

石墨堆芯结构抗震研究

赖士刚 孙立斌 张征明

(清华大学核能与新能源技术研究院 北京 100084)

摘要 具有石墨堆芯结构的反应堆类型包括生产堆、石墨水冷反应堆、气冷堆、高温气冷堆等。具有多体结构的石墨堆芯结构在地震激励下表现出与一般土木结构、金属焊接结构或螺栓连接结构所不同的特性。本文综述了在反应堆发展的四个阶段中,不同时期不同国家对石墨堆芯结构抗震的研究方法及成果。气冷堆发展的初期,石墨结构的整体特性研究很少,尚不能满足我们国家建造示范电站的需要。本文阐述了我国在设计、建造和运行 HTR-10 过程中关于石墨结构抗震的研究思路,并且介绍了 HTR-PM 项目研究进展以及今后将开展的侧反射层相似理论模拟研究。

关键词 石墨堆芯, 高温气冷堆, HTR-PM, 抗震

中图分类号 TL371

由于石墨的热中子吸收截面小,慢化比较大,所以石墨具有良好的慢化性能。石墨慢化剂被广泛运用到生产堆、气冷堆等诸多反应堆上。石墨堆芯结构通常是由樵-樵孔、键-键槽系统连接固定的多体结构。堆芯结构有高度的非线性,其动态结构是多体非线性受力的变形偶合体。石墨堆芯的非线性来自于:(1)地震时堆芯构建的非弹性变形;(2)销樵结构的配合间隙在动载荷下表现有碰撞现象;(3)对于球床堆,堆内燃料球的相对滑动和碰撞也带来了堆芯结构的非线性。由于系统的非线性,结构复杂,石墨堆芯抗震研究的主要内容是寻找合适的理论和获取实验数据。随着气冷堆技术发展,各国的研究者们花费大量的精力致力于石墨堆芯结构动态特性研究,包括模型计算和试验研究。石墨堆芯抗震研究伴随着气冷堆的发展而深入开展,本文主要介绍气冷堆发展过程中石墨堆芯抗震研究技术的变化,模型的改进,试验的完善以及我国石墨结构抗震的研究成果,包括:单柱、双层和 1:1 石墨砖模型的抗震预研情况。今后还将开展侧反射层相似理论模拟研究,大比例侧/顶/底反射层的抗震研究,为高温气冷堆国家重大专项的顺利完成提供实验和理论基础。

1 各国石墨堆芯抗震研究发展

1.1 气冷堆发展技术路线

上世纪 60-70 年代,由于美国的限制,英法等国开始走自己的技术路线,因此气冷堆应运而生。

气冷堆发展时间轴如图 1 所示,其发展历程可以大致分为四个阶段:天然铀石墨气冷堆;改进型气冷堆;高温气冷堆;模块化高温气冷堆^[1]。早期各国发展的气冷堆都是生产堆,由于堆芯结构较为简单、运行参数不高、主要为生产核武器原料和设计建设,此阶段鲜有堆芯结构抗震方面研究的报道。

世界上第一座气冷堆 Calder Hall,于 1953 年开始在英国动土,并且于 1956 年并网发电。Calder Hall 有四个美诺克斯(Magnox)反应堆,可以使用天然铀作为燃料。建造该堆的主要目的生产钚元素,其次目的才是发电。在运行了 47 年后 Calder Hall 于 2003 年关闭^[2]。这是一个生产堆,此阶段的石墨结构抗震方面研究几乎是空白。

之后气冷堆一度是欧洲各国大力发展的堆型,由此发展了改进型气冷堆(AGR),进入气冷堆发展第二阶段。AGR 仍然使用石墨作为慢化剂,二氧化碳作为冷却剂,所不同的是放弃了美诺克斯燃料,而是使用 2%的浓缩铀^[3]。1963 年英国造出 AGR 原堆型,1976-1988 年,运行的 AGR 共有 14 座。由于英国地区地震海啸发生的情况极少,1580 年到建堆的时候,英国最大的地震级是里氏 5.75 级^[4]。因此,建设的核电站没有特别考虑抗震设计。直到 1976 年希舍姆二期(Heysham II)引入抗震设计,英国才逐步完善核电站的抗震准则^[5],并进行了初步的抗震方面的研究。

另一方面,英国在 1956 年也开始研究高温气冷堆技术。1960 年与西欧共同体合作开始建造热功率为 20 MW 的试验高温气冷堆“龙堆”(Dragon)。在

第一作者:赖士刚,男,1988 年出生,2007 年毕业于清华大学,现为清华大学核能与新能源技术研究院博士研究生,核科学与技术专业
收稿日期:2012-10-31,修回日期:2012-11-30

此技术的基础上,美国于 1967 年建成并运行了电功率为 40 MW 的桃花谷(Peach Bottom)高温气冷实验堆。同时发展出棱柱型高温气冷堆,对这种堆芯结构进行了较为系统的实验和模拟研究。德国选择了不同于意美、日的球床式高温气冷堆于 1967 年建成

了电功率为 15 MW 的球床高温气冷堆(AVR),并发展了具有自己特色的球形燃料元件和球床高温堆。由于球床的大阻尼特性,德国较为集中地实验研究了球床的动力学特性及球床式高温气冷堆石墨堆芯结构的抗震特性^[6]。

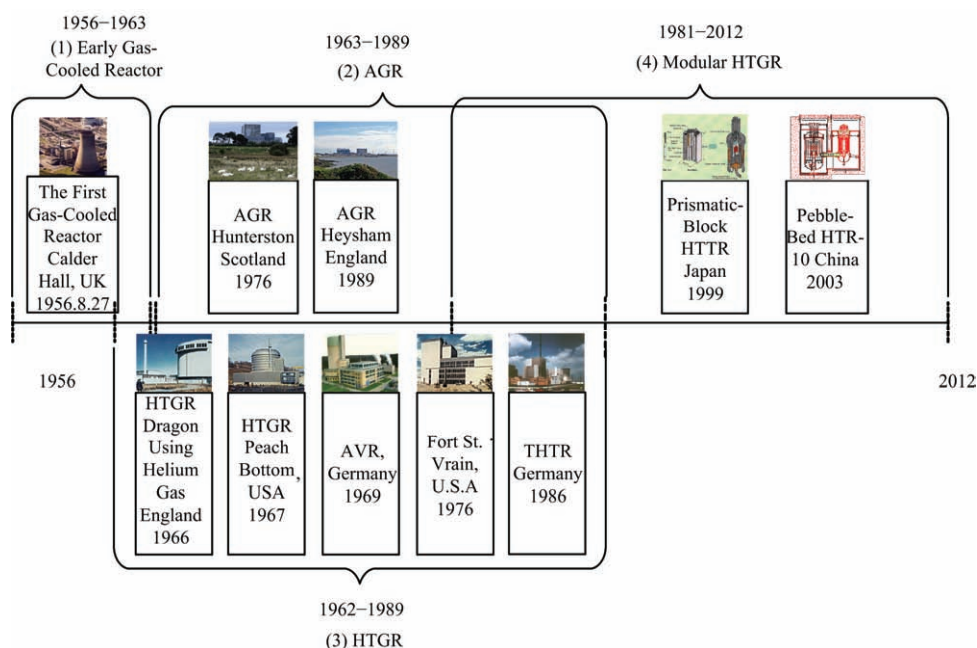


图 1 气冷堆发展时间轴

Fig.1 Timeline of gas-cooled reactor development (graph software: microsoft visio).

日本沿用美国的技术路线,上世纪 90 年代设计建造了 VHTR,之后建设了 HTTR 试验堆,由此进入模块化高温气冷堆阶段。日本进行了大量的抗震研究工作。实现了单柱、二维垂直,二维水平等模型试验,用以验证堆芯抗震性能。这些试验方法值得我国研究者借鉴。

中国的石墨堆芯研究才刚刚起步,和美国和日本的棱柱堆芯不同,中国延续了德国的球床高温气冷堆的技术路线。在“863”计划的支持下,清华大学核能与新能源技术研究院自行设计、自行建造、自行营运的中国第一座高温气冷实验堆(HTR-10)于 2003 年 1 月实现临界。同样沿用了球床堆技术的南非 PBMR 进行了一些初步的抗震分析研究。由于 PBMR 于 2009 年 9 月宣布无限期推迟^[7],可以借鉴的资料很少,所以没在图 1 中将其标出,本文也不做过多介绍。

在高温气冷堆发展的前期,德、美、英等有关国家和研究机构对石墨材料和石墨结构已经做了一定的实验研究,并取得了使石墨用于高温堆建造的初步成果。但对于石墨特性方面的研究还很不够,对石墨结构的整体特性则研究的很少,对支承球床堆芯的石墨多体结构的抗震研究就更显不足,因此

尚不能完全满足我们建造示范电站的需要。由于示范工程的建造,石墨堆内构件的研究必将进入一个新阶段,在对动载荷的研究方面更加重视石墨堆内构件整体抗地震特性的研究。

1.2 改进型气冷堆(AGR)抗震研究

早期气冷堆以生产堆为主,并非民用,运行参数不高,抗震研究基本空缺。而 AGR 技术的主导国家是英国,英国极少发生地震。因此在希舍姆二期(Heysham II)之前,反应堆的抗震准则并不做明确的要求^[8]。

引入抗震研究的希舍姆二期使用了 SSE 和 OBE 基准。抗震设计基于计算机程序 FLUSH 进行计算机模拟。两个地震加速度谱来自 1966 年帕克菲德地震,加速度峰值 0.25 g。为了考察堆芯能否承受 SSE 地震波,开发了具有 500000 个自由度的计算程序 AGRCOR。主要研究问题是管道在地震下的工作情况和装料装置的夹紧设计^[8]。

为了考虑堆芯石墨砖阵列的动态响应,又开发了 AMP2D 程序,对其动态性能进行验证。AMP2D 程序的接点输入参数来自于大量的试验。通过程序预测的响应和试验结果的对比来验证程序的准确

性。在验证堆芯抗震能力的时候，考虑了键与键槽同临近石墨砖之间的冲击载荷^[9]。计算时使用的模型是理想化模型。组成堆芯的石墨砖被简化为刚性物体，同时使用弹簧单元来表征砖之间的载荷传递和冲击。输入参数来源于试验数据。同时，堆芯分析是高度非线性的，支撑钢结构近似弹性^[10]。

在2007年的第六届欧洲LS-DYNA用户会议上有人提出使用LS-DYNA软件进行更为精确的模拟堆芯动态响应。但是对于模拟计算结果和试验结果符合程度并没有明确的说明^[11]。LS-DYNA有限元模型可以模拟每一块石墨砖。砖和键之间的接触使用非线性允许自由移动的弹簧阻尼器进行模拟。三

维模型包括反应堆堆芯层和中子屏蔽层。由于堆芯是对称的，所以在建模时只建立一半的堆芯。模型的计算模拟考虑了材料的辐照通量分布导致的材料物性变化。程序分析的样例如图2所示，LS-DYNA提供了速度场位移场的解，甚至模拟了动态载荷下传感器测杆的挠曲变形。LS-DYNA是通用显式动力分析程序，能够模拟真实世界的各种复杂问题，特别适合求解各种二维、三维非线性结构的高速碰撞、爆炸和金属成型等非线性动力冲击问题。用其来解决AGR抗震问题能提供更广的思路，能够提高精度。

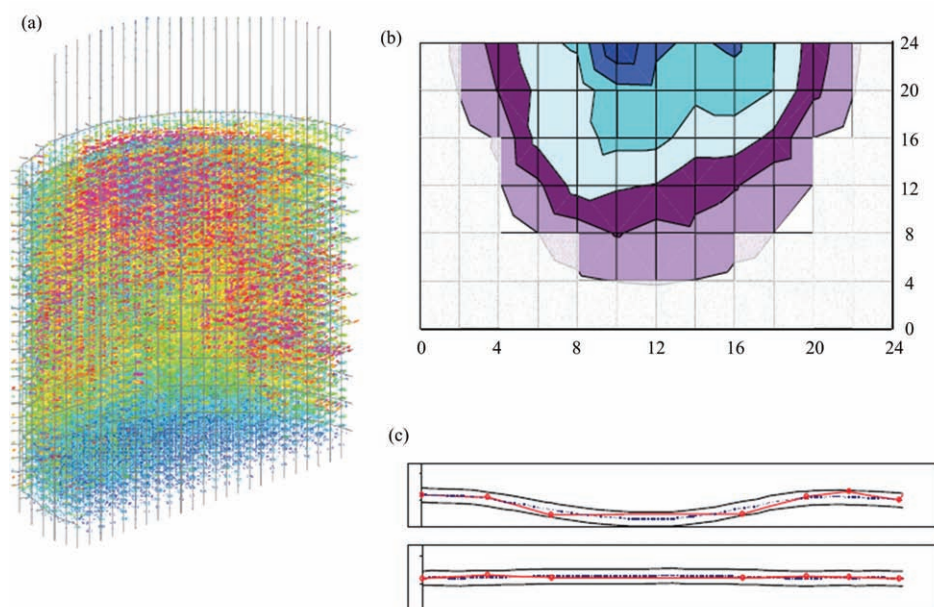


图2 LS-DYNA模拟AGR样例 (a) 速度场; (b) 某层位移图; (c) 传感器测杆变形图^[11]

Fig.2 Example results, contour plot of velocities(a), displacement contour plot at one layer(b) and deformed channel profile with sensor rod (bottom right)(c)^[11].

在计算模型的支持下，布里斯托大学的Dihoru在2008年开展了石墨堆芯的抗震安全性试验研究。试验包括1:4比例的二维石墨模型振动台试验。试验包含了多种工况和边界条件，用正弦波和人工地震波加载，加速度峰值从0.01 g到2.00 g。试验结果表明，在振动过程中石墨砖周围会有一些松散的键从键槽跳出，在较大的情况下，键的脱离会使得石墨砖阵列瓦解。试验证明了边界条件会对石墨砖的动力学特性有较大的影响^[12]。

1.3 高温气冷堆(HTR)抗震研究

高温气冷堆是改进型气冷堆的进一步发展。由于CO₂气体与元件包壳材料不锈钢化学相容性的限制，改进型气冷堆出口CO₂温度也受限制，不能超过690℃。高温气冷堆采用化学惰性和热工性能好的氦气为冷却剂，以全陶瓷型包覆颗粒为燃料元件，

用耐高温的石墨作为慢化剂和堆芯结构材料，使堆芯出口氦气温度可达到950℃甚至更高。

上世纪60年代到90年代是高温气冷堆百花齐放的时代。德国也于1967年建成了电功率为15 MW的球床高温气冷堆(AVR)，并发展了具有自己特色的球形燃料元件和球床高温堆。这三座实验堆的成功运行，证明了高温气冷堆在技术上是可行的。接着高温气冷堆进入了原型堆电站的阶段，美国与德国于1968年和1971年先后开始建造圣·符伦堡(Fort Stvrain)高温堆电站和钍高温球床堆 THTR-300，分别于1976年和1985年并网运行。至此高温气冷堆在设计、燃料和材料的发展、建造和运行方面都积累了成功的经验，开始进入发电和工业应用的商业化阶段。

随着商业化加深，对反应堆的安全性有了更高的要求。在这样的背景下，各国开始重视反应堆的

抗震研究,进行了一系列模拟计算并试验验证。德国针对其独特的球床反应堆进行了一些很有借鉴意义的数值模拟和试验研究。

和英国的 AGR 有所不同的是,德国有大量的试验结果来支撑数值模拟计算得到的结果。德国球床堆堆芯结构如图 3 所示^[13]。反应堆堆芯由侧反射层、底反射层、顶反射层以及球床燃料元件组成。球床堆堆芯的结构是多体、高度非线性受力变形的偶合体。试验中安装环形弹簧用于固定堆芯结构,在保证堆芯能够承受热膨胀的情况下,弹簧要求有足够的刚度。多种试验试样在于利希(Jülich)的 HRB 振动台上进行了试验,并取得大量数据^[14]。

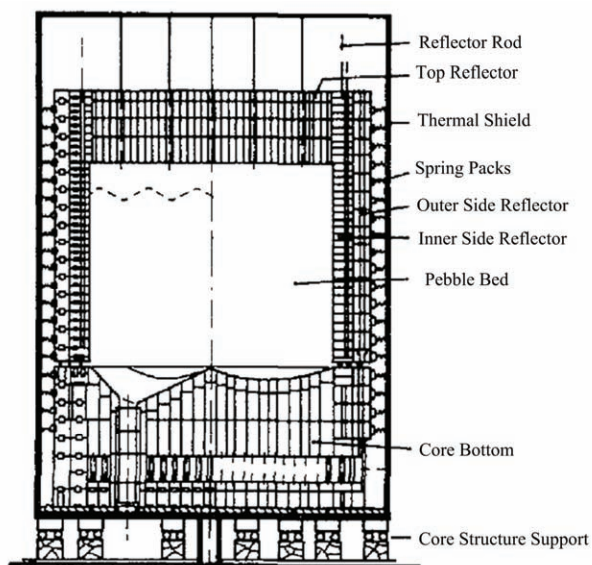


图 3 HTR 球床堆结构图^[14]
Fig.3 Sketch of pebble-bed HTR^[14].

试验对球床堆芯、顶反射层和附加预紧力的侧反射层的二维或三维模型分别进行抗震试验。球床堆芯的模型比例为 1:6。试验结果表明,球床堆芯在地震激励下能够承受一定的挤压,动态放大系数被严格的限制,没有过度共振的现象出现。由于各向异性的石墨砖之间摩擦较大,阻尼比大于 15%。即使在较高的加速度激励下,球床表面的燃料球没有出现晃动。表明球床特性不像液体,这结论说明将球床近似成液体的模型是不准确的。二维顶反射层模型为 32 块悬挂砖,比例 1:2。在高加速度激励下,顶反射层的震动特性近似于单体的震动(集总效应)。侧反射层的试验包括:1:3 二维单层环型;1:6 三维多层柱状;1:6 堆芯全模型(包括其他组件)。如图 4 所示。整体堆芯试验中还在部分石墨球中布置了加速度传感器,用于研究单个石墨球动态特性。如图 5 所示。

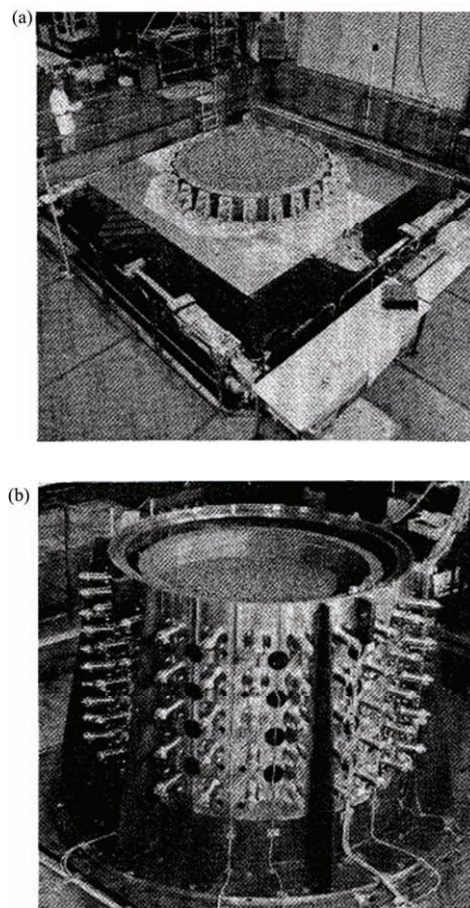


图 4 侧反试验: 二维单层环型(a)和三维多层柱状(b)^[15]
Fig.4 Test of side reflection: 2-D-ring model(a) and 3-D-cylindrical model(b)^[15].

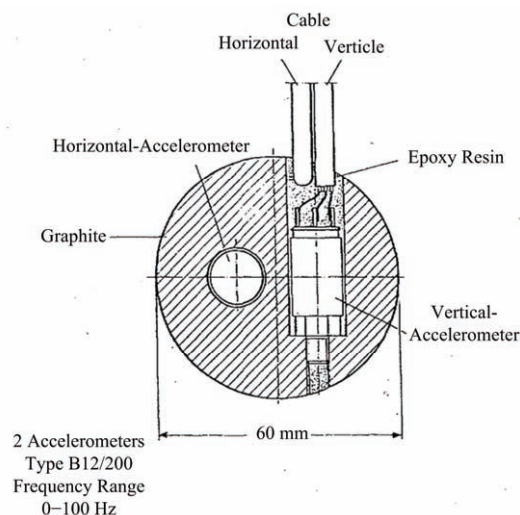


图 5 球内加速度传感器
Fig.5 Acceleration transducer in pebble.

试验结果经过计算机程序 CRUNCH 1D 和 CRUNCH 2D 的验证。CRUNCH 程序中将堆芯简化成连续体模型,有限单元使用了等价参数的弹性单元,模型如图 6 所示^[16]。考虑到当时的计算机计

算能力有限，如果全考虑非线性效应的话，石墨球床堆芯的动态分析将会非常复杂。早期的离散单元法(Cundall *et al*, 1982)，对每个球独立建模，加上适当的接触条件，这样建模计算量庞大，在当时的条件下是不可行的。因此，需要提出等价连续体假设，将颗粒状的石墨球假设为土壤，使用通用的基本参数描述^[17]。假设介质的拉梅常数是体积应力的函数。基于此假设设置了计算单元的特性。计算结果和试验具有较好的吻合^[17]。

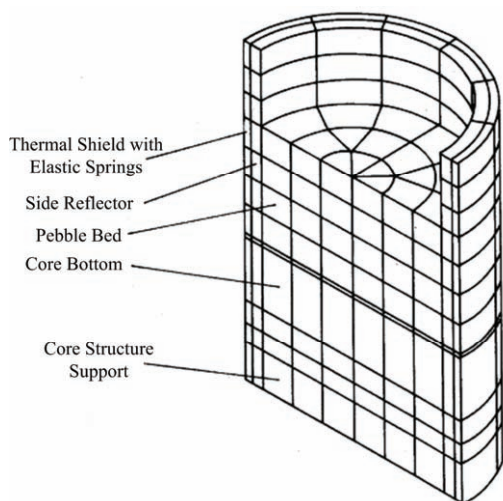


图6 堆芯连续体模型
Fig.6 Continuum model of reactor core.

大量实验和分析研究证实了 HTR 堆芯结构在地震激励下的稳定性和安全性。放射状弹簧组抗震效果明显。由于局部摩擦和滑移过程，系统尤其是球床在接触点上有很高的能量耗散。随着实验累积，计算方法的改进，定量描述 HTR 堆芯结构的安全性成为可能。

美国的高温气冷堆和德国技术路线不同的是采用棱柱式气冷堆。美国也对其圣·符伦堡核电站反应堆堆芯进行大量的研究。基于相似理论，洛斯阿拉莫斯国家实验室提出对缩小的模型进行棱柱气冷堆的抗震试验。试验中将六棱柱的石墨块简化为正方体，作为试验中的基本单元，并对一维单块/单列石墨块；二维组合体石墨块进行地震激励。试验装置如图7所示^[19]。试验结果表明，榫于榫孔的间隙和石墨砖于侧壁的间隙大小都能对激励响应的大小和分布有很大的影响。构造缩小模型试验能够对堆芯地震激励响应给出合理的预测。模型适当的减小能让试验在有限的试验条件下得到准确的结果。

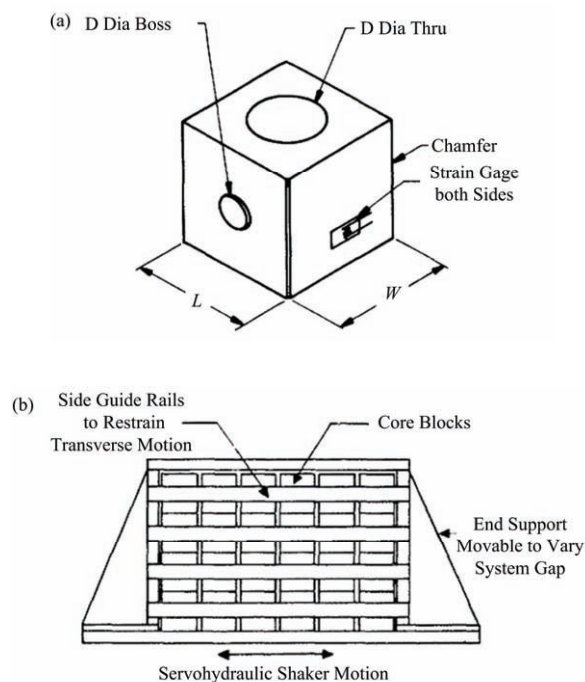


图7 缩小模型试验装置示意图
(a) 一维单块; (b) 二维组合体^[18]
Fig.7 Sketch of scaled model: 1-D test block(a) and 2-D assembly fixture(b)^[18].

论证了缩小模型的可行性之后，通用原子能公司的研究机构设计并实施了一系列细致的缩小堆芯模型振动试验，缩小比例为 1:5^[19]。试验内容包括：(1) 水平两个垂直方向分别单轴激励试验，加速度达到 1.5 g；(2) 正弦时程激励；(3) 阻尼和共振测试；(4) 横向约束弹簧的振动，包括硬弹簧和软弹簧。

试验发现 0.5 g 的激励下，共振频率只有 4 Hz，而且固有频率主要取决于石墨砖之间的间隙。与球床堆得到的结果类似的是，棱柱堆阻尼表现出粘滞阻尼特性，而且阻尼比在 30% 以上。堆芯响应曲线表现出明显的非线性弹簧硬化特性，这取决于堆芯间隙和堆芯的集总效应。试验中还使用 CRUCH 数值计算分析预测试验结果。试验表明，CRUCH 很好地预测了堆芯动态响应的结果。

由于棱柱石墨堆芯由 8000 多块石墨堆砌而成，而 CRUCH 2D 在当时通用原子能公司(GA)的计算机 UNIVAC 1100/82 上最多只能计算 600 块石墨砖的动态特性。为了提高计算能力和减少花费的时间，通用原子能公司开发出了一套使用处理器阵列的并行运算方法，使得计算成为可能，而且花费的时间和费用都大大减少^[20]。

1.4 模块式高温气冷堆抗震

继承了美国棱柱型高温气冷堆的技术路线, 日本提出自己的第四代模块式高温气冷堆概念——VHTR(Very High-Temperature Reactor)。由于日本是地震多发的国家, 国内建筑设计有大量的抗震经验积累。所以研究人员对 VHTR 有较为全面细致的研究。

日本原子能研究所从 1976 年开始设计 VHTR,

基于相似理论, 针对其堆型设计了 1:2 的模型抗震试验, 并制定了堆芯抗震模型的试验计划, 如图 8 所示。计划试验内容包括: 两块石墨砖摆动碰撞试验; 单柱堆块抗震试验; 单区堆芯 (7 柱) 抗震试验; 二维垂直堆芯抗震实验; 二维水平堆芯抗震实验。试验研究了堆芯模型的恢复系数和冲击持续时间, 获得石墨晃动和冲击的特性曲线, 还研究了堆芯的纵向位移以及侧反冲击力和棒上的应力。

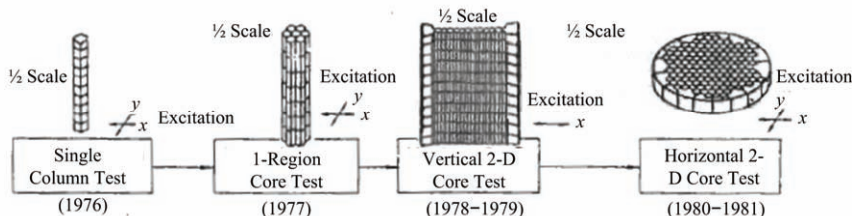


图 8 日本堆芯抗震试验计划^[21]
Fig.8 Seismic experiment plan on reactor core of Japan^[21].

试验过程中研究人员发现了石墨柱有软化-硬化特性。石墨柱挠度和激励频率的关系如图 9 所示。随着激励振幅的增大, 挠度曲线迅速向低频移动, 这称为软化特性。图 10 边界最大冲击力随着激励波形的频率提高而增加, 到达某个频率点时达到最高值, 随后便随着频率提高而显著削减。提高激励的加速度值, 使得最大冲击力曲线往高频方向移动。这称为响应硬化特性。研究人员还发现堆芯位移、冲击力以及销力特性同气体压差、固定侧反支撑的刚度以及石墨柱顶部间隙有关。

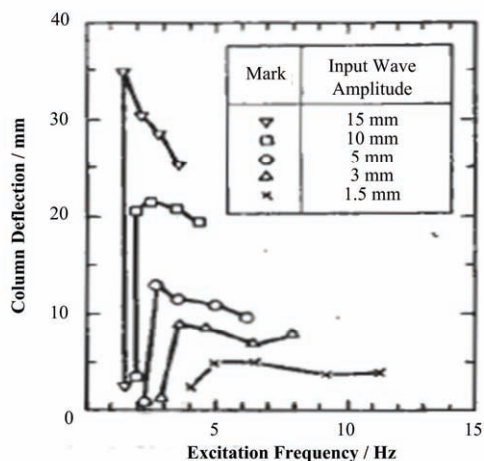


图 9 石墨柱挠度特性
Fig.9 Deflection characteristic of graphite colum.

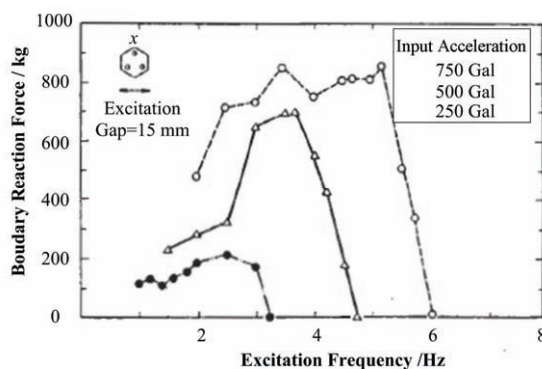


图 10 不同加速度和频率的激励下边界支反力^[21]
Fig.10 Reaction force in different acceleration and frequency^[21].

在数值模拟方面, 日本的研究人员开发了 PRELUDE 并对二维垂直和水平模型的抗震试验进行模拟。PRELUDE 模型把石墨块简化到一个自由度, 将棒力和冲击力简化为线性弹簧阻尼器结构。该计算程序经济性好, 广泛用于设计评估。同时, 开发了 SONATINA, 用于处理单区堆芯 (7 柱) 抗震试验中砖的运动^[22]。程序能计算位移、冲击力和棒应力。冲击力等效成弹簧阻尼模型。对于堆芯三维抗震研究, 日本的研究者还开发了 FINALE 用于计算控制棒和石墨柱之间的相互作用。模拟使用的程序得到大量的实验验证, 模拟程序可用于堆芯行为的综合性研究^[23]。

2 我国高温气冷堆抗震研究

上个世纪 80 年代中期, 我国开始了 10 MW 高温气冷堆实验堆(HTR-10)的研究和开发, 对于气冷

堆的抗震研究还处于起步阶段。承担 10 MW 高温气冷堆实验堆的研究和开发任务的主要单位是清华大学核研院。核研院通过樵销受力分析模型、翼板受力分析模型将石墨和碳结构简化为多层结构，同时结合工程经验对输入载荷的大小与分布做了假设，加入石墨的材料特性进行了等效静力学计算分析，计算结果表明樵销间的应力裕度足够安全，能够保证堆芯结构的完整性。

相对 HTR-10 而言，高温气冷堆示范电站 (HTR-PM) 有更大的高径比，这意味着对抗震性能提出了更高的要求。2011 年核研院分别进行了 1:1 石墨砖的单柱支架和 1:2 石墨砖双层模拟试验，并于 2012 年 7 月实现了相似理论模型的抗震试验。

石墨砖的单柱支架模拟试验中，提取球床堆侧反射层的一维垂直堆芯结构，建立石墨砖单柱模型进行振动台试验。石墨砖单柱结构是堆内最基本的组成模式之一，通过振动台试验可以得到石墨柱在模拟地震条件下的动力学响应以及不同高度石墨砖的碰撞响应特性。

模型所用的石墨砖简化成长方体，尺寸和重量与实际堆用的石墨砖近似为 1:1 比例；石墨樵为圆柱体，与樵孔的径向间隙为 0.3 mm。为满足试验研究需要，单柱模型设计为 20 层。周围有支架支撑用以模拟边界条件。依据边界约束条件的不同，设计四种工况。每种工况设有白噪声和地震激励。研究其非线性动力学响应，并论证设计的安全性。石墨砖双层模型试验也分四种工况，提供四种边界条件。对模型施加白噪声和地震激励，研究其固有频率，振型等参数。白噪声激励下单柱一阶振型如图 11 所示。试验中在部分石墨砖和键樵的表面贴上应变贴片，用于直观观察构件上的应力场^[24]。

为了进一步扩展抗震试验研究，清华核研院还开展了双层石墨堆芯模型的动态特性研究。模型比例为 1:2，模型的 CAD 图和实物图如图 12 所示。双层模型用于模拟高温气冷堆中侧反射层在地震下的动态行为。该模型忽略了球床堆内的石墨球，忽略了堆芯外围金属筒的支撑，忽略石墨砖上的控制棒通道。试验中调整石墨砖之间的不同间隙用于模拟石墨堆芯使用初期，中期，寿期末期以及带静载荷的寿期末期^[25]。

两次试验结果表明，石墨多体结构具有明显的非线性特征，没有固定的自振频率，单柱模型的基频低于 5 Hz，阻尼比在 6%~16%。单柱和双层试验中结构的完整性基本能够得到保持，同时验证了相似理论的可行性，为今后进一步的相似理论试验研究打下基础。

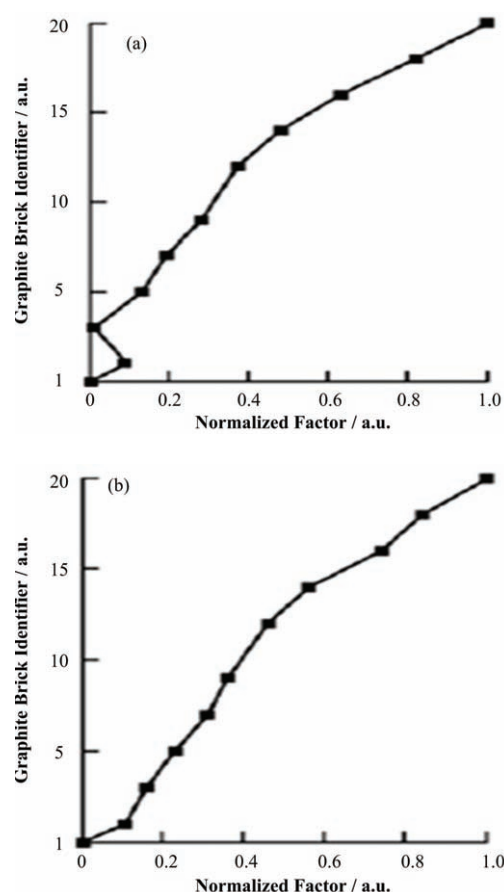


图 11 白噪声下单柱一阶振型^[24]
(a) X 向一阶振型；(b) Y 向一阶振型
Fig.11 First mode shape of single-column in white noise^[24].
(a) first order vibration mode of X-axis; (b) first order vibration mode of Y-axis

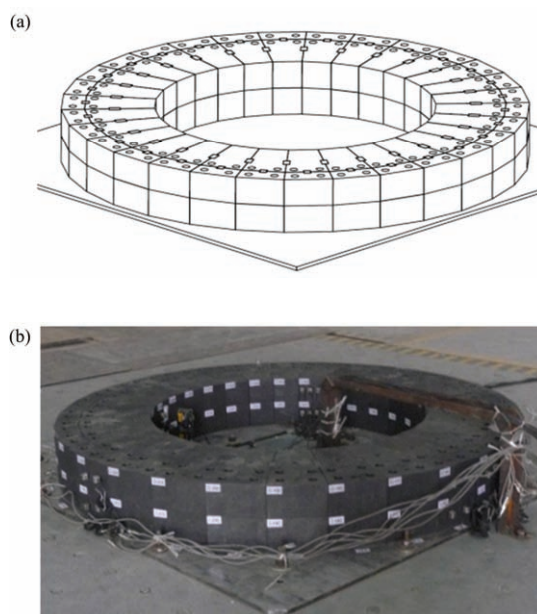


图 12 双层模型 CAD 图(a)和实物图(b)^[25]
Fig.12 Double-layer model: CAD model(a) and photo of the model(b)^[25].

3 结语

随着气冷堆技术的不断发展革新, 反应堆的抗震要求也越来越高, 人们越来越重视反应堆的抗震研究。对于抗震安全认识, 设计者从不考虑抗震到指定相关抗震法规标准, 抗震分析逐步规范化。数值模拟分析方面, 由通用分析软件 FLUSH 到有针对性的 AGRCOR, 再到广泛应用的 CRUNCH, 计算越来越精准, 试验研究也越来越细致。

虽然气冷堆抗震研究还有诸多问题没有解决, 相信随着计算机计算能力的提高, 试验经验的积累, 人们能够实现让具有石墨堆芯的反应堆有良好抗震性能、更好的经济性而且对环境更友好。

参考文献

- 1 卢银娟, 杨宇, 石侠民. 球床模块式高温气冷堆的研究及发展现状[J]. 核电站, 2002, **11**: 1-8
LU Yinjuan, YANG Yu, SHI Xiamin. Research on pebble bed modular high-temperature gas-cooled reactor and its development status[J]. Nuclear Plants, 2002, **11**: 1-8
- 2 Calder Hall Power Station[Z]. The Engineer, 1956464
- 3 Kenneth S J, Faw R E. Fundamentals of nuclear science and engineering[M]. Marcel Dekker, 2002
- 4 Musson R. Seismicity and earthquake hazard in the UK[R], 2003, 109-111
- 5 田清. 高温气冷堆石墨单柱和双层结构的动力学特性试验研究[D]. 北京: 清华大学核能与新能源技术研究院, 2011
TIAN Qing. Dynamic character tests and analysis of high-temperature gas-cooled reactor single-column and double-layer structure model[D]. Beijing: Institute of Nuclear and New Energy, Tsinghua University, 2011
- 6 阎昌琪, 曹欣荣. 核反应堆工程[M]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学出版社, 2004: 17-22
YAN Changqi, CAO Xinrong. Engineering of nuclear reactors[M]. Harbin: Harbin Engineering University Press, 2004: 17-22
- 7 PBMR postponed [EB/OL]. (2009-09-11)
http://www.world-nuclear-news.org/NN-PBMR_postponed-1109092.html
- 8 Allen C F. Seismic design of the Heysham 2 advanced gas cooled reactor nuclear power station[Z]. Gif-Sur-Yvette, France, IAEA, 1989
- 9 Ahmed K M. The dynamic response of multi-layers AGR core brick arrays[J]. Nuclear Engineering and Design, 1987, **104**(1):1-66
- 10 Ahmed K M, Parker J V, Proffitt D E. Seismic response of the advanced gas cooled reactor core[J]. Nuclear Engineering and Design, 1985, **94**(1): 67-92
- 11 Duncan B, Kralj B. Seismic Modelling of an AGR Nuclear Reactor Core: 6th European LS-DYNA Users'Conference[C], Sweden, 2007
- 12 Luiza V D, Lyndon N S, Radu O, *et al.* Experimental study and neural network modeling of the stability of powder injection molding feedstocks[J]. Materials and Manufacturing Processes, 2000, **15**(3): 419-438
- 13 Theymann W, Kemter F, Schmidt G. Seismic behavior of the core structure in a medium-sized HTR[Z], Anaheim, CA, USA, 1989
- 14 Kleine-Tebbe A, Schmidt G, Theymann W. Comparison of different test methods in seismic qualification of large components[Z], CA, USA, 1989
- 15 Kleine-Tebbe A, Schmidt G, Theymann W. Dynamic testing and qualification[Z], San Diego, CA (USA), IAEA, 1982
- 16 Kleine-Tebbe K A, Kemter F. Seismic behavior of the core cavern of a HTGR with pebble bed core[Z], San Diego, CA (USA), IAEA, 1982, 119-132
- 17 Anderheggen E, Prater E G. Numerical analysis of dynamic behavior of HTR pebble-bed core and comparison with test results[Z], CA, USA, 1989
- 18 Dove R C, Dunwoody W E, Rhorer R L. Scale model study of the seismic response of a nuclear reactor core[Z], San Diego, CA, USA, IAEA, 1982
- 19 Olsen B E, Neylan A J, Gorholt W. Seismic test on a one-fifth scale HTGR core model[J]. Nuclear Engineering and Design, 1976, **36**: 355-356
- 20 Shatoff H, Charman C M. HTGR core seismic analysis using an array processor[Z], San Diego, CA(USA), IAEA, 1982, 33-59
- 21 Ikushima, Honma, Ishizuka. Seismic research on block-type HTGR core[J]. Nuclear Engineering and Design, 1982, **71**: 195-215
- 22 Ikushima, Nakazawa. A seismic analysis method for a block column gas-cooled reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 1979, **55**: 331-342
- 23 Shiozawa, Fujikawa, Iyoku, *et al.* Overview of HTTR design features[J]. Nuclear Engineering and

- Design, 2004, **233**: 11–21
- 24 田清, 孙立斌, 王海涛, 等. HTR 石墨砖单柱模型抗震试验与分析[J]. 核动力工程, 2012, **33**(2): 42–46
- TIAN Qing, SUN Libin, WANG Haitao, *et al.* Seismic tests and analysis of HTR graphite single column model[J]. Nuclear Power Engineering, 2012, **33**(2): 42–46
- 25 Libin S, Li S, Hongtao W, *et al.* Seismic test and analyses on double-layer model of HTR-PM graphite structure[Z]. 20th International Conference on Nuclear Engineering, Anaheim, California, USA, 2012

Seismic research on graphite reactor core

LAI Shigang SUN Libin ZHANG Zhengming

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

Abstract Background: Reactors with graphite core structure include production reactor, water-cooled graphite reactor, gas-cooled reactor, high-temperature gas-cooled reactor and so on. Multi-body graphite core structure has nonlinear response under seismic excitation, which is different from the response of general civil structure, metal connection structure or bolted structure. **Purpose:** In order to provide references for the designing and construction of HTR-PM. This paper reviews the history of reactor seismic research evaluation from certain countries, and summarizes the research methods and research results. **Methods:** By comparing the methods adopted in different gas-cooled reactor cores, inspiration for our own HTR seismic research was achieved. **Results & Conclusions:** In this paper, the research ideas of graphite core seismic during the process of designing, constructing and operating HTR-10 are expounded. Also the project progress of HTR-PM and the research on side reflection with the theory of similarity is introduced.

Key words Graphite core, HTGR, HTR-PM, Seismic research

CLC TL371