

模块式高温气冷堆(MHTGR)的设计原则和要求

程万里

(北京核工程研究院 北京 100840)

摘要 本文对模块式高温气冷堆(MHTGR)设计应采用的安全原则和技术要求提出了一些看法,以供探讨,并对设计基准事故的分析、评价和要求作出简明叙述。

关键词 安全原则, 模块式高温气冷堆。

1 MHTGR 的重要安全特性

自美国三里岛核电厂事故以来,人们期望寻找一个彻底解决核动力厂安全的方案。80年代初,美国国会科技委员会对下一代核动力厂的安全目标提出了六条要求,从而得出结论:反应堆的设计必须具有两个特性,才能保证核动力厂的安全。(1)在任何运行状态下,反应堆堆芯的剩余反应性不得过大,且应具有足够大的负反应性温度系数,这样,即使发生事故,剩余反应性可完全由温度上升引入的负反应性抵消。(2)当反应堆堆芯失去强迫冷却时,仅依靠固有的内在特性、自然规律吸收和排除堆内余热,使核燃料的温度低于安全限值。

MHTGR 就具有上述两个特征,并能完全满足核动力厂安全目标的要求,因而被认定是最安全的堆型。

MHTGR 固有的高安全特性主要在于它采用了独特的多涂层颗粒燃料。其特点:(1)高温热稳定性好,在 1600°C 以下,可将裂变产物完全滞留在燃料内;(2)堆芯在任何运行状态下具有较大的负反应性温度系数和堆芯材料的温升后备,可使链式反应随着堆芯温度上升而停止;(3)低的堆芯功率密度和反应堆的高热容量对于各种运行瞬变的热响应很小,不会使堆芯结构因受到高热负荷而损坏;(4)单相的反应堆冷却剂氦气,化学稳定性好,没有中

子活化造成的放射性,一回路放射性水平很低,因而,可使核动力厂通过反应堆本身就能消除或避免核动力厂内各种危害,保持反应堆的安全状态。

MHTGR 的另一重要安全特征是,它可以充分利用非能动安全概念。除反应堆的控制和停堆保护利用重力作用使停堆棒快速下落外,堆芯余热排出无需设置最终热阱,只依靠热传导、自然对流和热辐射散出,即使丧失冷却剂强迫循环,堆芯热量还可通过金属反应堆压力容器散发到壁面冷却系统,完全是非能动地排热到环境中。这种结构简单、运行可靠的系统,可把反应堆结构的温度限制在设计限值内。

正是由于上述的两个安全特性,保证了 MHTGR 核动力厂永远处于可预知的状态。由于限制了超温,在任何情况下,不会损坏燃料元件,堆芯不会熔化,就不会发生严重事故。因而也不会向环境释放出有害的放射性物质。

这个结论已由许多实验和分析得以证实^[1,2]。此外,国外目前正在进行 MHTGR 核动力厂无需设置反应堆安全壳,取消厂外应急计划以及甚至完全依靠非能动手段和内在固有的特性来实现安全的论证^[3,4]。这些事实都说明了 MHTGR 的高度安全性。

然而,任何安全设施或系统的有效性都取决于它的适当设计,MHTGR 这些固有安全和非能动安全特性都是与设计密切相关的。国外对此进行过大量的、广泛的研究,其目的是实

现上述两个重要特性,得到最佳化的设计^[5,6]。

2 MHTGR 设计的安全原则

迄今为止,由于 MHTGR 处于发展阶段,尚未达到商用,还没有制定出一整套适用于它的安全准则。但是,根据轻水堆核电厂的经验和对 MHTGR 的研究结果,在设计动力厂时,应考虑的安全原则可以归纳以下几个方面。

2.1 安全目标和安全原理

国际原子能机构对于核电厂规定了三个安全目标^[7]。1. 安全总目标,要求保证人员、社会及环境免遭放射性危害;2. 辐射防护目标,要求布局合理、运行可靠和造价低廉(ALARA);3. 技术安全目标,应具有预防事故措施和处理严重事故的能力。目前,该机构对新一代核动力厂提出了新的定量安全标准,即发生严重堆芯损坏的概率 $\leq 10^{-5}/a$ 。毋庸置疑,这些安全目标也是 MHTGR 必须达到的。纵深防御思想仍然是它的安全设计原理,其核心是提供多道实体屏障和多层次安全保护措施,防止事故和放射性物质外逸。

但是,对 MHTGR 来说,要实现这些安全目标,有必要仔细推敲其独特的工艺和固有安全特点。在纵深防御概念上应考虑的重点是:

(1) 将放射性裂变产物滞留在燃料颗粒内。发生事故时,向外释放的量极少。因此,燃料元件的精心设计和加工制造的高质量,是安全保障的基础。

(2) 对于控制放射性物质释放的二次实体屏障(一回路压力边界部件)的设计和运行要求,可与轻水堆的同类部件相当或可适当降低其要求;通常不用气密封的安全壳,因为即使发生失压事故,放射性物质释放量也很小。

(3) 对 MHTGR 而言,不需考虑用于减轻超设计基准事故后果的特定补充设施、应急计划和准备等措施,因为它不会发生堆芯严重损坏和熔化的事故。

2.2 安全设计总则

我国国家核安全局颁布的核电厂设计法规和导则中的规定和原则^[8],大多数也适用于

MHTGR,因为所提出的设计总则包括了所有的堆型。但是,对于 MHTGR,由于冷却剂不同,堆芯结构的差别以及在很大范围内采用非能动安全概念,因而必须针对一些新的安全技术要求进行修订。例如,必须从事故选择、厂址源项、安全壳评价和厂外应急计划的必要性来确定保护准则^[9]。

因此,在设计时,应在尽量使用现有的法规和导则及其解释说明的前提下,按照 MHTGR 的特点和提高安全性要求加以补充和修改。例如,MHTGR 的堆内构件,主要是石墨和陶瓷部件,应考虑应力测量,中子辐照效应和水(蒸气)或空气进入引起的腐蚀问题,以及二回路的蒸气发生器由于出口接管处的高温引起的材料选择问题等都必须重新研究。

2.3 安全标准

MHTGR 属于第二代先进堆型,作为热电联供,可建在工业区和城市附近,但必须满足更高的安全要求。当代轻水堆的安全水平已成为评价其它反应堆系统安全的参考尺度^[9]。因此,MHTGR 的设计、建造和运行应达到的安全水平,至少不得低于对轻水堆的要求。

在评价安全时,应特别注意 MHTGR 的安全性能已得到了很大提高。这就是:长的事事故响应时间,减少操纵员失误的可能性、滞留裂变产物的能力和安全系统高度可靠(固有安全和非能动安全特性)等。此外,还要评价其与轻水堆安全的等价性。

2.4 固有安全/非能动安全特性的最佳化

MHTGR 的设计要考虑到其固有安全和非能动安全特性,这是一个最佳化的过程。首先需要在堆芯设计、安全系统和设备布置等方面进行设计优选,然后加以协调,以求得到一个安全、经济的最佳化设计。例如,关于堆芯设计参数必须从燃料循环、燃料小球内重金属含量、堆芯直径、活性区高度、平均功率密度、剩余反应性、堆芯压降、燃料燃耗之间进行最佳化参数选择,得到一个合理的最终结果。

另外,还要使固有安全特性与能动或非能动安全设施互相结合,满足总体的安全防御要

求. 在不同的设计方案中, 这些安全因素各自所占比例可以不同, 只有达到最佳化设计才能更有效地实现固有安全和非能动安全特性.

3 MHTGR 设计的安全技术要求^[10]

为保证实现上述的重要安全特性, 在设计 MHTGR 时, 除了考虑应有的安全原则外, 还必须满足下列安全技术要求:

(1) 必须采用经过验证的多层涂敷颗粒和低浓铀燃料元件, 并限制其重金属含量, 以保证燃料元件对放射性裂变产物有很高的滞留能力和具有足够的负反应性温度系数, 达到在任何不利工况下, 燃料元件的最高温度不超过 1600°C.

另外, 对于燃料元件的机械强度、传热性能以及由于变形和化学效应所引起的各种性能变化都能达到规定要求.

(2) 反应堆堆芯的核设计和结构材料选择必须保证适当的慢化比, 使堆芯剩余反应性不得过大并具有大的热容量, 以利于在剩余反应性有较大增加时也能抑制反应堆的功率骤增, 排除严重事故的发生.

(3) 反应堆功率密度必须适当的低, 使得在超高温时对于各种运行瞬变不敏感, 以保证在任何事故工况下, 堆芯温度不超过其限值.

(4) 反应堆堆芯高度与直径比例要适当, 使其呈细长状, 以利于在反射层内插入吸收棒实现停堆和在事故工况下通过自然规则散出堆芯热量.

(5) 在侧反射层内设置各自独立的控制和停堆系统. 这样, 仅依靠非能动作用原理(重力作用)或简单的驱动机构, 就可停堆. 即异常工况发生后, 可自动地转为安全状态.

(6) 采用钢制反应堆压力容器. 因容器表面大部分呈光裸状, 又与混凝土堆坑间空气相隔, 从而使其在失去强迫冷却条件下, 堆芯热量也可通过热传导、辐射和对流方式排出.

(7) 用多重非能动系统进行余热排出. 在正常运行时, 堆芯热量通过反应堆容器散发到堆外自然循环(水冷或空气冷)的壁面冷却系

统上, 然后再排放到环境中. 即使该冷却系统失效, 也不使堆坑混凝土结构温度过高.

如果堆芯失压, 仅靠壁面冷却系统排出余热, 也可使堆内结构和一回路承压边界的温度限制在设计值以内.

因此, 要求该系统连接简单、工作可靠和热工设计完善.

(8) 由反应堆和蒸气发生器构成的模块呈台阶式“肩并肩地”安置在反应堆厂房内. 蒸气发生器位置低于反应堆标高, 以限制在二回路发生事故时水或水蒸气进入堆芯, 造成石墨与水的化学反应. 另外, 还可利用冷却剂的自然对流特性.

(9) 必须保持堆芯结构的稳定性和坚固性, 在地震等各种设计基准事件中, 堆芯几何形状不得改变. 特别是对于水气浸入. 设计时, 除了结构要求外, 还要考虑对于水源的限制、探测泄漏和采取隔离措施.

(10) 由于在任何事故工况下不要求公众疏散或隐蔽, 因而不需考虑气密性安全壳和厂外应急计划. 但应考虑反应堆厂房的易进入和设备的易接近, 便于对有关设备、系统进行试验、检查和维修.

4 安全分析验证

为评价安全设计和计划的保护措施的有效性, 需要对假定的设计基准事故进行分析和确认, 并验证核动力厂的设计, 使之符合国家安全部门有关放射性物质释放的规定限制, 保证其安全可靠的运行.

对于 MHTGR, 一般认为典型的设计基准事故及其分析要求是^[8,10]:

(1) 反应性事故. 当反应堆满功率运行时, 要求所有控制棒以最大速率工作. 分析要求是: 当堆内温度增高到安全限值之前, 在多长时间内, 反应堆保护动作实现停堆, 不会引起任何显著的燃料温度增加.

(2) 余热排出事故. 这种事故包括所有造成从堆芯经由一回路(如风机故障时)和水/气回路到冷凝器事故(如水泵故障、蒸气管破裂

等)以及非能动余热排出系统失效. 分析要求, 在多少小时后, 各部件的温度仍然低于允许限值, 也没有放射性物质释放出来.

(3) 蒸气发生器泄漏(水浸入堆芯)事故. 由于 MHTGR 动力厂二次侧压力高于一次侧, 如果蒸气加热管破裂后, 水或蒸气就可能进入一回路, 引起燃料元件腐蚀. 分析要求是: 当氮气净化分离水设施和堆内压力控制器都失效时, 又有多根蒸气发生器管子破裂? 一回路卸压系统启动, 把气、水、汽混合物排到反应堆厂房, 经过滤后进入环境. 其放射性水平不得高于事故释放限值.

(4) 全厂断电事故. 这个事故会造成主传热中断, 因为风机停转, 给水泵也没有动力. 分析要求: 在该事故工况下, 有多长时间, 反应堆仅靠非动力余热排出机理就可使燃料元件的温度保持在安全限值之内.

(5) 失压事故. 反应堆冷却剂压力丧失后, 堆芯温度高, 冷却剂气体相对膨胀, 有可能把放射性物质从一回路带到反应堆厂房. 分析要求: 在失压后多长时间堆内温度增高值不会超过燃料元件的温度限值, 放射性后果也不会超

过事故允许值.

总之, 对这些设计基准事故的分析均应表明, 由于 MHTGR 的安全特性, 即使在非常严重的事故下, 反应堆都可自动停堆且不会造成燃料元件温度超过 1600°C, 也不会将大量放射性物质释放到环境中.

参 考 文 献

- 1 Rehm W, et al. <BWK> Bd. , 1987, 37, Jülich, No. Jul. / Aug.
- 2 Kruger K, et al. Nucl. Sci. Eng. , 1991, 107 : 99~113
- 3 Recent Development. ACRS Comments on Preapplication Safety Evaluation Report for MHTGR. Nucl. Saf. , 1989, 30 (2)
- 4 Schulten R. 高温气冷堆在原工艺和运行经验基础上可能的最新进展, IAEA 通报(中文版), 1989, 31(3)
- 5 Muller E, et al. Kerntechnik, 1988, 4 : 52
- 6 Kugeler K, et al. Kerntechnik, 1990, 1 : 55
- 7 IAEA 安全丛书. 75-INSAG-3, 核电安全的基本原则, 国家核安全局, 1989, 9
- 8 HAF0200 (91). 核电厂设计安全规定. 国家核安全局, 1991, 7
- 9 SECY-88-203. NRC, 1988, 7

Principles and Technical Requirements for MHTGR's Design

Cheng Wanli

(Beijing Institute of Nuclear Engineering, Beijing 100840)

Abstract In this paper, for discussing only, some views on the safety principles and technical requirements to be used in design of MHTGR are presented, and the requirements for analysing and evaluating of design-basis accidents are described briefly.

Key Words safety principles, MHTGR.