

## 溶液堆内部事件概率安全分析框架研究

王 , 张 丹, 邹志强, 王宁宁, 杨未东, 都 昱

### Probabilistic Safety Analysis Framework for Internal Events of Aqueous Homogeneous Reactor

Wang Zhe, Zhang Dan, Zou Zhiqiang, Wang Ningning, Yang Weidong, and Du Yu

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2023.04.0133>

### 您可能感兴趣的其他文章

#### Articles you may be interested in

#### 西安脉冲堆概率安全分析技术要点及分析框架研究

Study on Key Techniques and Framework of Probabilistic Safety Assessment in Xi'an Pulsed Reactor

核动力工程. 2018, 39(3): 100–106

#### 西安脉冲堆满功率运行工况内部事件二级概率安全分析

Internal Initiating Event Level 2 Probabilistic Safety Assessment during Full Power Operation of Xi'an Pulsed Reactor

核动力工程. 2019, 40(2): 80–84

#### 概率安全评价在核能安全分析领域的应用和发展

Evaluation and Application of Probabilistic Safety Assessment in Nuclear Energy Safety Analysis

核动力工程. 2020, 41(6): 1–7

#### 基于RAVEN的SGTR事故概率安全裕度分析方法研究

Research on Probabilistic Safety Margin Analysis Method of SGTR Based on Raven

核动力工程. 2021, 42(6): 120–127

#### 三代压水堆核电厂稳压器快速卸压系统功能扩展研究

Study on Function Extension of Pressurizer Fast Depressurization System for Gen III PWR NPPs

核动力工程. 2021, 42(5): 162–166

#### 小型自然循环铅基快堆内部始发事件选取研究

Study on Selection of Internal Initiating Events of Small Natural Circulation Lead-Cooled Fast Reactor

核动力工程. 2021, 42(5): 51–56



关注微信公众号, 获得更多资讯信息

文章编号: 0258-0926(2023)04-0133-05; DOI:10.13832/j.jnpe.2023.04.0133

# 溶液堆内部事件概率安全分析框架研究

王喆<sup>1</sup>, 张丹<sup>2\*</sup>, 邹志强<sup>2</sup>, 王宁宁<sup>2</sup>, 杨未东<sup>1</sup>, 都昱<sup>1</sup>

1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京, 100082; 2. 中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610213

**摘要:** 液体燃料反应堆(简称溶液堆)与传统固体燃料反应堆在安全设计和运行特性等方面存在重大差异, 无法仅按照现有以确定论为核心的设计方法进行安全设计, 必须在设计之初引入概率安全分析(PSA)技术。由于燃料形态、安全屏障及缓解系统等与固体燃料反应堆的差异, 传统以堆芯损坏为核心的反应堆PSA技术无法直接适用于溶液堆。在调研国内外传统研究堆、溶液堆及乏燃料后处理厂相关要求及分析技术后, 以我国正在研发的医用同位素试验堆为对象, 提出了溶液堆PSA安全目标, 并建立了PSA技术框架, 为该类型反应堆PSA的开展和安全审查奠定基础。

**关键词:** 溶液堆; 概率安全分析; 安全目标

**中图分类号:** TL333 **文献标志码:** A

## Probabilistic Safety Analysis Framework for Internal Events of Aqueous Homogeneous Reactor

Wang Zhe<sup>1</sup>, Zhang Dan<sup>2\*</sup>, Zou Zhiqiang<sup>2</sup>, Wang Ningning<sup>2</sup>, Yang Weidong<sup>1</sup>, Du Yu<sup>1</sup>

1. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecological Environment, Beijing, 100082, China;  
2. Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

**Abstract:** There are significant differences in the safety design and operation characteristics between liquid fuel reactor (aqueous homogeneous reactor) and traditional solid fuel reactor, therefore, it is impossible to carry out the safety design of aqueous homogeneous reactor only using the existing safety design methods based on deterministic theories, and probabilistic safety analysis (PSA) technique must be adopted at the beginning of the design period. Due to the differences in fuel forms, safety barriers and mitigation systems, the traditional PSA technique for reactor, which is based on the core damage, cannot be directly applied to aqueous homogeneous reactors. After investigating the requirements and analysis of traditional research reactors, aqueous homogeneous reactors and spent fuel reprocessing facilities at home and abroad, taking the medical isotope test reactor being developed in China as the object, the PSA safety objectives of aqueous homogeneous reactor is put forward, and the PSA technical framework is established, which lays the foundation for the PSA development and safety review of this type of reactor.

**Key words:** Aqueous homogeneous reactor, Probabilistic safety analysis (PSA), Safety objectives

## 0 引言

液体燃料反应堆(简称溶液堆)<sup>[1]</sup>是以水铀溶液或熔盐铀流体等为燃料的反应堆, 燃料溶液既是热源也是冷却剂, 甚至是慢化剂。从反应堆

物理的角度看, 燃料与冷却剂均匀弥散, 此类反应堆也称为均匀反应堆, 而传统固体燃料反应堆为非均匀反应堆。溶液堆的代表为熔盐堆, 已被四代堆国际论坛列入第四代反应堆, 作为未来动

收稿日期: 2022-11-08; 修回日期: 2023-04-20

作者简介: 王喆(1985—), 男, 高级工程师, 硕士研究生, 现从事核电厂安全评审和概率安全分析工作, E-mail: optimusw@hotmail.com

\*通讯作者: 张丹, E-mail: victorydan@126.com

力堆之一；除此之外，采用酸性水铀溶液的水锅炉反应堆被用于科学研究与医用同位素开发。溶液堆与传统固体燃料反应堆在安全设计和运行特性等方面存在重大差异，应在设计之初引入概率安全分析（PSA）技术，进行确定论与概率论相结合的安全设计。本文在调研国内外传统研究堆、溶液堆及乏燃料后处理厂相关要求或分析技术后，以我国正在研发的医用同位素试验堆为对象，对 PSA 安全目标进行了研究，并建立了溶液堆 PSA 技术框架，为该类型堆 PSA 的开展和安全审查奠定基础。

## 1 国内外研究现状

国内外均开展过溶液堆的研发工作，建造了多座反应堆或临界装置<sup>[2]</sup>，并将其纳入研究堆管理；除此之外，乏燃料后处理厂与溶液堆具有一定的相似性。本节以溶液堆 PSA 技术研究为目标，进行了相关法规要求、工程实践和科研现状的技术调研。

### 1.1 研究堆 PSA 总体要求

相对动力堆要求采用确定论结合概率论的分析方法，根据我国法规 HAF201<sup>[3]</sup> 要求，研究堆仅将概率论分析作为确定论分析的补充，该要求和国际原子能机构（IAEA）的要求<sup>[4]</sup> 是一致的。基于上述法规要求，我国研究堆在设计中，PSA 仅作为确定论安全分析的补充或安全相关科研课题。美国现有核安全监管法规对研究堆 PSA 工作未提出明确要求，而对于新型反应堆的研发<sup>[5]</sup>，由于与传统堆型的重大差异，监管机构提倡采用风险指引的安全设计，在新堆设计之初即引入 PSA 技术，指导反应堆的安全设计基准、安全分级和纵深防御要求的建立。

### 1.2 国内研究堆及乏燃料后处理厂 PSA 情况

近年来，我国针对研究堆及原型动力堆 [如纳入研究堆管理的中国实验快堆（CEFR）] 开展了大量 PSA 研究工作。对于传统的水冷研究堆，如高通量工程试验堆<sup>[6]</sup>、绵阳研究堆<sup>[7]</sup> 及西安脉冲堆<sup>[8]</sup> 等，主要基于动力堆 1 级 PSA 技术路线开展了内部事件 1 级 PSA，以燃料元件表面发生偏离饱和沸腾或温度超出安全限值为损坏准则，分析得到堆芯损坏频率（CDF）均处于  $10^{-7}$ （堆·年）<sup>-1</sup> 或  $10^{-6}$ （堆·年）<sup>-1</sup> 量级；即使

发生放射性释放，也不存在场外大量放射性释放的风险。针对高温气冷堆（HTR-PM）<sup>[9]</sup>，由于其燃料和屏障的特殊性，采用了结合 1 级和 2 级 PSA 直接进行放射性释放风险的分析。针对 CEFR，开展了内部事件 1 级 PSA<sup>[10]</sup>、钠火 PSA 等风险分析工作。

乏燃料后处理工序中也存在铀溶解于酸性溶液的阶段，此阶段和溶液堆具有一定的相似性。国内针对乏燃料后处理厂开展了 PSA 工作<sup>[11]</sup>，由于不存在复杂的缓解系统，主要采用了故障树方法开展分析；由于乏燃料后处理厂源项较小，放射性释放风险比核电厂低 2~3 个量级。

### 1.3 国外溶液堆及乏燃料后处理厂 PSA 情况

美国在早期建造了多座溶液堆，但未开展 PSA，针对近年来正在建造的液体燃料试验堆<sup>[12]</sup> 也未要求开展 PSA，同时针对其他研究堆的 PSA 研究也鲜见报道。美国针对萨凡纳河乏燃料后处理厂开展了 PSA 工作，并在基于核电设备可靠性数据、乏燃料后处理厂自身设备可靠性数据及其他工业设备可靠性数据的基础上建立了 PSA 数据库。对比乏燃料后处理厂和核电厂通用设备可靠性数据发现<sup>[13]</sup>，由于前者液体工质具有较强的腐蚀性，一些设备的失效率（如阀门泄漏率）明显高于核电厂同类设备；除此之外，乏燃料后处理厂人员手动操作的需求失效率比核电厂高一个量级。

针对熔盐堆，瑞士保罗谢勒研究所（PSI）<sup>[14]</sup> 将 PSA 引入到设备安全分级和设计基准事故清单确定中，并开展了相关探索。

### 1.4 其他相关研究

由于本文研究对象属于新型小型反应堆，本节将对国内外相关研究进一步调研，此方面的研究主要以美国为主。

美国近年来针对革新型反应堆（主要为新工质或新燃料反应堆）全面引入了风险指引的设计理念，重新构建新堆安全设计要求，提出了“风险指引、基于性能和技术兼容”的新要求，同时在设计基准工况划分中，考虑现有反应堆工程经验和新堆特点，建立了以  $10^{-4}$ （堆·年）<sup>-1</sup> 或  $10^{-5}$ （堆·年）<sup>-1</sup> 为设计基准截断频率的新要求，将运行状态划分为正常运行、预期瞬态、设计基准事故和超设计基准事故，并发布了相关导则<sup>[5]</sup>。

美国在新堆及 PSA 技术方面的上述研究将对国际核工业届相关研究产生重要影响。

### 1.5 小结

研究堆设计中，国内外法规及工程实践中均仍以确定论安全技术为主，PSA 作为辅助或未考虑。而对于革新型反应堆，由于传统水冷反应堆为基础建立的设计基准不再适用，需要在设计过程中尽早引入 PSA 技术，开展基于确定论与概率论相结合的安全设计。

针对溶液堆，国内外均未系统性开展过 PSA，仅针对乏燃料后处理厂开展过简化分析。

对于溶液堆，有必要基于其自身的设计特点，借鉴乏燃料后处理厂及其他堆 PSA 工程实践，进行溶液堆 PSA 分析方法和技术的探索。

## 2 溶液堆安全特征

以我国正在建造的首座用于医用同位素生产的溶液均匀型反应堆（简称同位素生产堆）为例，对溶液堆 PSA 相关的安全特征进行介绍。同位素生产堆是一座采用硝酸铀酰  $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2]$  溶液为核燃料的溶液均匀型反应堆，主要用于生产医用同位素 $^{99}\text{Mo}$ 与 $^{131}\text{I}$ 等。

### 2.1 基本安全特性

同位素生产堆的基本安全特性如下：

(1) 燃料呈液体状态，无固体燃料反应堆堆芯损坏（一般为燃料结构损坏）概念。

(2) 燃料溶液处于常压低温状态，具有良好的空泡负反馈和温度负反馈，固有安全性高。

(3) 燃料溶液处于高过冷状态，且反应堆容器浸入堆池水中，无须专设余热排出系统，超压导致的边界损坏风险极低。

(4) 设置有两层包容屏障，即使一道包容屏障存在边界泄漏，也可实现放射性的场内包容及处置。

(5) 存在辐射产氢问题，对反应性运行具有影响，同时存在氢气燃烧或燃爆风险，需要进行专门的气体处理。

(6) 放射源不仅局限于反应堆，液体燃料流经的所有部位均含放射源，包括了同位素生产线；除此之外由于该堆源项小，相对而言放射性废物的源项比重增加，需要考虑放射性废物处理系统导致的放射性释放风险。

上述基本特性中，(1) 决定了同位素生产堆无法按照核电厂以 CDF 为安全指标开展 PSA，(2)~(4) 决定了溶液堆 PSA 始发事件和缓解系统相比动力堆简化，(5) 属于同位素生产堆的特殊问题，PSA 中需要考虑氢气风险，(6) 决定了同位素生产堆 PSA 的范围，需要涵盖场内所有放射源。

### 2.2 基本运行特性

PSA 分析中需要进行对象的运行状态划分，针对同位素生产堆需根据图 1 所示运行剖面进行分析。

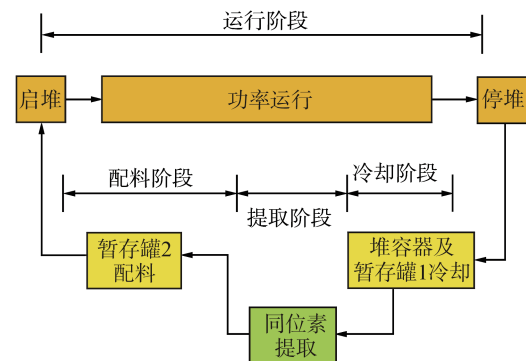


图 1 同位素生产堆运行剖面

Fig. 1 Mission Profile for Isotope Production Reactor

同位素生产堆在不同的运行阶段放射源所在的场所不同，不同场所内滞留时间也不同，即：

(1) 在反应堆内滞留时间占比 67%。

(2) 燃料溶液转移和暂存系统（2 个暂存罐及相关管道）时间占比 25%。

(3) 同位素提取生产工艺系统时间占比 8%。

其中 (1) 对应功率运行状态（含低功率状态），(2) 与 (3) 对应停堆状态。

根据运行剖面结合该堆特性，该堆的放射源主要为放射性气体及气溶胶，主要来源为：①反应堆本体及与反应堆直接连接的管道（含气回路、燃料溶液转移和暂存系统等）；②同位素提取系统；③放射性废物处理系统。分析需全面考虑上述放射源，同时在始发事件分析中需要考虑上述时间占比。

## 3 PSA 安全目标研究

量化安全目标是 PSA 的重要基础，国内外尚未对研究堆确定量化的 PSA 目标，本节基于



溶液堆自身安全特征，结合低功率研究堆及 HTR-PM 实践，研究提出溶液堆 PSA 量化目标建议。

传统水堆 PSA 分为三级，分别针对堆芯损坏风险（1 级）、大量放射性释放风险（2 级）和人员健康风险（3 级）开展分析。国内外反应堆尤其是研究堆主要针对 1 级 PSA 开展分析，以 CDF 为指标，表 1 为典型固体燃料研究堆 PSA 的结果。

表 1 典型固体燃料反应堆 PSA 结果  
Tab. 1 PSA Results for Typical Reactors with Solid Fuel

类型	反应堆	CDF点估计值/(堆·年) <sup>-1</sup>
中等功率研究堆	绵阳研究堆	1.22×10 <sup>-7</sup>
低功率研究堆（脉冲）	德黑兰研究堆TRR	3.94×10 <sup>-6</sup>
低功率研究堆（2 MW）	西安脉冲堆XAPR	4.14×10 <sup>-6</sup>
商用电厂	AP1000	2.41×10 <sup>-7</sup>

根据表 1 分析可知，国内外已建造的典型固体燃料研究堆内部事件 CDF 大致在 10<sup>-6</sup>（堆·年）<sup>-1</sup> 量级，与三代核电安全水平相当。

HTR-PM 采用了包容性远优于棒形燃料的球形燃料，采用放射性释放风险为 PSA 目标，具体为“所有导致厂址边界外公众个人有效剂量超出 50 mSv 的超设计基准事故序列累计频率应小于 10<sup>-6</sup>（堆·年）<sup>-1</sup>”，其中 50 mSv 属于厂外需要采取干预措施（撤离）的剂量水平。

根据我国相关标准要求，当事故后厂外剂量水平高于 10 mSv 后，公众需要采取隐蔽应急措施。对于同位素生产堆，设计应消除对厂外应急

的需求。基于上述目标，同时考虑国内外反应堆工程实际，同位素生产堆 PSA 量化安全目标推荐如下：“所有导致厂外（包括厂址边界处）个人有效剂量超过 10 mSv 的事故序列累计频率应小于 10<sup>-6</sup>（堆·年）<sup>-1</sup>”，其中 10 mSv 为消除厂外隐蔽措施的剂量限值，10<sup>-6</sup>（堆·年）<sup>-1</sup> 为设计基准考虑的截断频率。

### 4 PSA 技术框架研究

溶液堆 PSA 安全目标与传统堆存在差异，在 PSA 分析中，需要将传统 1 级 PSA 和 2 级 PSA 融合考虑；同时由于液体燃料特性和低温低压特性，此类堆设置了燃料边界和反应堆厂房两道包容屏障，导致始发事件和缓解系统与传统堆也存在差异，需要针对溶液堆构建符合自身特征的 PSA 技术框架。

针对内部事件，以同位素生产堆为例，研究分析获得的 PSA 框架如图 2 所示，基本要素和传统 1 级 PSA 类似，以始发事件为起点，以序列分析为主干，以释放序列为重点进行分析；支持性分析与传统 PSA 类似；所不同的是，事件序列分析重点考虑释放场景，序列最终状态为不同程度的释放，如满足标准的放射性释放、大量放射性释放等，需要进行放射性释放场景分析和源项后果分析，最终获得对应于不同放射性释放后果的放射性释放序列的频率。

内部事件分析中，同位素生产堆相关的始发事件主要考虑以下几类：失电、瞬态、边界破裂与特殊事件（主要为氢气事件）。除此之外，废

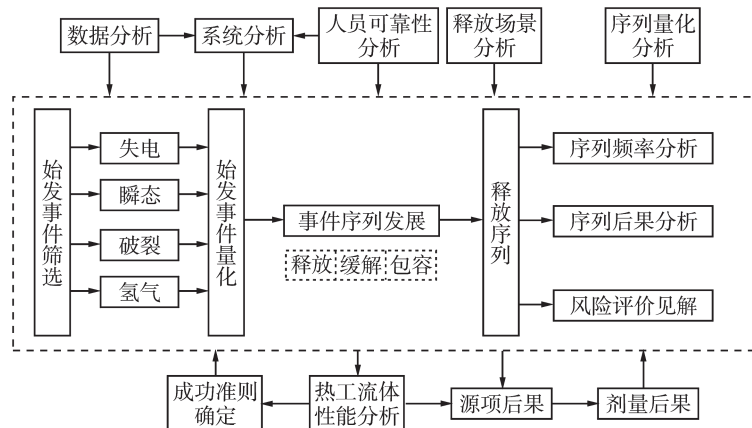


图 2 同位素生产堆 PSA 框架  
Fig. 2 PSA Framework for Isotope Production Reactor

物处理和同位素提取过程的始发事件主要为边界破裂, 其分析框架与反应堆基本相同, 所不同的是, 上述事件发生后主要手段为二次屏障, 无额外的缓解措施。

## 5 结论与建议

本文针对溶液堆这一新堆型进行了 PSA 相关要求及技术调研, 在此基础上, 以同位素生产堆为例, 初步建立了溶液堆 PSA 分析的定量安全目标, 研究提出了内部事件 PSA 技术框架, 为此类反应堆的研发与设计提供了技术参考。

溶液堆对我国属于全新堆型, 无任何工程实践, 无直接可用于 PSA 的可靠性数据, 也无 PSA 工程经验, 未来有必要强化此方面的研究, 并积累相关数据和经验, 逐级提高 PSA 的质量, 以更好地推动 PSA 技术在此类堆运行阶段的应用。

### 参考文献:

- [1] 梁俊福, 何千舸, 刘学刚, 等. 溶液堆的应用及其核燃料处理[J]. 核化学与放射化学, 2009, 31(1): 3-9.
- [2] 史永谦, 林生活, 姚世贵, 等. 铀溶液核临界安全实验装置[J]. 核动力工程, 2002, 23(3): 72-75,102.
- [3] 国家核安全局. 研究堆设计安全规定: HAF201[S]. 北京: 中国法制出版社, 1995: 3.
- [4] IAEA. Safety of research reactors: SSR-3[R]. Vienna: IAEA, 2017.
- [5] U. S. Nuclear Regulatory Commission. Guidance for a technology-inclusive, risk-informed, and performance-

based methodology to inform the licensing basis and content of applications for licenses, certifications, and approvals for non-light-water reactors: Regulatory Guide 1.233[R]. Washington, D.C: US NRC, 2020.

- [6] 刘金林. 高通量工程试验堆概率安全分析[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2016.
- [7] 余恒. CMRR堆额定功率工况下内部事件一级概率安全分析[D]. 绵阳: 中国工程物理研究院, 2019.
- [8] 王宝生, 沈志远, 唐秀欢, 等. 西安脉冲堆满功率运行工况内部始发事件一级概率安全评价[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(9): 1617-1624.
- [9] 依岩, 种毅敏. 高温气冷堆概率安全分析 (PSA) 报告审评的思考[J]. 核安全, 2011(1): 31-35.
- [10] 杨红义. 中国实验快堆设计阶段内部事件一级概率安全评价[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2004.
- [11] 吴中旺, 奚树人. 后处理厂与核电厂概率安全评价方法学的比较[J]. 清华大学学报: 自然科学版, 2000, 40(12): 1-3.
- [12] U. S. NRC. Guidelines for preparing and reviewing applications for the licensing of non-power reactors: format and content for licensing radioisotope production facilities and aqueous homogeneous reactors: FINAL Interim Staff Guidance Augmenting NUREG-1537, Part 1[R]. Washington, D.C: U. S. NRC, 2012.
- [13] DEXTER A H, PERKINS W C. Component failure-rate data with potential applicability to a nuclear fuel reprocessing plant: DP-1633[R]. Aiken: Du Pont de Nemours (E. I. ) and Co. , 1982.
- [14] DANG V N. Safety analysis for the licensing of molten salt reactors[D]. Villigen: Paul Scherer Institute, 2016.

(责任编辑: 马 蓉)