

# Technology Characteristics and Safety Features on Russian Modular Lead Bismuth Cooled Fast Reactor

Zejun Liu<sup>1</sup>, Ying Zheng<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing

<sup>2</sup>China Institute of Atomic Energy, Beijing

Email: liuzejun@chinansc.cn

Received: Oct. 5<sup>th</sup>, 2016; accepted: Oct. 25<sup>th</sup>, 2016; published: Oct. 28<sup>th</sup>, 2016

Copyright © 2016 by authors and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

---

## Abstract

Almost all reactors in present nuclear power stations are thermal neutron reactors, but FR is an indispensable important component in modern nuclear power system. As one of the fourth generation nuclear power options, lead cooled fast reactor has been developed for many years. This paper introduces in detail Russia lead bismuth alloy fast reactor facility SVBR-75/100, mainly including the major systems, technical characteristics, equipment layout, structure material and safety systems, and illustrates prominently the module the concept of nuclear power station and its advantages. Finally, its security is also analyzed.

## Keywords

Lead Bismuth Alloy, FR, LFR, Coolant, Safety

---

# 俄罗斯模块化铅铋冷快堆技术特点及其安全特性

刘泽军<sup>1</sup>, 郑颖<sup>2</sup>

<sup>1</sup>环境保护部核与辐射安全中心, 北京

<sup>2</sup>中国原子能科学研究院, 北京

Email: liuzejun@chinansc.cn

收稿日期: 2016年10月5日; 录用日期: 2016年10月25日; 发布日期: 2016年10月28日

## 摘要

目前大部分反应堆都是热中子反应堆, 但快中子反应堆是现代核电技术发展的重要组成部分。铅冷快堆是作为四代核电的一个重要选项, 本文详细介绍俄罗斯铅铋合金快堆装置SVBR-75/100的技术方案, 包括主要系统, 技术特性、设备布置、结构材料以及安全系统等相关内容, 突出说明了模块化核电站概念及其优势。最后分析了其安全性。

## 关键词

铅铋合金, 快堆, 铅冷快堆, 冷却剂, 安全性

## 1. 前言

各国实践证明, 核能是安全、清洁、高效的能源。我国积极发展核能, 有利于调整能源结构, 保障能源安全, 改善生态环境, 促进科技进步[1]。

但是我国铀资源并不丰富, 在核电向成熟阶段发展道路上, 不能简单地广泛使用当前占主导地位的压水堆技术。使用快堆技术能充分利用占天然铀 99%以上的  $^{238}\text{U}$  和地质储量丰富的  $^{232}\text{Th}$ , 可以使铀资源利用率由压水堆的 1%左右提高到 60%~70% [2]。因此引入增殖性能好的快堆电站是客观需要[3], 大力发展快堆及其闭式核燃料循环可以确保我国核能可持续发展, 积极探索不同的核电技术。

为了更好地实现 2020 年核电发展目标, 并为 2020 年以后核电的可持续发展奠定基础, 应当周全考虑二代改进型技术和三代技术各自的优势和劣势, 把握好成熟性和先进性之间的关系, 采取适当的策略和步骤, 以实现我国核电建设又好又快又安全地发展[4]。但是从长远看来, 核电成熟阶段的标志是:

- 在完全闭式燃料循环总工作的快堆占主导;
- 实践中解决长寿命放射性废物的处理问题;
- 最高程度完全实现内部固有安全性原则;
- 工艺技术上最高程度支持裂变材料不扩散机制[5]。

美国、前苏联、英国等技术先进的国家, 都曾大力发展了快堆的研究工作[6]。当前快堆发展的主流技术是钠冷快堆, 包括俄罗斯的 BN-600、法国的凤凰和超凤凰堆, 以及中国的实验快堆。它们显著的一个特征就是采用金属钠作为载热剂带出堆芯热量。由于钠的化学活性, 国际上还在探索另一种金属作为载热剂的快堆技术, 比较典型的就是采用铅铋合金作为冷却剂的快堆技术。“第四代国际核能论坛”(gif) 成员国和欧洲核能共同体倡议共同开发第四代核能系统, 第四代核能系统包括气冷快堆、铅冷快堆、钠冷快堆、熔盐堆、超临界水堆和极高温气冷反应堆等六种堆型[7] [8]。其中铅铋合金作为冷却剂的铅冷快堆是一种很有发展前景的先进动力堆型, 用自然安全压水堆和 BREST 铅冷快堆两种堆型可以构建一个完整的现代核能体系, 全面满足对现代核能提出的要求[9]。

俄罗斯设计了 SVBR-75/100 型铅铋快堆, 并以此为模块为基础完成了电功率为 1600 MW 机组的核电厂概念设计。该项技术来自于俄罗斯 50 多年的核潜艇铅铋反应堆研发经验和实际运行经验, 并结合俄罗斯国内钠冷快堆的建造和运行经验, 以及重金属冷却剂在核潜艇和地面台架上的工艺和运行经验。铅

铋合金是最适合当前世界多数国家工业技术基础的新型冷却剂, 铅冷快堆是有巨大市场潜力, 模块化的设计可以满足边远厂址和中心城市电站两个方面需求的技术[1]。铅铋合金冷却剂为基础的模块快堆未来有可能在发达国家和发展中国家中得到大规模的实践运用。

## 2. SVBR-75/100 反应堆装置

### 2.1. 反应堆装置的技术方案

SVBR-75/100 反应堆装置是在核潜艇的铅铋冷反应堆装置上发展而来的, 同时在可靠性和安全性上有进一步提高。SVBR-75/100 反应堆装置设计中实现了以下主要方法和技术方案:

- 一回路设备单体(一体化)布置, 池式结构, 完全取消了阀门和铅铋冷却剂管道(整体式反应堆);
- 使用两个环路的导热线路图;
- 正常运行系统和安全系统的集成最大化;
- 冷却剂在导热回路中的自然循环足够用于冷却反应堆, 不会产生堆芯危险过热;
- 具有保护容器的反应堆单体机组布置在充有水的非能动导热系统罐中, 该罐还具有中子屏蔽功能;
- 在不改变反应堆结构和满足安全要求时可以使用各种类型燃料(氧化铀燃料, 带铀的 MOX 燃料, 带次锕系元素的混合氧化物燃料-TRUOX 燃料和氮化物燃料);
- 单体机组主要部件采用模块结构, 单个模块且具有可更换和可维修能力;
- 单体机组的小尺寸特性允许完全在工厂制造好并运送到核电厂厂址, 或者从核电厂厂址上移除。

图 1 中给出了 SVBR-75/100 反应堆装置的原理图。

图 1 中给出了 SVBR-75/100 反应堆装置的主要系统, 因此该装置的构成如下:

- 一回路系统, 包括堆芯、蒸汽发生器模块、主泵和堆内辐射屏蔽, 位于反应堆单体机组容器中。
- 二回路系统, 包括蒸汽发生器模块, 给水和蒸汽管道, 汽水分离器和独立冷却冷却器。
- 保护气体系统, 包括气体系统冷凝器, 膜保险装置, 卸压装置和管道。
- 蒸汽加热系统, 用于反应堆中充入冷却剂前的预热, 并可维持反应堆单体机组在热状态下。该系统主要指位于反应堆单体机组主容器和保护容器中间的空间系统, 沿该空间脚送热蒸汽。
- 冷却剂工艺系统, 包括铅铋合金的充排系统、净华系统和在线监测系统, 运行中主要用于维持堆芯中铅铋冷却剂的质量, 避免结构材料腐蚀。
- 安全系统, 包括反应堆事故保护系统、蒸汽发生器泄漏抑制系统、独立冷却系统和非能动余热排放系统。除反应堆事故停堆系统-A3 外, 其他系统如蒸汽发生器泄漏抑制系统, 独立冷却系统和非能动余热排放系统都包含有正常运行和事故预防功能。

此外, SVBR-75/100 反应堆装置还包括燃料处理系统, 它包括将乏燃料运至含有铅的密封盒和安装带新燃料的堆芯新吊篮的成套设备。

### 2.2. SVBR-75/100 反应堆装置的主要技术特性

SVBR-75/100 反应堆装置的主要特性参数见表 1。

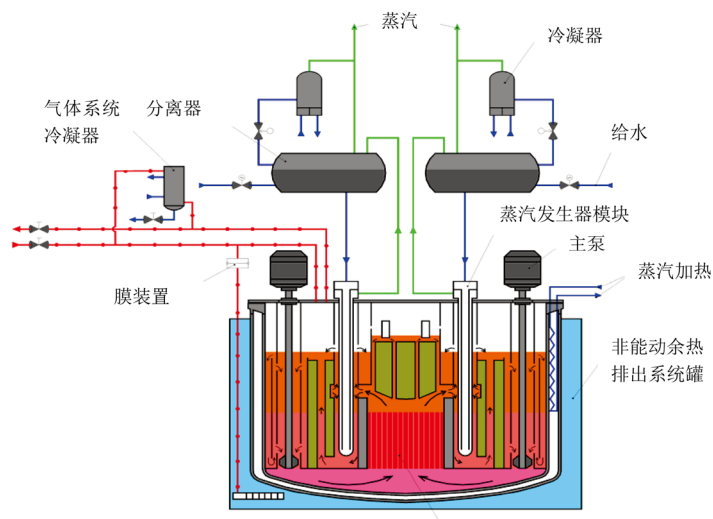
### 2.3. SVBR-75/100 反应堆装置的设备布置和流程

SVBR-75/100 反应堆装置的主要设备位于高 11.5 m 的密封包容小室内(图 2), 该小室下部形成了一个用于放置非能动余热排放系统(CPIOT)罐的混凝土堆坑, 反应堆单体安装在小室中并固定在罐顶盖的支撑环上。非能动余热排放系统(CPIOT)罐体内也布置有 12 个竖直布置的热交换器, 用于完成从非能动余热排放系统(CPIOT)罐的水中向中间回路水的热传递。

**Table 1.** Main characteristic parameters of SVBR-75/100 reactor  
**表 1.** SVBR-75/100 反应堆装置的主要特性参数

参数	数值
规定热功率, MW	280*
电功率, MW	101.5*
产汽量, t/h	580*
蒸汽参数:	
- 压力, Mpa	9.5*
- 温度, °C	307*
给水温度, °C	241*
一回路温度, °C	
- 堆芯出口	482*
- 堆芯入口	320*
堆芯尺寸, D*H, m	1.645 × 0.9
堆芯平均体积强度, kW/dm <sup>3</sup>	140*
燃料棒平均线性载荷, kW/m	~24.3*
燃料:	
- 类型	UO <sub>2</sub>
- U-235 的装入量, kg	~1470*
- U-235 的平均富集度, %	16.1*
堆芯寿命, 千有效小时	~53
换料间隔, 年	~8
蒸汽发生器数量	2
蒸汽发生器模块数量	2 × 6
主泵数量	2
主泵电机功率, kW	450
主泵扬程, MPa	~0.55
一回路冷却剂体积, m <sup>3</sup>	18
反应堆容器尺寸, m	φ4.53 × 6.92

\*该特性参数可以根据实际情况进行调整。



**Figure 1.** CBEP-75/100 reactor  
**图 1.** CBEP-75/100 反应堆装置

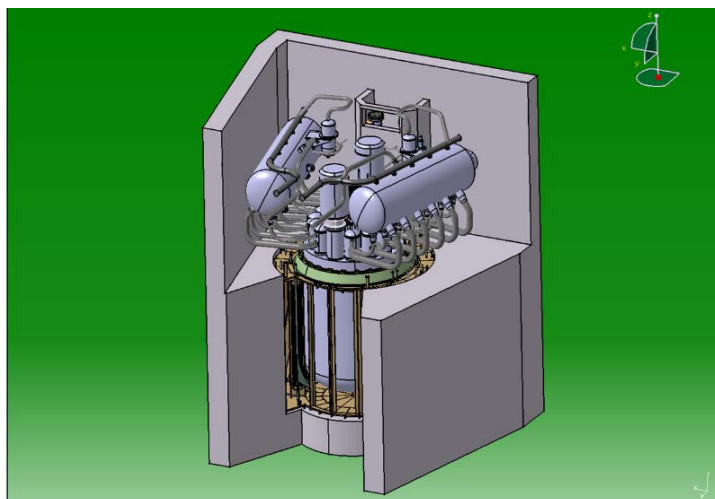


Figure 2. SVBR-75/100 reactor equipment arrangement  
图 2. SVBR-75/100 反应堆装置设备布置

汽水分离器以及相连的冷凝器在结构上不属于反应堆单体机组，汽水分离器选择高于反应堆标高布置，是为了保证二回路冷却剂在反应堆装置所有运行工况下有必要的自然循环。

为了进行安装、维修、保养和换料，每个反应堆装置上面设置有人孔，人孔的设计要考虑自身能承受的最大负载。

一回路系统的所有设备位于反应堆容器内。中央部分是堆芯，并布置有可抽取部分(带堆芯的吊篮、控制机构和屏蔽塞)，堆芯外围是堆内辐射屏蔽、蒸汽发生器模块和主泵(图 3)。

一回路系统设备之间冷却剂的水力分配形成了两条冷却剂循环线路——主循环线路和辅助循环线路，水力分配完全在反应堆单体机组容器内由堆内部件形成，整个系统不使用管道和阀门。

主循环线路流程：冷却剂在堆芯内被加热，进入平行接入的 12 个蒸汽发生器模块的管间腔室中间部分入口；然后冷却剂分成两流：管间腔室的一股自下而上移动，进入外围缓冲腔室，具有“冷”冷却剂自由液位；另一股自上而下移动，进入出口腔室，从出口腔室进入堆内辐射屏蔽通道，然后向上冷却堆内辐射屏蔽，并进入外围缓冲腔室。主冷却剂流从外围缓冲腔室在下降环形通道内沿反应堆单体机组容器经过进口腔室流向主泵吸入口。另一部分冷却剂沿着由容器和主泵轴形成的环形通道进入主泵吸入口。冷却剂从主泵出口沿着堆内辐射屏蔽下部区域中形成的两个通道进入分配腔室，从分配腔室冷却剂进入反应堆入口腔室，以此构成主循环管道回路。

主循环线路在反应堆单体机组上部和蒸汽发生器模块通道内具有冷却剂自由液位，且铅铋合金冷却剂在管道下降段流速低，保证了在蒸汽发生器管道系统失密封时汽水混合物从冷却剂中可靠分离。

冷却剂辅助循环线路位于用于放置控制棒外套管的通道中，流经反应堆屏蔽塞中的通道，用于冷却控制棒吸收体棒，维持中央缓冲腔室和质量交换器通道中必要的温度。

## 2.4. SVBR-75/100 反应堆装置主要设备结构和材料

### 2.4.1. 堆芯结构

堆芯形状类似于一个圆柱体，由各类燃料组件和吸收体棒组成。

燃料组件的结构为无外套管的金属结构，由一组位于上部、中间和下部栅架间的燃料棒组成。燃料组件中的燃料棒以 13.6 mm 的步距布置在等边三角形栅架中。每个燃料组件的中央布置有六角形、用于移动带吸收体棒的控制棒外套管，也可能仅在外围燃料组件中布置有导向管。

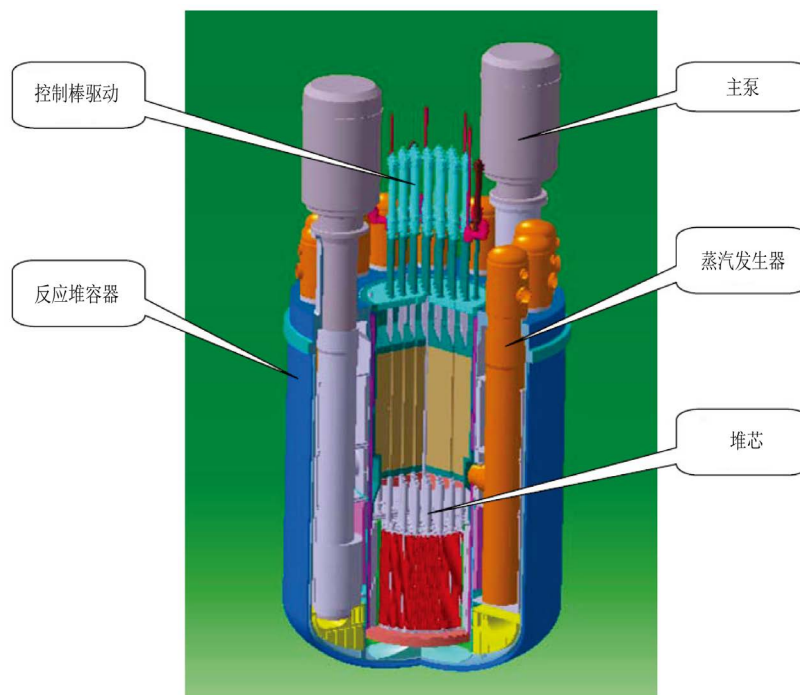


Figure 3. Arrangement of equipment in the container of reactor unit  
图 3. 反应堆单体机组容器中的设备布置

燃料棒是一个外直径为 12 mm, 厚 0.4 mm 的钢制圆柱管, 外表面有 4 个螺旋形的肋片。管内有  $\text{UO}_2$  燃料组分, 端面是钢反射层, 下面是补偿体积, 管两侧被管脚塞封堵。控制棒位于燃料组件的中央套管中, 在堆芯呈三角形排列, 形程高度为 224 mm。

该类型的堆芯结构保证了可以使用各种类型的燃料, 为未来反应堆特性的改善奠定了良好的基础。

#### 2.4.2. 主循环泵

主循环泵是一个由轴向潜入式泵和不可调节密封电机组成的泵组, 电机轴由槽衬套连接。泵和电机的内部自由腔体内充满惰性气体。

#### 2.4.3. 蒸汽发生器模块

蒸汽发生器模块是一个潜入式再生热交换器。管状模块以 301 个费利特通道的形式形成其传热表面。每个费利特通道由一个带底座的直径为  $26 \times 1.5$  mm 的外管和一个直径为  $12 \times 1.0$  mm 并与之同心布置的中央管组成。这些通道以 30 mm 的步距布置在三角形栅架中, 每个通道的高度约为 3.7 m。

为了对蒸汽发生器模块的管子进行诊断和维修, 该模块结构中考虑了中央管的可拆卸能力, 并且可以检查个别管的密封性, 必要时还可以对个别管进行封堵, 或者只从相应的费利特通道中抽取中央管。蒸汽发生器模块和反应堆单体机组的结构也保证了能够更换模块。

#### 2.4.4. 反应堆装置的主要结构材料

具体内容如表 2 所示。

### 2.5. SVBR-75/100 反应堆装置的安全系统

#### 2.5.1. 反应堆保护停堆系统

该系统用于反应堆从任何运行工况转向安全可靠次临界状态。系统由 6 根安全棒组成。安全棒配

**Table 2.** Main structure material of reactor device**表 2.** 反应堆装置的主要结构材料

设备	采用的材料
反应堆单体机组: - 容器和堆内部件 - 顶盖	08X1810T* 15X2HMΦA, 合金面-铅-03X14H11C3M*
反应堆: - 热面 - 冷面	10X15H9C3B1-III(ЭП-302)* 08X18H10T*
燃料棒包壳	16X12MBБФCP (ЭП-823)*
蒸汽发生器: - 容器 - 管	10X15H9C3B1(ЭП-302)* 双金属: 10X15H9C3B1* (ЭП-302)-合金 03X21H32M3B* (ЧС-33)-水-蒸汽
分离器: - 容器 - 容器内部件	10ГН2MΦA* (内侧-铅-08X19H10Г2Б*) 08X18H10T*

\*皆为俄罗斯相关合金材料型号。

备有弹簧和电磁锁, 安全棒在保护信号触发时或在停电及事故过热时通过熔化电磁锁后在重力作用下进入堆芯。

此外, 13 根反应性补偿棒也配备有弹簧和电磁锁。补偿棒在保护信号触发或在断电时自动落入堆芯, 并供有钨或铀加重剂以克服棒本身在铅铋冷却剂中的浮力。补偿棒系统可为第二个事故保护系统。

### 2.5.2. 独立冷却系统

独立冷却系统用于在反应堆启动时将热量导出; 正常的停堆冷却时如不使用汽轮机装置系统, 也可以使用它来导出堆芯的热量。

该系统由两个冷却通道组成, 单个通道能够导出 3% 反应堆额定功率的热量。每个通道主要由一个冷凝器组成, 该冷凝器与分离器接通, 并由工业水、冷凝水排放管和直接作用调节阀进行冷却, 调节阀在分离器中的压力超过一定值时打开。

在备用工况时冷凝器充满水, 几乎没有热流失。当蒸汽压力因为某种原因增加到一定值时, 调节阀打开, 冷凝水流到分离器中, 这样可以释放热交换表面, 且蒸汽在压力降到此前一定的水平之前开始冷凝。

### 2.5.3. 蒸汽发生器泄漏抑制系统

蒸汽发生器泄漏抑制系统用于抑制蒸汽发生器管道发生泄漏的影响, 避免蒸汽发生器管道泄漏发生时反应堆容器超压以及水蒸气混合物进入堆芯。

铅铋冷却剂循环线路有支流上升到自由液位, 这样保证了水蒸气混合物能与铅铋合金分离, 避免了水蒸汽沿一回路冷却剂的下行流进入堆芯。

当蒸汽发生器发生小泄漏(直到蒸汽发生器一根管子完全破坏)时, 使用两台被工业水冷却的气体系统冷凝器, 此时的产汽量使反应堆气体系统中的压力升高不超过 0.5 Mpa 范围。

当蒸汽发生器大泄漏(蒸汽发生器一根以上的管破坏)时, 反应堆气体系统的压力上升超过 0.5 Mpa, 与非能动余热排放罐相连的安全膜装置被破坏, 蒸汽进入在非能动余热排放罐中, 在罐中冷凝。此时从保护气体中的放射性核素留在罐的水中, 而没有冷凝的放射性气体进入了反应堆房间, 并经过过滤通风

系统进入大气中。经计算放射性释放不超过允许水平。

#### 2.5.4. 非能动导热系统

非能动导热系统仅由兼作保护容器的非能动预热排出系统罐组成, 罐中充满水很容易实现反应堆单体机组容器壁的热量导出, 保证了在各种情况下从反应堆单体机组容器中的热量导出, 即使罐中水沸腾也可以通过空冷器的冷凝来实现热量的导出。计算表明, 罐中的水装量足够用于在 100 小时内冷却反应堆而不会导致堆芯部件破坏。

反应堆装置在正常运行条件下运行时, 经过非能动余热排放系统损失的热量不超过 0.2%反应堆额定功率。

#### 2.5.5. 保护容器

保护容器用在主容器的泄漏的情况下抑制泄漏, 使锡铋冷却剂的泄漏限制在允许的范围内; 同时保护容器还构成了一个气体加热空间, 用于主容器的首次充合金。

### 3. 模块式核电站概念及其优势

模块式核电站中整个电厂可以由多个反应堆装置模块组成, 如电功率为 1600 MW 的一台机组就可以由 16 个 SVBR-75/100 反应堆装置这样的模块构成, 可以共用一个蒸汽供应系统, 整个电站还可以包括两个这样的机组。这种模块式的核电站有以下优势:

1) 模块化的动力机组随着功率的提高经济指标会得到优化, 反应堆装置模块可以在工厂制备好, 利于缩减建设核电站的建设周期;

2) 在反应堆厂房中模块数量增加时, 布置在反应堆装置附近房间中的设备和保障系统的价格不会增加太多, 它们在反应堆厂房比投资中的贡献将会减小(换料相关设备、最初充冷却剂时的铅铋冷却剂接收系统和输送冷却剂至堆本体的系统设备等等都属于这些系统和设备);

3) SVBR-75/100 反应堆装置不需要应对 LOCA, 这大大简化了土建安装工艺, 并缩减了反应堆厂房的土建工作量;

4) 工作人员在主控室实现对核蒸汽发生装置的控制, 在一个反应堆装置上发生某种故障时, 该装置可以自动退出工作工况, 反应堆的冷却独立进行; 在单一的反应堆装置计划停堆换料时, 整个机组的功率也不会下降太多, 保证年度负荷因子不小于 90%;

5) 在同等功率的反应堆装置得到相应证明的情况下, 建设许可证可以在一个公益实验性反应堆装置或首个小功率模块动力机组建造时颁发, 小功率的机组只需相对较小的建设费用。

### 4. 安全性分析

从设计上, 铅铋合金的高沸点(1670℃)、反应堆的物理特性及一体化布置基本上排除了严重事故, 没有超设计基准事故情况下堆芯过热引起的主回路增压、沸腾和热爆炸的可能性[1]。因此 SVBR-75/100 反应堆装置就具有多方面的固有安全性:

- 铅的慢化能力差, 对堆芯能谱的影响小, 对于堆的安全和燃料增值有利[10];
- 在整个堆芯燃耗期间, 铅冷快堆的空泡反应性系数为负值(当冷却剂与燃料体积比大于 1 的情况下);
- 铅冷快堆的温度反应性系数, 无论是在有空泡还是无空泡的情况下都是负值(有空泡的情况下负值的绝对值有所减小);
- 流程极其简单, 有较大的自稳性, 无需配置传统核电厂所必须的保护系统, 极大地降低了人员失误的概率;



- 铅铋合金的沸点高, 为正常工作的 3 倍左右, 发生沸腾的可能性极小;
- 铅铋合金的凝固点低, 在常温常压的环境条件下能够产生自封, 排除了冷却剂气化, 防止主回路泄漏引起的大量冷却剂失去事故, 而且能保持裂变产物如碘、铯等放射性元素, 保持锕系元素, 使长期后果减到最小。
- 铅铋合金化学活性小, 很难与水和空气发生反应, 没有冷却剂万一泄漏到反应堆厂房或因 SG 传热管断裂的发生火灾或爆炸的可能性;
- 反应堆采用整体设计, 一回路自然循环能力强, 允许非能动排除余热, 即使失去其他所有的热排出系统, 仍可用环绕容器的空气或水自然循环冷却反应堆容器, 避免堆芯极度过热导致堆芯损坏;
- 铅铋合金凝固, 体积减少很小, 而且塑形较大, 有必要可以有计划的多次进行“凝固—熔化”操作, 反应堆设备部件没有变形和损伤。

总之, 即使在发生如安全壳破坏, 反应堆装置房间楼板破坏和一回路大面积失密封与单体容器中铅铋冷却剂面与空气直接接触类似事件假定叠加时, 也不会发生反应堆超速、爆炸、火灾, 放射性排放低于近地居民疏散所需的水平, 没有堆芯熔化的可能性, 任何异常状态下可以迅速地非能动地停堆, 可以没有时间限制的自然循环冷却; 冷却剂应急过热的情况下压力不增高, 没有超压和反应堆热爆炸风险。

## 5. 结论

铅基材料作为反应堆冷却剂, 能使反应堆的物理特性和安全运行有显著优势。铅冷快堆可能是重要发展前景的先进核能方向, 在国民经济与国家能源战略方面还存在诸多应用前景[11]。俄罗斯正积极推进铅冷快堆的商业应用, 美国、欧盟以及日本韩国都有相关的发展计划并开展了大量的研发工作, 我国在这方面也应大力发展, 为我国核能科学与技术事业进步、国家能源安全和核能可持续发展做出更大贡献。

## 参考文献 (References)

- [1] 龚钟明. 积极发展核能是我国未来能源战略的重要选择[J]. 《中国核工业》, 2006(1): 1.
- [2] 徐銖. 快堆和我国核能的可持续发展[J]. 中国核电, 2009(2).
- [3] 马大园, 易小毅. 快堆在我国未来核电事业中的战略地位[J]. 《核动力工程》, 1991, 12(6): 8.
- [4] 李永江. 核电发展要把握好成熟性和先进性之间的关系[J]. 中国核电, 2009, 2(2): 12.
- [5] 郭连城, 曹学武. 铅冷快堆最新研究进展概述[J]. 《核动力工程》, 2006.
- [6] 常甲辰. 快堆及其在我国核能发展中的地位[J]. 中国科学院院刊, 1993(4): 302.
- [7] 王世亨. 第四代核电站与中国核电的未来[J]. 《科学》, 2005, 57(1): 1.
- [8] 欧阳予, 汪达升. 国际核能应用及其前景展望与我国核电的发展[J]. 华北电力大学学报, 2007, 34(5): 4.
- [9] 肖红才. 自然安全的 BREST 铅冷快堆—现代核能体系中最具发展潜力的堆型[J]. 《核动力工程》, 2015, 35(3): 395-406.
- [10] 胡大璞, 袁红球. 新型快堆—铅冷快堆的堆物理特性[J]. 《核动力工程》, 1995, 16(3): 194-198.
- [11] 吴宜灿. 第四代核能系统铅基反应堆前景展望[J]. 科学导报(Science & Technology Review), 2015(14): 12.

**期刊投稿者将享受如下服务：**

1. 投稿前咨询服务 (QQ、微信、邮箱皆可)
2. 为您匹配最合适的期刊
3. 24 小时以内解答您的所有疑问
4. 友好的在线投稿界面
5. 专业的同行评审
6. 知网检索
7. 全网络覆盖式推广您的研究

投稿请点击：<http://www.hanspub.org/Submission.aspx>

期刊邮箱：[nst@hanspub.org](mailto:nst@hanspub.org)