疲劳损伤因子, 为秦山核电厂燃料元件的设计改进和安全审评提供依据。

关键词 有限元 PCM I 疲劳 燃料棒

中图法分类号 TL 352.22

在早期压水堆核电站运行中, PCM I 是导致燃料棒破损的重要原因之一。后来, 燃料棒设计的改进使 PCM I 的破损率大大降低, 但随着核燃料向高燃耗的发展, PCM I 效应仍然是燃料棒设计中必需考虑的问题。

图 1 示出燃料棒 PCM I 作用的特点^[1]。在热源作用下, 燃料芯块由于不均匀的热膨胀形成沙漏状结构, 包壳在对应的芯块肩部产生环脊, 并导致环脊附近局部应力集中, 严重时可直接导致包壳局部开裂。在负荷追随运行工况下, 局部应力集中随功率的变化而变化, 导致包壳局部疲劳破损。



1 计算程序及模型的改进

1.1 FRAPCON-2 程序及有限元模块 AXISYM^[2]

FRAPCON-2 程序是燃料棒性能分析程序,

图 1 燃料棒及 PCM I 效应所产生的变形示意图

Fig 1 Fuel rod and its deformation under pellet-cladding mechanical interaction

陈 彭: 男, 32 岁, 反应堆安全分析专业, 硕士, 工程师
收稿日期: 1997-06-12 收到修改稿日期: 1997-10-15

分析对象是整个燃料棒:将燃料棒沿轴向分成若干段,每段的中点为轴向节点;沿径向分成若干个同心圆环,每个圆环用 1 个径向节点来代表。FRA PCON-2 程序中的有限元模块 AX ISYM 是 1 个二维轴对称有限元力学分析模型,它模拟半个芯块和包壳的相互作用。

FRA PCON-2 程序先计算所有节点的温度以及裂变气体释放,然后用 AX ISYM 模块进行弹塑性分析,求出芯块与包壳的局部应力。如图 1 所示,处于环脊部位的芯块与包壳的作用力最强。本文给出的应力数据均为该部位包壳单元的分析结果。

原版 FRA PCON-2 程序在 CYBER-825 机上运行,该机退役后,程序被移值到微机上,并对程序作了如下校正:

(1) 主程序与有限元分析模块 AX ISYM 间的温度传递接口有错,改正后,AX ISYM 在启动运行之前可获得正确的温度分布;

(2) 用 AX ISYM 模块分析秦山燃料棒时,划分芯块碟形部位的有限元网格出现错误,改正后的程序可以给出正确的单元网格;

(3) 根据上海核工程研究设计院提供的秦山核电厂燃料棒参数,修改了 FRA PCON-2 程序中燃料芯块热导及包壳杨氏模量等模型,使 FRA PCON-2 可以针对秦山核电厂燃料棒进行 PCM I 作用下芯块和包壳局部应力的计算与分析。

1.2 包壳疲劳分析程序 FATIG-1

当前秦山核电厂尚未采用负荷追随运行模式。但从电网的需求考虑,电厂的燃料棒应该满足在负荷追随运行工况下所需的疲劳寿命要求^[3]。因此,有必要对包壳的疲劳寿命进行分析。FATIG-1 程序采用了 M NER 法则和 LANGER & O DONNELL 疲劳寿命经验公式^[4,5]。

1.2.1 积累疲劳损伤因子的计算 M NER 法则采用线性损伤积累,假定有一系列应力 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3, \dots, \sigma_n, N_i$ 是在应力 σ_i 作用下达到疲劳破坏的循环次数, n_i 是在应力 σ_i 作用下的实际循环次数。按 M NER 法则,积累疲劳损伤因子 F 由式(1)给出。该因子小于 1 时,包壳不会发生疲劳破坏。

$$F = \sum_{i=1}^m \frac{n_i}{N_i} \quad (1)$$

包壳的疲劳过程,可以考虑为与功率变化有关的损伤过程。在负荷追随运行模式下,为保证不发生疲劳破坏,必须满足式(1)中的 $F < 1$ 。

1.2.2 LANGER & O DONNELL 经验表达式^[4] 导致 Zr-4 材料疲劳破坏的循环次数的 LANGER & O DONNELL 经验表达式为

$$S_a = \frac{E}{4\sqrt{N_R}} \left(\ln \frac{100}{100 - R_A} \right) + S_e = \frac{1}{2} E \cdot \Delta \epsilon \quad (2)$$

式中: S_a 为导致材料失效的应力强度的幅度; $\Delta \epsilon$ 为总的应变范围; N_R 为导致疲劳失效的循环次数; E 为杨氏模量; R_A 为单轴拉伸试验中的截面收缩率; S_e 为持久极限, $S_e = 0.0014907 E$ 。其中, E, R_A 和 S_e 是通过实验数据拟合得到的与温度有关的常数,根据文献[4],在计算中取 $R_A = 0.3268$ 。包壳杨氏模量由上海核工程研究设计院给出,取包壳外表面最高温度 350 °C 下横向与纵向模量的平均值为 85 000 MPa。

1.2.3 虚拟应力强度幅度 作用于包壳局部的 3 个主应力分别为 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$, 并假设在这 3 个方向上发生了塑性变形,则应力强度与塑性应变引起的应力之和为

$$S_{ij} = \sigma_i - \sigma_j + \frac{E}{1.5} (\epsilon_i - \epsilon_j) \tag{3}$$

式中: 下标 i 分别取 θ, r, z 时, 则下标 j 分别相对取 r, z, θ ϵ_i, ϵ_j 是塑性应变分量。

式(3)中的 S_{ij} 分别在高功率水平和低功率水平下的绝对差值为

$$\Delta S_{ij} = S_{ij}(\text{高功率}) - S_{ij}(\text{低功率}) \tag{4}$$

包壳弯曲变形引起的应力迭加在 ΔS_{ij} 的最大值 $\Delta S_{ij,max}$ 上^[3], 有

$$\Delta S_{max} = \Delta S_{ij,max} + \frac{E}{1.5} \epsilon_b \tag{5}$$

ϵ_b 取保守值为 0.0008。

虚拟应力强度率的幅度 S_a 取 S_{a1} 和 S_{a2} 的最大值, 有

$$S_{a1} = \frac{\Delta S_{max}}{2}$$

$$S_{a2} = \frac{30\,000 \Delta S_{max}}{0.5 \Delta S_{max} + 22\,500} \tag{6}$$

考虑到燃料芯块尺寸、运行工况、表面加工以及实验数据的分散度等不利因素, 虚拟应力强度的幅度或极限循环次数应留有一定的安全裕量。通常有 2 种方法, 即: (1) 取虚拟应力幅度 S_a 扩大 2 倍后的极限循环次数 N_{R1} ; (2) 取在给定的 S_a 下循环次数的 5%, 即 N_{R2} 。因此, 根据式(2), N_{R1} 和 N_{R2} 分别为

$$N_{R1} = \left[\frac{1}{16} \left(\ln \frac{100}{100 - R_A} \right)^2 \right] \left(\frac{E}{2S_a - S_e} \right)^2 \tag{7}$$

$$N_{R2} = 0.05 \left[\frac{1}{16} \left(\ln \frac{100}{100 - R_A} \right)^2 \right] \left(\frac{E}{S_a - S_e} \right)^2 \tag{8}$$

极限循环次数 N_R 根据如下情况确定^[4]:

- (1) $S_a < 0.5 S_e$, N_R 为无穷大;
- (2) $0.5 S_e \leq S_a \leq S_e$, $N_R = N_{R1}$;
- (3) $S_a > S_e$, $N_R = \min(N_{R1}, N_{R2})$ 。

FRA PCON-2 程序中的二维有限元力学分析模块可给出包壳局部应力应变的计算结果。根据上述 LANGER & O'DONNELL 疲劳寿命经验公式和 MNER 法则, 编制出包壳积累疲劳损伤因子计算程序 FATIG-1 作为 FRA PCON-2 的 1 个后继程序, 由 FRA PCON-2 给出包壳局部应力应变, 由 FATIG-1 计算包壳局部积累疲劳损伤因子。

2 分析结果与讨论

2.1 输入数据

根据上海核工程研究设计院所提供的燃料棒物理设计数据^[7], 整个堆芯燃料棒的平均线功率为 135 W/cm。考虑到堆芯的不均匀系数, 燃料棒线功率随燃耗的变化如图 2 所示。平均线功率在 3 个循环周期内的最大值分别为 174.3、155.8 和

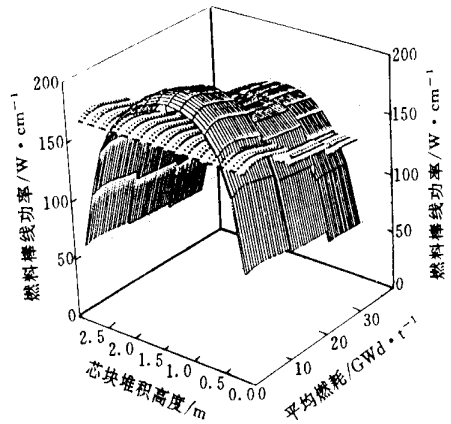


图 2 燃料棒线功率及其轴向分布随燃耗的变化

Fig 2 Fuel rod linear power versus the fuel average burnup
——燃料棒线功率; ----燃料棒平均线功率

145.0 W/cm。

2.2 PCM I 分析结果

图 3 示出了二维有限元模块 (A X I S Y M) 算出的包壳局部周向应力随燃耗的变化。在稳态运行计算中, 包壳在整个寿期内的最大局部应力分别为周向应力 19.23 MPa, 径向应力 1.52 MPa, 轴向应力 15.35 MPa。

图 4 表示在寿期内燃料棒的功率峰值点, 包壳局部周向应力随燃料棒的平均线功率的变化。可以看出, 包壳局部 PCM I 作用所产生的包壳周向应力与平均线功率基本成线性关系。上海核工程研究设计院提供的秦山核电站燃料棒物理设计中的平均线功率不超过 210 W/cm, 所以, 包壳局部 PCM I 作用所产生的周向应力不会大于 21 MPa, 没有超出包壳材料 PCM I 破坏的阈值应力, 不会发生直接的 PCM I 破坏。

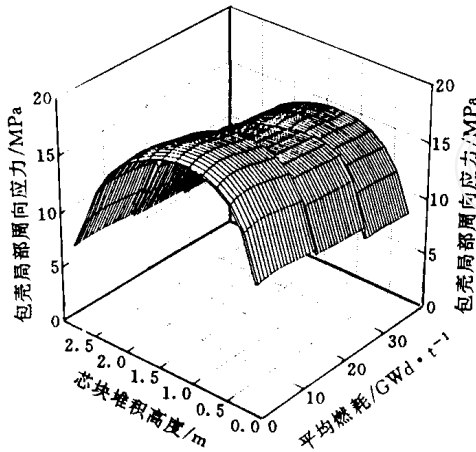


图 3 稳态运行工况下包壳局部周向应力

Fig 3 Cladding local hoop stress under steady operation

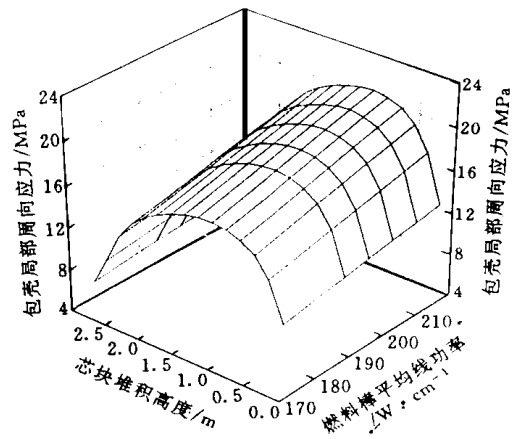


图 4 第一换料周期内燃料棒功率最高时刻包壳局部周向应力与平均线功率的关系

Fig 4 Cladding local hoop stress versus fuel rod average linear power at the fuel rod power peak in the first cycle

2.3 包壳局部疲劳分析

图 5 是燃料棒平均线功率对燃耗的关系曲线, 图中数字代表在该燃耗下作负荷追随和冷停堆工况下的包壳局部积累疲劳损伤因子模拟计算。图中 1、2、3 表示在燃料第 1 个换料周期, 4、5 在第 2 个换料周期, 6、7 在第 3 个换料周期。在每一个周期中, 对各点作负荷追随及冷停堆的模拟计算, 并选取各点计算中最小允许功率循环次数, 来代表该换料周期内所允许的最大循环次数, 再根据在该换料周期内负荷追随引起的功率循环次数和冷停堆次数来计算该换料周期内包壳的局部最大疲劳积累因子。

负荷追随运行每天按图 6 的功率模式运行。从零点开始, 反应堆在低功率下运行, 3 点时开始提升功率, 6 点钟达到满功率, 持续运行 12 h, 18 点时开始降功率, 21 点回到低功率运行, 直到第 2 天 3 点钟。反应堆每天作 1 次这样的功率循环。

在每个换料周期内, 考虑到检修等问题, 允许有 10 次冷停堆, 共 30 次冷停堆。负荷追随运

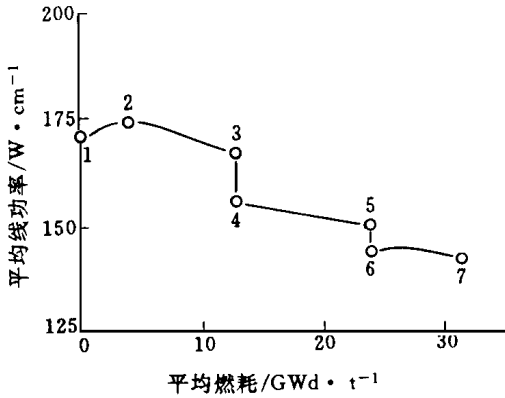


图 5 模拟负荷追随运行及冷停堆的 7 个不同时刻

Fig 5 Load-following operation taken at 7 different time points in the fuel rod power history

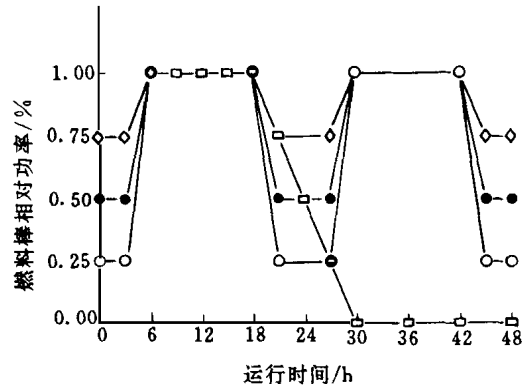


图 6 负荷追随运行示意图

Fig 6 Load-following operation diagram
 —— 25% 满功率运行; —— 50% 满功率运行;
 —— 75% 满功率运行; □ —— 冷停堆

行模式下功率循环次数在 3 个换料周期内依次为 375.7、3636.2 和 368.6, 低功率水平分别为满功率的 25%、50%、75%。

在负荷追随运行时, 典型的包壳局部周向应力的变化示于图 7。图中的时间坐标是从第 1 天中午到第 2 天中午。

图 8 示出寿期末包壳局部累积疲劳损伤因子沿燃料棒轴向高度的分布, 每条曲线都已累加了冷停堆所造成的疲劳累积因子。

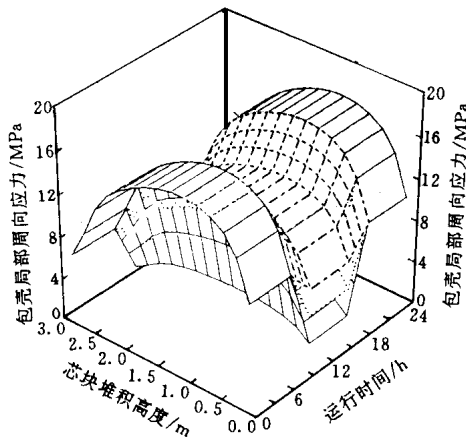


图 7 负荷追随运行方式下包壳的局部周向应力

Fig 7 Cladding local hoop stress under load-following operation
 —— 25% 满功率运行; --- 50% 满功率运行;
 - - - - 75% 满功率运行
 以中午 12 点作为运行的零时刻

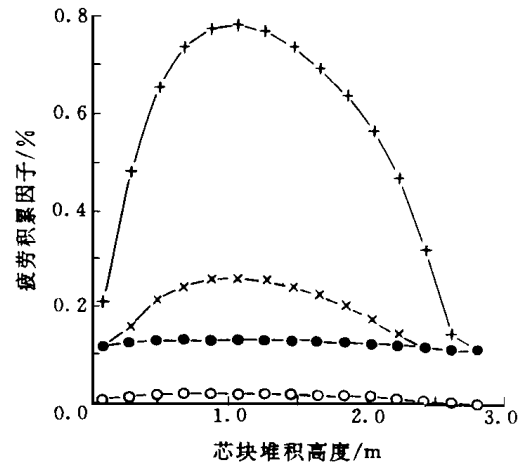


图 8 负荷追随运行及冷停堆引起的寿期末包壳局部疲劳累积因子的轴向分布图

Fig 8 Axial distribution of cladding local cumulative fatigue factor at the end of life caused by cold shutdown and load-following operation
 + —— 25% 满功率运行; × —— 50% 满功率运行;
 —— 75% 满功率运行; —— 冷停堆

比较图中各曲线可知:

(1) 负荷追随运行中的功率变化越大,包壳局部积累疲劳损伤因子则越大,最高可达 0.784 %。

(2) 虽然冷停堆造成的疲劳损伤较大,但冷停堆的次数相对较少,由冷停堆导致的包壳积累疲劳损伤因子也较小,最大值约为 0.021 %。

3 结论

通过以上分析,可以得到如下结论。

(1) 秦山核电厂燃料棒物理设计安全裕量较大,燃料棒线功率较小,因此,燃料棒温度较低,芯块与包壳间的相互作用较弱。在稳态运行工况下,燃料棒因 PCM I 作用造成的局部周向应力不会超过 21 MPa。

(2) 疲劳分析程序 FATIG-1 采用了国际上广泛应用的模型,并参考了美国 NRC 审评大纲和 ASME 中关于安全系数的假设^[5]。所以,该程序疲劳分析模型本身是符合安全审评要求的。由 FATIG-1 计算得出,在对包壳疲劳损伤贡献最大的负荷追随运行方式下,寿期末的包壳局部最大积累疲劳损伤因子为 0.784 %,远小于 1,满足安全审评的要求。秦山核电厂采用此模式运行,燃料包壳不会发生疲劳破坏。

综上所述,秦山核电厂燃料棒完全能够承受稳态工况下 PCM I 作用所造成的应力限制,包壳也完全能够承受因负荷追随运行引起的疲劳损伤。

参 考 文 献

- 1 JAERI FEMAXI-III: A Computer Code for the Analysis of Thermal and Mechanical Behavior of Fuel Rods: JAERI 1298 Japan: Japan Atomic Energy Research Institute, 1985
- 2 USA, NRC FRAPCON-2: A Computer Code for the Calculation of Steady State Thermal-mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods: NUREG/CR-1845, R3 USA: Nuclear Regulatory Commission, 1981
- 3 国家核安全局(译). 法国压水堆核电站燃料组件设计和制造规则: HAF-Y0001. 北京: 中国国家核安全局, 1991
- 4 Framatome COCCNEL Computer Code User's Manual: 263A TFCM/DC/0054 France: Framatome Division Combustible, 1992
- 5 O'Donnell W J, Langer B F. Fatigue Design Basis for Zircaloy Components Transaction of American Nuclear Society. 1964 7: 114
- 6 机械工业部核电设备规范组 ASME, 锅炉及压力容器规范, 美国国家标准 核动力装置设备, 一级设备 1983 第一册, NB 分卷: 50
- 7 程万里, 杜圣华, 刘家银, 等. 燃料组件设计说明书: FA-SM. 上海: 上海核工程研究设计院, 1985

ANALYSIS ON PELLE T-CLADD ING M ECHANICAL INTERACTION AND CLADD ING FATIGUE OF THE FUEL ROD OF QINSHAN NUCLEAR POW ER PLANT

Chen Peng

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-64, Beijing, 102413)

ABSTRACT

The finite element analysis model AX ISYM in FRA PCON -2 code is used to analyze the pellet-cladding mechanical interaction (PCM I) of the fuel rod of Q inshan Nuclear Pow er Plant (QN PP). The local stress calculation results are given. M eanwhile, in accordance w ith LANGER & O'DONN EL empiricla fomual and M NER law, the code FA T IG-1 is devel-oped to analyze the QN PP cladding local cumulative damage factor at the end of life (EO F) under load-follow ing operation to upgrade the design and safety assessment for QN PP fuel rod

Key words Finite element PCM I Fatigue Fuel rod

俄罗斯在贝洛叶尔斯克建造快堆

经俄罗斯核检查局批准,一座新型的BN-800快堆将在距叶卡捷琳堡的尤里斯城30公里处的贝洛叶尔斯克核电站投建。这座80MW的反应堆所需的约1亿美元经费,由俄罗斯的能源企业罗森那格唐、斯维尔德罗夫斯克地区和贝洛叶尔斯克行政管理部门及两所电力公司提供。

此前,曾计划在尤里斯南部的一处正在建设的核电站建造这座BN-800反应堆,但在斯维尔德罗夫斯克首长佑杜尔德·罗塞尔的坚持下,M NATOM 决定把这座快堆建在叶卡捷琳堡,并为此成立了贝洛叶尔斯克第2公司。罗森那格唐对这一公司的投资,足以使其拥有控制权。

摘自中国原子能科学研究院《科技信息》