

核反应堆热工分析

秋穗正

西安交通大学

Tel:029-82665607

13152410318

Email: <u>szqiu@mail.xjtu.edu.cn</u>





第六章 堆芯瞬态热工分析







6.1 燃料元件瞬态过程温度场分析

6.1.1 导热微分方程及其边界条件

在反应堆运行过程中,燃料元件要经受许多瞬态和可能 发生的事故过程的考验。为了论证燃料元件在这些过程 中的可靠性,必须分析它的的温度场随时间的变化。

秋穗正

温度场随时间的变化可由导热微分方程解出 方程一般形式如下:

$$\rho c_{p} \frac{\partial t}{\partial \tau} = \nabla \cdot \kappa \nabla t + q_{v} \qquad (6-1)$$



对于棒状燃料元件,通常假定导热是轴对称的。即假 定棒的材料是均匀的,棒周围的换热系数相等。

采用柱坐标,棒状元件的导热微分方程为:

$$c_{u}\rho_{u}\frac{\partial t}{\partial \tau} = \frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}(\kappa_{u}r\frac{\partial t}{\partial r}) + \frac{\partial}{\partial z}(\kappa_{u}\frac{\partial t}{\partial z}) + q_{v} \qquad (6-2)$$

式中脚标u表示铀芯,在使用二氧化铀时,铀芯的导热 率 <
% 随温度有明显的变化.式(6-2)中轴向导热常可忽略.









包壳温度变化的幅度小,可以把它的热导率看做常数, 并可忽略其内热源。

$$c_c \rho_c \frac{\partial t}{\partial \tau} = \kappa_c \left(\frac{\partial^2 t}{\partial^2 r} + \frac{1}{r} \frac{\partial t}{\partial r} \right) \tag{6-3}$$

如果包壳外面发生了明显的锆水反应,则反应生成的 热量应该反映在等效的热源中。

 $-\kappa_{c} \left. \frac{\partial t}{\partial r} \right|_{r=r_{cs}} = h_{f} \left(t_{cs} - t_{f} \right) + Q_{R}$

以上两个方程的边界条件是:

> (1) 包壳外表面上的换热条件:

包壳外表面半径

2007.9.-2007.12 西安交大

包壳表面的换热系数

辐射热流密度

(6-4)

秋穗正



核反应堆热工分析

▶ (2)铀芯和包壳的连续性条件:

 ~ 1

轴芯与包壳之间的间 隙等效换热系数

$$-\kappa_{c} \frac{\partial t}{\partial r}\Big|_{r=r_{ci}} = q(r_{ci},\tau) = h_{g}(t_{u} - t_{ci}) \qquad (6-5)$$

$$-\kappa_{c} \frac{\partial t}{\partial r}\Big|_{r=r_{u}} = q(r_{u},\tau) = \frac{r_{ci}}{r_{u}}q(r_{ci},\tau) \qquad (6-6)$$

包壳内表面半径

> (3)轴对称条件:

$$\left. \frac{\partial t}{\partial r} \right|_{r=0} = 0 \qquad (6-7)$$

上述方程一般用<mark>差分法求解</mark>,但在特定情况下,对问题进行简化后可得到近似的解析解。下面介绍一种<mark>解析解法</mark>,然后对差分法进行讨论。







6.1.2 集中参数法

在集中参数法中,不考虑有关参数随时间的变化,如 芯块和包壳的热阻和热容量是按它们对时间和空间的 平均状态计算的,每个量被集中在实际物体的中心。

假设燃料的热导率和单位体积释热率都是<mark>常数</mark>,则稳态时 燃料芯块中的温度分布如下:

$$t(r) - t_0 = \frac{q_v r_v^2}{4\kappa_u} [1 - (\frac{r}{r_u})^2] \qquad (6-8)$$

假设在瞬态过程中燃料芯块的温度分布保持(6-8)给出的 关系。为了求出集中参数的微分方程,对(6-2)在截面上 进行积分。其中方程左边的积分为:





若忽略轴向导热,则积分后可写成下列集中参数形式:

$$\frac{t_1 - t_u}{R_1} = -\int_0^{r_u} \frac{\kappa_u}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial t}{\partial r}\right) \cdot 2\pi r dr = 2\pi \kappa_u \left(r \frac{\partial t}{\partial r}\right) \bigg|_{r = r_u} \quad (6 - 10)$$



使用(6-9)引出的平均温度的定义,可从(6-10)中得到等效 热阻 Ri的表达式:

$$R_{1}^{'} = -\frac{1}{\pi r_{u}^{2}} \int_{0}^{r_{u}} (t - t_{u}) \cdot 2\pi r dr / 2\pi \kappa_{u} \left(r \frac{\partial t}{\partial r}\right) \bigg|_{r = r_{u}} \qquad (6 - 11)$$

将式(6-8)代入上式进行积分,可得
$$R_1 = \frac{1}{8\pi\kappa_u}$$
 (6-12)

若考虑铀芯与包壳间的<mark>接触热阻</mark>,则铀芯与包壳间的等效 总热阻为:

$$R_{1} = \frac{1}{8\pi\kappa_{u}} + \frac{1}{2\pi r_{u}h_{g}} \qquad (6-13)$$

该热阻对应的传热温差为 $(t_1 - t_2)$,其中 t_2 为包壳平均温度









E

6.1.3 差分解法

各种解析解法都有较大的误差,在一般的情况下,瞬 态导热微分方程只能用数值方法求解,常用的方法是 有限差分法。

图6-2给出了棒 状燃料元件径向 和轴向的节点划 分格式。



图 6-2 燃料棒导热节点的划分





秋穗正

使用一般的差分格式:
$$r_{i+1/2} = \frac{1}{2}(r_i + r_{i+1})$$

 $\left(r\kappa \frac{\partial t}{\partial r}\right)\Big|_{r_{i+1/2}} = r_{i+1/2}\kappa_{i+1/2}(\frac{t_{i+1} - t_i}{r_{i+1} - r_i}) + o(\Delta r^2)$ (6-21)
 $\left(r\kappa \frac{\partial t}{\partial r}\right)\Big|_{r_{i-1/2}} = r_{i-1/2}\kappa_{i-1/2}(\frac{t_i - t_{i-1}}{r_i - r_{i-1}}) + o(\Delta r^2)$ (6-22)

> 对于包壳内部的节点 r_2 $\Delta r_i = r_{i+1/2} - r_{i-1/2}$

$$\frac{\partial}{\partial r} \left(r\kappa \frac{\partial t}{\partial r} \right) \bigg|_{r_{i}} = \frac{1}{\Delta r_{i}} \left[\left(r\kappa \frac{\partial t}{\partial r} \right) \bigg|_{r_{i+1/2}} - \left(r\kappa \frac{\partial t}{\partial r} \right) \bigg|_{r_{i-1/2}} \right] + o(\Delta r^{2})$$

$$= \frac{1}{\Delta r_{i}} \left[\frac{r_{i+1/2} \kappa_{i+1/2} (t_{i+1} - t_{i})}{r_{i+1} - r_{i}} - \frac{r_{i-1/2} \kappa_{i-1/2} (t_{i} - t_{i-1})}{r_{i} - r_{i-1}} \right] + o(\Delta r^{2})$$

$$(6 - 23)$$



▶ 轴向差分:

$$\frac{\partial}{\partial z} \left(\kappa \frac{\partial t}{\partial z}\right) \bigg|_{z_j} = \frac{1}{\Delta z_j} \left[\left(\kappa \frac{\partial t}{\partial z}\right) \bigg|_{z_{j+1/2}} - \left(\kappa \frac{\partial t}{\partial z}\right) \bigg|_{z_{j-1/2}} \right] + o(\Delta z^2)$$
$$= \frac{1}{\Delta z_j} \left[\frac{\kappa_{j+1/2} (t_{j+1} - t_j)}{z_{j+1} - z_j} - \frac{\kappa_{j-1/2} (t_j - t_{j-1})}{z_j - z_{j-1}} + o(\Delta z^2) - (6 - 24) \right]$$

▶ 时间项的差分为:

$$\frac{\partial t}{\partial \tau} = \frac{t_{i,j}^{n+1} - k_{i,j}^n}{\Delta \tau} + o(\Delta z^2) \qquad (6-25)$$

时间节点的编号





将**(6-2)**逐项差分化,两边同乘以 2*πr_{i+1}Δr_iΔz_j*,可得下 差分方程:

$$V_{i,j}\rho_{i,j}^{n}c_{pi,j}^{n}\frac{t_{i,j}^{n+1}-t_{i,j}^{n}}{\Delta\tau} = q_{i,j}^{n} + \frac{t_{i+1,j}^{n}-t_{i,j}^{n}}{R_{i+1/2,j}} - \frac{t_{i,j}^{n}-t_{i-1,j}^{n}}{R_{i-1/2,j}} + \frac{t_{i,j+1}^{n}-t_{i,j}^{n}}{R_{i,j+1/2}} - \frac{t_{i,j}^{n}-t_{i,j-1}^{n}}{R_{i,j-1/2}}$$
(6-26)

为(i, j)和(i+1,j)区间的热阻,可按下式计算:

$$R_{i+1/2,j} = \frac{r_{i+1} - r_i}{\kappa_{i+1/2} A_{i+1/2}} \quad (6-27)$$





方程(6-22)为显式差分格式,新时刻(n+1)节点的温度 可由n时刻的条件直接算出。采用显式计算时如果所选 的时间步长太大时,容易产生数值的不稳定性。为了 避免显式的限制,可采用隐式差分。

对于棒状燃料元件的径向可采用如下的隐式方程:

$$V_{i,j}\rho_{i,j}^{n+1/2}c_{pi,j}^{n+1/2} \frac{t_{i,j}^{n+1} - t_{i,j}^{n}}{\Delta \tau} = q_{i,j}^{n+1} + \frac{t_{i+1,j}^{n+1} - t_{i,j}^{n+1}}{R_{i+1/2,j}} - \frac{t_{i,j}^{n+1} - t_{i-1,j}^{n+1}}{R_{i-1/2,j}} + \frac{t_{i,j+1/2}^{n} - t_{i,j}^{n}}{R_{i,j+1/2}} - \frac{t_{i,j}^{n} - t_{i,j-1}^{n}}{R_{i,j-1/2}}$$
(6-30)

秋穗正





6.2 守恒方程

6.2.1 系统瞬态分析的数学模型

瞬态分析的目的是揭示和预计反应堆瞬态工况,尤其 是各种事故工况的演变过程,审查关键参数的变化幅 度是否符合安全准则。当发生事故时,冷却剂可能处 于两相状,而汽液两相流的热工水力工程很复杂,对 它的研究都要建立相应的模型。

目前可采用的模型主要有:

▶ 均匀流模型

> 两流体模型

> 漂移流密度模型

▶ 混合物模型





秋穗正

均匀流模型是根据汽液两相介质流速相等且处于平衡态的假设建立起 来的。它的守恒方程形式上与单相流相同,只是其参数使用两相流的平 均值,并在结构关系式中反映两相流的特征。

流体模型对汽相和液相分别列出质量、动量和能量守恒。可以较真 实地反映物理现象的内在机理过程。

漂移流密度模型是以描述汽泡分布和汽液两相相对滑移的两个结构参 数为基础建立起来的。

混合物模型把两相流看作一个混合物体,模型简单,方程数少,变量参数 也少。它主要用来确定两相流的整体特性,不能准确反映热量,压力和压 差以外的两相流局部参数。





6.2.2.两流体模型

▶ 1.质量守恒方程

质量守恒方程的一般 原理如下:

把讨论的控制体内的两相流看作环状流,如<u>图6-</u> <u>3</u>所示。







议穗正

图 6-3 两流体模型的控制体 2007.9.-2007.12 西安交大



经过推导可分别得到液相,汽相和两相混合物的<u>质量守恒</u> 方程:

$$\frac{\partial}{\partial \tau} [\rho_f(1-\alpha)A] + \frac{\partial}{\partial z} [\rho_f(1-\alpha)V_fA] = -\Gamma A \quad (6-32)$$

$$\frac{\partial}{\partial \tau} (\rho_g \alpha A) + \frac{\partial}{\partial z} (\rho_g \alpha V_g A) = \Gamma A \qquad (6-33)$$

$$\frac{\partial}{\partial \tau}(\rho A) + \frac{\partial}{\partial z}(GA) = 0 \qquad (6-34)$$





核反应堆热工分析

> 2.动量守恒方程

动量守恒的一般原理如下:

(6 - 37)

根据(6-37)可分别推导出液相,汽相和两相混 合物的动量守恒方程





核反应堆热工分析

$$= (1-\alpha)\frac{\partial p}{\partial z} - g\rho_f(1-\alpha)\sin\phi - \frac{\tau_{wf}U_{wf}}{A} + \frac{\tau_iU_i}{A}$$
(6-39)
$$= \frac{\partial}{\partial \tau} [\rho_f(1-\alpha)V_f] + \frac{1}{A}\frac{\partial}{\partial z} [\rho_f A(1-\alpha)V_f^2] - \Gamma V_i$$

液相

$$-\alpha \frac{\partial p}{\partial z} - g \rho_g \alpha \sin \phi - \frac{\tau_{wg} U_{wg}}{A} + \frac{\tau_i U_i}{A}$$

$$= \frac{\partial}{\partial \tau} (\rho_g \alpha V_g) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial z} (\rho_g A \alpha V_g^2) - \Gamma V_i$$
(6-40)

汽相

两相混合物

$$-\frac{\partial p}{\partial z} - g\rho\alpha\sin\phi - \frac{\tau_w U_w}{A} \qquad (6-41)$$

$$= \frac{\partial G}{\partial \tau} + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial z} \left[\rho_g A(1-\alpha) + V_g^2 \rho_g A \alpha V_g^2 \right]$$
N -2007 12 西空なた 秋穂正



核反应堆热工分析

▶ 3.能量守恒方程

能量守恒方程的一般原理如下:





图 6-4 控制体内的能量关系

表示能量关系的控制体如图6-4所示。





通过推导可分别得到<mark>液相,汽相和混合物的能量</mark>守恒方程:

$$\frac{\partial}{\partial \tau} \left[\rho_f e'_f (1 - \alpha) A \right] - (1 - \alpha) A \frac{\partial p}{\partial \tau} + \frac{\partial}{\partial z} \left[\rho_f e'_f V_f (1 - \alpha) A \right]$$
$$= q_f U_{hf} + q_{vf} A (1 - \alpha) + q_{if} U_i - \Gamma e'_{fi} A \qquad (6 - 45)$$

$$\frac{\partial}{\partial \tau} [\rho_{g} e'_{g} \alpha A] - \alpha A \frac{\partial p}{\partial \tau} + \frac{\partial}{\partial z} [\rho_{g} e'_{g} V_{g} \alpha A] \qquad U_{h} = U_{hf} + U_{hg}$$

$$= q_{g} U_{hg} + q_{vg} A \alpha + q_{gi} U_{i} - \tau_{i} U_{i} V_{r} \qquad q = q_{f} + q_{g} \qquad (6 - 46)$$

$$\frac{\partial}{\partial \tau} [\rho_{f} (1 - \alpha)(e'_{f} - \frac{p}{\rho_{f}}) + \rho_{g} \alpha(e'_{g} - \frac{p}{\rho_{g}})] \qquad (6 - 51)$$

$$+ \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial z} [\rho_{f} e'_{f} V_{f} (1 - \alpha) A + \rho_{g} e'_{g} V_{g} \alpha A] \qquad A + q_{v} \qquad q_{v} = q_{vf} + q_{vg}$$



▶ 4. 结构关系式

为了使方程组闭合而建立结构方程时, 会引入二次参量。下面给出一些二次参 量的结构关系式。

↓ (1) 壁面剪应力:液相和汽相的壁面剪应力可统一表示 成如下的形式:

$$\tau_{w,k} = \frac{1}{8} f_k \rho_k V_k^2 \phi_k^2 \qquad (6-52)$$

式中: k为统一标号; k为f时代表液相, k为g时代表汽相。







🔶 (2) 两相交接面剪应力:

$$\tau_{i} = \frac{1}{2} C_{D} \rho_{c} (V_{g} - V_{f}) + F_{vm} \frac{A}{U_{i}} \qquad (6-53)$$

 F_{vm} 是体积虚拟质量; ρ_c 是连续相的密度; C_D 是界面曳力系数, 由经验公式确定。

- (3)内热源:一般说来,流体中的内热源可以略去。有时相应的热源 并入燃料元件计算中。
- 🕈 (4)界面热流密度:通常用相应的传热系数计算

↓ (5)界面速度: 一般情况下; 界面速度可以用下式表示:

 $V_i = \eta V_f + (1 - \eta) V_g \tag{6-59}$

★ (6)界面周界U_i: 对界面的动量和能量影响很大。在实际应用中按照经验确定。





核反应堆热工分析

6.2.3 漂移流模型

这种模型用代表两相介质横向分布的量*C*₀和代表两相之间的局部相对速度的量*V*_g来描述两相流的特性。 和 *C*统称漂移流密度参数。

上述两个参数的物理意义可由数学推导中显露出来。 设 j_f 和 j_s 分别代表流道中汽相和液相的局部折算速度 (或称表观速度),其定义分别为: $j_g = \alpha V_g$, $j_f = (1-\alpha)V_f$,其中 V_g 和 V_f 分别是汽相和液相的真实 流速。

若用j代表汽液混合物的折算速度,则有

$$j = j_g + j_f \tag{6-60}$$





汽相的真实流速可以表示成<mark>折算流速</mark>和它与真实速度相对 漂移值之和,即

$$V_{g} = j + (V_{g} - j) \qquad (6-61)$$

$$j_{g} = \alpha j + \alpha (V_{g} - j) \qquad (6-62)$$

等式两边同乘 以^{*a*}」按时運用的都是局部变量,为了表示流场的总体特性。我们 j_{s} 可父空间平均的概念。任何参量 x_k 在流道截面A 上的平均 $C_0 = \langle \alpha j \rangle / \langle \alpha \rangle \langle j \rangle$ (6-65) $\langle x_k \rangle = \frac{1}{A} \int_A x_k dA$ (6-63) $V_{sj} = \langle (V_s - j)\alpha \rangle / \langle \alpha \rangle$ 按照这一定义取(6-62)各量的平均值,得到 (6-66) $\langle j_g \rangle = C_0 \langle \alpha \rangle \langle j \rangle + V_{gj} \langle \alpha \rangle$ (6-64) 2007.9.-2007.12 西安文太 秋穗正



由(6-64)可以得出:

$$<\!V_g\!>_g\!=<\!j_g\!>/<\!\alpha>=\!C_0< j\!>+\!V_{gj} \quad (6\!-\!67)$$

如果通过实验可以得到 $\langle V_g \rangle_g$ 和 $\langle j \rangle_g$ 就可以利用图6-5的概念求出各种流型下的 C_0 和 V_{gi} 的数值。



有了<mark>汽泡集度</mark>参数和<mark>漂移速度</mark>后就可推导出它们和<mark>滑速</mark> 比间的关系式:

$$S = \frac{\langle V_g \rangle_g}{\langle V_f \rangle_f} = \frac{1 - \langle \alpha \rangle}{\frac{1}{C_0} - \langle \alpha \rangle} + \frac{V_{gj}(1 - \langle \alpha \rangle)}{(1 - C_0 \langle \alpha \rangle) \langle j_f \rangle}$$
(6-71)

$$\frac{\partial \rho_{m}}{\partial \tau} + \frac{\partial}{\partial z} (\rho_{m} V_{m}) = 0 \qquad (6-82)$$

混合物质量守
恒方程
$$\frac{\partial}{\partial \tau} (\alpha \rho_{g}) + \frac{\partial}{\partial z} (\alpha \rho_{g} V_{m}) + \frac{\partial}{\partial z} [\frac{\alpha \rho_{g} (1 - \alpha \rho_{f} V_{r})}{\rho_{m}}] = \Gamma \quad (6-83)$$

气和质量守恒
方程
2007.9.-2007.12 西安文大 秋穗正









6.2.4 均匀流模型







对于两相流,上式各量的定义为:

汽液混合物平均密度

假设
S=1
$$\rho = \rho_f (1-\alpha) + \rho_g \alpha$$
 (6-95)
 $\rho = (\frac{1-x}{\rho_f} + \frac{x}{\rho_g})^{-1}$ (6-96)

汽液混合物质量流密度 $G = \rho_f V_f (1-\alpha) + \rho_g V_g \alpha$ (6-97)







6.3 反应堆的安全问题

6.3.1 瞬态分析的任务

反应堆整个输热系统各个设备都是相互关联的,任何一个环 节发生变化都会引起整个系统参数相应地变化。 在进行瞬态分析时,要通过各种方程对系统中的热工水力现 象,以及各环节之间的联系进行数学描述,最终要解出系统 各部分内的工况和参数的变化过程。

> (1)一回路冷却剂的压力,温度,流量,液位, 两相流的含汽量,空泡份额,流动形式等。



(2)堆芯内冷却剂流动和传热工况,燃料包壳和铀 芯的温度变化过程和变化幅度。

(3)如果冷却剂从一回路大量泄露到安全壳内,则 需要预计安全壳内气体的压力和温度的变化过程。







进行瞬态分析时的四类电厂工况

(1) 正常运行和运行瞬变

包括反应堆的启动,功率调节,停堆,换料等。 在这些工况中, 允许系统中的某些部件存在故障 和缺陷, 少量燃料元件破损, 蒸汽发生器在允许 限度内泄露,一台冷却剂循环泵停止运行等。 此类事故工况中无需停堆,只靠控制系统在反应 堆设计裕度内进行调节。





核反应堆热工分析

(2) 中等频率故障






院 核反应堆热工分析

(3)稀有故障

这类工况在特定电厂的整个寿期内不一定会出现, 但在同类电厂的30-40年运行期内会发生几次。

由于这类工况极为罕见,所以允许事故造成一定数 量的燃料元件破损,致使反应堆在相当长的时间里 难以恢复运行。但是,要求电厂的任何放射性释放 都不影响电厂厂区以外公众的活动。

轻水堆属于这类工况的典型事件有:一回路或二回路的小破口事故,燃料组件装载错位,冷却剂强迫循环流量全部丧失等。



(4)极限事故

极限故障工况是一些预期不会发生的故障,但要假想 它们发生,因为它们的后果包含着释放大量放射性物 质的潜在危险。

属于这类事故的典型事件有一回路主管道断裂,二回路主蒸汽管道断裂,一个冷却剂循环泵转子卡死,控制棒机构的外壳破裂(控制棒组件弹出)等。

在规定这类事故的安全准则时,不能要求必须保证反 应堆的完整性,只要求保证放射性物质保持在安全壳 内不外逸。

秋穗正



核科学与技术学院

除上述四种工况外,反应堆还要求分析"未能紧急停堆的预 期瞬变"(ATWT-Anticipated Operational Transients Without Scram)。最严重的未能紧急停堆的预期瞬变工况有:

(1)由于厂外电源丧失而产生的冷却剂流量丧失

(2)稳压器安全阀打不开

(3)在有功率运行下抽出控制棒

(4)给水流量的丧失

(5) 某个反应堆冷却剂泵转速下降

(6)蒸汽负荷大幅度上升等

对这些瞬态的分析要求论证反应堆 的燃料元件和压力容器在整个瞬变 期间内都是安全的。







6.3.2 反应堆的控制和保护



在核电厂中,汽轮发电机的功率输出通过进入汽轮机的蒸汽流量,冷却剂的平均温度,燃料棒的释热而直接与核反应堆内的中 子通量相联系。

调节中子通量以满足汽轮机组功率输出的需要是反应堆控制系统的基本功能。压水堆电厂通常设定冷却剂平均温度与负荷的函数关系。

控制系统可以根据冷却剂平均温度的设定值和测量值之间的信号 差异来判断反应堆功率是否满足负荷的需要,并产生控制棒调节 动作。





除了应付正常运行之外,控制系统还用来实现反应堆的 停堆保护。当反应堆的基本参数一旦达到某个规定的限 值时,即发出紧急停堆信号实施停堆。



(3)运行参数逼近最小临界热流密度比或铀芯熔化的工况

(4)稳压其压力或水位异常

(5) 蒸汽发生器和二回路系统的信号,如液位异常,给 水流量和蒸汽流量失配,蒸汽管道间压差过大,汽 轮机超速等。





6.3.3 专设安全系统



2007.9.-2007.12 西安交大

秋穗正



> 2. 辅助给水系统

在二回路主给水流量丧失的情况下向蒸汽发生器二次侧供水,以维持蒸汽发生器的排热能力,冷却一回路。给水泵 通常设电动和汽轮机驱动两种动力源。该系统设有专门的 水源。

> 3. 安全壳喷淋系统

安全壳设有喷淋系统,该系统可以用喷淋水泵把含硼水送 到安全壳的顶部,通过喷嘴向壳内空间喷淋,用以抑制一回 路或耳回路发生大破口事故时安全壳内压力上升过高,防 止安全壳超压,喷淋水中可以加氢氧化钠,它有助于除去泄 露的冷却剂中的放射性物质(主要是碘)。

▶ 4. 其他安全设施

放射性去除系统、消氢系统和贯穿件密封装置等







6.3.4电厂运行极限参数

在上述的各种电厂工况和保护系统的讨论中,都提到了 运行参数的<mark>极限值。由于不同频率的故障或事故的安全</mark> 准则不同,电厂极限参数通常按两个级别来制定。

在正常运行,运行瞬态和异常 工况下防止燃料元件破损的 极限参数。

对稀有事故或极限事故规定 的极限参数 下一页 秋穗正

核科学与技术学院

核反应堆热工分析

(1)燃料芯块的中心温度必须低于*UO*2的熔点并且留有一定的裕量。

(2)燃料元件表面的临界热流密度与运行工况局部峰值热 流密度的最小比值*DNBR*)_{min} 等于或大于某个给定的数值。 (3)燃料芯块-包壳交界面处的温度应低于它们之间产生有 害反应的阈值温度(约675°*C*)。 (4)包壳材料的最大允许应变要低于预计燃料包壳发生破 损时的应变值。经验表明包壳的应变不能超过1%。

(5)包壳内部的气体压力要始终低于一回路的名义压力,以防止增大和出现DNB(偏离核态沸腾)对包壳发生鼓胀。 (6)燃料包壳应力应低于它的屈服压力。



2007.9.-2007.12 西安交大

西安交通大学



(1)计算得到的燃料元件包壳最高温度不超过1200°C。
(2)燃料包壳的氧化层厚度不超过包壳总厚度的17%。
(3)与水和水蒸汽发生反应的锆的质量不超过堆芯全部锆包 壳质量的1%。

- (4)在事故过程和随后的恢复期里,堆芯必须保持可冷却的 几何形状。
- (5)在应急冷却系统启动之后,应能将低堆芯的温度,并能 维持对堆芯的长期冷却,去除堆芯的衰变热。

秋穗正



各种限制条件最终都可以归纳为对燃料元件**功率**的限制。 几种典型的限制如图6-7所示。



秋穗正





秋穗正

6.4 负荷丧失瞬态



电厂负荷丧失时,二回路蒸汽流量突然下降或全部丧失,致 使蒸汽发生器从一回路带走热量的能力下降或消失。假设这 种事件的发生并未引起反应堆停堆,则开始时堆芯内产生的 热量保持不变,因此产生热量超过了带走的热量。这会导致 冷却剂温度升高,体积膨胀,使冷却剂从一回路进入稳压器, 引起稳压器内的水位上升和压力升高。温度升高了的冷却剂 沿着回路流动,当它到达堆芯时,慢化剂温度反应性反馈会 对堆芯功率产生影响。





秋穗正

负荷丧失通常属于第二类工况,对这类事件的分析应该 论证:

(1)瞬态过程中一回路系统和主蒸汽系统的压力始终 保持在设计值的110%以下,并据此来确定稳压器和 二回路蒸汽管道上的排放阀和安全阀的容量。

(2)燃料元件不发生破损或破损量受到限制,即最小 DNBR大于设定值

对负荷丧失瞬态过程的分析主要计算冷却剂平均温度反应 堆功率稳压器压力和液位,并根据这些参数审查堆芯最小 DNBR的大小,以次判断这一瞬态过程的安全性



图6-8给出了在堆芯寿期末,由于汽轮机刹车而引起的运行参数变化 的计算结果。计算中假设汽轮机刹车没有直接引起反应堆紧急停堆, 而且不考虑二回路旁路排放系统的作用。



图 6-8 汽轮机刹车电厂瞬态分析结果(寿期末,有稳压器压力控制) (a)冷却剂平均温度 i (b)一回路压力 p (c)中子通量份额 利, (d) DNBR 西安交大



2007.9.-2007.12 西安



6.5 失流事故

6.3.4电厂运行极限参数



当反应堆带功率运行时,如果主循环泵因动力电源故障 或机械故障而被迫突然停止运行,致使冷却剂流量迅速减 少时,就发生了失流事故。停泵的数量可能是全部,例如 在断电时,也可能是一部分,例如在发生泵转子卡死或主 轴断裂等机械故障时。



~冷却剂的<mark>温度和压力</mark>升高

、燃料包壳<mark>温度</mark>升高







图 6-10 元件内贮热再分配造成的轴向温度分布变 { (a)事故前 (b)事故后



反应堆设计主要从两个方面保证发生失流事故时的安全

- 一、尽快紧急停堆,既缩短停堆保护信号的延迟时间和控制棒下落的时间。
- ★二、设法减缓事故后临界流密度下降速度。通常在冷却剂 主循环泵转子上设有一个质量很大的飞轮。分析表明, 失流事故瞬态最危险的工况,即DNBR的最小值,是 在停泵后数秒内发生。通过瞬态分析主要是确定允许 的有效停堆时间和泵飞轮的转动惯量,以确保DNBR 始终保持在设计的允许值以上。

秋穗正





6.5.2 流量瞬变

在失流事故后,DNBR达到最小值所经历的时间很短,因此计算时只需用能描述环路阻力特性和泵特性的较简单的方程组即可。由于反应堆各回路特性基本相同,可把几条环路合并成一条等效的环路。

对于闭合的冷却剂环路,如果把它安流通截面分成几段,则整 个环路的动量方程可以写成 $C = fL/D_e + K_e$

$$\sum_{i=1}^{m} \left(\frac{L}{A}\right)_{i} \frac{dW}{d\tau} + \sum_{i=1}^{m} \left(\frac{C}{2A^{2}\rho}\right)_{i} W^{2} = \rho g h_{p} \qquad (6-101)$$

L和A分期设备被强迫的彩液量截面积比渴腊和蒸量均为考虑数摩阻和形阻的合成假投资数。数据补摩擦处整个变相等系数升,压将逐步和为零。 2007.9.-2007.12 西安交大



为求解上述方程,必须知道水泵<mark>扬程</mark>随时间变化规律。 下面分<mark>两种</mark>情况进行讨论。





(1) 假设泵转子的转动惯量很小。作保守估计,可以认为水泵一旦失去电源,其扬程变为零

由此经推导可得出环路流量减半所需时间为











6.5.2 流量瞬变

详细的堆芯热工分析应该用子通道分析方法,第五章已对 这种方法作了介绍.在进行估算时,也可以采用较保守的单 通道模型。下面对这些方法进行一些讨论

最简单的是把堆芯分成两个区域,热通道作一个,其他的 所有通道作另一个。用平均通道来模拟这一区。先计算平 均通道,然后进行修正,得出热通道的参数。





如果忽略动能和压力位能的作用, 环路的能量守恒方程为:

$$\rho \frac{\partial h}{\partial \tau} + G \frac{\partial h}{\partial z} = \frac{U_h}{A} [q(z) + q_e(z)] \qquad (6-120)$$

式中 $q_e(z)$ 为与体积释热效率等效的热流密度。如果冷却 剂的总流量随时间的变 $\mathbf{w}(\tau)$ 已求得,则上式中的质量 流密度**G**可由下式求出:

堆芯总流通
面积
$$G(\tau) = \frac{W(\tau)}{A_f} (1 - \xi_s) \qquad (6-121)$$
冷却剂旁流
系数

根据堆芯冷却剂流量,焓值和几何尺寸,可以求出冷却剂流过堆芯时的平均压降。 $\Delta p_m = p_1 - p_2$

$$= \Delta p_{at} + \Delta p_{as} + \Delta p_f + \Delta p_c + \Delta p_{el}$$

秋穗正



把相当于冷却剂主管道的截面积的1/10的破口面积作为大破口和中破口的分界,把相当于主管道的截面积的1/50的破口面积作为中破口和小破口的分界。





不同压水堆电厂管道的尺寸和分布的范围都是不同的,所 以很难规定出一个严格的界限。图6-13表示某个压水堆电 厂一回路管道尺寸的分布和破口尺寸的划分





6.6.2 小破口失水事故后的工况

▶ 1.不同尺寸下的小破口事故的特征

(1)尺寸较大的小破口

(2)中等尺寸的小破口

(3)小尺寸的小破口



<u>图6-14</u>给出了在各种不同尺寸下的小破口下一回路系统的 压降过程。

<u>表6-2</u>给出了各种尺寸小破口失水事故的特征对比。





核科学与技术学院

核反应堆热工分析

秋穗正

(1)尺寸较大的小破口

对于中等尺寸的小破口,从破口排出的冷却剂不足以带 出堆芯同期产生的衰变热功率,因而有较多的热量要通过 蒸气发生器排出。持续的时间一直要到堆芯的衰变热水平 降低到等于从破口排放时带走的能量。随后一回路系统的 压力降低,安注流量加大,压力容器内的水位得以恢复。

对于这种尺寸的破口,高压安注对一回路冷却剂的补充 起重要作用,蒸汽发生器对一回路的热量的输出也起重要 作用。值得注意的是一回路长时间保持在相当高的压力之 下,冷却剂流失严重,堆芯可能露出水面。更为不利的是 堆芯补水只靠高压安注,流量较小,不能补偿泄露流量, 因而堆芯可能长时间处于裸露状态。



(2)中等尺寸的小破口

对于破口较大,这种冷却剂丧失事故可能使冷却剂液面降到 堆芯顶部以下。但是由于系统降压快,安注水箱投入得早, 因而在燃料包壳明显上升之前,堆芯就会重新被冷却淹没。 此外,有于系统降压快,堆芯内冷却剂闪蒸产生的大量汽泡 会使堆芯液位膨胀,这种现象有助于推迟堆芯的裸露,或减 小裸露程度。只要保证堆芯被水淹没,堆芯就不会出现。 (3)小尺寸的小破口

在这种情况下,冷却剂泄露较小,高压安注流量即可给予 补偿,因而堆芯不会裸露。系统压力不会降低很多。当系 统重新被高压安注水充满时,压力会突然升高。







图 6-14 小破口失水事故中一回路压力变化

秋穗正



核科学与技术学院

小破口类型	较大	中等	较小
破口面积/cm ²	90~450	20~90	<20
一回路压力变化	降低较快,直到安注箱动作	降低缓慢	降低之后回升
堆芯裸露	时间短	时间长	无
自然循环	中途中断	中途中断	单相、不中断
安注箱	动作,淹没堆芯	不动作	不动作
主泵停泵影响	影响小	可减少冷却剂损失	影响小
高压安注作用	小	大	大
蒸汽发生器作用	小	很大(有辅助给水泵)	大(有辅助给水泵)

表 6-2 各种尺寸小破口事故特征对比



秋穗正



> 2. 破口位置的影响

破口位置会影响从系统中泄露出去的冷却剂总量,也会影响到注入的 应急冷却剂能够到达堆芯的数量。令人关注的破口位置有:冷段管道 底部、稳压器顶部的各种接管上等。

> 3.自然循环的作用和工况

在反应堆冷却剂循环泵停止后,自然循环是把堆芯衰变热输送到蒸 汽发生器的唯一输热机理。

冷却剂主泵惰转停止后,自然循环开始为单相流。随着系统的压降, 回路中开始出现闪蒸。闪蒸产生的汽泡在进入蒸汽发生器传热管后 不久就被凝结。汽泡可以增大回路上行段和下行段的密度差,可使 循环流量增大。但随后U形管的蒸汽泡得不到凝结而在顶部形成汽腔, 使自然循环中断。



核科学与技术学院

核反应堆热工分析

▶ 4.安全设施和安全准则



秋穗正





6.6.3 大破口事故后的工况

大破口事故是极限事故,设想的最严重的事故是双段断裂。即有一根冷却剂主管道两端发生脆性断裂.

这种事故造成的危害有:

(1)在管道断开的瞬间,形成一个很强的冲击波,可能使堆芯结构遭到损坏.

(2)冷却剂的持续流失有可能使堆芯裸露,传热能力下降,燃料元件烧毁。

(3)高温高压的冷却剂喷入安全壳,压力、温度升高,危及安全壳的完整性。

(4) 错包壳在高温时会与水蒸汽发生剧烈的化学发应,可能会爆炸。另外错水 反应使包壳脆化,导致包壳破裂。产生的热量会使堆芯过热。

(5)反应堆冷却剂中的反射性物质进入安全壳后,可能泄露到安全壳外。





大破口事故中发生的事件序列可分为四个阶段:喷放,再 灌水,再淹没和长期冷却。如<u>图6-15</u>所示.

1.喷放阶段 (1)堆功率变化 (2)卸压过程
 (3)堆芯流量变化 (4)包壳温度变化
 (5)堆芯应急水的注入

▶ 2.再灌水阶段

从冷却剂注入堆芯下腔室开始,到水位恢复到堆芯底端 为止的这段时间称为再灌水。

在这个阶段堆芯基本上是裸露的。是整个冷却剂丧失事 故过程中堆芯冷却最差的阶段。喷放结束时的下腔室的 水位和下腔室再灌水的终止时间是两个关键参数,决定 了这个阶段可能达到的最高燃料温度。 7.12 开始本本



▶ 3.再淹没阶段

该阶段开始于压力容器的水位达到堆芯底端并开始上升 的时刻。

包括: (1)第二峰值温度的出现 (2)骤冷过程

(4) 错水反应的发生 (3) 蒸汽的气塞作用

▶ 4.长期冷却阶段

在再淹没阶段结束后,低压安注系统运行。当它的正常 水源贮水箱的水用尽时,低压安注系统的水泵进口转 到安全壳的地坑,用地坑中的水进行冷却。











秋穗正

