

秦山核电厂主泵轴卡死事故的 堆芯 DNBR 计算

郝老迷

(中国原子能科学研究院, 北京, 102413)

用子通道分析程序 THAS-PC1(COBRA-IV 修改微机版, 内含 4 种 CHF 关系式), 对泵轴卡死事故做了堆芯最热点燃料组件的 DNBR 计算。结果表明, W-3、PAW-2 和 CONDIE 关系式计算值与 CHF 表值的 DNBR 很接近, 它们都在 2 s 左右达到最小 DNBR, 并低于限定值 1.3。BIASI 式计算值比它们都高得多, 远大于限定值 1.3。

关键词 子通道分析 临界热流密度 DNBR 泵轴卡死事故

在反应堆热工-水力分析程序中, 计算临界热流密度(CHF)的目的主要有 3 个:

1. 判定从泡核沸腾向过渡沸腾的转折点, 用以区分临界前后的传热工况;
2. 用 CHF 值来计算过渡沸腾的传热系数;
3. 求得 DNBR ($DNBR = CHF / q_c$), 以评价反应堆的安全性。

表 1 列出几个事故分析程序中常用的 CHF 关系式和其实验数据基础。一般说来, 各关系式仅适用于它们的实验范围。由于各关系式的适用范围都比较狭窄, 因此在计算工况变化大的事故过程时经常需要把公式外推, 而这种外推有时会得到不合理甚至错误的结果。因此, 一些研究者在寻找一种广泛通用计算 CHF 的方法, 这就是查表法。

查表法就是将大量的 CHF 实验数据编制成表, 然后按给定的局部参量 (P, G, X) 并采用适当的插值方法从表中查出所要求的 CHF 之值。目前, 有苏联^[1]和加拿大^[2] 2 种 CHF 数据表。加拿大的 CHF 表是在宽广的实验范围内 ($P = 0.1 - 19.6 \text{ MPa}$, $G = (0.006 - 15.7 \times 10^3) \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$, $X = -0.98 - 1.0$, $D_{hy} = (0.001 - 0.093) \text{ m}$) 获得的大量 CHF 实验数据 (15000 个) 基础上导得的。这个表按 P, G, X 的离散值给出了直径 8 mm 管的 CHF 数值, 其适用范围非常宽广 ($P = (0.1 - 20) \text{ MPa}$, $G = (0 - 7500) \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$, $X = -0.5 - 0.9$)。法国把这个表同他们的 OMEGA CHF 实验结果作了比较^[3], 证明符合得相当好。计算 CHF 的查表法具有可靠、精度高、应用范围广和参量影响趋向正确等优点, 因此, 用一些关系式计算得到的 CHF 值常和表值对照, 以检验计算是否正确。法国首先把 CHF 表用在反应堆事故热工-水力分析程序 CATHARE 中^[3]。为

了考虑水力等效直径对 CHF 的影响,引入修正系数 $F_1 = (0.008/D_{hy})^{1/3}$;为了考虑棒束对 CHF 的削弱作用,引入棒束修正系数 F_2, F_2 取 0.8 和 $0.8\exp(-0.5X^{1/3})$ 的最小值。

表1 几个程序的 CHF 关系式及其实验数据基础
Table 1 CHF correlations and data bases of several codes

程序和关系式名	关系式	实验数据基础
COBRA-IV RELAP4/MOD7-EM RELAP5/MOD1 RETRON-02	CHF = $3.155 \times 10^{-3} (1.155 - 16.025 D_{hy}) [3.702 \times 10^7 (4.3604 \times 10^{-4} G)^b - 48.21 G \cdot X \cdot H_{fg}] / [12.71 (2.252 \times 10^{-3} G)^4]$ A = $0.712 + 3.006 \times 10^{-5} (P - 13790)$ B = $0.834 + 9.93 \times 10^{-5} (P - 13790)$	均匀加热棒束 207 个数据 $L_{sp} = 0.3 \text{ m}, L_h = 1.83 \text{ m}$ $D_{hy} = (0.0051 - 0.0127) \text{ m}$ $P = (13800 - 16550) \text{ kPa}$ $G = (1020 - 5425) \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$ $X = -0.03 - +0.2;$ 偏差 7.7%
BAW-2 关系式		
COBRA-IV RELAP4/MOD7-BE RELAP5/MOD1	CHF = $3.155 \times 10^3 [2.022 - 6.24 \times 10^{-5} P + (0.1722 - 1.43 \times 10^{-5} P) \cdot \exp(18.177 - 6 \times 10^{-4} P) \cdot X] / [(0.1484 - 1.596 X + 0.1729 X X) \times 7.374 \times 10^{-4} G + 1.037] (0.157 - 0.869 X) (0.2664 + 0.8357 \exp(-124.1 D_{hy}) (0.8258 + 3.41 \times 10^{-4} (H_{fg} - H_m))]$	均匀加热单通道大量数据 $L_h = (0.25 - 3.67) \text{ m},$ $D_{hy} = (0.005 - 0.012) \text{ m}$ $S_{ac}/S_{hy} = 0.88 - 1,$ $P = (6895 - 15860) \text{ kPa}$ $G = (1356 - 6781) \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$ $X = -0.15 - +0.15$ $H_m \geq 930 \text{ kJ/kg}$ 偏差 23%, 可信度 95%
W-3 关系式		
RELAP5/MOD2 TRAC-PD2 TRAC-PF1	CHF(A) = $1.883 \times 10^4 [F_P / (0.1G)^{1/6} - X] / [(100D)^n (0.1G)^{1/6}]$ CHF(B) = $3.78 \times 10^4 H_P (1 - X) / [(100D)^n (0.1G)^{0.6}]$ 其中,当 $D \geq 0.01 \text{ m}$ 时, $n = 0.4$; 当 $D < 0.01 \text{ m}$ 时, $n = 0.6$ $F_P = 0.7249 + 0.99 \times 10^{-3} P \cdot \exp(-0.32 \times 10^{-3} P); H_P = -1.159 + 1.49 \times 10^{-3} P \cdot \exp(-0.19 \times 10^{-3} P) + 0.09P / [10 + (0.01P)^2]$ 当 $G \geq 300 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$ 时,取 A 和 B 式中最大者;当 $G < 300$ 时,用 B 式计算	均匀加热管 4551 个数据 $L_h = 0.2 - 6 \text{ m}, D = 0.003 - 0.0375 \text{ m}$ $P = (270 - 14000) \text{ kPa}$ $G = (100 - 6000) \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s},$ $1/(1 + \rho_v/\rho_l) < X < 1,$ 偏差 7.3%
BIASI 关系式		
CONDIE 关系式	CHF = $25487 (G/1356)^{0.1775 \ln(X+1)^2} / [(X+1)^{3.3908} 0.5356 P^{0.3234} \cdot \text{RPF}^{1.053}]$, 其中, RPF 为棒束最大径向功率因子	5200 个棒束 CHF 实验数据 $P = (690 - 15200) \text{ kPa},$ $G = (100 - 4100) \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s},$ $X = -0.1 - +1.0$

1 堆芯冷却剂流量下降(一台主泵轴卡死并失去厂外电源)事故的 DNBR 计算

1.1 计算对象和初始参量

为了验证表 1 程序中 4 种 CHF 关系式的适用性,采用子通道分析程序 THAS-PC1(修改的 COBRA-IV^[4]微机版本,内含 4 种 CHF 关系式),对秦山核电厂堆芯最热燃料组件进行了 DNBR 计算。表 2 给出该组件几何和初始参量。图 1 示出组件子通道划分和热子通道及热棒的位置。

表2 燃料组件几何和初始参量

Table 2 Geometric and initial parameters of fuel assembly

燃料棒直径 d/m	控制棒导管直径 D/m	燃料棒长度 L/m	压力 P/MPa	进口水温度 $T/^\circ C$	平均质量流密度 $G/kgm^{-2}\cdot s^{-1}$	平均热流密度 $q/MW\cdot m^{-2}$	棒束内交混系数 β
0.01	0.0129	2.9	15	287.9	2459	0.707	0.02

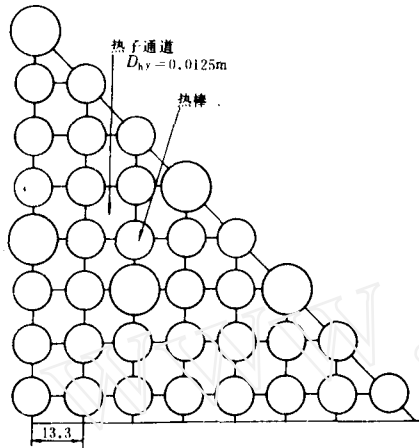


图1 秦山核电站燃料组件子通道

Fig. 1 Fuel assembly subchannels of Qinshan Nuclear Power Plant

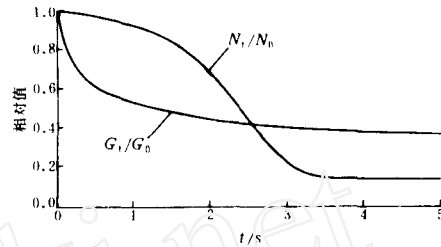


图2 RELAP5/MOD2算得的堆芯相对功率和流量随时间的变化

Fig. 2 Relative transient core power and flow calculated by RELAP5/MOD2 code

图2给出由 RELAP5/MOD2 系统程序算得的堆芯相对功率和流量在一台主泵轴卡死后随时间的变化,它们作为 THAS-PC1 程序的输入量。

1.2 计算结果和分析

图3示出由 THAS-PC1 算得的在燃料棒热点附近的热子通道冷却剂质量流密度 G 、含汽率 X 和热棒实际表面热流密度 q_s 。可以看到, G 由初始时 ($t = 0$ s) 的 $2420 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$ 下降到 $849 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$ ($t = 4.8$ s, 另一台泵在运转), X 由初始时的 -0.107 (欠热) 上升到 0.11 ($t = 2.8$ s), 然后再下降到 0.048 ($t = 4.8$ s)。在 G 和 X 的这个变化范围内 ($2420 \geq G \geq 849$, $-0.107 \leq X \leq 0.11$), 在压力 $P = 15 \text{ MPa}$ 下 4 种 CHF 关系式算得的 DNBR 和相应工况下由 CHF 表查得的 (已用水力等效直径和棒束修正系数 F_1 和 F_2 做了修正) DNBR 的比较示于图4。由图4可以看到, 在稳态工况下 ($t = 0$ s), 4 种 CHF 关系式计算的 DNBR 和表值较符合, 它们都在稳态 DNBR 限定值 1.8 以上; 在瞬态工况下, W-3、BAW-2 和 CONDIE 的计算值与 CHF 表值的 DNBR 很接近, 其中, 以 W-3 计算值与表值符合得最好, CONDIE 计算值偏低。这表明这 3 个 CHF 公式都可以用来计算失流事故的 DNBR。在 $t = 2$ s 左右, 它们达到最小 DNBR, 并低于限定值 1.3。BIASI 关系式算得的 DNBR 比它们都高得多, 远大于限定值 1.3。这是因为用 BIASI 公式计算的 CHF 随 G 的减小呈指数增大, 并且在小流量下, 它总是把 CHF 算高。

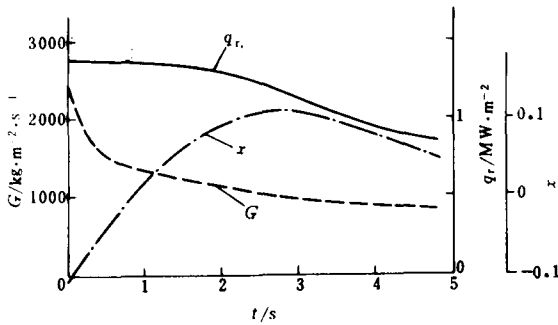


图3 THAS-PC1算得的 G 、 X 和 q_r 随时间的变化
Fig. 3 Transient G , X and q_r calculated by THAS-PC1 code

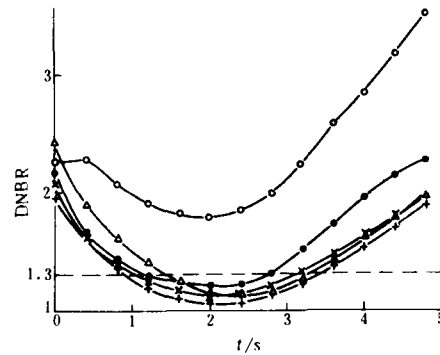


图4 4种 CHF 关系式计算的 DNBR 和 CHF 表查值的比较

Fig. 4 Comparison of calculated DNBR with table data

+---CGND1E; Δ ---BAW-2; \times ---W-3; \circ ---BIASI; \bullet ---CHF 表。

2 结论和建议

1. CHF 数据表由大量实验数据导得, 具有可靠、精确、适用范围广等优点。因此, 把它置入反应堆事故分析程序中, 能够计算宽广的事故过程;

2. W-3和 BAW-2关系式是计算反应堆正常运行和失流事故工况的 DNBR 较好的公式, 并偏于保守;

3. BIASI 关系式计算的 CHF(或 DNBR)一般偏高;

4. 建议: 不管使用哪一个程序, 在算得 CHF(或 DNBR)之后, 要按 CHF 相应参量 (P 、 G 、 X) 同 CHF 表值加以对照, 以核对程序计算值是否正确合理。

文中符号意义:

CHF——临界热流密度 (kW/m^2); D ——管直径 (m); D_{he} ——加热等效直径 (m); D_{hy} ——水力等效直径 (m); DNBR——DNB 比, 它等于计算的 CHF 和实际热流密度之比; G ——冷却剂质量流密度 ($\text{kg}/\text{m}^2 \cdot \text{s}$); G_0 ——初始质量流密度 ($\text{kg}/\text{m}^2 \cdot \text{s}$); G_i ——瞬态质量流密度 ($\text{kg}/\text{m}^2 \cdot \text{s}$); H_{ts} ——冷却剂饱和比焓 (kJ/kg); H_{fg} ——汽化潜热 (kJ/kg); H_{in} ——进口冷却剂比焓 (kJ/kg); L_{sp} ——定位格架之间的轴向距离 (m); L_{h} ——加热段长度 (m); N_0 ——初始堆芯功率 (kW); N_i ——瞬态堆芯功率 (kW); P ——压力 (kPa); q_r ——燃料棒实际热流密度 (kW/m^2); S_{he} ——热周长 (m); S_{hy} ——湿周长 (m); X ——质量含汽率。

参 考 文 献

- 1 Kirillov PL. On Standard Critical Heat Flux Data for Round Tubes. Proceedings Fourth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, 1989, 1:103.
- 2 Groeneveld DC, Leung LKH. Tabular Approach for Predicting Critical Heat Flux and Post-Dryout Heat Transfer. Proceedings Fourth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, 1989, 1:109.
- 3 Micaelli JC. Modèle D'échange Thermique Paroi Fluide du Code GATHARE (Révision4) SETH/LEML-EM/88-112, 1988.

- 4 Wheeler CL, Stewart CW, Cena RJ, et al. COBRA-IV-1: An Interim Version of COBRA for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores, BNWL-1962, 1976-3.

DNBR CALCULATION IN CORE DURING COOLANT PUMP ROTOR SEIZURE ACCIDENT FOR QINSHAN NUCLEAR POWER PLANE

HAO LAOMI

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

ABSTRACT

DNBR of the hot fuel assembly in core is calculated by use of the subchannel analysis code THAS-PC1 for the coolant pump rotor seizure accident. The results show that DNBR calculated by W-3, BAW-2 and CONDIE correlations agree with the values of CHF table. They reach the minimum DNBR when the transient time is equal to 2 seconds, and the minimum DNBR fall below limiting value 1.3. The DNBR calculated by BIASI correlation is much higher and far greater than the limit value 1.3.

Key words Subchannel analysis Critical heat flux DNBR Pump rotor seizure accident