

HTR-PM 两根一回路连接管断裂的 进气事故分析

郑艳华, 石磊

(清华大学 核能与新能源技术研究院, 北京 100084)

摘要: 进气事故是模块式高温气冷堆关注的超设计基准事故之一, 石墨氧化腐蚀反应可能导致反射层结构强度减弱、燃料元件完整性和包容裂变产物能力被破坏, 以及产生可燃气体等较严重后果。进气事故的分析研究对进一步掌握高温气冷堆的事故特性以及提高反应堆的安全设计具有重要意义。本文基于 200 MWe 球床模块式高温气冷堆示范工程 (HTR-PM) 的初步设计, 假设与一回路压力边界上、下相连的燃料元件进料管和卸料管同时发生断裂, 从而形成烟囱效应并导致空气进入堆芯, 利用高温气冷堆专用系统分析软件 TINTE 对自然循环建立及后续的进气腐蚀过程进行了研究, 分析了自然循环流量、堆内石墨腐蚀速率、舱室氧气消耗量、燃料元件温度等关键参数的变化。结果表明, 即使考虑腐蚀反应的不均匀性, 事故后约 60 h 时才会出现首个燃料包覆颗粒裸露现象, 燃料元件最高温度峰值低于 1 620 °C 的设计限值, 保持完好的燃料包覆颗粒仍具有包容放射性裂变产物的能力。同时, 如果在相应的时间内采取措施切断进气源, 使石墨腐蚀反应不能继续发展, 将不会对反应堆的安全造成严重的影响。

关键词: 高温气冷堆; 进气事故; 石墨腐蚀; 自然循环

中图分类号: TL364

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931 (2010) S0-0253-05

Air Ingress Analysis for Two Primary Loop Pipes Rupture of HTR-PM

ZHENG Yan-hua, SHI Lei

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

Abstract: Air ingress accident, which will result in graphite oxidation reaction of graphite reflectors and fuel elements so as to possibly weaken the structural strength, impact the retention capacity of coated particle and produce flammable gas mixtures, is considered as one of the severe hypothetical accidents for high temperature gas-cooled reactors. The research on air ingress accident is significant for the study of the reactor accidental characteristics and the improvement of the safety design. Based on the preliminary design of the 200 MWe Pebble-bed Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor (HTR-PM), the air ingress into the core due to the chimney effect caused by the simultaneous rupture of both upper and lower fuel discharging pipes connected to the primary loop was analyzed in detail. By the help of the HTR system software TINTE, the natural convection flow rate, core graphite corrosion rate, oxygen consumption quantity and fuel element temperatures were studied. The results indicate that the coated fuel particles will not be exposed in nearly first 60 h even considering the heterogeneous

收稿日期: 2010-05-11; 修回日期: 2010-06-09

作者简介: 郑艳华 (1977—), 女, 福建莆田人, 副研究员, 博士, 从事反应堆热工计算及事故分析研究

corrosion. During the accident, the maximum fuel temperature will not exceed the design limitation of 1 620 °C, so that the integrity of the fuel particles and the ability of retaining fission product will be kept well. Besides, if the air source could be cut off to impede the continuous graphite corrosion by some measures, the reactor safety will not be endangered any more.

Key words: high temperature gas-cooled reactor; air ingress; graphite corrosion; natural circulation

我国正在设计建造的 200 MWe 球床模块化高温气冷堆 (HTR-PM) 采用氦气作为冷却剂、耐高温的石墨为堆芯结构材料以及全陶瓷型的包覆颗粒燃料元件, 具有良好的固有安全性^[1]。一回路破口导致的进气事故虽然发生概率极低, 但由于其可能导致较严重的事故后果, 因此, 在 HTR-PM 的安全分析中仍对其进行了深入分析, 研究了石墨氧化反应机理和事故发展过程, 考虑了相应的事故缓解措施, 以进一步掌握高温气冷堆的事故特性、论证 HTR-PM 的安全设计。

假设一回路压力边界上、下各有 1 根连接管发生不可隔离的断裂 (如燃料元件的进料管和卸料管), 这种发生概率极低的超设计基准事故会形成烟囱效应, 从而导致空气进入堆芯并与反射层石墨及球床燃料元件的基体石墨发生化学腐蚀反应。一回路压力边界破口后的失压过程以及空气进入堆芯的扩散过程可参见文献[2-3], 本工作重点对空气自然循环流量、堆芯石墨化学腐蚀以及燃料元件温度等进行分析, 以评价事故后果及其对反应堆安全可能造成的影响。

1 HTR-PM 进气事故

HTR-PM 的一回路压力边界由反应堆压力容器、热气导管壳体及蒸汽发生器壳体等组成, 如图 1 所示, 主要设计参数列于表 1。

HTR-PM 设计中有效限制了与一回路压力边界相连的管道数量和直径, 并在连接管上设有两道隔离阀, 隔离阀前的管道按超级管道设计。同时, 反应堆舱室内维持负压通风气氛, 限制了空气的进入量。一回路辅助系统中, 燃料装卸系统负责连续供给堆芯燃料元件和从堆芯中卸出燃料元件, 采用单列化和单一化输送原则, 其进料管在堆芯的上部, 卸料管在堆芯

底部, 与压力容器相连的管道直径均限制在 65 mm 以内。进料管和卸料管在压力容器外同时发生随机的不可隔离的断裂事故概率很小 (约 10^{-10}), 属于超设计基准事故。

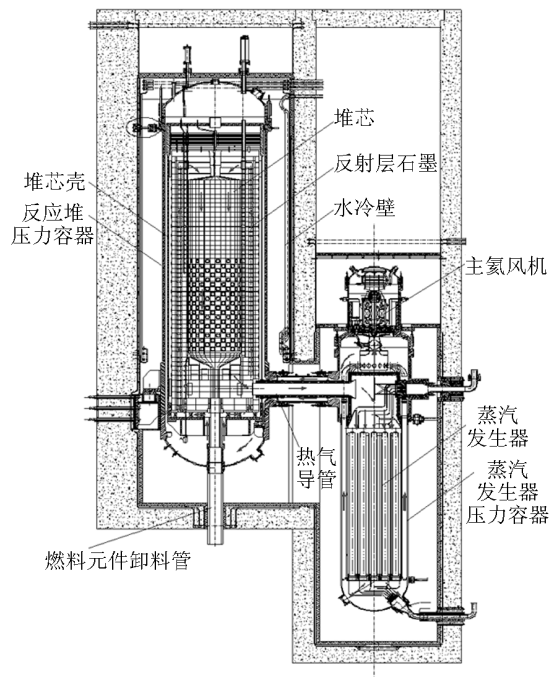


图 1 HTR-PM 反应堆一回路结构图

Fig. 1 Cross-section of HTR-PM

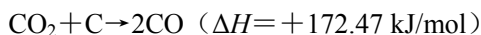
事故发生后, 堆内 7 MPa 的高压氦气将同时从堆芯顶部和底部的连接管破口向反应堆舱室喷放, 一回路迅速失压失压。反应堆保护系统将由一回路压力负变化率过高和一、二回路质量流量比过低等信号触发, 实施反射层控制棒落棒、停主氦风机和关闭风机挡板、二回路系统隔离、一回路系统隔离等一系列保护动作, 使反应堆安全停堆。一回路压力与舱室压力平衡后, 在反应堆剩余发热作用下, 堆芯会始终维持在高温状态, 从而通过上、下管破口形成

表 1 HTR-PM 主要设计参数

Table 1 Main parameters of HTR-PM

参数	设计值
反应堆功率, MW	250
一回路氦气压力, MPa	7
一回路氦气流量, $\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$	96
堆芯入口氦气平均温度, $^{\circ}\text{C}$	250
堆芯出口氦气平均温度, $^{\circ}\text{C}$	750
蒸汽发生器出口蒸汽压力, MPa	13.9
二回路质量流, $\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$	98
蒸汽发生器给水温度, $^{\circ}\text{C}$	205
蒸汽发生器出口蒸汽温度, $^{\circ}\text{C}$	571
每个燃料球重金属含量, g	7
堆芯平均功率密度, MW/m^3	3.22
堆芯等效高度, m	11
堆芯等效直径, m	3
燃料元件直径, mm	60
平衡堆芯内燃料元件总数	420 000

烟囱效应,使空气从底部破口进入,向上流过堆芯从顶部破口流出,逐渐形成稳定的自然对流。产生烟囱效应并形成稳定进气流量的时间及进气流量的大小与破口位置、破口大小等因素密切相关。此后,持续进入的空气将与底部反射层石墨和球床堆芯燃料元件发生下述非均匀氧化反应:



此外,反应产物还会进一步和空气发生均匀反应,如:



化学反应速度取决于材料类型、反应温度、进气流量等多个因素。石墨作为多孔性固体,传质、扩散、吸附与化学反应、传热等因素会共同影响化学反应的速率,根据反应速率与温度关系,可分为^[4]:

1) 化学反应控制区 ($<500^{\circ}\text{C}$), 反应速率很慢,系统各处气体浓度相似,多孔固体中的化学反应是均匀的;

2) 多孔扩散控制区 ($500\sim 900^{\circ}\text{C}$), 反应速度受化学反应、边界层传质阻力和内扩散阻力 3 种作用控制,反应速度较快,由于影响因

素较多,化学反应速率常根据实验结果确定;

3) 边界层扩散控制区 ($>900^{\circ}\text{C}$), 固体反应能力提高,所有反应均在固体外表面发生,反应过程受外部传质所控制。

2 计算模型和假设

采用高温气冷堆专用系统分析软件 TINTE 程序为主要工具^[5]。该程序在物理热工耦合、石墨腐蚀等方面具有很强的综合分析计算能力,已在南非的 PBMR 和我国的 HTR-PM 的设计和 分析中得到应用,并经过了一系列实验的验证。根据 HTR-PM 的初步设计,建立了 TINTE 程序分析进气事故的二维瞬态导热模型、准稳态气体对流模型、一回路模型和中子动力学模型。TINTE 程序的化学腐蚀模块包含了多种石墨与气体非均匀反应模型,所采用的反应因子和参数均由实验所得。如不考虑石墨腐蚀对化学反应速率的影响,石墨与氧气发生完全氧化反应并生成 CO_2 的化学反应速率随温度变化如图 2 所示。

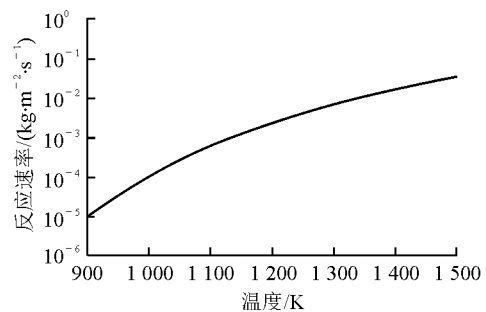


图 2 TINTE 程序中的反应速率

Fig. 2 Reaction rate in TINTE code

为简化分析,忽略一回路泄压和空气完全置换氦气的过程,采取的主要保守假设包括:反应堆初始功率考虑 100%额定功率;压力容器上直径 65 mm 的顶部进料管和底部卸料管同时发生双端断裂;不考虑事故后断管处的隔离;事故发生后,一回路压力在 30 s 内降至 0.1 MPa,堆内气氛完全置换为空气;控制棒在 50 s 内落棒停堆;忽略反应产物进入舱室后重新循环进入堆芯的现象,假设堆芯入口气氛始终为 100%的空气;忽略进料管、卸料管内的燃料元件及弯管等的局部阻力影响。

3 事故结果分析

图3示出事故过程中自然循环流量变化曲线。压力边界上、下各1根连接管发生双端断裂后,由于断管位置间的高度差以及堆芯与舱室环境间的温度差,很快形成与正常运行冷却剂流动方向相反的稳定自然循环,即冷空气从反应堆底部进入,在堆芯被加热并与反射层石墨和燃料元件石墨基体发生腐蚀反应,生成的气体混和物从堆芯顶部开口流出。初始自然循环流量约0.025 kg/s,随后自然循环流量逐渐下降,并在较长时间内稳定在0.018 kg/s左右。

图4示出事故过程中的燃料元件温度变化情况,燃料元件最高温度在30 h左右达到峰值,为1479 °C,低于1620 °C的设计限值,不会由于高温导致燃料元件包容放射性裂变产物能力的丧失。由于燃料元件的剩余发热只能依靠热传导、辐射、自然对流等被动机制缓慢传出堆芯,堆芯会在很长时间内维持在高温状态,因此,空气的自然循环流量也较稳定。此外,事故中燃料元件温度变化情况与失冷失压事故的分析结果也很相似^[2],这表明,由于进气流量较小,石墨氧化反应的放热与反应堆余热相比几乎可以忽略,同时,空气自然循环也会带走一部分热量。

正常运行工况下,反应堆最高温度位于堆芯底部中心;反应堆丧失冷却剂后,由于堆芯上部燃料元件的剩余发热量较大,燃料元件温度峰值点会逐渐上移。空气从底部进入堆芯,首先和底部高温的底反射层石墨和燃料元件发生反应,使空气中的氧气被迅速消耗掉,因此,堆芯上部区域燃料元件的腐蚀量很少。随着事故发展,底部温度逐渐降低,主要反应区也逐渐上移,并主要集中在堆顶下方约7~10 m的区域处。

HTR-PM采用直径6 cm的燃料元件,其中0.5 cm厚的包壳为非燃料区。因此,如果氧气和石墨的化学腐蚀反应为均匀腐蚀,只有石墨腐蚀率达到 $3.71 \times 10^4 \text{ mol/m}^3$,即燃料球的腐蚀率达到42%时,才会将包壳均匀腐蚀完,有可能出现首个燃料包覆颗粒裸露。堆芯石墨最大腐蚀率变化曲线示于图5。

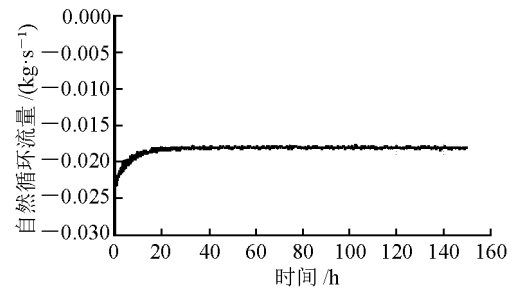


图3 堆芯自然循环流量变化曲线

Fig. 3 Natural convection flow rate in core

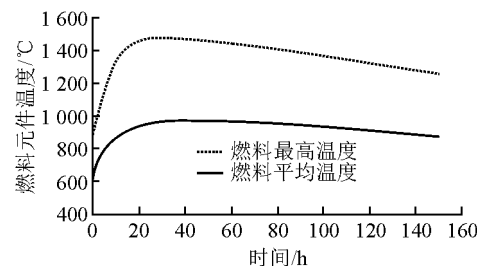


图4 燃料元件温度变化曲线

Fig. 4 Fuel element temperature

从图5可知,即使反应持续发生150 h,在石墨腐蚀率最大的区域,也不会出现燃料包覆颗粒裸露的现象。如考虑腐蚀反应的不均匀系数为6,即石墨腐蚀率达到 $6.2 \times 10^3 \text{ mol/m}^3$ 时包壳部分区域已被腐蚀透,出现首个燃料包覆颗粒裸露,则也要在事故后约60 h时才会出现此现象,且只有很小区域内的燃料元件达到该腐蚀率。同时,事故过程中燃料元件最高温度始终低于1620 °C的设计限值。燃料颗粒的SiC层仍能保持完好,具有包容放射性裂变产物的能力,只有极少量的存在制造缺陷的燃料包覆颗粒才有可能出现放射性物质的附加释放。

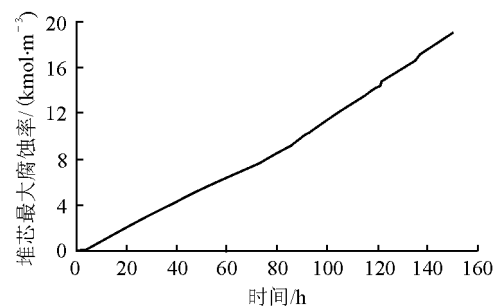


图5 堆芯石墨最大腐蚀率变化曲线

Fig. 5 Core maximum graphite corrosion rate

此外,即使假设腐蚀反应全部发生在堆芯,72 h 内石墨总腐蚀量约 470 kg,仅占堆芯石墨总量的 0.57%;150 h 总腐蚀量约 940 kg,占堆芯石墨总量的 1.14%。图 6 示出 72 h 氧气消耗量约 2×10^4 mol。而一回路舱室体积约 2800 m^3 ,按 $0.1 \text{ MPa}/100 \text{ }^\circ\text{C}$ 状态考虑,则含约 1.9×10^4 mol 氧气,即约 3 d 时间反应掉整个舱室体积所包含的氧气量。HTR-PM 所设计的舱室负压通风系统和过滤功能可有效限制事故过程中的进气量。

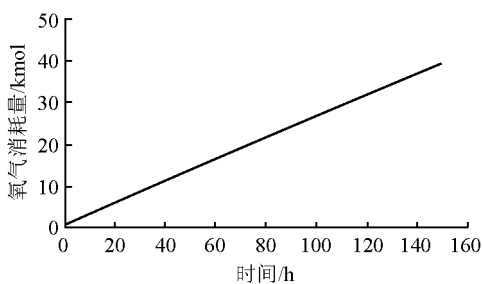


图 6 氧气消耗量变化曲线

Fig. 6 Oxygen consumption quantity

由以上分析可知,压力边界两根连接管同时发生双端断裂的超设计基准事故中,由于烟囱效应导致的空气进入并腐蚀堆芯的过程相对比较缓慢,其腐蚀后果及放射性后果在很长时间内均维持在较低水平。因此,事故发生后有足够时间采取缓解措施切断进气源,使进气和化学腐蚀反应不能维持,从而不会造成反射层结构强度破坏、燃料包覆颗粒裸露、放射性释放等严重后果。

4 结论

本文基于模块式高温气冷堆示范电站(HTR-PM)的初步设计,对燃料装卸系统与一回路压力边界上、下连接的两根管同时发生不可隔离的断裂从而导致的进气事故进行了分析研究,主要结论如下:

1) 断管位置间的高度差以及堆芯与舱室环境间的温度差形成烟囱效应,使堆芯出现与正常运行冷却剂流动方向相反的自然循环,稳定流量约 0.018 kg/s ;

2) 进入堆芯的空气首先与高温的底反射层石墨和燃料元件发生反应,随着事故发展,主要反应区逐渐上移,集中在堆顶下方约 $7 \sim 10 \text{ m}$ 的区域处,考虑腐蚀反应的不均匀系数为 6,在事故后约 60 h 时才会出现首个包覆燃料颗粒裸露现象;

3) 假设腐蚀反应全部发生在堆芯,72 h 内石墨总腐蚀量约 470 kg,仅占堆芯石墨总量的 0.57%,氧气消耗量约 2×10^4 mol,相当于整个一回路舱室体积所包含的氧气量;

4) 燃料元件最高温度在 30 h 时达 $1479 \text{ }^\circ\text{C}$ 的峰值,低于 $1620 \text{ }^\circ\text{C}$ 的设计限值,燃料颗粒的 SiC 层仍能保持完好,具有包容放射性裂变产物的能力;

5) 如果在相应的时间内(如 72 h)采取措施切断空气源,使得石墨腐蚀反应不能继续,将不会造成反射层结构破坏、燃料元件包覆颗粒裸露、放射性释放等可能的严重后果。

参考文献:

- [1] ZHANG Z, SUN Y. Economic potential of modular reactor nuclear power plants based on the Chinese HTR-PM project [J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, 237: 2 265-2 274.
- [2] ZHENG Y, SHI L. Characteristics of the 250 MW Pebble-bed Modular High Temperature Gas-cooled Reactor in depressurized loss of coolant accidents [C]//Proceeding of the 4th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology. Washington D. C., USA: [s.n.], 2008.
- [3] 刘宝亭. 10 MW 高温气冷实验堆进气事故研究[D]. 北京:清华大学核能技术设计研究院, 1998.
- [4] 王春云. 10 MW 高温气冷实验堆进水进气事故研究[D]. 北京:清华大学核能技术设计研究院, 1998.
- [5] GERWIN H, SCHERER W, TEUCHERT E. The TINTe modular code system for computational simulation of transient processes in the primary circuit of a pebble-bed high-temperature gas-cooled reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 1989, 103: 302-312.