

基于 MANTA/SMART 三维物理热工耦合的 落棒事故分析

冯英杰¹, 李昌莹¹, 肖红², 胡友森¹

(1. 中广核研究院有限公司, 广东 深圳 518031; 2. 环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要:传统 CPR 落棒事故分析采用保守的确定论分析方法, 设计保守性较大, 已制约了机组的持续改进及后续堆型的研发。为进一步挖掘落棒事故的热工设计裕量, 本文以某大型压水堆为研究对象, 建立了基于 MANTA/SMART 程序三维物理热工耦合的落棒事故分析方法, 并与 CPR 落棒分析方法的过程及结果进行了对比分析。研究表明, 基于 MANTA/SMART 的三维落棒事故分析方法合理可行, 能更真实全面地反映反应堆瞬态过程中的参数特征, 并能有效挖掘出落棒事故分析的安全裕量。

关键词: MANTA/SMART; 三维物理热工耦合; 落棒事故

中图分类号: TL364.4 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-6931(2020)02-0281-07

doi: 10.7538/yzk.2019.youxian.0101

Control Rod Drop Accident Analysis Based on Coupled 3D Neutronics/ Thermal-hydraulics with MANTA/SMART Codes

FENG Yingjie¹, LI Changying¹, XIAO Hong², HU Yousen¹

(1. China Nuclear Power Technology Research Institute, Shenzhen 518031, China;

2. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Environmental Protection, Beijing 100082, China)

Abstract: The determinist approach adopted in CPR control rod drop accident (CRDA) analysis appears so conservative that restricts the continual improvement as well as development and research. To increase the safety margin of CRDA, three-dimensional analysis was conducted based on the coupled 3D neutronics/thermal-hydraulics of MANTA/SMART codes. The analysis process and results were compared with those of CPR method. According to the results, the three-dimensional CRDA analysis method based on MANTA/SMART codes is found to be feasible and reasonable, which is capable to reflect realistically and comprehensively the parameter characteristics during the transient. Besides, the three-dimensional method shows a great potentiality to increase the safety margin of CRDA.

Key words: MANTA/SMART; coupled 3D neutronics/thermal-hydraulics; control rod drop accident

事故分析是核电厂安全分析的重要组成部分,它研究核电厂在故障工况下的行为,是核电厂设计过程的重要步骤^[1]。落棒事故是指由单一的电气故障或机械故障引起的某一控制棒子组中任意数目的控制棒或整个控制棒子组落入堆芯的事故,属于设计基准二类工况(DBC-2)^[2-3]。

落棒事故是典型的二类反应性事故,畸变的堆芯功率和一、二回路控制系统的响应对事故的进程都有很大影响^[4]。因此分析方法中需将这两方面的特征都刻画出来。CPR1000 核电厂是中国广核集团在法国 M310 堆型的基础上,通过技术改进而提出的自主品牌^[5]。传统的 CPR 分析方法采用保守的确定论分析方法和部分统计法,设计保守性较大。为提升机组经济性、挖掘热工裕量,需考虑重新开发新的落棒分析方法^[6]。

本研究拟提出一套基于 MANTA/SMART 的三维物理热工耦合的落棒事故分析方法,实现探测阶段和瞬态分析阶段的三维模拟,更真实地模拟落棒事故后反应堆堆芯行为和一、二回路及控制系统的响应,从而实现为落棒事故释放更大的设计裕量的目的。

1 研究方法 with 假设

1.1 技术方案总体描述

MANTA 程序是法国 AREVA 公司开发的用于模拟压水堆正常运行和非破口类事故瞬态的分析程序。该程序由 4 部分组成,包括热工水力模块,燃料热力分析模块,堆芯物理模块,以及核蒸汽供应系统、堆芯保护与控制 and 仪控模块。

SMART 程序是一个三维两群堆芯扩散-燃耗计算程序,是商用核电设计软件 SCIENCE 程序包的一部分^[7],由法国 AREVA 公司开发。在 APOLLO2-F 数据库的支持下,使用 SMART 程序可进行稳态、瞬态工况下全堆芯三维双群中子扩散-燃耗计算,得到整个组件和组件内棒中子通量以及功率分布。

本研究基于 MANTA/SMART 程序提出的三维物理热工耦合的落棒事故分析方法,能更好地反映堆芯功率畸变和一、二回路控制系统的响应。图 1 为 MANTA/SMART 耦合的

数据流示意图。MANTA 程序承担热工水力计算以及控制、保护系统的模拟,SMART 程序承担堆芯中子学的计算,二者在约定的时间步上交换物理热工参数、控制棒棒位、探测器信号等数据,从而实现计算的耦合。

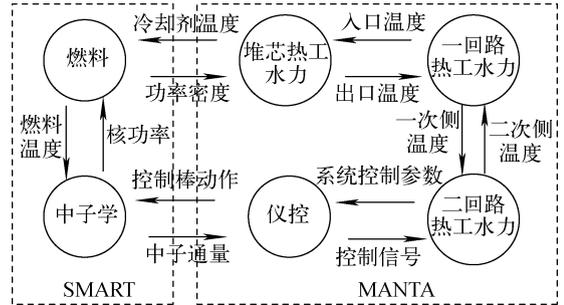


图 1 物理热工耦合的数据流示意图

Fig. 1 Data flow diagram of neutronics/thermal-hydraulics coupling

三维落棒事故分析方法主要分为 3 个步骤,总体分析流程如图 2 所示。

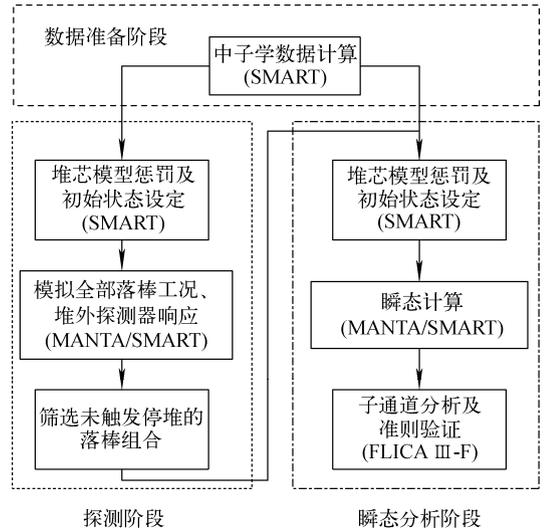


图 2 总体分析流程

Fig. 2 General analysis process

1) 数据准备阶段。利用三维物理程序,计算后续分析需使用的核数据。

2) 探测阶段。通过三维物理热工耦合模拟堆外中子探测器的响应,根据负中子通量变化率确定未能触发停堆信号的落棒工况。为得到足够保守的探测结果,需构建 1 个堆芯模型,

惩罚影响事故后果的关键参数,包括缓发中子份额、多普勒功率系数和慢化剂温度系数等,同时需对轴向功率偏移(AO)和初始棒位进行敏感性分析。

3) 瞬态分析阶段。对于未触发停堆的落棒组合,利用三维物理热工耦合模拟堆芯中子学参数及热工水力参数在瞬态过程中的变化。同样地,为得到保守的偏离泡核沸腾比(DNBR)结果,需构建堆芯模型惩罚关键参数,并在此基础上开展瞬态模拟。最后,论证在任意时刻反应堆状态均满足安全分析的设计准则要求。

传统 CPR 分析方法采用三维物理加一维热工的方法,步骤较多,计算工作量较大,分析中考虑了过多的保守性,虽然计算结果满足 DNBR 准则,但热工裕量较低^[8];法国 EPR 落棒事故分析方法与 CPR 分析方法较类似,本质上是三维中子学加零维热工的方法,未考虑物理和热工参数之间的耦合。美国 AP1000^[9]落棒事故分析方法的思路与上述两种方法的不同,该方法没有直接计算最小 DNBR,而是通过验证事故下的径向功率焓升因子($F_{\Delta H}$)低于限值来保证事故下 DNBR 不超出限值,但本质上它也是三维中子加零维热工的分析方法,未考虑物理和热工参数之间的耦合。法国 AREVA 公司开发的先进落棒事故分析方法,采用了三维物理热工耦合的分析工具,在分析思路与 CPR 分析方法有相似之处,也是通过一维计算出探测曲线,并根据特征参数筛选后续分析的工况。

本文提出的落棒事故分析方法,采用纯三维的分析思路,能释放出关键参数的保守性,进

而挖掘出安全裕量。另外,在探测阶段对所有落棒组合都进行了三维模拟,分析逻辑更严密,有利于后续批量化自动化计算的实现。

1.2 分析假设

三维落棒分析方法所使用的程序有 SMART、MANTA 和 FLICA III-F。其中,SMART 用于中子学数据计算,在三维耦合中承担物理计算部分;MANTA 用于热工水力计算,在三维耦合中承担热工水力计算部分;FLICA III-F 用于子通道分析^[10-11]。

在分析中,假设初始的功率、冷却剂平均温度以及稳压器压力皆取名义值,这些参数的不确定性在 DNBR 限值中考虑;另外,堆芯流量取热工水力设计流量(3 台主泵运行工况);同时,考虑不同的轴向功率分布以及温度控制棒组的位置。

反应堆通过堆外负中子通量变化率提供保护。若落棒引入的反应性足够大,4 台堆外中子探测器中有 2 台的信号超过高负中子通量变化率阈值,则会触发反应堆停堆。考虑堆外探测器的单一故障准则,即 4 台堆外中子探测器中有 3 台的信号超过高负中子通量变化率阈值,才认为该落棒工况触发反应堆停堆。

除平均温度控制系统外,其余的反应堆控制系统假设不适用^[12-13]。落棒引入负反应性导致堆芯功率下降,而温度控制棒组的抽出会加剧落棒后堆芯功率的增加^[14]。

事故分析考虑的参数不确定性或设计裕量列于表 1。对于探测阶段,原则是使落棒组合更难被探测到。对于瞬态分析阶段,原则是使堆芯热工水力状态更恶劣,瞬态过程中的 DNBR 更小。

表 1 事故分析考虑的参数不确定性或设计裕量

Table 1 Parameter uncertainty or design margin considered in accident analysis

参数	数值	
	探测阶段	瞬态分析阶段
缓发中子份额	保守值最大值	保守值最小值
多普勒功率系数	保守值最大值	保守值最小值
慢化剂温度系数	最佳估算值+不确定度	最佳估算值+不确定度
温度控制棒抽出价值		最佳估算值+不确定度
落棒价值	最佳估算值+不确定度	最佳估算值+不确定度
$F_{\Delta H}$		最佳估算值+不确定度+设计裕量

2 计算结果与分析

以某大型压水堆核电厂为分析对象,采用本文提出的基于 MANTA/SMART 三维物理热工耦合的方法论,进行落棒事故分析。

该堆型反应堆堆芯有 177 盒燃料组件,其中控制棒燃料组件 68 盒,由于堆芯布置旋转对称,根据其特性,控制棒可分为 17 个子组,每组 4 束。

堆芯物理热工水力模型的节点划分方案如图 3 所示。对于中子学模型,在径向方向,每个组件划分为 4 个节点;在轴向方向,堆芯活性区

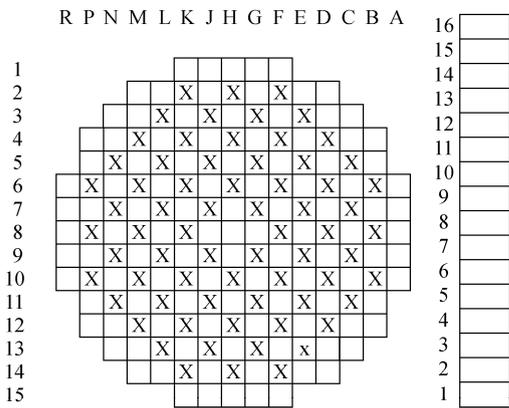


图 3 堆芯物理热工水力模型节点划分

Fig. 3 Nodalization of netronics/
thermal-hydraulics model

划分为 16 层。对于热工水力模型,在径向方向,每个组件作为 1 个热工水力通道;轴向方向划分为 16 层,与中子学模型相对应。

2.1 探测阶段

对寿期初氙平衡(BLX)、寿期中(MOL)和寿期末(EOL)所有落棒组合进行模拟,判断每个工况是否触发负中子变化率高停堆信号,筛选出不可探测工况。根据分析结果,BLX 未探测工况有 34 个,MOL 未探测工况有 49 个,EOL 未探测工况有 54 个。以 K02+B06+P10+F14 子组(BLX)为例,该子组中各落棒组合的堆外探测器功率量程中子通量变化率变化曲线示于图 4。工况 K02 表示始发事件为控制棒组 K02 落入堆芯,工况 K02B06 表示始发事件为控制棒组 K02 和 B06 同时落入堆芯,以此类推。由图 4 可看出,工况 K02、K02B06 和 K02F14 的 TILT3(绝对值第 3 大的负中子通量变化率)在落棒过程中均小于负中子通量变化率停堆阈值,所以没有触发高负中子通量变化率停堆信号;而工况 K02B06P10 和 K02B06P10F14 则超出停堆阈值,因此触发停堆。

传统 CPR 分析方法使用三维 SMART 计算所有工况的径向再分布因子,然后采用一维程序计算几个典型工况下 TILT3 的临界值,画出探测曲线,从而筛选为触发停堆的工况^[15]。

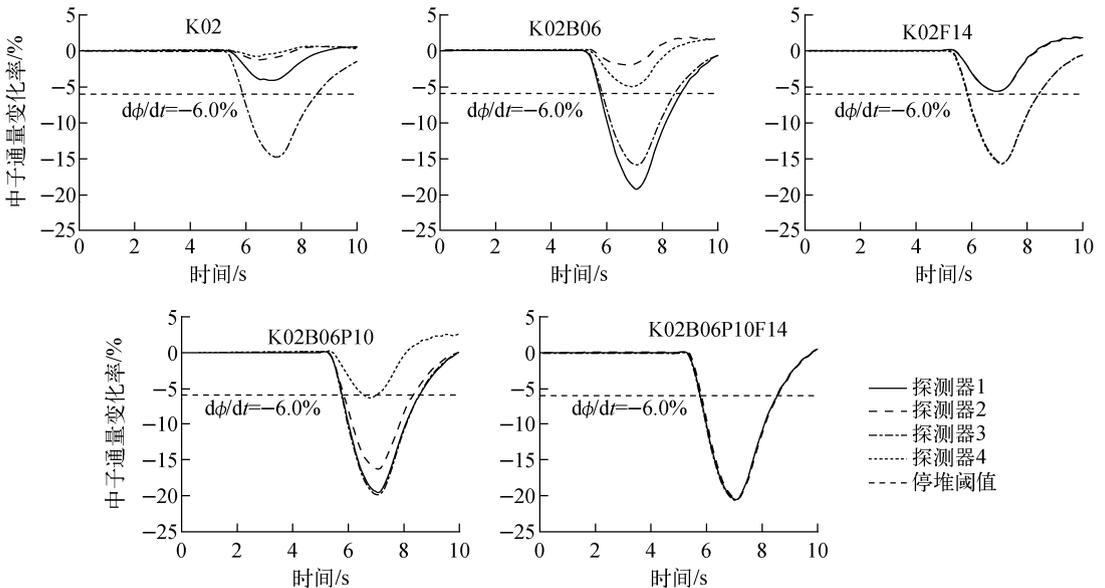


图 4 堆外探测器功率量程中子通量变化率变化曲线

Fig. 4 Neutron flux rate of excore detector

而在三维分析方法中,则针对每一落棒工况,计算 4 个堆外探测器负中子变化率随时间的变化,从而判断在落棒过程是否达到停堆阈值。这使得探测阶段的分析去除了一定的保守性。

2.2 瞬态分析阶段

利用 MANTA/SMART 程序,针对未探测到的落棒工况进行瞬态模拟,并使用 FLICA III-F 进行子通道分析,得到每个落棒组合的最小 DNBR。通过比较各工况的计算结果,最终得到的各燃耗步的最小 DNBR 列于表 2。该循环下最小 DNBR 为 1.79,设计裕量为 28.4%。传统分析方法下,落棒事故裕量一般在 15%左右,某些换料设计中甚至会到 10%以内。因此,采用三维分析方法能有效提高落棒事故设计裕量。值得注意的是,该方法下可得到具体

落棒组合对应的 DNBR,而传统 CPR 方法则是用包络的方式确定最恶劣工况并对其进行瞬态模拟。各燃耗步发生最小 DNBR 时刻的主要物理热工参数列于表 2。

图 5 为 L03E13 工况整个事故过程中 $F_{\Delta H}$ 和 AO 随时间的变化曲线。控制棒的下落导致堆芯功率迅速发生畸变,因此 $F_{\Delta H}$ 急剧增大;堆芯功率减小和冷却剂温度降低,使得温度控制棒组往外抽出,对径向功率分布畸变有一定程度的缓和作用, $F_{\Delta H}$ 减小并趋于稳定。同时,温度控制棒组的抽出也使得 AO 逐渐增大,轴向功率分布变得恶劣。

对于 $F_{\Delta H}$,在 CPR 分析方法中,先计算燃料管理方案中每个工况落棒前后的 $F_{\Delta H}$,从而得到所有落棒组合的 $F_{\Delta H}$ 变化率,进而描点画

表 2 最小 DNBR 及主要物理热工参数

Table 2 Minimum DNBR and principle neutronics/thermal-hydraulics parameter

参数	数值		
	BLX	MOL	EOL
落棒组合	L03+E13	L03+E13	K06+F06
最小 DNBR	1.79	1.87	1.91
DNBR 裕量	28.4%	34.0%	36.7%
初始 AO	+9.01%	+9.00%	+9.00%
最小 DNBR 发生时刻	396 s	364 s	400 s
热组件 AO(最小 DNBR 时)	+22.03%	+19.48%	+26.54%
$F_{\Delta H}$ (最小 DNBR 时)	1.901	1.884	1.801
热功率份额(最小 DNBR 时)	0.965	0.973	0.944
堆芯入口温度(最小 DNBR 时)	288.15 °C	288.21 °C	287.95 °C
稳压器压力(最小 DNBR 时)	15.56 MPa	15.56 MPa	15.46 MPa

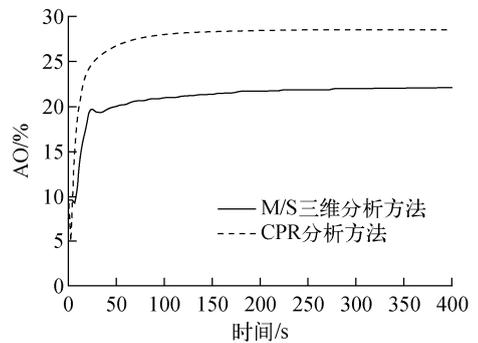
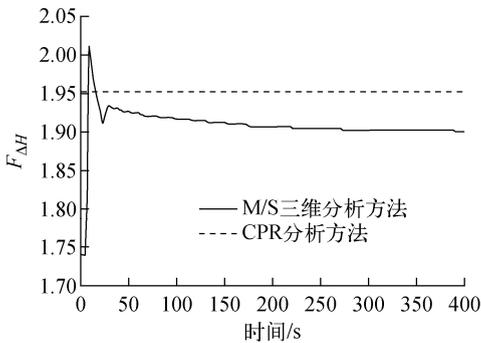


图 5 L03E13 工况 $F_{\Delta H}$ 和 AO 随时间的变化

Fig. 5 Curve of $F_{\Delta H}$ and AO for case L03E13

出包络线,在子通道分析中使用的是一个定值;而三维分析方法可精细刻画出事事故进程中径向功率分布的变化,在子通道分析中 $F_{\Delta H}$ 使用的是动态值。从图5可看出,虽然落棒后 $F_{\Delta H}$ 较大,但此时功率较小,最小DNBR一般出现在事故后半程,因此从 $F_{\Delta H}$ 上能挖掘到裕量。

对于AO,由于CPR分析方法采用的是一维模型,子通道分析中轴向功率分布取堆芯平均值;而三维分析方法则取热组件对应的轴向功率分布进行计算,因此,从图5能看出三维方法的AO明显小于CPR分析方法的AO。

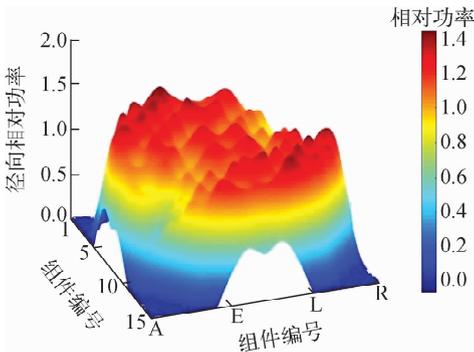


图6 最小DNBR时的堆芯功率分布

Fig. 6 Power distribution at moment of minimum DNBR occurrence

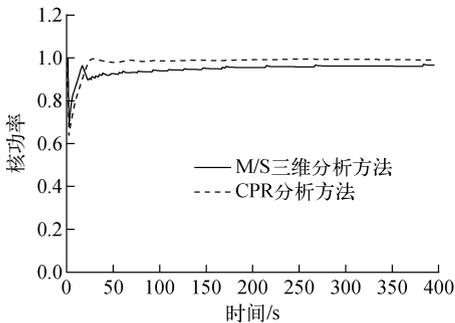


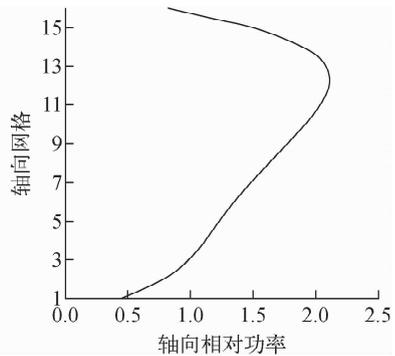
图7 核功率变化趋势对比

Fig. 7 Comparison of nuclear power

3 结论

本研究提出了一套基于MANTA/SMART三维物理热工耦合的落棒事故分析方法,并论述了该方法的原理、工具、流程、假设及基于该方法的分析结果。分析表明,该三维落棒分析方法能更真实地体现堆外探测器的探测逻辑和反映落棒事故瞬态过程中主要参数的变化,事件序列更贴近实际情况,变化符合预期,

图6为最小DNBR时的堆芯功率分布,其中L03和E13是落棒位置,此处功率份额显著减小,约为0.43;而远离落棒位置的组件的功率份额则明显增大,约为1.45。可见,落棒造成堆芯径向功率分布发生明显畸变。在轴向上,能明显看出堆芯功率向上偏移,这是由于温度控制棒抽出所导致的。图7为使用两种分析方法计算得到的核功率变化趋势对比,CPR分析方法计算得到的功率回调高于三维分析方法。对CPR传统分析方法和MANTA/SMART三维分析方法进行归纳比较,结果列于表3。



具有可行性。在三维模型中,落棒及平均温度控制棒动作所造成的径向和轴向功率分布畸变,较一维模型更真实。一方面,三维分析方法能模拟出事故过程中 $F_{\Delta H}$ 随时间的变化,用以代替CPR方法中的固定保守值;另一方面,采用热组件AO代替堆芯平均AO进行子通道分析。三维分析方法对事故的关键参数刻画得较精细,为落棒事故分析释放出一定的设计裕量。

参考文献:

- [1] 刘正伦,张永钱,王扬定. 压水堆核电站核岛设计:堆芯和事故瞬态设计[M]. 北京:原子能出版社,2010.
- [2] 法国核岛设备设计、建造及在役检查规则协会,法国电力公司,法马通公司. 法国核电站设计和建造规则[M]. 中科核核电技术研究院有限公司,译. 上海:上海科学技术文献出版社,2012.
- [3] IAEA. Safety of nuclear power plants: Design, IAEA safety standards series No. NS-R-1[R]. Vienna: IAEA, 2000.

表 3 落棒事故分析方法对比
Table 3 Comparison of control rod drop accident analysis methods

比较项	CPR 传统分析方法	MANTA/SMART 三维分析方法
分析方法类型	确定论分析方法	确定论分析方法
边界及初始条件	保守输入	保守输入
系统可用性假设	保守假设	保守假设
主要分析程序	SMART、ESPADON、CANTAL、FLICA III-F	SMART、MANTA、FLICA III-F
主要特征	1) SMART 程序三维的中子学数据转换并应用到一维的 CANTAL 程序中; 2) 用包络的方式确定最恶劣工况,对其进行瞬态模拟,得到该燃耗点的最小 DNBR	1) SMART 程序三维中子学与 MANTA 热工在瞬态过程中能实现实时的耦合计算; 2) 穷举所有落棒工况,求出每个不停堆工况的最小 DNBR,最终得到该燃耗点的最小 DNBR
分析步骤	1) 中子学数据计算:落棒引入的反应性、径向再分布因子、 $F_{\Delta H}$ 等,用于探测分析和包络工况确定; 2) 探测阶段:筛选不停堆工况,确定包络工况; 3) 瞬态阶段:基于包络工况模拟事故下的瞬态响应; 4) 准则验证:DNBR 分析	1) 中子学数据准备:温度反馈系数等,用于堆芯惩罚模型的计算; 2) 探测阶段:对所有组合进行模拟,筛选不停堆工况; 3) 瞬态阶段:穷举所有不停堆工况模拟事故下的瞬态响应; 4) 准则验证:DNBR 分析

[4] 朱继洲,系树人,单建强,等. 核反应堆安全分析[M]. 西安:西安交通大学出版社,2004.

[5] 孙奇,徐晓臻. 中广核工程有限公司科技发展近况[J]. 核科学与工程,2010,30(增刊):1-4.
SUN Qi, XU Xiaozhen. Technical development status of CNPEC[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2010, 30(Suppl): 1-4 (in Chinese).

[6] 俞冀阳,俞尔俊. 核电厂事故分析[M]. 北京:清华大学出版社,2012.

[7] 卢皓亮,厉井钢,朱亚楠. SCIENCE 程序包介绍[M]//中国核科学技术进展报告(第二卷). 北京:中国原子能出版社,2011.

[8] 肖岷,郝思雄,韩庆浩,等. 中广核 CPR1000 核岛堆芯概念设计与安全裕度评估初探[J]. 核动力工程,2005,26(增刊):11-18.
XIAO Min, HAO Sixiong, HAN Qinghao, et al. Primary study on core concept design and safety margin of CPR1000[J]. Nuclear Power Engineering, 2005, 26(S1): 11-18(in Chinese).

[9] 林诚格. 非能动安全先进核电厂 AP1000[M].

北京:原子能出版社,2008.

[10] 张世顺,周洲. 岭澳核电站混合堆芯与提高燃料富集度论证项落棒事故分析[C]//中国核学会第八届全国反应堆热工流体会议论文集. 北京:中国核学会,2005:69-74.

[11] 苏光辉,秋穗正,田文喜. 核动力系统热工水力计算方法[M]. 北京:清华大学出版社,2013.

[12] 高峰,沈增耀. 压水堆核电站核岛系统设计·核岛仪控系统[M]. 北京:原子能出版社,2010.

[13] 庞松涛,黄世强,崔国华,等. 压水堆核电站过程控制系统[M]. 北京:中国电力出版社,2014.

[14] 苏林森,杨辉玉,王复生,等. 900 MW 压水堆核电站系统与设备[M]. 北京:原子能出版社,2007.

[15] 张世顺,周洲. 岭澳核电站混合堆芯落棒事故分析[J]. 核动力工程,2005,26(增刊):19-23.
ZHANG Shishun, ZHOU Zhou. Rod drop accident analysis for mixed core in Ling'ao Nuclear Power Station[J]. Nuclear Power Engineering, 2005, 26(S1): 19-23(in Chinese).