Contents lists available at ScienceDirect

Engineering

journal homepage: www.elsevier.com/locate/eng

Research
Nuclear Power—Review

# 山东石岛湾 200 $MW_e$ 球床模块式高温气冷堆 (HTR-PM) 核电站示范工程的工程和技术创新

张作义*，董玉杰，李富，张征明，王海涛，黄晓津，李红，刘兵，吴莘馨，王宏，刁兴中，张海泉，王金华

*Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China*

ARTICLE INFO

*Article history:*
Received 12 October 2015
Revised 7 March 2016
Accepted 9 March 2016
Available online 31 March 2016

**关键词**
核能
高温气冷堆
球床
模块式高温气冷堆
球床模块式高温气冷堆

**摘要**

世界首台球床模块式高温气冷堆 (HTR-PM) 核电站示范工程于 2012 年 12 月 9 日在中国山东省荣成市石岛湾厂区完成第一罐混凝土的浇筑，2015 年 6 月完成反应堆厂房建设，然后进入设备安装阶段。目前正在向着在 2017 年年底实现并网发电的目标顺利推进。1 个 HTR-PM 反应堆模块的热功率是 250 $MW_{th}$，反应堆堆芯氦气的进出口温度分别是 250 °C 和 750 °C。蒸汽发生器出口的蒸汽参数是 13.25 MPa/567 °C。2 个球床反应堆模块连接 1 台蒸汽轮机，形成一座 210 $MW_e$ 的核电站。项目团队克服了巨大困难，利用中国现有的工业制造技术研制出世界首台设备，实现了一系列重大技术创新。在研发的规划和实施、工业合作伙伴关系的建立、主设备制造、燃料生产、安全审查、站址选择以及安全性和经济性的平衡等方面取得了令人欣慰的进展，为世界同行积累了可以借鉴的经验。

© 2016 THE AUTHORS. Published by Elsevier LTD on behalf of Chinese Academy of Engineering and Higher Education Press Limited Company. This is an open access article under the CC BY-NC-ND license (http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/).

## 1. 引言

在获得中国国家核安全局(NNSA)的建设许可证并完成所有政府审批程序后，球床模块式高温气冷堆(HTR-PM)核电站示范工程于2012年12月9日在中国山东省荣成市石岛湾厂区完成了第一罐混凝土的浇筑。按照其59个月的建设计划，该核电站应该在2017年年底实现并网发电。2015年6月30日，反应堆厂房土建工程正式封顶，所有里程碑节点均满足预定计划。图1为2012年12月9日和2015年5月25日的施工现场的照片。

HTR-PM的目标是将核能的利用进一步扩展到除高效率并网发电之外的其他应用，如热电联产、高温热利用和制氢。除此之外，这一示范电站的建设还将致力于证明，在三英里岛、切尔诺贝利和福岛重大核事故之后，除进一步改进轻水堆(LWR)的安全性外，还可以通过创新找到一种固有安全的核能技术。

(a) (b)

**图1.** (a) 2012年12月9日和(b) 2015年5月25日中国山东省球床模块式高温气冷堆(HTR-PM)核电站示范工程的施工现场。

* Corresponding author.
*E-mail address:* zyzhang@mail.tsinghua.edu.cn

2095-8099/© 2016 THE AUTHORS. Published by Elsevier LTD on behalf of Chinese Academy of Engineering and Higher Education Press Limited Company. This is an open access article under the CC BY-NC-ND license (http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/).
英文原文: Engineering 2016, 2(1): 112–118
引用本文: Zuoyi Zhang, Yujie Dong, Fu Li, Zhengming Zhang, Haitao Wang, Xiaojin Huang, Hong Li, Bing Liu, Xinxin Wu, Hong Wang, Xingzhong Diao, Haiquan Zhang, Jinhua Wang. The Shandong Shidao Bay 200 $MW_e$ High-Temperature Gas-Cooled Reactor Pebble-Bed Module (HTR-PM) Demonstration Power Plant: An Engineering and Technological Innovation. *Engineering*, http://dx.doi.org/10.1016/J.ENG.2016.01.020

为了找到解决核能安全问题的方法，国际核能界已经做出了巨大的努力。其中，模块式高温气冷堆(MHTGR)是最具创新性和挑战性的技术之一。20世纪八九十年代，由于得到政府的大力支持，德国西门子/英特纳通(Siemens/Interatom)和美国通用原子能公司(GA)分别针对200 $MW_{th}$的高温气冷堆模块(HTR-module)和350 $MW_{th}$的MHTGR开展了大量的研发工作[1]。这些项目在技术研发上是非常成功的；但由于种种原因，其商业示范工程的建设一直没有正式启动。中国和日本在2000年左右相继建成了自己的小型试验反应堆，分别为HTR-10和高温工程试验堆(HTTR)。南非自20世纪90年代起一直在开展球床模块式反应堆(PBMR)的工作。在2002年出版的《第四代核能系统技术路线图》[2]中，超高温气冷堆(VHTR)技术被选为第四代核能系统技术的6种候选技术之一。VHTR的出口温度最初被设定为900~1000 °C，后来改为700~1000 °C，并把名字变为V/HTR。第四代核能系统技术的一个核心要求是在核电站发生严重事故时可以不需要场外应急响应。根据美国政府2005年颁布的《能源政策法案》，美国能源部(DOE)实施了“下一代核电站(NGNP)”计划，目标是通过政府和工业界的合作建设一座MHTGR核电站示范工程。《Science》杂志在2005年8月刊的新闻焦点(news focus)栏目中报道了南非PBMR和中国HTR-PM的工作[3]。

在中国，清华大学核能与新能源技术研究院(INET)从20世纪70年代中期起就开始研究HTR技术，并在20世纪90年代建成了HTR-10试验反应堆[4]。之后，作为技术领导者，清华大学INET开始了HTR-PM商业化示范工程的研发工作。2008年2月，200 $MW_e$的HTR-PM核电站示范项目被中国政府批准作为“大型先进压水堆(PWR)及高温气冷堆(HTR)核电站”国家科技重大专项的一部分。按照重大专项的技术路线图报告，HTR和HTR-PM技术在中国的发展定位是：① 作为补充PWR核电技术的一种高效发电技术；② 作为核能高温热利用的主要技术；③ 在先进核能技术领域通过创新为全球做出贡献。

## 2. 技术创新

如图2所示，HTR-PM[5]由2个球床反应堆模块与1台210 $MW_e$的蒸汽轮机连接而成。每个反应堆模块包括反应堆压力容器(RPV)，石墨、碳和金属堆内构件，蒸汽发生器和主氦风机。单个反应堆模块的热功率是250 $MW_{th}$，反应堆堆芯氦气的进出口温度分别是250 °C和750 °C。蒸汽发生器出口的蒸汽参数是13.25 MPa/567 °C。表1给出了HTR-PM的主要技术参数。

HTR-PM以HTR-10为原型，参考了德国HTR-module和美国MHTGR的设计。在整个研发过程中，笔者认真研究了国际上关于HTR的成果和经验教训，与德国球床HTR领域的科学家开展了大量的合作研究。但是这些合作对于建设世界首台(套) HTR-PM示范工程来说是远远不够的。其原因有：① 尽管HTR-module和MHTGR分别在德国和美国得到了深入的研究，但还没有实际建造；

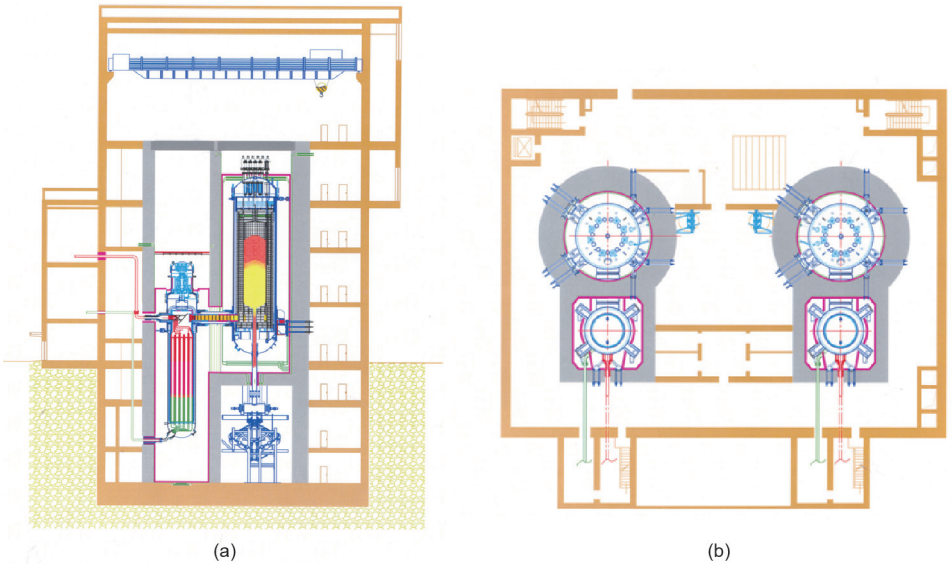


**图2.** 球床模块式高温气冷堆(HTR-PM)核电站示范工程。(a) 正视图；(b) 俯视图。

**表1** HTR-PM的主要设计参数

| Parameter | Unit | Value |
|---|---|---|
| Rated electrical power | $MW_e$ | 210 |
| Number of modules | | 2 |
| Reactor module thermal power | $MW_{th}$ | 250 |
| Active core diameter/height | m | 3/11 |
| Primary helium pressure | MPa | 7 |
| Helium temperature at reactor inlet/outlet | °C | 250/750 |
| Fuel element diameter | mm | 60 |
| Heavy metal loading per fuel element | g | 7 |
| Number of fuel elements in one reactor core | | 420 000 |
| Enrichment of fresh fuel element | | 8.6% |
| Main steam pressure | MPa | 13.25 |
| Temperature of main steam/feedwater | °C | 567/205 |

② 除了有关国家政府批准的部分计算软件转让以及个别的技术咨询协议，工程设计及设备制造技术的转让并没有发生；③ 由于德国科学家及工程师逐渐高龄化以及有关公司的停业，很多知识和经验已流失。因此，摆在中国科学家及其工业合作伙伴面前的唯一道路就是用中国自己的工业制造技术研制世界首台(套)设备并完成示范工程建设。关于MHTGR的理念是一致的，但是最终工程与技术的实施是不同的。笔者将从以下几个方面来阐述HTR-PM中的创新技术。

### 2.1. 热功率为 250 $MW_{th}$ 的反应堆模块

2006年之前，研究人员将燃料球布置在环形区域，研究了热功率为458 $MW_{th}$的环形反应堆堆芯。研究人员对在环形区域中心采用流动的石墨球和固定的石墨柱这2种方案进行了比较。采用石墨球方案的难点包括：让监管部门相信燃料球和石墨球流动有固定和可预测的边界；一部分氦气流经不发热的中心石墨区后会导致反应堆出口氦气的温度更不均匀；侧反射层控制棒价值不足等。采用石墨柱方案的难点是：要在反应堆运行寿期内更换堆芯石墨柱；环形堆芯底部需要3个以上的卸料口，导致燃料球流动复杂；以及中心石墨柱的结构稳定性难题等。2006年9月，经过反复研究后，研究人员决定把反应堆的技术方案从1台458 $MW_{th}$的反应堆堆芯模块改成2台250 $MW_{th}$的反应堆堆芯模块。对这种改动，研究人员首要担心的是经济成本。但经过仔细测算，最终方案与计划方案在总的电站投资上的差别非常小，因此并未改变原有预算。

### 2.2. 一台蒸汽发生器装 19 个相同的传热单元模块

每一个传热单元模块的传热能力大约是13 $MW_{th}$，可以在10 $MW_{th}$的氦气工程试验回路(ETF-HT, ETF-SG)上开展全尺寸80 %功率的工程验证试验，并根据试验调整每一根传热管的水流量。该设计的其他特性包括可以在役检查，可以平行进行大规模制造和安装，并和中国国内比较有限的制造经验相适应。

### 2.3. 磁悬浮轴承主氦风机

采用磁悬浮轴承将主氦风机整体放在反应堆一回路压力边界内，以保证氦气密封，避免润滑油漏入一回路。示范工程主氦风机采用有商业运行经验的磁悬浮轴承。为了充分考验轴承和轴的配合，在工程样机上使用了清华大学INET研发的磁悬浮轴承。研究人员利用工程样机开展了在氮气环境下热态全功率全转速运行100 h和500 h的试验，并在与示范工程中氦气运行条件(250 °C/7 MPa)完全相同的条件下完成了全功率试验。

鉴于主氦风机对项目的重要性，研究人员研制了采用干气密封和常规油轴承的主氦风机作为备用的工程样机。将电机以及常规油轴承置于压力容器外，主氦风机放在压力容器里。利用干气密封隔离反应堆的氦气和环境，设计了一种检修密封方法以实现在一回路氦气密封条件下更换干气密封装置。

### 2.4. 控制棒和吸收球

最初设计的HTR-PM反应性控制系统由8个控制棒驱动机构(CRDM)和22个吸收球(SAS)停堆系统构成，以匹配HTR-PM侧反射层中的30块石墨砖。由于上部空间的限制，22个SAS停堆系统由11个SAS驱动系统驱动。这种方案需要在反应堆启动和低功率(40 %功率)运行阶段通过气力输送将原来在堆芯侧反射层孔道中的吸收球吹出堆芯，同时插入控制棒以保持堆芯临界。主氦风机运行后，堆内构件之间会形成压差，进而导致SAS停堆系统运行比较困难并存在不确定性。在详细的工程设计和试验验证中，研究人员发现在有限的时间内很难建立满足上述条件的SAS停堆系统，因此决定将原设计方案改成24个CRDM和6个SAS停堆系统。仅凭CRDM就可以满足反应堆的冷停堆、启动、运行和功率调节的要求，同时将SAS停堆系统作为后备停堆系统。在停堆并且不运行主氦风机的情况下可以较容易地将SAS送回贮球罐。

### 2.5. 燃料装卸系统

研究人员曾经制造了一台全尺寸卸料装置的原型样机，这一装置既实现了燃料球的逐一卸料又实现了破损燃料球的检出分离。由于无法找到满足全寿期使用条件

的轴承，最终只能将上述2种功能分开在2个设备中实现。重新制造的燃料装卸系统工程原型样机经验证能够实现全寿期工作的目标。燃料装卸系统最终的技术解决方案满足了对氦气的密封、氦气条件下转动机械的润滑和检修等方面的要求。

### 2.6. 基于储罐的乏燃料干式贮存系统

HTR-PM采用可以容纳40 000个燃料球的乏燃料储罐，乏燃料储罐被放置于具有混凝土护壁的乏燃料厂房内。由于缺乏近海金属腐蚀的数据，示范工程的乏燃料厂房采用闭式循环机械通风。在停电的情况下，依靠空气的自然循环就可以载出衰变热。乏燃料储罐也可以被置于常规PWR的乏燃料运输容器中，必要时可以运输。

1967—1988年，德国AVR试验球床HTR已经运行了21年，总的可利用率达到66 %。这对于一个试验核反应堆来说是非常成功的。1990年，德国工程师协会(VDI)和能源技术学会以“ AVR试验高温反应堆：着眼于未来能源技术的21年成功运行 ”为题出版了一份总结报告[6]。20世纪80年代后期，AVR测试了超过10种不同的燃料球，最后发现当使用高质量的TRISO燃料球时，从反应堆一回路氦气中检测到的放射性活度非常低。研究人员认真学习了德国的AVR和钍高温核反应堆(THTR)以及美国的SFV核电站等早期HTR的经验和教训。针对这些经验和教训，在后面发展的德国的HTR-module和美国的MHTGR中都采取了相应的措施。研究人员在HTR-PM的实践中进一步确认了相关措施的有效性。

## 3. 进展及其体会

### 3.1. 总体技术方案

2002年，研究人员评估了氦气轮机和蒸汽轮机技术，并选择了蒸汽轮机。之后逐步形成了从亚临界过热蒸汽轮机到超临界蒸汽轮机，再到未来将最终实现氦气–蒸汽联合循环的技术路线图。2006年，笔者确定了由2个250 $MW_{th}$反应堆模块连接1个210 $MW_e$蒸汽轮机组成的HTR-PM示范电站的技术方案。示范工程中采用的双模块配置为下一步建设多模块核电站积累了经验。

### 3.2. 研发

2008年1月，中国国务院批准了HTR-PM核电站示范工程总体实施方案，详细定义了研发技术路线图。研究人员对示范工程涉及的新的技术要求开展了前期关键技术研究，并在此基础上设计了相关设备。一旦制造出关键设备的原型样机并搭建好相关的试验平台，研究人员就会在模拟反应堆运行的氦气热态条件下开展全尺寸工程验证试验。验证用的设备和系统主要包括主氦风机、蒸汽发生器、燃料装卸系统、CRDM、SAS停堆系统、氦气净化系统和乏燃料贮存关键设备等。尽管这些试验耗费了大量的资金、人力和时间，但研究人员通过这些试验发现并解决了大量工程技术问题。图3所示为清华大学INET建设的HTR-PM工程实验室，其中布置了上述主要实验设施。表2给出了针对HTR-PM项目开展的主要工程验证试验目录。

### 3.3. 工业合作伙伴

研究人员意识到了首台示范工程在技术和投资上的风险，并积极争取到了中国政府的支持。2006年，HTR-PM示范工程项目成为中国16个国家科技重大专项之一。国家的支持对示范工程项目的开展至关重要。为开展HTR-PM项目，相关方于2003年创建了中核能源科技有限公司作为HTR-PM核岛工程EPC总承包商和AE工程公司，于2007年创建了华能山东石岛湾核电有限公司(HSNPC)作为核电站的所有者。上海电气集团股份有限公司和哈尔滨电气集团公司获得合同生产核蒸汽供应系统(NSSS)的主要部件。

### 3.4. 主设备制造

2008年，根据已经确定的技术方案，项目团队签订了RPV、蒸汽发生器、金属堆内构件和主氦风机等设备的研制合同。自2008年以来，这些设备的总体设计基本上没有变化，但是细节工艺设计发生了很多变化。RPV和金属堆内构件由上海电气集团股份有限公司制造。得益于中国核电制造业的发展，中国自己的厂房也具备了加工制造大尺寸RPV和金属堆内构件的能力。在克服了初期的锻件制造和细节工艺上的困难之后，上述两类设备的制造总体上是比较顺利的。图4所示为2015年9月的设备制造状态。从各个角度来说，蒸汽发生器的制造困难最大，包括材料选取、传热管的扎制和弯曲、传热单元的组装、总装、焊接、生产进度安排、专用工装及厂房和工程验证试验等。项目团队研制了主氦风机的原型样机，并仔细规划和稳步推进了大量的工程验证试验。尽管这些试验耗费了大量的资金和时间，但是研究人员

通过它们发现并纠正了很多可能影响示范工程运行的技术细节。

### 3.5. 燃料

2005年，研究人员开始在清华大学INET建设年产100 000个燃料球的试验生产线，以进一步巩固生产工艺。2013年，项目团队在中国包头开工建设HTR燃料元件生产线，2014年开始进行生产线设备安装，2015年进行调试和试生产。2012年10月，研究人员在荷兰佩滕的高通量反应堆(HFR)上对5个HTR-PM燃料球进行了辐照试验，该试验于2014年12月30日结束。试验结果证明了HTR-PM燃料元件的预期性能。这是HTR-PM项目中最为关键的核心技术之一。

**图3.** 清华大学核能与新能源技术研究院(INET)建设的HTR-PM工程实验室和其中的10 $MW_{th}$氦气工程试验回路。

### 3.6. 安全审查

2006年，中国NNSA完成了关于“高温气冷堆核电站示范工程安全审评原则”的技术文件；2009年完

**图4.** 2015年9月在上海电气集团股份有限公司制造的HTR-PM核电站示范工程的反应堆压力容器。

**表2** 针对HTR-PM项目的试验设施

| Test facility | Full name | Main parameter | Application | Degree of completion |
|---|---|---|---|---|
| ETF-HT | Engineering test facility—helium technology | 10 $MW_{th}$, 7 MPa, 250–750 °C, helium | Heat source to verify steam generator and other systems | Facility finished |
| ETF-SG | Engineering test facility—steam generator | One full-scale assembly, 10 $MW_{th}$, 13.25 MPa, 205–570 °C, water | Secondary loop and third loop to verify steam generator | Facility and testing steam generators finished |
| ETF-HC | Engineering test facility—helium circulator | Full-scale, 4.5 $MW_e$, 7 MPa, 250 °C, helium | Verification of helium circulator | Helium tests finished |
| ETF-FHS | Engineering test facility—fuel-handling system | Full-scale, 7 MPa, 100–250 °C, helium, two chain | Verification of fuel-handling system | Tests in final stages |
| ETF-CRDM | Engineering test facility—control rods driving mechanism | Full-scale, 1 MPa, 100–250 °C, helium | Verification of control rods; driving mechanism | Tests finished |
| ETF-SAS | Engineering test facility—small absorber sphere system | Full-scale, 7 MPa, 100–250 °C, helium | Verification of small absorber sphere system | Tests finished |
| ETF-SFS | Engineering test facility—spent fuel system | Full-scale, air, 0.1 MPa | Verification of major components of spent fuel storage system | Tests finished |
| ETF-HPS | Engineering test facility—helium purification system | 7 MPa, 25–250 °C, helium; purification flow rate: 40 $kg \cdot h^{-1}$ | Verification of purification efficiency (greater than 95% and system resistance less than 200 kPa) | Tests finished |
| TF-PBEC | Test facility—pebble-bed equivalent conductivity | 3 m in diameter, 60 mm graphite sphere, 1600 °C | Measurement of pebble-bed equivalent conductivity | Facility commissioning |
| TF-PBF3D | Test facility—pebble-bed flow 3D | 0.1 MPa, room temperature, air, 1:5 scale | Three-dimensional simulation test for pebble-bed flow | Facility manufacturing |
| ETF-DCS | Engineering test facility—distributed control system | Full-scale | Verification of distributed control system architecture and major control systems | Tests finished |
| ETF-RPS | Engineering test facility—reactor protection system | Full-scale, 4 channels | Verification of reactor protect system | Tests finished |
| ETF-MCR | Engineering test facility—main control room | Full-scale | Verification of human-machine interface | Tests finished |

成了主要的安全审评工作；2011年完成了福岛事故后的安全检查，在最终安全报告审查前确认了不同阶段需要完成的安全验证试验和验收条件的清单。安全审查是循序渐进的。HTR-PM的安全审查遵循了现有的PWR核安全管理规范，同时根据2006年发布的安全审评原则，针对特定问题采用了不同的要求。这些要求符合中国NNSA定义的规则并遵循了保守的原则。中国的核安全监管体系遵循了与美国核管理委员会(NRC)以及国际原子能机构(IAEA)相同的监管程序和标准。在过去的20年里，中国NNSA深入考查了世界上各种不同的核电站，积累了丰富的经验。这些经验能够帮助他们审评包括HTR-PM在内的不同反应堆的安全特征。此外，之前的HTR-10反应堆的建设以及二步法安全审查也有助于HTR-PM的安全审查。

### 3.7. 站址

2002—2004年间，研究人员走遍了中国大约10个省份，寻找HTR-PM示范工程的合适站址。最终选择了中国东部的山东省荣成市石岛湾，并将并网发电作为示范工程的主要用途。未来HTR-PM的应用将涉及热电联产和高温热利用。但是考虑到供热反应堆需要靠近现有的热用户且要求提供100 %的后备能源，对热用户来说，消除场外应急响应和缩小低人口区半径范围是很有必要的。因此，很难在热用户附近找到合适的核电站站址。由于以上困难，研究人员选择将发电作为HTR-PM示范工程的用途。由于还准备在石岛湾站址建设若干个PWR核电站，研究人员不再坚持在法律上做到消除场外应急响应，而是打算向安全监管机构证明HTR-PM在技术上可以实现消除。在同一个站址建设PWR核电站有助于分担基础设施的建设费用。以上关于首台HTR-PM示范电站的建设方案降低了完成项目的难度。

## 4. 安全性和经济性

衰变热的排出是核能安全的核心问题。三英里岛和福岛核事故的起因就是由于无法排出衰变热导致反应堆堆芯过热并熔毁。在切尔诺贝利核事故中，初次爆炸是由反应堆功率急剧上升引起的，此后的事故进程主要与衰变热排出系统损坏有关。对于LWR核电站来说，最重要的工作是研发高度可靠的应急冷却系统，并通过可靠的电力和水供应来支持系统的运行。

基于物理思想，我们可以通过创新找到一种固有安全的核能技术。为了确保衰变热永远不会把反应堆堆芯加热至温度限值，国际上的研究人员采用了如下3种措施来设计反应堆堆芯：① 用更耐高温和更坚固的碳化硅(SiC)作为燃料包壳；② 显著地降低反应堆堆芯的体积功率密度；③“一分为多”，即将一个大的反应堆分解成若干个相同的小型反应堆模块。根据能量守恒定律，反应堆堆芯的衰变热只通过热传导和热辐射排出，这取决于材料的物理特性，而不依赖于热对流。在国际核能界对这方面的研究工作进行了30多年后，中国的研究人员开始实际建造世界上首座商用规模的反应堆。试验结果已经证明，HTR-PM燃料元件在1600~1800 °C的温度限值下仍可以保持颗粒燃料包壳的完整性。反应堆堆芯正常运行时的平均体积功率密度是3.3 $MW \cdot m^{-3}$，大约是PWR核电站的1/30。为了确保足够的安全裕度，单个反应堆模块的热功率被定为250 $MW_{th}$。图5给出了在一次失冷失压事故中，在不依靠任何工程安全设施的条件下，反应堆堆芯燃料峰值温度的变化曲线。上述安全特性可以通过可重复的核电站整机安全验证试验来证明，试验过程不会影响核电站的继续运行。

根据物理定律，这种HTR-PM固有安全核能技术的创新很容易理解。然而，INET研究人员仍然面临另外2个挑战：① 如何成功建设并运行HTR-PM核电站？② 如何解决HTR-PM面临的经济性挑战？其关键问题是一个小型HTR-PM核电站如何与一个比它的规模大10倍的LWR核电站竞争？

这里INET研究人员采用了“多合为一”的思想，完成了一个电功率为660 $MW_e$的多模块HTR-PM核热电站的概念设计，其中有6个HTR-PM反应堆模块连接到1台蒸汽轮机。每个反应堆模块的设计和HTR-PM示范工程相同，有独立的安全系统，共享与安全无关的辅助系统。其实际占地尺寸与同等功率规模的PWR核电站没有显著的不同。图6所示为一个2 × 600 $MW_e$的多模块HTR-PM核电站热电联产机组的平面布置图。

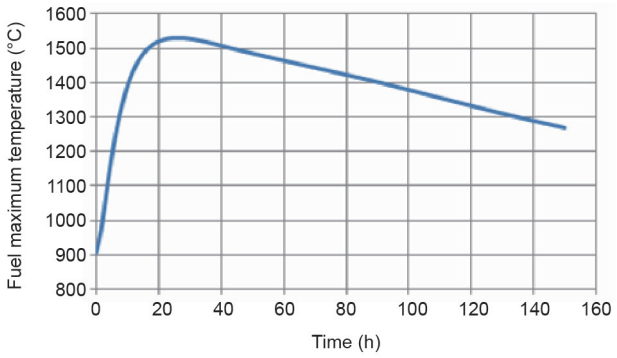


**图5.** HTR-PM核电站示范工程在失冷失压事故中反应堆堆芯的燃料峰值温度变化。

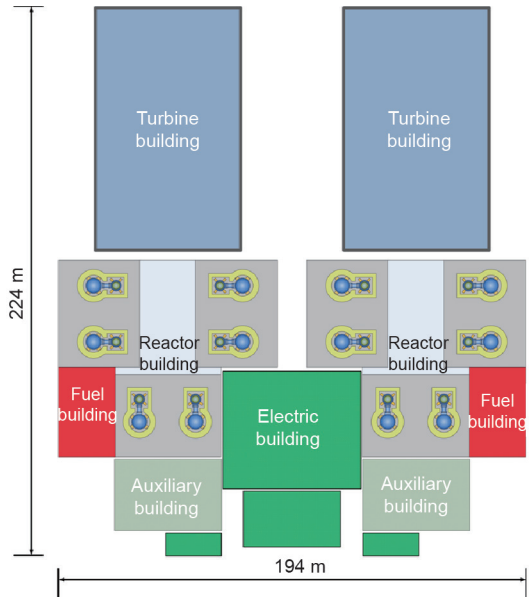


**图6.** 2 × 600 $MW_e$的多模块HTR-PM核电站热电联产机组。

迄今为止，针对HTR-PM示范工程的所有设备都已经签署了供应合同。因此，研究人员可以根据实际的合同成本详细比较一个2 × 600 $MW_e$的多模块HTR-PM核电站和一个在中国同一时间建造的同等功率规模的PWR核电站的系统和设备的造价。按照2014年政府评估的最新的HTR-PM示范电站造价，选取同样的设备及建设数据，一座2 × 600 $MW_e$的多模块HTR-PM核电站的全站建设总造价大约是同等功率规模的PWR核电站的110 %~120 %。这样，并网电价大约从每千瓦时(度)0.4元人民币上涨为每千瓦时(度)0.48元人民币。这个价格大大低于中国市场上的燃气、风力和太阳能发电的并网电价。在一个PWR核电站的建设总造价中，反应堆本体(主要是PRV和堆内构件)的造价所占的比例是非常有限的，大约为2 %。因此，在其他部分造价保持不变的情况下，即使PRV和堆内构件的造价增加为原来的10倍，全站建设总造价的增涨也可以控制在20 %以内。这是上述经济评价结果的深层原因，具体见参考文献[7]。

通过“一分为多”我们可实现核能技术固有安全的梦想，而通过“多合为一”我们又可把造价的增加控制在有限的范围内。

## 5. 结语

由地震和海啸引发的日本福岛核事故再一次提出了人类是否有能力安全利用核裂变能的问题。世界各地的科学家提出的很多创造性的技术方案回答了上述问题。而真正的困难是如何验证这些方案，并让它们在从概念阶段到投入市场的漫漫苦旅中幸存下来。按照核工程领域的经验，这一过程包括基础研究、概念提出、关键技术研发、小功率试验堆建设和最终的全尺寸商业示范工程的建设。这个过程可能需要花费20~30年的时间，耗资达数十亿美元。在中国国家科技重大专项的支持下，清华大学的科学家与全球核工业界人士通力合作，已经在国际上率先走到了最后的阶段。研究人员深深了解其中的艰辛和未来还要克服的困难，但是曙光在望。研究人员将继续努力，争取在技术上和商业上为中国和世界核能的发展提供一种创新性的选择。

到目前为止，HTR-PM尚不是一项商业成熟的技术。因此，未来LWR仍然是核电的主流技术，其安全性仍有可能不断改进和提高。

## 致谢

HTR-PM是一个团队性的工作。在中国，两代科学家几乎付出了一生的努力。没有HTR-10实验堆就没有后来的HTR-PM。中国政府的不同部门、工业界合作伙伴以及项目团队成员共同为此做出了贡献。国际上，德国、美国、日本和南非等国的许多科学家也付出了一生的努力，做出了重大贡献。建设世界首台模块式高温气冷堆核电站示范工程是很多科学家的共同梦想。中国的HTR-PM是建立在所有这些工作基础之上的。本文第一作者自2001年以来一直担任清华大学核能与新能源技术研究院院长，并在2006年被任命为HTR-PM项目的总设计师。他和其他作者一道尝试从一个特殊的角度来介绍HTR-PM项目的工程与技术创新。本文作者名单远远不能覆盖所有主要贡献者。

## Compliance with ethics guidelines

Zuoyi Zhang, Yujie Dong, Fu Li, Zhengming Zhang, Haitao Wang, Xiaojin Huang, Hong Li, Bing Liu, Xinxin Wu, Hong Wang, Xingzhong Diao, Haiquan Zhang, and Jinhua Wang declare that they have no conflict of interest or financial conflicts to disclose.

## References

[1] Reutler H, Lohnert H. Advantages of going modular in HTRs. Nucl Eng Des 1984;78(2):129–36.

[2] US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee, Generation IV International Forum. A technology roadmap for Generation IV nuclear energy systems. USA: US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee, Generation IV International Forum; 2002. Report No.: GIF-002-00.
[3] Clery D. Reactors: nuclear industry dares to dream of a new dawn. Science 2005;309(5738):1172–5.
[4] Wu ZX, Lin DC, Zhong DX. The design features of the HTR-10. Nucl Eng Des 2002;218(1–3):25–32.
[5] Zhang ZY, Wu ZX, Wang DZ, Xu YH, Sun YL, Li F, et al. Current status and technical description of Chinese 2 × 250 MWth HTR-PM demonstration plant. Nucl Eng Des 2009;239(7):1212–9.
[6] Baumer R, Barnert H, Baust E, et al.; Association of German Engineers, The Society for Energy Technologies. AVR—experimental high-temperature reactor: 21 years of successful operation for a future energy technology. Dusseldorf: VDI-Verlag; 1990.
[7] Zhang ZY, Sun YL. Economic potential of modular reactor nuclear power plants based on the Chinese HTR-PM project. Nucl Eng Des 2007; 237(23): 2265–74.