

# 固态钍基熔盐堆概率安全评价 始发事件分析研究

梅牡丹 邵世威 何兆忠 陈 堃

(中国科学院上海应用物理研究所 嘉定园区 上海 201800)

**摘要** 始发事件分析是反应堆概率安全评价的起点。本文以 10 MW 固态钍基熔盐堆(Thorium Molten Salt Reactor, TMSR-SF1)为研究对象,采用主逻辑图分析方法,基于 TMSR-SF1 的最新概念设计,在参考已有氟盐冷却高温堆、高温气冷堆和钠冷快堆的始发事件清单和始发事件分析理论的基础上,针对 TMSR-SF1 始发事件分析进行初步探索研究,初步确定了 TMSR-SF1 的始发事件清单,共得到了 TMSR-SF1 的 37 个始发事件(功率运行情况下),并按照故障类型分类的方法对这些始发事件进行分组,共分为 6 组。为 TMSR-SF1 下一步的深入分析研究始发事件及其概率安全评价(Probabilistic safety assessment, PSA)中事故序列分析奠定了重要基础,也为安全分析的完整性提供了支持。

**关键词** 固态钍基熔盐堆, 概率安全评价, 主逻辑图, 始发事件分析

**中图分类号** TL364

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.090601

始发事件是概率安全评价(Probabilistic safety assessment, PSA)中事故序列的起始点,是反应堆整个 PSA 研究的重要基础,在其中起关键作用<sup>[1]</sup>。始发事件是指造成核电厂扰动且有可能导致放射性释放后果(堆芯损伤)的事件。始发事件分析的目的是为了确定潜在的、导致放射性释放(堆芯损伤)的那些事件,正确确定始发事件对提高反应堆 PSA 分析的可信度有重要意义<sup>[2]</sup>。

目前成熟的反应堆始发事件分析方法和经验主要是针对水堆,对于概念设计阶段的固态钍基熔盐堆(Thorium Molten Salt Reactor, TMSR)没有明确的分析方法。但是,随着熔盐堆研究和 PSA 分析的进展,其始发事件的分析研究日趋重要。TMSR 作为新的堆型,国内外均缺少熔盐堆的工程经验,始发事件的分析有一定的难度。因此,需要在已有反应堆始发事件清单的基础上选取合适的分析方法,针对 TMSR 始发事件分析进行初步探索研究,目的是尽可能完整地鉴别出所有可能的始发事件,以便进行熔盐堆 PSA 下一步的事故序列分析。

## 1 固态钍基熔盐堆简介

固态钍基熔盐堆是中国科学院战略性先导科技专项“未来先进核裂变能——钍基熔盐堆核能系统”

研究项目,其首个实验堆命名为 TMSR-SF1,设计热功率为 10 MW,目前处于概念设计阶段。本文以 TMSR-SF1 为研究对象,应用主逻辑图(演绎分析)方法对其始发事件分析进行初步探索研究。

TMSR-SF1 主要是使用包覆颗粒燃料球作为燃料,石墨作为慢化剂,熔融态氟盐作为冷却剂,并运行在高温、低压状态下的新型反应堆<sup>[3]</sup>。

就安全性而言,TMSR-SF1 具有优异的安全性。其固有安全性主要有:(1)燃料颗粒的 SiC 层在 1600 °C 以下都能保持完整性,对放射性裂变产物有优异的包容能力,具有较大的温度余量;(2)较低的堆芯功率密度、较高的堆芯热容使得事故进程相对缓慢;(3)熔盐堆事故余热排出系统采用非能动设计,仅依靠非能动的衰变热排出系统,停堆后能使燃料的最高温度低于 1600 °C,不会发生堆芯熔化现象;(4)熔盐堆的设计具有良好的温度负反馈。

图 1 为 TMSR-SF1 的系统示意图<sup>[4]</sup>,主要功能系统包括:一回路系统、二回路系统、非能动余热排出系统、控制与测量系统、安全相关系统和其它辅助系统等。TMSR-SF1 一、二回路的熔盐冷却剂采用熔盐泵驱动。正常运行工况下,堆芯热量由一回路经中间换热器传递给二回路,二回路的熔盐将

中国科学院战略性先导科技专项项目(No.XDA02050000)资助

第一作者:梅牡丹,女,1984 年出生,2011 年于安徽理工大学获硕士学位,助理工程师,主要研究反应堆事故分析与安全评价

通讯作者:陈堃, E-mail: ck@sinap.ac.cn

收稿日期:2014-04-22, 修回日期:2014-05-28

热量再传给空气换热器, 最终将热量排放到大气环境中。在失流等事故工况下, 可以通过非能动余热排出系统利用自然循环导出堆芯衰变热, 非能动余

热排出由堆外壳散热和舱室中的 2 个空气热交换器实现, 增强系统的安全性。

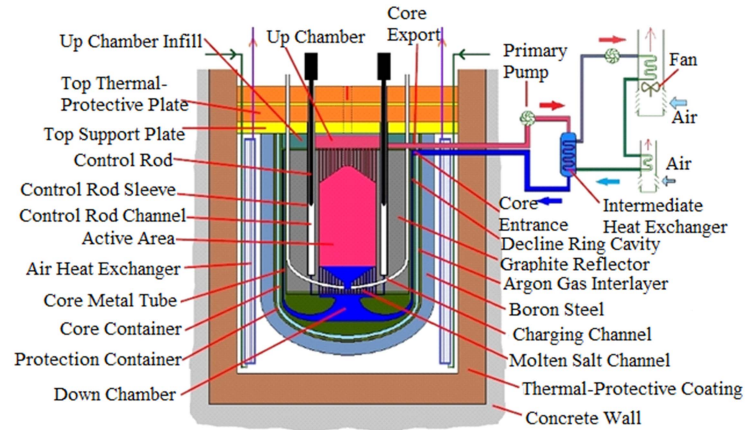


图 1 10 MW 固态钍基熔盐堆系统示意图  
Fig.1 System diagram of TMSR-SF1.

## 2 TMSR-SF1 始发事件分析

TMSR-SF1 始发事件分析的目的是始发事件清单的确定及其分组, 分析的主要步骤包括: 始发事件确定方法的选取; 建立主逻辑图进行始发事件初步分析; 根据主逻辑图确定始发事件清单, 并对始发事件分组。

### 2.1 始发事件确定方法

常规的 PSA 始发事件确定方法有: (1) 工程评价; (2) 参考以往电站的清单; (3) 演绎分析法: 主逻辑图(Master Logic Diagram, MLD)分析方法; (4) 建成电站运行经验分析; (5) 其他方法, 如故障模式和影响分析(Failure Mode and Effect Analysis, FMEA)。

新型堆的早期研究常采用工程评价及演绎分析, 并参考成熟的反应堆 PSA 分析报告、规范和导则确定始发事件的初步清单<sup>[1]</sup>。因此, 基于目前 TMSR-SF1 的设计, 采用主逻辑图分析方法, 初步探索研究 TMSR-SF1 始发事件清单。

MLD 以事件起因的性质和常规的核电站(反应堆)事件类别为出发点, 利用因果逻辑追溯方法逐层推理和罗列事件, 直到获得按类别分组的底层事件作为反应堆的始发事件清单的一种方法。MLD 是一个分层的、自上而下的树状图, 是对目标事件发生的必要条件的一种分级描述<sup>[5]</sup>。MLD 类似于因果故障树, 首先确定目标事件(后果状态), 然后应用逻辑门和演绎推理方法逐层确定导致目标事件的所

有始发事件。它是一个推导始发事件与目标事件之间定性关系的逻辑工具。

因此, TMSR-SF1 利用 MLD 确定始发事件的具体步骤包括: 首先, 确定 TMSR-SF1 的 MLD 目标事件(后果状态); 其次, 较低层次是描述 TMSR-SF1 安全功能和执行安全功能的系统相关部件的失效; 最后, 直到最底层的基本事件(失效模式)都具有相同的系统响应, 即为 TMSR-SF1 的始发事件。

### 2.2 始发事件初步分析

本文在参考已有反应堆的基础上进行了熔盐堆始发事件分析, 具体参考原则包括: TMSR-SF1 与高温气冷堆使用的球型燃料元件一致, 可参考高温气冷堆, 将“放射性释放”作为其建立主逻辑图的目标事件; 其次, TMSR-SF1 使用熔融态氟盐作为冷却剂, 这与钠冷快堆使用熔融态金属钠作为冷却剂具有一定的相似性, 因此, 参考钠冷快堆确定始发事件的方法, 即从反应堆三大安全功能出发建立熔盐堆始发事件的主逻辑图<sup>[1]</sup>; 同时, TMSR-SF1 的设计与美国氟盐冷却高温堆(Fluoride-salt-cooled high-temperature reactor, FHR)<sup>[6]</sup>相似, 都是采用非能动设计的氟盐冷却高温堆。因此, 对于固态熔盐堆, 本文在已有美国 FHR、高温气冷堆和钠冷快堆的始发事件清单和分析方法基础上, 依据 TMSR-SF1 现有的设计, 采用 MLD 法, 进行了 TMSR-SF1 始发事件的初步分析讨论, 这个 MLD 分析将随着 TMSR-SF1 设计工作的进行逐步更新。

根据 TMSR-SF1 始发事件的 MLD 的概念特征，在 MLD 建立过程中，先确定目标事件（后果状态）。首先，TMSR-SF1 更多地利用非能动余热排出、燃料优异的高温性能等固有安全性；其次，TMSR-SF1 设计使用与模块式高温气冷堆核电站相同的球型燃料元件，具有优异的包容性能，其中的碳化硅层是防止裂变产物外泄的最重要屏障，相当于微型安全壳的作用。这些安全特性使 TMSR-SF1 不会出现与压水堆一样的大面积堆芯损伤和大量放射性物质的早期释放，可以不考虑。同时，模块式高温气冷堆核电站采用的以放射性释放作为 PSA 分析后果已经得到了肯定。因此，TMSR-SF1 不需考虑堆芯熔毁的现象，而是重点强调放射性释放为后果。因此，TMSR-SF1 以放射性释放作为主逻辑图的目标事件，并根据 TMSR-SF1 的设计，从三大主要安全功能（反应性控制、余热排出、放射性包容）出发，

确定导致相应安全功能失效的系统，再根据系统的失效找出导致系统失效的设备，逐层分解，直到分解后的事件具有相同的系统响应为止。

图 2 是 TMSR-SF1 放射性释放的始发事件初步分析主逻辑图，此分析中主要考虑了功率运行阶段的事件和（内部和外部）灾害。其中顶事件中的“放射性释放”是一个广义的概念，不仅包括堆芯关键的物理热工参数超过限值、堆芯结构破坏，也包括由于燃料组件破坏等造成的放射性释放事故。堆芯排热减少会导致“堆芯冷却失效”；堆芯排热增加是指二回路流量增加或二回路温度降低等造成堆芯温度降低，导致熔盐冷却剂局部冻结，最终使冷却剂流量降低；“反应性控制失效”是指反应性增加；“包容放射性失效”包括燃料组件正常状态破坏的事故，也包括由管道和设备的泄漏造成的事故。

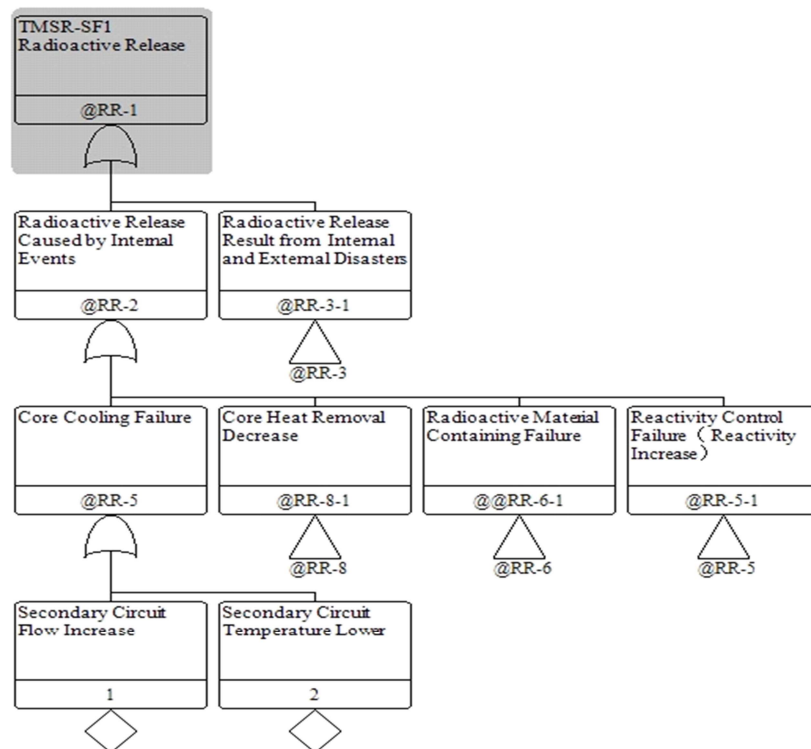


图 2 TMSR-SF1 放射性释放的始发事件初步分析主逻辑图

Fig.2 Initial events preliminary analysis main logic diagram of TMSR-SF1 radioactive release.

为了尽量保证 TMSR-SF1 始发事件的完整性，本文对 TMSR-SF1 可能的灾害建立主逻辑图。图 3 给出了 TMSR-SF1 灾害（内部和外部的）放射性释放的始发事件初步分析主逻辑图。

TMSR-SF1 反应性控制失效（反应性增加）的始发事件初步分析主逻辑图如图 4 所示。

图 5 包容放射性物质失效的始发事件初步分析的主逻辑图，主要讨论了管道和设备的泄漏、燃料

组件破坏和放射性废物处理系统故障的情况。

图 6 是堆芯排热减少的始发事件初步分析主逻辑图。其中堆芯排热增加没有具体展开，目前只处理成为二回路流量增加和二回路温度降低两个待发展事件，如图 2 所示。后期将随着 TMSR-SF1 设计的进展和完善再在该分析的基础上继续往下进行堆芯排热增加的主逻辑图分析。

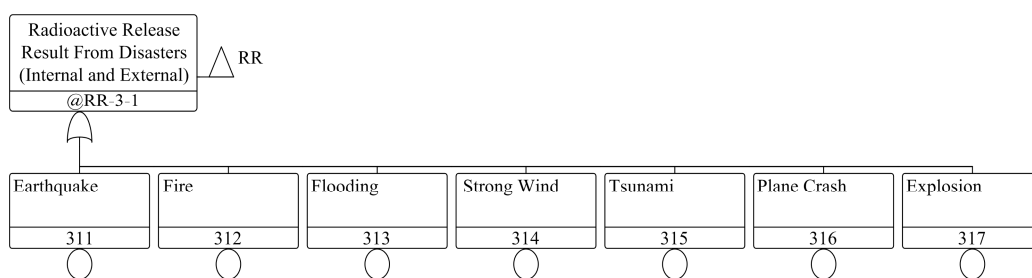


图 3 外部事件放射性释放的始发事件初步分析主逻辑图

Fig.3 Initial events preliminary analysis main logic diagram of external events radioactive release.

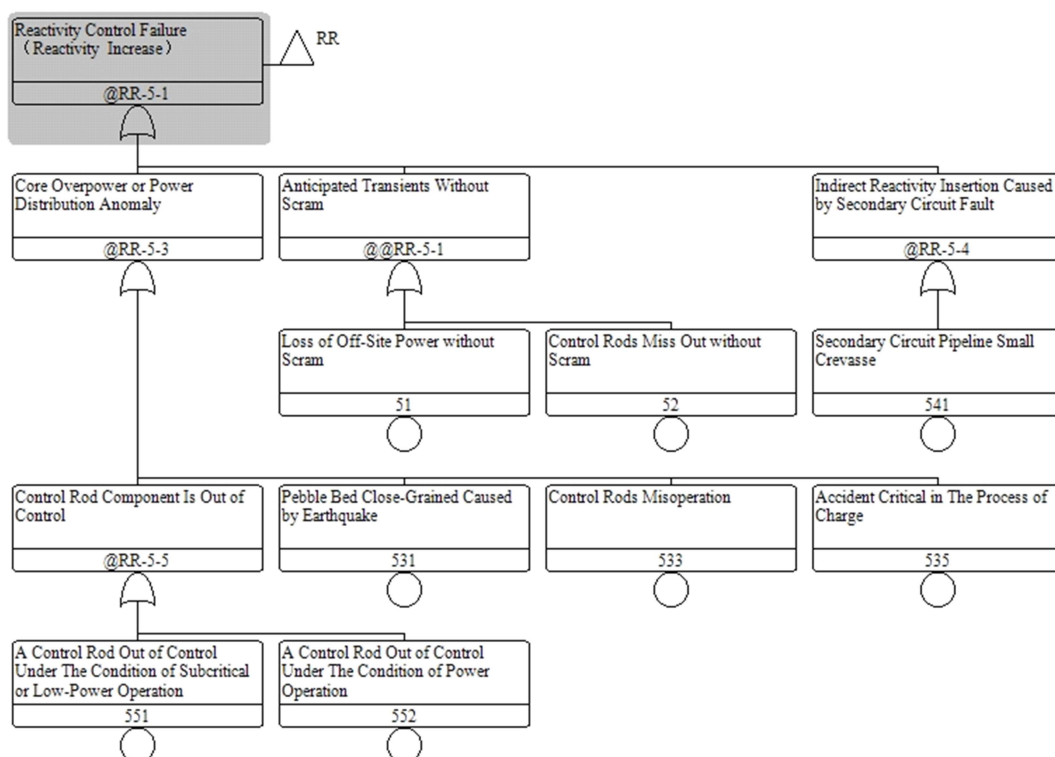


图 4 反应性控制失效的始发事件初步分析主逻辑图

Fig4 Initial events preliminary analysis main logic diagram of reactive control failure.

### 2.3 始发事件的确定与分组

根据建立的 TMSR-SF1 始发事件主逻辑图, 参考 FHR、高温气冷堆和钠冷快堆的始发事件清单, 初步确定了 TMSR-SF1 的始发事件清单, 包括内部始发事件和可能的灾害(内部和外部)事件, 一共得到 37 个始发事件。

为了便于 PSA 事件序列分析和事件树展开, 和减少 PSA 事件树整体量化计算时的工作量, 需要对分析得到的始发事件进行分组。始发事件分组的主要原则是将具有相同的前沿系统成功准则且具有相同的事故进程(要求操纵员做出同样的反应或要求反应堆有同样的自动响应等)的始发事件归并成

一个始发事件组。

在参考 HTR-10 事故类型基础上, 结合目前的设计, TMSR-SF1 事故类型基本划分为 6 种: 反应性事故、堆芯排热增加事故、堆芯排热减少事故、管道破口和设备泄漏事故、未能紧急停堆的预期瞬态(Anticipated transients without scram, ATWS)和危害(内部和外部)事件。

根据以上 6 种事故类型及各事故类型下反应堆的动态响应特征, 按照始发事件分组的原则, 将所得到的始发事件进行分组, 分为 6 组, 见表 1。其中, 为了保证 TMSR-SF1 始发事件的完整性, 表 1 也给出了 TMSR-SF1 目前已确定的 ATWS 事故。

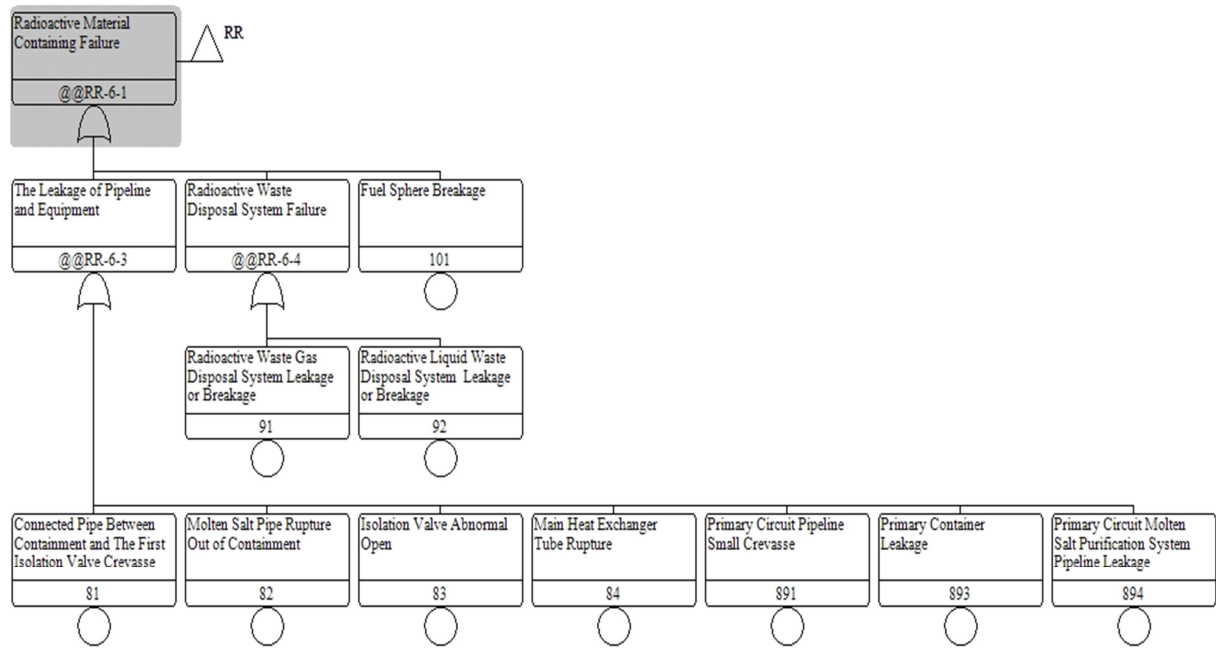


图5 包容放射性物质失效的始发事件初步分析主逻辑图

Fig.5 Initial events preliminary analysis main logic diagram of containing radioactive material failure.

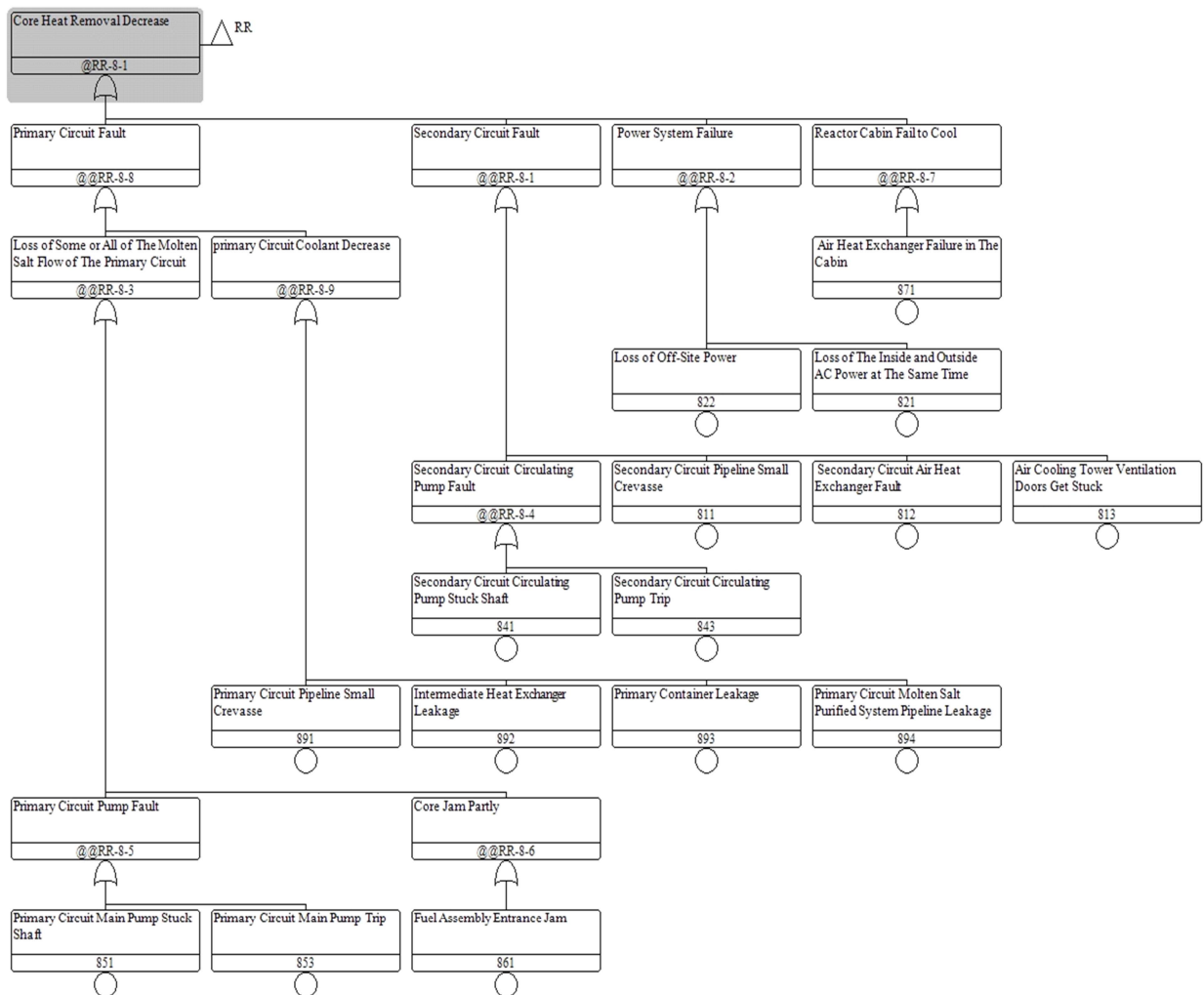


图6 堆芯排热减少的始发事件初步分析主逻辑图

Fig.6 Initial events preliminary analysis main logic diagram of the core heat removal decrease.

表 1 TMSR-SF1 始发事件清单及其分组  
Table 1 TMSR-SF1 initial event lists and its grouping.

| 序号 No. | 事故类型 Accident types                                           | 始发事件清单 Initial event lists                                                                                             |
|--------|---------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1      | 反应性事故 Reactivity accidents                                    | 一根控制棒在次临界或低功率运行下失控抽出 A control rod out of control under the condition of subcritical or low-power operation            |
| 2      |                                                               | 一根控制棒在功率运行下失控提出 A control rod out of control under the condition of power operation                                    |
| 3      |                                                               | 控制棒误动作 Control rods misoperation                                                                                       |
| 4      |                                                               | 装料过程意外临界 Accident critical in the process of charge                                                                    |
| 5      | 堆芯排热增加事故<br>Core heat removal increase accidents              | 二回路流量增加 Secondary circuit flow increase                                                                                |
| 6      |                                                               | 二回路温度降低 Secondary circuit temperature lower                                                                            |
| 7      | 堆芯排热减少事故<br>Core heat removal decrease accidents              | 一回路主泵卡轴 Primary circuit main pump stuck shaft                                                                          |
| 8      |                                                               | 一回路主泵停运 Primary circuit main pump trip                                                                                 |
| 9      |                                                               | 二回路循环泵停运 Secondary circuit circulating pump trip                                                                       |
| 10     |                                                               | 二回路循环泵卡轴 Secondary circuit circulating pump stuck shaft                                                                |
| 11     |                                                               | 燃料组件入口堵塞 Fuel assembly entrance jam                                                                                    |
| 12     |                                                               | 丧失厂外电 Loss of off-site power                                                                                           |
| 13     |                                                               | 反应堆内外交流电源同时丧失 (失去非应急交流电源)<br>Loss of the inside and outside AC power at the same time (loss of non-emergency ac power) |
| 14     |                                                               | 中间热交换器泄漏 Intermediate heat exchanger leakage                                                                           |
| 15     |                                                               | 二回路空气热交换器故障 Secondary circuit air heat exchanger fault                                                                 |
| 16     |                                                               | 空冷塔风门卡住 Air cooling tower ventilation doors get stuck                                                                  |
| 17     |                                                               | 舱室空气热交换器故障 Air heat exchanger of the cabin failure                                                                     |
| 18     | 管道破口和设备泄露事故 Pipeline crevasse and equipment leakage accidents | 一回路管道小破口 Primary circuit pipeline small crevasse                                                                       |
| 19     |                                                               | 二回路管道小破口 Secondary circuit pipeline small crevasse                                                                     |
| 20     |                                                               | 主容器泄漏 Primary container leakage                                                                                        |
| 21     |                                                               | 主换热器传热管破裂 Main heat exchanger tube rupture                                                                             |
| 22     |                                                               | 燃料颗粒破损 Fuel sphere breakage                                                                                            |
| 23     |                                                               | 隔离阀异常开启 Isolation valve abnormal open                                                                                  |
| 24     |                                                               | 包容体外熔盐管道破裂 Molten salt pipe rupture out of containment                                                                 |
| 25     |                                                               | 反应堆包容体至第一隔离阀连接管破口 Connecting pipe between containment and the first isolation valve crevasse                           |
| 26     |                                                               | 一回路熔盐净化系统泄漏<br>Primary circuit molten salt purification system pipeline leakage                                        |
| 27     |                                                               | 放射性废气处理系统泄漏或破损<br>Radioactive waste gas disposal system leakage or breakage                                            |
| 28     |                                                               | 放射性废液处理系统泄漏或破损<br>Radioactive liquid waste disposal system leakage or breakage                                         |
| 29     | 未能紧急停堆的预期瞬态 Anticipated transients without scram (ATWS)       | 丧失厂外电源未能紧急停堆 Loss of off-site power without scram                                                                      |
| 30     |                                                               | 控制棒误抽出未能紧急停堆 Control rods miss out without scram                                                                       |
| 31     | 灾害 (内部和外部)<br>Disasters (internal and external)               | 地震 Earthquake                                                                                                          |
| 32     |                                                               | 火灾 Fire                                                                                                                |
| 33     |                                                               | 水淹 Flooding                                                                                                            |
| 34     |                                                               | 龙卷风 Strong wind                                                                                                        |
| 35     |                                                               | 爆炸 Explosion                                                                                                           |
| 36     |                                                               | 海啸 Tsunami                                                                                                             |
| 37     |                                                               | 飞机坠毁 Plane Crash                                                                                                       |

## 2.4 结果分析

由于 TMSR-SF1 处于概念设计阶段，目前部分系统的设计尚不完善，因此，在其 MLD 建立过程中，对于不确定的系统故障，我们先处理为待发展事件或转移门事件，如二回路流量增加和二回路温度降低，后期这些事件会随着设计的完善逐步往下进行。

本文确定的始发事件清单包括 TMSR-SF1 在满功率运行或停堆工况下的内部始发事件和可能的灾害（内部和外部）事件，初步确定了 TMSR-SF1 的 37 个始发事件（考虑了 ATWS 事故），并将这些始发事件归集到 6 类事故类型中，分为 6 组。

目前，TMSR-SF1 关于始发事件的主逻辑分析仍处于初步探索阶段，随着后期 TMSR-SF1 设计的进展和完善，会在目前始发事件主逻辑图的基础上，将 TMSR-SF1 始发事件的分析工作进一步深入进行，充分探讨其基本事件的完整性、适用性等方面，逐步地完善。

TMSR-SF1 始发事件组的形成决定了 PSA 分析中事件树的数目，始发事件组中的代表性始发事件对事件树的构造起决定作用。同时，TMSR-SF1 始发事件确定并分组后，下一步就可以进行比较全面的熔盐堆 PSA 事故序列分析，构建事件树。

## 3 结语

本文在参考已有反应堆始发事件清单及其确定方法的基础上，基于 TMSR-SF1 的最新设计，采用主逻辑图方法，分析并初步确定了 TMSR-SF1 的始发事件清单，共包括 37 个始发事件清单。同时，考虑了 ATWS 事故，按照故障类型分类的方法将 TMSR-SF1 始发事件分为 6 组。

始发事件是核安全分析与 PSA 的开端，是 TMSR-SF1 开展事故分析的重要基础。本文通过对 TMSR-SF1 始发事件进行初步探索研究，对阐明熔盐堆始发事件分析规律有重要意义，为后期熔盐堆进行下一步的 PSA 事故序列分析奠定了基础，也为安全分析的完整性提供了支持。

## 参考文献

- 1 杨红义, 徐铄, 黄祥瑞. 中国实验快堆一级概率安全评价初因事件的确定与分组[J]. 核科学与工程, 2004, 24(3): 211-217  
YANG Hongyi, XU Mi, HUANG Xiangrui. China experimental fast reactor level-one probabilistic safety assessment initial event determination and grouping[J]. Nuclear Science and Engineering, 2004, 24(3): 211-217
- 2 马明泽, 曹勇, 尹志刚, 等. 核电厂概率安全分析及其应用[M]. 北京: 原子能出版社, 2010  
MA Mingze, CAO Yong, YIN Zhigang, *et al.* Nuclear power plant probabilistic safety analysis and its application[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 2010
- 3 梅牡丹, 邵世威, 左嘉旭, 等. 熔盐堆丧失厂外电源事故的概率安全评价[J]. 核技术, 2013, 36(12): 120604  
MEI Mudan, SHAO Shiwei, ZUO Jiaxu, *et al.* Probability safety assessment of LOOP accident to molten salt reactor[J]. Nuclear Techniques, 2013, 36(12): 120604
- 4 TMSR-SF1 堆物理部. 10 MW 固态钍基熔盐实验堆概念设计报告[R]. 上海: 中国科学院上海应用物理研究所, 2014  
TMSR-SF1 Reactor Physics Department. Conceptual design report of 10 MW solid thorium molten salt reactor experiment[R]. Shanghai: Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, 2014
- 5 郑恒, 周海京. 概率风险评价[M]. 北京: 国防工业出版社, 2011  
ZHENG Heng, ZHOU Haijing. Probabilistic safety assessment[M]. Beijing: National Defence Industry Press, 2011
- 6 Forsberg C, Hu L W, Peterson P F, *et al.* Fluoride-salt-cooled High-temperature reactors (FHRs) for base-load and peak electricity, grid stabilization, and process heat[R]. America: Massachusetts Institute of Technology, University of California at Berkeley, and University of Wisconsin, 2013

## Research on initial event analysis for solid thorium molten salt reactor probabilistic safety assessment

MEI Mudan SHAO Shiwei HE Zhaozhong CHEN Kun

(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Jiading Campus, Shanghai 201800, China)

**Abstract Background:** Initial event analysis is the beginning of the reactor nuclear safety analysis and probabilistic safety assessment, and plays a key role in these analyses. At present, the initial event analysis evaluation method and experience are mainly used for the water reactors. There is hardly any analysis method and theory for the initial event analysis of the solid thorium molten salt reactor. However, with the research of molten salt reactor and the reactor progress of probabilistic safety assessment (PSA), initial event analysis has become increasingly important. **Purpose:** On the one hand, by carrying on the preliminary exploration research for the TMSR-SF1 (Thorium Molten Salt Reactor, Solid Fuel #1) initial event analysis, to determine TMSR-SF1 initial events of potential, causes radioactive release, and give the TMSR-SF1 initial event lists. On the other hand, the aim is to group the determinate initial events. **Methods:** First of all, we used the master logic diagram (MLD) analysis method, and referenced the initial event lists of pressurized water reactor, the fluoride-salt-cooled high-temperature reactor (FHR), the high temperature gas cooled reactor and the sodium cooled fast reactor, to carry on the TMSR-SF1 preliminary analysis and research of initial events and main external events. Then, the accident type classification method was applied to group the TMSR-SF1 preliminary determinate initial events. **Results:** Through the MLD analysis, we determined the preliminary initial event lists for TMSR-SF1 which contain 37 initial events, and given 6 class accident types of TMSR-SF1 initial events. **Conclusion:** This study provides basic foundation for the TMSR-SF1 PSA accident sequence analysis of the next step, and gives an important support for the integrity of the molten salt reactor safety analysis.

**Key words** Solid thorium molten salt reactor, Probabilistic safety assessment (PSA), Master logic diagram, Initial event analysis

CLC TL364