

华龙一号安全壳热工响应确定论现实方法研究

崔旭阳, 卢向晖, 杨江, 沈永刚, 林支康, 罗汉炎
(中广核研究院有限公司, 广东 深圳 518000)

摘要:失水事故(LOCA)是压水堆核电厂的一种典型设计基准事故,该事故后的安全壳热工响应过程,尤其是安全壳压力峰值直接影响安全壳结构的完整性。本文采用确定论现实方法(DRM)对华龙一号核电厂 LOCA 质能释放与安全壳热工响应进行分析研究。对关键参数进行敏感性分析及统计计算,并建立 DRM 惩罚模型。计算结果表明,DRM 惩罚模型的计算结果始终高于 95%置信水平下、95%概率下的统计计算值,DRM 惩罚模型是保守的。DRM 方法对于华龙一号核电厂的 LOCA 质能释放与安全壳热工响应分析是适用的。

关键词:确定论现实方法;华龙一号;失水事故;质能释放;安全壳热工响应

中图分类号:TL33 **文献标志码:**A **文章编号:**1000-6931(2021)09-1721-08

doi:10. 7538/yzk. 2020. youxian. 0899

Research of Deterministic Realistic Methodology for HPR1000 Containment Thermal Response Analysis

CUI Xuyang, LU Xianghui, YANG Jiang, SHEN Yonggang,
LIN Zhikang, LUO Hanyan
(China Nuclear Power Technology Research Institute, Shenzhen 518000, China)

Abstract: Loss of coolant accident (LOCA) is a typical design basic accident (DBA) for pressurized water reactors (PWR). The containment thermal response process, especially containment peak pressure (CPP), will directly affect the structure integrity of the containment. The deterministic realistic methodology (DRM) was applied to analyze LOCA mass and energy release and containment thermal response for HPR1000 nuclear power plant (NPP). Sensitivity analysis and statistical calculation were made for the key parameters, and the DRM penalty model was established. The results show that the calculated value of DRM penalty model is always higher than the statistically calculated values with 95% confidence level and 95% probability. The study proves the conservatism of DRM penalty model and also demonstrates the applicability of DRM for LOCA mass and energy release and containment thermal response analysis for HPR1000 NPP.

Key words: deterministic realistic methodology; HPR1000; loss of coolant accident; mass and energy release; containment thermal response

在核电厂安全壳内假想发生失水事故 (LOCA) 时, 一回路大量的高温高压流体将以蒸汽形式释放到安全壳内, 造成安全壳内的压力、温度快速升高, 从而挑战安全壳的结构完整性。对于传统的 LOCA 质能释放与安全壳压力响应分析, 一般采用传统保守的确定论分析方法, 以及传统保守的分析程序, 如 MEDUSE 程序^[1]、PERSEE 程序^[1]和 PAREO 程序^[2]等。这种分析方式导致分析结果过于保守, 可能使安全壳设计压力与计算值之间的裕量过小, 同时还可能增加核电厂的设计与建造成本。

随着对核电厂安全分析研究的不断深入和数学工具的不断发展, 研究人员在安全分析中使用的模型更加真实, 对核电厂瞬态过程中各种现象的理解也更加深入。1988 年, 美国核管会 (US NRC) 在 10 CFR 50.46^[3] 中明确规定, 在审评 LOCA 分析中, 保守方法和现实方法都是可接受的。与传统的保守方法相比, 现实方法最大的优点在于分析结果更趋近于真实情况, 可去除过分的保守因素, 释放出适当的裕量, 以优化核电厂设计, 在保证核电厂安全性的前提下, 可进一步提高其经济性^[4]。确定论现实方法 (DRM) 就是这样一种先进的现实分析方法^[5]。

华龙一号是我国自主研发的第 3 代压水堆核电技术。对于华龙一号堆型的 LOCA 质能释放与安全壳热工响应分析, 此前尚未有采用现实方法成功开展应用的先例。本文针对华龙一号核电厂 LOCA 质能释放与安全壳热工响应, 采用 DRM 开展分析研究。

1 DRM 原理

20 世纪 90 年代, EDF 和 Framatome ANP 公司基于其多年的核电厂设计和运营经验, 将大破口失水事故 (LB LOCA) 分析方法逐步从保守的、满足 Appendix K^[6] 的方法论转向基于最佳估算程序的分析方法, 即 DRM^[7]。DRM 的目标是通过统计分析来量化计算结果总的不确定性, 并与当前的安全标准进行比较。

程序计算结果的不确定性来源于两方面: 初始条件、边界条件的不确定性和程序物理模型的不确定性。分析使用的计算程序是现实的, 即程序必须对所有瞬态物理现象进行最佳估算。DRM 开发基于 CATHARE 2 V1.3L

程序, 针对 LB LOCA 现象提供了专门的模型, 形成 CATHARE 程序。这些现实模型均与现有试验进行了对比, 得到了程序计算模型的不确定性。如图 1 所示, 基于现实的电厂模型, 通过对程序计算模型的不确定性、电厂技术参数及初始状态的不确定性进行抽样计算, 得到每个目标参数在 95% 置信水平下、95% 概率下不会被目标参数值超过的保守值 (双 95 值)。随后定义出程序的保守模型, 即 DRM 惩罚模型, 该模型的计算结果可包络目标参数的双 95 值, 因此通过 DRM 得到的目标参数结果高于统计方法得到的 95% 置信水平的结果。

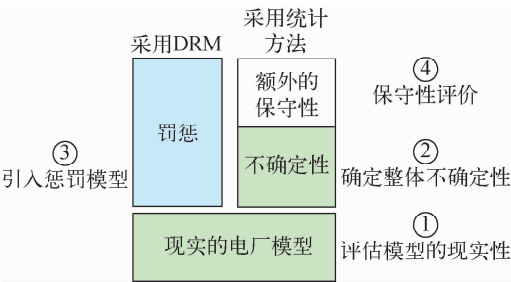


图 1 DRM 开发结构示意图
Fig. 1 Schematic diagram of DRM developing structure

2 DRM 模型的建立与评估

尽管 DRM 研发之初是用于 LOCA 堆芯后果分析^[8], 但其原理也同样适用于 LOCA 后的质能释放及安全壳热工响应分析。针对华龙一号 LOCA 后的安全壳热工响应分析, 建立 DRM 分析模型和评估其保守性需要依次开展以下分析研究: 1) 瞬态过程分析及主要现象识别; 2) 评估程序的模拟能力; 3) 关键参数筛选及统计分析; 4) 论证惩罚模式的保守性。

在分析中, 对于 LOCA 安全壳内质能释放, 使用 CATHARE 程序和安全壳分析程序 CONPATE 开展耦合计算; 对于安全壳热工响应, 使用 CONPATE 程序独立计算。

2.1 瞬态过程分析及主要现象识别

基于相似堆型的分析经验, 结合试验研究和数值模拟结果, 对华龙一号 LB LOCA 质能释放的主要物理现象和瞬态过程进行识别, 制定了华龙一号 LB LOCA 质能释放的现象识别与排序表 (PIRT), 结果列于表 1。表 1 中, H、

M、L、N/A 分别表示重要度为高、中、低以及不适用。重要度为 H 和 M 的现象和参数即视为关键现象和关键参数^[9]。

表 1 LB LOCA 质能释放的 PIRT
Table 1 PIRT of LB LOCA mass and energy release

部件	现象/参数	重要度		
		喷放阶段	再充水	再淹没
全局流体状态	初始储能(温度、压力、稳压器水位)	H	N/A	N/A
压力容器	储能	M	L	H
	包壳氧化	L	L	M
	衰变热	L	L	H
	反应性	M	L	L
	偏离泡核沸腾(DNB)	M	L	N/A
	CHF 后传热	M	L	N/A
	核态沸腾	M	L	M
	三维流动	L	L	M
	两相水位	N/A	L	M
	夹带/去夹带	N/A	N/A	H
	冷凝	M	M	M
	回流流动极限	L	M	L
	泡核沸腾	L	L	M
	闪蒸	M	L	L
热管段	相分离	L	N/A	H
	夹带/去夹带	L	L	H
	反向流动	L	L	L
	空泡分布	L	L	H
	两相对流	L	L	L
	闪蒸	L	N/A	N/A
蒸汽发生器(SG)	蒸汽噎塞	L	L	H
	形阻压降	L	L	L
	SG 隔离	L	L	N/A
	传热	M	L	H
	给水	L	L	L
主泵	两相工况运行	M	L	N/A
	形阻压降	M	L	L
冷管段	冷凝	M	H	H
	不可凝气体	N/A	L	M
	安注箱	M	H	M
	能动安注	N/A	H	M
破口	临界流	H	L	L
	闪蒸	H	N/A	L
	安全壳压力	L	M	M

2.2 评估程序模拟主要现象的能力

CATHARE 程序的模型以两流体六方程模型为基础,每个方程使用时间和空间的平均

方法对局部瞬时方程进行简化推导^[10]。

为评估程序的有效性,CATHARE 程序在开发过程中分别开展了模型的分离效应试验评估和程序的整体效应试验评估。分离效应试验(表 2)用于关系式的开发与验证,以及系统部件节点的划分和节点大小的确定。整体效应试验(表 3)用来验证程序的整体响应,以及各物理现象模拟的合理性。对模型的分离效应试验评估,开展了关于临界流、流型确定、喷放阶段传热、蒸汽发生器和主泵特性等方面的 300 多个试验,这些试验验证了程序关键模型模拟的有效性。对程序的整体效应试验评估,在 LOBI、LOFT 等试验台架上开展了 21 项试验。评估结果表明,CATHARE 程序能很好地描述华龙一号大破口及小破口事故下的各种瞬态。

基于以上对程序模拟能力的研究,建立了华龙一号核电厂的 CATHARE^[11] 程序模型,如图 2 所示。

2.3 关键参数筛选及统计分析

根据华龙一号 LB LOCA 质能释放的 PRIT,完成了关键参数的筛选。

2.3.1 关键参数的不确定性及偏差 在 DRM 开发过程中确定的关键参数仍作为 LOCA 安全壳热工响应的关键参数,不确定性可以沿用^[12];对于识别出的新增关键现象,需分析并确定影响这些现象的关键参数,这些参数将在后续不确定性分析中加以考虑。

本文建立的华龙一号模型中的节点划分与 CPR1000 一致,网格划分严格遵循程序用户手册中的要求。由于华龙一号与 CPR1000 核电厂结构相近,对于 LB LOCA 也没有新增关键现象,可认为 CATHARE 程序模型的不确定性范围及分布仍适用于华龙一号模型。

2.3.2 不确定性分析 在 DRM 的早期开发过程中,利用宏参数(评估一个物理现象及其不确定边界时,所有相关参数的集合)构建出响应面,并在宏参数中进行不确定性分析^[13]。由于响应面的构造质量与后续得到的目标参数值密切相关,法国核安审当局(IPSN)认为由于无法检查响应面的质量,导致无法确认开发过程中使用响应面的可靠性,也无法阐明抽样评估方法的保守性。所以 IPSN 对由此得到的满足双 95% 的目标参数的可靠性存疑。

表 2 CATHARE 程序分离效应试验

Table 2 Separation effect test for CATHARE code

试验名称	部件	研究的现象
Super Moby Dick CF Marviken CFT Rebeca	破口	临界流
Pericles boil off Vertical Canon Tapioca	堆芯	相界面摩擦
	垂直段	相界面摩擦
	管道	相界面摩擦
Pericles reflood	堆芯	再淹没阶段传热
Omega	堆芯	喷放阶段传热
Super Moby Dick tee	T 模型	T 模型处相分离
Super Moby Dick horizontal	水平管	分层
Ecthor hot leg	热管段	再淹没
Ecthor loop seal	环路水封	水封清除
Patricia SG1	传热管一次侧	SG 相界面摩擦和换热
Patricia SG2	传热管二次侧	SG 相界面摩擦和换热
Eva	泵	单相和两相泵特性
Epopee	泵	单相和两相泵特性
Cosi	应急堆芯冷却系统	ECCS 注入冷凝
Piero	下腔室	下腔室空泡效应
Edgar	燃料	燃料行为

表 3 CATHARE 程序整体效应试验

Table 3 Group effect test for CATHARE code

试验名称	试验内容
LOFT L2-5	LB LOCA
LOFT LP-LB-1	LB LOCA
BETHSY 6.7 a4	LB LOCA 再淹没阶段
BETHSY 6.7 b	考虑氮气注入效应的 LB LOCA 再淹没阶段
UPTF	下降段再灌水试验
LSTF SB-CL-05	5%尺寸冷管段 LOCA
LSTF SB-CL-09	10%尺寸冷管段 LOCA
BETHSY 6.2	6 英寸冷管段 LOCA (高压安注失效)
BETHSY 6.2 TC	6 英寸冷管段 LOCA (高压安注失效)
BETHSY 4.3 b	蒸汽发生器传热管断裂事故
BETHSY 5.2 c2	完全丧失给水
BETHSY 4.1a TC	两相自然循环

本文采用目前国际上普遍采用的基于 Wilk’s 公式的抽样方式^[14],这种方式已得到多个国家安审机构的认可,并在工程分析中得以应用。该方法遵循 CSAU 方法的步骤,对于不确定性分析部分,则由基于“非参数统计方法”的技术所代替,该统计方法被称为 Wilk’s 容许限法。Wilk’s 容许限法对总体分布没有明确要求,相比于参数统计方法,该方法具有适用面

广、假定条件较少、稳健性强等优点。Wilk’s 容许限法在 ASTRUM 中的应用参考文献 [15],其中运行若干组独立抽样计算,即可得到满足双 95%精度的目标参数。

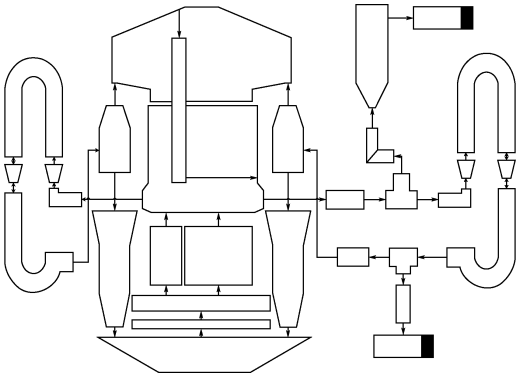


图 2 华龙一号 CATHARE 程序模型示意图

Fig. 2 Scheme of CATHARE code model of HPR1000

Wilk’s 公式如下:

$$\beta = \sum_{j=0}^{N-p} \frac{N!}{(N-j)!j!} \gamma^j (1-\gamma)^{N-j}$$

其中: β 为置信水平; N 为样本数目(计算工况的数量); p 为输出变量数目; γ 为容许区间。

根据该公式,置信度、容许区间与样本数目的关系列于表 4。

表 4 容许区间与样本数目的关系
Table 4 Relationship between tolerance
interval and sample size

容许区间 (安全壳压力峰值)/%	最高值 (59 个样本)/%	第 2 高值 (93 个样本)/%
95	95	95
97	83	77
98	70	56
99	45	24

筛选出的关键现象和关键参数可归纳为初始条件、边界条件和物理模型 3 部分,程序对于这些关键物理现象和关键参数的模拟存在两种情况:1) 程序对某些关键现象的模拟偏保守;2) 程序可模拟某些关键现象的不确定性或偏差。对于第 2 种情况,需对关键参数进行不确定性抽样计算,具体分析步骤如下:1) 寻找到目标参数——安全壳压力峰值所对应的最恶劣事件序列;2) 挑选出统计分析的关键参数,明确关键参数的概率分布函数;3) 针对挑选的需要进行统计学考虑的关键参数,根据 Wilk’s 容许限法,抽取一定组数的抽样参数,由于本文研究的目标参数只有 1 个,这里需要抽取 59 组数据;4) 使用 CATHARE 程序计算这 59 组抽样参数,并用 CONPATE 程序计算安全壳压力,从而得到 59 组分析结果,最终获取满足双 95%的安全壳压力峰值。

在进行统计学分析前,首先在 CATHARE 程序上建立了华龙一号的最佳估算模型,并确定其为基本工况。此模型中的电厂参数采用名义值,且不考虑其不确定性。基本工况下计算得到的安全壳压力峰值(本文提到的压力数据均为绝对压力)为:第 1 个压力峰值(CPP1)=0.391 MPa;第 2 个压力峰值(CPP2)=0.340 MPa。

基于抽样参数的分布进行抽样,得到 59 组随机参数。将抽样得到的参数导入上述基本工况输入卡中,完成稳态计算、瞬态计算,最终得到 59 组样本的安全壳压力峰值结果。

1) 确定最恶劣事件序列

最恶劣事件序列主要考虑一二次侧热工水力状态及安注系统的实际情况。通过几个敏感工况的分析结果(表 5)对比,明确了最恶劣事件

序列包括:主泵持续运行、稳压器水位考虑正不确定性、蒸汽发生器传热管净管、最小的安注流量以及最高的安注水温等。该事件序列的计算结果为:CPP1=0.393 MPa;CPP2=0.343 MPa。

表 5 关键参数取值的敏感性分析
Table 5 Sensibility analysis of key parameter

关键参数	CPP1/MPa	CPP2/MPa
主泵状态		
不停泵	0.391	0.340
停泵	0.384	0.328
稳压器水位		
额定值+不确定性	0.393	0.341
额定值-不确定性	0.390	0.338
传热管堵管率		
0%	0.391	0.340
10%	0.390	0.336

2) 关键现象及关键参数的统计学考虑

在比较 CATHARE 程序计算值与分离性试验/整体性试验数据时,发现该程序在模拟某些关键现象时结果偏保守。结果的保守性通常来源于 CATHARE 相关程序模型的“固有保守性”,或使用了保守的输入值,这些现象如下:氮气注入;流向 SG 的蒸汽噎塞;CHF 后壁面与流体间的传热;堆芯流量 SG 水的夹带现象。

除上面几种不需要进行统计学处理的关键现象,表 1 中的其余关键现象所对应的关键参数需进行统计学考虑。整理出需进行统计学考虑的关键参数,共计 12 项(表 6)。这些参数的分布范围及分布形式,部分参考了 DRM 开发过程中使用的参数范围,其余部分与核电厂设计特性相关。

3) 关键参数抽样

采用中国广核集团自主开发的随机抽样程序 RASP 来进行关键参数的随机抽样。RASP 可按照给定参数的概率分布类型,在给定参数的范围内对其进行随机抽样。

在最恶劣事件序列的基础上,采用 RASP 程序对这 12 个关键参数进行了 59 次随机抽样,得到 59 组关键参数值,参数抽样分布示于图 3。这些数据用于后续的分析。

表 6 进行统计学考虑的关键参数

Table 6 Key parameter for statistical consideration

参数	最小值	中间值	最大值	概率分布
堆芯功率/额定功率, %	98	100	102	正态分布
衰变热不确定性偏差, σ	-2	0	+2	正态分布
偏离泡核沸腾比(DNBR)	1.0	1.7	2.2	正态分布
冷却剂平均温度, $^{\circ}\text{C}$	304.5	307	309.5	正态分布
稳压器压力, MPa	15.25	15.5	15.75	正态分布
骤冷前沿下游的传热因子	0.54	1.35	3.3	正态分布
临界流系数	0.8	1	1.2	正态分布
冷凝系数的不确定性因子	3		10	均匀分布
安注箱水温, $^{\circ}\text{C}$	10		50	均匀分布
安注箱注入管线阻力系数	5.0		9.0	均匀分布
安注箱有效水容积, m^3	10		50	均匀分布
安注箱压力, MPa	4.5		5.0	均匀分布

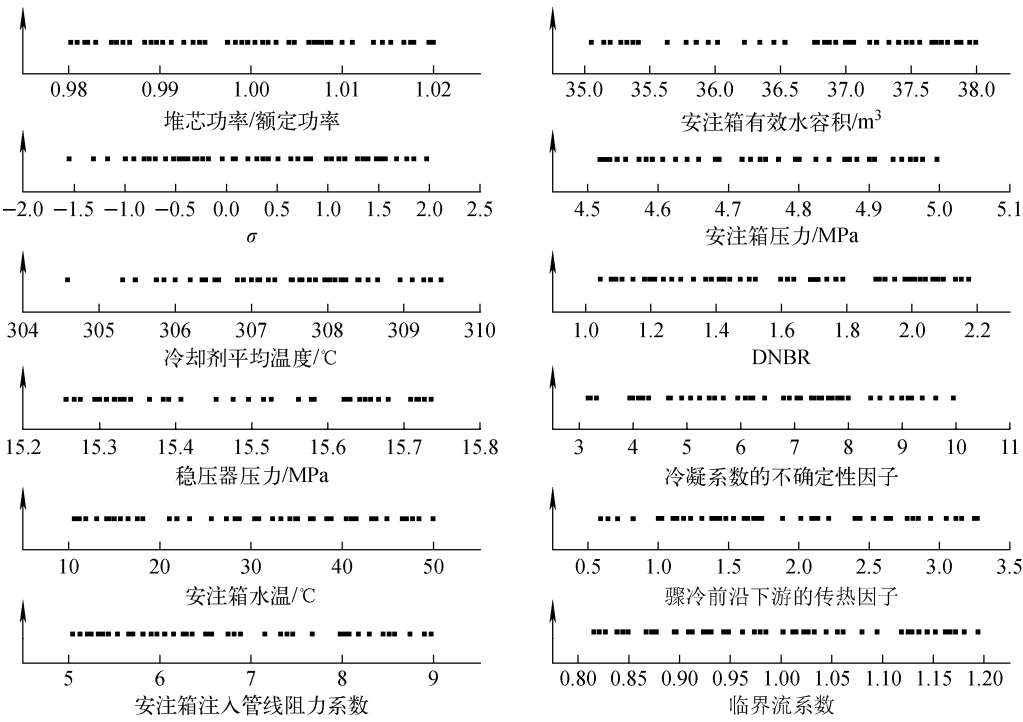


图 3 关键参数抽样分布

Fig. 3 Sampling distribution of key parameter

2.3.3 统计分析结果 经过计算得到 59 组安全壳压力的计算结果。研究的目标参数为安全壳压力峰值,根据 Wilk’s 容许限法,将 59 组安全壳压力峰值的计算结果按照高低进行排序,最高的安全壳压力峰值即为满足双 95% 的安全壳压力峰值。由此得到的结果为:CPP1_{95/95} =

0.394 MPa;CPP2_{95/95} = 0.346 MPa。

2.4 DRM 惩罚模型

实际分析中需找到一种保守的计算模型,基于该模型的计算结果应能包络采用统计方法得到的满足双 95% 的计算结果,这种模型称为 DRM 惩罚模型。DRM 惩罚模型的选取原则

在于确保保守程度的合理性,以及保留模型中的现实特性。

本文对于 DRM 惩罚模型的处理方式如下:1) 边界条件和初始条件采用保守值;2) 程序模型基于华龙一号核电厂设计特征并参考相似电厂的分析经验,针对各模型在其不确定性范围内采用本事故分析的最保守值,以使计算结果偏保守。

相比于统计学模型,惩罚模型的主要差异在于关键参数全部选取保守值。表 7 列出惩罚模型对关键参数的具体设置,表 7 中未体现的关键参数采取与 2.3 节中相同的取值方式。

表 7 DRM 惩罚模型关键参数设置
Table 7 Key parameter setting of DRM penalty model

关键参数	使用值
初始功率,MW	3 150×1.02
衰变热 B+C 项	+2σ
流体平均温度,℃	307+2.5
稳压器压力,MPa	15.5+0.25
骤冷前沿下游传热系数	3.3
DNBR	2.2
冷凝系数的不确定性	3.0
安注箱水温,℃	50
安注箱压力,MPa	4.5
安注箱注入管线阻力系数	9.0
安注箱水容积,m ³	35

基于以上方式,惩罚模型计算得到的安全壳压力峰值结果为:CPP1=0.404 MPa;CPP2=0.360 MPa。

采用 DRM 惩罚模型计算的安全壳压力曲线与抽样计算的安全壳压力曲线对比如图 4 所示。对比抽样计算结果可知,DRM 惩罚模型的安全壳压力峰值结果高于 95%置信水平下、95%概率下的统计结果。

2.5 与传统保守分析方法的计算对比

基于传统保守的安全壳质能释放与热工响应分析方法,分别采用 MEDUSE、PERSEE 和 REFLET 3 个保守程序对华龙一号 LB LOCA 后的喷放阶段、再淹没阶段以及再淹没长期阶段开展质能释放计算,最终得到的安全壳压力曲线如图 5 所示。传统保守方法计算的安全壳

压力峰值约为 0.452 MPa,比 DRM 计算的压力峰值略高,同时也能满足安全壳设计压力限值的要求。

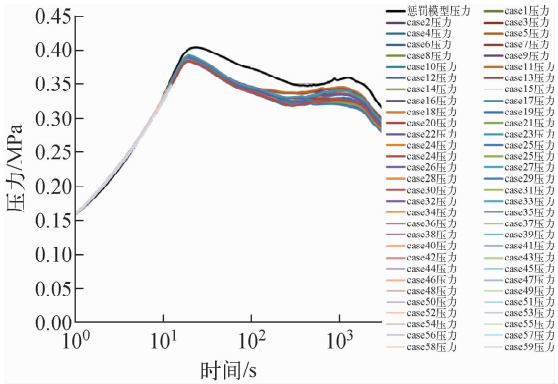


图 4 DRM 惩罚模型与抽样计算的
安全壳压力结果对比
Fig. 4 Containment pressure result comparison
of DRM penalty model and sampling calculation

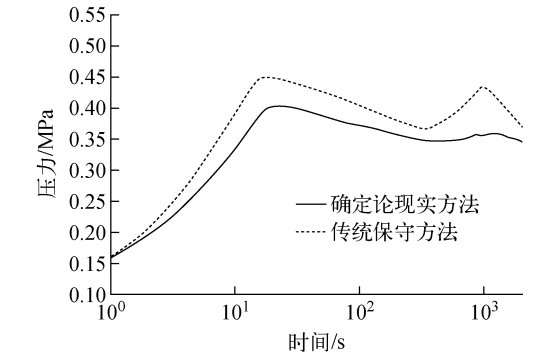


图 5 DRM 与传统保守方法的
安全壳压力计算结果对比
Fig. 5 Containment pressure result comparison
of DRM and traditional conservative method

3 结论

本文以华龙一号核电厂为研究对象,采用 DRM 对 LOCA 质能释放与安全壳热工响应开展了分析研究。研究结论如下:1) 与抽样统计计算的结果相比,DRM 惩罚模型的计算结果具有相当的保守性,证明了 DRM 对于华龙一号核电厂的 LOCA 质能释放与安全壳压力响应分析是适用的;2) 与传统保守方法的分析结果相比,DRM 惩罚模型的分析结果总体趋势一致,且更逼近实际情况,这对核电厂的安全壳设计优化、安全审评以及经济性提升具有现实意义。

参考文献:

- [1] 冷贵君,张渝. 秦山核电二期工程长期质能释放计算[J]. 核动力工程,2003,24(S1):46-48.
LENG Guijun, ZHANG Yu. Calculation of long-term mass & energy releases for Qinshan Phase II NPP Project[J]. Nuclear Power Engineering, 2003, 24(S1): 46-48(in Chinese).
- [2] 赵静,余红星,李峰. 1 000 MW 级压水堆安全壳压力温度计算分析[J]. 核动力工程,2003,24(5):410-412.
ZHAO Jing, YU Hongxing, LI Feng. Calculation and analyses of containment pressure and temperature for PWR1000XL[J]. Nuclear Power Engineering, 2003, 24(5): 410-412 (in Chinese).
- [3] Nuclear Regulatory Commission. 10 CFR 50.46 Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors [S]. US: Nuclear Regulatory Commission, 1988.
- [4] BOYACK B. Quantifying reactor safety margins: Application of code scaling, applicability, and uncertainty (CASU) evaluation methodology to a large-break, loss-of-coolant accident, NUREG/CR-5249[R]. US: Nuclear Regulatory Commission, 1989.
- [5] 孙吉良. 大破口失水事故的 DRM 分析方法介绍[J]. 核动力工程,2002,23(2):42-45.
SUN Jiliang. Introduction of DRM for large break LOCA analysis[J]. Nuclear Power Engineering, 2002, 23(2): 42-45(in Chinese).
- [6] Nuclear Regulatory Commission. ECCS evaluation models, 10CFR50.46; Appendix K[S]. US: Nuclear Regulatory Commission, 1992.
- [7] SAUVAGE J Y, KELDENICH M. Deterministic realistic method application to a large break loss-of-coolant accident[R]. France: AREVA NP, 2001.
- [8] 曹志伟,林支康,王婷,等. 大破口失水事故分析方法 GSM 的开发与应用[J]. 原子能科学技术, 2019,53(11):2 183-2 189.
CAO Zhiwei, LIN Zhikang, WANG Ting, et al. Development and application of GSM for LB LOCA analysis method[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2019, 53(11): 2 183-2 189(in Chinese).
- [9] 扈本学,王喆,王伟伟,等. 基于抽样的敏感性分析方法在 LBLOCA 质能释放 PIRT 评级中的应用[J]. 原子能科学技术,2016,50(2):290-294.
HU Benxue, WANG Zhe, WANG Weiwei, et al. Application of sampling based sensitivity analysis in evaluation of LBLOCA mass and energy release PIRT[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2016, 50(2): 290-294(in Chinese).
- [10] BRUN B. Current implementation and future plans on new code architecture: Programming language and user interface[M]. US: OECD/CSNI Workshop, 1996.
- [11] 黄彦平,曹念,文彦,等. CATHARE 程序的主要特征及应用[J]. 核动力工程,2003,24(6):540-544.
HUANG Yanping, CAO Nian, WEN Yan, et al. Main features of CATHARE code and its application[J]. Nuclear Power Engineering, 2003, 24(6): 540-544(in Chinese).
- [12] YOUNG M Y, BAJOREK S M, NISSLEY M E, et al. Application of code scaling applicability and uncertainty methodology to the large break loss of coolant[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 2: 39-52.
- [13] Quantifying reactor safety margins: Application of code scaling, applicability, and uncertainty evaluation methodology to a large-break, loss-of-coolant accident, NUREG/CR-5249 [R]. [S. l.]: [s. n.]. 1989.
- [14] WILK'S S S. Determination of sample sizes for setting tolerance limits[J]. The Annals of Mathematical Statistics, 1941, 13: 91-96.
- [15] 林支康,王婷,林建树,等. 现实 LOCA 分析中不确定性量化分析方法研究[J]. 核动力工程, 2016,37(3):75-79.
LIN Zhikang, WANG Ting, LIN Jianshu, et al. Investigation on uncertainty quantification method in realistic LOCA analysis[J]. Nuclear Power Engineering, 2016, 37(3): 75-79(in Chinese).