

## 钠冷快堆（SFR）

SFR 使用液态钠作为反应堆冷却剂，允许高功率密度和低冷却剂体积分数。虽然无氧环境可防止腐蚀，但钠与空气和水发生化学反应，因此需要一个密封的冷却系统。

正在考虑的核电站规模选择范围从小型，即 50 至 300 兆瓦电力（MWe）模块化反应堆到最高可达 1500 兆瓦的核电站。可选出口温度范围为 500~550℃，这些选项提供了在先前的快堆计划中所开发和验证的材料。反应堆机组可布置成池式布局或环路型布局。

### 参考方案

GIF 框架内正在考虑的几种 SFR 设计方案：

- 日本钠冷快堆（JSFR）和欧洲钠冷快堆（ESFR）分别代表了大型环路型和池式反应堆方案，使用混合铀 - 钚氧化物燃料，以及可能的次锕系元素，由一个基于先进的水法处理的燃料循环提供支持，该燃料循环位于一个中心位置，为多个反应堆提供支持。俄罗斯 BN-1200 反应堆是一种大型池式反应堆，最近已被加入到正在考虑的方案中。
- 韩国 KALIMER-600（KAERI）代表了具有氧化物或金属燃料的中型池式反应堆方案。
- AFR-100（美国能源部或 DOE）代表小型模块化反应堆，采用铀-钚-次锕系元素 - 锆金属合金燃料，由与反应堆集成的设施中的一个基于高温冶金工艺的燃料循环来支持。

下面的图 2 和图 3 是 AFR-100 和 BN-1200 的示意图，即 GIF 正在考虑的两种最新的 SFR 设计方案。

### 性能

SFR 闭合燃料循环能够再生裂变燃料，并有助于管理高放废物 - 特别是钚和次锕系元素。然而，这种再生需要开发可循环使用的燃料并具备合格使用资质。

第四代系统的重要安全特性包括长的热响应时间，合理的冷却剂沸腾余量，一个在接近大气压下操作的主系统，以及主系统中放射性钠与电力转换系统之间的中间钠系统。水/蒸汽，氮气和超临界二氧化碳（CO<sub>2</sub>）被认为是电力转换系统的工作流体，以实现热效率，安全性和可靠性的高性能。

SFR 的许多基本技术已经在以前的快堆计划（俄罗斯，法国，美国，英国，日本）中被建立。就最新的成就而论，中国实验快堆（CEFR）在 2014 年达到 100% 的功率。在俄罗斯，BN-600 在 2015 年实现了 86% 的负载系数，而 BN-800 在 2016 年实现了 100% 的功率。至于新的建造计划，中国计划到 2023 年建造 CFR-600，俄罗斯正在考虑建造 BN-1200，印度计

划在 2018 年运营其原型快中子增殖反应堆（PFBR）。

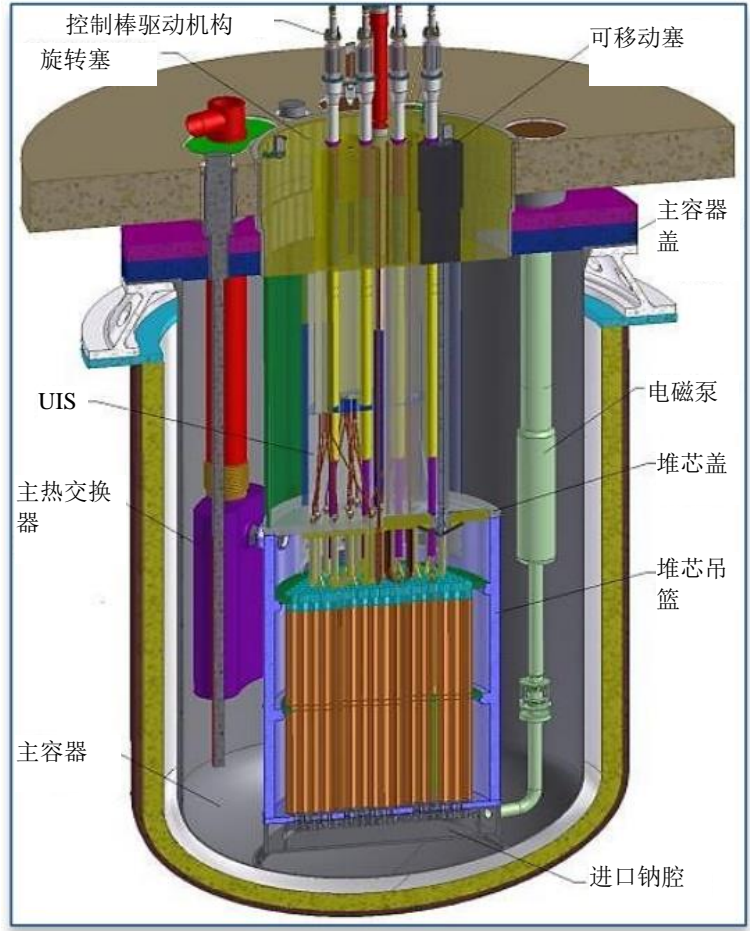
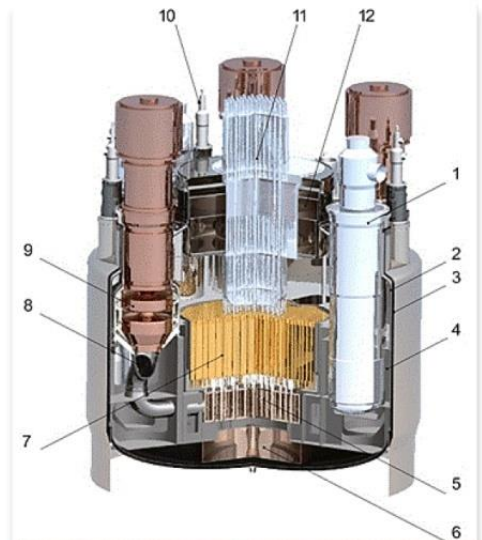


图 2: AFR-100 反应堆



1 - IHX; 2, 3 - 分别为主容器和保护容器; 4-支撑结构; 5-进口钠腔; 6-堆芯碎片托盘; 7-堆芯; 8-压力管道; 9-MCP-1; 10-换料机构; 11-CRDM; 12-旋转塞

IHX - 中间热交换器; MCP - 主冷却剂泵; CRDM - 控制棒驱动机构

图 3: BN-1200 反应堆

## 超高温反应堆 (VHTR)

VHTR 是开发使用陶瓷燃料的高温反应堆的下一代产品，使用石墨作为慢化剂，使用氦气作为冷却剂。文献[4]中描述了 GIF 的技术基础以及当前的发展状况和合作。VHTR 对于包括在干旱地区在内的高效发电以及用于电力和工艺热的热电联产（用于许多工业分支中的大量制氢或工艺热）具有重要意义。由于热电联产的高效率，VHTR 可以大大减少发电厂和工业中化石燃料燃烧产生的二氧化碳和有害污染物的排放，从而提高那些存在这一问题的国家的能源供应安全性。

### 设计目标

可通过热化学，电化学或混合工艺由水生产氢。GIF VHTR 出口温度的原始目标设定在 900~1000°C，因为该技术的主要驱动因素之一是最初使用碘 - 硫 (I-S) 工艺进行大规模制氢。该工艺在 850°C 下消耗热量，因此，考虑到热交换器中的温度级联，要求反应堆出口处的温度为 900~1000°C。须注意的是，高于 950°C 的温度的情况下需要开发新的超级合金，陶瓷和化合物等创新材料，并鉴定其性能。

与此同时，一些 GIF 签约国的市场研究证实了低温应用（尤其是低于 600°C 的工艺蒸汽）的短期市场的存在和发展潜力，这将需要不那么严格的约 750°C 的反应堆出口温度。该蒸汽可用于发电（利用与最先进的燃煤发电厂机器的共性以降低成本），和/或用于工业应用，其中蒸汽用作化学过程的反应物或作为热载体。

因此，VHTR 系统通常被考虑用于工艺热，而不是专门用于通过 I-S 工艺制氢。几个近期的 VHTR 项目正在研究蒸汽生产，以满足其客户的大部分或全部能源需求。直接氦气轮机循环或间接（气体混合轮机）布雷顿循环也被考虑近期在几个国家应用。

### 性能

VHTR 已经在许多过去和现在的原型和工程规模试验中展示了其特有的安全特性，而且所有现代化方案都被设计为非能动地去除衰变热。预计模块化建造和去除能动安全系统还将使设备、操作和维护成本降低。VHTR 堆芯有两种方案可供选择：球床式和棱柱块型，两者都依赖于含有三重结构各向同性 (TRISO) 包覆颗粒的全陶瓷燃料元件，即使在高能耗和冷却剂强制损失的极端情况下，也已证明可非常可靠地包容放射性物质。

强大的燃料和石墨慢化能够在低浓缩铀 (LEU) 燃料中实现高达 10~20% 的一次性燃料消耗（每吨重金属 150~200 千兆瓦·天 [GWd/tHM]）。在热中子系统的物理极限内，可以通过钍或再循环铀实现高转化率和超铀的使用。高转化钍 - 铀燃料被用于早期示范反应堆（圣符仑堡反应堆和高温钍反应堆 [THTR]），在早期计划中还对其他燃料循环进行了广泛调研。

在最近的研究中，深度燃烧和武器级钚的焚烧也被认为是可行的。此外，通过增加将燃料与石墨分开并破坏颗粒层所需的适用的前-后端工艺，现有的后处理技术可用于 TRISO 燃料处理。

### 参考方案

VHTR 的基本技术是在以前的高温气冷反应堆基础上建立的，这些反应堆包括美国桃花谷核电站和圣符仑堡核电站以及德国球床式高温气冷试验堆（AVR）和 THTR 原型堆。该技术受益于国际上广泛的研发项目以及以前和现在正在进行的项目，例如：球床模块高温反应堆 –（HTR-PM，中国），燃气轮机高温反应堆（GTHTR300C，日本），PBMR（南非），ANTARES（法国、美国），核制氢开发和示范（NHDD，韩国）项目，燃气轮机模块化氦冷反应堆（GT-MHR，美国、俄罗斯）以及由几家核电厂供应商和国家实验室领导的下一代核电站（NGNP，美国）。

诸如高温工程试验反应堆（HTTR）（日本，30 MW<sub>th</sub>）和 HTR-10（中国，10 MW<sub>th</sub>）等实验反应堆支持这一先进的反应堆方案、热电联产与制氢或一系列其他核热应用的开发。另一个方案，即氟盐冷却的高温反应堆（FHR），使用 VHTR 燃料和熔盐的组合代替氦冷却剂。在 GIF 内，该技术被包含在 MSR 系统中。VHTR 开发还受到第四代 GFR 系统协同作用的限制，例如在结构材料和部件领域。

图 4 展示了三个最新的 VHTR 设计示意图，这些设计方案已由设计者在 2017 年提交给 GIF SIAP 提出建议，表 1 中列出了所选择的性能参数。尽管所有反应堆都适用于不同热量和功率的热电联产，性能数据主要针对发电。

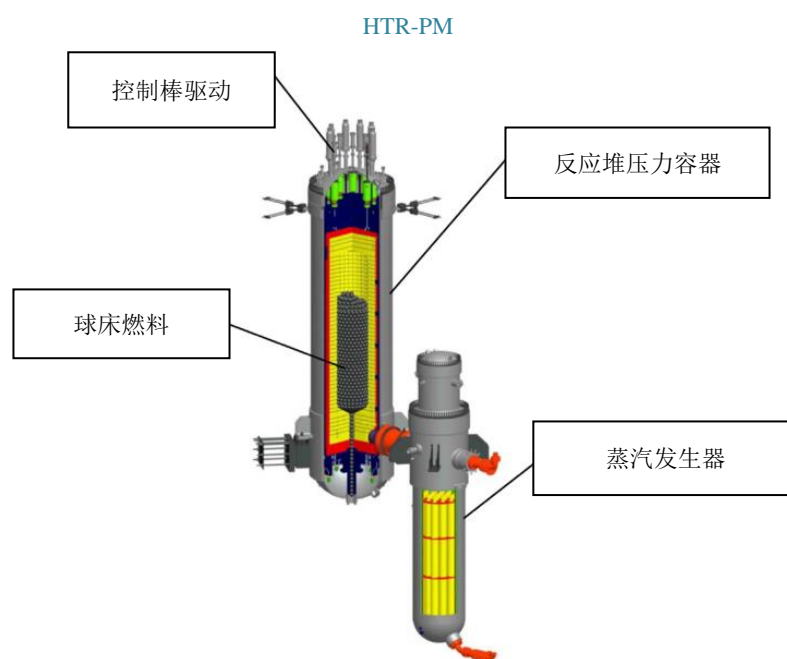
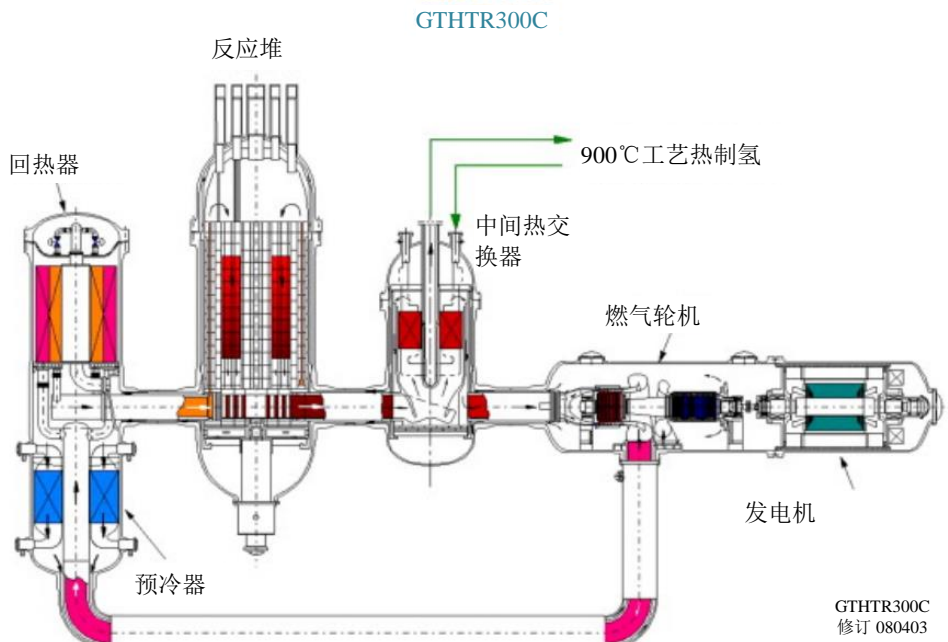
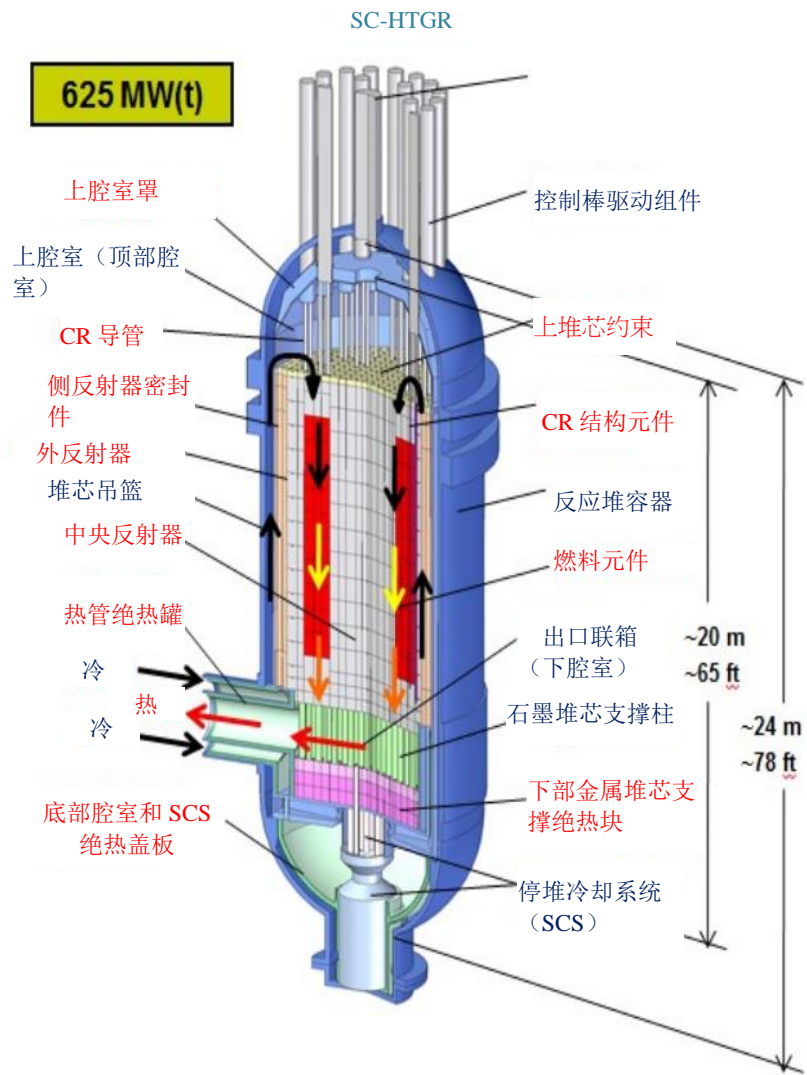


图 4：提交给 SIAP 的最新 VHTR 设计示例



注：SC-HTGR= 蒸汽循环高温气冷堆。

图 4: 提交给 SIAP 的最新 VHTR 设计示例 (续上)

表 1: 最近的 VHTR 设计所选定的性能参数

	HTR-PM	SC-HTGR	GTHTR300C
开发状态	Pre-FOAK 建造中	FOAK 设计	FOAK 设计
设计机构	INET (中国)	Framatome (美国)	JAEA (日本)
电厂建筑	模块化	模块化	模块化
热输出 (MWth)	2 × 250	n × 625	n × 600
电力输出 (MWe)	210	272	274
堆芯布置	球床 圆柱形 42 万个球/芯	棱柱块 环形 102 柱 10 块/柱	棱柱块 环形 90 柱 8 块/柱
燃料	在球中的 TRISO 包覆 颗粒 UO <sub>2</sub> , 富集度 8.9% 一次通过式	密实的 TRISO 包覆颗粒 UCO, 富集度 10.36-15.5% 一次通过式	密实的 TRISO 包覆颗粒 UO <sub>2</sub> , 富集度 14.3% 一次通过式
初始氦气压力 (MPa)	7	6	6.9
氦气入口/出口温 度 (°C)	250/ 750	325/ 750	587-663/ 850-950
二次冷却液	水/蒸汽	水/蒸汽	氦气
电力转换	朗肯 (Rankine) 汽轮 机	朗肯 (Rankine) 汽轮机	直接布雷顿燃气轮机 制氢
蒸汽发生器数量/每 个堆芯热交换器	1	2	1
最大二次压力 (MPa)	13.24	16.7	待定义 (连接制氢装置的传热回 路)
最大二次温度 (°C)	566	566	待定义 (连接制氢装置的传热回 路)

注释: FOAK = 同类别首个; He = 氦气; HX = 热交换器; H<sub>2</sub> = 氢气; MPa = 兆帕; tbd = 待定义; UCO = 碳化铀; UO<sub>2</sub> = 二氧化铀

## 气冷快堆 (GFR)

气冷快堆 (GFR) 是一种结合快中子和高温的创新核能系统。由氦气冷却的 GFR 被认为是钠冷快堆更长远时期的替代品。除了允许采用闭式燃料循环外, GFR 的主要优点包括:

- 工作温度高, 可提高热效率, 并为类似于 VHTR 的工业应用产生高温热量;
- 化学惰性和非腐蚀性冷却剂 (氦气);
- 单相 (无沸腾) 冷却剂;
- 相对较小 (尽管为正值) 的冷却剂反应性空泡系数;
- 不分解不活化的冷却剂;
- 透明的冷却剂, 便于在役检查和维修, 以及燃料装卸。

主要缺点涉及下列问题:

- 需要在加压条件下运行;
- 氦气的冷却效率低, 特别是在自然对流的衰变热去除条件下;
- 需要额外的冷却剂库存以弥补泄漏造成的冷却剂损失。

## 设计目标

为实现高的热效率和制氢, 以及紧凑性直接循环, 关键的参考目标是高出口温度 (850°C)。机组功率将在 200 MW<sub>e</sub> (模块化) 到更大的 1 500 MW<sub>e</sub> 的范围内考虑。

高燃料燃耗以及锕系元素循环利用的目标导致使用过的燃料特性 (同位素组成) 对于处理而言不具吸引力。

设计人员同意通过自持式循环的方式尽量减少原料的使用, 这种循环只需贫铀或经后处理的铀原料, 需要一个核燃料增殖系数接近于零的自生堆芯。基于预测的可用钚存量 (主要来自水反应堆辐照燃料) 和 GFR 集群开发时间的考虑, 建议 GFR 堆芯中的初始钚存量不得超过每 GW<sub>e</sub> 15 吨, 以免影响 GFR 集群的长期部署。

## 参考方案

GFR 的参考方案是一个 2400 MW<sub>th</sub> [5] 核电站, 具有一个盈亏平衡的堆芯, 在堆芯出口温度为 850°C 的条件下运行, 通过三个中间热交换器驱动一个间接组合式燃气蒸汽循环。堆芯出口温度高也对燃料以高功率密度连续运行的能力提出了更高的要求, 这对于快堆堆芯良好的中子经济性是必要的。

堆芯由六角形燃料元件组成, 每个燃料元件由陶瓷包壳, 混合碳化物燃料细棒组成, 燃料细棒包含在一个陶瓷六角形管内。目前燃料细棒包壳和六角形管的优选材料是碳化硅增强纤维-碳化硅 (SiCf/SiC)。具有三个回路的整个一回路包含在一个二次压力边界内, 即防护

安全壳。产生的热量在具有三个燃气轮机和一个蒸汽轮机的间接联合循环中转换成电能。循环效率约为 48%。

热交换器将来自一次氦冷却剂的热量传递给含有氦 - 氮混合物的二次气体循环，该二次气体循环又驱动闭式循环燃气轮机。来自燃气轮机排气装置的废热用于在蒸汽发生器中产生蒸汽，然后蒸汽发生器用于驱动蒸汽轮机。这种联合循环在天然气发电厂中是常见的做法，因此代表了既定技术，GFR 情况的唯一区别在于使用闭式循环燃气轮机。

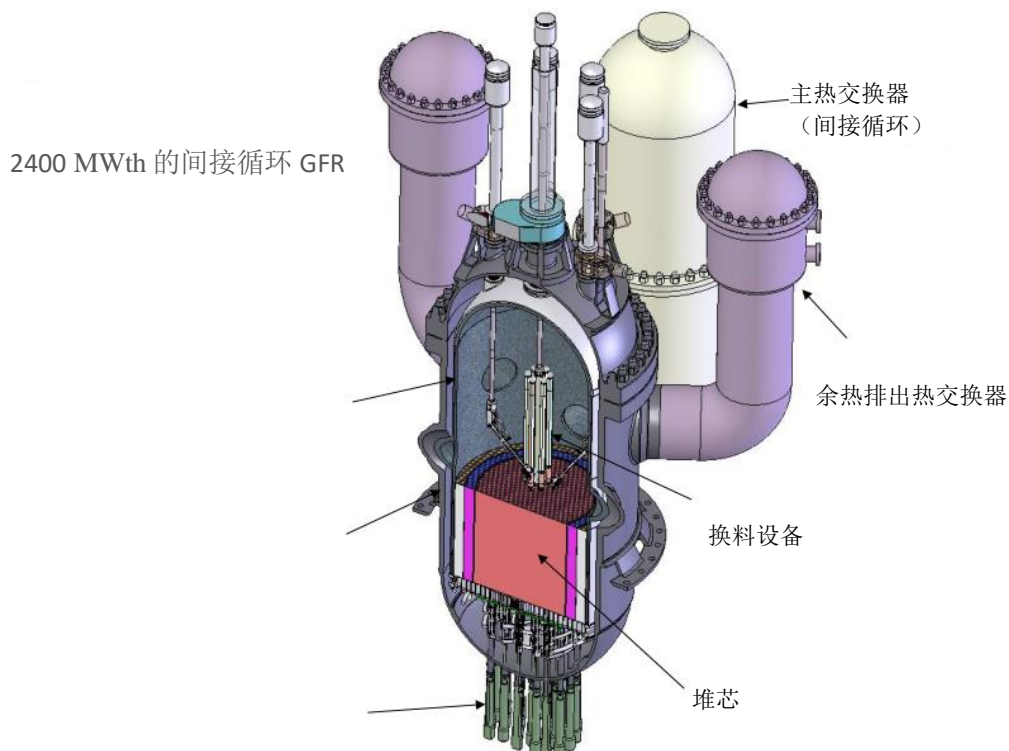


图 5: 参考 GFR 设计 (2 400 MWth)

表 2: 参考 GFR 特征

额定功率 (热/电)	MW	2 400/1 150 (48%)
燃料/包壳		UPuC/SiC-SiCf
功率密度	MW/m <sup>3</sup>	100
Pu 含量	%	16.3
核燃料增殖系数		0
一回路数量		3
一次冷却剂		氦气
一次压力	MPa	7
堆芯入口/出口温度	°C	400/850
二次回路数量		3
二次冷却剂		氦-氮
二次压力	MPa	6.5
功率转换系统		闭式循环燃气轮机和蒸汽发生器

注释: MW =兆瓦; MW/m<sup>3</sup> =每立方米兆瓦; UPuC =铀 - 钷碳化物。



## 熔盐反应堆 (MSR)

MSR 是一种在很大程度上利用堆芯内的熔盐作为燃料载体或冷却剂的反应堆。MSR 主要有两个子类：

- 裂变材料溶解在熔盐中，熔盐用作一回路中的燃料载体和冷却剂。
- 熔盐是以陶瓷燃料为燃料的石墨慢化堆芯中的冷却剂，与 VHTR 中使用的类似。这种固体燃料变体通常被称为 FHR，以便将其与前一种燃料区分开。

### 参考方案

在液体燃料 MSR 中，裂变材料是液体冷却剂的一部分。20 世纪 50 年代和 60 年代，美国开发和展示了 MSR 技术的重要元素。虽然早期 MSR 的开发侧重于热中子谱方案，但 GIF 成员正在开发的液体燃料 MSR 方案遵循 GIF 的可持续性目标，一直是在闭式燃料循环中使用循环氟化物燃料的快中子谱反应堆。具体而言，GIF 框架内正在开发的 MSR 设计是液态流体熔盐快堆 (MSFR) (欧盟) 和熔盐铀系再循环器与嬗变堆 (俄罗斯)，以及固体燃料 FHR 示范反应堆 (DR) (美国)。图 6 图示了 MSFR 和 MOSART 设计。

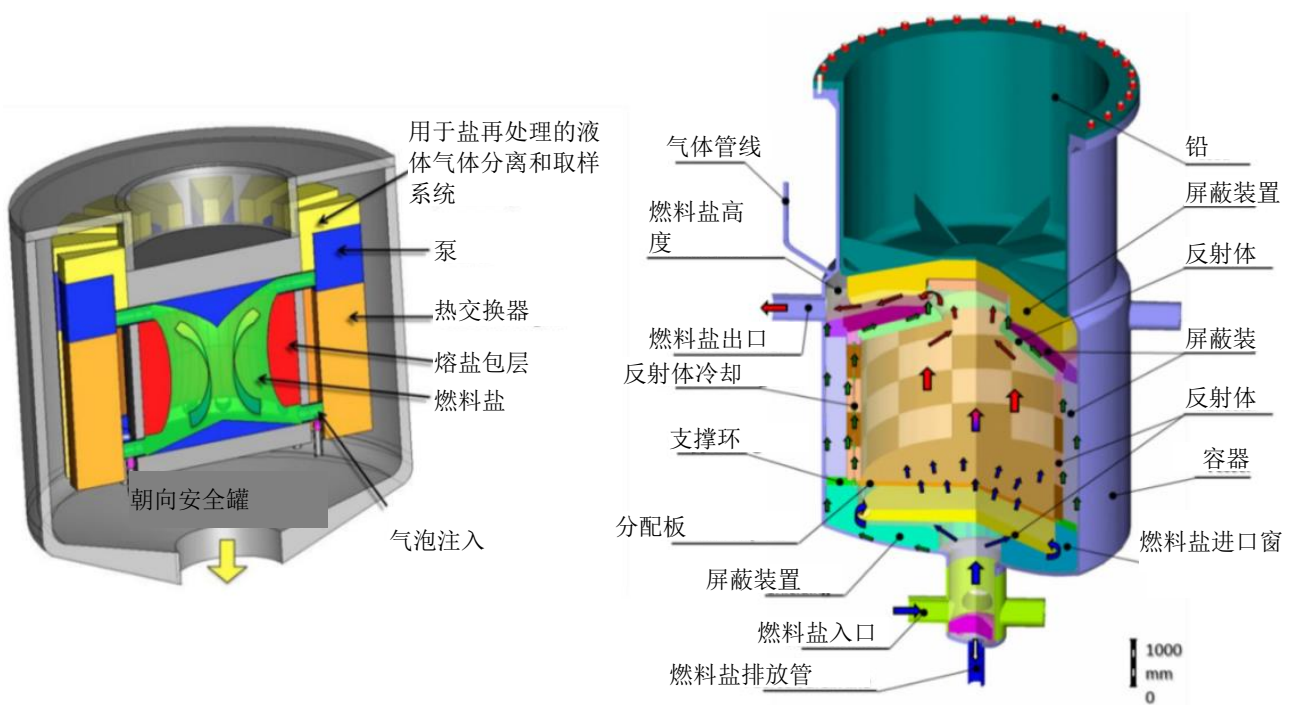


图 6: 液体燃料 MSFR 和 MOSART 设计

1400 MW<sub>e</sub> 钍 - 铀 MSFR 为一个 2.25 米等径等高的圆柱体，圆柱体由镍基合金制成，在环境压力条件下充满液体燃料盐，工作温度高达 750℃。一回路中的燃料盐通过中心堆芯区向上泵送，并通过围绕堆芯周围的热交换器向下泵送。中间是一个装有钍氟化物盐容器，以增加核燃料增殖系数。

快谱反应堆可在从增殖炉到燃烧器模式的全范围内运行。由于不需要制造固体燃料元件，

燃料盐组分可以在反应堆运行期间容易地适应，因此实现了这种灵活性。除了目前所考虑的大型 MSFR 外，考虑到确定此类方案的潜在限制，中小型反应堆（SMR）的设计可能会减轻大功率方案的一些安全限制，因为它们具有较高的燃料盐功率密度。因此，这些 SMR 可能是待开发的第一种 MSFR，相关的研发研究工作将在不久的将来启动，以评估工业化可行性并确定工业化进程。

使用钍燃料循环时，1000 MW<sub>e</sub> MOSART 可作为一种高效的超铀燃烧炉使用，也可作为一个增殖炉。无石墨慢化剂的均匀 Li, Be/F MOSART 堆芯具有最佳快中子能谱，中子通量水平接近  $1 \times 10^{15} \text{ n} \times \text{cm}^{-2} \times \text{s}^{-1}$ 。MOSART 方案提供了几个有吸引力的特性：

- 配置简单（没有固体慢化剂或结构材料暴露于高中子照射场）；
- 抗扩散，锕系元素的多次循环和抗扩散特性（超铀系和镧系元素之间的分离系数很高，但在超铀系内的分离系数很低）；
- 经验证的容器材料（镍基合金）和系统组件（泵，热交换器等）在低于 750℃ 的燃料回路中运行；
- 固有的安全特性（大的反应性负温度系数约为 3.7 pcm/K）；
- 长期可溶性裂变产物去除期（一至三个等效全功率年）。

随着使用固体燃料和熔盐冷却剂方案多样化的趋势，GIF MSR 初步系统指导委员会已将 FHR DR 纳入其工作范围。FHR DR 是一个 100 MW<sub>th</sub> 的反应堆，在棱柱形石墨块中使用 TRISO 颗粒燃料。FLiBe (<sup>7</sup>LiF 和 BeF<sub>2</sub> 的化学计量 2: 1 化合物 <sup>7</sup>Li<sub>2</sub>BeF<sub>4</sub>) 是参考一次冷却剂。FHR DR 设计小巧，简单且成本较低；它的开发是实现短期商业 FHR 的必要中间步骤。低风险技术被有意包含在最初的 FHR DR 设计中，以确保反应堆可在可接受的预算和时间表内建造，获得许可和运营。这些技术包括 TRISO 颗粒燃料，可更换的堆芯结构材料，一回路和中间回路以及管壳式一回路由到中间热交换器使用相同的材料。

## 铅冷快堆 (LFR)

铅冷快堆 (LFR) 具有快中子谱和闭式燃料循环, 可有效转化能增生的铀。它还可用于管理使用过的燃料中的锕系元素和作为钚基质的燃烧器/增殖器。LFR 的一个重要特征是通过选择相对惰性的冷却剂来提高安全性, 前提是可以克服重量的影响以及铅的腐蚀性和侵蚀性。LFR 有潜力满足远程站点的电力需求, 并可作为大型并网发电站进行部署。

### 参考方案

目前在第四代核能系统行动框架中作为参考方案提出的设计是三个池式反应堆:

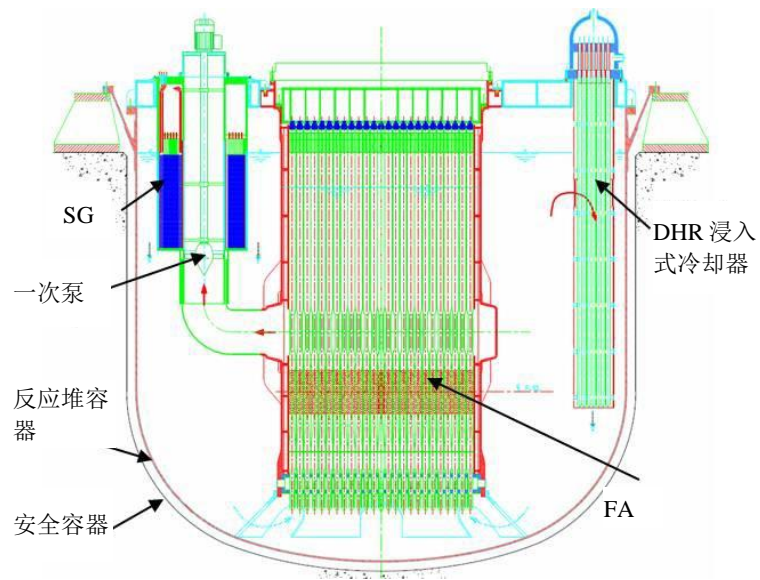
- 基于欧洲铅冷快堆 (ELFR) 的 600 MW<sub>e</sub> 参考设计, 代表了大型中央发电机组;
- 俄罗斯开发的 300 MW<sub>e</sub> 设计选项, 其处于良性开发阶段 (BREST-OD-300);
- 基于小型安全可运输式自主反应堆 (SSTAR) 的 MW<sub>e</sub> 小型模块化设计, 代表了与 LFR 相关的小规模新方案。

所有这三种参考设计均由纯铅冷却, 尽管铅 - 铋共晶仍然是一种冷却剂选择。图 7 至图 9 示意性地给出了三个参考选项, 表 3 总结了这几种系统的主要特性。

目前的 LFR 参考设计具有简单的一回路, 其目标是尽可能使内部组件的可移除性最大化, 以促进具有竞争性的发电能力和长期投资保护。

表 3: GIF LFR 参考系统的关键设计参数

参数	ELFR	BREST-OD-300	SSTAR
堆芯功率 (MW <sub>th</sub> )	1 500	700	45
电功率 (MW <sub>e</sub> )	600	300	20
一次系统类型	池式	池式	池式
堆芯入口温度(°C)	400	420	420
堆芯出口温度(°C)	480	540	567
二次循环	过热蒸汽	过热蒸汽	超临界二氧化碳
净效率(%)	42	42	44
涡轮入口压力(bar)	180	180	200
进料温度(°C)	335	340	402
涡轮入口温度(°C)	450	505	553



注释：SG = 蒸汽发生器；DHR = 衰变热排出；FA = 燃料组件

图 7: ELFR

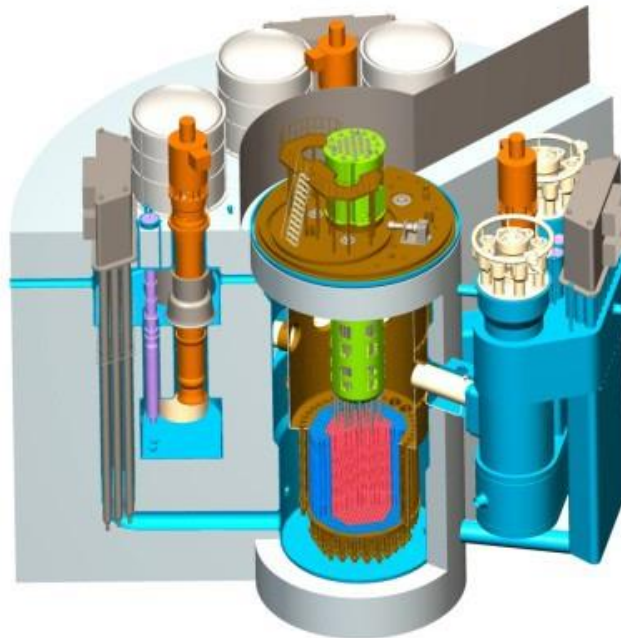


图 8: BREST-OD-300

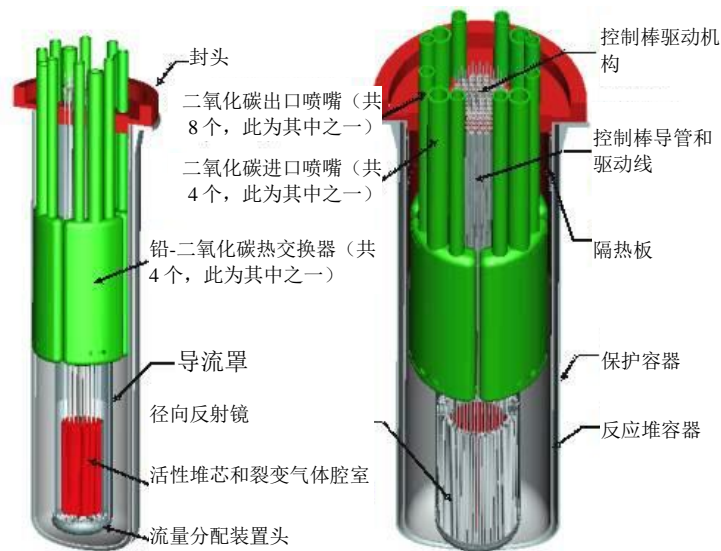


图 9: SSTAR

## 性能

两个反应堆方案依赖于具有过热直流蒸汽发生器的二次水回路和蒸汽朗肯循环，其能够达到远高于 40% 的净效率。第三个系统（SSTAR）通过直接布雷顿循环中的超临界二氧化碳功率转换系统实现了类似的效率水平。这些 LFR 系统配置的简单性有望降低资本成本和建造时间，从而具有较大的经济吸引力。简单性还增强了紧凑性，例如通过消除中间冷却系统，以及通过减小高度的内部部件的设计。堆芯由一排被反射体组件包围的敞开（或包裹的）燃料组件组成。可运输式 20 MW<sub>e</sub>。选项在一回路中采用自然循环，无需冷却液泵和相关的辅助设备。

ELFR 目前的参考设计利用了多年来在重金属冷却临界/亚临界系统和基本铅技术方面的广泛研发计划的结果，这些计划是根据欧洲原子能共同体第五，第六和第七框架计划以及欧洲原子能共同体地平线 2020 计划中进行研究和创新计划实施的。概念上的反应堆设计代表了工业化的，大尺寸的 LFR，可用作专用示范计划开发的参考。ELFR 还受益于致力于多用途高科技应用混合研究性反应堆（MYRRHA）项目的行动，该项目在欧洲开发，作为加速器驱动系统和灵活辐照设施的示范，通过铅 - 铋共晶进行冷却。

SSTAR 的参考设计是一个在可运输的反应堆容器中的 20MW<sub>e</sub> 自然循环反应堆。该设计采用熔融铅冷却剂，一种含有超铀元素的氮化物燃料，具有快谱堆芯和尺寸小的特点。通过实现长堆芯寿命，自动负载跟随，操作简单，可靠性和可运输性，以及高度的被动安全性，这些措施结合起来提供了一种独特的抗扩散方法。

BREST-OD-300 反应堆是一个 700 MW<sub>th</sub> 的试点性示范反应堆，使用铅冷却剂和氮化物燃料，电功率为 300 MW<sub>e</sub>，具有闭式燃料循环，其中相关设施（氮化物燃料制造和后处理）

共址于反应堆现场。**BREST-OD-300** 被认为是 **BREST** 系列未来商用反应堆的一个原型，用于大规模核能部署，具有极高的安全性。

该设计利用重铅冷却剂和高密度，导热的铀 - 钚氮化物燃料的特性，为堆芯内的燃料的有效利用创造了一个环境。随着较小的燃料温度功率效应，从而能够以小的反应性裕度进行功率运行，这构成了针对无保护瞬态过载（**UTOP**）事故引发源的重要预防措施。为了防止冷却剂损失（**LOC**）类型的事故，**BREST** 设计采用了与多层钢筋混凝土容器集成的布局。铅冷却剂和主要的一回路设备位于容器中。一回路中没有冷却剂阀。**BREST** 采用对流循环的紧急冷却系统，直接将热量从一回路排至最终热阱（空气）。

**BREST-OD-300** 的详细设计于 2016 年提交给安全部门，且正在进行施工许可审查。此外，**BREST** 厂址正在建造一座专用的氮化物燃料制造厂。

## 超临界水冷堆 (SCWR)

SCWR 是一种高温高压水冷反应堆，其可在高于水的热力学临界点（374℃，22.1 MPa）的温度下运行。

### 参考方案

目前正在研究两种类型的 SCWR 堆芯布置：压力容器和压力管。这些堆芯设计基于热中子谱，快中子谱或混合（热中子和快中子）谱。图 10 说明了 SCWR 堆芯的配置。压力容器式堆芯采用铀基燃料，钚基燃料用于压力管式热谱 SCWR 方案。基于混合氧化物的燃料被选中用于快谱 SCWR 方案。图 1 说明了 SCWR 燃料组件的配置。大多数核电厂方案都是在为发电功率大于 1000 MW<sub>e</sub>，运行压力 25 MPa 左右和反应堆出口温度达 625℃ 而进行开发。

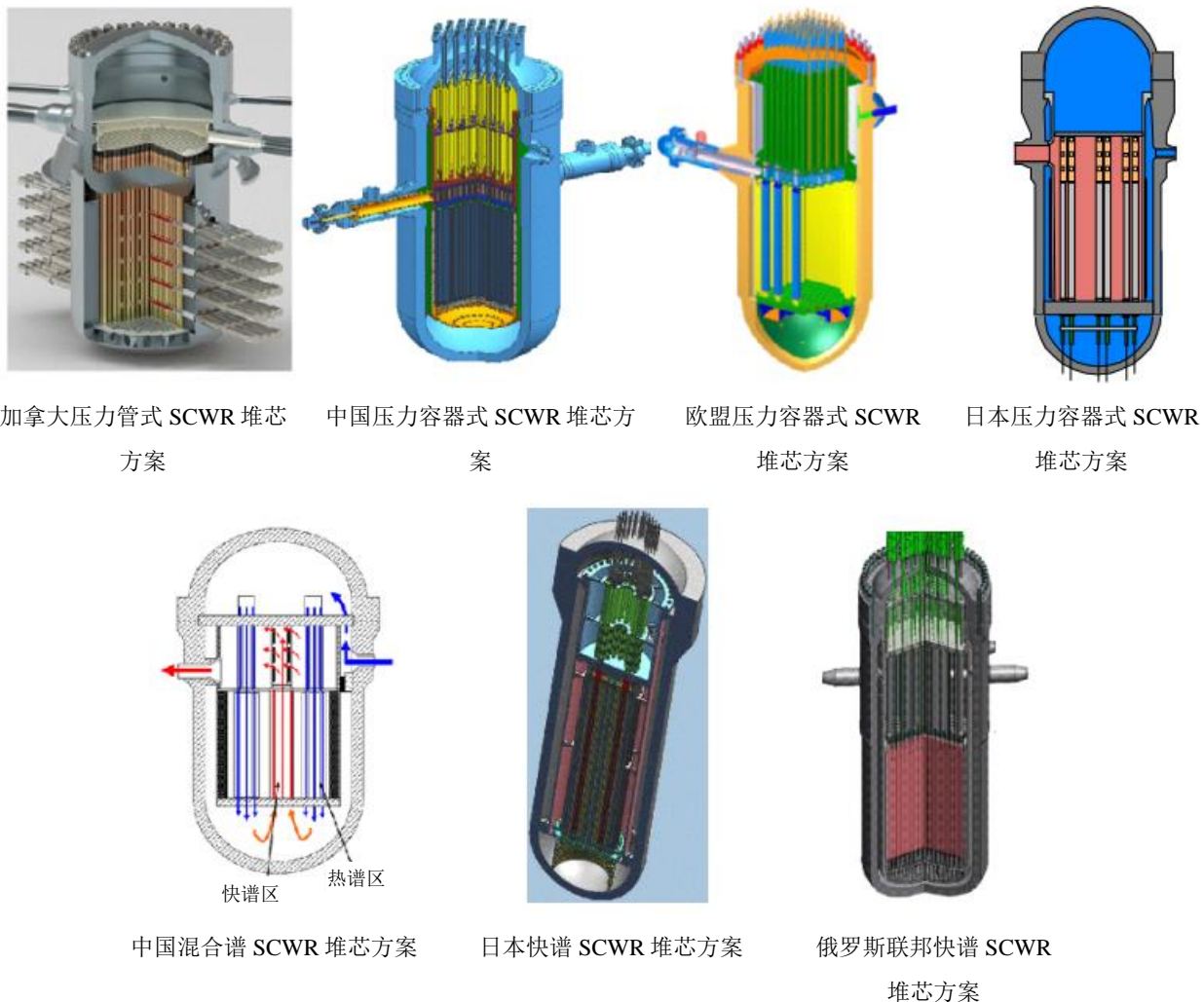


图 10: SCWR 堆芯布置

SCWR 的电厂辅助设施大大简化，因为冷却剂不会改变反应堆中的相（沸腾），这消除了对在沸水反应堆中的汽水分离器再热器和再循环泵或者对在加压轻水堆和重水堆中的蒸汽发生器的需要。其布置与拥有超过 50 年设计和运行经验的火力发电厂相同。SCWR 的安全

系统类似于先进的沸水堆。为了增强 SCWR 的安全特性，增加了其他被动安全特性。

### 性能

SCWR 的主要任务是高效、经济和安全地发电。所有开发的方案都可以发电，热效率从 43% 到 48% 不等，这要好于现有核反应堆集群 35% 的热效率。热效率的提高减少了发电的燃料使用量，提高了资源利用率并减少了轮机和冷凝器产生的废物，从而最大限度地减少了对环境的影响（增强了可持续性）。

从经济角度来看，简化核电厂辅助设施系统可降低核电厂的资本成本。初步评估显示，与先进的沸水反应堆相比，SCWR 的总投资成本降低了 20%<sup>[6]</sup>。与第二代或第三代核反应堆相比，热效率的提高（增强的可持续性和经济性）也减少了产生所需电量所需的核电厂数量。

在热谱 SCWR 中使用钚基燃料和在快谱 SCWR 中使用混合氧化物燃料将会闭合燃料循环，而压力管型热谱和快谱 SCWR 方案都具有转化铀系元素为可有效控制废物的能力，从而大大提高了环境的可持续性。

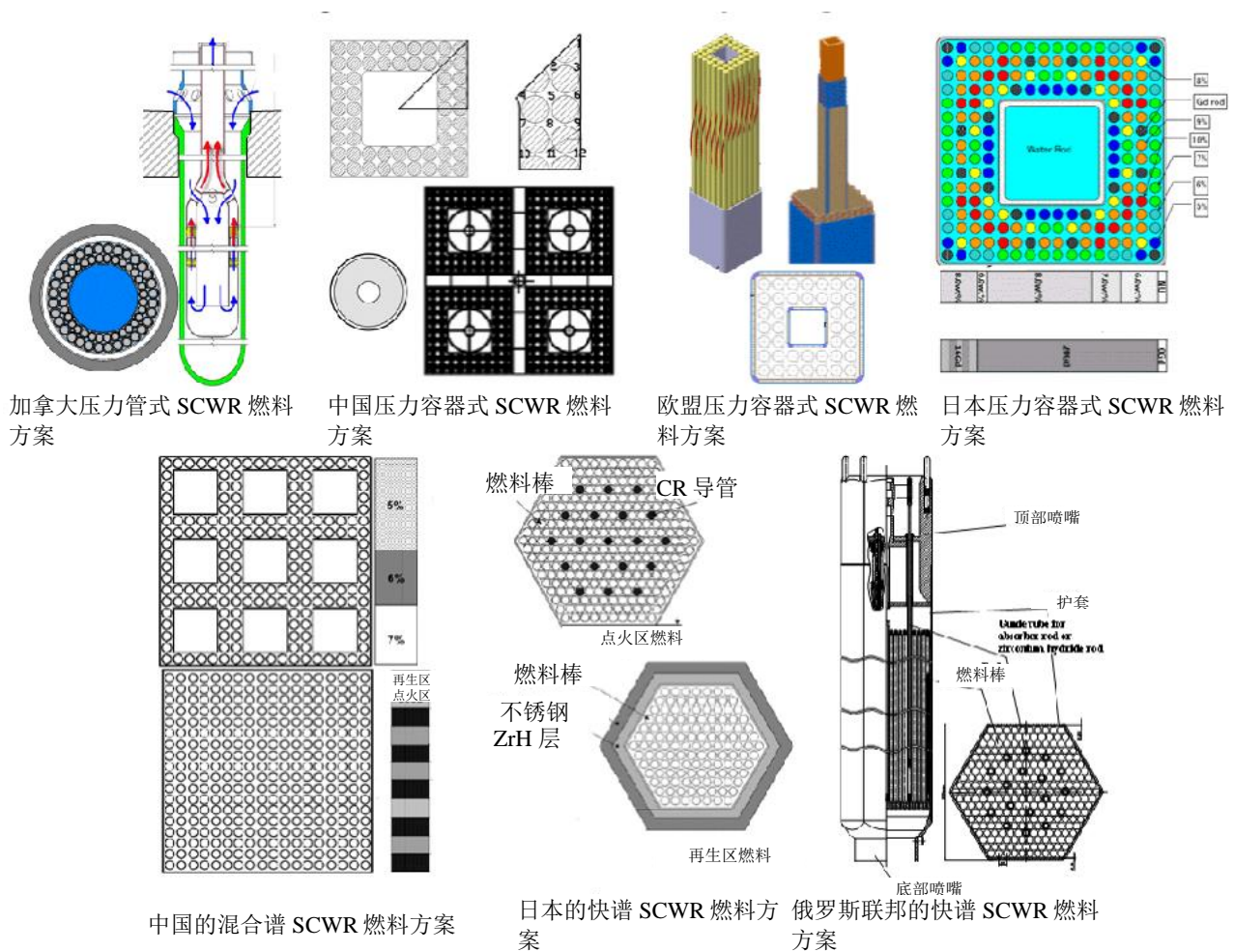


图 11: SCWR 燃料组件布置

已经采用了非能动安全系统（例如：压力容器型 SCWR 中的安全壳冷却系统和压力管式 SCWR 中的非能动慢化剂冷却系统）以增强 SCWR 的安全特性。这些系统可在正常运行



和假定事故情境下保持燃料和包壳的完整性。确定性安全分析表明，在正常运行和假定事故情景中，包壳和燃料中心线的温度都远低于熔点。压力容器型 SCWR 的堆芯损伤频率类似于轻水反应堆，并且在压力管式 SCWR 中假定事故情景下的堆芯损伤频率会有所降低（至少一个数量级）。

热谱 SCWR 的保护特征类似于轻水反应堆（如分批加燃料，固体燃料，轻水冷却剂等）的保护特征。将先进的钚燃料循环引入热谱 SCWR，以及由此产生的裂变  $^{233}\text{U}$ ，需要从抗扩散的角度来解决。分离  $^{233}\text{U}$  和  $^{238}\text{U}$  以及高  $\gamma$  辐射  $^{232}\text{U}$  的难度起到了阻止核武器使用  $^{233}\text{U}$  的作用。其他缓解技术（例如：向燃料中添加天然或贫化铀）可以最大限度地降低从乏燃料中提取  $^{233}\text{U}$  的吸引力。

SCWR 的开发是为了在堆芯出口处产生  $500^{\circ}\text{C}$  至  $625^{\circ}\text{C}$  的高温蒸汽，这有助于在沸水反应堆中使用直接循环，且不需要汽水分离器以及再循环泵或蒸汽发生器。与现有的反应堆相比，SCWR 中系统配置的简化大大减少了安全壳和反应堆建筑的尺寸以及核电厂的占地面积。除了节省资金成本之外，核电厂占地面积的减少提供了增强实物保护的机会。

SCWR 堆芯的高出口温度适用于制氢（通过高温蒸汽电解工艺或铜 - 氯循环），为化工设施（如炼油厂）提供工业工艺热和为石油生产产生蒸汽（通过蒸汽辅助重力排水过程）。来自核电厂的废热是使用脱盐工艺生产饮用水的理想选择。

## 参考文献

- [1] GIF (2002), *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, GIF-002-2002, [www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_40473/a-technology-roadmap-for-generation-iv-nuclear-energy-systems](http://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40473/a-technology-roadmap-for-generation-iv-nuclear-energy-systems).
- [2] GIF (2014), *Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems*, [www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2014-03/gif-tru2014.pdf](http://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2014-03/gif-tru2014.pdf).
- [3] Sowder, A. (2018), “Expanding the concept of flexibility for advanced reactors”, Electric Power Research Institute (EPRI) report, EPRI.
- [4] Fütterer, M.A. et al. (2014), “Status of the very high temperature reactor system”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 77, pp. 266-81.
- [5] Poette, C. et al. (2013), “Gas cooled fast reactors: Recent advances and prospects”, Proc. Int.Conf. FR13, Paris, 4-7 March 2013.
- [6] Schulenberg, T., and Starflinger, J. (2012), *High Performance Light Water Reactor – Design and Analyses*, Karlsruhe: KIT Scientific Publishing.