



中广核工程有限公司

第一届学术交流

论文选集



图书在版编目(CIP)数据

中广核工程有限公司第一届学术交流论文选集/中广核
工程有限公司编. —北京:原子能出版社,2010.1
ISBN 978-7-5022-4792-8

I. 中… II. 中… III. 核电站—文集 IV. TM623-53

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2010)第 010667 号

中广核工程有限公司第一届学术交流论文选集

总 编 辑 杨树录
责任编辑 付 真
责任校对 冯莲凤 徐淑惠
责任印制 丁怀兰 潘玉玲
印 刷 保定市中画美凯印刷有限公司
出版发行 原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)
经 销 全国新华书店
开 本 880 mm×1230 mm 1/16
印 张 12.5 字 数 353 千字
版 次 2010 年 1 月第 1 版 2010 年 1 月第 1 次印刷
书 号 ISBN 978-7-5022-4792-8 定 价 58.00 元

网址: <http://www.aep.com.cn>

发行电话: 68452845

E-mail: atomep123@126.com

版权所有 侵权必究

中广核工程有限公司
《第一届学术交流论文选集》编委会

主 任：任俊生

副 主 任：张睿琼 高 峰

委 员：徐大懋 黄学清 蒋达进 王开明 郭文骏

储品昌 束丽生 陈惠明 何国伟 杨维稼

许波涛 秦国安 张秋海 芮 旻 毛 庆

胡劲松 王百众 朱绍军 王朝贵 彭华清

熊家驹 谢阿海 方 圣 赵德元

编 辑：商显有 周群成 戴 娜

序

2009 年是中广核工程有限公司的项目建设“决战年”和管理水平“提升年”。公司立足于深入实践科学发展观,围绕从“单项目、单基地”到“多项目、多基地”、从“业主”到“承包商”、从“单堆建设”到“批量化建设”三大转变的改革思路,坚持核电建设项目的自主化、专业化、集约化发展道路,使公司向着中长期发展战略目标稳步前进。

2009 年公司在技术线建设方面迈出了坚实的一步,核电 AE 模式下的技术决策体系基本成型,科技创新能力逐步提升,众多工程科技人员在工作中研究,在研究中实践,在实践后总结,有力地推动了工程公司的技术进步,也取得了丰硕的成果。呈现在我们面前的《中广核工程有限公司第一届学术交流论文选集》,是本年度学术交流月暨优秀论文评选活动的直接成果,更是工程科技人员科研实践成果的重要体现。

活动中不乏水平高、有深度的论文,从中我们能够感受到科技人员的那份自信和睿智。工程实际例证、严谨的推理、科学的结论,源自于科技人员对事业的热爱,对工作的认真和执著,以及对科技创新的无限追求。这种思考、实践、反思、再实践、再反思的思维撞击,不仅体现了科技人员的聪明才智,也让我们看到了工程公司科技经验积累的过程。

活动中论文题材的多样性,也使我们感受到“科研兴企”所带来的那份感动。部分论文的研究是结合工程公司立项的科研课题展开的,更多的是针对我们在工程推进中的问题而进行的,“问题促研究”的方式,具有更广泛的实际意义,他所产生的各类成果,也能更好地促进我们的工程推进和技术发展。

论文集的字里行间,我们能真切地感觉到科研工作距离我们并不遥远,科研工作源于实践,只要我们认真思考,就能有所发现;只要我们敢于实践,就能有所创新;只要我们善于总结,就能形成我们的知识财富。

此次活动的举办,给我们最直观的感受是——技术体系的建设逐步加强,学术氛围逐步浓厚。在我们身边,不知不觉中,科技人员的工作理念在悄然地发生着变化,科技工作也在融入到日常工作之中。

我衷心地期望大家在更广的领域、更深的层面开展科技研究和实践,期待着大家奉献出更新、更多的优秀成果。以我们的勤勉和智慧,共同铸造中广核工程公司更加辉煌的明天!



中广核工程有限公司总经理 束国刚

2009 年 12 月 1 日

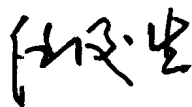
前 言

2009年9月,中广核工程有限公司工程科技委成功举办了公司首届“学术交流月暨优秀论文评选活动”。此次学术交流月活动得到了工程公司广大科技人员的积极响应,共征集学术论文131篇。其中,参加会议交流的论文89篇,评选出优秀奖论文29篇、鼓励奖论文52篇。优秀奖论文已组织在《核动力工程》增刊上发表,鼓励奖论文均发表在本论文集中。

中广核工程有限公司已走过五年的奋斗历程,从单基地到多基地、从单电站建设到批量化建设,要求我们着眼长远、超前谋划、统筹兼顾,着力培育和提高核心能力,这既需要一大批管理干部,更需要大批技术骨干。工程设计、采购、建造、调试核心能力水平与项目推进的匹配性是长期困扰我们的一对矛盾,正确处理好这一矛盾,是中广核工程有限公司以及中广核集团核电事业能否长远发展的关键。作为中广核集团核电建设未来发展的承重墙,工程公司必须有深厚的科技创新资源作为强力支撑。其中,科技论文的数量和质量是技术能力的一种外在表现,也是将隐形知识变为显性知识的重要手段。工程科技委首次举办的学术交流月暨优秀论文评选活动不仅营造公司学术交流和学习型公司的氛围,同时给员工提供了展示才能的平台,对公司科技创新能力的提升具有积极的推进作用。

本次学术论文交流的特点体现在题材多样,有理论研究也有实践总结,还反映在论文内容深度和工程应用价值方面。体现出员工积极思考、善于总结,对工程中出现的问题勇于攻关和钻研的精神风貌,这是很值得欣慰的。但是,也发现了我们存在的一些不足之处,如论文数量偏少;部分论文质量不高,但我深信通过继续努力,不断的踏实工作、学习交流,我们必将取得更大的成就。此次论文集的出版,既是对公司员工的首次展示,对我们起点的历史记载,也是对我们的鼓励和鞭策,为科技论文的写作、交流与发表架起沟通的桥梁。

此次活动得到了公司领导层、各部门领导和全体员工的大力支持,我代表工程科技委表示衷心感谢!也对百忙中默默参与论文评审活动的各位专家、对整个过程中付出辛勤努力的总师办各位同事表示衷心感谢!



中广核工程有限公司总工程师 任俊生

2009年12月1日

目 录

CPR1000 堆芯测量仪表从堆顶引出的可行性研究
..... 关建维 刘 乾 李文宏等(1)

在反应堆内增设反射层或整体热屏蔽的可行性研究
..... 关建维 冯聚现 戴长年等(7)

CPR1000 主蒸汽隔离阀阀盖分析方法
..... 卢 智 吴高峰(12)

核电汽轮机热力系统焓分析
..... 梁秋贵(17)

控制棒驱动机构的抗震分析
..... 刘言午 金 挺 祁海珠等(25)

岭澳二期 BAS 试验切换时间误差分析研究
..... 张 颖 陈 军 姜 涛(32)

岭澳二期核电厂手动停堆系统无效度分析
..... 刘晶晶 韩品林(38)

疏水排入核电凝汽器的设计优化
..... 丁佳鹏 姜成仁(43)

核电站旁路阀的设计及影响因素
..... 黄美华 姜成仁(48)

岭澳二期常规岛润滑油系统的设计和布置
..... 卢 刚 程 磊 王 磊(57)

EPR 三代核电站厂房布置设计
..... 朱绍军 曹 康(63)

DCS 平台下的 COC 失电分析自主化研究
..... 曹 宁 赵德元 饶春平(70)

CPR1000 核电站反应堆压力容器部分结构改进建议
..... 冯聚现 关建维 刘 乾(76)

The Fatigue Analysis for RPV for 60 yrs Design
..... Liu Pan Liu Bo Li Wen-hong,et al(81)

利用 ANSYS 实现压力容器接管结构优化设计
..... 金 挺 熊光明 尚尔涛(88)

核电厂蒸汽发生器排污系统
..... 刘 佩 刘 昱(92)

NCR 当量在施工质量趋势分析中的运用及改进
..... 卢 炬 张伟明 郝明轩(98)

CPR1000 核电厂安注系统的改进
..... 张恒明(109)

蒸汽发生器泄漏率测量方法的改进——CEX 系统补水管线加装流量计的分析
..... 王晓晶 李平洋 姜成仁(120)

IP 智能视频监控系统在核电厂的应用研究
..... 曹 御 翟守阳 邓晓飞等(130)

大亚湾核电基地高岭山隧道工程初期支护体系的技术处理
..... 马可理(135)

喷混植生技术在阳江核电主厂区高边坡的应用
..... 李 宁(154)

CPR1000、EPR 与 AP1000 的法规标准体系解析
..... 高 蕊(159)

EPC 模式承包境外核电工程的风险分析与防范
..... 黄来军 周 聪(169)

设计内容管理平台的设计与实现
..... 王云福 张 洁(183)

用全寿命周期费用法进行核电设备招评标探讨
..... 冯春平(188)

CPR1000 堆芯测量仪表 从堆顶引出的可行性研究

关建维,刘 乾,李文宏,段远刚

(中广核工程有限公司主设备设计及成套所,广东 深圳 518124)

摘 要:主要论述了 CPR1000 核电站反应堆堆芯测量仪表从反应堆压力容器顶部引出的可行性。堆芯测量仪表从反应堆压力容器顶部引出是第三代压水堆核电站的先进技术之一,不仅因为它大为减少了反应堆压力容器筒体制造的困难,有效地缩短了制造周期;更主要的是它将彻底地根除反应堆压力容器底封头上众多贯穿管可能引起堆芯失水的隐患,从而提高了第三代压水堆核电站的安全性。

通过对四种堆芯测量仪表探头的结构分析、比较和技术成熟性的描述,认为 CPR1000 堆芯测量仪表可以从堆顶引出,提高反应堆的安全性,缩短 RPV 制造周期,降低换料期间集体剂量。使 CPR1000 的安全性达到第三代压水堆核电站的水平。

关键词:堆芯测量;仪表探头;引出方式

Feasibility study for CPR1000 incore measurement instrumentation deduced from the reactor pressure vessel upper head

GUAN Jian-wei, LIU Qian, LI Wen-hong, DUAN Yuan-gang

(China Nuclear Power Engineering Company LTD. Shenzhen 518124, China)

Abstract: This article discusses about the feasibility of incore measurement instrumentation deduced from the reactor pressure vessel (RPV) upper head. Incore instrumentation deduced from the reactor pressure vessel upper head is one of advanced technology in the third generation nuclear power plant. This technology can reduce the manufacture problem of RPV; decrease the manufacture time effectively. Furthermore, this technology can get rid of the trouble for loss of water caused by many penetrations in the RPV bottom head, can increase security of nuclear power plant.

By the description of structure analysis, comparison, maturity for four types incore instrumentation detectors, the incore instrumentation can be deduced from RPV upper head, which can increase reactor's security, reduce the manufacture time, decrease group dose in refueling period. The core design ability can be enhanced through this study.

Key words: incore measurement; instrumentation detector; deduced method

1 引 言

纵观目前第三代压水堆核电站反应堆的

结构,其堆芯测量仪表都是从堆顶引出。堆芯测量仪表是指测量堆芯瞬发中子注量率的探头,这些探头及它们的保护管,在反应堆换料期

作者简介:关建维(1939—),男,黑龙江人,曾在中广核工程有限公司主设备设计及成套所工作。核岛主设备设计成套所,反应堆结构总体室,研高,反应堆结构设计。现已退休。

间必须从堆芯拆出,否则更换堆芯部件的工作将无法进行。二代压水堆核电站中,只有前西德电站联盟 KWU 设计、开发的气动球堆芯测量技术,实现了堆芯测量仪表导管从反应堆顶上引出。其他各国包括法国、日本、韩国等的压水堆核电厂都是美国西屋技术,堆芯测量仪表探头导管穿过反应堆压力容器底封头引出。这些仪表导管贯穿反应堆压力容器底封头上,对确保主冷却系统的完整性是个挑战,是堆芯失水的一个隐患。

我们要将 CPR1000 建成准三代的压水堆核电站,不能不考虑设法消除这个堆芯失水的隐患。

2 堆芯仪表

堆芯测量包括两个方面,即堆芯的热工测量和堆芯的物理测量。堆芯的热工测量主要是测量堆芯出口温度,使用的一次仪表就是铠装热电偶。堆芯的物理测量主要是通过对堆芯中子注量率的测量,给出堆芯的径向和轴向功率分布。堆芯中子注量率的测量仪表(一次仪表)有多种,我们这里介绍四种。它们分别是:锰丝、钚球、微型移动裂变室和自给能探测器。这四种堆芯中子注量率的测量仪表中只有自给能探测器是连续监测的,其他三种都是适时监测的。

2.1 锰丝

将很细的锰丝缠绕成直径约 4 mm 的软轴,用设置在堆外的驱动轮将该软轴咬入外压导管,外压导管贯穿反应堆顶盖通入堆芯,锰丝缠绕制成的软轴在堆芯里经过一段时间的辐照,金属锰会变成锰的同位素。通过驱动轮的反响驱动,将锰丝从外压导管里抽出,测量同位素锰的活度,转换成测点处的中子注量率。

用锰丝做堆芯中子注量率测量仪表的一次探头,在我国首次开发的压水堆上有过成功的使用经验。它的突出优点是软轴进出堆芯的导管可以集中从堆顶引出,而且允许外压导管有较小弯曲半径。这为反应堆结构减少了很多麻烦,不足之处是软轴从堆芯抽出的速度不够快,影响测量的精度。

2.2 钚球

用钚球做堆芯中子注量率测量仪表的一次探头,其原理与锰丝相同。前西德的工程师们,将金属钚制成直径 1.7 mm 的小球,通过内径为 2 mm 的双层套管,使用氮气(N_2)将钚球吹入堆芯,停留 3~5 min 后,反向吹出堆芯,以(10~20)m/s 的速度送到测量台,进行同位素钚的活度测量,进而转换成测点处的中子注量率。台山 EPR 的堆芯测量就是由 12 个测量梁组成的气动球堆芯测量系统构成的(见图 1 和图 2)。

气动球堆芯测量系统中的钚球,每次吹入堆芯接受定时辐照后,可以被快速吹出,沿着它的气动管路送到测量台,同位素钚的半衰期大约为 3.7 min,从堆芯到测量台用时不超过 10 s。所以该系统反应快、测量精度高、可靠性高;探头元件制备容易。不足之处是测量梁须一个一个的装拆。

2.3 微型移动裂变室

微型移动裂变室是目前在役压水堆核电站反应堆上使用最多的一种堆芯测量仪表。它主要由一个加长的子弹头型前端和软轴型的信号电缆构成,其前端直径为 4.7 mm,长度为 70 mm,裂变室的灵敏段为 27 mm。它的人堆通道是外径 8.6 mm 的指套管,反应堆运行期间,微型移动裂变室在承受外压的指套管内进入堆芯,采集信息后被原路反向抽出。反应堆停堆换料时须将指套管拔出堆芯,否则反应堆堆芯部件,主要是燃料组件的更换操作将不能正常进行(见图 3 和图 4)。

2.4 自给能探测器

自给能探测器是堆芯中子注量率连续监测仪表,这种仪表可多探头组合,对堆芯同一测点给出轴向分布。轴向分布的精细程度与探头的数量有关,同一测点的探头数量越多,仪表的信号引线直径就越大,目前可以做到 7 个探头的组合。在自给能探测器的组合中常有热电偶也组合在内,这使得这种组合探测器既具有探测测点轴向功率分布的能力,又有同时测量测点轴向温度分布的能力。

3 堆芯仪表探头引出

压水堆堆芯测量仪表受特殊环境条件的

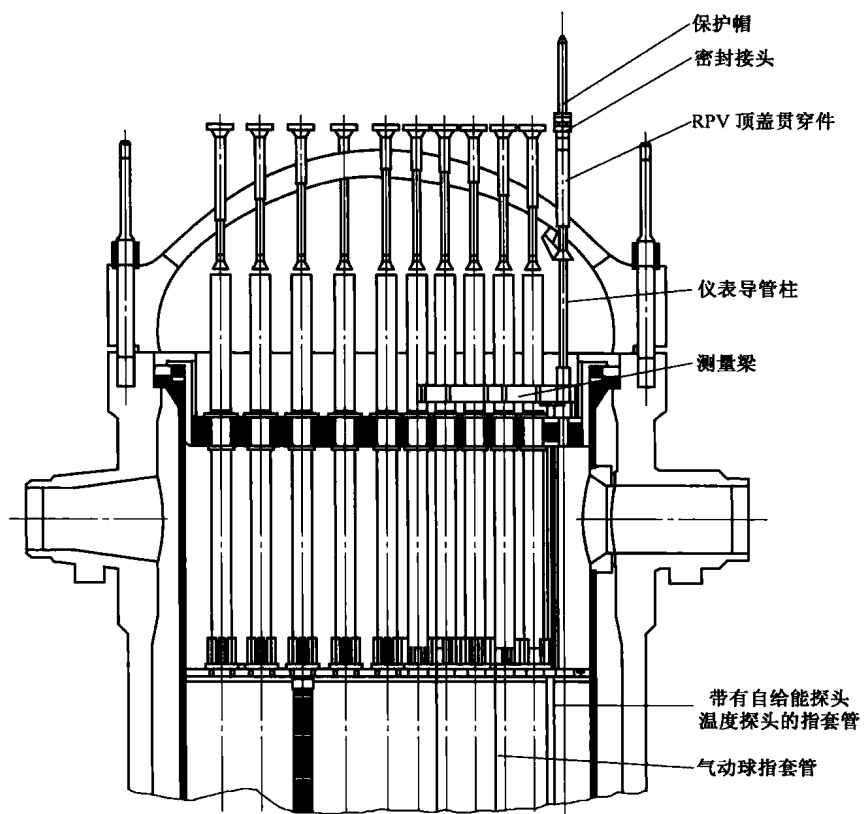


图 1 EPR 一组堆芯测量梁组件

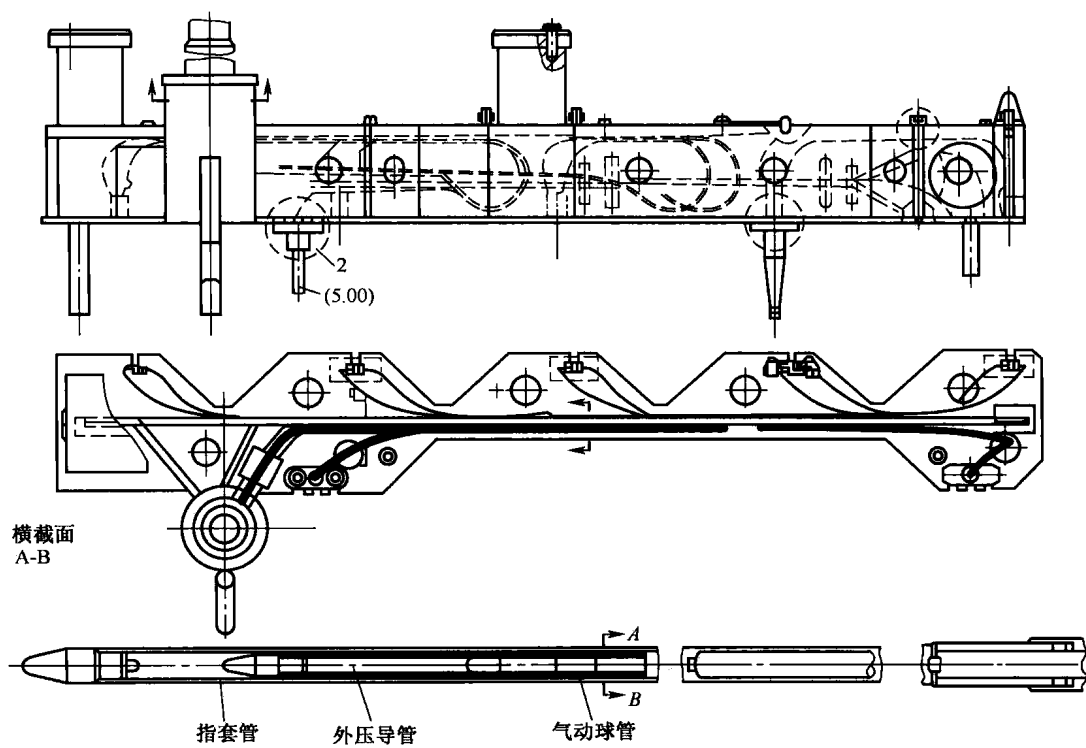


图 2 气动球测量梁组件详图

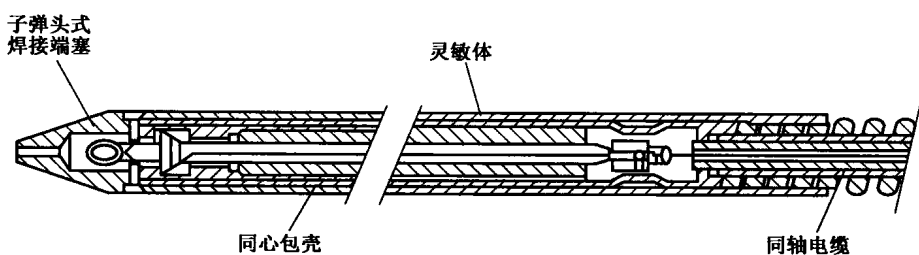


图 3 微型移动裂变室放大图

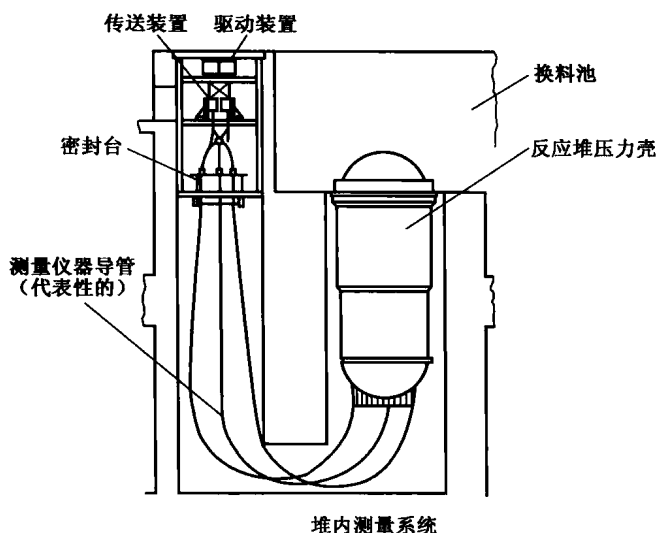


图 4 微型移动裂变室从 RPV 底部进入堆芯 U 形导向管示意图

限制,其所用仪表,无论从反应堆的何处引出,都必须确保压力边界的完整性。由于受到反应堆运行期间堆内水流限制,换料期间压力容器检查时堆内构件必须吊出的限制,堆芯测量仪表尚无从压力容器侧面引出的实例。仅在 AP600 的年度报告中见到了一种侧面引出的方案。

堆芯测量仪表从反应堆压力容器底封头引出,由于存在着可能引起堆芯小破口失水的隐患,虽然有几十年安全使用经验,为满足日益高涨的用户要求,提高核电厂的安全指标,三代压水堆核电厂反应堆的堆芯测量仪表都采用了从堆顶引出的方式。

让堆芯测量仪表从堆顶引出,对于堆芯温度测量的热电偶不存在问题,对于堆芯中子注量率的测量则与所用仪表探头有关。使用锰丝、气动钋球及自给能探测器,都有成功的使用经验。堆芯中子注量率的测量若选用微型移动裂变室从堆顶引出,尚无应用的先例。

AP600 的反应堆上使用微型移动裂变室测量堆芯中子注量率并从堆顶引出,它是一根一根的引出。这使反应堆压力容器顶盖上的开口几乎增加了 1 倍,从已知的 AP1000 的资料上可以看出,AP1000 将沿袭 AP600 的做法。为什么使用微型移动裂变室测量堆芯中子注量率的仪表探头不能像锰丝或气动钋球一样从堆顶分组集中引出? 为了回答这个问题,让我们先看看微型移动裂变室测量堆芯中子注量率的仪表探头是怎样从堆底引出的?

有着加长子弹头型前端和软轴型信号电缆的微型移动裂变室是被保护在指套管内的,微型移动裂变室的前端,进入指套管后,沿着指套管形成的通道,从反应堆压力容器底封头垂直向上进入堆芯,实现测量后,再按原路返回。即从反应堆压力容器底封头抽出。作为微型移动裂变室进出堆芯通道的指套管是外压管,其外径为 8.6 mm,内径为 5.2 mm。指套管的前端被封焊成弹头形,便于穿入导向管。

导向管的前端与 RPV 底封头的通量测量管焊接连接,它的末端通过隔离阀和密封组件实现与指套管的连接,并实现运行期间的高压密封及换料期间的静压密封。导向管是承压管,是反应堆系统压力边界的部分。其外径为 25.4 mm,内径为 10.2 mm。

为了不增加堆坑的负挖深度,焊接连接到 RPV 底封头通量测量管的导向管是大曲率半径的弯管,这个弯管是由早期的大 U 形弯管发展到二代的大 L 形的,反应堆换料期间指套管必须从燃料组件骨架管和接续的导向管里抽出,导向管的这个变化减轻了指套管在导向管内的抽插力。目前指套管外表面有减磨涂层、导向管的弯曲半径为 2.5 m 的情况下,抽插力大约为 150 N。至此我们不难看出:在微型移动裂变室结构尺寸为直径 4.7 mm,长为 70 mm;指套管外径为 8.6 mm,内径为 5.2 mm;导向管外径为 25.4 mm,内径为 10.2 mm,弯曲半径为 2.5 m 及指套管垂直对准堆芯测点的情况下,微型移动裂变室、指套管都可以顺利地插入和拔出堆芯。按照这样的条件,如果让指套管从堆顶集中进入堆内,除必须保证堆芯段是直管外,堆芯上板以上的部分必须弯曲,其弯曲半径必须保证微型移动裂变室可以通过,否则微型移动裂变室就必须长期留在堆芯内。这就是 AP600 的堆芯测量仪表不能集中从堆顶引出的原因。

4 CPR1000 堆芯仪表的选择

CPR1000 堆芯测量仪表从堆顶引出因所选仪表而有所不同。

4.1 气动钋球系统

气动钋球系统是正在建造的台山核电站使用的系统,该系统技术成熟可靠,测量精度高。它实质上是堆芯参数的综合测量系统,除可适时测量堆芯物理参数外,还可通过自给能探测器的组合体在线测量堆芯功率和温度的分布。

在 CPR1000 的反应堆上使用气动钋球系统进行堆芯测量,对反应堆结构没有任何风险。但由于堆芯物理测点的改变,堆芯物理和热工应作出相应的评估,这对设计却是一次实

战的演练。水力设计上也必须考虑改变堆芯测点后,堆芯部件的水力阻力的变化。核岛总体设计的布置上及换料装拆程序上都要引起一定的相应变化。

气动钋球系统在国内已有试验研究成果并且在“49-3”实验堆上做了初步的应用试验。

4.2 微型移动裂变室系统

在 CPR1000 的反应堆上使用微型移动裂变室系统进行堆芯测量,如果像 AP600 一样,从堆顶单根逐一引出,在反应堆结构上是可以实现的。不足之处是顶盖上开口过多,而且是大孔(100 mm)、小孔(38 mm)间歇分布,对顶盖的削弱很厉害,于安全不利。若采用分组集中引出,则可克服这一缺点。但是这时必须使导向管在反应堆上空腔内做必要的弯曲后,才能使其在堆芯上板处垂直进入堆芯。在反应堆上空腔内弯曲导向管必须保证微型移动裂变室可以顺利地插入或拔出堆芯。这在微型移动裂变室和导向管现有结构尺寸的情况下是难于实现的。

CPR1000 反应堆上要使微型移动裂变室从堆顶分组集中引出,应做些科研和试验,适当地加大导向管的直径;研制超小型微型移动裂变室,以达到减小导向管弯曲半径的目的,确保微型移动裂变室可以通过弯曲的,分组集中的导向管插入或拔出。

4.3 自给能探测器

在 CPR1000 的反应堆上使用组合自给能探测器系统进行堆芯测量,可以实现从堆顶引出,这可以从 EPR 的堆芯测量技术上得到印证。EPR 反应堆上使用了 12 支组合自给能探测器,因此 CPR1000 也能使用。

由于组合自给能探测器堆芯测量系统具有可同时适时给出堆芯物理和热工参数的优点,以及微型移动裂变室还暂时不能分组集中引出的困惑,据说已使 AP1000 的堆芯测量改变了方案,放弃了使用微型移动裂变室从堆顶单根垂直引出,改用自给能探测器分组集中从堆顶引出。

使用气动钋球系统、微型移动裂变室系统、组合自给能探测器系统进行堆芯测量,让堆芯仪表从堆顶引出,都必须对 CPR1000 的堆

芯进行必要的物理、热工和水力分析,选择合适的点位;反应堆堆内构件亦应做相应的结构适应性改变。这对我们新生的设计队伍更具挑战性。

堆芯测量系统从堆顶引出的好处是显而易见的:首先,使反应堆压力容器底封头没了开孔,彻底割除了堆底可能出现小破口失水的隐患,提高了反应堆的安全性;其次,它缩短了压力容器的制造周期,取消了底封头的 50 个 J 形焊缝,虽然顶盖上增加了 J 形焊缝,但是这些 J 形焊缝都在顶盖一个工件上,便于生产管理,因而可缩短工时;再次,反应堆换料期间,堆芯测量仪表的探头导管都可在堆顶(反应堆压力容器顶盖之上)进行列解和舾装,压力容器顶盖拆除后,堆芯测量仪表探头入堆的指套管可分组吊出或整体随上部堆内构件一起吊出,从而缩短操作时间,降低了该项操作人员的集体剂量水平。

5 结 论

CPR1000 堆芯测量仪表可以从堆顶引出,也应该从堆顶引出,使 CPR1000 更加准三代。CPR1000 堆芯测量仪表从堆顶引出,不论选择

气动钋球、移动裂变室还是自给能探测器,都不存在可能导致失败的风险。对核反应堆的物理、热工、水力、仪控和机械结构的专业设计人员是难得的实践机遇,利于我们新生设计团队的成长。

若选用移动裂变室,则应进行结构试验,以验证其可以分组集中引出。

建议:

(1)联合国内核仪表厂开展研制超小型微型移动裂变室,以实现可分组集中引出。

(2)开展指套管弯曲半径对微型移动裂变室可移动性的试验,确定指套管内径与微型移动裂变室长度影响的关系。

参考文献

- [1] 肖增义. 压水堆核电厂核岛设计(第 50 章). 堆芯测量系统设计.
- [2] NI CONTRACT TAISHAN PROJECT INCORE AND EXCORE INSTRUMENTATION (MECHANICAL PART).
- [3] Westinghouse Annual Status Report to UNITED STATES DEPARTMENT OF ENERGY for Technology Programs in Support of Advanced Light Water Reactors. DE-AC03-86SF16038 November 1989.

在反应堆内增设反射层或整体热屏蔽的可行性研究

关建维,冯聚现,戴长年,刘东杰

(中广核工程有限公司主设备设计及成套所,广东 深圳 518124)

摘要:通过对二代加压水堆核电站反应堆结构的分析,提出在不改变反应堆压力容器基本尺寸的前提下,增设反射层或整体热屏蔽的想法。设计了三种增设的方案,解析了每种方案引起的结构变化,所需的验证试验。通过模型试验实测选出可用于在建及后续反应堆中的结构,确保有效地降低反应堆压力容器内表面的积分快通量,减轻压力容器材料的辐照损伤,达到延长核电站服役寿期的目的。
关键词:热屏蔽;金属反射层;中子过滤器;堆内环形下降腔

Feasibility study for increasing reflector or integrated thermal shielding in reactor

GUAN Jian-wei, EFNG Ju-xian, DAI Chang-nian, LIU Dong-jie

(China Nuclear Power Engineering Company LTD. Shenzhen 518124, China)

Abstract: In this paper, the structure of pressurized-water reactor(PWR)nuclear power plant reactor(the second generation addition)is analyzed. This paper introduces a conception of an additional reflective layer or the overall heat shielding plate,without changing the basic size of the reactor pressure vessel(RPV). Through designing three programs, the structural changes and the required certification tests caused by each program are analyzed. The structure can be used to the reactor pressure vessel under construction and follow-up by the model test, to ensure that reduce the integral fast flux of the reactor pressure vessel surface effectively,and reduce the pressure vessel materials irradiation damage,for the purpose of extending the service lifetime of the nuclear power plant.
Key word: thermal shield; metal reflector; neutron filter; vessel downcomer

1 引言

压水堆核电站的寿命取决于反应堆,反应堆的寿命取决于压力容器,压力容器的寿命取决于服役期间的辐照损伤。核反应堆运行期间,其堆芯是个强大的中子源,中子源释放出的快中子($E>1\text{ MeV}$)群是RPV材料塑韧性的杀手。为确保核反应堆长寿命安全的工作,其压力容器材料必须有足够的塑韧性储备。针对辐照损伤的主要表现

为材料的塑韧性降低,反应堆结构上可采取的有效措施是在RPV内表面和堆芯之间加慢化剂或反射层,慢化或反射快中子。实现降低RPV材料内表面处的快中子注量,从而降低RPV材料的辐照损伤,使RPV可长期安全可靠地运行。

2 CPR1000反应堆的径向尺寸

堆芯当量直径	3 040 mm;
堆芯最大对角线尺寸	3 289.5 mm;

作者简介:关建维(1939—),男,黑龙江人,曾在中广核工程有限公司主设备设计及成套所工作,现已退休。

堆芯围板最大对角线尺寸	3 320 mm;	3 724 mm;
吊篮内径	3 397 mm;	RPV 材料辐照样品架最大外径
吊篮外径	3 498 mm;	3 794 mm;
热屏蔽内径	3 525 mm;	RPV 筒体吊篮支撑台缩径
热屏蔽外径	3 661 mm;	3 799 mm;
RPV 材料辐照样品孔中心圆直径		RPV 出口管端面内接圆直径
		3 784 mm;
		RPV 筒体内径
		3 989 mm

从堆芯围板内表面到 RPV 内表面的铁水分布

堆芯径 向方位	围板/mm	水/mm	吊篮筒体 /mm	水/mm	热屏蔽/ mm	水/mm	RPV 样品 架/mm	水/mm	RPV 内表面
A	22	39~172	51	9	68	5	70	88	210
B	22	39~172	51	9	68	163			210
C	22	39~172	51	240					210

3 反应堆 RPV 内表面与堆芯围板间的铁水分布

由表中的数字我们可以看出 CPR1000 反应堆的径向,从围板内表面到吊篮筒体外表面之间铁层厚度为 73 mm,水层厚度为 39~172 mm,吊篮筒体外表面到 RPV 内表面水层厚度为 240 mm。在 CPR1000 的原参考反应堆里,水层(堆芯围板外表面和吊篮筒体内表面)是堆芯中子的径向慢化层或反射层。水作为反射层,其性能并不是很理想。为此美国人注

册了“金属反射层”的专利,该专利技术的结构特点是利用三种不同直径的不锈钢棒,做成类似燃料组件的组件(见图 2),布满堆芯和吊篮筒体之间,形成铁水反射层。该技术被 AP600 所用,并成为 AP600 的一个先进点。这个专利的核心是铁水比,仅当铁水体积比达到 9 : 1 时,反射效果才最好。该专利于 1991 年在我国注册。据估算 AP600 金属反射层的铁水比为 8.7 : 1(见图 1 和图 2),核动力院为跟踪先进压水堆技术,于 20 世纪 90 年代初期立项试验,设计了环形金属反射层,其铁水比约为 9 : 1~

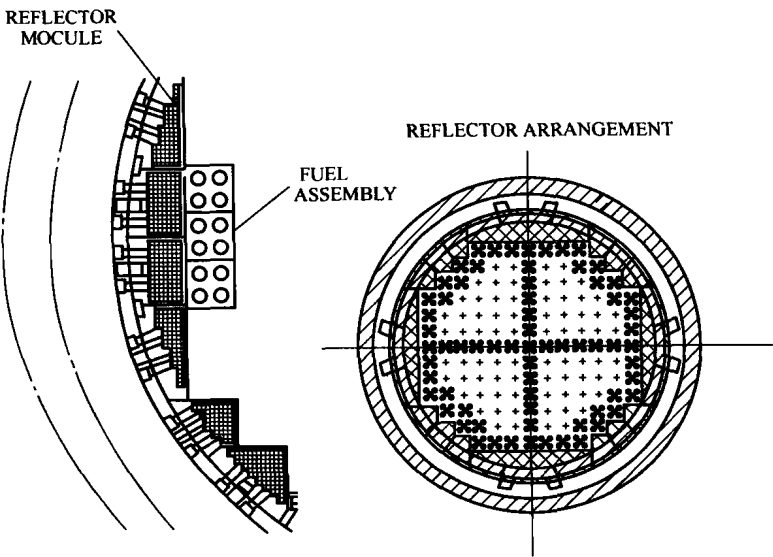


图 1 AP600 反应堆堆芯横剖面及棒状金属反射层组件

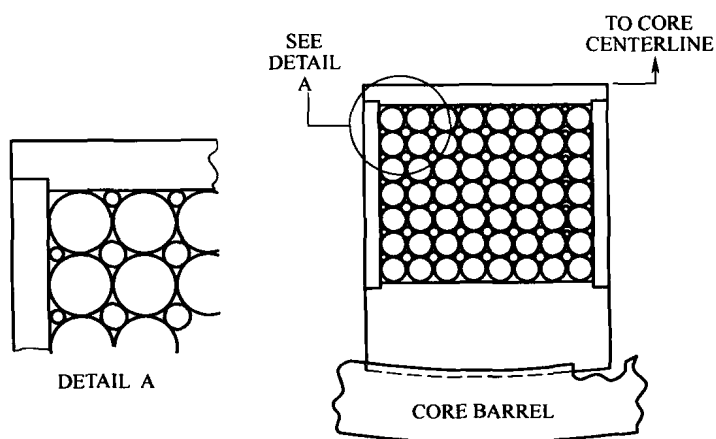


图 2 AP600 棒状金属反射层组件示意图

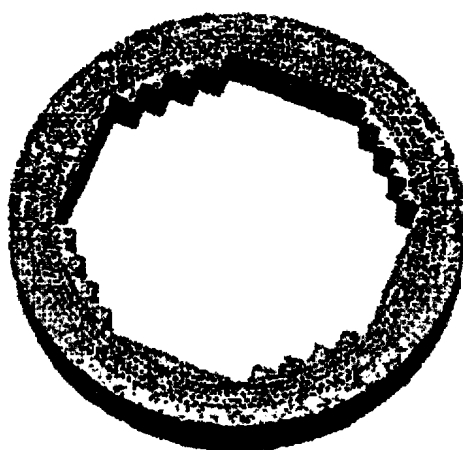


图 3 NPIC 于 1993 年立项科研的金属反射层结构图^[3]

8:2(见图 3)。试验结果见参考文献[3]。EPR 反应堆使用了金属反射层,有效地降低了 RPV 内表面处的快中子注量率。

4 方案一

在 CPR1000 反应堆的径向尺寸(包括 RPV 和 RVI)不变的条件下,将堆芯吊篮和围板之间的反射层由水改为具有铁水比为 9:1 的金属反射层。具体做法类似于 EPR 反射层,但它不是整环,沿轴向有 20 层叠加而成,每层约 200 mm,层间用环形槽定位,轴向用双柱锁定在吊篮底板上。每层分为 4 块,其形状与 RVI 的成型板相同(见图 4)。

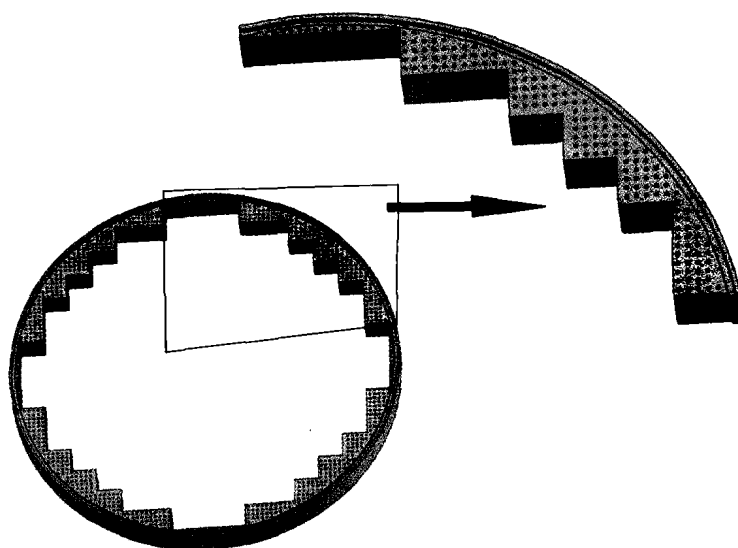


图 4 分层组装式金属反射层示意图

该方案将使 RVI 增重约 56 t,须对吊篮法篮及吊篮底板进行应力分析。增重后的 RVI 将利于抑制 RVI 的流致振动

5 方案二

在 CPR1000 反应堆的径向尺寸(包括 RPV 和 RVI)不变的条件下,在吊篮筒体和堆芯围板之间,加装中子过滤器。在医用反应堆中,为了开展 BNCT,使用中子过滤器来获得一定能谱范围的中子。这种由金属合金制成的过滤器可以移植到动力堆上,选择能滤过快中子的材料,放置在堆芯周围,实现对堆芯中逃逸出来的快中子的过滤,达到减少 RPV 材料辐照损伤的目的。初步设想:用这种中子过滤器材料做成 8 段等径的圆筒,高约 400 mm,厚约 30 mm,固定在吊篮筒体和堆芯围板之间。

该方案最简单,只要解决过滤器材料问题,其他问题都不难解决。

6 方案三

在 CPR1000 反应堆的径向尺寸(包括 RPV 和 RVI)不变的条件下,在 RPV 堆芯筒体段和吊篮筒体之间,加装整体热屏蔽(见图 5)。

该整体热屏蔽的外径为 3 795 mm,厚度为 65 mm,高度约为 4 200~4 500 mm。它的内径比原热屏蔽外径大 4 mm;外径比 RPV 筒体吊篮支撑台缩径小 4 mm,可确保冷态安装的间隙要求。该整体热屏蔽约重 26 t,结构上具有独立性,可单独装拆,它的下端将坐在 RPV 为其设置的四块突台上,其自身下端对应突台的位置应设有弹性压紧结构,以利于吊篮筒体对其实施压紧。当需要对 RPV 内表面进行在役检查时,吊出堆芯吊篮,再吊出整体热屏蔽。整体热屏蔽的上端通过四个径向销,实现与 RPV 的径向支撑和固定。整体热屏蔽在反应堆 RPV 和 RVI 之间的环形下降腔内,它自身必须具有良好的水力形状,以降低流阻,减少产生涡流的概率。因整体热屏蔽在环形下降腔内占据了 RPV 材料辐照监督管的位置,所以在整体热屏蔽上对应位置上应设置相应孔道,以便安放 RPV 材料辐照监督管。当 RPV 材料辐照监督管被取出时,应用等尺寸的不锈钢棒填充。

整体热屏蔽在早期的压水堆上有过使用的经验,像我们这样的定位支撑方法的国内就有。国外有将其挂在吊篮筒体外使用的。

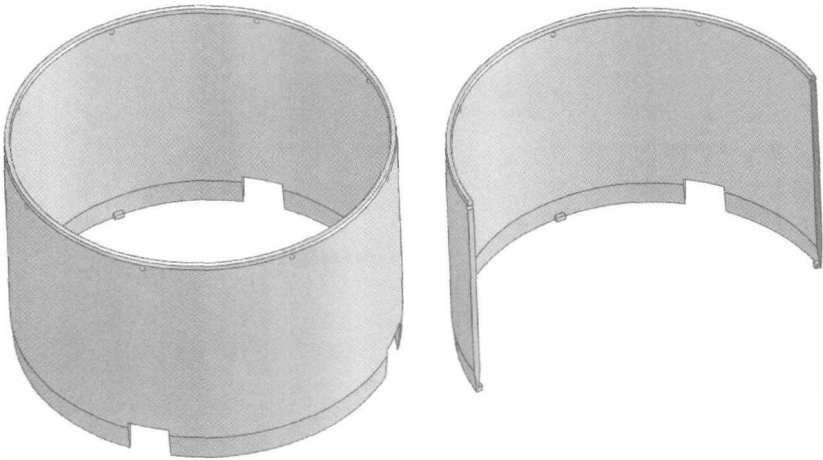


图 5 整体热屏蔽

7 综 述

在 CPR1000 反应堆的径向尺寸(包括

RPV 和 RVI)不变的条件下,增设反射层或整体热屏蔽,减少堆芯的中子泄漏,减少 RPV 内表面处的快中子注量,降低 RPV 材料的