

Conservative Study of the System Analysis Code in the MDNBR Prediction

Jiange Liu¹, Yisong Hu¹, Jun Chen¹, Xiaohua Jiang¹, Jinhong Zhang²

¹China Nuclear Power Technology Research Institute, Shenzhen Guangdong

²Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Shanghai

Email: kk12357890@126.com

Received: Apr. 8th, 2016; accepted: Apr. 22nd, 2016; published: Apr. 27th, 2016

Copyright © 2016 by authors and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

Abstract

To judge the departure nucleate boiling degree in the PWR, special critical heat flux calculation relations based on the different experiments have been developed for comparing to the reactor real heat flux calculation. These correlations and experimental data have been written in the system code which is used to design and transient analysis. Based on the OECD PWR fuel assembly critical heat flux experimental data, different modeling methods are used with RELAP5 code to study the conservation of the calculated MDNBR. A calculation fruit from sub-channel analysis code FLICAIII-F is used to compare the RELAP5 results. The conclusion can be summarized as follows. The modeling method of the system analysis affects the final results conservation. The average channel method is not always conservative. The average channel and hot channel combined method can fully reflect the fuel assembly thermal characteristic both average channel and hot channel, and the result is most conservative. The fully channel method is relatively conservative but restricted by the computer resource capability. Therefore, to achieve the conservative MDNBR during the requiring core MDNBR of the system safety analysis process, the average channel and hot channel combined method of the core assembly modeling is strongly suggested. To obtain reality and accurate MDNBR value, a special sub-channel code calculation is required, which needs to extract the condition of MDNBR predicted by system code.

Keywords

MDNBR, RELAP5 Code, FLICAIII-F Code, Conservation

系统分析程序预测MDNBR的保守性研究

刘建阁¹, 胡艺嵩¹, 陈 军¹, 蒋晓华¹, 张金红²

¹中广核研究院, 广东 深圳

²中科院应用物理研究所, 上海

Email: kk12357890@126.com

收稿日期: 2016年4月8日; 录用日期: 2016年4月22日; 发布日期: 2016年4月27日

摘要

为衡量压水堆偏离泡核沸腾的程度, 已通过试验开发了专门的临界热流密度关系式来与堆芯实际热流密度测量后计算值进行比较, 得到堆芯的最小偏离泡核沸腾比(MDNBR), 这些关系式或实验数据已被植入系统分析程序用于设计和瞬态分析。本文基于OECD压水堆燃料组件临界热流密度实验数据, 采用不同建模方法研究了系统分析程序RELAP5计算MDNBR的保守性, 并与子通道分析程序FLICAIII-F进行了比较。结果表明: 系统分析建模方法影响结果的保守性, 采用平均通道法并不一定保守, 采用平均通道和热通道结合的方法可以较为全面反映出燃料组件平均通道特性和热通道特性且计算结果偏保守, 采用多通道分析方法相对较为保守但受限于计算资源能力; 在进行系统安全分析且需要确定堆芯MDNBR时, 堆芯模拟应考虑采用平均通道和热通道相结合的分析方法来获取MDNBR, 同时应以系统分析程序计算结果作为参考性输入条件, 采用专用的子通道分析程序进行更为现实和准确的MDNBR计算。

关键词

MDNBR, RELAP5程序, FLICAIII-F程序, 保守性

1. 引言

在进行压水堆核电站事故分析时, 通常需要根据事故的类型和验收准则选择安全局认可的分析方法论以及分析工具进行事故分析。用于事故分析的工具软件则是根据反应堆系统的物理现象机理而开发的、经过验证的工程软件, 这些软件分为: 堆芯物理程序、系统程序、燃料棒计算程序、子通道程序、严重事故分析程序、安全壳分析程序等。这其中, 堆芯 MDNBR 的计算是大多数 I、II、III 类事故分析所重点关心的堆芯安全评价指标之一。传统的 MDNBR 计算分为两步进行: 第一步是先采用物理程序计算得到热通道的最大焓升热管因子, 同时采用系统程序计算事故瞬态过程以得出堆芯热工参数(系统压力、堆芯入口温度、堆芯流量、热功率、轴向功率分布等)的变化趋势, 从而获得子通道程序计算的输入性参数条件; 第二步, 根据第一步的计算结果选择最小 MDNBR 发生的输入条件参数, 然后再选择专门的子通道程序进行详细的各通道 DNBR 计算, 以获取较为准确的 MDNBR 值。

目前, 为了准确获取系统程序中发生临界热流的条件、或较为准确且保守计算燃料组件内的 DNBR 情况, 很多新开发的、或修正的临界热流密度(CHF)关系式(实验拟合公式或表格形式)已经被陆续植入到系统分析程序或子通道分析程序中, 如系统程序 RELAP5、RETRAN-02/3D、THEMIS 等、子通道分析程序 FLICA、VIPRE、COBRA 系列等, 再者, 为提高计算效率而采用耦合的程序已经被开发, 这种融合了系统程序和子通道分析程序功能的耦合程序只需进行一步计算即可得到系统热工参数的响应特性以及堆芯燃料子通道内的 DNBR 详细分布情况。

在系统分析程序与子通道分析联合事故分析方面, 文献[1]利用 COBRA 程序对加速器次临界驱动系统(ADS)原理验证装置的子通道模型进行稳态调试, 并用 RELAP5 程序对子通道的稳态结果进行了验证, 论证了 ADS 原理性装置设计的安全性; 文献[2]在 DINROS 系统程序中加入包壳热点分析模型

从而得到最热通道模型，并与子通道程序 COBRA 比较表明其改进的 DINROS 系统程序可以进行热通道燃料和包壳最高温度计算分析，初步解决了 CEFR 安全分析存在的程序局限性问题；文献[3]将系统分析程序 RELAP5/MOD3.0 与子通道分析程序 THAS-PC4 进行耦合，以秦山核电厂事故分析为例，研究了通过内部耦合一次性快速计算系统热工响应和子通道 DNBR 的特性；文献[4]采用传统的两步法 (CATHENA 系统分析和 COBRA 子通道分析)研究了钚基先进 CANDU 堆分别装载旧钚燃料和新钚燃料的热工水力稳态和瞬态特性，论证并确定了钚基先进堆的稳态热量传输系统配置方案；文献[5]采用两步分析方法研究了核电站安全限值 DNBR 分析方法，采用 RELAP5/MOD3.0 建立 300MW 核电站全失流分析模型，利用子通道分析模型 VIPRE 建立堆芯子通道模型，详细研究了标准热工设计方法(STDP)和改进热工设计方法(ITDP)对堆芯 DNBR 计算结果的贡献，提出了挖掘堆芯安全裕量的方法；文献[6]提出采用一体化的耦合程序研究核电厂运行瞬态与安全分析的方法，将物理程序 CASMO4E 和 NGFM、子通道分析程序 TISKTH-3、系统分析程序 RELAP5/MOD3.4 进行耦合计算，从而挖掘压水堆的安全裕量；文献[7]提出一种新的多尺度耦合思路，认为相对小尺度的分析手段可以扩展应用至大尺度，用计算流体力学应用于子通道尺度的数值模拟方法进行验证，论证了方法的可行性，同时发现该方法对湍流的交混能力欠考虑；文献[8]采用美国核管会的 TRACE 程序和法国子通道分析程序 FLICAIII-F 对 AP1000 电厂系统和堆芯进行建模并分析了全失流事故，论证了 AP1000 全失流事故时系统设计和堆芯的安全性；文献[9]将 RELAP5/MOD3.0 程序和 COBRA 程序进行耦合，研究 APR1400 压水堆核电站的 LOCA 事故。

可见，在堆芯燃料组件的安全分析方面，分两步计算或耦合成一步进行计算是普遍的思路，而对于植入系统分析程序中的 CHF 计算关系式在瞬态范围内的保守性分析和趋势的准确性研究相对较少，而安全分析恰恰需要根据系统分析程序计算出 DNBR 趋势，判断其保守性并获取准确的发生 MDNBR 的热工条件(堆芯流量、入口温度、出口压力、压降、焓升等)，进而作为子通道分析程序准确计算 MDNBR 的依据。并且，系统程序建模方法相对较为自由、灵活，因此更需要根据实验和理论分析论证来确定合适的堆芯建模方法。

基于此，为探明系统程序在中、高压压力范围内计算压水堆 DNBR 方面的保守性，本文以 OECD 的 PSBT 5×5 矩形燃料组件实验数据为依据[10] [11]，以法国核管会的子通道分析程序 FLICAIII-F 的计算结果为参考基准，采用 RELAP5 系统分析程序研究不同建模方法下计算结果的保守性，同时比较系统程序计算结果和子通道程序计算结果的差异性，为压水堆涉及堆芯 DNBR 计算方面的系统瞬态分析、事故分析建模方法指明思路。

2. PSBT 5×5 燃料组件实验介绍

OECD PSBT 5×5 矩形棒束型燃料组件实验装置的尺寸、燃料轴向与径向功率分布类型及因子详见文献[10] [11]。该实验装置的加热棒外径均相同并呈环形布置，材料为因科镍 600。其中，B5 组件与 B6 组件的径向功率分布相同，B7 组件中心棒为非加热的导向筒元件；B5 组件轴向功率分布为均匀分布，B6 和 B7 组件轴向功率分布为余弦分布；三类组件格架的布置位置均相同。挑选出 23 个用于敏感性研究的实验工况，其中，B5、B6 和 B7 组件计算工况分别为 8 个、7 个、8 个，系统压力范围为：10.0~17.0 MPa，质量流量范围为：3.0~12.0 kg/s，加热功率范围为 2.0~3.6 MW，入口水温范围为 200℃~310℃。

3. 程序建模

针对 B5、B6、B7 中、高压压力范围内的各个实验工况分别采用系统程序 RELAP5 程序和子通道分析程序 FLICAIII-F 进行建模。

3.1. RELAP5 程序建模

RELAP5 程序是美国核管会进行轻水堆冷却剂系统事故瞬态分析评审用最佳估算程序,它采用一维、瞬态、两流体六方程模型来模拟轻水堆的热工水力系统瞬态过程。RELAP5 程序建模具有高度的灵活、自由特性,它充分利用集总参数法并通过抓住主要热工水力现象来模拟复杂而又庞大的压水堆一、二回路系统。在系统分析中,由于计算资源的限制以及热工水力模型控制体编号(上限为 999)的有限性,通常会选择平均通道法,而对于本文的燃料组件单独分析,采用全通道模拟不会超越计算机资源。因此,为分析建模方法对计算结果的保守性,分别采用三种建模方法进行比较研究,即:平均通道法、热通道+平均通道法、全通道法,三种方法的建模节点图见图 1 所示,其中 TDV 表示时间相关控制体、TDJ 表示时间相关接管, Pipe 表示管型部件, B 表示分支部件,黄色和红色填充表示发热元件。在全通道模拟计算时,从保守角度出发不考虑燃料组件之间的横向交混效应,流道的划分以加热件为中心。

RELAP5 程序采用表格法获取临界热流密度值,该表格的范围为:压力范围为 0.1~20.0 MPa,质量流速范围为 0.0~7500.0 kg/m²·s,含汽率范围为-0.5~1.0。在计算 DNBR 时,从计算结果中获取加热棒表面的实际热流密度和查表格输出的临界热流密度值,将临界热流密度除以实际热流密度并取最小值从而得到燃料棒表面的 MDNBR 值。

3.2. FLICAIII-F 程序建模

FLICAIII-F 程序是经过法国核安全当局审查认可的专用堆芯 DNBR 计算工具,被用于计算压水堆堆芯燃料组件的焓场、流场以及 MDNBR,程序可以分析单相或两相(均相滑移模型)水的稳态流动或瞬态流动,同时含计算含气率的方程,用于计算干蒸汽状态,程序还充分考虑了通道间的横向流动交混和流量再分配的影响,这些因子均来自燃料组件实际实验(如:湍流粘度系数、湍流热扩散系数)。

FLICAIII-F 程序中可供选择的 DNBR 计算关系式有:WRB-1、W3 和 FC 关系式。其中的 FC 关系式是法马通公司在 AFA-2G、AFA-3G、AFA-XL、含或不含中间交混格架的 AFA-3G 等 17×17 燃料组件上取得的 1572 个临界热流密度试验数据的基础上开发的。本文在计算 DNBR 时,采用计算范围相对较宽的 FCMG 关系式,该关系式的适用范围为:压力范围为 2.07~17.06 MPa,质量流速范围为 930.0~4790.0 kg/m²·s,含汽率范围为-0.22~0.44。

采用子通道程序 FLICAIII-F 进行建模,详见图 2 所示,子通道计算时以流体流动中心作为基准进行流道划分,径向划分为 36 个流道,每个流道的轴向划分为 83 个节点。

4. 计算结果与分析

对选择的 23 个工况分别采用系统分析程序的三种建模方法、子通道法进行稳态建模研究,并与文献 [10] [11] 结果(含汽率和空泡份额实验)进行比较,计算结果表明:计算得到的数值和趋势与文献描述基本吻合。同时,采用理论热平衡方法求解实验组件出口温度,计算结果表明:程序计算值与理论分析值结果相一致,三个组件、23 个工况下、系统程序与子通道程序计算得到燃料组件出口温度与理论分析值绝对误差最大值为 1.5℃,表明本文计算结果是可信的。

这里重点研究和分析压水堆燃料组件热工水力瞬态最关心的 MDNBR 值,三个类型组件在不同运行工况下的 MDNBR 计算结果汇总如下表 1、表 2、表 3 所示。从表中数据可以得出以下结论。

(1) 与专用子通道程序的计算结果相比,RELAP5 平均通道法的 MDNBR 计算结果并不一定是保守的,如 B5 和 B6 组件几乎所有工况、B7 组件的大部分工况,其根本原因在于:平均通道方法中建模的几何参数和热工参数均采用平均化的集总思想,无法剥离出局部通道换热强弱特性,如:热通道的非均匀加热、非均匀流动、压降、温升幅值、汽泡产生份额与速率等。因此,只有当所有加热棒的轴向功率

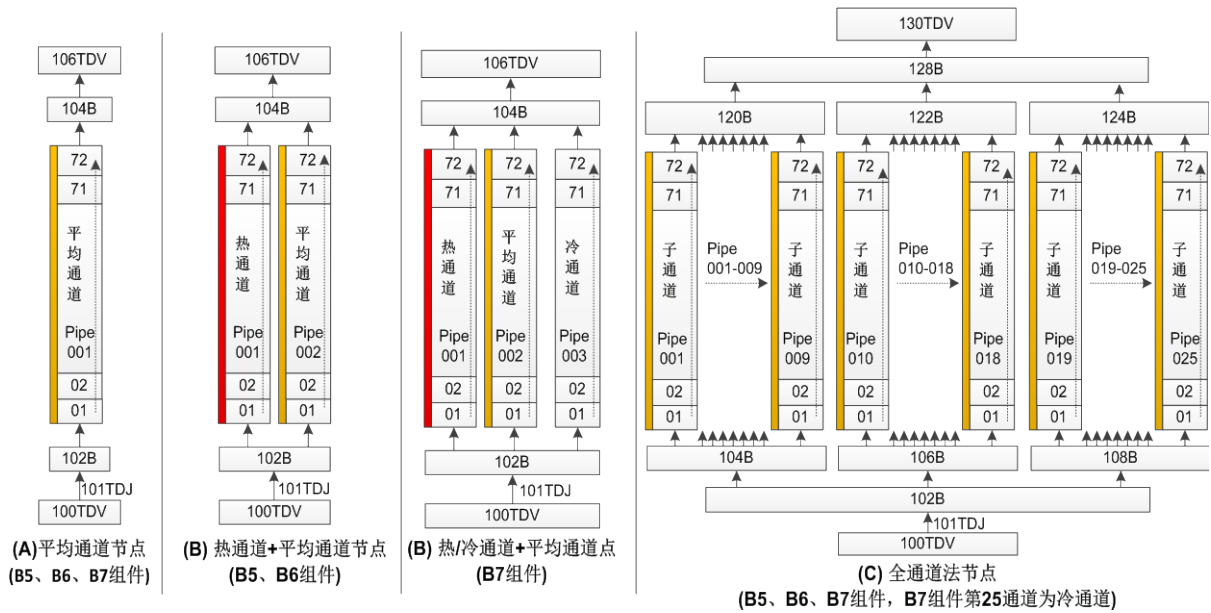


Figure 1. Curve: calculation nodes diagram of RELAP5 code for fuel assembly (A, B, C)

图 1. RELAP5 燃料组件计算节点图(A、B、C)

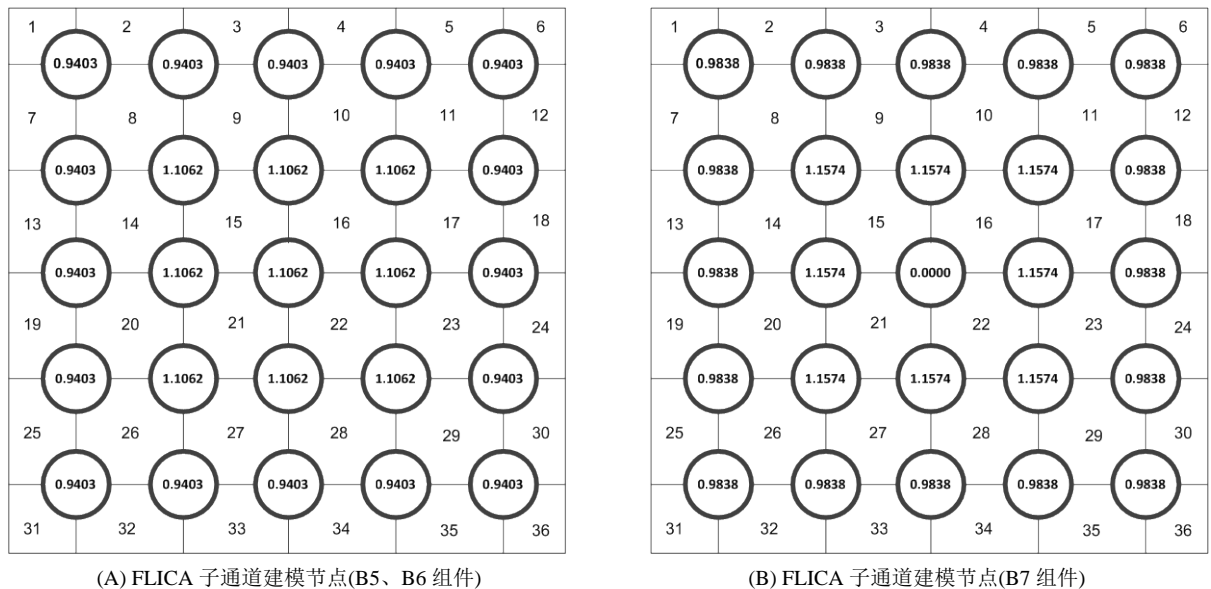


Figure 2. Curve: calculation sub-channels diagram of FLICAIII-F code for fuel assembly (A, B, C)

图 2. FLICAIII-F 程序子通道计算通道图(A、B、C)

分布相同、径向功率分布亦相同时，平均通道法则可以准确预测 MDNBR，反之当径向功率分布呈现高、低分布时，平均化效果就会削弱较高径向功率因子的那些通道热力条件，尽管宏观参数(出口温度)是相同的。由于本例中径向功率分布因子相对比较接近(见图 2，相对偏差为 15%)，且同一工况下轴向功率分布因子均相同，因此，平均通道法计算得到的 MDNBR 比较接近子通道法，但仍存在一定的偏差。

(2) RELAP5 热通道和平均通道联合的建模分析方法计算 MDNBR 结果最为保守(除个别工况外: No.53441.i、No.53442.i)，其原因是将最不利的流动条件、最高的功率因子、流动阻力等多种因素综合累加至热通道模型，这些综合因素必然导致热通道计算结果明显偏于保守。这种方法的优势在于：既反映

Table 1. MDNBR results comparison for B5 assembly
表 1. B5 组件 MDNBR 计算结果比较

计算工况	MDNBR(平均通道法)	MDNBR(热通道 + 平均通道法)	MDNBR(全通道法)	MDNBR(子通道法)
No-51221.i	1.938	0.9072	0.929	1.714
No-51222.i	1.741	0.7732	0.792	1.594
No-52111.i	2.253	1.184	1.205	1.896
No-52112.i	2.023	0.984	1.006	1.774
No-52332.i	1.436	0.447	0.462	1.593
No-52442.i	1.889	0.674	0.684	1.823
No-53441.i	2.775	1.05	1.032	2.040
No-53442.i	2.422	0.764	0.763	1.911

Table 2. MDNBR results comparison for B6 assembly
表 2. B6 组件 MDNBR 计算结果比较

计算工况	MDNBR(平均通道法)	MDNBR(热通道 + 平均通道法)	MDNBR(全通道法)	MDNBR(子通道法)
No-61121.i	1.948	1.249	1.264	1.820
No-61122.i	1.765	1.176	1.191	1.674
No-61451.i	2.498	1.254	1.308	2.447
No-61452.i	2.414	1.103	1.149	2.299
No-62441.i	2.421	0.891	1.047	2.039
No-62442.i	2.351	0.661	0.898	1.931
No-63452.i	2.719	1.204	1.336	2.009

Table 3. MDNBR results comparison for B7 assembly
表 3. B7 组件 MDNBR 计算结果比较

计算工况	MDNBR(平均通道法)	MDNBR(热通道 + 平均通道法)	MDNBR(全通道法)	MDNBR(子通道法)
No-71121.i	1.824	1.134	1.149	1.797
No-71122.i	1.657	0.978	0.993	1.664
No-71341.i	1.880	0.792	0.850	2.051
No-71342.i	1.722	0.679	0.710	1.901
No-72221.i	1.577	0.495	0.547	1.580
No-73121.i	2.000	0.975	1.009	1.788
No-73451.i	2.842	1.067	1.194	2.196
No-73452.i	2.430	0.652	0.723	1.912

堆芯平均通道的特性，又反映所关心的热通道 MDNBR 状况，同时又可避免系统分析模型可能超越计算机资源的限制，因此是系统分析最佳的建模方法和思路，但可能因惩罚因子设置过大或过小，存在人工经验因素，因而需要采用专门的子通道分析程序进行全通道详细计算以获取更为现实和准确的结果。

(3) RELAP5 全通道建模分析方法计算 MDNBR 结果相对较为准确，但其保守性次于热通道和平均通

道联合的建模分析方法(除个别工况外: No.53441.i、No.53442.i)。由于本文计算时忽略横向交混的影响,因此全通道的 MDNBR 计算结果偏保守并与热通道和平均通道联合的建模分析方法的结果比较接近。系统分析中,对堆芯燃料组件采用全通道的方法可能会超越系统程序设定的求解有限控制体数量限制,计算控制体和接口的数量急剧增加,计算步长和运算速度急剧降低,1个 5×5 组件模拟就可能达到控制体和接口的数量上限,或超越计算矩阵,全堆芯 157 个燃料组件模拟时将远远超越模型设定上限。

(4) FLICA 子通道建模分析方法计算 MDNBR 结果相对较为准确,它考虑了通道之间的横向交混效应,所用 FCMG 关系式覆盖了中高压、流量、含汽率计算工况。

由此可见,系统程序建模方法对最终 MDNBR 的保守性有影响。在用系统程序进行堆芯 DNBR 有关的分析时,当各燃料组件(燃料棒)径向功率分布的偏差小于 10%、轴向功率分布均一致时,可以直接采用平均通道法来预测 MDNBR;当径向功率分布偏差比较大(20%以上)时,推荐采用热通道和平均通道联合的分析方法,尽管该方法带有较大的保守性,但从趋势上能够突出表征热通道的 MDNBR 特点;随后,应根据系统分析程序得到的 MDNBR 分布趋势获得 MDNBR 值以及该 MDNBR 值有相关热工参数,并作为子通道分析程序的输入性边界条件(入口流量、入口温度、出口压力、功率分布等);最后,采用专门的子通道分析程序计算并验证系统分析结果,同时作为真实和准确的 MDNBR。

5. 小结

本文以 OECD 压水堆燃料组件临界热流密度实验数据为基础,以 RELAP5 系统程序和 FLICAIII-F 子通道分析程序为工具,以 FLICAIII-F 程序计算结果为相对准确的数值作为基准,详细研究了系统程序 RELAP5 的三种建模方法在预测组件 MDNBR 上的保守性,结果表明:

(1) 系统程序采用平均通道法获取燃料组件的 MDNBR,其计算结果并不一定是保守的,主要取决于组件的径向和轴向功率分布的均匀程度,当燃料组件径向功率分布因子相对误差不超过 10%、轴向功率分布因子均相同时,推荐采用平均通道法进行建模;

(2) 系统程序采用平均通道和热通道联合法建模来获取燃料组件的 MDNBR,其计算结果是偏于保守的,联合法既能保证结果的保守性同时可满足系统分析平均通道的需要,与平均通道法相比,当燃料组件径向功率分布因子相对误差超过 20%、轴向功率分布因子不一定相同时,推荐采用平均通道和热通道联合的方法进行建模;

(3) 系统程序采用全通道法建模来获取燃料组件的 MDNBR,其计算结果是保守的,但通常会超越模型的限制和计算机资源限制,因此,不推荐该方法;

(4) 在进行工程安全裕量分析时,系统热工水力瞬态响应特性研究应采用专门的系统程序,堆芯燃料组件的 MDNBR 安全分析应以系统分析为参考,采用专用的子通道程序计算出较为现实和准确的结果;

(5) 本文研究结论对涉及压水堆堆芯 MDNBR 计算的系统运行瞬态和安全分析建模方法具有现实的指导意义。

参考文献 (References)

- [1] 刘展. 加速驱动次临界系统(ADS)原理验证装置的热工水力分析[D]: [硕士学位论文]. 上海: 上海交通大学, 2010.
- [2] 任丽霞. 钠冷快堆系统分析程序实用开发[D]: [硕士学位论文]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2003.
- [3] 王军. RELAP5/MOD3 与 THAS-PC4 程序耦合方法研究[D]: [硕士学位论文]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2005.
- [4] 游松波. TACR 堆芯稳态热工水力设计[D]: [硕士学位论文]. 北京: 清华大学, 2005.
- [5] 董博. 核电站安全限值分析方法的比较研究及应用[D]: [硕士学位论文]. 上海: 上海交通大学, 2013.

- [6] 王琮. 压水堆多物理过程耦合仿真研究[D]: [硕士学位论文]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2012.
- [7] 臧金光, 闫晓, 黄善仿, 曾小康, 黄彦平. 计算流体力学应用于子通道分析的初步方法研究[J]. 原子能科学技术, 2014(6): 991-996.
- [8] 黄树亮, 冯进军, 陈巧艳, 肖红. AP1000 全失流事故 DNBR 计算分析[J]. 核动力工程, 2015(2): 33-36.
- [9] Lee, K.H., Bae, B.U., Kim, Y.S., Yun, B.J., Chun, J.H. and Park, G.C. (2008) An Integral Loop Test and MARS Code Analysis for a DVI Line Break LOCA in the APR1400. *Nuclear Engineering and Design*, **238**, 3336-3347. <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2008.06.018>
- [10] Rubin, A., Schoedel, A. and Avramova, M. (2010) OECD/NRC Benchmark Based on NUPECPWR Sub-Channel and Bundle Tests (PSBT): Volume I: Experimental Database and Final Problem Specifications. Research Report, US NRC and OECD Nuclear Energy Agency, Knoxville.
- [11] Salko, R.K., Blyth, T., Dances, C., Mageanz, J. and Avramova, M. (2014) CASL Consortium for Advanced Simulation of LWRs:L3:PHI.VCS.P9.02CTF Validation. Research Report (CASL-U-2014-0169-000), Oak Ridge National Laboratory and Pennsylvania State University, Knoxville, 8-12.