TOPAZ-II空间堆特殊临界安全分析

肖启冬,杨历军*,张鹏展,刘凯凯,刘 洋,刘东海,吕 征 (中国原子能科学研究院反应堆工程技术研究所,北京 102413)

摘要:特殊临界安全事故是空间堆的设计基准事故,掉落的临界安全问题是发射之前需要详细论证的重要安全问题。当前国内外针对空间堆特殊临界安全问题的分析仅简单计算 k_{eff},没有提出有效的分析论证方法。参照国际上通用的反应堆外易裂变材料的核临界安全分析方法,基于在与原型堆具有高度相似性的临界装置上获取的特殊临界安全实验数据,提出了一种合理的空间堆特殊临界安全分析方法。基于与 TOPAZ-II 空间堆具有高度相似性的 Narciss-M 装置上获取的特殊临界安全实验数据,使用该方法对 TOPAZ-II 空间堆的特殊临界安全问题进行了分析,结果表明该堆不满足临界安全要求;提出了 TOPAZ-II 空间堆设计改进措施,并论证其可行性。

关键词: TOPAZ-II 空间堆; 特殊临界安全; 堆芯进水; 水淹没; 湿沙掩埋

中图分类号: TL32 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2024)12-2563-07 doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0187

Special Criticality Safety Analysis for TOPAZ- II Space Reactor

XIAO Qidong, YANG Lijun^{*}, ZHANG Pengzhan, LIU Kaikai, LIU Yang, LIU Donghai, LYU Zheng (Department of Reactor Engineering Technology, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: The special criticality safety accidents refer to the unexpected supercriticality incidents that may occur when a space reactor falls to the Earth's surface after a spacecraft launch abort or re-entry into the atmosphere, with the reactor core being water flooding and immersed in water or sand. The special criticality safety accident is the design basis accident of the space reactors, and the criticality safety issue of the space reactors falling to Earth is an important safety issue that needs to be demonstrated in detail before launch. At present, the analysis of special criticality safety problems at China and abroad only simply calculate k_{effs} and no effective analysis and demonstration methods has been proposed. With reference to the international nuclear criticality safety analysis method for fissionable materials outside reactors, a reasonable special criticality safety analysis method for space reactors is proposed on the basis of special criticality safety experimental datum obtained on a criticality assembly that has a high degree of similarity to the prototype reactors. This method calculated the k_{eff} of the space reactors under accident scenarios and superimposes the bias β and bias uncertainty $\Delta\beta$ derived from special criticality safety experimental datum. Based on the results of special criticality safety experiments conducted on the Narciss-M criticality assembly, combined with the possibilities of actual occurrences, it has been determined that the worst accident scenario faced by the TOPAZ-II space

收稿日期:2024-03-19;修回日期:2024-05-06

^{*}通信作者:杨历军

reactor after falling on Earth is: The reactor core being water flooding, immersed in wet sand, and side reflector with control drum is off; The bias β =0.000 03 and bias uncertainty $\Delta\beta$ =0.004 1 also obtained. According to the special criticality safety analysis method proposed for space reactors, and the cold built-in reactivity of the TOPAZ- II space reactor is 0.005 Δ k/k (i.e., k_{eff} =1.005), the k_s of the TOPAZ- II space reactor is calculated to be 1.029 10±0.000 08. After considering the bias β and the bias uncertainty $\Delta\beta$, the calculated result of k_{tot} =1.033 33>0.98, which does not meet the criticality safety requirement ($k_{tot} \leq 0.98$). Five modification measures for the TOPAZ- II space reactor have been proposed; after analysis and calculation, four of them can meet the criticality safety requirement and are feasible to a certain extent. The special criticality safety analysis method for space reactors proposed in this paper, compared to simply calculating the k_{eff} of space reactors under various accident scenarios, has a high degree of rationality and feasibility. This method can provide beneficial reference for the special criticality safety analysis of other types of space reactors.

Key words: TOPAZ-II space reactor; special criticality safety; water flooding; water immersion; wet sand immersion

特殊临界安全事故是指航天器发射中止或再 人大气层后,反应堆跌落到地球表面,被水淹没或 沙子掩埋时可能引起的意外超临界事故。空间堆 一般为超热中子或快中子反应堆,堆芯进水软化 中子能谱,被水淹没或沙子掩埋增加中子反射,使 得堆芯反应性显著增大。因此,各国均将空间堆 的特殊临界安全事故列为设计基准事故。

空间堆的设计过程中均开展特殊临界安全分析。针对Kilopower^[1-2]、SAFE-400^[3]、S4^[4]、SPACE-R^[5]、 星表用核反应堆^[6]和 30 kWe 核电推进反应堆^[7] 等空间堆,国内外开展了大量分析工作,普遍方法 是简单计算空间堆在各掉落环境下的 k_{eff},直接 判断是否存在临界安全风险;不考虑计算偏倚和 偏倚的不确定度,该方法得出的计算结果可信度 不足。

俄罗斯在 Narciss-M 装置上开展了较为系统 的特殊临界安全实验,通过比较计算值与实验值, 认为 MCU 程序适用于 TOPAZ-II 空间堆特殊临 界安全分析,利用 MCU 程序计算该堆堆芯(反射 层和控制鼓丢失)分别在水淹没和湿沙掩埋事故 情景下反应性为 0.5β_{eff}和 2.5β_{eff},不满足临界安全 要求,并提出向某些元件燃料中心孔插入吸收材 料,到达既定轨道后移除吸收材料等改进措施^[8]。 美国基于 TOPAZ-II 空间堆,利用 MCNP 程序计 算该堆堆芯(反射层和控制鼓丢失)分别在水淹没 和湿沙掩埋事故情景下反应性为 1.2β_{eff}和 4.78β_{eff}, 并与 MCU 程序计算结果进行比较,同样确定不满 足临界安全要求,并提出移除一定数量的燃料元件或向某些燃料中心孔插入吸收材料,到达既定轨道后恢复初始状态等改进措施^[9]。从俄罗斯和美国的研究来看,他们用直接计算的 k_{eff} 来判断是 否满足临界安全要求,可信度不足。

TOPAZ-Ⅱ空间堆属于热离子空间堆,要求在 最严重特殊临界安全事故下 *k*_{eff}≤0.98^[9-10]。本文 提出一种合理的空间堆特殊临界安全分析方法, 利用该方法基于 Narciss-M 装置上获取的临界实 验数据,对 TOPAZ-Ⅱ空间堆进行特殊临界安全分析。

1 特殊临界安全分析方法

根据 GB15146.2—2008^[11] 中的有关规定: "只要有合适的实验数据,则应当以实验数据为依 据来建立次临界限值,并应当考虑所用数据的不 确定度留有适当的裕量。在没有可以直接利用的 实验测量数据情况下,可以由计算结果导出次 临界限值,但所用的计算方法应当是按照第5章 的规定通过与实验数据的比较证明为有效的"。 依据标准开展临界安全分析,结果具有足够的可 信度。

在没有可直接利用的实验数据时,通常选择 与被评价系统具有相似性的临界实验数据,基于 这些实验数据开展临界安全分析会引入较大的计 算裕度(计算偏倚和偏倚的不确定度),使得结果 过于保守。当空间堆发生特殊临界安全事故时, 堆芯装满核燃料,内部进水或被水沙包围将显著 增大系统 k_{eff}; 所以空间堆的特殊临界安全设计一 直是难点, 往往以牺牲其他方面指标(如重量等) 来满足要求。因此对空间堆来讲, 应在与原型堆 具有高度相似性(相似性指标均大于 0.95^[12])的临 界装置上开展特殊临界安全实验, 获取直接利用 的临界实验数据, 可有效减小计算裕度, 从而提升 空间堆的性能指标, 增加其特殊临界安全分析的 可信度。

基于直接利用的实验数据提出一种空间堆特 殊临界安全分析方法。次临界限值由式(1)确定:

$$k_{\rm s} \le k_{\rm c} - \Delta k_{\rm c} - \Delta k_{\rm m} - \Delta k_{\rm s} \tag{1}$$

式中: k_s为被评价系统在正常与可信异常事故或 事件下的计算 k_{eff}; Δk_s为程序计算的统计不确定 度,为程序计算结果统计标准差的2倍(2σ); Δk_m 为确保次临界度而施加的裕量,通常称为管理裕 度,一般在2%~5%之间; k_c为利用特定计算方法 对临界实验进行计算所得 k_{eff}的平均值; Δk_c为k_c 的偏倚。

如果计算偏倚 β 定义为 $\beta = k_c - 1.0$,则偏倚的 不确定度 $\Delta\beta = \Delta k_c$ ^[13],式(1)变为:

 $k_s + 2\sigma \leq USL = 1.00 + \beta - \Delta\beta - \Delta k_m$ (2) 式中, USL 为次临界上限, 即次临界限值。那么考 虑 β 以及 Δβ 后, 当空间堆发生特殊临界安全事故 时, 其最大中子有效增殖因数 k_{tot} 由下式确定:

$$k_{\text{tot}} = k_{\text{s}} + 2\sigma - \beta + \Delta\beta \leqslant 1 - \Delta k_{\text{m}} \tag{3}$$

TOPAZ-II 空间堆在最严重特殊临界安全事 故下的 $k_{eff} \le 0.98$, 即 $k_{tot} \le 0.98$, 可认为对该堆所施 加的管理裕度为 2%(即 $\Delta k_m = 0.02$),则式(3)变为 式(4),用于开展 TOPAZ-II 空间堆的特殊临界安 全分析:

$$k_{\text{tot}} = k_{\text{s}} + 2\sigma - \beta + \Delta\beta \le 0.98 \tag{4}$$

$$\beta = \overline{k_{\text{eff}}} - 1 = \frac{\sum k_{\text{eff},i}}{n} - 1 \tag{5}$$

式中: k_{eff,i} 为程序计算的第 i 个临界实验的 k_{eff}; n 为选取的临界实验总数; 1 表示实验测量的临界 状态 k_{eff}。临界实验获取该实验在临界状态(k_{eff}=1) 下的实验数据, 如堆芯装载、控制棒位和实验不 确定度等。

 $\Delta\beta$ 采用下式计算:

$$\Delta\beta = \sum \sigma_i / n \tag{6}$$

式中, σ_i 为组合不确定度,由下式确定:

$$\sigma_i = \sqrt{\sigma_{\exp,i}^2 + \sigma_{\operatorname{calc},i}^2} \tag{7}$$

式中: $\sigma_{\text{calc},i}$ 为第 i个临界实验的程序计算不确定 度; $\sigma_{\text{exn},i}$ 为第 i个临界实验的实验不确定度。

本节提出的特殊临界安全分析方法,在计算 事故情景下 k_{eff} (即 k_s)的基础之上,又叠加了 β 、 $\Delta\beta$ 等主要影响因素,并与 0.98 进行比较,判断是否符 合安全要求。

2 TOPAZ-Ⅲ空间堆及其特殊临界安全 实验

2.1 TOPAZ-II 空间堆简介

TOPAZ-II空间堆由 37 根热离子燃料元件、 氢化锆慢化剂、金属铍端部反射层和侧反射层、 12 个控制鼓和堆芯容器等组成。热离子燃料元件 呈同心圆排布,除中心燃料元件外共有 3 圈,第 1、2 和 3 圈依次布置 6、12 和 18 根燃料元件。堆 芯容器内部是慢化剂和端部反射层,外部是金属 铍侧反射层。控制鼓在侧反射层中均匀布置,按 功能分为安全鼓和调节鼓,其中 3 个为安全鼓,其 余 9 个为调节鼓。TOPAZ-II空间堆的堆芯结构 如图 1 所示。



热离子燃料元件由²³⁵U 富集度为 96% 的 UO₂ 芯块、氧化铍端部反射层、发射极、发射极涂层、 接收极、接收极绝缘层、冷却剂内套管、钠钾合金 冷却剂和冷却剂外套管等组成,各部件的结构材 料及尺寸列于表 1。

中心和第1圈共7根热离子元件的燃料芯块 内径为8mm,其余30根热离子元件的燃料芯块 内径为4.5mm^[16]。反应堆在冷态下*k*_{eff}=1.005^[16], 通过调整热离子燃料元件内燃料高度可实现堆芯 后备反应性调节。

表 1	热离	哥子燃料元件的结构材料及尺寸[14-15]		
Tabl	e 1	Structure materials and dimensions		
of thermionic fuel element ^[14-15]				

元件	材料	内径/mm	外径/mm
燃料芯块	²³⁵ U 富集度为 96% 的 UO ₂ 芯块	8.0/4.5	17.0
芯块两端反射层	氧化铍	3.2	17.0
发射极	单晶 Mo-3Nb 合金	17.3	19.3
发射极涂层	¹⁸⁴ W 富集度为 94% 的富集钨	19.3	19.6
接收极	多晶金属钼	20.6	23.4
接收级绝缘层	单晶氧化铝	23.4	23.7
冷却剂内套管	不锈钢	23.8	24.5
冷却剂	钠钾合金	24.5	25.9
冷却剂外套管	不锈钢	25.9	26.6

2.2 特殊临界安全实验及结果分析

Narciss-M临界装置是 TOPAZ-II 空间堆的 1:1模拟临界装置,全面模拟了该堆的尺寸、结 构和成分,与 TOPAZ-II 空间堆具有高度的相似 性。俄罗斯在该临界装置上开展了较为系统的特 殊临界安全实验研究^[17-19],开展水特殊临界安全 实验的 Narciss-M 装置如图 2 所示。文献 [18] 和 [19] 仅给出了 11 项特殊临界安全实验,其中 1 项为仅 水容器包围堆芯的临界实验,2 项湿沙临界实验, 其余 8 项为水临界实验,实验方案及结果列于 表 2。表中上标说明:1)后备反应性指控制鼓均在 180°时的反应性, $\beta_{eff}=0.007$ 9;2)燃料高度 325 mm, 燃料芯块内径 4.5 mm,外径 17 mm;3)进水是指 发射极以内空隙充满酒精,其余缝隙全部充水; 4) 燃料高度 375 mm,燃料芯块内径 8.0 mm,外径



图 2 开展水特殊临界安全实验的 Narciss-M 装置照片^[17] Fig. 2 Photo of NARCISS-M assembly conducting water special criticality safety experiment^[17]

4.5 mm, 外径 17 mm; 6) 空元件是指不含燃料芯 块、氧化铍端部反射层和铝箔的模拟热离子元件。

对上述 11 项临界实验进行总结分析,得出以 下结论:1) 对于方案 1、4,在相同堆芯装载下,水 包围堆芯后,堆芯后备反应性增加 1.498 \$;2) 对 于方案 7、8,堆芯进水且被湿沙包围时,当 3#调节 鼓移除后(湿沙填充),堆芯后备反应性增大;3) 对 于方案 9、10 和 11,堆芯进水且被水包围时,当 3#调节鼓移除后(水填充),堆芯后备反应性增大; 当 3#调节鼓和 3#安全鼓移除后(水填充),堆芯后 备反应性进一步增大;4) 对于方案 7 和 9(或 8 和 11),在相同堆芯装载且堆芯进水时,湿沙包围堆 芯的后备反应性较水包围堆芯的要大,说明湿沙 的反射效果好于水。

综上可知,结合实际发生的可能,TOPAZ-II 空间堆掉落后面临最危险事故情景是:堆芯进水, 被湿沙包围,且控制鼓移除。

3 特殊临界安全分析

3.1 计算偏倚和偏倚的不确定度

根据第1节提出的方法,先计算11项临界实验在临界状态下的 k_{eff},随后得出计算偏倚和偏倚的不确定度,最后根据式(4)得到 k_{tot}。

针对 11 项特殊临界安全实验,使用蒙特卡罗 程序和 ENDF/B-VII.0 数据库对各临界实验进行计 算,结果列于表 3。依据临界实验的计算结果和 式(5),求出 β =0.000 03。依据式(6)和(7),偏倚的 不确定是组合不确定度的均值,而组合不确定度 由程序计算不确定度和实验不确定组成。程序计 算不确定度为表 3 中所列计算 σ ;实验不确定度 主要包括几何尺寸不确定度、材料密度及成分不 确定度和实验测量不确定度,由基准例题给出,而 文献 [18] 和 [19] 仅给出了实验测量不确定度,最 大约为 0.01 β_{effo} 为了量化 TOPAZ-II 空间堆在特 殊临界安全事故下的 k_{tot} ,参考文献 [20-22] 中所选 取临界实验的实验不确定度平均值,其中最大值 为 0.004 1;保守考虑文中 11 项特殊临界安全实验 的实验不确定度均取 0.004 1。因此, $\Delta\beta$ =0.004 1。

3.2 计算结果

对 TOPAZ-II 空间堆进行建模,尤其是对热离 子燃料元件进行了比较精细的模拟,采用蒙特卡 罗程序和 ENDF/B-\II.0 数据库进行计算。基于

实验	反射层	堆芯	一体 *1 /+		后々反応性(#1)	
方案 材料		情况	深兴种力口行	数量	临界鼓位	□田及应庄/\$
1	Be	无水	全部为 1#2)元件	12	5#调节鼓 125°, 其余 180°	0.122
2	H ₂ O	进水3)	第 1~7 元件孔道插入 3# ⁴⁾ 元件, 第 8~37 元件孔道插入 2# ⁵⁾ 元件	12	5#调节鼓 97°, 2#和 4#调节鼓 0°, 其余 180°	0.798
3	Be+H ₂ O	无水	第 36 元件孔道插入空元件 ⁶⁾ , 其余均为 1#元件	12	5#调节鼓 108°, 其余 180°	0.18
4	Be+H ₂ O	无水	全部为 1#元件	12	5#调节鼓 121°, 2#和 4#调节鼓 0°, 其余 180°	1.62
5	Be+H ₂ O	进水	第 2、4 和 6 元件孔道插入空元件, 其余均为 1#元件	12	5#调节鼓 73°, 其余 180°	0.35
6	Be+H ₂ O	无水	第2元件孔道插入空元件, 其余均为1#元件	12	5#调节鼓 151°, 其余 180°	0.03
7	SiO ₂ +H ₂ O	进水	全部为 2#元件	12	5#调节鼓 36°, 1#、3#和 6#调节鼓为 0°, 其余 180°	1.19
8	SiO ₂ +H ₂ O	进水	全部为 2#元件	11	5#调节鼓 121°, 3#调节鼓移除, 1#、2#、4#和 6#调节鼓为 0°, 其余 180°	1.25
9	H_2O	进水	全部为 2#元件	12	5#调节鼓 119.5°, 其余 180°	0.04
10	H_2O	进水	全部为 2#元件	11	5#调节鼓 95.5°, 3#调节鼓移除, 其余 180°	0.099
11	H ₂ O	进水	全部为 2#元件	10	5#调节鼓 76.0°, 3#调节鼓和 3#安全鼓 移除, 其余 180°	0.165

Table 2 Water and wet sand special criticality safety experiment configurations of Narciss-M criticality assembly

表 3 Narciss-M 装置特殊临界安全实验计算结果 Table 3 Calculation results of special criticality safety experiment for Narciss-M criticality assembly

实验方案	实验 k _{eff}	计算 k _{eff}	计算 σ
1	1.000 00	1.001 60	0.000 08
2	1.000 00	0.997 50	0.000 08
3	1.000 00	1.001 66	0.000 08
4	1.000 00	1.001 91	0.000 08
5	1.000 00	1.001 04	0.000 09
6	1.000 00	1.001 51	0.000 08
7	1.000 00	0.998 25	0.000 09
8	1.000 00	0.998 76	0.000 08
9	1.000 00	0.999 48	0.000 08
10	1.000 00	0.999 35	0.000 09
11	1.000 00	0.999 27	0.000 08

TOPAZ-II空间堆的结构特点,结合 2.2 节中得出 实际可能发生的最危险事故情景,开展特殊临界 安全分析。

分析时, TOPAZ- II 空间堆需满足以下条件: 1) 堆芯冷态后备反应性 0.005 Δk/k(即 k_{eff}=1.005), 基于临界实验方案1在临界状态下的计算值与实验值之间的偏差,通过调整热离子元件内燃料高度调节后备反应性;2)控制鼓丢失,从结构上来讲侧反射层也得同时丢失;3)包围堆芯的湿沙应满足"无限厚"反射的要求。即最危险事故情景为:堆芯进水、侧反射层和全部控制鼓丢失且堆芯被湿沙包围,与美国和俄罗斯针对TOPAZ-II空间堆确定的最危险事故情景一致。

计算 TOPAZ-Ⅱ空间堆在最危险事故情景下的 k_s=1.029 10±0.000 08,考虑计算偏倚和偏倚的不确定后, k_{tot}=1.033 33>0.98,不满足临界安全要求(k_{tot}≤0.98)。

3.3 改进措施及其分析

为了确保 TOPAZ- II 空间堆满足临界安全要 求,美国和俄罗斯对该堆都提出了适当改进,基本 原则为:改进措施容易实施且代价小。在美国和 俄罗斯提出较优改进措施的基础之上,本文考虑 了不同改进措施的组合共 5 种:1)向冷态反应堆 的燃料中心孔插入由特殊物质组成的挤水棒,当 反应堆达到热态,挤水棒受热释放到太空;2)空 间堆发射前,向堆芯内部一定数量元件的燃料中 心孔插入毒物棒,毒物材料为¹⁰B 富集度为 90% 的 碳化硼,当到达运行轨道后,拔出全部毒物棒;3) 空 间堆发射前,将一定数量元件内的燃料芯块及氧 化铍端部反射层移除,当到达运行轨道后,再将燃 料芯块及氧化铍插入相应元件;4)改进措施1和 2 的组合;5)改进措施1和3 的组合。

在计算模型中,由特殊物质组成的挤水棒假 设为真空,即仅发挥挤水作用,不影响堆芯中子能 谱;燃料芯块及氧化铍移除后形成的空腔填充水, 以尽可能的软化中子能谱;插入毒物棒和移除燃 料芯块及氧化铍的元件优先考虑堆芯中心和第 1 圈位置。针对上述堆芯改进方案, 开展 TOPAZ-II 空间堆在最危险事故情景下的计算分析, 计算结 果列于表 4。

由计算结果可知:1)方案1不满足临界安全 要求;2)方案2在堆芯中心和第1圈位置至少插 入6根碳化硼毒物棒才能满足临界安全要求; 3)方案3在堆芯中心和第1圈位置至少移除3根 元件内的燃料芯块及氧化铍才能满足临界安全要 求;4)在方案4中,至少插入5根毒物棒和32根 挤水棒才能满足临界安全要求;5)在方案5中,至 少移除3根元件内的燃料芯块及氧化铍且插入 34根挤水棒才能满足临界安全的要求。

表 4 TOPAZ- || 空间堆的改进措施及相应的计算分析 Table 4 Modification measures and corresponding calculation analyses of TOPAZ- || space reactor

方案 改进措施 移除燃料芯块等的元件/根 插入毒物棒/根 挤水棒/根 k _s σ k _{tu} 1 1 - - 37 1.015 60 0.000 09 1.019 - 6 - 0.970 59 0.000 08 0.974	9 85 4 82
$\begin{array}{cccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	9 85 1 82
<u> </u>	4 82
<u> </u>	401
3 — 0.972 65 0.000 08 0.976	5 88
2 — 0.991 81 0.000 08 0.996	5 04
- 5 32 0.971 59 0.000 08 0.975	5 82
4 1+2 — 4 33 0.979 97 0.000 08 0.984	4 20
3 — 34 0.959 63 0.000 08 0.963	3 86
2 — 35 0.980 47 0.000 08 0.984	4 70

4 小结

本文参照国际上通用的反应堆外易裂变材料 的核临界安全分析方法,基于在与原型堆具有高 度相似性的临界装置上获取的特殊临界安全实 验数据,提出了一种合理的空间堆特殊临界安 全分析方法,计算的 k_{tot} 可信度高。基于该方法, 对热离子空间堆 TOPAZ-II 进行了特殊临界安全 分析。依据 Narciss-M 装置临界实验数据,得出 TOPAZ-II 空间堆掉落后面临的最危险事故情景, 并获取计算偏倚 β =0.00003;参考公开文献给出偏倚的 不确定度 $\Delta\beta$ =0.004 1。计算 TOPAZ-II 空间堆在 实际可能发生的最危险事故情景下的 k_{tot} =1.033 33> 0.98,不满足临界安全要求。提出了 TOPAZ-II 空 间堆的 5 项改进措施,经分析计算,其中 4 项能满 足临界安全要求,并具有一定的可行性。

参考文献:

[1] POSTON D I, MCCLURE P. Thermal power scaling of

the Kilopower space reactor[R]. USA: LANL, 2015.

[2] 安伟健, 郭键, 葛攀和, 等. Kilopower 空间堆掉落事故 临界安全问题研究[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(3): 447-453.

AN Weijian, GUO Jian, GE Panhe, et al. Study of criticality safety issue of Kilopower space reactor during launch failure accident[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021, 55(3): 447-453(in Chinese).

- [3] POSTON D I, KAPERNICK R J, GUFFEE R M. Design and analysis of the SAFE-400 space fission reactor[J]. AIP Conference Proceedings, 2002, 608(1): 578-588.
- [4] KING J C, EL-GENK M S. Submersion-subcritical safe space (S4) reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 2006, 236(17): 1759-1777.
- [5] 刘黎丽, 孙征, 付子明. SPACE-R 意外掉落事故的临界 安全分析[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(9): 1624-1628. LIU Lili, SUN Zheng, FU Ziming. Critical safety analysis of unexpected dropping accident for SPACE-R[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, 49(9): 1624-1628(in Chinese).

- [6] 姚成志,赵守智,胡古,等.星球表面用核反应堆临界安 全分析[J].原子能科学技术,2018,52(12):2176-2180.
 YAO Chengzhi, ZHAO Shouzhi, HU Gu, et al. Criticality safety analysis of planetary surface nuclear reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2018, 52(12): 2176-2180(in Chinese).
- [7] 高剑,郭键,赵守智.用于核电推进的 30 kWe 反应堆电 源堆芯设计[J]. 核科学与工程, 2018, 38(3): 347-352.
 GAO Jian, GUO Jian, ZHAO Shouzhi. Core design of 30 kWe reactor power system for use on NEP[J]. Nuclear Science and Engineering, 2018, 38(3): 347-352(in Chinese).
- [8] PONOMAREV-STEPNOI N N, BUBELEV V G, GLUSHKOV Y S, et al. TOPAZ-2 nuclear safety analysis for water immersion[J]. AIP Conference Proceedings, 1993, 271(1): 105-107.
- [9] SAPIR J, PELOWITZ D, STREETMAN J R, et al. Preorbital criticality safety for the proposed NEPSTP mission[J]. AIP Conference Proceedings, 1994, 301(1): 1043-1051.
- [10] 空间热离子反应堆核动力装置,核设计准则: DIN 41307-1: 1973[S]. 北京:核工业标准化研究所, 2013.
- [11] 国家质量监督检验检疫总局,中国国家标准化管理委员会.GB 15146.2—2008 反应堆外易裂变材料的核临界安全,第2部分:易裂变材料操作、加工、处理的基本技术规则与次临界限值[S].北京:中国标准出版社,2009.
- [12] 宁通,周琦,朱庆福,等.相似性分析方法在零功率堆物 理设计上的应用[J].原子能科学技术,2018,52(9): 1671-1676.
 NING Tong, ZHOU Qi, ZHU Qingfu, et al. Application of similarity analysis method in physical design of zero power reactor[J]. Atomic Energy Science and Technolo-
- gy, 2018, 52(9): 1671-1676(in Chinese).[13] LICHTENWALTER J J, BOWMAN S M, DEHART M D, et al. Criticality benchmark guide for light-water-reactor fuel in transportation and storage packages[R]. USA:
- [14] VOSS S S. TOPAZ II system description[C]//International Conference and Exposition on Engineering, Construction, and Operations in Space. USA: [s. n.], 1994.

Oak Ridge National Laboratory, 1997.

- [15] EL-GENK M S, XUE H. An analysis of thermionic space nuclear reactor power system, II : Merits of using safety drums for backup control[J]. AIP Conference Proceedings, 1993, 271(1): 129-142.
- [16] NIKITIN V P, OGLOBLIN B G, SOKOLOV E N, et al. "Yennisei" space nuclear power system[J]. Atomic Energy, 2000, 88(2): 98-110.
- [17] PONOMAREV-STRPNOI N N, GLUSHKOV E S. Critical experiments simulating accidental water immersion of highly enriched uranium dioxide fuel elements[C]//International Conference Nuclear Energy for New Europe 2003. Slovenia: [s. n.], 2003.
- [18] GLUSHKOV E S, PONOMAREV-STRPNOI N N. Intermediate heterogeneous assembly with highly enriched uranium dioxide (96%²³⁵U) and zirconium hydride moderator, NEA/NSC/DOC(95)03/ II, HEU-COMP-MIXED-003[R]. Paris: OECD/NEA/NSC, 1995.
- [19] GLUSHKOV E S, PONOMAREV-STRPNOI N N. Intermediate heterogeneous assembly with highly enriched uranium dioxide and sand/water radial reflector, NEA/NSC/DOC(95)03/ II, HEU-COMP-MIXED-004[R]. Paris: OECD/NEA/NSC, 1996.
- [20] 权艳慧,周琦,尹生贵.UX-30型UF₆运输货包核临 界安全分析[J].原子能科学技术,2014,48(增刊):394-398.

QUAN Yanhui, ZHOU Qi, YIN Shenggui. Critical safety analysis of UX-30 UF₆ transport package core[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, 48(Suppl.): 394-398(in Chinese).

- [21] 张强, 王林博, 丁铜伟, 等. UF₆ 转化金属铀核临界安全 分析[J]. 核动力工程, 2016, 37(增刊 1): 122-126.
 ZHANG Qiang, WANG Linbo, DING Tongwei, et al. Nuclear criticality safety analysis of uranium transformed by UF₆[J]. Nuclear Power Engineering, 2016, 37(Suppl.1): 122-126(in Chinese).
- [22] 李航, 周琦, 朱庆福. MOX 燃料贮存水池核临界安全分析[J]. 原子能科学技术, 2018, 52(8): 1388-1392.
 LI Hang, ZHOU Qi, ZHU Qingfu. Nuclear critical safety analysis of MOX fuel storage tank[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2018, 52(8): 1388-1392(in Chinese).