

## 压水堆堆内试验仪表化燃料元件 初始温度分布计算程序

陈 彭, 王华荣, 张培生

(中国原子能科学研究院 反应堆工程研究设计所, 北京 102413)

**摘要:**为配合堆内试验,编制了压水堆堆内试验仪表化燃料元件温度场计算机程序,计算试验装置中双包壳燃料元件的初始温度分布,确定燃料棒线功率在试验流量为 6 t/h 时的安全上限为 290 W/cm。

**关键词:**仪表化燃料元件; 温度场; 双包壳

**中图分类号:** TL352      **文献标识码:** A      **文章编号:** 1000-6931(2003)S0-0157-04

### A Computer Code for Calculating Initial Temperature Distribution of Instrumented Fuel Element for PWR in Pile Experiment

CHEN Peng, WANG Hua-rong, ZHANG Pei-sheng

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

**Abstract:** A computer code for calculating the temperature distribution for the instrumented fuel elements of PWR in pile experiments was compiled. The calculations of initial temperature distribution for the double deck cladding fuel element indicate that the upper safety limit of fuel linear power is 290 W/cm when the mass flow rate is 6 t/h.

**Key words:** instrumented fuel elements; temperature distribution; double deck cladding

核电站燃料芯块在辐照过程中的中心温度与芯块和包壳的性能参数、辐照功率、冷却条件及燃料燃耗密切相关。尽管燃料元件行为分析程序尽可能考虑这些因素对中心温度的影响,但对芯块中心温度预测仍有偏差。为此,用试验方法,在芯块中心放置热电偶,即对燃料组件进行仪表化处理,对燃料中心温度进行辐照在线测量,用测量结果来校验程序。

压水堆仪表化燃料组件堆内辐照试验装置示于图 1。试验段中有 4 根燃料棒,每根棒装有富集度为 10% 的  $UO_2$  新燃料芯块,芯块堆

积高度 100 mm,芯块几何尺寸与秦山核电厂一期燃料芯块相同。试验回路中的冷却水直接来自反应堆堆芯冷却剂(重水),为防止因包壳破裂导致的试验段放射性物质泄漏,将试验棒的燃料芯块装在双层不锈钢包壳中。内包壳的直径和壁厚与秦山核电厂一期的燃料包壳相同,两层包壳内均充填氦气。

辐照过程中产生的热量主要通过芯块向气隙和包壳传热,并由冷却剂带走。其中,芯块向气隙和包壳的传热包括导热和辐射过程,芯块温度较低时,可忽略辐射传热。本工作忽略了

收稿日期:2003-01-22;修回日期:2003-03-25

作者简介:陈 彭(1965—),男,江苏射阳人,高级工程师,燃料元件专业

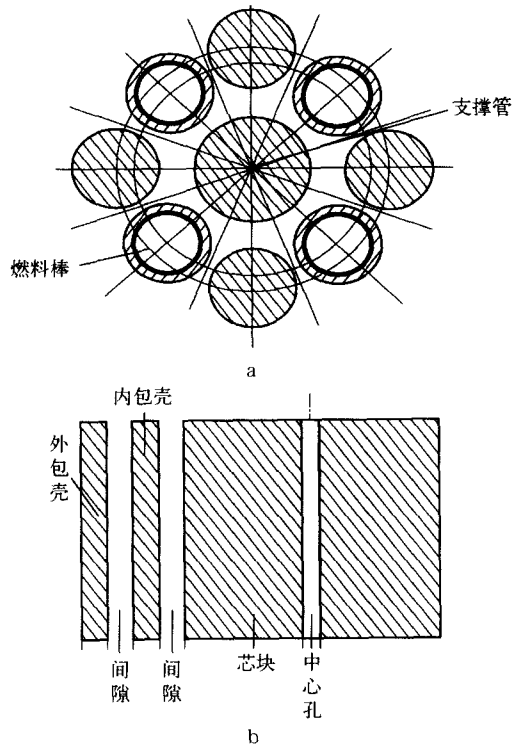


图1 试验燃料组件截面示意图

Fig.1 Sketch of test fuel assembly cross section  
a——堆内试验组件截面;b——试验棒截面

辐射传热,计算结果是保守的。

因间隙温度梯度很大,燃料芯块中心温度对间隙宽度的变化较敏感。由于燃料芯块放在双包壳中,有两个间隙,冷却剂是重水,因此,不能用现有燃料元件行为分析程序计算试验棒的温度分布。为此,编制专用程序,用来计算试验棒初始温度分布,以便于试验方案的确定。根据给定运行功率下重水堆热工安全要求,将试验元件外包壳外表面温度最大允许值定为 $132.6\text{ }^{\circ}\text{C}$ (冷却剂饱和温度)<sup>[1]</sup>。

## 1 计算公式

程序中用到的计算公式如下。

芯块体积 $V_{\text{芯块}}$ 为:

$$V_{\text{芯块}} = V_{\text{圆柱}} - 2V_{\text{碟形坑}} \quad (1)$$

式中: $V_{\text{圆柱}}$ 为圆柱形芯块体积( $\text{m}^3$ ); $V_{\text{碟形坑}}$ 为芯块的碟形坑体积( $\text{m}^3$ )。

二氧化铀的总质量 $m(\text{UO}_2)$ 为:

$$m(\text{UO}_2) = n_{\text{芯块}} V_{\text{芯块}} \rho_{\text{烧结}} \quad (2)$$

式中: $n_{\text{芯块}}$ 为芯块个数; $\rho_{\text{烧结}}$ 为芯块烧结密度( $\text{kg}/\text{m}^3$ )。

$^{235}\text{U}$ 的总质量 $m(^{235}\text{U})$ (kg)为:

$$m(^{235}\text{U}) = m(\text{UO}_2) M(^{235}\text{U}) / (M(^{238}\text{U})(1 - f(^{235}\text{U})) + M(^{235}\text{U}) \times f(^{235}\text{U}) + 2M(\text{O})) \quad (3)$$

式中: $M(^{235}\text{U})$ 、 $M(^{238}\text{U})$ 、 $M(\text{O})$ 分别为 $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $\text{O}$ 的摩尔质量( $\text{kg}/\text{mol}$ ); $f(^{235}\text{U})$ 为 $^{235}\text{U}$ 的富集度(%)。

单根燃料棒的功率 $N_f$ (kW)为:

$$N_f = E_f \sigma_f \varphi N_A \frac{m(^{235}\text{U})}{M(^{235}\text{U})} \quad (4)$$

式中: $E_f$ 为 $^{235}\text{U}$ 的平均裂变能; $\sigma_f$ 为 $^{235}\text{U}$ 裂变截面; $\varphi$ 为热中子注量率; $N_A$ 为阿伏加德罗常数。

试验段出口处重水的温度 $t_{\text{outlet}}$ ( $^{\circ}\text{C}$ )为:

$$t_{\text{outlet}} = t_{\text{inlet}} + \frac{4N_f}{c_p Q_m} \quad (5)$$

式中: $T_{\text{inlet}}$ 为试验段重水的入口温度( $^{\circ}\text{C}$ ); $c_p$ 为重水平均比定压热容( $\text{J}/(\text{kg} \cdot ^{\circ}\text{C})$ ); $Q_m$ 为重水流量( $\text{kg}/\text{s}$ )。

外包壳外表面温度 $t_{\text{out}}$ 为:

$$t_{\text{out}} = t_{\text{outlet}} + \frac{q_1}{2\pi r_{\text{out}} h_c} \quad (6)$$

式中: $q_1$ 为燃料棒的线功率( $\text{W}/\text{m}$ ); $r_{\text{out}}$ 为燃料棒外包壳半径(m); $h_c$ 为包壳与重水间的换热系数( $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$ )。

重水与包壳之间的换热系数<sup>[1]</sup> $h_c$ 为:

$$h_c = 0.0255 \frac{\lambda_{\text{水}}}{D_c} \left( \frac{VD_c \rho}{\mu} \right)^{0.8} Pr^{0.4} \quad (7)$$

式中: $D_c$ 为流道的当量直径(m); $V$ 为重水流速( $\text{m}/\text{s}$ ); $Pr$ 为普朗特常数; $\rho$ 为重水密度( $\text{kg}/\text{m}^3$ ); $\mu$ 为重水粘滞系数; $\lambda_{\text{水}}$ 为重水导热系数( $\text{W}/(\text{kg} \cdot \text{m})$ )。

圆筒内壁面的温度<sup>[1]</sup> $t_{\text{in}}$ 为:

$$t_{\text{in}} = t_{\text{out}} + \frac{q_1}{2\pi\lambda} \ln\left(\frac{d_{\text{out}}}{d_{\text{in}}}\right) \quad (8)$$

式中: $\lambda$ 为包壳的导热系数( $\text{W}/(\text{kg} \cdot \text{m})$ ); $d_{\text{out}}$ 和 $d_{\text{in}}$ 分别为包壳外壁直径和内壁直径(m)。

氦气的热导公式<sup>[2]</sup>为:

$$\lambda_{\text{He}} = 3.366 \times 10^{-3} T^{0.668} \quad (9)$$

式中: $T$ 为温度(K)。

不锈钢的热膨胀系数<sup>[2]</sup>为:

$$\alpha = 8.878 \times 10^{-6} + 1.481 \times 10^{-9} (T_f - 68) \quad (10)$$

式中: $T_f$ 为华氏温度。

二氧化铀热导公式<sup>[2]</sup>为:

$$\lambda(\text{UO}_2) = \frac{1 - \beta(1 - D)}{1 - 0.5D} \cdot \left( \frac{40.4}{464 + t} + 1.216 \times 10^{-4} \exp(1.867 \times 10^{-3} t) \right)$$

$$0 \leq t \leq 1650 \text{ } ^\circ\text{C}$$

$$\beta = 2.58 - 0.58 \times 10^{-3} t \quad (11)$$

式中:  $D$  为二氧化铀实际密度与理论密度之比;  $t$  为温度( $^\circ\text{C}$ )

二氧化铀的热膨胀系数<sup>[2]</sup>为:

$$\alpha = -1.723 \times 10^{-4} + 6.797 \times 10^{-6} t + 2.896 \times 10^{-9} t^2 \quad (12)$$

重水的粘度、普朗特常数和不同温度下不锈钢的导热系数由文献<sup>[3]</sup>给出,在程序中进行查表插值。

芯块径向温度分布用差分法解圆柱体内一维径向导热方程得出(不考虑轴向传热),芯块的节点划分示于图 2。

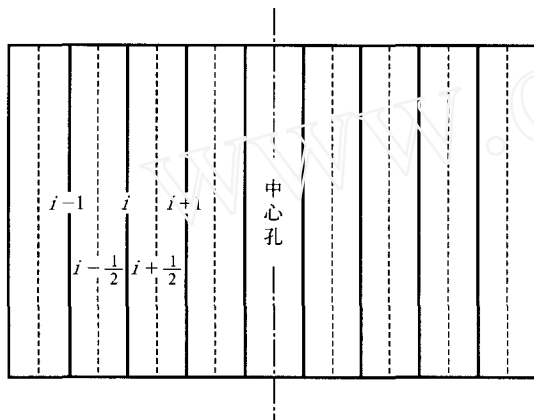


图 2 芯块径向节点划分示意图  
Fig. 2 Radial nodes of the pellet

芯块被分为若干个同心圆环,圆环分界面为节点  $i$ ,相邻节点分别是  $i-1$  和  $i+1$ ,从芯块表面划分到芯块的中心。如果芯块有中心孔,则节点从芯块表面划分到中心孔表面。节点温度  $t_i$  的数值解由式(13)组成的方程组的解给出:

$$t_{i-1} - a_1 t_i + a_2 t_{i+1} = a_3 \quad (13)$$

式中:

$$a_1 = 1 + \frac{\lambda_{i+\frac{1}{2}} D_{i+\frac{1}{2}}}{\lambda_{i-\frac{1}{2}} D_{i-\frac{1}{2}}}$$

$$a_2 = \frac{\lambda_{i+\frac{1}{2}} D_{i+\frac{1}{2}}}{\lambda_{i-\frac{1}{2}} D_{i-\frac{1}{2}}}$$

$$a_3 = -\frac{q_1 \Delta x}{D^2 \pi} \frac{D_{i+\frac{1}{2}}^2 - D_{i-\frac{1}{2}}^2}{\lambda_{i-\frac{1}{2}} D_{i-\frac{1}{2}}}$$

上式中:  $\Delta x$  为节点间距;  $D$  为圆环平均直径;  $\lambda$  为导热系数,是温度的函数,相邻节点间的导热系数取相邻节点平均温度下的导热系数,即:

$$\lambda_{i+\frac{1}{2}} = \lambda \cdot \frac{t_i + t_{i+1}}{2}; \lambda_{i-\frac{1}{2}} = \lambda \cdot \frac{t_{i-1} + t_i}{2}$$

## 2 计算程序

根据以上公式编制计算机程序。图 3 示出程序的计算流程。输入芯块的节点数目,程序自动划分差分计算网格,划分网格时考虑芯块有无中心孔的影响。

该程序可计算双层包壳的传热。计算前,将一层包壳和间隙的厚度输入为零,又可计算单层燃料元件的传热。程序未加入裂变气体释放模块和与燃耗有关的性能参数模块。计算结果只能为试验设计提供参考。

根据试验装置的初步设计要求,经过反复计算确定的试验参数列于表 1。

表 1 计算的输入参数及其量值  
Table 1 Input parameter and its quantity

输入参数	量值
入口重水温度	50 $^\circ\text{C}$
芯块直径	8.43 mm
芯块碟形坑深度	0.35 mm
内包壳内径	8.6 mm
外包壳内径	10.2 mm
试验套管内径	51 mm
试验套管中心支撑杆直径	16 mm
入口重水流量	6 t/h
芯块碟形坑直径	6.45 mm
芯块堆积高度	100 mm
内包壳外径	10 mm
外包壳外径	12 mm
试验套管外径	53 mm

## 3 计算结果

图 4 示出了试验棒中心截面在线功率分别为 100、200、280 W/cm 时的包壳和芯块初始温度分布。由图 4 可见:中心孔对于降低芯块中心温度有一定作用,线功率越高,作用越明显。

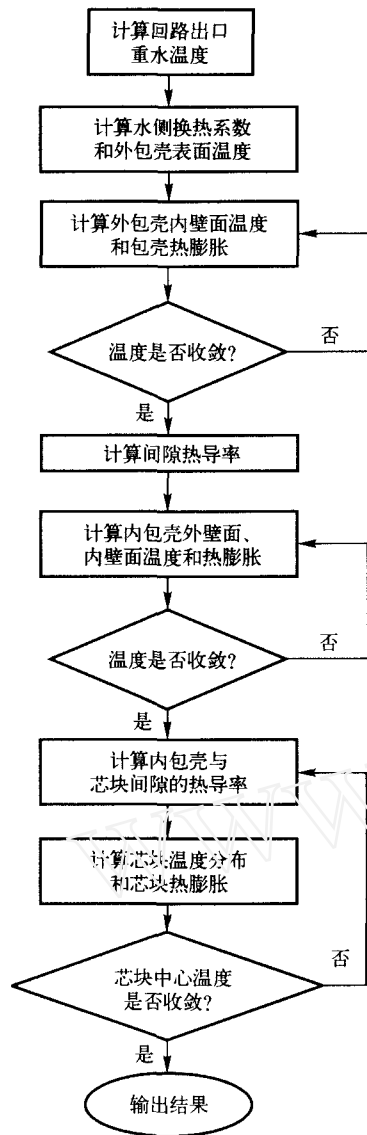


图3 双包壳燃料元件温度计算程序流程图  
Fig. 3 Flow chart of double deck fuel element temperature calculation code

包壳的热膨胀在线功率分别为 100、200、280 时,外包壳直径的膨胀量分别为 0.017、0.026、0.029,内包壳直径的膨胀量分别为 0.040、0.065、0.082,芯块有无中心孔几乎对包壳的膨胀量没有影响。

计算结果表明,流量为 6 t/h、燃料棒的线功率为 290 W/cm 时,外包壳外表温度已达到了限值。因此,建议在实验所用流量为 6 t/h

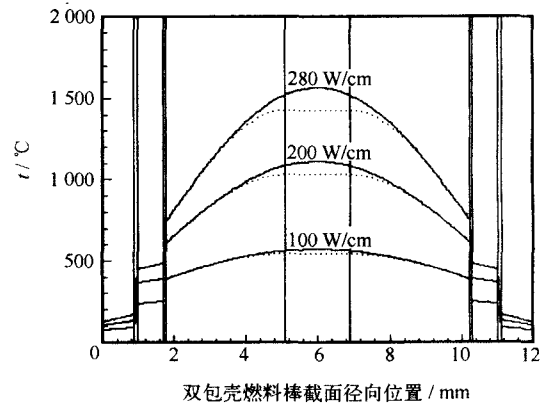


图4 双包壳燃料元件初始温度分布  
Fig. 4 Initial temperature distribution of double deck cladding fuel element  
实线——无中心孔;虚线——有中心孔

时,燃料线功率上限定为 290 W/cm。

#### 4 讨论

计算过程中未考虑芯块的密实、肿胀、开裂、裂变气体的释放等物理现象,忽略了芯块向包壳的辐射传热,计算结果偏于保守,仅供试验装置设计者参考,以便于试验方案的确定。对于在辐照过程中燃料行为本身引起的问题,如因燃耗加深导致芯块导热系数降低、因裂变气体释放引起的燃料棒内压的增大和间隙导热系数的降低、芯块与包壳接触引起包壳局部应力和应变的增加等,应该用专门程序来分析。

#### 参考文献:

- [1] 仲言. 重水研究堆[M]. 北京:原子能出版社, 1988. 210~232.
- [2] Japan Atomic Energy Research Institute. Description and User's Manual of Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-IV (Ver 2); JAERI-Data/Code 97-010 [R]. Japan: Japan Atomic Energy Research Institute, 1997. 155~162.
- [3] 长谷川正义. 核反应堆材料手册[M]. 北京:原子能出版社, 1987. 496~497.