

RTDP 方法在大型先进压水堆 热工设计中的应用初步研究

杨 萍, 贾红轶, 王 喆

(上海核工程研究设计院, 上海 200233)

摘要: 偏离泡核沸腾(DNB)设计基准是反应堆热工水力设计中的重要基准之一, 为评价该设计基准是否满足热工水力设计要求, 首先需确定堆芯偏离泡核沸腾比(DNBR)设计限值。本工作详细论述了使用统计学方法确定运行参数及核设计参数等不确定性的 RTDP 原理, 并应用该方法和堆芯子通道分析程序对大型先进压水堆 DNBR 设计限值及含汽率限值进行计算并给出结论, 为 DNBR 设计基准的验证提供了关键判据。

关键词: RTDP; DNBR; 设计限值; 热工水力设计

中图分类号: TL333

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2013)07-1182-05

doi: 10.7538/yzk.2013.47.07.1182

Preliminary Research on RTDP Methodology for Advanced LPP Thermal-hydraulic Design

YANG Ping, JIA Hong-yi, WANG Zhe

(Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute, Shanghai 200233, China)

Abstract: Departure from nucleate boiling (DNB) design basis is one of the most important basis for reactor core thermal-hydraulic design. In order to evaluate whether the DNB design basis meets the demand of thermal-hydraulic design, the departure from nucleate boiling ratio (DNBR) design limit should be determined first. The RTDP methodology was described detailedly, in which the uncertainties of operating parameters and nuclear design parameters were statistically combined. Then the RTDP methodology and a reactor subchannel code were applied to calculate the DNBR design limit and quality limit for LPP. The conclusions were presented to provide the key acceptable criterion for DNBR design basis.

Key words: RTDP; DNBR; design limit; thermal-hydraulic design

反应堆热工设计的目的是为了提供与堆芯产热量相匹配的足够的传热能力, 保持堆芯的完整性。其中, 偏离泡核沸腾(DNB)设计

基准是热工水力设计中的一重要准则, 即在95%置信度水平下, 在Ⅰ、Ⅱ类工况下堆芯极限燃料棒至少有95%的概率不发生DNB。如果在

事故过程中堆芯最小偏离泡核沸腾比(DNBR)大于 DNBR 安全分析限值(SAL DNBR),则认为此类事故满足 DNB 设计准则的要求。

DNB 设计基准的判别准则——安全分析限值是在堆芯 DNBR 设计限值(DL)基础上考虑适当裕量后得到的。两者关系为 $SAL = DL / (1 - M)$, M 为核电厂特定的堆芯 DNBR 分析裕量。该裕量可用于补偿燃料棒弯曲或混合堆芯等因素造成的 DNBR 惩罚,并增加核电厂设计和运行的灵活性。在确定堆芯 DNBR 安全分析限值和裕量 M 时,有两方面因素需要权衡考虑。如果安全分析限值设置得较大,可增加设计的灵活性,如确定换料策略时,可增加功率峰值因子和循环长度;但另一方面,如果这一值过大,将会造成很多不必要的反应堆停堆,影响核电厂经济性。根据美国先进轻水堆核电厂业主要求文件(URD)的要求,核电厂设计阶段堆芯 DNBR 裕量至少为 15%。

为确定堆芯 DNBR 安全分析限值,首先需确定堆芯 DNBR 设计限值,再在此基础上考虑合适的裕量。确定 DNBR 设计限值通常有两种方法,即标准热工水力设计方法(STDP)和修正热工水力设计方法(RTDP)。STDP 中,分析计算时所有的参数均以保守的方式取值,即用名义值并计及它不利方向的不确定性,而 DNBR 设计限值即为所采用的临界热流密度关系式的限值。在 RTDP 中,核电厂运行参数(流量、功率、温度和压力)、核和热工参数、燃料制造参数、程序和 DNB 关系式的不确定性均用统计方法进行综合,以导出 DNBR 的设计限值,而在分析计算 DNBR 时则均采用这些参数的名义值。由于采用统计学方法处理各参数、程序及临界热流密度关系式的不确定性,因此,相较 STDP,RTDP 可获得更多的 DNBR 裕量。

国际上以美国西屋公司为代表,在早期 ITDP^[1]研究的基础上,从 20 世纪 80 年代末已开始对 RTDP 进行研究,并获得了美国核管会(NRC)的批准^[2]。在中国 AP1000 核电厂依托项目(即三门及海阳核电厂一期工程)中,西屋公司已将 RTDP 分析应用于执照申请文件中。我国早期 30 万 kW 核电厂设计中,主要采用保守的 STDP。20 世纪 90 年代末,国内各核电设计院和核电厂陆续开始对 RTDP 进行研究。在消

化吸收 AP1000 核电技术的基础上,我国目前正在进行更高功率大型先进压水堆的研发。本工作采用 RTDP 对大型先进压水堆的热工水力进行设计,以获取更高的安全裕量,为核电厂的设计和运行提供更大的灵活性。

1 分析方法

在 RTDP 中,核电厂运行参数(流量、温度、功率及压力)、堆芯热管因子(如核焓升热管因子 $F_{\Delta H}^N$ 和工程焓升热管因子 $F_{\Delta H}^E$)、子通道路程序及瞬态分析程序的不确定性与 DNB 经验关系式的不确定性运用统计方法进行综合,确定总的堆芯 DNBR 不确定性因子,最后再求得堆芯 DNBR 设计限值和含汽率限值。

1.1 RTDP 限值分析方法原理^[1]

RTDP 是在 ITDP 基础上发展的,实质是 ITDP 的扩展。为此,首先介绍 ITDP 的原理。

在 ITDP 中,为把影响堆芯 DNBR 的参数变化与 DNBR 变化联系起来,引入不确定因子 y :

$$y = \frac{DNBR_{\text{变量}}}{DNBR_{\text{名义}}} \tag{1}$$

其中, $DNBR_{\text{名义}}$ 对应于所有参数均为名义值时的 DNBR,而 $DNBR_{\text{变量}}$ 则基于所有参数均考虑了不确定性后的值。

DNBR 不确定性因子由下式定义:

$$\frac{dy}{y} = s_1 \frac{dx_1}{x_1} + s_2 \frac{dx_2}{x_2} + \cdots + s_i \frac{dx_i}{x_i} \tag{2}$$

其中, x_i 为第 i 个设计参数; dx_i 为 x_i 的变化量; dy 为 dx_i 的变化导致的 y 的变化量; s_i 为第 i 个参数的敏感因子。

某一设计参数的敏感性因子定义为在其他参数保持为常数的条件下,第 i 个参数变化 1% 导致的 DNBR 变化的百分比:

$$s_i = \frac{\partial y}{y} \bigg/ \frac{\partial x_i}{x_i} = \frac{\partial(\ln y)}{\partial(\ln x_i)} \tag{3}$$

为计算堆芯 DNBR 设计限值中所用的不确定性因子 y ,需要建立 y 与各设计参数不确定性之间的关系。考虑到每个独立的设计参数 x_i 围绕均值 u_i 分布,根据泰勒公式将不确定因子展开为:

$$\begin{aligned} y - u_y &= \frac{\partial y}{\partial x_1} (x_1 - u_1) + \frac{\partial y}{\partial x_2} (x_2 - u_2) + \\ &\cdots + \frac{\partial y}{\partial x_n} (x_n - u_n) + \text{高阶项} \end{aligned} \tag{4}$$

如果偏差很小,则式(4)中的高阶项与一阶

项相比很小,可忽略,式(4)可推导为下式:

$$\sigma_y^2 = \left(\frac{\partial y}{\partial x_1}\right)^2 \sigma_1^2 + \left(\frac{\partial y}{\partial x_2}\right)^2 \sigma_2^2 + \cdots + \left(\frac{\partial y}{\partial x_n}\right)^2 \sigma_n^2$$

(5)

因此,

$$\left(\frac{\sigma_y}{\mu_y}\right)^2 = s_1^2 \left(\frac{\sigma_1}{\mu_1}\right)^2 + s_2^2 \left(\frac{\sigma_2}{\mu_2}\right)^2 + \cdots + s_n^2 \left(\frac{\sigma_n}{\mu_n}\right)^2$$

(6)

式中,σ、μ 分别为各参数的标准偏差和均值。根据式(3)计算出各参数的敏感性因子后,再已知均值和标准偏差,就可根据上式计算不确定性因子 $\frac{\sigma_y}{\mu_y}$ 。

RTDP 和 ITDP 主要区别在于:除 ITDP 中已考虑的参数不确定性外,还考虑了临界热流密度关系式的不确定性。使用临界热流密度关系式的统计学特征参数(均值和标准偏差),以及 ITDP 确定的统计参数不确定性因子 μ_y 和 σ_y 来确定 DNBR 限值。

RTDP 的 DNBR 限值选择依据是:只要 DNBR 满足下列关系(式(7)、(8)),极限燃料棒不发生 DNB 的概率至少为 95%,且具有 95%置信度。

$$DNBR_{\text{变量}} \geq P/M$$

(7)

使用式(1),得:

$$DL_R y \geq P/M$$

(8)

式中:DL_R为使用 RTDP 确定的 DNBR 设计限值;P 为临界热流密度关系式预计的临界热流密度;M 为实际的热流密度。

在 RTDP 方法中,定义了 1 个 Z 因子:

$$Z = DL_R y (M/P)$$

(9)

因子 Z 的分析与 ITDP 中因子 y 的分析具有可比性。

Z 的偏差因子表达式为:

$$\left(\frac{\sigma_Z}{\mu_Z}\right)^2 = \left(\frac{\sigma_y}{\mu_y}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{M/P}}{\mu_{M/P}}\right)^2$$

(10)

式中,σ_{M/P} 和 μ_{M/P} 分别为基于临界热流密度试验点的标准偏差和均值。

RTDP 的设计限值 DL_R 最终可根据下式计算:

$$DL_R = \frac{1}{\mu_{M/P} (1 - 1.645 \sigma_Z / \mu_Z)}$$

(11)

1.2 堆芯出口含汽率限值分析方法^[1]

在 STDP 中,所有堆芯 DNBR 分析的相关参数(功率、流量、压力、温度、核峰值因子等)均

需考虑导致堆芯 DNBR 最不利的保守偏差;而在应用 RTDP 的分析中,在瞬态分析和堆芯 DNBR 计算时均使用核电厂各参数的名义值,各参数的不确定性已综合反映于堆芯 DNBR 设计限值。与此方法相一致,DNB 关系式中的堆芯出口含汽率的限值也应相应减小,以考虑堆芯出口含汽率的不确定性。

堆芯出口含汽率敏感性因子为:

$$s_i = \frac{\partial X_{\text{out}}}{\partial y_i / y_i} = \frac{\partial X_{\text{out}}}{\partial \ln y_i} \approx \frac{X_{\text{out},2} - X_{\text{out},1}}{\ln(y_{i,2} / y_{i,1})}$$

(12)

其中:y_{i,1} 和 y_{i,2} 为参数 i 的取值;X_{out,1} 和 X_{out,2} 为对应参数 y_{i,1} 和 y_{i,2} 计算的堆芯出口含汽率。

总的堆芯出口含汽率不确定性因子与式(8)相同。最后应用 RTDP 计算堆芯出口含汽率的不确定性(满足两个 95%准则):

$$U_{\text{含汽率}} = 1.645 \sigma_y / \mu_y$$

(13)

RTDP 中所采用的含汽率限值为原临界热流密度关系式所采用的含汽率上限扣除不确定性。对于大型先进压水堆,所采用的临界热流密度关系式为 WRB-2M 经验关系式,含汽率上限为 29%。

1.3 设计步骤

根据 RTDP 分析原理,具体计算步骤如下。

1) 获取堆芯 DNBR 设计限值计算工况的状态点及相关条件。根据国外核电界大量的工程经验,这类计算一般需要分析 9 种工况(表 1)。工况选取的目的是保证在推导堆芯 DNBR 设计限值时所考虑的状态点参数范围能覆盖事故下堆芯 DNBR 分析可能达到的参数范围。

表 1 9 种工况说明

Table 1 Description for 9 cases

工况编号	说明
1	堆芯运行限制线(高功率/高压力)
2	堆芯运行限制线(低功率/低压力)
3	堆芯运行限制线(高功率/低压力)
4	堆芯运行限制线(低功率/高压力)
5	失流事故
6	控制棒静态失步
7	落棒事故
8	峰值在底部的更恶劣轴向功率形状 (80%额定功率水平) ¹⁾
9	峰值在顶部的更恶劣轴向功率形状 (80%额定功率水平) ¹⁾

注:1) 轴向偏移(AO 限制线)的两个工况分别使用比较恶劣的峰值分别在底部和顶部的轴向功率形状,进行工况 8 和 9 计算的主要目的是为了分析在堆芯轴向功率分布不为余弦分布时,对各参数敏感因子的影响

2) 确定敏感性分析相关的参数名义值,包括反应堆功率、流量、温度、压力、旁通流量、 $F_{\Delta H}^N$ 、 $F_{\Delta H}^E$ 及临界热流密度(CHF)经验关系式。将 RTDP 应用于大型先进压水堆设计时所使用的名义值列于表 2。

表 2 额定工况下参数名义值

Table 2 Nominal values on rated condition

参数	名义值
堆芯功率,kW/rod	79.290 3
堆芯入口体积流量,m ³ /h	82 904
最佳估算旁通流量,%	4.9
堆芯出口压力,MPa(a)	15.651
$F_{\Delta H}^N$	1.654(1+0.3(1- p))
堆芯运行限制线分析采用的 轴向功率分布	峰值为 1.61 的截断余弦
工况 5~7 采用的轴向功率分布	峰值为 1.51 的截断余弦

3) 获取相关参数的不确定性并计算相关参数的标准偏差。由于大型先进压水堆为新建核电厂,暂无特定电厂参数的不确定性,因此,设计中根据 AP1000 核电厂采用了保守假设。每一设计参数的标准偏差是通过将参数的不确定性除以不同的系数来确定的,系数取决于不确定性的分布类型是双边正态分布、单边正态分布或均匀分布。

设计中所采用的堆芯子通道分析程序和瞬态分析程序的相对标准偏差分别为 2%和 0.5%,这两个值是参考国外类似核电厂的工程经验确定的。各参数相对标准偏差的计算结果列于表 3。

4) 使用堆芯子通道程序分析堆芯 DNBR 和出口含汽率敏感性因子。

表 3 参数不确定性

Table 3 Parameter uncertainties

参数	名义值 μ	不确定性	σ/μ
归一化堆芯功率	1	2%	0.01
堆芯入口温度,℃	283.46	4.44	0.007 38
压力,MPa(a)	15.651	0.414	0.013 216
归一化流量	1	2.5%	0.012 5
堆芯流量份额 (考虑旁通流量)	0.951	1%	0.006 071
$F_{\Delta H}^N$	1.654	4%	0.024 316
$F_{\Delta H}^E$	1	3%	0.018 237
堆芯子通道分析程序	1		0.02
瞬态分析程序	1		0.005
WRB-2M 经验关系式	1.000 8		0.072 04

5) 对每个工况进行堆芯 DNBR 设计限值和出口含汽率限值计算。

6) 选取最大的堆芯 DNBR 设计限值和最小的含汽率限值作为最终包络结果,并列出计算中使用参数的覆盖范围。

2 计算结果及结论

对上述 9 个工况的计算结果表明,工况 6 的堆芯 DNBR 限值最大,为 1.261;工况 1 的出口含汽率限值最小,为 22.5%。因此,对于大型先进压水堆核电厂,采用 RTDP 进行堆芯 DNBR 分析时,安全分析限值采用 1.50,与其设计限值 1.261 相比,它具有约 16%的堆芯 DNBR 裕量,满足 URD 要求。使用该分析方法时,含汽率限值为 22.5%。

极限工况 DNBR 设计限值和含汽率限值的计算过程分别列于表 4、5。

表 4 工况 6 RTDP 典型栅元 DNBR 设计限值计算

Table 4 Case 6 calculation RTDP DNBR design limit for typical cell

参数	μ	σ	σ/μ	s	$s^2/(\sigma/\mu)^2$
归一化堆芯功率	1	0.01	0.01	-2.941 3	0.000 9
堆芯入口温度,℃	283.46	2.22	0.007 38	-6.776 9	0.002 5
压力,MPa(a)	15.651	0.207	0.013 216	1.699 5	0.000 5
归一化流量	1	0.012 5	0.012 5	2.078 3	0.000 7
堆芯流量份额(考虑旁通流量)	0.951	0.005 774	0.006 071	2.0783	0.000 2
$F_{\Delta H}^N$	1.654	0.040 22	0.024 316	-3.053 7	0.005 5
$F_{\Delta H}^E$	1	0.018 237	0.018 237	-0.458 6	0.000 1
堆芯子通道分析程序	1	0.02	0.02	1.000 0	0.000 4
瞬态分析程序	1	0.005	0.005	1.000 0	0.000 0
WRB-2M 经验关系式	1.000 8	0.072 09	0.072 04		0.005 2

注： $\sigma_z/\mu_z = \left(\sum_{i=1}^{10} \frac{s_i^2}{(\sigma/\mu)^2} \right)^{0.5} = 0.126\ 1$

表 5 工况 1 RTDP 典型栅元含汽率限值计算

Table 5 Case 1 calculation RTDP quality limit for typical cell

参数	μ	σ	σ/μ	s	$s^2/(\sigma/\mu)^2$
归一化堆芯功率	1	0.01	0.01	0.879 4	0.000 077
堆芯入口温度,℃	283.46	2.22	0.007 38	3.630 5	0.000 717
压力,MPa(a)	15.651	0.207/30	0.013 216	−0.791 3	0.000 109
归一化流量	1	0.012 5	0.012 5	−0.842 4	0.000 111
堆芯流量份额(考虑旁通流量)	0.951	0.005 774	0.006 071	−0.842 4	0.000 026
$F_{\Delta H}^N$	1.654	0.040 22	0.024 316	0.949 0	0.000 532
$F_{\Delta H}^E$	1	0.018 237	0.018 237	0.105 9	0.000 004

注： $\sigma_y/\mu_y = \left(\sum_{i=1}^7 \frac{s^2}{(\sigma/\mu)^2}\right)^{0.5} = 0.039\ 7$

根据式(11),DNBR 设计限值为 1.261。
根据式(13),含汽率限值为 0.225。
RTDP 的适用范围列于表 6,该适用范围是根据对 9 个工况分别进行敏感性因子分析和限值计算时各参数的变化范围确定的,采用 RTDP 进行瞬态分析时,参数的变化范围必须在此范围内。

表 6 RTDP 适用范围

Table 6 Applicable range for RTDP methodology

参数	上限	下限
归一化堆芯功率	1.40	0.75
堆芯入口温度,℃	331.1	277.2
堆芯出口压力,MPa(a)	16.720	11.721
堆芯入口流量,m ³ /h	87 050.31	50 572.04
$F_{\Delta H}^N$	2.4	1.58
$F_{\Delta H}^E$	1.021	1.000

3 敏感性分析及结论

为比较,分别使用 STDP 和 RTDP 进行 DNBR 的裕量分析,对大型先进压水堆 DNBR 结果最为极限的反应堆冷却剂强迫流动全部丧失事故进行了分析。分析中主要参数的取值及结果列于表 7。
从表 7 可见,由于 RTDP 用统计学方法对影响 DNBR 参数的不确定性进行处理,移除了传统 STDP 中过多的保守性,因而可获得更多的安全裕量。以反应堆冷却剂流量全部丧失事故最小

DNBR 分析为例,RTDP 比 STDP 额外获得了约 15%的裕量。因此,在反应堆功率提升、先进燃料管理策略设计等技术领域应用 RTDP 非常必要。

表 7 全失流事故 STDP 及 RTDP 分析比较

Table 7 Comparison for CLOF analysis using STDP and RTDP methodology

参数	STDP	RTDP
堆芯功率	名义值×1.01	名义值
堆芯入口温度	名义值+4.44℃	名义值
系统压力	稳压器压力−0.344 7 MPa	堆芯出口压力
堆芯入口流量	热工设计流量	最小测量流量
旁通流量	5.9%	4.9%
$F_{\Delta H}^N$	设计限值	设计限值/1.04
$F_{\Delta H}^E$	1.021	1.000
最小 DNBR 值	1.24	1.63
DNBR 设计限值	1.14	1.26
DNBR 裕量	8.1%	22.7%

参考文献:

[1] CHELEMER H, BOMAN L H, SHARP D R. Improve thermal design procedure, WCAP-8567-P-A[R]. USA: Westinghouse Electric Corporation, 1975.

[2] FRIEDLAND A J, RAY S. Revised thermal design procedure, WCAP-11397-P-A[R]. USA: Westinghouse Electric Corporation, 1987.