

严重事故工况下反应堆热工水力参数对源项释放行为影响研究

杨皓¹, 张斌^{1,2}, 李济深¹, 缪凡¹, 张芷然¹, 单建强^{1,2}

(1. 西安交通大学能源与动力工程学院, 710049, 西安;

2. 西安交通大学动力工程多相流国家重点实验室, 710049, 西安)

摘要: 为了进一步研究反应堆严重事故进程中热工参数对源项释放的影响, 识别对其影响较大的物理过程, 从而进一步改进和发展数值模型以提高计算精度降低不确定性, 以第三代压水堆为对象, 利用一体化严重事故分析程序 ISAA 对大破口失水事故导致的严重事故开展了数值分析研究, 并基于 Wilks 公式利用自主开发的不确定性程序代码 SAUP 对 17 个热工参数进行了拉丁超立方抽样(LHS)执行批量计算, 对目标输出(FoM)即氢气与裂变产物的释放进行了不确定性与敏感性分析。结果表明: 在热工参数的不确定性范围内, 氧化产氢以及裂变产物的释放呈现正态分布且存在较大的不确定带, 包壳氧化层的失效温度、堆芯碎片尺寸以及碎片孔隙率对高挥发性裂变产物的释放有较为显著的相关性。该研究有助于理解反应堆严重事故中热工参数与源项之间的复杂联系, 同时对核电厂安全系统的设计以及严重事故的预防与缓解具有参考意义。

关键词: 热工水力; 严重事故; 源项; 不确定性分析; 敏感性分析

中图分类号: TK08 **文献标志码:** A

DOI: 10.7652/xjtuxb202403003 **文章编号:** 0253-987X(2024)03-0025-13

Research on the Influence of Reactor Thermal-Hydraulic Parameters on Source Term Release Behavior in Severe Accidents

YANG Hao¹, ZHANG Bin^{1,2}, LI Jishen¹, MIAO Fan¹, ZHANG Zhiran¹, SHAN Jianqiang^{1,2}

(1. School of Energy and Power Engineering, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China;

2. State Key Laboratory of Multiphase Flow in Power Engineering, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

Abstract: To further investigate the influence of thermal-hydraulic parameters on source term release during severe accidents in a nuclear reactor, and to identify the physical processes that have significant influence and subsequently enhance and develop numerical models to improve computational accuracy and reduce uncertainties, this study focuses on a third-generation pressurized water reactor (Gen-III PWR), and numerical analysis is conducted using the integrated severe accident analysis program (ISAA) to study severe accidents caused by a large-break loss-of-coolant accident (LOCA). Based on the Wilks formula, a self-developed uncertainty code called SAUP is employed to perform Latin hypercube sampling (LHS) for 17 thermal-hydraulic parameters, and batch calculations are carried out to analyze the uncertainty and sensitivity of the target output, specifically the release of hydrogen and fission products. The

results indicate that within the uncertainty range of thermal-hydraulic parameters, the release of hydrogen oxidation and fission products follows a normal distribution with significant uncertainty. Additionally, there is a notable correlation between the failure temperature of the cladding oxide layer, core fragment size, and fragment porosity with the release of highly volatile fission products. This study contributes to the understanding of the complex relationship between thermal-hydraulic parameters and source terms in severe accidents of nuclear reactors. It also provides valuable insights for the design of safety systems in nuclear power plants and the prevention and mitigation of severe accidents.

Keywords: thermal-hydraulic; severe accident; source term; uncertainty analysis; sensitivity analysis

在传统事故分析中,分析程序大多使用了确定论方法。由于认知局限性等原因,目前对热工水力参数模型的了解不够完善,并且确定性分析方法无法考虑到不确定性因素的影响^[1-2]。不确定性量化方法结合不确定输入和系统自身不确定性,通过系统的内部传播对输出进行不确定性量化,在工程评估中得到广泛应用。

在严重事故不确定性分析领域,目前主要使用严重事故分析程序 MELCOR、MAAP、ASTEC 等^[3]对裂变产物释放和氢气产量的影响进行评估。2019年,来自16个国家的不同组织开展了合作研究项目 MUSA^[4]。MUSA项目的目标是使用不确定性分析方法来评估严重事故代码对反应堆预测分析的能力。近年来,各个国家的研究人员开展了众多轻水堆严重事故不确定性分析的工作。Chevalier-Jabet 等^[5]使用 ASTEC 程序与不确定性传播工具 SUNSET 对法国 1 300 MW 压水堆进行了源项后果的评估。Ahn^[6-7]等分别使用 MAAP5 以及 MELCOR 程序对韩国先进压水堆 OPR1000 短期 SBO 事故期间堆内至堆外的主要现象进行了不确定性分析并识别出了程序模型的重要敏感性参数。Gharari 等^[8]使用拉丁超立方抽样(LHS)方法和 MELCOR 程序对 VVER1000 反应堆在全厂断电叠加大破口失水事故(SBO-LBLOCA)、全厂断电叠加小破口失水事故(SBO-SBLOCA)以及全厂断电(SBO)不同事故下的产氢进行了统计学分析。文献[9-11]分别使用 MELCOR 以及 ATHLET 对 PHEBUS 实验中的气溶胶行为、裂变产物释放以及氢气产量进行了分析研究。国内多个单位也开始重视并开展严重事故下的不确定性分析研究。袁璐等^[12]使用 MELCOR 程序对 600 MW 级核电厂 SBO 事故下氢气源项进行了不确定性量化;Wang 等^[13]使用传统不确定分析方法结合 MELCOR 程序对北

欧沸水堆开展了分析并总结了不同方法的优缺点。由于传统方法在严重事故分析中的局限性,Wang 等^[14]利用人工神经网络(ANN)模型对北欧沸水堆开展了进一步的研究。实际上,由于严重事故本身具有极高的复杂性和不确定性,开展相关的工作对于核电厂的安全设计和严重事故分析程序的发展具有十分重要的意义。

一种特殊类型的大破口失水事故(LBLOCA)是双端冷管段(DECL)断裂^[15]。在没有事故缓解措施的情况下,该事故可能导致高温冷却剂释放到安全壳中(设计基准事故,DBA)、压力容器 RPV 内产氢(超设计基准事故,BDBA)、堆芯熔化和容器外产氢(严重事故,SA),最后是发生氢气爆炸、安全壳完整性丧失并泄漏大量放射性^[16]。目前,世界上先进压水堆都采取各种事故缓解措施以减轻事故后果并防止裂变产物的扩散,因此评估事故缓解过程中氢气产量以及放射性物质的释放量是目前严重事故分析所关注的重点之一。本文以应用了先进能动与非能动缓解策略的第三代压水堆为研究对象,利用一体化严重事故分析程序 ISAA^[17-19]对大破口失水事故导致的严重事故进行了数值建模,并开展了不确定性和敏感性分析。本文研究结果可为第三代压水堆的严重事故缓解措施的设计和优化以及严重事故分析程序的改进发展提供参考。

1 APWR 数值建模

相比第二代核电系统,第三代核电技术采用了先进的“非能动”设计理念^[20]。使用 ISAA 程序对电功率为 1 000 MW 的先进压水堆的冷管段双端剪切大破口失水事故进行了数值建模,系统建模节点图如图 1 所示。数值建模包含了反应堆一回路系统、部分二回路、能动和非能动安全设备。

此前已经针对先进压水堆 LBLOCA 事故下不

同安全设备投入的影响进行了安全分析^[21]。结果表明,依靠堆芯补水箱(CMT)^[22]、堆腔注水系统(CIS)、低压安注系统(LHSI)等主要非能动设备能够延缓 LBLOCA 堆芯降级过程,进而防止压力容器

下封头的失效并大大降低堆外放射性核素释放。由于严重事故过程中堆内热工水力现象十分复杂,导致源项的释放等具有极大不确定性,因此基于此事故工况进行相应的事故分析和安全评估是十分必要的。

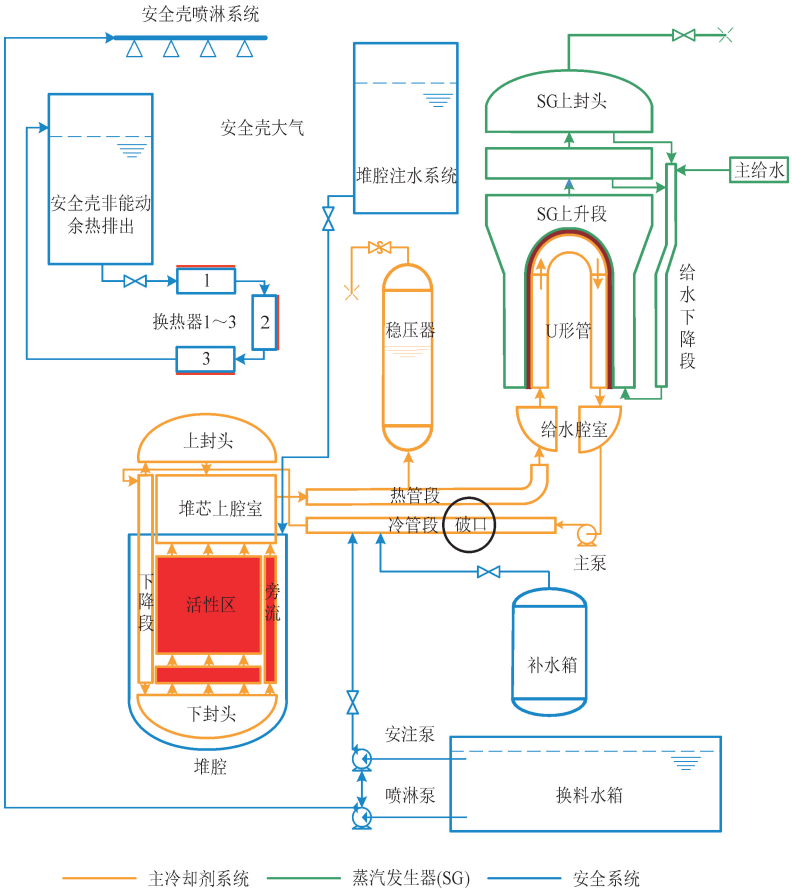


图 1 系统分析模型
Fig. 1 System analysis model

2 数学分析方法

2.1 ISAA-SAUP 概述

与目前大多数 BEPU 方法所采用的方法一致,本文所开发的不确定分析代码 SAUP 遵从“基于输入不确定性的传播”的基本思想^[23]。基于输入的不确定性分析,使用不确定输入参数的统计变化,并通过代码传播其不确定性,如图 2 所示。图 2 中的程序包括以下几个步骤:①确定目标输出并确认输入参数及其分布和范围;②基于 LHS 统计方法进行随机抽样,生成执行不确定分析的输入卡片;③调用 ISAA 程序执行并行计算;④提取程序计算结果并使用不同方法对具有置信水平的百分位数进行估计;⑤通过统计分析得出经验累积分布函数(CDF)和双 95(95%置信水平+95%概率水平)估

计的统计值;⑥基于抽样计算执行参数敏感性分析。

2.2 非参数统计方法

非参数统计法^[24]的主要目的在于确定一定 γ (概率水平)和 β (置信水平)值时所需要的最小计算工况数量 N 。Wilks 方法^[25]是迄今为止最佳估算加不确定性分析(BEPU)中使用最广泛的非参数统计方法,其优点是其样本量与输入参数的数量无关。Wilks 公式给出了置信水平 β 、概率水平 γ 、最小计算工况数量 N 共 3 个变量之间的关系。通过简单有效的方式降低计算样本量,大大提高了计算效率。在应用过程中,该方法可通过对输出参数的排列直接得到单侧容忍上限,无需进行计算。单侧 Wilks 公式如下

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

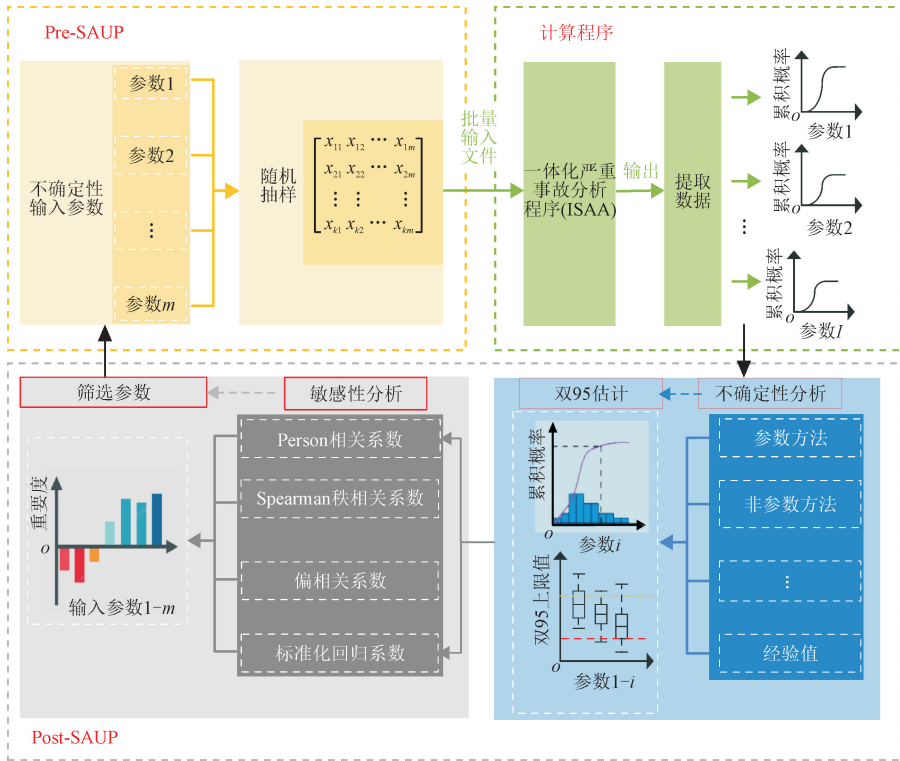


图 2 SAUP 计算框架

Fig. 2 The computational framework of SAUP

不同阶数 p 的最小计算工况数见表 1。

表 1 不同 Wilks 阶数的最小计算工况数量

Table 1 The minimum computational cases N for different Wilks orders

阶数 p	计算工况数量 N
1	59
2	93
3	124
4	153
5	181

2.3 LHS 方法

LHS 的基本思想是从状态抽样层面加速算法^[26]的分层抽样,如图 3 所示,其中 $K=N$ 。LHS 方法解决了使用简单蒙特卡罗方法抽样数过大、效率不高的问题。LHS 根据各个输入参数的分布函数与取值范围,以等概率将抽样范围分为 K 个互不重叠的区间,然后在各个区间内进行随机抽样^[27],这样不仅避免了重复和缺失的数据,而且能够充分覆盖整个采样区域,提高采样效率和准确性^[28]。

2.4 敏感性分析方法

敏感性分析^[29]分为局部敏感性分析和全局敏感性分析,主要关注输入参数对输出参数的影响,目的是识别出对目标参数影响较大的关键参数。本文

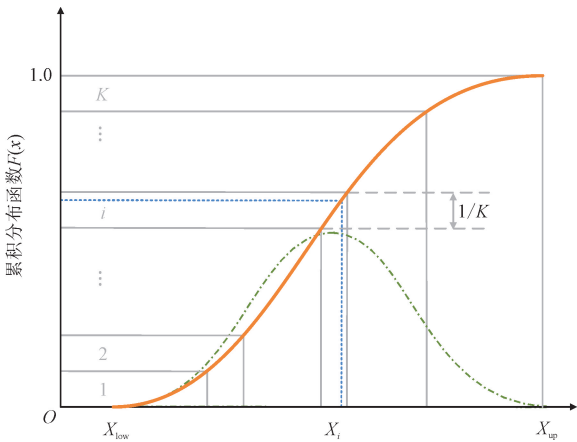


图 3 LHS 方法的基本思想

Fig. 3 Principle of LHS

通过 LHS 方法执行计算后,使用相关分析和回归分析^[30-31]等方法量化选取的输入参数对结果的影响。

2.4.1 Pearson 相关系数

Pearson 相关系数^[30]用于衡量输入参数 X 与输出参数 Y 之间的线性相关性,用 r 表示。 r 是一个介于 -1 和 1 之间的值,其中 -1 表示完全负相关, 0 表示无相关, 1 表示完全正相关。Pearson 相关系数用

于确定两个变量之间关系的强度和方向,并在统计分析中广泛用于评估两个数值变量之间的关联。然而它对于异常值比较敏感,并且不能考虑实际参数可能与另一个参数相关。Pearson 相关系数的计算公式如下

$$r = \frac{\text{cov}(X, Y)}{\sigma_X \sigma_Y} = \frac{E[(X - \mu_X)(Y - \mu_Y)]}{\sigma_X \sigma_Y} = \frac{\sum_{k=1}^N (x_{i,k} - \bar{x}_i)(y_{j,k} - \bar{y}_j)}{\sqrt{\sum_{k=1}^N (x_{i,k} - \bar{x}_i)^2} \sqrt{\sum_{k=1}^N (y_{j,k} - \bar{y}_j)^2}} \quad (2)$$

式中: μ_X 、 μ_Y 和 σ_X 、 σ_Y 分别表示变量 X 和 Y 的平均值和标准差; $x_{i,k}$ 和 $y_{j,k}$ 分别表示第 i 个参数在第 k 次抽样时输入参数与输出参数的对应值; $\bar{x}_i$ 和 $\bar{y}_j$ 表示样本均值,计算公式为

$$\begin{cases} \bar{x}_i = \sum_{k=1}^N x_{i,k} / N \\ \bar{y}_j = \sum_{k=1}^N y_{j,k} / N \end{cases} \quad (3)$$

2.4.2 Spearman 秩相关系数

Spearman 秩相关系数^[32](用 ρ 表示)是基于输入和输出的秩而不是实际数值来计算两者的相关性,因此即使输入和输出在大小上有很大差异, Spearman 秩相关系数也是有效的,从而改善了 Pearson 相关系数的不足。Spearman 秩相关系数的计算公式为

$$\rho = \left[\frac{\sum_{i=1}^N R(X_i)R(Y_i) - N \left(\frac{N+1}{2} \right)^2}{\left[\left(\sum_{i=1}^N R(X_i)^2 - N \left(\frac{N+1}{2} \right)^2 \right)^{1/2} \cdot \left(\sum_{i=1}^N R(Y_i)^2 - N \left(\frac{N+1}{2} \right)^2 \right)^{1/2} \right]} \right] \quad (4)$$

式中: $R(X_i)$ 、 $R(Y_i)$ 分别为第 i 个变量在所有样本中数值的排序。

2.4.3 偏相关系数

偏相关系数表示输入与输出之间的线性关系程度,并且修正了其他参数的线性影响^[6]。具体来说,当想要进行两个变量的相关性分析时,需要考虑其他变量对二者相关性的潜在影响,这时候可以通过计算两个变量在消除其他变量影响下的局部相关系数来衡量它们之间的独立关系。

由于偏相关系数将变量之间的关系纯化为不受其他变量影响的关系,因此可以更精确地分析和预测各个变量的行为模式,并更好地理解它们之间的因果关系。在参数之间存在对相关性的情况下,偏

相关系数比 Pearson 相关系数表现得更好^[33]。偏秩相关系数与偏相关系数为对应关系,但使用秩而不是变量的值。偏相关系数的计算公式为

$$\rho_{\text{PCC}_{YX_1 X_2}} = \frac{r_{YX_1} - r_{YX_2} r_{X_2 X_1}}{\sqrt{1 - r_{X_2 X_1}^2} \sqrt{1 - r_{YX_2}^2}} \quad (5)$$

式中: $r_{YX_1 X_2}$ 为 X_1 与 Y 在消除 X_2 变量影响后的相关系数; $r_{X_2 X_1}$ 、 r_{YX_1} 、 r_{YX_2} 为两个变量之间的 Pearson 相关系数。

2.4.4 标准化回归系数

标准化回归系数是用于多元线性回归中一种常用的统计量^[31]。标准化回归系数反映了因变量和自变量之间单位标准差变化时因变量发生的平均变化量。用 X_j 和 Y 分别表示输入以及输出,从而可以构建多元线性回归模型

$$\hat{y} = b_0 + \sum_{j=1}^J b_j X_j \quad (6)$$

式中: b_0 表示回归模型误差项; b_j 表示 X_j 对 Y 的回归系数。

标准化回归系数的绝对值范围在 0~1 之间,其符号代表了 X_j 和 Y 之间是正相关还是负相关,最终标准化回归系数的计算公式如下

$$\rho_{\text{SRC}_j} = b_j \sqrt{\frac{\text{var}(X_j)}{\text{var}(Y)}} \quad (7)$$

式中: $\text{var}(X_j)$ 和 $\text{var}(Y)$ 分别表示 X_j 和 Y 的方差。

量化回归模型拟合数据的能力的另一个重要系数是模型确定系数 R^2 ,它采用介于 0 和 1 之间的值,其中接近 0 的值表示对数据的拟合较差,接近 1 的值表示拟合良好。

3 热工参数选取与源项释放分析

3.1 FoMs 与热工参数选取

在福岛事故发生后,轻水堆事故过程中的氧化产氢问题受到了学者的广泛关注。锆水反应会释放氢气并产生热量,氢气的产生会有发生氢爆的风险,因此,在一体化严重事故分析程序中,锆水反应以及裂变产物的释放成为了必须考虑的现象之一。

本文主要关注严重事故进程中氢气的生成以及裂变产物的释放,根据 ISAA 程序中相关物理模型以及目前进行的严重事故不确定性分析的经验^[6-14,32],选取了 17 个关键不确定性输入参数进行分析,输入参数见表 2。所选择的参数涵盖了堆芯材料换热、氧化坍塌、材料重新定位、碎片行为等模型,这些参数会对容器内事故现象产生重要影响。

表 2 不确定性输入参数
Table 2 Uncertain input parameters

参数	单位	分布	数值范围
辐射换热系数(h_{rad})		正态	0.02~0.30
蚀状流动时 Zr 的换热系数(h_{Zr})	$\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$	对数正态	2 000~22 000
蚀状流动时不锈钢换热系数(h_{steel})	$\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$	对数正态	1 000~5 000
蚀状流动时 UO_2 换热系数(h_{UO_2})	$\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$	对数正态	2 000~22 000
蚀状流动时 ZrO_2 换热系数(h_{ZrO_2})	$\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$	对数正态	2 000~22 000
蚀状流动时不锈钢氧化物的换热系数(h_{SO})	$\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$	对数正态	1 000~5 000
包壳失效的临界厚度(d_{cladding})	m	正态	$0\sim3.0\times10^{-4}$
ZrO_2 氧化层的失效温度(T_{fail})	K	三角	2 100~2 550
燃料棒坍塌温度(T_{rod})	K	正态	2 442~2 516
氧化层失效后熔融物最大流速(V_{melt})	$\text{kg}/(\text{m} \cdot \text{s})$	三角	0.1~2.0
UO_2 在 Zr 中的传输系数(M_1)		正态	0~0.5
钢的氧化物在熔融钢中的传输系数(M_2)		正态	0.6~1.0
碎片到水的传热系数(h_{debris})	$\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$	三角	100~2 000
碎片下落速度(V_{fall})	m/s	均匀	0.01~1.0
碎片孔隙率(P_0)		正态	0.1~0.5
碎片在堆芯区域的等效直径(d_{core})	m	对数正态	0.002~0.05
碎片在下腔室的等效直径(d_{LP})	m	对数正态	0.01~0.06

本文采用 LHS 对上述 17 个不确定性输入参数进行了分层抽样,不同分布函数的抽样结果见图 4~6。

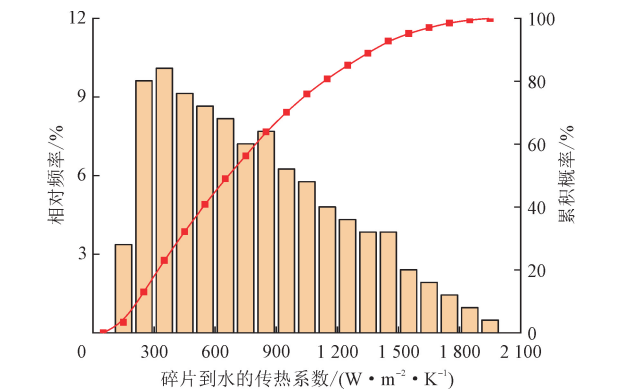


图 4 三角分布
Fig. 4 Triangular distribution

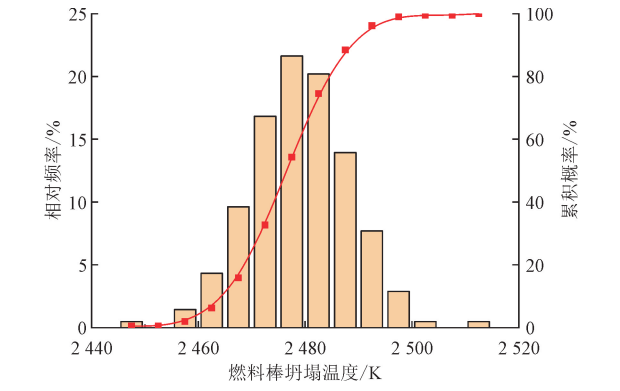


图 5 正态分布
Fig. 5 Normal distribution

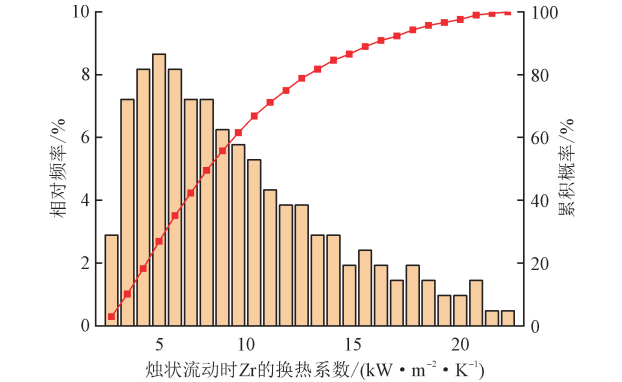


图 6 对数正态分布
Fig. 6 Lognormal distribution

3.2 源项释放不确定性分析

3.2.1 氧化产氢

图 7 为所有工况的氢气质量瞬态变化曲线,图 8 为总氢气质量的散点图。由图可知,氢气主要产生于大破口失水事故的早期阶段。这是因为在 0 s 触发事故后,冷却剂大量喷出,堆芯液位迅速降低,导致燃料温度升高,同时堆芯补水箱(CMT)和低压安注系统(LHIS)迅速启动,向高温裸露的堆芯注水并产生大量蒸汽。锆合金在温度大于 1 500 K 时会与水蒸气发生剧烈氧化反应,从而导致在事故早期产生大量氢气。由于安全系统的及时投入并对堆芯进行了冷却,阻止了氧化反应进一步产生氢气,因此在 1 000 s 之后氢气产量都达到了稳定状态。

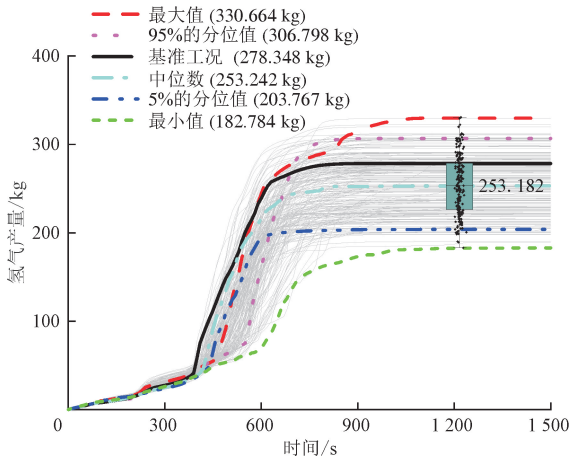


图 7 压力容器内氢气产量
Fig. 7 Hydrogen production in pressure vessel

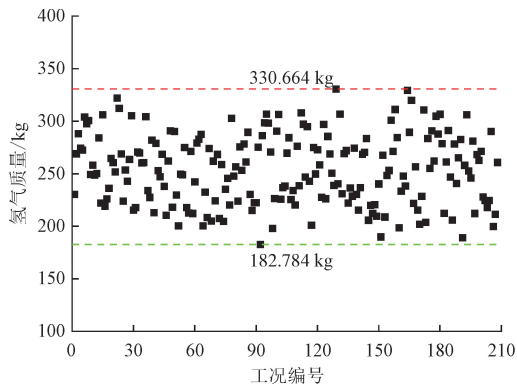


图 8 氢气质量散点图
Fig. 8 Hydrogen mass scatter point

随着事故的发展,氢气产量的不确定带逐渐变宽。由图 8 可以看到,产生的氢气总质量在 182.784~330.664 kg。Darnowski 等^[10]对压水反应堆(PWR)的双端剪切大破口事故计算得到锆氧化的产氢量能够占氢气总质量的 97%左右。根据 100 万 kW 核电厂的设计参数,100%锆-水反应的产氢量约

为 1 010.1 kg,因此根据本文计算可知堆内有相当于 18.10%~32.736%的锆与水反应产生氢气。

通过图 7 的分位曲线可以看到,基准工况计算结果 278.348 kg 与计算的中位数 253.242 kg 相当。图 9 为所有工况的氢气产量的概率密度分布图,总体样本计算的结果通过数据处理拟合 $R^2=0.8968$,符合正态分布(虚线),并且累积概率密度为 95%时对应的单侧上限氢气质量为 306.798 kg。

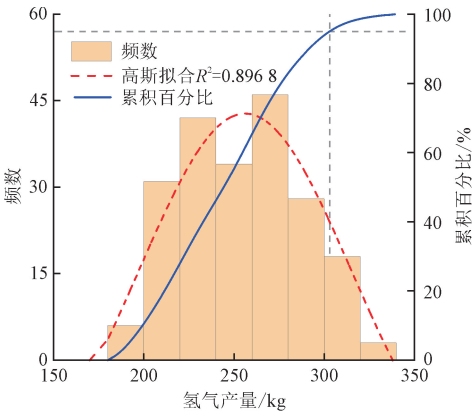


图 9 氢气质量的概率密度分布图
Fig. 9 Probability density distribution of hydrogen mass

热功率与堆芯尺寸直接相关,在一定程度上与锆的质量成正比。由于反应堆设计参数以及计算程序存在差异,在此引入了一个指标(堆内氢气产量与热功率的比)进行对比分析,如表 3 所示。不同堆型 LB-LOCA 的 MELCOR 研究结果表明,每 MW 热功率的氢气产量在 0.04~0.11 kg 之间。Zhao 等^[34]对西屋公司三回路核电站中 LBLOCA 的堆芯建模节点划分数量(COR)进行了敏感性分析,并预测氢气功率比在 0.07~0.1 范围内的类似值。本文通过数值计算得到该反应堆在严重事故下氢气功率比的最佳估算值为 0.088 1,不确定分析范围为 0.057 8~0.105 0,与其他 LB-LOCA 模拟结果相当。

表 3 不同反应堆大破口事故计算产氢数据

Table 3 Hydrogen production calculated for different reactors				
反应堆	程序	热功率/MW	氢气总质量/kg	氢气功率比
PWR-APR1400	M1. 8. 4	4 000	420	0.11
PWR Surry	M1. 8. 5	2 546	100	0.04
PWR Zion	M1. 8. 5	3 250	265	0.08
PWR Beznau	M1. 8. 6	1 130	128	0.11
PWR	M2. 1	4 590	490	0.1
PWR W-3	M2. 2	3 152	234~328	0.07~0.10
PWR	M2. 2	4 500	220~495,最佳值 286	最佳值 0.06 0.05~0.11
PWR	M2. 2	4 500	225~392,最佳值 232	最佳值 0.05 0.05~0.09
PWR1000(本文)	ISAA	3 160	182.784~330.664,最佳值 278.348	最佳值 0.088 1 0.057 8~0.105 0

3.2.2 裂变产物的释放

图 10 为事故期间裂变产物释放分数曲线。Cs 和 I 代表高挥发性裂变产物的释放行为,两者的释放行为比较类似,影响其从燃料内部释放的主要因素是燃料温度^[21]。在主冷却剂系统(RCS)管道发生剪切断裂后的较短时间内,冷却剂的迅速流失导致堆芯水位的迅速下降以及燃料温度的迅速上升,此阶段裂变产物随燃料温度升高而迅速释放且释放速率较大。之后由于安注系统不断注水冷却堆芯材料,裂变产物释放速率减小。最终依靠 LHSI 的持续冷却阻止了事故的进一步发展,裂变产物停止释放并维持在一定质量水平。

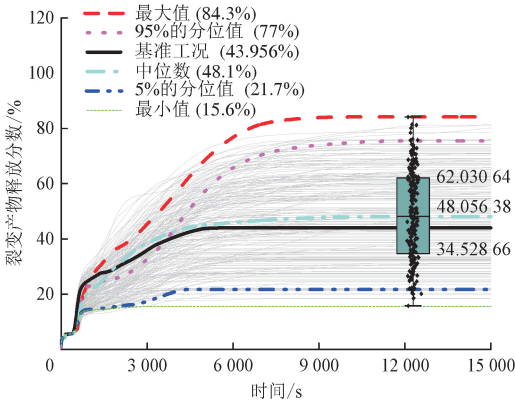


图 10 裂变产物的释放分数

Fig. 10 Release fraction of fission products from fuel

通过图 10 以及图 11 可以看到,核素释放量与反应堆初始装量的占比具有较大的分布范围(15.6%~84.3%)。相比较 Ahn 等^[6]对 OPR1000 先进反应堆 STSBO 事故的不确定性计算得到的释放分数(小于 35%)而言,LBLOCA 所产生的放射性后果要严重得多。本文主要关注堆芯得到冷却后

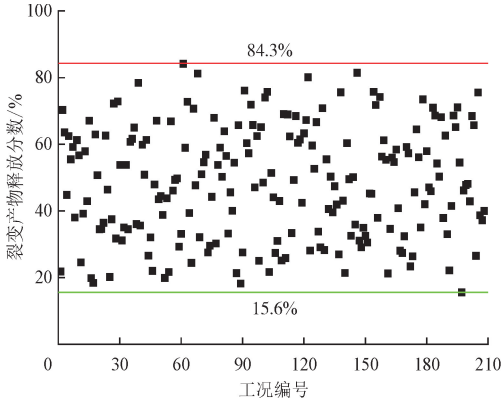


图 11 裂变产物释放分数散点图

Fig. 11 Scatter plots for release fraction of fission products

最终释放的份额,图 12 为 15 000 s 瞬时数据分布函数。从燃料中释放的裂变产物份额基本服从正态分布(虚线, $R^2=0.94$),基准工况计算值(43.956%)与中位数(48.1%)基本一致。

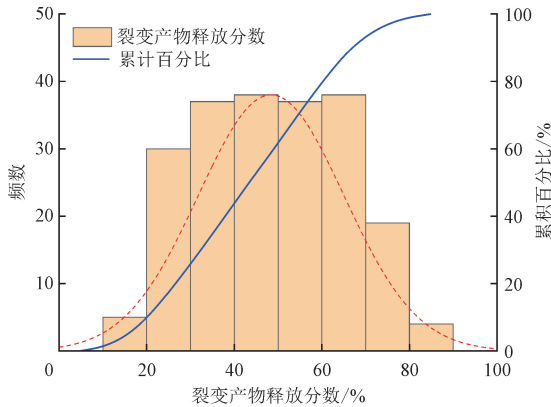


图 12 裂变产物释放分数的概率密度分布

Fig. 12 Probability density distribution of release fraction of fission products

3.2.3 Wilks 理论分析

非参数统计方法利用 Wilks 公式得到满足一定置信水平和一定概率水平所需的最小计算次数以及相对应的单侧容忍上限值。本文采用非参数统计方法计算了氢气产量以及裂变产物释放分数在满足 95%置信水平和 95%概率水平的单侧容忍上限。表 4 给出了通过重抽样得到的 95%置信水平和 95%概率水平(双 95 准则)下目标输出的上限值。

表 4 非参数方法的双 95 准则估计值

Table 4 The 95/95 estimates by nonparametric methods

阶数	样本数量	氢气产量的双 95 准则上限值/kg	释放分数的双 95 准则上限值/%
1	59	324.159	81.310
2	93	319.464	79.397
3	124	316.751	78.680
4	153	313.937	77.757
5	181	312.311	77.577

由表 4 可知,采用非参数统计方法进行单侧容忍上限计算时,在低阶的情况下具有固有的保守性。高阶 Wilks 公式的计算结果具有较好的稳定性,研究表明 Wilks 计算的单侧容许上限在大于 3 阶时已逐渐收敛^[24,35]。通过图 13 和图 14 可以看到一致的规律,即 Wilks 公式在 3 阶以上抽样计算的均值便已经逐步收敛,增加阶数对结果影响较小。

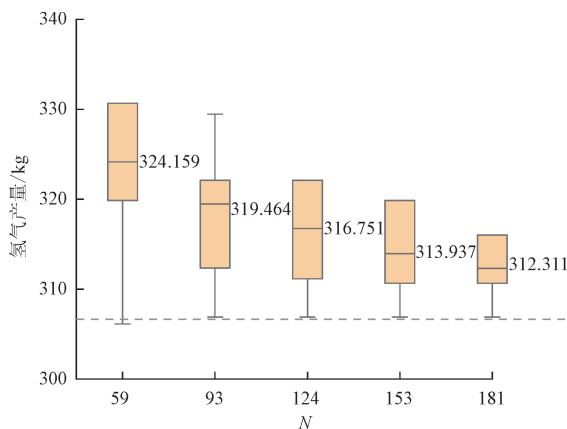


图 13 氢气产量的双 95 上限值

Fig. 13 The 95/95 upper limit of hydrogen production

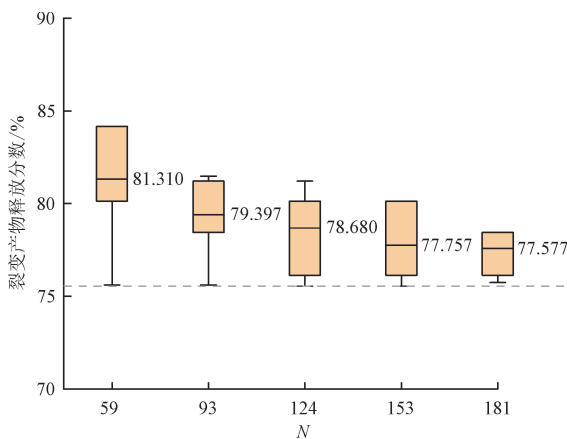


图 14 裂变产物释放分数双 95 上限值

Fig. 14 The 95/95 upper limit of the release fraction of fission products

3.3 热工参数敏感性分析

为了衡量敏感性分析结果的可信度,计算了各参数的 P 值。一般而言,当 $P < 0.05$ 时,具有统计学意义^[14,16],高 ρ 与低 P 表示相关性好。同时在下文一些散点图中,可以看到存在一些结果的显著分散,这种情况可能是由于 LHS 抽样后随机组合导致的^[36]。其他原因导致的分散性降低了所分析模型参数对输出的总影响,但是仍能够从相关分析以及数据图中观察到参数之间的相关性。

3.3.1 氢气产量敏感性分析

通过多种敏感性分析方法表征各个不确定性输入参数(见表 2)对氢气产量的影响程度,结果见图 15。可以看出,氧化壳层的失效温度与氢气质量具有强烈的正相关性,熔融物释放的最大流速以及堆芯区域碎片的大小与氢气产量具有弱的负相关性,其他参数未表现出明显的相关性。

锆合金由于氧化反应在包壳外部形成的氧化壳层能够阻挡熔融材料发生蚀状流动和重新定位。只有氧化壳层达到失效温度才会发生破裂,进而重新定位。氧化壳层的失效温度决定了熔融材料何时释放,并影响水蒸气与锆合金的反应,进而影响氢气产量。失效温度越高,表明燃料棒在坍塌成颗粒碎片时的材料温度越高,则锆-蒸汽氧化速率也越快,产生的氢气质量也越多。

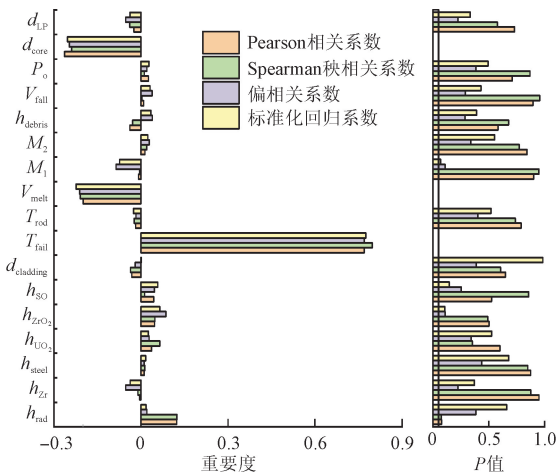


图 15 输入参数对氢气产量的重要性

Fig. 15 Importance of input parameters on hydrogen production

为了直观体现该参数与氢气产量的线性关系,图 16 把各个工况对应的温度值与氢气产量绘制了散点图并进行了线性拟合($R^2=0.593$)。线性拟合与相关系数计算结果一致,表明两者存在明显的正相关性。Wang 等^[13]对北欧沸水堆进行了敏感性分析,其结果表示锆熔穿温度与氢气产生质量显著相关,与本文所得结论一致。

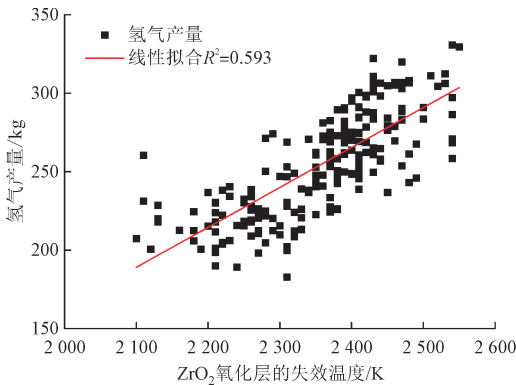


图 16 ZrO_2 氧化层的失效温度与氢气产量散点拟合图

Fig. 16 Scatter plot of the failure temperature of ZrO_2 oxide layer and hydrogen production

通过图 17 可以看到,堆芯区域碎片特征等效直径(d_{core})与氢气产量存在负相关性,这与线性拟合看到的整体趋势比较一致,如图 17 所示。这可能是更小的碎片颗粒与水蒸气的接触面积更大,氧化反应更容易进行从而产生更多的氢气,从而表现出负相关性。

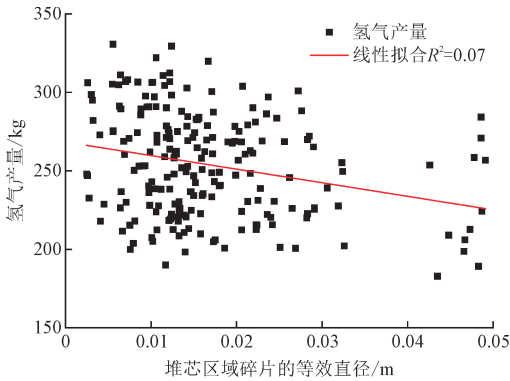


图 17 堆芯区域碎片特征尺寸与氢气产量散点拟合图
Fig. 17 Scatter plot of core fragment size and hydrogen production

3.3.2 裂变产物敏感性分析

图 18 是 17 个模型参数对从燃料中释放的总裂变产物份额的敏感性计算结果。从中可以看出氢气产量类似的结果:氧化层的失效温度(T_{fail})和破裂后熔融物的最大流速(V_{melt})以及堆芯区域碎片的大小(d_{core})呈现出相关性。不同的是,观察到碎片的孔隙率(P_0)对裂变产物的释放有重要的影响,呈现较强的负相关性($-0.853, -0.632$),其他的模型参数在本文计算中未表现出明显的关系。

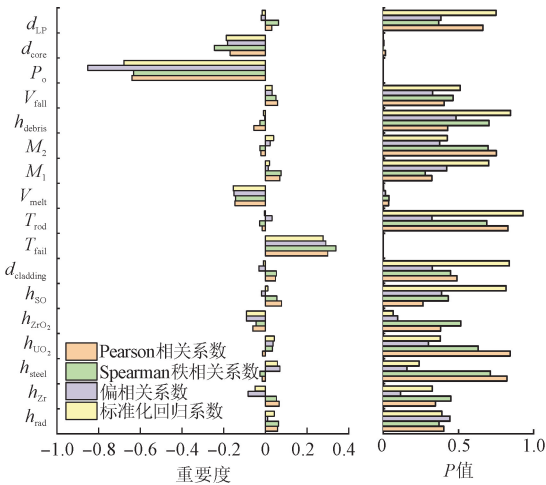


图 18 输入参数对裂变产物释放分数的重要性
Fig. 18 Importance of input parameters on the release fraction of fission products

正如 3.3.1 节所述,氧化层的失效温度(T_{fail})以及破裂后熔融物的最大流速(V_{melt})会影响燃料棒内熔融物的释放以及与水换热冷却的过程。从图 19 可以看出,氧化层失效的温度越高,导致坍塌成的碎片温度越高,延迟了碎片的冷却降温,因此氧化层的失效温度(T_{fail})与裂变产物释放量之间存在着较为明显的正相关。在达到氧化层的失效温度后,熔融物会从氧化层内喷出,此时由于安全系统已经启动并进行外部注水, V_{melt} 越大,则碎片与水的换热能力越强,进而会影响裂变产物的释放。

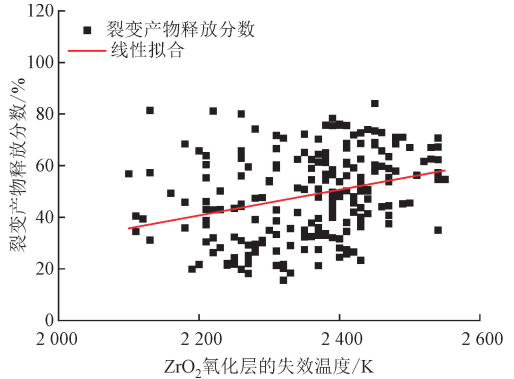


图 19 氧化层失效温度与裂变产物释放率散点拟合图
Fig. 19 Scatter plot of the failure temperature of the cladding oxide layer and release fraction of fission products

更大的碎片孔隙率使得堆芯碎片床内有更大的换热面积,而换热面积的增加将导致碎片能够更有效地被注入的水冷却降温,并且裂变产物的释放与温度密切相关,碎片温度的降低最终导致了更少的裂变产物释放,正如图 20 所示两者呈现比较强烈的负相关。修正了其他参数影响的偏相关系数计算的结果在 0.8 以上,进一步说明了孔隙率与裂变产物之间强烈的相关性。同时,堆芯区域颗粒碎片的等效直径与裂变产物释放之间存在比较弱的负相关

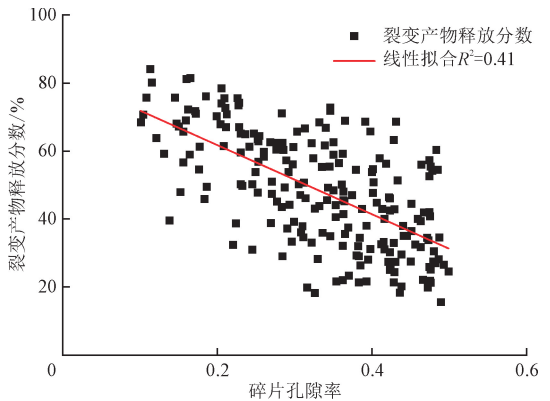


图 20 碎片孔隙率与裂变产物释放率散点拟合图
Fig. 20 Scatter plot of fragment porosity and release fraction of fission products

性,如图 21 所示。通常来说,较小的碎片直径能够更好地与周围水或水蒸气的接触,能够有效地进行换热进而冷却,从而降低裂变产物的释放。

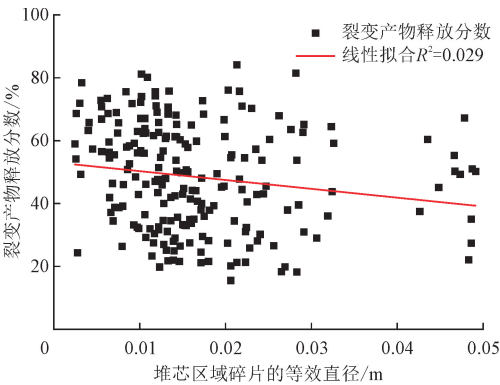


图 21 碎片尺寸与裂变产物释放率散点拟合图
Fig. 21 Scatter plot of fragment size and release fraction of fission products

3.3.3 重要参数排序

通过对采用严重事故缓解措施的 1 000 MW 级先进压水堆 LBLOCA 进行计算分析,将对目标输出影响程度较大的几个参数整理到了表 5 中。可以看到,氧化层的失效温度(T_{fail})、破裂后熔融物的最大流速(V_{melt})、堆芯区域碎片尺寸(d_{core})以及碎片孔隙率(P_0)在所选取的 17 个参数中起到更为重要的作用,这几个参数都是用户定义的经验值。为了减小数值模拟的不确定度,未来需要对其进行进一步的改进。

表 5 重要参数排序

Table 5 Uncertain parameter screening and sorting

目标输出 参数	重要度排序		
	1	2	3
氢气产量	ZrO ₂ 氧化层	堆芯区域	熔融物的
	失效温度	碎片尺寸	最大流速
裂变产物 释放分数	碎片孔隙率	ZrO ₂ 氧化层 的失效温度	堆芯区域 碎片尺寸

4 结 论

本文使用严重事故分析程序 ISAA 和不确定性分析程序 SAUP 对先进压水堆热工参数对源项释放的影响进行了计算分析。通过调研并结合程序模型选取了 17 个参数,基于 LHS 和 Wilks 理论,针对所关注的氢气产量和裂变产物的释放分别进行了分析。通过计算分析得到的主要结论如下。

- (1)电功率为 1 000 MW 的反应堆在冷管段双端剪切大破口事故下,氢气总量以及裂变产物的释放分数分别在 182.784~330.664 kg 和 15.6%~84.3%之间,都呈现正态分布。使用 Wilks 公式确定输出参数的双 95 上限值时发现在 3 阶以上便逐渐收敛,继续增加阶数对结果影响较小。
- (2)基准工况以及不确定分析分别得到氢气功率比的最佳估算值为 0.088 1,不确定性分析范围为 0.057 8~0.105 0,与其他研究者对 PWR 大破口事故数值模拟的数据相当。
- (3)在所选定热工参数中,包壳氧化破裂温度、堆芯区域碎片尺寸以及碎片孔隙率与源项释放有较为显著的相关性。

可以看到,源项释放的不确定性比较大,这与严重事故本身现象学的复杂性有关。同时目前的严重事故分析程序使用了大量的经验值,未来应充分利用不确定性分析针对相关模型进一步分析和探讨。

参考文献:

[1] 黄明,李军,李志刚,等. 动叶凹槽状叶顶气膜冷却有效度和气动性能不确定性量化研究 [J]. 西安交通大学学报, 2021, 55(5): 181-192.
HUANG Ming, LI Jun, LI Zhigang, et al. Investigations on uncertainty quantification of film cooling effectiveness and aerodynamic performance of turbine blade squealer tip [J]. Journal of Xi'an Jiaotong University, 2021, 55(5): 181-192.

[2] 李玉,楚武利,姬田园. 叶片安装角偏差对动叶性能影响的不确定性研究 [J]. 西安交通大学学报, 2023, 57(4): 49-59.
LI Yu, CHU Wuli, JI Tianyuan. Uncertainty research of effects of blade stagger angle deviation on the performance of rotor [J]. Journal of Xi'an Jiaotong University, 2023, 57(4): 49-59.

[3] ŠADEK S, GRGIĆ D, ŠIMIĆ Z. Application of ASTEC, MELCOR, and MAAP computer codes for thermal hydraulic analysis of a PWR containment equipped with the PCFV and PAR systems [J]. Science and Technology of Nuclear Installations, 2017, 2017: 8431934.

[4] KRAUSE M, JEVREMOVIC T. New IAEA activities on predicting consequences from severe accidents [C]//7th International Workshop on CANDU Safety Association for Sustainability. Vienna: IAEA, 2018: 51015942.

[5] CHEVALIER-JABET K, COUSIN F, CANTREL L, et al. Source term assessment with ASTEC and associ-

- ated uncertainty analysis using SUNSET tool [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 272: 207-218.
- [6] AHN K I, PARK S Y. Best-practice severe accident uncertainty and sensitivity analysis for a short-term SBO sequence of a reference PWR using MAAP5 [J]. Annals of Nuclear Energy, 2022, 170: 108981.
- [7] CHOI W, AHN K I, KIM S J. Effect of mitigation strategies in the severe accident uncertainty analysis of the OPR1000 short-term station blackout accident [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2022, 54(12): 4534-4550.
- [8] GHARARI R, KAZEMINEJAD H, MATAJI KO-JOURI N, et al. Application of a severe accident code to the sensitivity and uncertainty analysis of hydrogen production in the WWER1000/V446 [J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 152: 108018.
- [9] MALICKI M, LIND T. Parametric MELCOR 2.2 sensitivity and uncertainty study with a focus on aerosols based on Phébus test FPT1 [J]. Progress in Nuclear Energy, 2023, 158: 104609.
- [10] DARNOWSKI P, MAZGAJ P, WŁOSTOWSKI M. Uncertainty and sensitivity analysis of the in-vessel hydrogen generation for gen-III PWR and phebus FPT-1 with MELCOR 2.2 [J]. Energies, 2021, 14(16): 4884.
- [11] TIBORCZ L, HOLLANDS T. Uncertainty and sensitivity analysis of the Phébus FPT3 test [J]. Nuclear Engineering and Design, 2021, 380: 111315.
- [12] 袁璐, 曹学武. 核电厂严重事故下氢气源项的不确定性分析 [J]. 原子能科学技术, 2021, 55(11): 2036-2042.
- YUAN Lu, CAO Xuewu. Uncertainty analysis of hydrogen source term under severe accident of nuclear power plant [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021, 55(11): 2036-2042.
- [13] WANG Wanhong, CHEN Yangli, MA Weimin. Application of uncertainty analysis methods to MELCOR simulation of postulated severe accidents in a Nordic BWR [J]. Nuclear Engineering and Design, 2022, 392: 111764.
- [14] WANG Wanhong, MA Weimin. Bootstrapped artificial neural network model for uncertainty analysis in MELCOR simulation of severe accident [J]. Progress in Nuclear Energy, 2023, 157: 104556.
- [15] SHEYKHI S, TALEBI S, SOROUSH M, et al. Thermal-hydraulic and stress analysis of AP1000 reactor containment during LOCA in dry cooling mode [J]. Nuclear Science and Techniques, 2017, 28(6): 73.
- [16] NOORI-KALKHORAN O, JAFARI-OUREGANI N, GEI M, et al. Simulation of hydrogen distribution and effect of engineering safety features (ESFs) on its mitigation in a WWER-1000 containment [J]. Nuclear Science and Techniques, 2019, 30(6): 97.
- [17] YANG Hao, ZHANG Bin, GAO Pengcheng, et al. Development and validation of thermal-mechanical creep failure module for reactor pressure vessel lower head [J]. Nuclear Science and Engineering, 2023, 197(7): 1436-1453.
- [18] GAO Pengcheng, YANG Hao, ZHANG Bin, et al. Development of PWR lower head failure model for severe accident analysis [J]. Nuclear Engineering and Design, 2023, 403: 112142.
- [19] 杨皓, 张斌, 高鹏程, 等. 反应堆压力容器下封头热蠕变模型的开发及在 OLHF 实验分析中的应用 [J]. 核技术, 2022, 45(8): 79-88.
- YANG Hao, ZHANG Bin, GAO Pengcheng, et al. Development of thermal creep model for reactor pressure vessel lower head and application in OLHF experimental analysis [J]. Nuclear Techniques, 2022, 45(8): 79-88.
- [20] 张恒, 刘雷, 刘立军. 非均匀入流对 CAP1400 核主泵内流及性能的影响研究 [J]. 西安交通大学学报, 2023, 57(2): 39-48.
- ZHANG Heng, LIU Lei, LIU Lijun. Effect of non-uniform inflow on the internal flow and performance of the reactor coolant pump in CAP1400 system [J]. Journal of Xi'an Jiaotong University, 2023, 57(2): 39-48.
- [21] LI Jishen, ZHANG Bin. Influence of active and passive equipment for advanced pressurized water reactor on thermal hydraulic and source term behavior in severe accidents [J]. Energy Storage and Saving, 2023, 2(1): 392-402.
- [22] 苟军利, 单建强, 胡宏伟, 等. 先进安注箱热工水力特性研究 [J]. 西安交通大学学报, 2015, 49(11): 116-121.
- GOU Junli, SHAN Jianqiang, HU Hongwei, et al. Investigation on the thermalhydraulic characteristics of advanced accumulation tank [J]. Journal of Xi'an Jiaotong University, 2015, 49(11): 116-121.
- [23] WHANG S, PARK H S, MORIYAMA K, et al. Uncertainty analysis of in-vessel retention in a high power reactor during severe accident [J]. Nuclear Engineering and Design, 2017, 319: 1-11.
- [24] SANCHEZ-SAEZ F, SÁNCHEZ A I, VILLANUEVA J F, et al. Uncertainty analysis of a large break

- loss of coolant accident in a pressurized water reactor using non-parametric methods [J]. *Reliability Engineering & System Safety*, 2018, 174: 19-28.
- [25] WILKS S S. Statistical prediction with special reference to the problem of tolerance limits [J]. *The Annals of Mathematical Statistics*, 1942, 13 (4): 400-409.
- [26] 别朝红, 潘超琼, 陈叶, 等. 能源转型下新能源电力系统概率风险评估 [J]. *西安交通大学学报*, 2021, 55 (7): 1-11.
- BIE Zhaohong, PAN Chaoqiong, CHEN Ye, et al. Probabilistic risk assessment of new energy power system in the context of energy transition: a review [J]. *Journal of Xi'an Jiaotong University*, 2021, 55(7): 1-11.
- [27] LI Xiaoyu, LI Chuhao, HU Yang, et al. Uncertainty quantification of the power control system of a small PWR with coolant temperature perturbation [J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2022, 54 (6): 2048-2054.
- [28] LIU Yinuo, JIANG Qingfeng, YANG Chao, et al. Uncertainty analysis of reactivity feedback coefficient for LFR core power control system during reactivity insertion accident [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 160: 108401.
- [29] 姬成, 黄兆骞, 席光. 离心叶轮非轴对称轮盘面气动敏感性分析 [J]. *西安交通大学学报*, 2023, 57(2): 57-66.
- JI Cheng, HUANG Zhaoqian, XI Guang. Analysis on aerodynamic sensitivity of non-axisymmetric hub of centrifugal impeller [J]. *Journal of Xi'an Jiaotong University*, 2023, 57(2): 57-66.
- [30] ŠADEK S, GRGIĆ D, ALLISON C, et al. Uncertainty study of the in-vessel phase of a severe accident in a pressurized water reactor [J]. *Energies*, 2022, 15(5): 1842.
- [31] AHN K I, PARK S H, KIM H D, et al. The plant-specific uncertainty analysis for an ex-vessel steam explosion-induced pressure load using a Texas-SAUNA coupled system [J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, 249: 400-412.
- [32] GAUNTT R O. Uncertainty analyses using the MELCOR severe accident analysis code [EB/OL]. [2023-07-01]. <https://www.semanticscholar.org/paper/Uncertainty-Analyses-Using-the-MELCOR-Severe-Code-Gauntt/f0ee8bc5283327a5a057408ef91b8b1c33c7ef02>.
- [33] PEREIRA A, BROED R. Methods for uncertainty and sensitivity analysis: review and recommendations for implementation in Ecolego [J]. *Environmental Science*, 2006: 15235914.
- [34] ZHAO Nan, CHEN Yangli, MA Weimin, et al. A nodal sensitivity study of MELCOR simulation for severe accidents in a pressurized water reactor [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 160: 108373.
- [35] PEREZ M, REVENTOS F, BATET L, et al. Uncertainty and sensitivity analysis of a LBLOCA in a PWR nuclear power plant: results of the phase V of the BE-MUSE programme [J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2011, 241(10): 4206-4222.
- [36] ELSALAMOUNY N, KALIATKA T. Uncertainty quantification of the PHEBUS FPT-1 test modelling results [J]. *Energies*, 2021, 14(21): 7320.

(编辑 亢列梅 杜秀杰)