二次侧非能动余热排出系统物理过程失效不确定性参数筛选优化研究

王嘉剑　焦小伟　夏建华　王善普

（核电运行研究（上海）有限公司　上海　200126）

摘要　物理过程失效研究是非能动系统失效研究的核心环节。本研究聚焦华龙一号二次侧非能动余热排出系统（Secondary-side Passive Residual Heat Removal System，PRS），构建了融合失效模式与影响分析（Failure Mode and Effects Analysis，FMEA）与参数相关性分析的小样本不确定性参数筛选机制。借助FMEA精准确定24个不确定性输入参数，运用ASYST程序对拉丁超立方抽样生成的A组小样本（100组）开展不确定性量化传递，结合参数相关性分析，成功识别出11个高影响参数，并经B组大样本（10 000组）分析验证了结果的一致性。研究表明，该小样本筛选策略在非能动安全系统不确定性参数筛选中兼具高效与可靠优势。该成果为非能动系统不确定性量化及可靠性设计优化提供了理论支撑与技术参考。

关键词　不确定性参数筛选，二次侧非能动余热排出系统，物理过程失效，失效模式与影响分析，相关性分析

中图分类号　TL364

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2026.hjs.49.250333

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2026.49.250333

Optimization of uncertainty parameters screening in the physical process failures of the secondary-side passive residual heat removal system

WANG Jiajian　JIAO Xiaowei　XIA Jianhua　WANG Shanpu

(*Nuclear Power Operation Research* (*Shanghai*) *Co*., *Ltd*, *Shanghai 200126*, *China*)

Abstract　**[Background]** The study of physical process failures is a core aspect of research on passive systems. Given that passive systems play an indispensable role in ensuring the safety and reliability of advanced nuclear power systems, precisely identifying key parameters that influence the failures of passive systems holds immense significance. **[Purpose]** This study aims to devise an efficient and reliable parameter optimization method to identify high-impact parameters, thereby enhancing the reliability assessment of passive systems. **[Methods]** This study focused on the Secondary-side Passive Residual Heat Removal System (PRS) of HPR1000. Firstly, a small-sample uncertainty quantification screening mechanism that integrated Failure Mode and Effects Analysis (FMEA) with parameter correlation analysis was innovatively constructed, and the FMEA method was employed to analyze potential failures during the operation of PRS. Secondly, key uncertainty factors related to failure modes in physical

中国核电青年科技英才项目(中国核电科技发[2023]816号)资助

第一作者：王嘉剑，男，1994年出生，2022年于华东理工大学获博士学位，研究领域为热能工程

通信作者：焦小伟，E-mail：jiaoxw@cnnp.com

收稿日期：2025-09-04，修回日期：2025-10-23

Supported by the China National Nuclear Power Youth Science and Technology Talent Project (No. China National Nuclear Power Science and Technology Development [2023]816)

First author: WANG Jiajian, male, born in 1994, graduated from East China University of Science and Technology with a doctoral degree in 2022, focusing on thermal engineering

Corresponding author: JIAO Xiaowei, E-mail: jiaoxw@cnnp.com

Received date: 2025-09-04, revised date: 2025-10-23

processes were identified. Then, based on accident scenarios, a parameter list was determined and probability distributions and variation ranges were assigned to each parameter. Subsequently, based on probability density functions, Latin Hypercube Sampling (LHS) was applied to generate input sample combinations. The ratio of instantaneous heat removal power to core decay power was taken as the key performance indicator, and the indicator value at the moment when the system entered a stable operation state during the accident process was selected as the evaluation basis. Through the best-estimate program, transient simulation calculations were conducted to obtain the output performance indicator result set corresponding to the input sample set. Finally, the Spearman's rank correlation coefficient was chosen to measure the correlation between input parameters and output indicators, completing the preliminary screening of parameters. Thereafter the ASYST was employed to conduct uncertainty quantification and transfer on a small sample group (Group A, n=100) generated through LHS after 24 uncertainty input parameters were determined through FMEA. **[Results]** By combining parameter correlation analysis, 11 high-impact parameters, whose consistency and validity are verified through analysis results from a large sample group (Group B, n=10 000), are identified. **[Conclusions]** Results of this study reveal that the small-sample screening strategy proposed in this study exhibits both efficiency and reliability in the identification of uncertainty parameters for physical process failures in passive safety systems. The findings of this study offer solid theoretical support and practical technical references for uncertainty quantification and reliability design optimization in passive systems, contributing to enhanced safety and operational efficiency in advanced nuclear power applications.

Key words Uncertainty parameters screening, Secondary-side passive residual heat removal system, Physical process failure, Failure mode and effects analysis, Correlation analysis

随着核电技术的发展，非能动安全系统因其设计的简单性和可靠性逐渐成为现代核电站的重要安全保障手段[1-2]。这些系统依靠自然现象（如自然循环和重力驱动）实现关键的事故缓解功能，而无需外部能量输入或人工干预[3-4]。然而，非能动系统也引入了其特有的失效模式，即物理过程失效[5-6]。该失效模式源于其驱动力相对微弱，易受环境波动、几何偏差或材料退化等不确定性因素的扰动，从而可能导致系统性能偏离设计预期乃至功能失效[7-8]。

因此，对非能动系统物理过程失效的评估，其核心在于量化各类不确定性对系统性能的综合影响。在缺乏充足实验数据的背景下，通过最佳估算程序进行不确定性传递计算已成为主要分析手段。但不确定性分析面临一个关键挑战，即潜在参数空间的高维性。过多数量的不确定性参数不仅增加了量化难度，也使得不确定性分析所需的计算成本增加。

现有研究在不确定性参数识别方面进行了一系列探索，从早期的失效模式与影响分析（Failure Mode and Effects Analysis，FMEA）和危害与可操作性分析（Hazard Operational Analysis，HAZOP）[9-10]，到采用层次分析法的非能动安全功能可靠性评估方法（Reliability Methods for Passive Safety Functions，RMPS）[11]，为参数识别提供了结构化的思路。尽管如此，现有方法仍普遍依赖于专家的定性判断。学界普遍认为，亟需发展更客观、更高效的定量筛选技术，以降低分析的维度，并准确评估关键参数对可靠性的影响[12-14]。

为应对此项挑战，本研究以国内某电厂华龙一号堆型的二次侧非能动余热排出系统（Secondary-side Passive Residual Heat Removal System，PRS）为研究对象，构建了融合FMEA与参数相关性分析的双重筛选机制，实现了对非能动系统物理失效不确定性参数的筛选优化。

1 二次侧非能动余热排出系统介绍

华龙一号核电机组的反应堆冷却剂系统采用三环路设计，每条环路的二次侧均设置有一个非能动余热排出系列。PRS的功能为在发生全厂断电事故且辅助给水系统汽动泵系列失效工况下，系统投入运行，在不超过冷却剂压力边界设计条件的前提下，通过蒸汽发生器导出堆芯余热及反应堆冷却剂系统各设备的储热，在72 h内将反应堆维持在安全状态。PRS每个系列包含有一个换热水箱、一台应急余热排出冷却器、两个应急补水箱和必要的管道、阀门和仪表等。

PRS系统流程简图见图1。其通过蒸汽发生器（Steam Generator，SG）将反应堆冷却剂中的热量传递到应急余热排出冷却器，然后传递给换热水箱中的水，进而通过换热水箱中水的蒸发将热量最终带出，维持反应堆的安全。从蒸汽发生器出口的蒸汽管线上引出的蒸气管线贯穿安全壳后在安全壳外分成两个支路：一个支路连接应急余热排出冷却器

（Emergency Residual Heat Removal Heat Exchanger，E-HX）；另一个支路与两台应急补水箱（Emergency Makeup Tank，E-MT）连接。蒸气管线上设置有电动隔离阀（Isolation Valve，IV），平时处于开启状态。应急余热排出冷却器和应急补水箱下游各设置两台并联的电动隔离阀，平时处于关闭状态，系统投入时开启。系统冷凝管线与蒸汽发生器给水管道相连。

系统投入时，打开应急余热排出冷却器下游隔离阀，使蒸汽发生器出口蒸汽经该PRS蒸气管线进入应急余热排出冷却器的管侧，将热量传递给换热水箱后冷凝为水，返回蒸汽发生器二次侧。在设计中，该PRS投入后延时一段时间后自动开启应急补水箱下游隔离阀，将应急补水箱中的水注入蒸汽发生器二次侧，以补偿系统运行期间蒸汽发生器二次侧水位的降低。

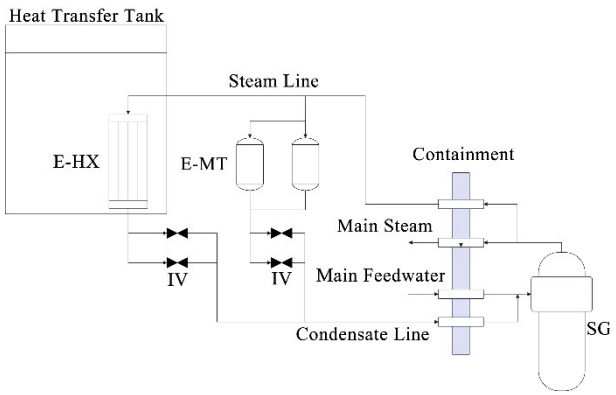


图1　PRS系统流程示意图
Fig.1　Diagram of PRS system flowchart

本研究选取完全丧失给水事故作为典型事故情景，其在事件序列分析中，PRS自动启动排出堆芯热量的成功准则是为3取2列PRS运行成功。完全丧失给水事故是指正常给水丧失，随后启动给水系统和辅助给水系统均不可用的事故。当发生蒸汽发生器给水完全丧失事故后，PRS系统可自动投入，导出堆芯余热。然而，若进一步叠加PRS系统同时失效，事故将向更严峻的工况演化。首先，反应堆通过蒸汽发生器向二次侧传递热量的能力将严重受限。由于无给水补充，蒸汽发生器内的保有水量将迅速蒸发耗尽，导致其传热功能完全丧失。此时，堆芯余热无法有效导出，将导致一回路冷却剂系统的温度与压力持续升高，同时稳压器水位上涨。当系统压力达到其开启定值，稳压器安全阀将反复启闭，造成一回路冷却剂的持续流失。若无进一步的缓解措施，这一系列的连锁反应最终将导致堆芯逐渐裸露并熔化。

2　不确定性参数筛选策略

为系统地识别、筛选影响PRS性能的关键不确定性输入参数，本研究构建了基于失效模式分析的定性筛选和基于相关性分析的定量筛选两阶段筛选策略，共包含4个步骤：

1）基于失效模式分析的定性筛选

a. 失效模式分析

本研究首先采用FMEA方法对系统运行过程中的可能失效进行分解。FMEA是一种基于系统结构和功能的前瞻性分析方法，通过对系统各组成单元可能发生的失效模式、失效原因及其对系统功能的影响进行逐项分析，可实现对潜在薄弱环节的系统识别与分级评估[15-16]。本研究在应用FMEA方法时，分析范围限定于热工水力物理过程，不涉及机械结构破坏或部件固有故障（如管道破裂、阀门失灵等）。

b. 不确定参数识别

为实现物理失效分析与量化计算之间的有效衔接，基于失效模式分析的结果，开展系统性的不确定性参数识别。该过程将FMEA识别出的、与各类物理过程失效模式直接关联的关键不确定性因素，系统性地转化为可在最佳估算程序中量化和调整的模型输入参数。结合具体的事故情景定义，确定了用于不确定性分析的参数列表，并为每个参数赋予了能够全面覆盖系统运行及潜在失效区域的概率分布与变化范围。

2）基于相关性分析的定量筛选

a. 不确定性传递计算

不确定性传递计算是为了量化不确定性参数对系统性能的综合影响。在涉及高维参数空间的不确定性传递计算研究中，拉丁超立方抽样（Latin Hypercube Sampling，LHS）是一种常用的抽样方法，众多前人研究已证实其有效性与适用性[17]。基于此，为确保对高维参数空间的全面且高效的探索，采用LHS方法，依据第一阶段所确定的概率密度函数生成输入样本组合。随后，为对系统性能进行量化表征，确立了一个关键性能指标（Figure of Merit，FOM）。该指标被定义为非能动余热排出系统的瞬时排热功率$Q_{\mathrm{PRS}}(t)$与同一时刻的堆芯衰变功率$Q_{\mathrm{decay}}(t)$之比，记为$R_{\mathrm{P}}(t)$：

$$R_{\mathrm{P}}(t)=Q_{\mathrm{PRS}}(t)/Q_{\mathrm{decay}}(t) \tag{1}$$

考虑到长期仿真模拟的计算成本与数值稳定性问题，并为确保评估的有效性，本研究选取事故进程中系统已进入稳定运行状态的某一特定时刻t^*的性

能指标值$R_P(t^*)$作为最终评价依据。该指标在此刻具有足够的区分度，能灵敏地反映输入不确定性所导致的性能变化。最后，通过最佳估算程序对LHS抽样生成的每一组输入参数组合进行独立的瞬态仿真计算，从而获得与输入样本集一一对应的输出性能指标结果集，为后续的参数筛选提供定量数据。

b. 不确定性参数筛选

为实现对关键不确定性输入参数的有效筛选，本研究采用相关性分析策略。鉴于非能动系统内部存在复杂的非线性热物理过程与多场耦合效应，导致输入参数与输出性能指标之间常呈现非线性关系，故选用斯皮尔曼（Spearman）秩相关系数来度量二者间的单调相关性，其计算公式为：

$$r_s = 1 - 6\sum d_i^2 / n\left(n^2 - 1\right) \tag{2}$$

式中：d_i表示第i对样本的两个变量的秩次之差；n为样本量；r_s的取值范围为[−1, 1]，其绝对值$|r_s|$越大，表示相关性越强。

本研究采用一个经样本量选择准则所支持的小样本数据集进行初步筛选[18]。然而，在小样本分析的背景下，若沿用传统的强相关性判断标准（如$|r_s| > 0.3$）与严格的统计显著性阈值（如$p < 0.05$），则存在因统计功效不足而过早排除潜在关键参数的风险。本研究借鉴了Bursac等“有目的的选择”思想[19]，其核心是在初步筛选阶段采用更为包容的准则，以确保所有具备潜在工程意义的变量均能进入下一轮的审查。因此，本阶段确立了一套旨在提升筛选包容性的综合性评判标准：相关性系数绝对值：$|r_s| > 0.1$；统计显著性水平：$p < 0.25$。

此举旨在以较低的计算成本，稳健地构建一个更全面的关键不确定性输入参数集，为开展物理过程失效评估奠定基础。

3 PRS物理过程不确定性参数筛选

3.1 失效模式分析

在本研究中，为系统识别PRS在运行过程中可能出现的热工水力物理过程失效模式，并评估其对系统功能的潜在影响，采用了FMEA方法。PRS系统采用三列冗余设计，每列的部件组成和结构相同，不失一般性。为简化分析，选取第一列作为典型研究对象，其核心组件包括一台换热水箱、两台应急补水箱、一台应急余热排出冷却器、多个电动隔离阀以及对应的系统管道等。分析过程中不考虑管道破裂、泄漏及阀门失灵等设备机械故障，仅针对由运行条件偏离或热工水力特性变化引起的物理过程失效展开，包括堆芯与二次侧传热链中断、换热水箱初始状态偏离、换热表面特性变化以及流动阻塞等[20]。各失效模式按照系统主要设备进行归类，表1总结了各模式的可能成因、影响机制和后果，为后续不确定性输入参数的识别提供依据。

3.2 不确定性参数识别

为量化不同物理过程失效模式在最佳估算程序中的可模拟性，并建立其与模型输入参数之间的映射关系，本研究基于前述FMEA结果，将各失效模式对应的关键不确定性因素转化为可在计算模型中直接施加或调整的输入变量。由于本研究关注的是运行条件偏离或热工水力特性变化引起的系统功能削弱，不考虑机械结构破坏或阀门卡滞等设备固有故障，因此所选不确定性输入参数均围绕热源强度、传热能力、流动阻力、初始状态及介质性质等方面展开。针对每一失效模式，结合其可能的物理机理，确定与之直接相关的模型输入参数。表2总结了失效模式和关联的不确定性输入参数。

根据表2及事故情景定义，最终识别选取了24个不确定性输入参数，列于表3第2列。同时，为有效地捕捉系统失效域，以及对系统运行范围进行全面分析和深入探讨，本研究采用了均匀分布，并对每个参数赋予了相对较宽的参数变化范围用于开展不确定性传递计算，见表3第4列。

3.3 不确定性传递计算

根据表3中所列的24个输入参数的分布范围，采用拉丁超立方抽样生成100组不确定性输入参数样本（记为A组）。将全部抽样数据进行归一化处理并汇总，如图2所示。图中每一个散点代表某一不确定性输入参数的一个样本值，连线表示一个样本组合。由图2可见，抽样结果与表3中的参数定义要求一致，且在各参数空间中分布均匀，具有较好的代表性。

以ASYST程序作为最佳估算分析工具，对上述100组样本分别进行不确定性传递计算，得到每组样本对应的关键性能指标（$R_P(t^*)$），如图3所示。结果表明，所有样本的$R_P(t^*)$均大于1，未出现潜在失效样本。这一现象在失效概率通常处于10^{-4}量级的非能动安全系统物理过程中是合理的，因为当前样本量尚不足以覆盖极端失效情形。然而，从图3可以看出，所得$R_P(t^*)$结果在不同样本之间呈现出显著的区分度，表明不确定性输入参数的变化对系统性能具有可观的影响。

表1 FMEA分析结果
Table 1 FMEA analysis results

序号 No.	设备/组件 Component	失效模式 Failure mode	后果 Consequences	可能的失效原因 Possible causes
1	蒸汽发生器 SG	单系列热负荷超设计带出能力 Excessive thermal load on single-train PRS	单系列热负荷过载导致带热能力不足，引起堆芯过热风险增加 Insufficient heat removal and core overheating risk due to single-train thermal overload	堆芯衰变热过高 Excessive decay heat in the reactor core
2	蒸汽发生器 SG	堆芯热量未能有效传递给二次侧 Ineffective heat transfer from the reactor core to the secondary side	堆芯冷却不足 Insufficient cooling of the reactor core	一回路流动异常，未能将堆芯热量传递至蒸汽发生器 Abnormal primary loop flow preventing heat transfer from core to steam generator
3	蒸汽发生器 SG	蒸汽发生器水位异常 Abnormal water level in the steam generator	PRS投入后效率降低 Reduced efficiency after PRS activation	蒸汽发生器水位测量异常 Abnormal water level measurement in the steam generator
4	换热水箱 Heat transfer tank	换热水箱初始温度过高 Excessively high initial temperature of the heat transfer tank	冷凝效率下降、驱动力降低导致带热能力减小 Decreased heat removal capacity due to reduced condensation efficiency and diminished driving force	极端气象、季节性因素等引起环境温度过高 Elevated ambient temperatures due to extreme meteorological conditions and seasonal factors
5	应急余热排出冷却器 E-HX	换热管表面传热退化 Degradation of surface heat transfer on heat exchange tubes	冷凝效率下降、驱动力降低导致带热能力减小 Decreased heat removal capacity due to reduced condensation efficiency and diminished driving force	氧化、腐蚀、老化或局部压力导致表面特性改变 Surface property alteration caused by oxidation, corrosion, aging, or localized pressure
6	应急余热排出冷却器 E-HX	换热管内沉积导致流通受限 Flow restriction caused by deposition inside heat exchange tubes	冷却器管侧阻力增大、有效换热面积减小，导致带热能力下降 Decreased heat removal capacity due to increased tube-side resistance and reduced effective heat transfer area result in	悬浮颗粒沉积、腐蚀产物聚集 Suspended particle deposition and corrosion product accumulation
7	应急余热排出冷却器 E-HX	不凝性气体积聚 Accumulation of non-condensable gases	换热效率降低 Reduced heat transfer efficiency	管内气体残留、溶解气析出、化学反应释放气体 Residual gas in tubes, dissolved gas outgassing, and gas generation from chemical reactions
8	应急补水箱 E-MT	初始水装量不足 Insufficient initial water inventory	不能有效补充事故下排放的蒸汽损失 Insufficient compensation for steam loss during accident conditions	应急补水箱水位测量异常 Abnormal water level measurement in E-MT
9	电动隔离阀 IV	表面流动特性退化 Degraded surface flow characteristics	管道压降增加，PRS系统自然循环流量与带热能力下降 Decreased natural circulation flow rate and heat removal capacity of the PRS due to increased pipeline pressure drop	氧化、腐蚀、杂质等 Oxidation, corrosion, impurities, *etc*.
10	系统管道 System pipeline	管道内表面流动特性退化 Degradation of flow characteristics on the inner surface of pipelines	管道压降增加，PRS系统自然循环流量与带热能力下降 Decreased natural circulation flow rate and heat removal capacity of the PRS due to increased pipeline pressure drop	氧化、腐蚀、杂质沉淀等 Oxidation, corrosion, impurities, *etc*.

3.4 不确定性参数筛选

本节旨在对小样本数据集（A组，n = 100）的计算结果进行相关性分析，以实现对关键不确定性输入参数的筛选。采用该筛选策略所述的斯皮尔曼秩相关系数，对全部输入参数与性能指标之间的相关性进行了计算，结果汇总于表3第5列与第6列中。

表2　不确定性输入参数识别
Table 2　Identification of uncertain input parameters

序号 No.	失效模式 Failure mode	关联的不确定性输入参数 Associated uncertainty input parameters
1	单系列热负荷超设计带出能力 Excessive thermal load on single-train PRS	衰变功率 Decay power
2	堆芯热量未能有效传递给二次侧 Ineffective heat transfer from the reactor core to the secondary side	手动停泵时间 Manual pump shutdown time 主泵转动惯量 Moment of inertia of the primary coolant pump
3	蒸汽发生器水位异常 Abnormal water level in the steam generator	蒸汽发生器初始水位 Initial water level of the steam generator
4	换热水箱初始温度过高 Excessively high initial temperature of the heat transfer tank	换热水箱初始温度 Initial temperature of the heat transfer tank
5	应急余热排出冷却器换热管表面传热退化 Degradation of surface heat transfer on heat exchange tubes of the E-HX	应急余热排出冷却器管侧换热系数 应急余热排出冷却器壳侧换热系数 Heat transfer coefficient on the tube side of the E-HX Heat transfer coefficient on the shell side of the E-HX
6	应急余热排出冷却器换热管内沉积导致流通受限 Flow restriction caused by deposition inside heat exchange tubes of the E-HX	应急余热排出冷却器换热管数 应急余热排出冷却器换热管内外径 Number of heat exchange tubes in the E-HX Inner and outer diameters of the heat exchange tube in the E-HX
7	应急余热排出冷却器不凝性气体积聚 Accumulation of non-condensable gases in the E-HX	应急余热排出冷却器管侧换热系数 Heat transfer coefficient on the tube side of the E-HX
8	应急补水箱初始水装量不足 Insufficient initial water inventory in the E-MT	应急补水箱水位 Water inventory in the E-MT
9	电动隔离阀表面流动特性退化 Degraded surface flow characteristics of the IV	蒸气段局部阻力系数 冷凝水段局部阻力系数 Coefficient of local resistance of the steam line Coefficient of local resistance of the condensate line
10	管道内表面流动特性退化 Degradation of flow characteristics on the inner surface of pipelines	蒸气段局部阻力系数 冷凝水段局部阻力系数 Coefficient of local resistance of the steam line Coefficient of local resistance of the condensate line

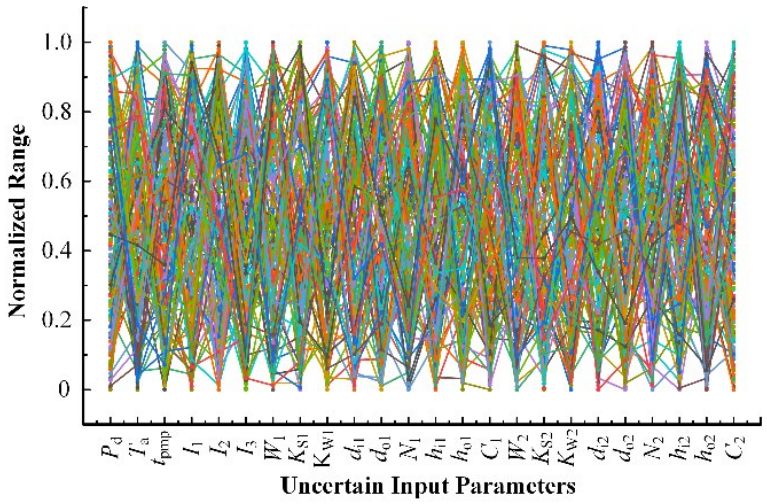


图2　不确定性输入参数样本组合（彩图见网络版）
Fig.2　Combinations of uncertain input parameter sample (color online)

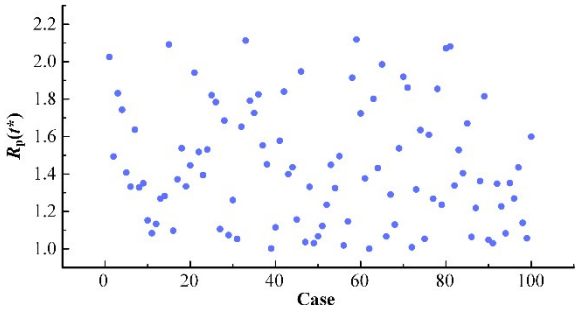


图3 100个样本组合的关键性能指标
Fig.3 Key performance indicators of 100 sample combinations

表3 不确定性输入参数与性能指标参数相关性系数及显著性水平
Table 3 Correlation coefficients and significance levels between input parameters and output parameters

序号 No.	不确定性输入参数 Uncertainty input parameters	符号 Symbols	范围 Range	A组 Group A		B组 Group B	
				$\lvert r_s \rvert$	p	$\lvert r_s \rvert$	p
1	衰变功率 Decay power	P_d	(0.5, 1.5)	0.939 0	<0.000 1	0.944 0	<0.000 1
2	换热水箱初始温度 Initial temperature of the heat transfer tank	T_a	(0.92, 1.12)	0.128 6	0.202 2	0.085 8	<0.000 1
3	手动停泵时间 Manual pump shutdown time	t_{pmp}	(0.95, 1.05)	0.121 3	0.229 4	0.004 6	0.648 3
4	环路一主泵转动惯量 Moment of inertia of the primary coolant pump in Loop 1	I_1	(0.5, 1.5)	0.019 0	0.851 2	0.004 5	0.657 2
5	环路二主泵转动惯量 Moment of inertia of the primary coolant pump in Loop 2	I_2	(0.5, 1.5)	0.013 4	0.895 0	0.001 9	0.851 6
6	环路三主泵转动惯量 Moment of inertia of the primary coolant pump in Loop 3	I_3	(0.5, 1.5)	0.057 7	0.568 8	0.010 6	0.292 2
7	环路一蒸汽发生器初始水位 Initial water level of the steam generator in Loop 1	W_1	(0.9, 1.1)	0.105 6	0.295 8	0.004 7	0.637 7
8	PRS系列一蒸汽段阻力系数 Coefficient of local resistance in the steam line of PRS Train 1	K_{S1}	(0.5, 1.5)	0.047 4	0.639 8	0.038 1	0.000 2
9	PRS系列一冷凝水段阻力系数 Coefficient of local resistance in the condensate line of PRS Train 1	K_{W1}	(0.5, 1.5)	0.200 8	0.045 2	0.182 5	<0.000 1
10	PRS系列一应急余热排出冷却器换热管内径 Inner diameter of the heat exchange tubes in the E-HX of PRS Train 1	d_{i1}	(0.5, 1.5)	0.047 8	0.636 7	0.005 9	0.560 0
11	PRS系列一应急余热排出冷却器换热管外径 Outer diameter of the heat exchange tubes in the E-HX of PRS Train 1	d_{o1}	(0.5, 1.5)	0.001 3	0.989 6	0.018 0	0.075 1
12	PRS系列一应急余热排出冷却器换热管数 Number of heat exchange tubes in the E-HX of PRS Train 1	N_1	(0.5, 1.5)	0.074 4	0.461 7	0.004 1	0.684 2
13	PRS系列一应急余热排出冷却器管侧换热系数 Heat transfer coefficient on the tube side of the E-HX of PRS Train 1	h_{i1}	(0.5, 1.5)	0.012 6	0.900 8	0.010 6	0.293 1
14	PRS系列一应急余热排出冷却器壳侧换热系数 Heat transfer coefficient on the shell side of the E-HX of PRS Train 1	h_{o1}	(0.5, 1.5)	0.022 2	0.826 3	0.003 4	0.737 1
15	PRS系列一补水箱水装量 Water inventory of the E-MT of PRS Train 1	C_1	(0.95, 1.05)	0.004 4	0.965 7	0.001 8	0.857 3
16	环路二蒸汽发生器初始水位 Initial water level of the steam generator in Loop 2	W_2	(0.9, 1.1)	0.127 5	0.206 4	0.003 3	0.746 3
17	PRS系列二蒸汽段阻力系数 Coefficient of local resistance in the steam line of PRS Train 2	K_{S2}	(0.5, 1.5)	0.067 3	0.506 2	0.057 7	<0.000 1
18	PRS系列二冷凝水段阻力系数 Coefficient of local resistance in the condensate line of PRS Train 2	K_{W2}	(0.5, 1.5)	0.273 2	0.006 0	0.185 0	<0.000 1
19	PRS系列二应急余热排出冷却器换热管内径 Inner diameter of the heat exchange tube in the E-HX of PRS Train 2	d_{i2}	(0.5, 1.5)	0.068 4	0.499 0	0.007 3	0.468 6

续表

序号 No.	不确定性输入参数 Uncertainty input parameters	符号 Symbols	范围 Range	A组 Group A		B组 Group B	
				$\lvert r_s \rvert$	p	$\lvert r_s \rvert$	p
20	PRS系列二应急余热排出冷却器换热管外径 Outer diameter of the heat exchange tube in the E-HX of PRS Train 2	d_{o2}	(0.5, 1.5)	0.069 2	0.493 9	0.013 9	0.168 4
21	PRS系列二应急余热排出冷却器换热管数 Number of heat exchange tubes in the E-HX of PRS Train 2	N_2	(0.5, 1.5)	0.077 9	0.441 2	0.006 2	0.539 9
22	PRS系列二应急余热排出冷却器管侧换热系数 Heat transfer coefficient on the tube side of the E-HX of PRS Train 2	h_{i2}	(0.5, 1.5)	0.138 0	0.170 9	0.005 8	0.564 3
23	PRS系列二应急余热排出冷却器壳侧换热系数 Heat transfer coefficient on the shell side of the E-HX of PRS Train 2	h_{o2}	(0.5, 1.5)	0.155 9	0.121 5	0.007 6	0.449 2
24	PRS系列二补水箱水装量 Water inventory of the E-MT of PRS Train 2	C_2	(0.95, 1.05)	0.071 2	0.481 5	0.009 7	0.336 7

分析结果表明，若以传统统计标准衡量，仅有衰变功率（P_d）一个参数表现出显著的相关性（$p < 0.05$，$|r_s| > 0.3$），而其余参数的相关性均未达到此水平。这一现象凸显了在小样本条件下，仅依赖严格统计阈值进行判断可能导致信息损失。为避免因小样本统计功效不足而遗漏潜在重要参数，本研究应用了在筛选策略中确立的包容性筛选准则，即同时满足相关性系数绝对值$|r_s| > 0.1$且统计显著性水平$p < 0.25$的参数被识别为关键不确定性输入参数。

依据此标准，最终筛选出8个对系统性能有潜在显著影响的不确定性输入参数。这些参数按其相关性系数值（$|r_s|$）降序排列，其结果如图4所示，它们分别为：1）衰变功率（P_d）；2）PRS系列二冷凝水段阻力系数（K_{W2}）；3）PRS系列一冷凝水段阻力系数（K_{W1}）；4）PRS系列二应急余热排出冷却器壳侧换热系数（h_{o2}）；5）PRS系列二应急余热排出冷却器管侧换热系数（h_{i2}）；6）换热水箱初始温度（T_a）；7）环路二蒸汽发生器初始水位（W_2）；8）手动停泵时间（t_{pmp}）。

在上述统计筛选的基础上，本研究进一步引入了基于物理类比性的工程判断，以确保筛选结果的完备性。研究注意到，部分具有对称或同源物理特性的参数，其相关性分析结果在小样本中呈现出显著差异。例如，尽管环路二蒸汽发生器初始水位（W_2）被识别为候选参数，但其物理上的对等参数环路一蒸汽发生器初始水位（W_1）的统计指标未完全满足筛选准则。类似地，与被选中的PRS系列二应急余热排出冷却器壳侧换热系数（h_{o2}）、PRS系列二应急余热排出冷却器管侧换热系数（h_{i2}）相比，PRS系列一对应的换热系数（h_{o1}，h_{i1}）显示出极弱的相关性。这种不一致性很可能源于小样本抽样，而非真实的物理重要性差异。为排除此类偶然因素的干扰，并对这些同源参数的实际影响进行对称性评估，本研究决定同样保留W_1、h_{o1}及h_{i1}作为候选关键参数。最终，形成的候选参数集共包含11个关键不确定性输入参数。

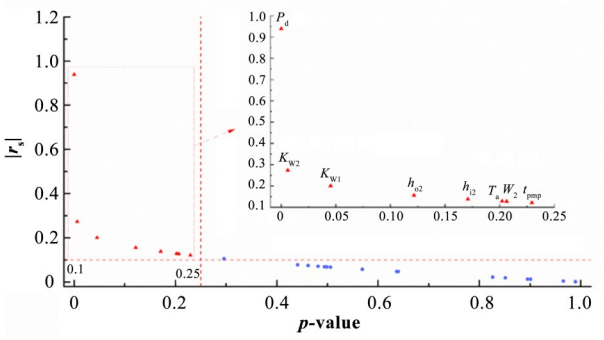


图4 关键不确定性输入参数筛选（彩图见网络版）
Fig.4 Critical uncertainty input parameter screening (color online)

3.5 验证

为严格评估初步筛选阶段的有效性，并获得对参数相关性的高置信度认知，本节采用大规模样本数据集（B组，$n = 10\,000$）的计算结果作为基准，对小样本（A组）的筛选结果进行验证与讨论。

参照同样的步骤，将B组相关性分析结果列于表3第7列与第8列中。由分析结果可知，由于B组样本量的大幅增加，统计功效显著提升。例如，在A组中未呈现统计显著性的换热水箱初始温度（T_a）、PRS系列一蒸汽段阻力系数（K_{S1}）等参数，在B组大样本中其p值均远小于0.05，证实了它们与系统性能之间存在真实的关联。

利用大样本的高置信度结果，并参照较为严格的筛选准则（$|r_s| > 0.1$，$p < 0.05$），可以识别出对系统性能影响最为关键的参数。按相关性强度排序，排在前列的参数主要为：1）衰变功率（P_d）；2）PRS系列二冷凝水段阻力系数（K_{W2}）；3）PRS系列一冷凝水段阻力系数（K_{W1}）。

将上述基准结果与前一节得到的11个候选参

数集进行比对，可以得出验证结论：通过小样本分析和工程判断所筛选出的候选参数集，已成功地将大样本分析识别出的所有强相关参数囊括在内。

该比较结果证实了筛选策略兼具高效性与可靠性。该策略使用极小的计算代价将不确定性参数的考察范围从最初的24个缩减至11个，实现了超过50%的降维，降低了后续物理过程失效分析的复杂性与计算成本。同时，此番简化并未牺牲分析的保真度。结果表明，在实践中，采用小样本进行初步筛选以聚焦分析重点的策略是可行的，是在有限资源条件下对复杂物理过程进行评估的有效路径。

4　结语

为实现对影响华龙一号二次侧非能动余热排出系统性能的关键不确定性参数的有效筛选，本研究成功构建并应用了一套系统性的分析方法，主要结论如下：

1）本研究构建了“物理失效机理识别→不确定性参数转化→不确定性量化传递→关键参数筛选”的完整分析链条。该框架将定性的物理过程理解与定量的统计分析相结合，为识别复杂系统中的关键不确定性源提供了系统性的解决方案。

2）本研究的核心贡献在于提出并应用了一种基于小样本的高效筛选策略。实践证明，利用小样本（$n = 100$）并结合一套经审慎选择的宽松统计准则（$|r_s| > 0.1$, $p < 0.25$）与工程判断，能够以低计算成本，将参数空间从24个大幅缩减至11个，聚焦于最可能影响系统性能的关键参数。

3）本研究通过一次独立的、基于大规模样本（$n = 10\,000$）的基准分析，对上述小样本筛选策略的可靠性进行了严格验证。验证结果证实，小样本筛选出的候选集完整地囊括了由大样本分析所识别出的全部高相关性参数，证明了该策略在实现参数降维的同时保证了分析结果的保真度。

本研究的结论表明，在非能动安全系统物理过程失效的不确定性参数筛选研究中，所提出的小样本筛选策略是一条兼具高效性与可靠性的路径。它能够在研究初期快速聚焦分析重点，为后续物理过程失效评估或关键部件识别等工作奠定坚实基础。

作者贡献声明　王嘉剑负责论文构思、数据分析与撰写；焦小伟负责失效模式分析、建模分析和论文修改；夏建华负责建模分析；王善普负责失效模式分析、论文排版。

参考文献

1　焦小伟, 王凯, 何兆忠, 等. 固态熔盐堆全厂断电ATWS事故工况下的堆芯安全探讨[J]. 核技术, 2015, **38**(2): 020604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.020604.
JIAO Xiaowei, WANG Kai, HE Zhaozhong, *et al*. Core safety discussion under station blackout ATWS accident of solid fuel molten salt reactor[J]. Nuclear Techniques, 2015, **38**(2): 020604. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2015.hjs.38.020604.

2　乔延凯, 曹云, 程懋松, 等. 高温剪断式触发吸收球非能动停堆装置可行性分析[J]. 核技术, 2017, **40**(7): 070605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.070605.
QIAO Yankai, CAO Yun, CHENG Maosong, *et al*. Feasibility analysis on passive shutdown device with high temperature shearing trigger absorber ball[J]. Nuclear Techniques, 2017, **40**(7): 070605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.070605.

3　Zio E, Pedroni N. Monte Carlo simulation-based sensitivity analysis of the model of a thermal–hydraulic passive system[J]. Reliability Engineering & System Safety, 2012, **107**: 90–106. DOI: 10.1016/j. ress. 2011. 08.006.

4　刘宇生, 许超, 攸国顺, 等. 非能动核电厂全厂断电事故自然循环现象研究[J]. 核技术, 2018, **41**(11): 110603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.110603.
LIU Yusheng, XU Chao, YOU Guoshun, *et al*. Study on natural circulation phenomena of passive nuclear power plant under station blackout accident[J]. Nuclear Techniques, 2018, **41**(11): 110603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.110603.

5　潘晓磊, 王家群, 胡丽琴, 等. 基于响应面拟合方法中国铅基研究实验堆非能动余热排出系统可靠性分析[J]. 核技术, 2016, **39**(5): 050602. DOI: 10.11889/j. 0253-3219. 2016.hjs.39.050602.
PAN Xiaolei, WANG Jiaqun, HU Liqin, *et al*. Response-surface-fitting method based reliability analysis for passive decay heat removal system of China lead-based research reactor[J]. Nuclear Techniques, 2016, **39**(5): 050602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.050602.

6　王晨阳, 夏庚磊, 彭敏俊, 等. 基于自适应代理模型的非能动系统可靠性分析[J]. 哈尔滨工程大学学报, 2024, **45**(2): 383–389. DOI: 10.11990/jheu.202202012.
WANG Chenyang, XIA Genglei, PENG Minjun, *et al*. Passive system reliability assessment based on an adaptive surrogate model[J]. Journal of Harbin

Engineering University, 2024, **45**(2): 383 – 389. DOI: 10.11990/jheu.202202012.

7 张世琦, 彭敏俊, 夏庚磊, 等. 海洋条件下非能动系统高效全局敏感性分析方法研究[J]. 核技术, 2024, **47**(6): 060605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.060605.
ZHANG Shiqi, PENG Minjun, XIA Genglei, *et al*. Efficient global sensitivity analysis method for passive systems under ocean conditions[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(6): 060605. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2024.hjs.47.060605.

8 夏少雄, 王家群, 潘晓磊, 等. 中国铅基研究堆非能动余热排出系统可靠性分析[J]. 核技术, 2015, **38**(2): 020605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.020605.
XIA Shaoxiong, WANG Jiaqun, PAN Xiaolei, *et al*. Reliability analysis of passive decay heat removal system of China lead-based research reactor[J]. Nuclear Techniques, 2015, **38**(2): 020605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.020605.

9 Burgazzi L. Addressing the uncertainties related to passive system reliability[J]. Progress in Nuclear Energy, 2007, **49**(1): 93 – 102. DOI: 10.1016/j. pnucene. 2006. 10.003.

10 Burgazzi L. Reliability evaluation of passive systems through functional reliability assessment[J]. Nuclear Technology, 2003, **144**(2): 145 – 151. DOI: 10.13182/NT144-145.

11 Marquès M, Pignatel J F, Saignes P, *et al*. Methodology for the reliability evaluation of a passive system and its integration into a Probabilistic Safety Assessment[J]. Nuclear Engineering and Design, 2005, **235**(24): 2612 – 2631. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2005.06.008.

12 Zhang Z J, Olatubosun S A. Uncertainties associated with the reliability of thermal-hydraulic nuclear passive systems[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2019, **56**(1): 17 – 31. DOI: 10.1080/00223131.2018.1532847.

13 Burgazzi L. Addressing the challenges posed by advanced reactor passive safety system performance assessment[J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, **241**(5): 1834 – 1841. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2011.02.002.

14 Di Maio F, Pedroni N, Tóth B, *et al*. Reliability assessment of passive safety systems for nuclear energy applications: state-of-the-art and open issues[J]. Energies, 2021, **14**(15): 4688. DOI: 10.3390/en14154688.

15 Stamatis D H. Failure mode and effect analysis: FMEA from theory to execution[M]. 2nd ed. Revised and expanded. Milwaukee, Wis.: ASQ Quality Press, 2003.

16 李亚球, 朱嘉伟, 孙强, 等. 基于FMEA的密封氘氚中子管可靠性分析[J]. 核技术, 2018, **41**(11): 110402. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.110402.
LI Yaqiu, ZHU Jiawei, SUN Qiang, *et al*. Reliability analysis of sealed D-T neutron tube based on FMEA[J]. Nuclear Techniques, 2018, **41**(11): 110402. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.110402.

17 Helton J C, Davis F J. Latin hypercube sampling and the propagation of uncertainty in analyses of complex systems [J]. Reliability Engineering & System Safety, 2003, **81**(1): 23 – 69. DOI: 10.1016/S0951-8320(03)00058-9.

18 Bujang M A, Baharum N. Sample size guideline for correlation analysis[J]. World Journal of Social Science Research, 2016, **3**(1): 37. DOI: 10.22158/wjssr.v3n1p37.

19 Bursac Z, Gauss C H, Williams D K, *et al*. Purposeful selection of variables in logistic regression[J]. Source Code for Biology and Medicine, 2008, **3**: 17. DOI: 10.1186/1751-0473-3-17.

20 董博通, 肖瑶, 李俊龙, 等. 小型堆二次侧非能动余热排出系统特性计算分析[J]. 核技术, 2024, **47**(3): 030602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.030602.
DONG Botong, XIAO Yao, LI Junlong, *et al*. Development and analysis of passive residual heat-removal system on secondary side of small reactor[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(3): 030602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.030602.