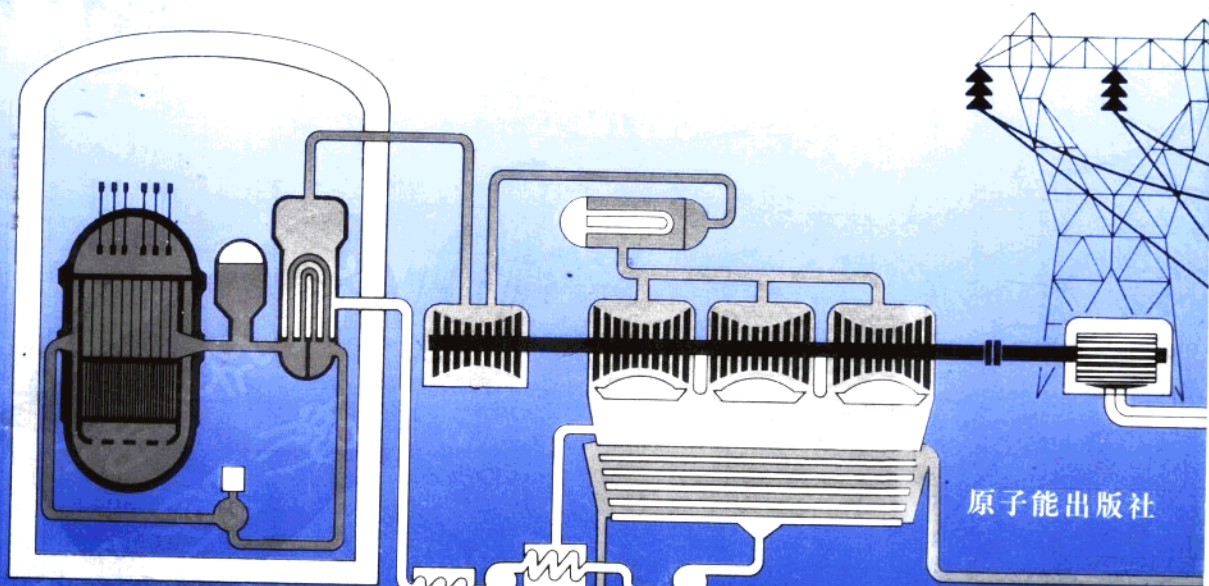


全国反应堆热工流体 会议文集

(1999)

Proceedings
for
the 6th National Conference
on Reactor Thermalhydraulics

中国核能动力学会
反应堆热工流体专业委员会



原子能出版社

前 言

值此中华人民共和国成立 50 周年大庆之际，新旧世纪交替的路口，我们高兴地迎来核能界热工流体方面的各路专家，在大亚湾畔举行中国核学会核能动力学会第六次反应堆热工流体学术会议，这是大亚湾核电站的光荣，也是广东核电的光荣。世界站在 21 世纪的大门口，核电事业也正处在一个新的发展阶段，以这样一次盛会来迎接新的机遇与挑战，有着特别重要的意义，它将使我们全体与会者和大亚湾的全体同仁倍感兴奋。

核工程的热工流体力学是一个十分重要的学科分支，对于核电站而言，它是安全的决定性因素，也是电站效率和效益的决定性因素。核电站设计与营运中，大量的业务与分析都直接和这一学科有关。该学科的发展与进步，无一不受到各方的密切关注。同时，我们也看到，反应堆热工流体学科有别于其他理论学科，至今它仍带有相当的经验性质，理论上的多样性复杂性，正说明了它在理论上的不完备，几乎所有的公式和方法，都要靠实验来支持。本学科的这种性质，决定了它的“局限性”和实用性。

反应堆热工流体学科的“局限性”，使得任何问题的解决都必须最终用大尺度实验来模拟验证，而不能仅仅依靠计算机数值分析。若缺乏实验验证，有关工程设计的任何主观结论都是不可靠的，而验证的数据不足够，也不能认为可靠。在大亚湾核电站控制棒落棒时间超差问题的处理过程中，这一点得到了充分的证实。因此，本学科为我们留下了大量的实验研究空间。这一学科的实用性，正是从其局限性引伸出来的。反应堆热工流体专业，最主要的研究方向是实际应用，它要面对大量实际工程问题，它的应用前景和工程密不可分，永远不会无用武之地。反应堆热工流体专业的这两个特征，决定了这方面的研究要花费大量人力、时间和金钱，这一点如不能得到领导部门的认可，将会直接影响到学科发展的必要投入。

经过近一年筹备，本次会议已收到论文 40 余篇，按惯例由原子能出版社汇集成册，出版专集。这些论文，饱含着作者的心血，也满含着编辑们的辛劳。本集论文，从内容上说，大体可以分为三类：基础研究程序开发类，运行电站应用类和新技术新设计论证类。令人欣喜的是，不论哪一类，都紧密结合着我国核电发展的主脉搏，绝少那种“从杂志缝里找出来的课题”，这是以市场为导向、服务国民经济建设为宗旨的科研路线的成果。基础类的研究，无论是关系式研究拟合，还是新程序开发，都有不少新意。在经费十分拮据的条件下，作者们守得清贫，耐得寂寞，一心从事别人不屑而自己情有独钟的工程，向社会奉献出心血的结晶，不由人不对他们肃然

起敬，同时也难免与他们一同感到心酸。在电站应用方面，此次文集中有了业主即发电公司的参与与投入，是十分可喜的，它说明这一工作已得到真正用户的重视，也说明用户的分析能力，已经有了长足的进步。至于本学科在新堆新技术发展方面的应用，则给了我们一个十分重要的信息：中国核电的前途是光明的，我们有多样的可供选择的方案。有人关心我们的技术和应用，我们自己也对事业的未来充满信心。

世界核电的发展，由于种种原因步入低谷。但是我们坚信，核电是一种清洁、安全、相对比较廉价的重要替代能源。我国的能源政策是明确的，核能在中国必将有大的发展，世界也必将在某一天之后，会重新来认识它。我们自己决不要错过时机。

本次会议的参加者，代表了我国当前核反应堆热工流体学的大家，他们有核工业主要科研院所的代表和国内从事本专业的主要高等院校。美中不足的是，我们还有一些重要的研究、设计和教学单位，这一次没有能够派代表参加，发电公司的参与面还不够广泛深入。我们的年会是对我们工作的检阅，也是极好的交流和促进机会，它从来不是也永远不会是少数人的沙龙。衷心祝愿下一次年会上我们会有更好的成绩。

最后，请让我代表广东核电和大亚湾核电站，衷心祝愿年会圆满成功。

濮继龙

广东核电合营有限公司

目 录

RTDP 方法用于大亚湾核电站热工水力设计的初步研究	周洲 傅先刚 (1)
统计 DNBR 的先进方法及应用研究	张志达 (6)
人工神经网络法预测 CHF	苏光辉 肖刚 王增辉 刘瑞兰 贾斗南 (12)
热工流体图像测速技术初探	王德忠 童钧耕 徐济望 (18)
10 MW 高温气冷堆模拟机计算软件的改进	石磊 高祖瑛 (24)
水平加热管束间三维汽液两相内循环特性的研究	杨瑞昌 郑荣钊 王彦武 周立加 (31)
用分布式并行计算的方法扩展 RETRAN 的计算能力	陆冬森 高祖瑛 李威扬 (37)
反应堆大型热工水力分析程序计算结果不确定性来源与对策	黄彦平 (42)
核动力装置总体参数优化设计程序研制	刘定明 于俊崇 (48)
氟利昂-水临界热流密度模化及模化转换因子	陈炳德 陈军 (53)
反应堆水力学分析程序 HYDCUV 的模型特点及应用	王建民 (59)
反应堆水力模拟实验模型的简化	杨来生 胡俊 (65)
程序用户的资格鉴定要求	章靖武 (70)
大 LOCA 同时失去 ECCS 时的重水堆安全	骆邦其 (73)
秦山二期核电厂主给水管破裂事故后最小辅助给水流量的计算分析	种毅敏 王世民 (79)
大破口同时安注泵失效的严重事故分析	骆邦其 (85)
大亚湾核电站弹棒事故计算分析	孙吉良 (91)
阳江核电站落棒事故热工分析	郑滨 李晓静 石俊英 (100)
一种反应堆非能动余热排出系统方案的分析	曹晓晖 童钧耕 杨扬 (104)
300 MWe 核电厂安全壳直接加热 (DCH) 分析	高静慧 (109)
300 MWe 核电厂蒸汽发生器传热管断裂严重事故及防御措施分析	陈松 (116)
大亚湾核电站辐照样品管塞子异位原因分析	孙吉良 (122)
CARR 堆芯稳态热工水力分析程序 CARRCO 的开发	李文双 郝老迷 (127)
AC600 非能动安全壳冷却系统三维分析的理论模型	俞冀阳 贾宝山 (134)
用 ATHLET 程序研究自然循环回路压水-微沸腾模式的启动瞬变过程	周志伟 (140)
板状燃料元件工程热通道因子的计算方法	宋小明 王建民 刘定明 (146)
PCCSAC-3D 对 AP600 大破口失水事故下安全壳的三维分析	贾宝山 俞冀阳 (151)
用 COBRA-IV-I 对 5×5 全长非均匀加热棒束 CHF 的计算分析	郎雪梅 张伯义 (156)
失水事故工况下回路管道系统水力载荷的分析	王荣忠 李锋 (162)
大亚湾核电站安注系统浓硼水箱改造的安全分析及实施	肖岷 黄文有 陈士荣 胡承香 (168)

秦山核电二期工程反应堆热工水力设计及验证	李经纬 刘昌文 王建民 胡德勇 蒋晓华 (176)
秦山核电二期工程失水事故质能释放研究	唐钢 (182)
自然循环静态流量漂移现象研究	姜胜耀 张佑杰 博金海 马昌文 (187)
浸入式热交换器在热池的位置对主池热工水力特性的影响	王金软 钱燕悦 陈忠民 (193)
核供热堆小破口时不凝气体排放特性实验研究	张佑杰 姜胜耀 博金海 刘志勇 (198)
核供热堆安全排放系统中水栓对压力变化影响实验	博金海 姜胜耀 张佑杰 马昌文 (203)
重力注硼系统压力响应特性实验研究	高琅琅 姜胜耀 张佑杰 博金海 马昌文 (209)
核电厂蒸汽发生器传热管断裂事故实验研究	周润彬 许国华 王硕 柴宝华 魏国锋 (216)
管内欠热流动沸腾临界热流密度实验研究	陈玉宙 张汉勋 苟峰 杨春生 (221)
矩形窄缝池沸腾实验研究	张荣华 匡波 徐济鉴 (226)

RTDP 方法用于大亚湾核电站热工水力设计的初步研究

周洲 傅先刚

(广东核电合营有限公司)

广东深圳大亚湾核电站 BA-203, 邮编: 518124

电话: (0755) 4476583

传真: (0755) 4476106

【摘要】引入概率统计方法来处理堆芯参数、燃料制造参数,以及 DNBR 关系式的不确定性。统计方法克服了传统确定论方法带来的设计保守性,提高了堆芯的 DNBR 裕量,是目前先进的热工水力设计方法。本文利用西屋公司热工设计修正程序 (RTDP-Revised Thermal Design Procedure) 计算大亚湾核电站的 DNBR 设计和安全限值,在此基础上进行堆芯物理限制线的设计,并同目前电厂所使用的基于确定论方法的物理限制线作了比较,证明 RTDP 方法能明显提高堆芯安全裕量。

【关键词】统计法 敏感性分析 不确定性 DNBR 限值 堆芯物理限制线 热工水力设计

1 引言

反应堆热工水力设计的目的是要保证堆芯有足够冷却,防止出现偏离泡核沸腾 (DNB)。我国核安全法规规定的 DNB 设计基准要求“在 95% 的置信度上,反应堆处于正常运行、运行瞬态以及 II 类事故瞬态时,极限燃料棒表面不发生偏离泡核沸腾的概率不低于 95%”。通常,这一设计准则通过严格限制堆芯最小偏离泡核沸腾比 MDNBR 必须高于 DNBR 安全限值来保守地满足。

为了满足上述 DNB 设计准则,美国西屋公司先后发展了几种不同的热工水力设计方法。随着反应堆设计、制造以及运行经验的积累和提高,堆芯 DNB 设计方法从基于确定论的热工设计标准程序 (STDP),逐步完善改进,形成基于概率统计原理的热工设计改进程序 (ITDP) 和热工设计修正程序 (RTDP),挖掘堆芯安全裕量,提高核电站运行水平。

由于设计原理、测量仪表以及制造工艺等的误差,使得堆芯核参数、热工水力参数、燃料制造参数以及 DNBR 关系式都存在不确定性。不同热工水力设计方法之间的差别主要体现在对这些参数不确定性的处理上。STDP 方法是确定论方法,即在热工水力设计或事故分析中,人为地将各参数都选定在其最危险的点上,例如取最高的温度、最低的流量、最低的压力、最极限的功率分布,以使结果偏于安全。但实际上各参数都处于最极限点的概率是很低的,因此 STDP 方法具有较大的保守性。为了克服这一人为保守性,挖掘堆芯安全裕量,ITDP 方法利用统计规律来处理参数的不确定性,得到一个参数不确定性因子,用来确定 DNBR 设计限值。由于 ITDP 仍用确定论方法处理 DNBR 关系式的不确定性,因此只是部分统计法。而 RTDP 方法则更进一步使用概率统计方法来综合处理参数的不确定性和 DNBR 关系式的不确定性,得到一个总的确定

性因子, 以此确定 DNBR 设计限值, 因此属于更完善的统计法。对于 ITDP 或 RTDP, 在热工水力设计以及事故分析中, 各参数都取其名义值或最佳估计值, 堆芯裕量都得到提高。

国际上应用的类似方法还有 B&W 公司的 SCD 方法、FRAMATOME 公司的 MSG 方法以及 Siemens Power Corporation 的统计方法等。

2 RTDP 理论基础

RTDP 方法包含两个层次^[1,2]:

- 1) 参数不确定性的统计法处理, 与 ITDP 相同;
- 2) 用统计法综合处理参数的不确定性和 DNBR 关系式的不确定性。

因此, 可以说 RTDP 是 ITDP 方法的自然发展。

一般地说, 堆芯温度、压力、流量、功率等参数的不确定性将在 DNBR 名义值或最佳估计值附近造成随机偏差。为方便起见, 引入不确定性因子 $y = DNBR_i / DNBR_0$, 同时用参数敏感性 S_i 来定义某一参数 X_i 变化对 DNBR 的影响:

$$S_i = \frac{\partial y / y}{\partial (x_i) / x_i} = \frac{\ln(DNBR_1 / DNBR_2)}{\ln(x_{i,1} / x_{i,2})} \quad (1)$$

在名义值 $DNBR = f(\mu_1, \mu_2, \dots, \mu_n)$ 附近很小的范围内进行线性近似, 可以得到参数偏差公式:

$$\left(\frac{\sigma_y}{\mu_y}\right)^2 = S_1^2 \left(\frac{\sigma_1}{\mu_1}\right)^2 + S_2^2 \left(\frac{\sigma_2}{\mu_2}\right)^2 + \dots + S_n^2 \left(\frac{\sigma_n}{\mu_n}\right)^2 \quad (2)$$

进一步结合 DNBR 关系式 (W-3 或 WRB-1) 的偏差 ($\sigma_{M/P} / \mu_{M/P}$), 形成一个总的 DNBR 不确定性因子 z , 其 DNBR 总偏差由参数和 DNBR 关系式偏差组成。根据统计理论可知, 无论参数和 DNBR 关系式的不确定性如何分布, 总不确定性因子 z 总是呈正态分布, 因此, 取单边 95% 分布时, 即可得出 DNBR 设计限值。

各参数的偏差值可以由其不确定性来计算。理论分析中, 各参数的不确定性分布在双边正态、单边正态和均匀三种分布形式中选取其一。

参考 FSAR^[4], 可以得出大亚湾核电站两机组各参数的不确定性如下表:

参 数	名 义 值	不 确 定 性
功率	2895 MW	$\pm 2\%$
入口温度	292.8 °C	± 2.2 °C
压力	15.6 MPa	± 0.21 MPa
流量	TDF * 1.03	3%
旁通流量	4.3%	0.022
核焓升因子 $F_{\Delta H}^N$	1.49	0.0596
工程焓升因子 $F_{\Delta H}^E$	1.0	3%

上表中的堆芯流量应该取最小测量值, 但由于大亚湾核电站目前尚无此数据, 因此另取一个相对保守的流量值, 即热工水力设计流量 TDF 乘以 1.03。此值与目前电站测量值相比偏低。

从前面公式推导可以看出, RTDP 方法最主要任务是针对 DNBR 名义值进行参数敏感性分析, 求取 S_i 。

3 敏感性分析与 DNBR 限值

由于 RTDP 建立在线性近似基础上, 因此所有参数的敏感性分析只有针对名义值才有意义。所以在选取分析工况时, 应使堆芯最小 DNBR 值接近名义设计限值。通常, 选取多个堆芯极限工况进行敏感性分析。功率和压力取值范围以包络安全分析保护定值为准。每个工况都通过调整堆芯入口温度使堆芯最小 DNBR 接近名义设计限值。

由于统计法 DNBR 名义设计限值未知, 因此必须事先根据工程经验选取一个目标值。然后用西屋子通道程序 THINC-IV 对特定工况分别进行计算, 并调整堆芯入口温度, 使最小 DNBR 趋近选定目标值, 得到相应参考工况。

将各参数朝着使 DNBR 减小的方向变化一个标准偏差 σ , 并用 THINC-IV 进行子通道分析, 求得堆芯最小 DNBR 值, 然后使用公式 (1), 便可求得各参数针对典型栅元、导向管栅元的敏感性。最后, 可计算出各工况下的 DNBR 设计限值。高功率高压力工况结果见表 1。

表 1 堆芯极限工况

参 数 敏 感 性 σ / μ		高功率 高压力	
		典型栅元	导向管栅元
功率	0.01	-2.189	-2.106
堆芯入口温度	0.00354	-7.3855	-6.849
压力	0.006727	2.0047	1.7983
流量	0.015	1.3999	1.3154
堆芯有效流量	0.01327	1.3999	1.3154
核焔升因子	0.024315	-2.2683	-2.1886
工程焔升因子	0.01824	-0.9359	-0.88
THINC-IV	0.02	1.00	1.00
瞬态程序	0.05	1.00	1.00
$\sigma(y) / \mu(y)$		0.0058769	0.0053863
$\sigma(z) / \mu(z)$		0.1177068	0.1156039
DL-DNBR		1.230	1.225

另外考虑包络性, 对一些特定事故工况也进行了敏感性分析, 并计算了 DNBR 设计限值。对所有工况设计限值取包络值:

典型栅元: DL = 1.230

导向管栅元: DL = 1.225

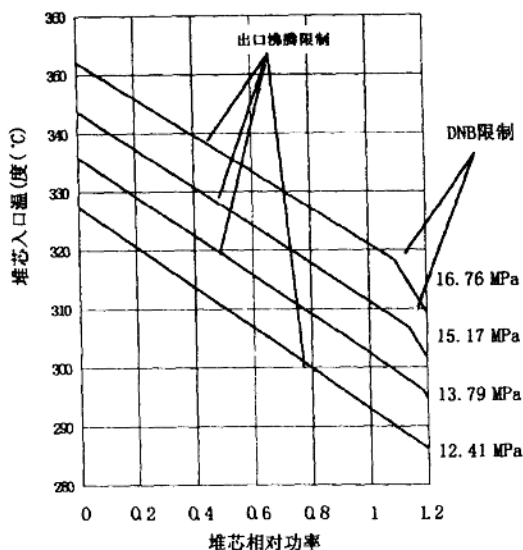
根据西屋热工水力设计方法, 必须为过渡堆芯、棒弯曲以及换料设计灵活性预留一定的裕量, 因此可取 DNBR 安全限值:

典型栅元: $SL = 1.230 / (1 - 0.06) = 1.31$

导向管栅元: $SL = 1.225 / (1 - 0.06) = 1.30$

4 堆芯物理限制线设计

在确定了 DNBR 安全限值以后, 便可以用它来进行 RTDP 下的堆芯热工水力设计。



大亚湾核电站堆芯物理限制线

本文采用新的安全限值对大亚湾核电站的堆芯物理限制线进行了设计计算。堆芯物理限制线是 OT (T 保护设定值的基础, 是由堆芯的三个物理量确定的, 它们是压力容器出口沸腾、热通道出口含汽率以及堆芯 DNB。一般而言, 对于低功率下压力容器出口沸腾限制较严, 而高功率时则堆芯 DNB 限制更严。通过利用西屋子通道程序 THINC-IV, 以及单通道程序 BANDIT 进行各限制值下的堆芯入口温度搜索计算, 可以得到一系列不同压力下极限温度—相对功率图线, 如右所示:

从图上可看出, 物理限制线一般由两段组成。第一段为低功率部分, 由压力容器出口沸腾限值确定; 第二段超功率部分 (>1.0) 由 DNB 限值确定。此结果同前面的论述一致。

与目前大亚湾核电站堆芯物理限制线进行比较^[3], 可以看出: 对于第一段曲线, 二者基本相同。对于第二段曲线, RTDP 高于 STDP, 这意味着对于相同功率, RTDP 得出的堆芯入口温度极限值要高于 STDP 方法的结果, 这说明 RTDP 能提高堆芯安全裕量。

5 结论

通过本文所完成的工作可以得出以下结论:

- 1) 采用 RTDP 方法进行设计, 不同核电站会得到不同的 DNBR 设计和安全限值。
- 2) ITDP 与 RTDP 相比可以明显提高安全裕量, 如下表所示:

		RTDP	ITDP ^[5]	DNBR 裕量增加
DNBR 设计限值	典型栅元	1.230	1.343	9.2%
	导向管栅元	1.225	1.340	9.4%

3) 目前比较先进的堆芯燃料管理, 例如长周期换料、1/4 换料等, 由于提高了堆芯功率、功率峰因子以及堆芯温度等, 需要大幅度挖掘堆芯安全裕量。与 STDP 方法相比, RTDP 可挖掘安全裕量至少为 16%。因此, 引入统计方法是非常有效和非常必要的。

参考文献

- 1 Revised Thermal Design Procedure WCAP-11397-P-A
- 2 Improved Thermal Design Procedure WCAP-8567
- 3 77-Thermal Hydraulic Design Report EP/FX/DC 1453
- 4 FSAR Section 15.0
- 5 傅先刚, 内部技术报告

统计 DNBR 的先进方法及应用研究

张志达

(核工业第二研究设计院)

北京市 840 信箱一室, 邮编: 100840

电话: (010) 88022429 88022845

传真: (010) 68418086

【摘要】着重描述了统计 DNBR 的先进方法 (RTDP), 及对该方法进行的应用研究。RTDP 依据概率理论, 并通过精确的热工水力子通道分析程序 FLICA-IIIIF, 求得了影响 DNBR 的各个敏感性系数 S , 从而获得一个 DNBR 变量的不确定性因子, 进而用这个因子产生一个统计 DNBR 的设计限值 (SDL)。以广东大亚湾核电站的数据, 得出的 SDL 计算值与西屋公司的对应值符合得很好, 表明所归纳的 RTDP 方法是可行的。此外还分析了大亚湾核电站的 RCCA 落棒事故下的 DNBR 安全裕量, 结果表明本 RTDP 比 MSG 方法多 6.6% DNBR 裕量的收益。

【关键词】统计 DNBR 先进方法 应用研究

1 引言

压水反应堆在正常运行和某些假想的事故工况下, 在堆芯中任何一点不允许超过的限制参数之一就是临界热流密度 (CHF)。对压水堆来说, 主要的沸腾危机机理是偏离泡核沸腾 (DNB)。临界热流密度与局部热流密度之比, 称为偏离泡核沸腾比 (DNBR)。

为了避免压水堆堆芯发生 DNB 现象, 需要规定一个与置信概率相对应的 DNBR 设计限值。在正常运行或假想事故的任何时刻, 堆芯各点预计的最小 DNBR 必须大于 DNBR 设计限值。

当前世界上各核电国家, 为了提高核电站的安全性, 为了延长换料周期以提高经济性, 压水堆堆芯热工水力设计的趋势是采用低的线功率、优良的燃料组件和先进的热工水力设计技术, 来增加热工裕量。这可保障堆芯在正常运行、瞬态和事故工况下具有良好的安全特性。

在热工水力设计新技术方面, 本文将论述一种统计 DNBR 的先进方法 (RTDP), 并进行该方法的应用研究。本文以广东大亚湾核电站的数据为依据, 给出 RTDP 所确定的统计 DNBR 设计限值, 以及应用 RTDP 分析该电站 RCCA 落棒事故下的 DNBR 安全裕量, 并将它与其他估价 DNBR 裕量的方法进行比较。

2 评价 DNBR 裕量的几种方法

目前对压水堆堆芯有 4 种评价 DNBR 裕量的方法:

- 标准的热工设计方法 (STDP - Standard Thermal Design Procedure), 又称为确定论方法;
- 改良的热工设计方法 (ITDP - Improved Thermal Design Procedure);

- c. 改进的热工设计方法 (RTDP - Revised Thermal Design Procedure);
 d. 综合的统计 DNBR 方法 (MSG - Generalized Statistical DNBR Methodology)。

(1) STDP 是一种老的方法, 在该方法中, DNBR 设计限值仅基于 CHF 经验关系式的不确定性 (根据该关系式的实验数据的分散度来确定), 对其他不确定性 (如电站系统参量不确定性和热通道因子不确定性) 是通过直接引入所使用的子通道分析程序来加以模拟和考虑。

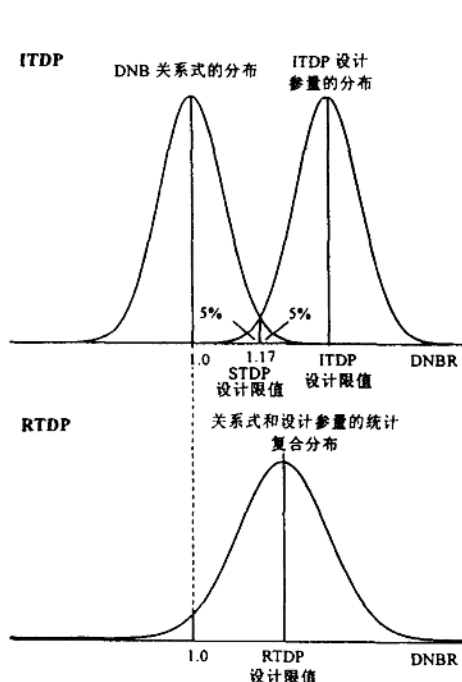


图 1 STDP、ITDP 和 RTDP 的 DNBR 设计限值示意图

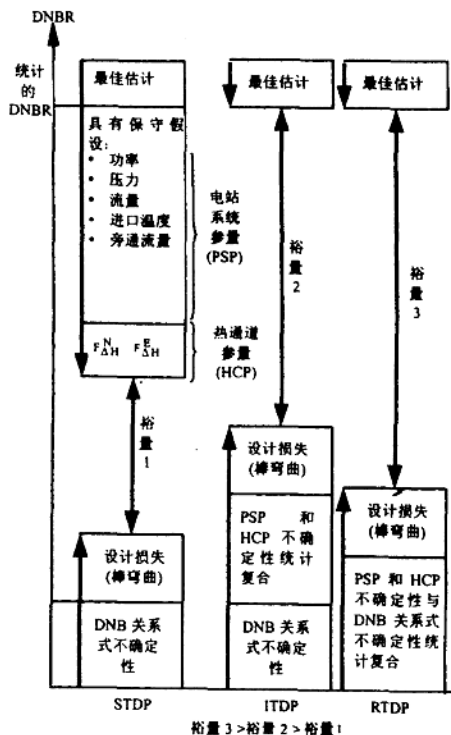


图 2 STDP、ITDP 和 RTDP 三种 DNBR 裕量设计方法的评价

(2) ITDP 是一种较早的统计方法, 在该方法中, 电站系统参量不确定性和热通道因子不确定性被统计复合, 然后与 DNB 关系式不确定性合并, 获得统计 DNBR 设计限值。

(3) RTDP^[1] 是一种较新的统计方法, 在该方法中, 电站系统参量不确定性、热通道因子不确定性与 DNB 关系式不确定性一起统计复合, 来获得统计 DNBR 设计限值。从方法上来说, RTDP 是 ITDP 的一种推广。

(4) MSG^[2] 是法马通的一种统计方法, 该方法除考虑电站系统参量、热通道因子和 DNB 关系式等三类不确定性外, 还考虑堆芯模拟不确定性、子通道分析程序不确定性、瞬态与稳态的计算不确定性的全部统计复合, 来求得统计 DNBR 设计限值。

MSG 和 RTDP 的区别是前者需要进行复杂的蒙特卡罗计算, 而 RTDP 仅通过若干设计参量的概率分布和对 DNBR 影响的敏感性系数加以实现。

STDP、ITDP 和 RTDP 的 DNBR 设计限值示意图在图 1 上给出。

图 2 表示了 STDP、ITDP 和 RTDP 三种 DNBR 裕量设计方法的评价。

3 RTDP 方法的描述

3.1 RTDP 方法的原理

为了使设计参数的变化与 DNBR 的变化相联系, 定义如下的不确定性因子 Y :

$$Y = \text{DNBR (变量)} / \text{DNBR (名义值)} \quad (1)$$

DNBR (名义值) 是通过所有设计参数考虑为名义值或最佳估计值而予以确定的。DNBR (变量) 是根据设计参数偏离其名义值存在有不确定性而计算得到的。因此, DNBR (名义值) 将有一个唯一的定数值, 而 DNBR (变量) 将是一个随机变量。

假设:

- 设计参数 X_i 是独立变量,
- 设计参数 X_i 的变化是很小的,
- 敏感性因子可考虑为常数, 因而与设计参数 X_i 无关。

根据假设 a, DNBR 不确定性因子可被考虑为受 m 个设计参数变化的影响:

$$\frac{dY}{Y} = S_1 \frac{dX_1}{X_1} + S_2 \frac{dX_2}{X_2} + \cdots + S_m \frac{dX_m}{X_m} \quad (2)$$

其中, S_i 可解释为在其他参量保持常量下, 参量 X_i 的百分之一变化引起的 DNBR 百分变化。若应用假设 c (即 S_i 不变), 对方程 (2) 积分, 则可得下列方程

$$Y = C X_1^{S_1} X_2^{S_2} \cdots X_m^{S_m} \quad (3)$$

如果把 Y 在其平均值附近展开成泰勒级数, 可得:

$$Y - \mu_Y = \frac{\partial Y}{\partial X_1} (X_1 - \mu_1) + \frac{\partial Y}{\partial X_2} (X_2 - \mu_2) + \cdots + \frac{\partial Y}{\partial X_m} (X_m - \mu_m) + \text{高阶项} \quad (4)$$

如果参量 X_i 偏离平均值的扰动量很小, 即根据假设 b, 则方程 (4) 中的高阶项可以略去, 进而得到如下的方程:

$$\left(\frac{\sigma_Y}{\mu_Y} \right)^2 = S_1^2 \left(\frac{\sigma_1}{\mu_1} \right)^2 + S_2^2 \left(\frac{\sigma_2}{\mu_2} \right)^2 + \cdots + S_m^2 \left(\frac{\sigma_m}{\mu_m} \right)^2 \quad (5)$$

根据中心极限定理, 即使单个 X_i 的分布不是正态分布, Y 的概率分布函数也将趋近于具有平均值 μ_Y 和标准偏差 σ_Y 的正态分布。

利用方程 (4) 还可确定 S_i , 即:

$$S_i = \left(\frac{\partial Y}{\partial X_i} \right) \left/ \left(\frac{\mu_i}{\mu_Y} \right) \right. \quad (6)$$

对每个设计参数 X_i , 影响 DNBR 的敏感性因子 S_i 可利用子通道程序计算。如果每个设计参数 X_i 的概率分布的平均值 μ_i 和标准偏差 σ_i 为已知值, 则变量 Y 的 σ_Y/μ_Y 值就可确定。

3.2 统计 DNBR 设计限值 (SDL) 的确定

DNBR 具有正态密度函数分布的性质, 它可由名义值 μ 和标准偏差 σ_t 来表示, 由于 $\mu_Y \approx 1$, 所以 $\sigma_t = \sigma_Y$ 。

DNBR 通过如下定义的变量 Z 可化为标准的正态分布:

$$Z = \frac{\text{DNBR} - \mu}{\sigma_t} \quad (7)$$

为了使 DNBR 设计限值在 95% 的置信水平下具有 95% 的置信概率, 根据概率论, 方程 (7) 变为:

$$-1.645 = \frac{1 - \mu}{\sigma_t}$$

于是: $SDL = 1 + 1.645\sigma_t$ (8)

其中 μ 即为统计的 DNBR 设计限值 SDL。

3.3 统计 DNBR 设计限值的修正 (SDLC)

$$SDLC = \frac{SDL}{1 - \text{设计损失}} \quad (9)$$

压水堆通常考虑的设计损失是燃料棒弯曲带来的亏损, 而燃料棒弯曲对 DNBR 的影响是随堆的燃耗而变化的。

3.4 DNBR 裕量 M 的确定

$$M = \frac{\text{最小 DNBR} - \text{DNBR 设计限值}}{\text{DNBR 设计限值}} \quad (10)$$

其中, DNBR 设计限值由方程 (8) 确定, 而最小 DNBR 取自稳态或不同的假想事故工况下的计算值, 因此可以得到各种工况下的 DNBR 裕量值, 最后将其中最小的 M 与燃料热工裕量指标去比较, 从而衡量所设计的堆芯的安全性。

4 RTDP 方法的应用

下面将以广东大亚湾核电站的数据^[3,4]为依据, 作为 RTDP 方法应用的一个例子。

4.1 堆芯特性

堆芯功率	W	2 895	MWt
冷却剂流量	Q^*	68 520	m ³ /h
冷却剂入口温度	T_{in}	292.4	℃
冷却剂压力	p	15.5	MPa
堆芯旁通流量份额	BPF	6.5%	
核焓升热通道因子	$F_{\Delta H}^N$	1.55	
工程焓升热通道因子	$F_{\Delta H}^E$	1.0	

考虑一个轴向余弦热流密度分布, 峰值因子为 1.55。

4.2 临界热流密度关系式

应用 WRB-1 临界热流密度关系式进行 DNBR 计算。

4.3 各设计参量的不确定性和标准偏差

大亚湾核电站有关设计参量的不确定性和标准偏差列在表 1 中。

4.4 各设计参量的敏感性因子 S_i 的确定

如节 3.1 所述, S_i 可通过子通道程序的计算加以确定。本文采用的堆芯热工水力设计程序为 FLICA-IIIIF 程序^[5]。

各参量的变化对最小 DNBR 的敏感性因子 S_i 列在表 2 中。

表 1 各设计参量的不确定性和标准偏差

参 量	不确定性 U	分 布	标准偏差 σ^*
堆芯功率	2 %	均匀	1.15 %
冷却剂入口温度	2.2 °C	均匀	1.27 °C
冷却剂压力	0.21 MPa	均匀	0.121 MPa
冷却剂流量	1.2 %	均匀	0.69 %
堆芯旁通流量	0.8 %	均匀	0.462 %
核焓升热通道因子	4 %	正态	0.0377 **
工程焓升热通道因子	2.1 %	正态	1.28 %

* 对正态分布: $\sigma = U/1.645$ 对均匀分布: $\sigma = U/1.732$ ** 对 $F_{\Delta H}^N$ 名义值 1.55, $\sigma = 1.55 \times 4\% / 1.645$ 表 2 各设计参量的 σ/μ 和 S

参 量	σ/μ	S
堆芯功率	$\frac{0.0115}{1}$	-1.67
冷却剂入口温度	$\frac{1.27}{292.4}$	-4.15
冷却剂压力	$\frac{0.121}{15.5}$	+0.71
冷却剂流量	$\frac{0.0069}{1}$	+1.2
堆芯旁通流量份额	$\frac{0.00462}{0.065}$	-1.2
$F_{\Delta H}^N$	$\frac{0.0377}{1.55}$	-1.67
$F_{\Delta H}^E$	$\frac{0.0128}{1}$	-0.25
WRB-1 DNB 关系式 ^[6]	$\frac{0.0872}{1.0144}$	1.0

4.5 统计 DNBR 设计限值的计算

如节 2 所述, RTDP 方法是电站系统参量不确定性、热通道因子不确定性与 DNB 关系式不确定性进行统计复合。根据表 2 给出的 σ_i/μ_i 和 S_i , 并利用方程 (5) 和 (8), 即可求得统计 DNBR 设计限值 $SDL = 1.22$ 。该值与美国西屋公司的统计 DNBR 设计限值的对应结果^[7]符合得很好, 表明本文所归纳的 RTDP 方法是合理的。

4.6 大亚湾核电站 DNBR 裕量分析

大亚湾核电站需涉及 DNBR 分析的 II 类事故工况有十几个, 它们基本上采用 STDP 方法, 唯有在棒束控制组件 (RCCA) 落棒事故中采用了统计方法^[8]。因为发生 RCCA 落棒事故, 堆芯将形成功率分布畸变, 如果使用 STDP 方法, 最小 DNBR 会小于 DNBR 设计限值。如果采用统计方法, 则最小 DNBR 将大于 DNBR 设计限值。

对大亚湾核电站 RCCA 落棒事故, STDP、MSG 和 RTDP 的 DNBR 裕量比较列在表 3 中。

表 3 各种方法 DNBR 计算的裕量比较

	STD P	MSG	ITDP	本文 RTDP
SDL	1.17	1.29	1.32	1.22
棒弯曲亏损, % *	4.2	4.2	4.2	4.2
SDLC	1.22	1.35	1.38	1.27
最小 DNBR		1.42	1.42	1.42
DNBR 裕量, %		5.2	2.9	11.8

* 堆平均燃耗为 33 000 MWd/tU

由表 3 可见, 对 DNBR 计算裕量, $M_{RTDP} > M_{MSG} > M_{ITDP}$ 。本文的 RTDP 比 MSG 多出 6.6% 的 DNBR 裕量的收益。

5 结论

(1) 本文的 SDL 结果与美国西屋公司的 DNBR 设计限值的结果 (1.22) 符合得很好。这说明本文所归纳的 RTDP 方法是可靠的。

(2) 本 RTDP 确定 DNBR 统计设计限值避开了较复杂的蒙特卡罗过程计算, 体现了 RTDP 使用方法简便易行。

(3) 对大亚湾核电站的 RCCA 落棒事故分析, 得出 DNBR 的计算裕量: $M_{RTDP} > M_{MSG} > M_{ITDP}$, 作者认为从 RTDP 计算技术中得来的 DNBR 裕量的收益, 可供核电工程设计参考。

符 号 说 明

C	积分常数
S_i	第 i 个设计参量的敏感性因子
U	设计参量的不确定性
X_i	第 i 个设计参量
Y	DNBR 不确定性因子
μ	平均值
σ	标准偏差
$F_{\Delta H}^N$	核焓升热通道因子
$F_{\Delta H}^E$	工程焓升热通道因子

参 考 文 献

- 1 Friedland, A.J., et al. Revised Thermal Design Procedure. Westinghouse Proposal for Technology Transfer, January 1989
- 2 GNPS Improved Fuel Management. DAYA BAY MEETING, April 1997
- 3 77 - thermal Hydraulic Design Report. EP/FX/DC.1453
- 4 GNPS 1&2 /FSAR Section 4.4
- 5 FLICA - IIIF User's Manual. EP/TC/DM.0460
- 6 J. P. BOURTEELE. 17 × 17 Omega DNB Tests - Applicability of WRB - 1 Correlation to AFA Grid. FRATEC No 246
- 7 CPWR - 100 Plant Safety and Operating Margin. Westinghouse CPWR - 1000 Nuclear Power Plant Design Features and Benefits Presented to BINE, December, 1997
- 8 GNPS 1&2 /FSAR Section 15.4.3

人工神经网络法预测 CHF

苏光辉 肖刚 王增辉 刘瑞兰 贾斗南

(西安交通大学能动学院, 邮编: 710049)

电话: (029) 2668648

传真: (029) 2667802

E-Mail: ghsu@xjtu.edu.cn

【摘要】 利用人工神经网络具有的非线性能力, 设计了一个三层前馈式神经网络预测 CHF, 预测结果与实验结果比较, 符合很好。

【关键词】 人工神经网络 过度沸腾 预测

1 概述

在现代反应堆的热工水力设计中, 不仅允许平均通道发生欠热沸腾, 而且还允许热通道发生饱和沸腾。其目的在于在一定的系统压力下提高堆芯出口冷却剂的温度, 从而改善核电站的热效率。由于存在沸腾, 换热能力增强, 热流密度增大。但是热流密度有一个最大值, 超过该最大值饱和沸腾就转变成了换热能力弱的膜态沸腾。这一转变有一特点, 即由于表面传热系数降低, 导致壁温有一突然升高, 这种现象称为沸腾危机。发生沸腾危机之前的最大热流密度称为临界热流密度 (CHF)。沸腾危机发生在泡状流时称为 DNB, 发生在环状流时称为干涸 (dryout)。沸腾危机限制了水冷堆的功率输出, 在设计时要避免出现 CHF, 因为 CHF 发生后, 堆芯会过热, 甚至被烧毁。人们已从理论和实践两方面对 CHF 进行了研究, 也得到了一些较好的 CHF 关系式, 但还没有一个完善的、能反映所有影响 CHF 因素且适用范围广的关系式。Groenvelt 等人总结了 AECL 的实验数据, 得出了 CHF 的数据表, 它包含三个基本变量即压力 p , 质量流密度 G 及平衡含汽率 X_e , 有 15 000 个基本数据。该表虽覆盖面广, 但也有使用不太方便的缺点。

本文以该表中的数据为基础, 训练出一个能预测 CHF 的人工神经网络, 该网络为三层 BP 网, 能准确预测 CHF, 覆盖范围可以拓宽, 且使用非常方便。

2 BP 网络及其算法

BP 网络是目前应用最广泛的人工神经网络, 本文采用的是三层前馈型 BP 神经网络。

2.1 三层前馈型神经网络

三层前馈型 BP 神经网络含有一个输入层、一个隐层和一个输出层, 每一层包含若干个神经元。第 k 层中第 i 个神经元具有下列输入输出关系:

$$Y_i^{(k)} = f_j^{(k)} \left(\sum_{j=1}^{N_{k-1}} W_{ij}^{(k-1)} Y_j^{(k-1)} \Delta \theta_j^{(k)} \right) \quad (1)$$