

我国核电已进入了发展的快车道。党中央、国务院非常重视我国的能源建设，专门制定了核电中长期发展战略目标。《走进核电》期刊是中国核电国产化论坛组委会创办了“中国核电信息网”之后，又推出的报道核电有关文摘性质的平面媒体。在《走进核电》创刊之际，我们十分荣幸地请到中国工程院院士、核动力资深专家彭士禄特为本刊题写了刊名。



彭士禄院士为本刊题写的刊名原件

## 2011特刊

### 编委会

顾问：彭士禄 郁祖盛

主编：张祿庆

副主编：王俊

编委：陈章华 陈卫东 赵旭东

许明棋 梁时明

王俊：副理事长（国家核电技术公司）

刘六井：常务理事  
（中国船舶重工集团公司第七一九研究所）

陆金琪：理事  
（上海阿波罗机械股份有限公司）

王艳杰：理事会秘书长  
（中国核电信息网）

### 支持单位：

国家核电技术公司

中国原子能科学研究院

辽宁红沿河核电有限公司

中国核工业第二二建设有限公司

中国核工业第五建设有限公司

南华大学核资源与核燃料工程学院

编辑出版：《走进核电》编辑部

电话：010-68010097 010-63983606

传真：010-68059720

邮箱：zoujinhedian@gmail.com

网址：www.heneng.net.cn

地址：北京市海淀区羊坊店东路19号海天中心  
2号楼1803室

邮编：100038

## 目 录

### 【福岛后行动】

04 · 温家宝总理主持国务院常务会议 制定加强我国核电  
安全工作有关措施

04 · 中国国家核安全局局长李干杰代表《核安全公约》缔  
约方发表声明

04 · 世界各国的“后福岛”行动

### 【核电论坛】

04 · 在确保安全的基础上高效发展核电

04 · 中国核能行业协会副理事长赵成昆做客强国论坛，纵  
谈日本福岛核泄露

04 · 日本福岛严重事故原因分析与启示

### 【新工艺和新概念】

04 · CPR1000核电站环吊轨道梁地面组装与长圆孔位置  
偏差测量

04 · 超长距离GIL耐压试验方法研究与应用-岭澳核电站  
二期550kVGEW系统耐压试验

04 · 核电站采用新型旁排阀时需关注的技术验证项目

### 【核科普】

04 · 沸水堆核电站简介基本概念

04 · 近年来全球因地震引发的重大海啸

### 【设备国产化】

33 · 三门核电关键设备国产化

33 · 上海电气获得AP1000三代核电技术转让分许可权

## 温家宝总理主持国务院常务会议 制定加强我国核电安全工作有关措施

国务院总理温家宝3月16日在北京主持召开国务院常务会议，听取应对日本福岛核电站核泄漏有关情况的汇报。会议指出，3月11日，日本东北部和关东首都圈发生里氏9级强震，并引发海啸，日本福岛第一核电站发生放射性物质泄漏事故。日方正在采取一切可能的措施缓解事故影响。我国辐射环境监测未发现异常，国内所有运行核电机组处于安全状态。根据国家核事故应急协调委员会专家组分析，福岛核电站目前泄漏的放射性物质经大气和海洋稀释后，不会对我国公众健康造成影响。

会议强调，要充分认识到核安全的重要性和紧迫性，核电发展要把安全放在第一位。

### 会议决定：

(一) 立即组织对我国核设施进行全面安全检查。通过全面细致的安全评估，切实

排查安全隐患，采取相关措施，确保绝对安全。

(二) 切实加强正在运行核设施的安全管理。核设施所在单位要健全制度，严格操作规程，加强运行管理。监管部门要加强监督检查，指导企业及时发现和消除隐患。

(三) 全面审查在建核电站。用最先进的标准对所有在建核电站进行安全评估，存在隐患的要坚决整改，不符合安全标准的要立即停止建设。

(四) 严格审批新上核电项目。抓紧编制核安全规划，调整完善核电发展中长期规划，核安全规划批准前，暂停审批核电项目包括开展前期工作的项目。

会议要求继续加强辐射环境监控预警和重点区域的应急移动监测，及时发布监测情况。加强与日本有关方面合作，积极协助在重灾区的中国公民尽快转移到安全地区。

## 中国国家核安全局局长李干杰代表 《核安全公约》缔约方发表声明

国际《核安全公约》缔约方第五次评审会议4月14日在位于维也纳的国际原子能机构总部闭幕。本次会议主席、中国国家核安全局局长李干杰代表《核安全公约》缔约方表示，各方应从日本福岛核事故吸取教训，并采取行动确保核电厂的安全。

李干杰在当天举行的新闻发布会上宣读了《核安全公约》缔约方在评审会议上通过的一份关于福岛核事故的声明。声明指出，国际社会认识到福岛核事故的严重性，这次事故进一步反映国际社会应该对新的挑战予以考虑，也突出了核能利用过程中安全问题的重要性。

声明说，各方普遍认为，要在掌握充分的信息并且对其进行全面分析后，总结经验教训。日本要尽快提供这方面的信息。

声明同时指出，国际原子能机构应履

行其法定职能，建立核电站国际安全标准。国际原子能机构应向出现核或者辐射紧急情况的国家提供国际援助。

《核安全公约》于1996年10月24日生效。公约规定了72个缔约方对其民用核设施安全和监管负有的义务和执行原则，具有法律约束力。

本次《核安全公约》缔约方评审会议自4月4日起在维也纳举行。作为福岛核事故以来第一次全球性核安全会议，会议讨论了监管框架、核电站设计、定期安全审查、核电站选址和应急准备等一系列核安全问题。会议期间还特别增加了福岛核事故边会，讨论和分析福岛核事故的现状，对此次事故进行初步评估。

# 世界各国的“后福岛”行动

本刊综述

日本福岛核事故引起国际、国内各方对核电安全的高度关注。现将世界各国在事故发生后采取的后续行动综述如下：

## 1、中国开展核电项目大检查

根据国务院常务会议精神，为确保我国在运行核电站安全，中国环境保护部（国家核安全局）、国家能源局、中国地震局联合组织，由我国核安全领域50余名院士、专家组成的民用核设施检查团，严格按照国家核安全局已颁布的现行有效的核安全法规和安全导则，参照国际原子能机构所颁布的最新安全标准，采取听汇报、问题答辩、查阅文件和深入生产现场勘查的方式，对核电厂防洪抗震能力、严重事故预防和缓解、环境监测和应急体系有效性等11个领域进行综合检查。

4月15至17日，由国家民用核设施综合检查团，对大亚湾核电站、岭澳核电站一期、岭澳核电站二期进行了全面安全检查。随后代表团又对秦山核电基地和田湾核电基地的所有投运机组的安全进行了全面、认真的检查。检查团初步检查结论认为，我国大陆全部投运机组均满足现行国家法律法规、标准和技术规范要求，也满足国际当前先进的标准和规范的要求。但对超设计基准的多重极端自然灾害叠加事故，多数机组还需要进一步采取严重事故预防和缓解措施，从而进一步提高现有的事故预防和缓解能力。

据了解，目前，分三个阶段进行的中国核

电安全专项检查，第一阶段已经接近尾声，预计本月底前将发布检查报告；第二阶段检查也已经开始，整个检查将持续一个半月左右；预计到8月底第三个阶段也将完成。

据财新网消息，中国进行的在建核电站安全性全面审查，初步结论已成型：核电厂应急安全设计规范普遍达标，但多数机组欠缺抵御多重极端自然灾害叠加事故的能力。

国家核安全检查团对大亚湾核电基地进行全面安全检查

## 2、核电安全准入门槛或提高

据第一财经日报报道，中国核电审批解禁后，核安全准入门槛无疑也将大大提高。此次福岛事故尚在处理当中，系统而权威的经验反馈报告目前尚未出炉，但国内核电行业目前在四个方面已达成初步共识：

首先是在核电站选址方面，肯定要考虑外部事件，包括自然灾害的叠加效应对核电站的影响。其次，在应急堆芯冷却的可靠性方面，包括电源的多样性方面，要求肯定会进一步提高。再次，围绕乏燃料池的安全冷却，包括冷源和电源的可靠性方面的标准也会提高。最后，是整个安全壳的消氢，以及在防止氢爆方

面相关设计标准的提高。

## 3、我国将坚持发展核电政策不动摇

据中国证券报报道，在近日举行的第七届中国核能国际大会上，中国核能行业协会副秘书长徐玉明说，到2020年，我国核电装机达7000万千瓦不成问题，因此核电项目审批似可望“解冻”，但准入标准或将大幅提高。

徐玉明称，到2015年，中国核电装机容量将超过4000万千瓦，提前5年实现原定的2020年发展目标，今后5年，核电建设领域的固定资产投资估计每年可达700多亿元。他表示，从2015-2020年，中国可以再完成建设3000万千瓦左右的计划，到2020年核电可望建成7000万千瓦，使核能和可再生能源的总和占到总能源的15%以上。

据财新网此前报道，由于煤炭价格走高，发电成本上升，但是入网电价不变，火电厂亏损严重，电力企业生产积极性下降，开工不足。全国性电荒从广度和深度上双双升级，受此影响，“拉闸限制居民生活用电”的现象再次死灰复燃，停电最长时间达到15个小时。4月份电荒已蔓延十几省。

## 4、日本将更加重视核电的安全

10日晚间，日本首相菅直人宣布，日本将中止政府此前制定的能源发展计划。日本能源计划规定，到2030年，日本的原子能发电的比例要占到整个国家电力的50%。

日本首相菅直人18日晚在首相官邸举行的新闻发布会上说：“我相信，需要从根本上重新审视国家多年来管理核电的方式”。他批评现行核电体制是“作业员和监督员同处一个衙门的做法”，认为这难以做到相互监督，必须把主管核电发展的部门和主管安全监督的部门分离。

菅直人说，将就福岛第一核电站事故尽快组建一个独立于政府和运营商的第三方调查委员会，研究加强日本核电安全的方法。

除了强调加强核电监管机构的独立性，菅直人还说，国内核电站反应堆正接受严格安全核查。如果确认没有安全问题，核电站将获准恢复运营。

## 5、东京电力公司需处理20万吨污水

东京电力公司18日说，根据推算，福岛第一核电站1至6号机组反应堆所在建筑、涡轮机房及外侧竖井等处积存的放射性污水已超过9.85万吨，加上已从2号和3号机组转移的7600多吨污水，放射性污水总量已超过10万吨。

东京电力公司还指出，在冷凝水贮藏罐等处还存有近2万吨污水。东京电力公司计划利用将在6月开始运转的水处理系统，对1至4号机组的8.47万吨污水和已转移到集中废弃物处理设施的污水进行净化处理。

由于不断注入福岛第一核电站反应堆的冷却用水今后还将继续向外泄漏，东京电力公司估计在12月前需要处理的污水总量将达到20万吨。

## 6、英国拟将加大建核电力度 减缓海上风电计划

据外媒报道，英国政府气候顾问小组(the government's climate advisory panel)最近正在建议政府兴建更多的核反应堆，减缓海上风电领域的投资，来满足人们未来对可再生能源的需求以及促进二氧化碳减排目标的实现。

该气候变化委员会在本月9日递交的政府报告中指出，英国应该在现行的核电计划基础上，再建设两倍以上核反应堆。到2030年，总装机容量达到320万千瓦。他们还指出，日本东京电力公司的核事故可能推迟了英国的核

电发展计划。并建议推迟一些离岸风电场的建设，小组认为当前的任务是“紧迫”的。

委员会的行政长官大卫·肯尼迪(David Kennedy)接受媒体采访时说，“在可预见的未来，核能将是成本最低的低碳能源。只有到21世纪20年代末30年代初时，可再生能源的成本才会开始趋于一致。”

英国政府过去基本遵循该委员会的意见。立法者作出的决定将会对业内的产业发展产生结构性的影响，如通用电气公司，西门子公司和Gamesa技术公司已计划在英国建厂。德国公用事业公司(German utilities RWE AG)和E.ON公司正在合作建设核电厂和海上风力发电厂。森特里克能源公司(Centrica PLC)和法国电力公司的也正在筹划建设新的核反应堆。

该小组说，政府应该降低到2020年沿海风力发电厂装机容量达1300万千瓦的目标。英国正在为欧盟提出的到2020年可再生能源提供对电力、供暖和交通所需能源15%的目标做出努力。该小组认为，政府应该将这一比例到2030年的目标再提高一倍，届时，40%的电力供应、35%的供暖供暖耗能以及15%的运输燃料来源将来自可再生能源。

根据该报告，部长们应该寻找更便宜的方式来实现低碳目标。肯尼迪分析，这可能会导致由海上转向陆地交易的趋势。比如，购买来



自其他欧洲国家的可再生能源证书，购买在正在突尼斯开发的位于伦敦的Nur Energie Ltd公司的太阳能集中发电项目等。

根据英国去年递交给欧盟的可再生能源行动计划，英国目前的目标是到2020年建立海上风力发电场130万千瓦。但是肯尼迪说，应该将之放缓，将海上风电建设项目推迟到2020年后，因为目前海上风电技术非常昂贵，但是如果到2030年它还能保持投资增长的话，将获得更强的支持。

到2020年，“我们预计可能不会超过300万千瓦”，肯尼迪说，“这是一个非常积极的计划，但是很可能到2020年时什么也没达到。平稳的规划对实现目标反而更有意义。我们要避免‘停滞-再开始’的投资轮回。”

英国政府过去遵循了委员会关于对温室气体减排的建议，承诺到2050年提高其碳减排80%的目标。

该委员会说，到2030年，来自电力生产的碳排放几乎可以消除。届时，40%的电能将来自可再生能源，40%来自核电，15%的能源将来自天然气和煤电厂碳捕获和储存设备，剩余的能源需求将来自尚未减排的燃气发电厂。

目前的核电计划意味着，到2025年，英国将建成装机1800万千瓦的核电站，现有的容量120万千瓦的一个核电厂仍将运行。根据该委员会的建议，新增的两个反应堆需要在2030建成。

“虽然在日本的具体情况与新核国家-英国有很大的不同，但是，原则上，这可能影响到核电潜在地对碳减排的贡献，”委员会说，“但是，过度依赖核能也是不适当的，给予的高成本，站点的可用性，长期燃料供应和废物处理不确定性，以及市民的接受度等因素都需要考虑。”

## 7、德国原子能安全委员会称本国核电站总体安全

日本发生核泄漏事故之后，德国政府宣布暂时关闭7座老的核电站，并决定在未来3个月内暂停延长核电站运营期限计划，同时彻底检查所有17座核电站的安全标准。德国总理默克尔命令原子能安全委员会和伦理道德专家委员会就德国核电站安全性提出专家建议，为政府制定有关核电的政策提供参考。

据新华网柏林5月17日电 德国原子能安全委员会17日发布针对德国境内17座核电站的评估报告，认为本国核电站总体上安全可靠。

在这次评估中，德国专家分析了核电站在遭遇地震和洪水等自然灾害时的安全风险，以及反应堆在紧急供电系统和冷却系统失灵后可能出现的问题，专家们还模拟了核电站遭到飞机撞击和受到来自互联网攻击后的情况等。

这份长达116页的报告认为，德国核电站总体安全可靠，目前存在的主要问题是应对来自空中的恐怖袭击的能力不足。报告建议政府必须正视这一风险并做出相应决策。

报告发表后，德国环境、自然保护与核安全部部长诺贝特·勒特根说，根据这份报告，没有任何安全理由迫使德国必须一夜之间关闭所有核电站。

## 8、美国的长期核能政策不会发生大的改变

白宫发言人在对美国发展核能可能动摇的说法作出回应时说：“总统认为，要满足我们的能源需求就需要使能源来源多样化，包括各种可再生能源，比如风能、太阳能、天然气、清洁煤以及核能。目前正从日本不断传来信息，美国政府会从中吸取教训，以确保美国安全且负责地利用核能。”

根据美国核能研究所的资料，目前分布在美国31个州的104座核电站，供应了美国全国电能的20.2%。而预计美国2035年电能需求将比现在增加24%，若按现在核能所占的供电比例，美国从2016年开始需要平均每年增加一座核反应堆。

作为核能的坚定支持者，美国能源部长朱棣文15日也表示，美国仍将致力于发展核能。他认为，为满足能源需求，美国必须依赖包括风能、太阳能、天然气、清洁煤以及核能在内的多样化的能源来源。

专家指出，美国的长期核能政策不会因日本核泄漏事件发生大的改变。但短期内，美国的核电站建设将因此而放缓。据悉，美国核管理委员会目前已开始重新审核美国12家企业提交的20多座核电站执照申请。

## 9、法、俄、韩坚持核电发展政策不变

三国政府在福岛事故发生后，均多次表示本国发展核电的政策不会因该事故发生改变，而且还要继续努力扩大核电出口。与此同时加强对国内运行机组安全性的检查和监督。韩国宣布，今后韩国建设的核电机组的抗震等级一律定为7级。法国总统萨科奇还亲自率团访问日本，表示要为日本事故核电厂的善后工作提供帮助。

# 在确保安全的基础上高效发展核电

王炳华（国家核电技术公司党组书记、董事长）

核电是安全可靠、技术成熟的清洁能源。新世纪以来，世界上很多国家开始了新一轮核电建设，我国也进入了核电快速发展期。《中共中央关于制定国民经济和社会发展第十二个五年规划的建议》指出，要在确保安全的基础上高效发展核电。这一方针立足世界核电发展大趋势，强调了必须紧紧把握安全和高效两个关键点，指明了我国核电发展的方向。

## 一、发展核电具有重大战略意义

核电是一种清洁低碳能源，经济性好，持续供应能力强，代表着能源优质化方向，受到各国重视。截至2010年底，全世界在运核电机组442台，总装机容量3.7亿千瓦，发电量占世界发电总量的16%。根据国际原子能机构的数据，目前全球在建核电机组66台，计划建设约148台，意向建设约342台，到2030年世界核电总装机容量将再扩大一倍。世界核电市场孕育着巨大的投资需求。因此，发展核电并努力掌握具有自主知识产权、自主品牌的先进核电技术，不仅会在未来世界核电市场竞争中发挥至关重要的作用，而且是推动经济结构调整和转型增长的重要引擎。

发展核电有利于加快经济发展方式转变。核电站的建设和运营，涉及材料、冶金、化工、机械、建筑、电子、仪器制造、信息技术等众多行业，基本涵盖了工业的各个领域，对

基础研究、系统集成、装备制造、工程管理有着很高的要求。发展核电，可以有效地带动研发、设计、制造、建设和管理能力的提升，有利于战略性新兴产业的蓬勃发展，进而推动国民经济各行业的发展方式向依靠科技进步、劳动者素质提高和管理创新的方向转变。

发展核电是推进生态文明建设的重要力量。发展核电，可以大幅减少对化石能源的开采、运输和燃烧总量，降低经济快速增长对资源环境的压力，是电力工业节能减排的有效途径。我国目前投入运行13台核电机组，装机容量约为1080万千瓦，与相同规模的火电相比，相当于每年少排放二氧化碳6700万吨、二氧化硫25万吨、氮氧化物15万吨。“十二五”期间，我国面临的改善能源结构和应对气候变化的任务更为艰巨，核电将成为促进节能减排和推进生态文明建设的重要力量。



发展核电与国际政治经济格局调整密不可分。国际社会普遍认识到，明确核安全的国家责任和国际行为具有特殊重要的意义。对于我国来说，积极参与和平利用核能的国际合作，不仅可以加快核电技术进步，还能够提升我国与相关国家的双边信任关系。未来，我国出口自主品牌的核电站，不仅可以带来可观的经济收益，而且能够增强我国在国际事务中的话语权。

## 二、国内外核电发展形势

世界核电始终向着更安全和更经济的方向发展。自上世纪50年代开始，以技术更迭为标志，世界核电发展经历了三个阶段。到今天，第一代技术已被淘汰，第二代技术在上世纪70到80年代得到发展和普及，现在全球运行中的核电机组绝大部分为第二代，其存在的问题是没有把防治和缓解严重事故作为设计基准。在美国三哩岛和前苏联切尔诺贝利二代核电站发生重大事故后，世界核电建设几乎停滞了20年，但各国对核电技术的探索并没有停止。当前，以AP1000、EPR为代表的第三代压水堆核电技术已成为主流，AP1000在中国和美国，EPR在芬兰、法国和中国先后开工建设。在第三代核电技术继续发展的同时，全球已在积极开发第四代核电技术，其最终实现商业运行预计要到2030年以后。

我国探索和平利用原子能经历了一个长期而艰难的过程。上世纪六七十年代，周恩来总理先后3次提出要搞核电建设。1981年，国务院批准秦山一期30万千瓦核电站开工建设，标志着我国核电事业正式起步。“九五”期间，即在全球核电建设陷入低谷的时期，我国开工建设了秦山二期、广东岭澳、秦山三期、田湾4个核电项目，使我国保持了核电发展的连续性，为我国核电的后续发展奠定了基础。

2003年，全国核电建设工作会议召开，提出了“核电要统一组织领导，统一技术路线，

引进国外先进技术，加快自主化建设”的发展思路。经过充分论证，中央于2006年底做出了引进美国西屋公司AP1000三代先进核电技术的战略决策，这成为改革开放以来我国能源领域投入资金最大、转让技术最完整的技术引进项目。2007年10月，国务院发布《核电中长期发展规划（2006—2020）》，明确提出了我国加快核电事业发展的总体目标与技术路线图。

经过40年的发展，我国已经具备自主建设和运营二代和二代改进型百万千瓦级核电站的能力，而且在三代先进核电技术应用和创新方面还走在了世界前列。AP1000三代核电自主化工作取得重大突破，广东台山2台EPR机组进展顺利，与此相配套的国家产业规划和支持政策也逐步到位，核安全监管体系不断完善，我国核电事业发展进入了一个新的重要战略机遇期。

## 三、中国核电发展要走安全高效的道路

今后，我国要实现核电的又好又快发展，关键是处理好五个重要关系。

处理好安全与发展的关系。核电对安全的要求远远高于其他行业，一旦出现严重核事故，不仅当前发展的势头将不复存在，而且会危及人民群众的生命安全和社会稳定。经过10多年努力，我国已经建立了符合国际标准、比较完善的核安全监督管理体系，核电建设和运行总体上保持了安全稳定。目前，处理好安全与发展的关系，关键是落实好中央已经明确的技术路线，新建项目应尽可能选择安全性最高的机型，集中力量对AP1000三代核电技术进行消化吸收再创新，力争在较短时间内形成建设具有自主知识产权和国际竞争力的核电站的能力。

处理好高效发展与高速发展的关系。核电发展在注重规模和速度的同时，更要注重质量

和效益的提高。目前,国家核准建设的核电机组有34台,已经开工建设28台,占全球在建规模的40%。随着我国在建和拟建的核电项目规模不断扩大,人才、燃料、装备制造、安全监管等制约因素开始凸显。如果不顾实际条件,过多过快上马核电项目,无疑会牺牲技术先进性和长期安全性。因此,处理好高效发展与高速发展的关系,关键是从实际出发、量力而行、稳步推进,根据需要与可能,在确保高效发展的前提下,合理确定不同时期核电建设的规模和结构。

处理好自主创新与国际合作的关系。自主创新与国际合作是密不可分的。从历史上看,除了美、俄拥有原创技术,法、日、韩等世界核电强国都是在引进先进技术的基础上,通过消化吸收再创新而发展起来的。从现实看,世界核电强国正在抓紧组建跨国技术联盟,开发新一代核能技术。我国核电自主研发和国际合作的实践也表明,国际合作越全面越深入,越有利于我们掌握世界先进技术,实现持续创新。当前,处理好自主创新与国际合作的关系,需要进一步扩大核电领域的对外开放,特别是同技术原创方进行持久深入的合作,同时加快对引进技术的消化吸收再创新,在更高的起点上参与世界核电的竞争。

处理好集中统一与市场竞争的关系。正确处理这一关系,构建合理的产业组织形式,是支撑核电安全高效发展的重要制度安排。考察

世界主要核电强国,有些经验值得借鉴。一是研发设计资源相对集中。不论是美国、法国还是韩国,均是由一家企业面向全世界提供标准化设计和技术服务。二是产业链条有效衔接。各核电强国普遍在国内整合资源,在国际上形成联盟,将研发设计、工程管理、电站运营纳入一个企业集团,便于为核电业主提供一体化解决方案。三是核燃料体系独立开放。从我国核电发展状况看,技术力量大多分散在不同的企业集团。在核电国际竞争日趋激烈的今天,我们应在研发设计等薄弱环节整合技术资源,在工程建设等比较成熟的环节要保持适度竞争,促进核电产业高水平快速健康发展。

处理好核电产业与相关领域的关系。核电产业具有技术含量高、产业链长、涉及产业面广的特点,由此决定了核电建设是一项系统工程,必须统筹兼顾产业链上各相关环节的协调发展。当前,重要的是在核电规划调整中,统筹考虑核电发展规模与人才、燃料、制造等方面的关系;要支持装备制造业尽快提升水平,稳定产品质量;要提高核安全监管水平,形成具有权威性的独立监管机构;要提高核燃料供应和后处理能力,力争5到10年在铀资源开发、铀浓缩、燃料元件制造和乏燃料后处理等关键环节取得重大突破。

(原载《求是》杂志2011年第6期)



3月15日中国核能行业协会副理事长、国家核安全局专家委员会常务副主任赵成昆做客强国论坛,以日本福岛第一核电站核泄漏事故对我国及周边国家和地区的影响为主题,与网友进行在线交流。

### 应急冷却系统遭破坏 锆水反应导致氢爆炸

赵成昆:这次日本非常不幸。9.0级特大地震,再加上地震的次生灾害海啸,而且是10米高的海啸,这两个作用对核电站,特别是福岛第一核电站带来了非常严重的问题。这次发生的爆炸。是由于燃料组件产生强烈的锆水反应,放出氢气,然后氢气聚集到一定程度以后就会发生爆炸。有的同志也问了为什么发生二次爆炸,因为当时锆水反应还在继续,所以氢气聚集到一定程度就又会爆炸。

### 日本核泄漏暂不会对我国产生影响

主持人:您说的“微希沃”这个单位,我们特别想知道,达到多少微希沃之后,才会对人体产生伤害呢?

赵成昆:辐射对人的伤害可以分为两种:一种是临时性的伤害,可以恢复;还有一种是确定的伤害。我们的环境在正常情况下,没有任何事故,辐射应该是每小时0.1到0.2个微希沃,全年的剂量可能不会超过1毫希沃。在1毫希沃里面,电厂设计使得一个核电站的辐射造成贡献,只占0.25毫希沃,剩下的给电厂厂区环境,而核电站周围的环境只占很少一部分。要对人体构成确定性的伤害效应,在港湾等地区要引起不良影响,剂量就比较高了。例如对港湾是0.15个希沃,那已经高得多了。达到这个剂量,就要进行干预,要采取一些措施了。致死的剂量大概是2—4个希沃,从福岛边界看,目前是20个微希沃。这个情况还在变,我今天看到2号反应堆旁边高了。20个微希沃到了天边,再经过空间的扩散,我个人觉得,考虑日本到我们这儿的距离,眼下还不会对我们造成什么影响。我们国家对此非常重视,国家环保部面临沿海所有监测设施开动起来,进行严格监测。

### 我国核电站为压水堆装置 安全性较高

主持人：刚才赵老师把事件的前因后果在宏观上给我们做了具体详实的分析，但还是有很多网友不知道核泄露是怎么一个过程，比如咱们刚才提到了，其实这个核燃料有很多层的安全装置，尤其在我国，是非常先进的，包括沸水堆和压水堆，很多人不知道现在的氢爆炸，就是这个化学爆炸是发生在哪一层和哪一层装置之间？

赵成昆：氢爆炸是燃料组件在比较高的温度得不到冷却的情况下，发生强烈的锆水反应产生氢气引起的。从这一点上讲，压水堆和沸水堆一样，大部分压水堆和沸水堆都是用锆合金作为燃料的包壳，同样用水作为冷却剂。压水堆和沸水堆差别在于，压水堆有两个回路。反应堆运行温度很高，进口的水温是290度，出口平均是310度，回路表面有一些杂质被活化了，所以一回路内有很高的放射性。水里面的氧原子也会被活化，带来放射性。为了避免这部分带放射性的水泄漏到环境中去，我们在压水堆中设计了一个蒸汽发生器，里面有很多U形弯管。带放射性的一回路水在管子里流，去汽轮发电机组的二回路的水在管子外面进行热交换。二回路基本上没有放射性，除了这个管子破裂，但破裂之后，会马上解决，二回路水是很干净的。所以我国的压水堆装置还是比较安全的。

## 此次事故与切尔诺贝利事故完全不同

主持人：锆水化学反应产生的氢爆炸和之前1986年的切尔诺贝利事故是完全不一样的，那次是完全的核爆炸。

赵成昆：这两座核电厂是完全不同的堆型。这次不可能像切尔诺贝利那样，反应堆功率骤增，极短时间内产生大量水蒸汽引起爆炸，冲开反应堆顶盖和厂房，引起石墨燃烧，大量的放射性物质释放到周围环境。

## 核电厂建立有讲究多靠海并远离城镇

主持人：我们看到报道说这次日本海啸地震当中，不仅包括福岛第一、第二核电厂，还有女川核电厂、东海核电厂也出现了核安全危机。为什么核电厂都建在海边呢，这有什么讲究？

赵成昆：我们国家目前核电厂都是建在海边。美国、法国等国大概是一半建在内陆，一半建在海边。压水堆和沸水堆核电厂发电的时候，产生蒸汽来做功。实际上只有1/3左右的能量可以用来发电，因为蒸汽到一定的程度，压力不够，热度也不够，就没办法做功发电了。一台蒸汽发生器要好几个亿，制造非常困难，要保证蒸汽发生器的安全，水质要求很高，用来发电的二回路的水质要求也是非常高的。这样的水蒸汽不能就随便放掉，要冷凝下来，预热后重复使用。这就要有一个冷凝器将水蒸汽冷凝下来，把剩下的2/3的热量带走。最便宜的办法就是把海水引进来，通过冷凝器交换，剩下2/3的热量就直接带出去了。两台百万级的核电机组，需要100吨/秒的海水把热量带走。核电厂建在海边就有这个好处。

## 我国核安全应急设施机制完善

主持人：不知道我们国家对核安全有什么预警机制吗？有些网友可能会担心，如果风向改变会不会吹到我们内陆地区，我们有哪些部门在做什么样的监测，有哪些预警呢？

赵成昆：我感到有必要对地震和海啸这种叠加做一个重新评估。日本也没有想到有这么大的影响。至于你刚才讲的有没有预警装置，核电厂周围设有很多监测地震的设施。地震引起一些信号，假如地震超过一定级别了就会报警。国家地震局可能有预测地震的设施，但要

做到很准确的预报还是比较难的。一旦核电厂出了大事以后，我们的国家、省、市三级应急响应机制是非常完善的。

## 发展核电关键在于安全与利益的平衡

主持人：这位网友问，现在很多地方都在争建核电厂。这次事故让我们看到，很多人的生命健康会受到威胁，相比人的生命健康来说，建核电厂是不是那么重要？我们以后会不会因为这次事故而停止建核电厂的步伐呢？

赵成昆：这个问题非常有意思，也是现在普遍关注的问题。这是安全和利益平衡的问题。人要在世界上生活，一个国家，一个单位必须要有许多物质条件，包括动力在内。任何一个人，在一生的过程中都有安全问题，走路、开汽车、坐火车都有安全问题。特别是煤炭生产，每年造成的损害还很大。这种安全与你获得的利益之间有一个平衡。假如说为了安全，要大量的投入，这样可能就不做了。投入的东西与安全风险是可以接受的，就可以干。任何事情都是这样，都是要考虑平衡，只不过平衡点是多少而已。

## 核电知识的普及需要公众支持

主持人：我们再看最后一个网友的问题，这位网友叫农科大123，他说作为一个普通的老百姓我们应该如何面对这次危机，因为现在有很多从日本过来的消息不是那么准确，那么完善，老百姓觉得很慌，会不会哪一天风吹到我们这个地方，会吹到我们的沿海地区，您觉得现在作为一个老百姓，他们最应该做的是什么呢？

赵成昆：核方面的专家对这个问题认识得比较透彻，问题不大。有些人对这方面的知识

没有太多的了解，这也可以理解。一般公众要慢慢增加这方面的知识。还有一种是有一定的知识，仍有很多疑虑问题。这是一个很好的现象，都在发展，都在进步。到现在为止，还用不着太恐慌，还没有报道飘到中国来。还是要相信地方政府和相关部门，他们对国家、公众的安全承担着责任。11日事故发生以后，环保部在沿海随即开始监测。不然的话再操心也不行，可以通过这件事学一点知识。核电需要公众的支持。我们国家要在公众教育或者是公众参与方面有一个制度。一两个核电厂没问题，要按照现在的规划建很多核电厂，地域很宽，公众也很多，必须让公众懂得、了解这么一个政策，它的风险、问题和好处，这样对核电的接受，或者是对核电的担心都会非常好。

(来源：人民网，转载时稍作文字校正。)



# 日本福岛严重事故原因分析与启示

彭士禄 张禄庆

3月11日，日本东北部海域发生9.0级强烈地震，并由之引发据说高达23米的海啸，日本东京电力公司（以下简称“东电”）的福岛第一核电站受到极大影响，发生了世界核电史上的第三起严重事故，事故严重程度达到最高的7级。这次事故不仅再次证明比设计基准事故更可怕的严重事故是可能发生的，更为重要的是由于这次事故的新特点，对现在世界核电界通行的一些和安全设计理念提出了挑战，将对日本和全世界核电今后的发展产生重大影响。虽然这次事故的演变细节，还需等待东电公司的后续披露，但事故的起因和报道的事故处理对策，已有许多值得讨论与分析之处。本文试图对导致这次严重事故的原因做一分析，并讨论应从中获取的一些启示。

## 1. 事故原因的分析

### 1.1 极端外部事件的叠加是造成这次事故的直接导火索

3月11日，9.0级超强地震发生后，福岛核电站3台正常运行机组全都自动停堆。失去遭地震破坏的厂外电源后，电厂自备的应急柴油发电机随即启动供电，向反应堆补水并进行堆

芯应急冷却。显然福岛核电站抗住了破坏强度超过电厂抗震设计能力5倍的地震袭击。即使反应堆或主回路因强震引发某种小破口失水事故，那也属于设计基准事故之一，完全可以依靠应急柴油机组从容应对，限制后果。但一个小时后，高达十米以上的海啸接踵袭来，顷刻间将应急柴油发电机房淹没过顶，所有应急柴油机组功能尽失，电厂丧失了全部交流电源。蓄电池又顶了上去，使应急堆芯隔离冷却系统继续工作。8个小时后蓄电池电量耗尽，出现全厂断电，连仪表指示和现场照明也都丧失。情况急剧恶化。事故前十天的进程证明这次事故可定性为，超强地震与超大海啸的叠加造成长达七、八天的全厂断电，堆芯长时间得不到冷却，最终导致了堆芯熔毁、氢气爆炸和大量放射性物质释放，造成环境与海洋严重污染的后果。在这样叠加的远远超过设计标准的极端稀有天灾面前，没有一种设计能保证绝对无问题。

### 1.2 早期沸水堆设计缺少预防和缓解严重事故的安全措施

福岛第一核电站的机组设计与建造完成于美国三里岛事故之前。当时还没有形成严重事

故的清晰概念，更谈不上设置预防和缓解严重事故的安全措施了。这种早期沸水堆设计的欠缺主要表现在以下几方面：

#### (1) 4套应急堆芯冷却系统全部失灵

为了在失水事故时直接向堆内注入冷却水，以防止堆芯熔化，沸水堆设置的应急堆芯冷却系统分为4个子系统，即自动卸压系统、高压堆芯喷淋系统、低压堆芯喷淋系统和低压冷却剂注水系统。后面三种子系统又被排列组合，设计成三组。在自动卸压系统配合下，任何一组失效都不影响应急堆芯冷却功能。上述系统发挥功效的前提是必须具备交流电源。不幸的是这次事故中，地震加海啸不仅造成压力容器小破口失水，而且丧失了全部交流电。由于抑压水池失电，无法使蒸汽冷凝下来，泄压效果受到影响。失电造成堆芯得不到有效冷却，反应堆水温与压力居高不下，4种应急堆芯冷却系统全都失效。泄漏造成堆芯失水，酿成燃料组件熔化的严重后果。显然，如果能采用或增加一些非能动的应急堆芯冷却设施，应能有效缓解事故后果。



#### (2) 安全壳的设计理念存在缺陷

沸水堆安全壳的设计理念是基于无论是反应堆超压、还是主回路失水，都能使安全壳中的蒸汽迅速冷凝而降低使用压力。所以其安全壳的自由空间比较小。因此能否让蒸汽冷凝下来就成了设计与事故处理成败的关键。如上所述，这次事故中抑压水池的冷凝器由于失电而失效，导致1号机组安全壳干井压力升至设计压力的两倍，非常危险。

此外，由于认为堆芯极不可能熔化，早期安全壳设计可能未考虑氢氧复合系统。在这次事故处理过程中，未见安全壳内氢氧复合系统动作的报道。

#### (3) 缺少堆芯熔融物收集、冷却装置

由于早期设计认为沸水堆堆芯极不可能熔化，更未考虑堆芯熔融物穿透压力容器壁的严重后果。直到第三代先进沸水堆（ABWR）设计时，才在反应堆压力容器与安全壳之间设置了一个收集与冷却堆芯熔融物的设施，从而杜绝了堆芯熔融物与安全壳地板作用、破坏安全壳完整性的可能。

### 1.3 营运单位的核安全文化意识淡薄

日本作为亚洲首屈一指的核电先进国家，在轻水堆核电设计、设备制造、核电站运行本土化方面取得过出色的业绩。我国在核电发展初期，曾从日本核电企业学到许多有用的经验。但据这次福岛核电站事故处理过程的媒体报道，显示东电高层领导的核安全文化意识淡薄，突出表现在应对突发事件的能力方面，还有很大的提升空间。东电决策层表现出的麻木、犹豫、慌乱与自私，实在令人扼腕叹息。仅举数例说明：

#### (1) 全厂断电事故危及到6台机组的生死存

亡，以最快的速度恢复现场交流电供应是头等重要的大事。但是令人费解的是，不知遇到了什么困难，从地震发生到现场恢复供电耗费了七、八天时间，大大超出设计能承受的限度。

(2) 从向现场拉电缆的进展速度，东电领导层早就可判断出堆芯面临着极大的熔化风险，必须立即用消防水泵向反应堆充灌海水，以避免堆芯熔化。但是这个决心显然是下晚了，执行得更不得力。原想保住机组，结果适得其反，损失更加惨重。

(3) 这次在同一厂址数堆同时出现事故，人员捉襟见肘，应对顾此失彼，也与外部技术支持不足有关。据了解，福岛核电站运行初期，东芝与日立两大承包商各有300人的技术支持队伍常驻现场，随时提供服务。从这次现场撤离的人数可看出，外部技术支持力量大减。而公司内部的检修部门，主要任务是管理检修计划、合同签约与验收等，自己不动手干。

(4) 这次事故处理中干得最快的可能要算向大海里倾倒1万多吨超标500倍的“低放”废水了。常人谁能想出更好的替代办法，东电领导为什么偏偏看中往大海里倒呢？原因很简单：虽然现在挨点骂，可后面就啥事不用管了。实在是没有一点点大型企业的社会责任心。

联想起媒体披露东电的安全记录不佳，造假已不止一次被曝光。日本原子能安全保安院事故前曾要求东电自查，是否已充分检查了核电站设施。东电2月28日上交报告，承认没有检查6台机组的33台设备、部件。有一个反应堆温控系统配电装置，已11年未接受过检查。还有一些冷却泵电机、柴油发电机和其它冷却系统部件缺乏定期检查，因而检查记录涉嫌伪造等等。基于这样的核安全文化意识，出事故只是早晚的事。

#### 1.4 政府核安全监管机构执法不力

2007年日本新泻发生大地震，东电的柏崎-刈羽核电站（7台机组均为沸水堆）变电站起火。国际原子能机构(IAEA)组织专家团赴现场考察。次年，IAEA指出，日本的核电站不足以抵御大地震的破坏，存在巨大的安全隐患。然而，这一问题未能得到日本政府核安全监管当局的重视。

这次原子能安全保安院接到前述的东电2月28日的自查报告后，3月2日给予批复，认为东电“常规检查方案和维护管理不足，定期检查不充分”。面对这样一个有前科的电力企业，原子能安全保安院只是要求东电3个月内递交改正方案。而没有像2002年那样，勒令东电关闭旗下17座反应堆全面自查。没想到大自然对人为懈怠的惩罚提前到来，出了这次严重事故。如果原子能安全保安院当即令东电停产整顿，到3月11日发生地震时，反应堆已经正常冷却了9天，反应堆剩余释热降低很多，事故处理过程肯定是另一种状况了。

日本和安全监管当局执法不力还表现在：连IAEA的专家到现场后都是自己动手采集、检测样品，日本官员却听凭东电自报的测量数据。发布后又觉得有问题，令其重测。前后相差百倍，贻笑大方。

执法最不得力的表现就是这次日本政府未事先向国际社会与周边邻国通报，就批准东京电力公司向海里倾倒上万吨的超标500倍的放射性废水。作为核安全监管机构，执法的依据只有一个，那就是法定标准。私自排放超标废水是违法，监管机构批准排放超标废水，则是知法犯法，更不可原谅。严重事故处理过程中产生的超标放射性废水的事故外泄与监管机构批准超标废水有目的地向海洋排放完全是两回事。日本政府批准排放的理由完全站不住脚。希望日本政府在今后的福岛核电站善后处理时，要切实承担起自己应尽的责任，不要再做危害包括日本人民在内的全人类的事情。

## 2. 福岛事故的启示

这次福岛事故的新特点，将在投运核电机组运营管理与严重事故操作程序编制、现在通行的一些核安全设计理念、多堆厂址的安全管理、如何恢复公众对核电的接受心理等方面提出的新课题，将是核电今后进一步发展必须正面应对的挑战。国务院常务会议通过的“国四条”对今后一段时期我国核电的发展提出了要求。政府有关部门与核电界正好利用这次调整或缓冲的机会，对前一段时间我国核电的发展，进行冷静的反思。

### 2.1 必须确保投运核电站的运行安全

这次福岛严重事故给电厂周边地区的公众健康、日常生活、生态环境，特别是海洋卫生造成了极大的危害。严重后果再次给人们敲响了警钟：核事故无国界，“一处出事故，大家受牵连”。核安全是核电站的生命线。确保投运核电站的运行安全，无论如何强调都不过分。

本属一家的中核集团与中广核集团的各核电机组运营单位对此始终保持着清醒的头脑和高度的警惕。自我国大陆第一座秦山核电站和第一座大亚湾商用百万千瓦核电站投产以来，所有投运机组的安全运行业绩良好，从未发生过2级以上的核事件。能取得这个良好业绩，主要来自于以下四方面的贡献：

(1) 政府高度重视，核安全标准国际接轨我国自核电发展伊始，就十分重视核电的安全性。国务院更明确地提出了“安全第一”的方针。当安全问题与其他问题发生矛盾时，要求首先保证服从安全的需要。1984年10月，国家核安全局正式成立。国家核安全局在上海、深圳、成都和北京设有4个地区核安全监督站。

在国家核安全局的统一领导下，我国以国际原子能机构(IAEA)1986年版的核安全法规

为蓝本，并参考了美国等核电先进国家的相关法规和实践经验，编制并基本形成了我国的核安全法规体系，并在2004年实现了全面升级。迄今已建立起包括《环境保护法》，核设施、核材料和核事故应急三项管理条例，有关核电站选址、设计、运行、质量保证和放射性废物管理等安全规定，以及基本上覆盖了核安全监管的各个方面的上百个部门规章、核安全导则的核安全法规体系，实现了与国际接轨。这就为核电站从项目策划到核电机组退役的全过程管理工作奠定了完整的法律依据。

例如，我国的《核电站选址安全规定》就是针对陆上固定式热中子反应堆核电站厂址提出安全要求的法规。这本法规是参照IAEA的实施法规编写而成的。该规定为评价核电站和厂址互相影响提出了最低的安全要求，以保证核电站与厂址的综合影响，不致构成不可接受的放射性事故的风险。根据该规定，我国核电站的选址相当保守、安全。针对抗震条件，首先采用排除法，厂址不考虑火山、地震多发和高震级地区，避开地质断裂带和人口稠密区。再对候选厂址查阅所有的地震历史记录，在该地区历史上发生过的最高地震烈度等级上再提高一级作为电厂的设计基准地震等级，发生更高级别强震的可能极低。例如，广东大亚湾周边地区历史上最高发生过5级地震。所以，大亚湾核电站的设计基准地震等级定为6级。大亚湾周边20公里范围内没有能动断层，地壳安全稳定。此外，要求核岛座落于完整的基岩上，对提高抗震能力十分有利。

至于这次核事故中万众瞩目的海啸，我国核电站设计中也已经予以充分考虑。标准要求核电站厂址要按照“干厂址”设计，即场地平面不会积水。在考虑该厂址所在地历史上发生过的千年一遇最大洪水、天文潮、台风、龙卷风、海啸等分别引起的水位增高的叠加后，再加上一定的余量(1m左右)，作为该厂址的零标高超过当地海平面的高程。这种考虑也是合理、保守的。由于我国沿海核电站所在地区不

是地壳板块的边缘，也不在断裂带上，大陆架延伸较远，近海的海水不深，厂址所在地历史上未发生过浅表强震，不具备出现大海啸的前提条件。例如，秦山地区历史最大海啸仅有半米高。

所以在我国沿海核电厂址附近同时出现福岛那样的强震加超高海啸的可能性极其低微，由此引发所有安全级应急柴油发电机组同时失效几乎不可能。尽管如此，中核集团在安全自查中，仍然决定采取在秦山地区考虑适当加高厂址防波堤，在厂内高处再设置一台总备用的应急柴油机组等多种超保险安全措施。

## （2）我国核电技术起点高

我国大陆的核电发展，最初就确定并一直坚持着压水堆技术路线。因为我们起步较晚，因而就避免了一些在设备与系统设计、材料选择等方面国外曾出现过并已有定论的问题，各种改进均已被充分吸纳，少走了不少弯路。我国不仅在已有的军用动力堆技术基础上，自行设计、建造了30万千瓦机组，而且通过对当时引进的法国M310机型的消化吸收，国内核电设计能力取得了显著进步。在上世纪80年代专门组建的核动力运行研究所，已成长为核电厂运行技术支持的中坚力量，在核电厂在役检查、质量保证、人员培训、运行经验反馈等方面起到重要作用。从服役年限上看，我国投运的核电机组正处于寿命最佳期。

## （3）核电技术持续改进

我国核电是伴随着改革开放的春风发展起来的。通过国际交流、对国外先进技术的消化吸收，我国核电界持续进行着对投运核电机组的技术改进。在先进堆芯核设计与堆芯燃料管理新技术的采用、先进燃料组件的使用、概率安全评价（PSA）方法的推广运用、电厂仪表和控制系统从模拟量向数字化的改造、机组总

体布置设计等重大技术改进或升级换代方面取得了很好的效果，机组面貌大为改观。一些预防和缓解严重事故后果的安全措施，如自动泄压系统、非能动堆芯应急冷却系统、可以有效防止氢气爆炸的氢复合系统，以及安全壳泄压过滤系统等，在投运与在建的二代改进型机组的设计框架内都尽可能地得到应用，使得我国在建的二代改进型机组成为当今世界二代机组中最安全、最经济的机型。

我国引进的AP1000和EPR三代机组正在建设，三代压水堆技术被揭开了神秘的面纱。国核技在AP1000技术基础上研发的CAP1400正在开展初步设计。除上文所述的技术改进外，另外一些预防和缓解严重事故后果的技术，如安全壳内置换料水箱、堆芯熔融物压力容器内滞留（IVR）技术或堆芯捕集器、双层安全壳等，在中核集团和中广核集团自主创新的三代设计中都得到了相应的应用。我国还开展了第四代核能系统的基础研究，并取得了可喜的成果。

## （4）核安全文化建设得到高度重视

一座核电厂能否安全、可靠、经济地运行，不仅取决于设计，而且与设备制造质量、土建安装、建成后的运行管理、操作人员的运行素质与水平密切相关。因此，我国核电营运单位都高度重视全体员工的核安全文化建设，牢固树立“安全第一”、“质量第一”的意识，确保核电厂的安全稳定运行。

以核电厂关键岗位——反应堆操纵员和高级操纵员的培训与取证为例。在我国，反应堆操纵员必须具有大专以上学历或同等学历；经过课堂理论、全范围模拟机运行操作培训，达到所要求的学时数后，再经考核合格方可获得国家核安全局颁发的操纵员执照。而高级操纵员还必须在此基础上再增加担任操纵员二年以上且成绩优秀的要求。为了满足这些要求，秦山核电厂和大亚湾核电厂的首批操纵员

都曾送到国外核电厂接受长期培训。各座核电厂均设置了包括全范围模拟机在内的完整的一套操纵员培训设施。在工作中还不断有复训的要求。

## 2.2 福岛事故后的安全设计技术面临新挑战

笔者认为，日本福岛核电厂严重事故打破了业内人士过去的两大思维定式：一是认为地震与全厂断电事故不可能同时发生，二是同一厂址上的数台机组不可能同时发生类似事故而酿成大祸。从而引出一址多堆厂址的辐射安全管理新课题。早期沸水堆设计也暴露出相当严重的安全问题，特别是在发生全厂断电与小破口失水情况下，事故处理操作规程以及发展成为严重事故的处理程序的制定、如何确保安全壳这到最后的安全屏障的完整性等。所有这些新挑战将对世界核电安全设计理念和 designs 标准，以及核安全技术研发等产生重大影响。国家有关部门正根据国务院常务会议的精神，加紧编制我国的核安全规划。IAEA也将在近期召开专题会议研究这些问题。如何理性地制定新的核安全标准，世界各国政府、业界和公众都将对此十分关注。笔者认为，现在对各国领导人和广大公众，不仅要让他们了解反应堆堆芯熔化的可能性小到“万年一遇”、“十万年一遇”甚至更小，更重要的是让他们相信：无论什么原因造成堆芯熔化，都可以确保安全壳的完整性，确保事故对公众和环境不会造成危害。核电界应当理直气壮地宣传：如今的核电技术确实能够做到这一点。

## 2.3 对核电在我国能源供应与环境保护中作用的认识不应动摇

这次福岛核事故发生后，美、俄、法等核电先进国家的政府领导人纷纷发表讲话，表示坚持发展核电政策的决心。就连日本首相也表

示，发展核电的国策不变，只是要更严格执行“安全第一”的政策。核电在我国能源供应中的作用可以从需要和可能两个方面来分析。

对积极发展我国核电的必要性和紧迫性，已经在政府、企业内外形成了上下一致的共识。与其它非化石能源相比，核电技术成熟、可大规模提供稳定的电力供应，是调整电力结构、保障电力供应最为有效的替代能源。从我国社会和经济全面、协调、可持续发展的需要来看，要实现到2020年非化石能源占一次能源15%的目标，发展核电是唯一现实、可行的选择。但目前核电装机只占全国电力总装机的1.1%，规模实在太小，应当有一个较大的发展，不存在发展规模超过需求的问题。

再从可能性来看，我国核电设计、制造、土建安装、研发能力大大加强；近年来我国核电国产化水平大幅提升。二代改进型机组的关键设备国产化率已达80%以上。三代核电机组所需的超大锻件等关键部件的制造也取得了突破。核燃料供应、人才队伍建设等问题，已从政府部门、核安全监管机构和核电企业三个层面上得到持续的高度重视，并已采取了切实有力的措施，不太可能成为不可解决的制约因素。

上文已分析了我国投运和在建的二代改进型核电机组的安全性是有充分保证的，福岛核事故推进的核电技术今后升级换代的技术发展方向也是明确的。因此，笔者坚信，我国积极发展核电的方针，不应该因为日本福岛核电厂严重事故的发生而动摇。一段适度的缓冲期将会是我国核电今后更健康地发展。

## 2.4 切实加强国家对核电行业的监管与领导

日本福岛事故再一次让人们认识到核电这个行业的特殊性：正常运行时万事大吉，人们常戏称核电厂为“印钞机”。可一旦出了事故，则震动全国、全球关注，还得由政府主导

事故处理。

回顾我国核事业的整个发展历程，从当年举国齐心，以超常速度迅速完成“两弹一艇”从无到有的研制，对比核电从“一统天下”到“双雄分治”，又到“三足鼎立”发展到“群雄逐鹿”的体制变化以及“九龙治水”的行政管理方式，真是感触良多！追溯这种变化的原因，人们可以举出许许多多，笔者在此只想从法制角度出发，呼吁尽快出台“原子能法”。

原子能法是原子能领域的基本大法。在核立法体系中，原子能法公认为处于最高层次，据此指导制定行政法规、条例、规定、导则和标准。目前世界上主要的核电国家，如美、英、日、俄、德等十多个国家均已制定了原子能法。

为了进一步促进我国原子能的研究、开发和利用，推动原子能事业的发展，保护资源、环境和公众健康，理顺政府各部门之间的职责分工，加速本国现代化和法制化建设，必须制定原子能法。

## 2.5 加强核能科普宣传是提高核电公众接受性的关键

二十世纪的物理学对人类社会产生最重要影响的发明莫过于核能的利用。“二战”中两颗原子弹的毁伤、战后核潜艇、核航母的核威慑，以及核电对人类文明做出的巨大贡献和三次严重事故的惨痛教训，使得人们对“核能”这柄双刃剑产生一种神秘和恐惧感。我国核电发展三十多年来，各核电厂都开展了大量的科普宣传活动，取得了一定的成效，但总体而言尚有很大的改进空间。从这次波及全国的抢盐风潮就可见，要使人们从一知半解、似懂非懂提高到理性地对待核电的利益与风险，还要做相当多的工作，应当讲究科普宣传的人性化与多样性。当然，归根到底还是要确保运行核电厂的安全可靠，让事实说服公众。

## 2.6 加强国际核能合作，共渡难关

这次福岛核事故的善后处理将是一件十分艰难的工作。尤其是由于难以实现这几台失事机组燃料组件的冷却循环，将不可避免地继续产生大量的放射性废水，也存在泄漏到海洋环境的风险。日本政府与东京电力公司应当做好放射性废液的收集与水泥固化后处置，切记不可再往海洋超标倾倒。

建议中核集团利用参加世界核电运营者协会东京中心(WANO-TC)年会的机会，更加详细、准确地了解事故全貌，便于进行事故分析与经验反馈。我国核电界也应做好参加IAEA国际专题研讨会的准备，与各国同行共同分享从福岛核事故中吸取的经验教训，研究制订有共识的核电安全设计标准，进一步提高核电的运行安全，携手合作，共克时艰，继续推进核电的复苏。

# 中国船舶重工集团公司 第七一九研究所

中国船舶重工集团公司第七一九研究所成立于1965年，隶属于中国船舶重工集团公司，是承担国家重点工程的多学科多专业的大型总体设计研究所。

全所及所属公司现有职工约1200余人，各类专业技术人员1000余人，其中院士2名，国家级专家13名、省部级专家20多名。拥有1个博士后工作站，2个博士点和2个硕士点。先后获国家科技进步特等奖3项，其它省部级以上奖300余项。

我所专业配置和试验能力齐全，设有核动力装置、热动力、核动力控制、核仪器仪表、核辐射监测与防护、机械工程、电气工程、计算机应用及自动控制等十几个学科共四十多个专业。建有高温高压性能实验、热力性能试验、阻尼器试验、阀门试验、辅助(油、气、水)回路性能试验、核辐射防护、电气及自动控制等十几个大型实验室。建有覆盖全所的局域网(LAN)系统、计算机辅助设计(CAD)系统、产品数据管理系统、信息管理系统(MIS)等现代化计算机辅助设计系统，并应用了ANSYS、PRO/E、FLUENT、CADDSS等多种先进设计分析软件。

40年来，我所在民用核电领域，最早参加了秦山、大亚湾核电站的建设。

目前核电领域主要业务为：

核电工程设计。包括核岛主设备及核安全二、三级压力容器、热交换器等非标设备设计和核电站系统设计。承担了红沿河、宁德、阳江、防城港等核电工程CPR1000非标设备设计与技术服务；搭建PDMS异地联网系统设计平台，与中广核设计公司开展核电站核岛系统异地协同施工设计。

核电系统集成及成套供应。包括：核去污系统设备、核取样系统设备、气体贮存与分配系统、电气控制设备等。承担了大亚湾、岭澳二期、阳江、红沿河、防城港等多个核电项目的成套设备供货任务。

核电站核辐射监测系统及设备。包括核电站辐射监测系统、压水堆蒸汽发生器泄露监测仪、就地处理显示单元、辐射探测器等。承担了红沿河、宁德、阳江等核电站的核辐射防护及监测系统及设备供货。

核级阀门、支撑件及阻尼器。包括各种型号的核2、3级波纹管截止阀、不锈钢仪表阀、止回阀、电动闸阀、电磁阀，核1、2、3级支撑件等，并已成功应用于核电站。正研制AP1000爆破阀、主蒸汽隔离阀等。

核电工程改造和技术服务。我所是中国广东核电运营公司的长期技术支持单位之一。在广东大亚湾核电基地，长期从事维修改造、物项替换等技术支持，完成各类维修改造和技术服务几百项。

随着我所多年来参加核电开发也取得了各类资质证书。拥有民用核安全机械设备设计资质；民用核安全电气设备设计资质和制造资质；超高压和高压压力容器设计资质；第一类、第二类压力容器制造资质；电力行业(火力发电)工程设计乙级资质；电离辐射计量站实验室认可证书等。

我所及所属公司建立了完整的质量管理体系，先后通过了ISO9001、GJB/Z9001、GJB/9001A和GB/T19001标准的质量管理体系认证。



屏蔽运输容器



KRT数据采集系统机柜



辐射探测器



AP1000爆破阀



Dn100核1级电动闸阀



不锈钢波纹管截止阀

# CPR1000核电站环吊轨道梁地面组装与长圆孔位置偏差测量

邹望明 (深圳中核二三南方核电工程有限公司, 深圳, 518124)

**摘要:** 本文通过总结岭澳一期和岭澳二期环吊轨道梁的施工经验, 提出了CPR1000核电站环吊轨道梁一次吊装的施工方案, 并详细介绍了轨道梁地面组装和长圆孔位置偏差测量的方法, 此外还分析了影响测量精度的主要原因。通过红沿河、宁德和阳江三个核电项目5台环吊的施工实践证明这种施工工艺是切实可行的。

**关键词:** CPR1000 环吊 轨道梁 测量

## 1、概述

CPR1000核电站反应堆厂房内环吊是核电站最重要的起重设备之一, 它的安装标志着核岛安装工程的全面展开。环吊安装于反应堆厂房+40.03米标高处。轨道梁是环吊安装的基础, 其安装精度直接影响到整个环吊的安装质量和环吊的稳定运行。环吊的轨道梁是由六段成60度的弧形箱梁组成一个整体(如图1所示)。轨道梁安装时需在36个牛腿上分别钻5个 $55 \pm 1\text{mm}$ 的通孔, 与轨道梁下盖板的50个预制长圆孔匹配, 并用M48X320的高强螺

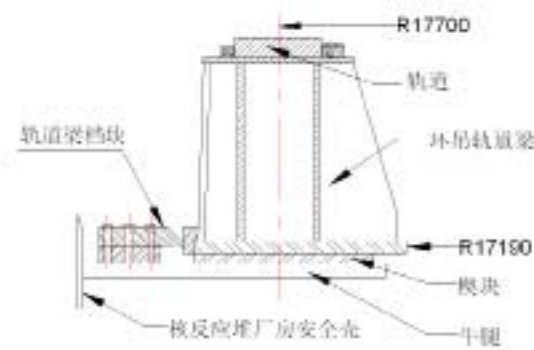


图1 环吊轨道梁及牛腿

栓将轨道梁和牛腿连接固定。这轨道梁上180个长圆孔的实际位置决定了在牛腿上钻孔的位置, 为了避免在牛腿上按理论位置钻孔导致螺孔错位, 需预先测量各长圆孔的位置偏差。此偏差数据的测量是环吊轨道梁安装的关键。

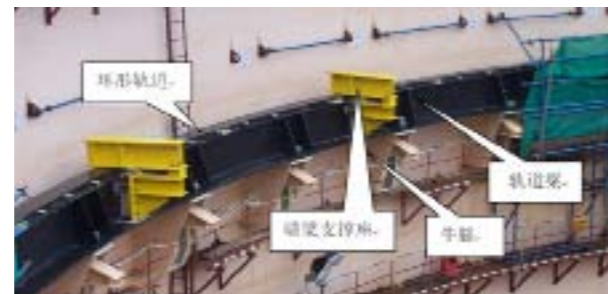


图2 环吊轨道梁

## 2、既往核电站环吊轨道梁施工情况介绍

### 2.1 岭澳一期

岭澳一期的环吊是由国外厂家供货的, 厂家提供了轨道梁预制长圆孔位置偏差的数据。1#核岛环吊安装过程中, 安装单位根据厂家提

供的偏差数据在牛腿上钻孔。但在安装过程中发现牛腿上的部分螺栓孔与预制长圆孔错位严重, 其中有一部分孔的方向与厂家提供的偏差方向相反, 且数值基本上为给定偏差的2倍。经分析认定是厂家标示偏差数据时将偏差方向弄反所致。

针对以上问题, 最终决定由安装单位对偏差较小的长圆孔打磨扩孔。而对于偏差较大的孔, 除打磨扩孔外, 还加工了加厚垫片以保证联接强度。

### 2.2 岭澳二期

岭澳二期核电站的环吊是由大连重工·起重集团制造。由于制造厂家没有提供轨道梁预制长圆孔位置偏差的数据, 为避免牛腿钻孔后与预制的孔出现较大偏差, 安装单位采用了“先核岛内预组装轨道梁并测量预制孔的位置偏差, 吊下轨道梁后在牛腿上钻孔然后回装轨道梁”的“二次吊装”施工方案。

#### 2.2.1 利弊分析

**优点:** 此方案采用核岛内预组装的方式, 将环吊轨道梁各个参数调整到设计公差范围之内并做好标记, 拆除轨道梁后对牛腿钻孔, 加工调整垫板, 回装轨道梁后再次调整标高半径圆度等参数。这种根据预组装时的孔位置划线钻孔的施工方法, 既保证了轨道梁与牛腿螺栓孔的良好对中, 又降低轨道梁回装后调整的难度, 确保了环吊轨道梁的安装质量。

**缺点:** 安装成本较大, 相对一次吊装方案增加了2次轨道梁的大件吊装作业(拆除和回装), 共计 $6 \times 2 = 12$ 钩次; 高空作业多, 安全风险大; 作业量增多, 存在不确定性因素(特别是在大风及雨雪等环境因素)的影响下将严重影响工程进度, 这是对核岛安装关键路径影响较大的因素之一。

### 2.3 红沿河一期

针对红沿河一期核电站环吊轨道梁的施工, 我们提出了“一次吊装”的施工方案, 即“在地面将轨道梁组装后调整标高半径圆度等参数, 再测量预制长圆孔的位置偏差, 然后根据测量成果在反应堆厂房的牛腿上钻孔, 最后一次吊装就位轨道梁”。

## 3、轨道梁地面组装调整与长圆孔位置偏差测量

### 3.1 工艺流程图

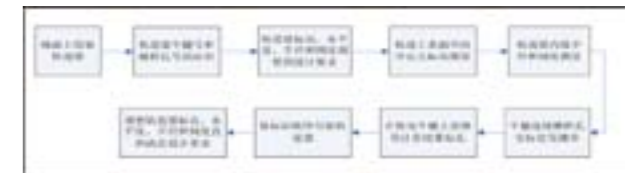


图3 工艺流程图

### 3.2 操作要点

#### 3.2.1 组装场地准备

预先在大件堆场准备一块面积在 $50\text{m} \times 50\text{m}$ 左右的平整土地, 在此场地内放出 $R=17190\text{mm}$ 的参考圆和60度的参考角向线(如图4)。在参考圆圆周上预埋好均布的18个混凝土方墩, 方墩内可预埋普通螺栓, 或混凝土完全固化后, 安装膨胀螺栓(用于固定轨道梁支撑的工装)。

#### 3.2.2 组装工装的制作及安装

为了便于在地面进行轨道梁的组装和调整, 制作了18组用于支撑轨道梁的工装。工装的外形尺寸及材料的规格选择, 主要考虑了以

下三个因素：

- 轨道梁的总重量对工装的载荷要求
- 轨道梁的外形尺寸在工装上调整的便利性
- 全站仪架设后便于测量轨道梁下盖板长圆孔位置

按照图5组装并焊接支架；然后将支架固定混凝土方墩上。标高是采用在支架与轨道梁底部之间加减斜垫铁组的方法来调整的。圆度是用千斤顶通过方钢两端部件1进行调整。

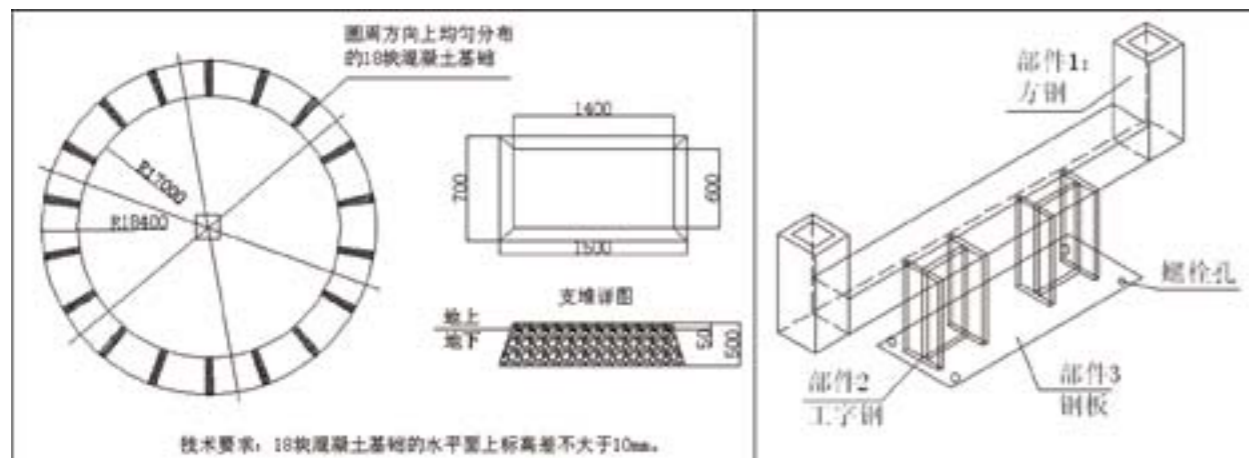


图4 地面组装混凝土基础

### 3.2.3 轨道梁地面组装

轨道梁卸车时按参考圆和角向线位置将轨道梁摆成一圈。通过千斤顶和其它工具初步调整轨道梁使其组成一个较规则的圆形，并使用4组 35的圆锥定位销调整相邻的轨道梁对接面，然后安装正式的定位键，每个结合面用8组M33×160的临时螺栓联接并紧固，使其结合面之间无间隙。将轨道按顺序安装到轨道梁上，紧固轨道压板螺栓。

### 3.2.4 轨道梁牛腿号和螺栓孔号标识

轨道梁到货后根据出厂时的钢印连接号对轨道梁进行标识。规则是从LJ63-1起第一个螺栓群孔组为3#，按逆时针方向往LJ64-2标示，

详见图6轨道梁的标识。

由钳工通过轨道梁下盖板长圆孔偏差测量模板划出3#牛腿标识处螺栓群孔的实际角向中心线，并将3#牛腿位置的螺栓群孔的角向中心线定义为0°，如图7所示，在环吊轨道梁下盖板36组长圆孔中心线上（半径方向上），从内边沿向外量出5mm作出标识点，编号为6测量标记点。

### 3.2.5 轨道梁标高、水平度、半径和圆度调整到设计要求

将仪器架设于轨道梁近似圆心位置上，测量1#-6、10#-6、19#-6、28#-6标识点，以此四点的数据检验轨道梁圆心点的准确度，并对圆心点位置进行相应调整。待圆心点位置确定后，即可采集1#至36#牛腿长圆孔中心线上6号点的角度和距离，记录数据以便调整轨道梁的半径和圆度（详见图8）。

取每个牛腿位置轨道上表面径向中点作为测量点，在轨道梁圆心架设水准仪测量36个点数据。调整轨道标高至 $H_{max} - H_{min} = 10\text{mm}$ ，如果标高不能满足上述要求时，根据测量数据计算结果重新调整轨道梁，每调整一次都需要重新测量，直到上述参数完全满足要求，方可进



图6 轨道梁螺栓群孔标识

行下一步测量。

### 3.2.6 轨道上表面径向中心点标高测量

按照3.2.5所述方法，以每个牛腿位置轨道的径向中点作为测量点，在轨道梁圆心位置架设水准仪测量36个点的标高数据。此数据作为牛腿楔块粗加工计算的依据。

### 3.2.7 轨道梁内缘半径和圆度测量

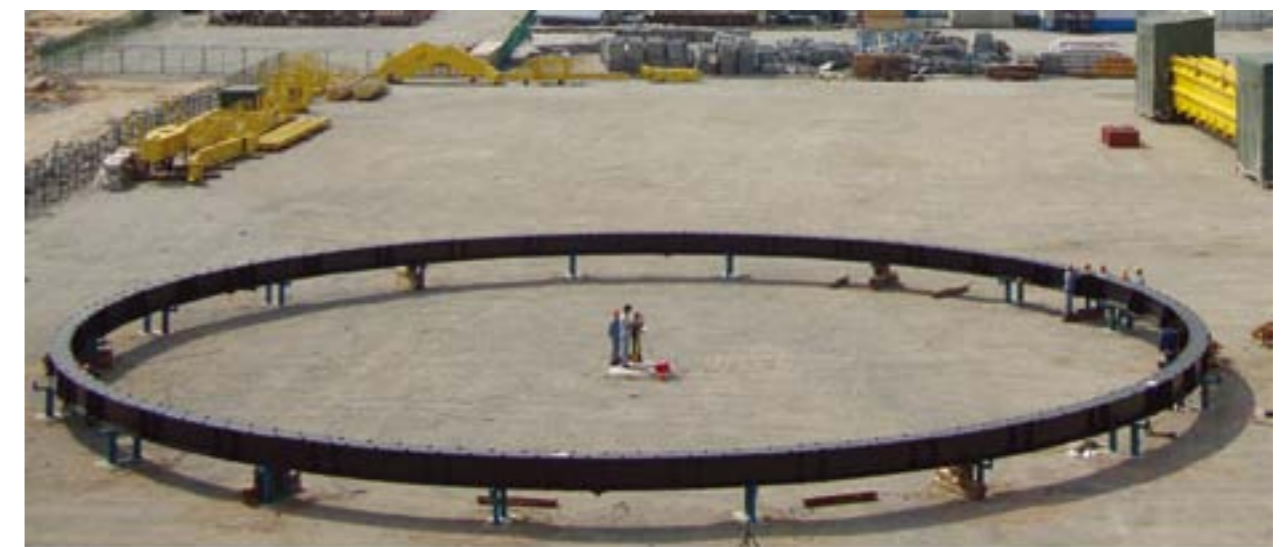


图8 轨道梁地面预组装与测量调整

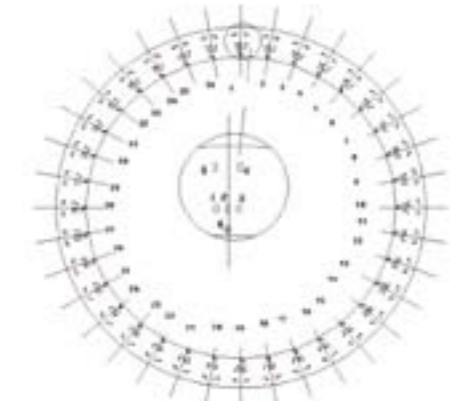


图7 轨道梁牛腿连接长圆孔标识图

按照3.2.5所述方法测量36个牛腿的6#点的半径值，将所得半径减去5mm后就是轨道梁内缘的半径。轨道梁内缘圆度可以利用轨道梁内缘的最大直径和最小直径在电脑中分别模拟出两同心圆的差值，此差值为此处轨道梁的圆度。

### 3.2.8 牛腿连接螺栓孔实际位置测量

采用极坐标法进行测量，由测量人员在轨道梁牛腿连接面每隔10°放出角向基准线和轨

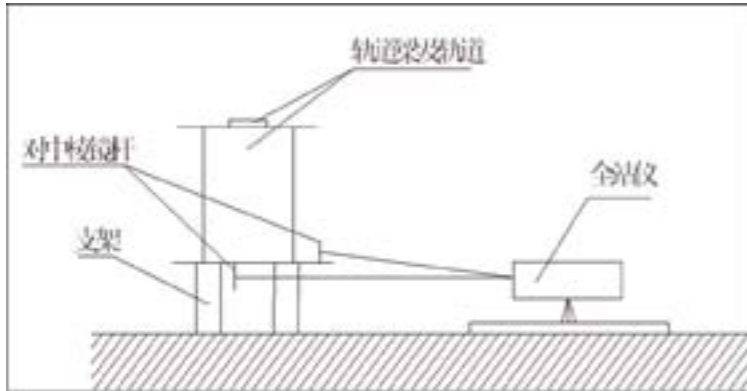


图9 轨道梁长圆孔位置测量示意图

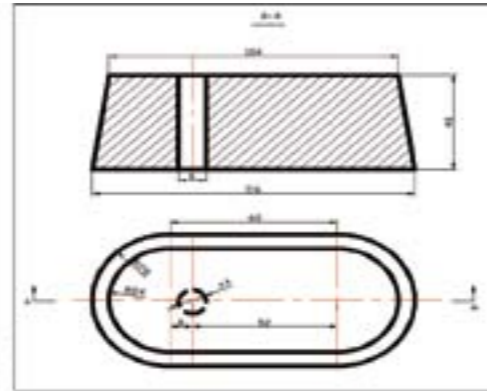


图10 轨道梁长圆孔测量块

道中心 $R=17700\text{mm}$ 的圆周线。仪器在此次测量过程中,不必搬动测站,一直架设于调整好后的圆心位置即可测量,详见图9。

把钢制定位块(见图10)依次安放在轨道梁内侧5个长圆孔内,将对中棱镜杆插入定位块中,此时采集的数据即为在牛腿上钻孔的中心点位置。

### 3.2.9 在核岛牛腿上按测量成果钻孔

根据轨道梁地面测量成果,在牛腿上放样,确定钻孔位置,使用磁力电钻进行36个牛腿上180个 $55\text{mm}$ 圆孔的钻孔。

### 3.2.10 按标示顺序吊装轨道梁

根据土建牛腿布置图和环吊轨道梁的就位图以及核岛设备闸门,人员闸门位置,确定出六段轨道梁的吊装顺序及环吊主梁的就位位置。为了确保轨道梁就位后,轨道顶部标高达到设计值 $40.946\text{m}$ ,在轨道梁吊装前需要根据测量的牛腿标高和轨道梁的高度,计算出临时斜垫铁的厚度。

### 3.2.11 调整轨道标高、水平度、半径和圆度直到满足设计要求

根据牛腿实际中心线确定轨道梁径向千斤顶顶板的位置,在轨道梁吊装前焊接千斤顶顶板,以便使用千斤顶调节轨道梁的半径和圆度。

轨道梁吊装到位后,将六段轨道梁连接成一个 $R17700\text{mm}$ 的圆形,利用牛腿前端半径或牛腿上的轨道梁基准线,对轨道梁圆度和半径进行粗调。测量人员利用水准仪和全站仪对36个牛腿处轨道梁标高和半径进行一次精确测量,若发现标高差值较大,需先对标高进行调整,若已接近设计标高,则先调整轨道梁的半径和圆度,然后精确调整标高。当轨道梁半径和圆度调整合格后,通过锁定12个千斤顶将轨道梁在半径方向固定。

圆度是利用最大直径和最小直径在电脑中分别模拟出两同心圆的差值,而测量用的全站仪不能一次直接测出轨道梁的直径,需通过测量两个对应点的半径再计算出直径。为加快调节进度,可先只测一个点的半径,若超出 $17190 \pm 4\text{mm}$ ,立即调整千斤顶,直到该点半径满足要求,且再返回重测之前的两个牛腿半径,因调整半径时对相邻点影响较大。当所有牛腿位置的半径调节合格完毕后,整体测量一次,用最新的数据进行圆度的综合分析。经反复测量调节直到将半径和圆度调整合格为止。轨道梁标高调节到 $40946 \pm 5\text{mm}$ 以内,且两牛腿支撑点间的标高差未超过 $3\text{mm}$ ;轨道梁的

最终标高是由经过精确加工的楔块厚度来保证的。

环吊安装的精度主要体现在轨道梁及轨道的标高、半径和圆度的调整过程中。为防止轨道梁在日照下过大的温度变化对测量精度的影响,每次测量尽量安排在同一温度下进行。在南方夏季温度较高的环境下建议在早上10点前或下午4点后再进行测量调整工作。

## 4、数据分析与处理

测量记录数据分为X、Y坐标和极坐标两个坐标体系数据,其关系为 $X=R \times \sin\theta$ ,

$Y=R \times \cos\theta$ 。(θ为Y轴与圆心至测量点连线的夹角,单位为度,详见图11。)

角向偏差为: $\Delta X=R \times \sin(\Delta\theta)$

径向偏差为: $\Delta Y=R_{\text{理论}} - R_{\text{实际}} \times \cos(\Delta\theta)$

(其中Δ为测量角度与设计角度的差值,单位为度。)

角向偏差调整:为了避免初始基准点位置以及10度角向中心基准线的误差对角向偏差的影响,对180个孔的角向偏差值求算术平均值 $\Delta X_{\text{平均}}$ ,再将每个偏差值 $\Delta X$ 减去算术平均值得到实际钻孔的偏差 $\Delta X_{\text{最终}}$ 。数据处理详见表1。

$$\Delta X_{\text{平均}} = \frac{\sum(\Delta X)}{n}$$

$$\Delta X_{\text{最终}} = \Delta X - \Delta X_{\text{平均}} \quad (\Delta X_{\text{最终}} \text{为最终钻孔时角向位置的偏差数据。})$$

## 5、误差分析

### 5.1 仪器造成的误差:

为保证测量精度,在环吊测量工作开始前,对测量仪器和辅助配件进行检核和校正。在测量过程中,使用盘左盘右取平均值的方法可以消除全站仪照准偏心误差、视准误差、

横轴误差和纵轴误差的影响;采用在一个测站前视、后视距离相等的方法可以消除水准仪i角误差及水准面曲率对测量结果的影响;多次观测求平均值以减小随机误差的影响。

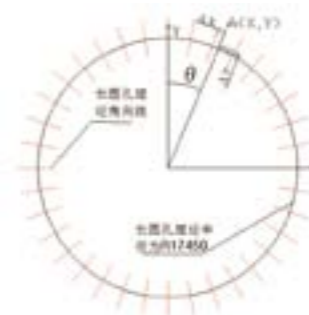


图11 数据处理示意图

### 5.2 起始定向误差和测角误差

由测量方案可知当温度保持恒定的情况下被测点的位置误差与角度误差和起始方向的定

表1 数据处理记录样表

序号	点号	实测坐标		设计值		偏差值(实际值与理论值之差)		R(平距)		角度(°)			角向偏差
		X	Y	X	Y	X	Y	测量值	设计值	测量值	设计值	偏差	
1	3-2	0.0002	17.4515	0.0000	17.4500	0.0002	0.0015	17.4515	17.450	0.0007	0.0000	0.0007	0.2
	3-1	-0.1350	17.4517	-0.1350	17.4490	0.0000	0.0027	17.4522	17.450	-0.4434	-0.4433	-0.0001	0.0
	3-3	0.1347	17.4500	0.1350	17.4490	-0.0003	0.0010	17.4505	17.450	0.4422	0.4433	-0.0011	-0.3
2	4-1	2.8962	17.2073	2.8971	17.2078	-0.0009	-0.0005	17.4493	17.450	9.5540	9.5567	-0.0027	-0.8
	4-2	3.0299	17.1830	3.0302	17.1849	-0.0003	-0.0019	17.4481	17.450	10.0004	10.0000	0.0004	0.1
	4-3	3.1625	17.1592	3.1630	17.1609	-0.0005	-0.0017	17.4482	17.450	10.4425	10.4433	-0.0008	-0.2

向误差有关。选用徕卡TC2003进行测角时,理论上测角中误差(包括仪器本身误差和照准误差)  $m_1 = \pm\sqrt{0.5^2 + (60''/32)^2} \approx \pm 1.93''$ , 起始定向中误差  $m_2 = m_1 = \pm 1.93''$ 。

在同时考虑测角误差和起始定向误差时根据误差传播定律, 有  $m = \pm\sqrt{m_1^2 + m_2^2} = \pm\sqrt{1.93^2 + 1.93^2} \approx \pm 2.73''$  被测目标采用强制对中, 对中误差为0.5mm。

### 5.3 温度的变化对被测点的影响

假设环吊轨道梁是一个整体圆环型钢构体, 并且此钢材(Q345C)的线膨胀系数为  $\alpha = 12 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$ 。环吊轨道梁下盖板内沿的半径是此钢构体的内径(17.19m)。由内径变化量公式  $\Delta R = \alpha \times \Delta T \times R$ , 可知测量工作前、后温度变化值  $T=5$  时  $R$  1mm; 温度变化值  $T=10$  时,  $R$  2.1mm; 温度变化值  $T=20$  时, 轨道梁内缘半径变化量  $R$  4.1mm。因此在测量时, 尽量选择环境温度比较稳定的阶段, 以减小温度变化对测量结果真实性的影响。

温度变化对钢本体影响很大, 所以测量工作开始前要先测定环吊轨道梁的温度, 测量中尽可能的保证温度无变化或变化很小的时间段, 并快速准确的完成测量任务。以后在安装时应进行温度修正。在测量过程中要每隔一小时测一次环吊轨道梁本体的温度并记录。在测量过程中发现温度变化超过10 时应停止测量。在测量报告中需记录测量时的环境温度以及轨道梁单体的温度。

### 5.4 人为因素导致的测量误差:

由于测量人员操作的熟练程度不一致, 以及对中棱镜杆的垂直度等原因导致的误差, 可以通过使用熟练测量人员, 并多次测量取平均值以减小其误差。

### 5.5 计算的误差:

使用计算软件和计算机处理数据来避免计算错误, 计算错误可以通过已知点的点位数据校准来发现, 计算结果要在多人之间进行互查, 保证计算结果的正确性。

## 6、成本与效益分析

### 6.1 节约的大件吊装和人员费用成本分析:

以红沿河一号环吊轨道梁一次吊装与岭澳二期三号机组的二次吊装方案进行比较, 大件吊装减少2次, 共计12钩228吨。如果按保守估计每台机组节约大件吊装费用25万元计算, 以及配合吊装共计24人/日。在牛腿上调整标高圆度等参数一次需要34人/日, 共需调整两次共68人/日。扣除一次吊装地面组装测量与牛腿上调整耗费的52人/日, 如果每工日按300元计算, 可以节约人工费用成本12000元。按近期公司担负的红沿河四台机组、宁德四台机组、阳江四台、台山两台、防城港两台机组计算, 总计可以节约成本419.2万元。成本节约效果显著。

### 6.2 工期分析:

大件吊装及改变工况时间: 以红沿河一号环吊轨道梁一次吊装与岭澳二期三号机组的二次吊装方案进行比较, 减少6段轨道梁吊装和拆除各一次, 每次需要2天时间。再加上吊装中途改变吊车工况一次需要2天, 吊装时间可以节约8天。

测量调整时间: 二次吊装时第一次在牛腿上调整轨道梁需要5天, 第二次调整需要3天。一次吊装仅需要在牛腿上调整轨道梁一次, 共5天。可以节约3天调整时间。(地面组装测量需要7天时间, 但可以安排在牛腿移交之前完成, 不在核岛安装的关键路径上, 对

总工期不会造成影响。)

所以采用环吊轨道梁地面组装测量调整和一次吊装可以节约关键路径上11天的工期。

### 6.3 质量分析:

红沿河一号机组环吊安装时一共在牛腿上钻孔180个, 每个孔均与轨道梁长圆孔对中良好, 无一扩孔。安装质量完全达到了岭澳二期采用二次吊装的水平, 这一指标已经成功超越岭澳一期的环吊安装水平。

### 6.4 安全风险分析:

采用一次吊装方案可以减少大件吊装配合人员的工作约24人/日, 轨道梁在牛腿上的测量调整约68人/日, 总计可以减少92人/日的高空作业安全风险。

## 7、结论

环吊轨道梁一次吊装施工工艺已经在红沿河、宁德及阳江项目成功实施, 相对于岭澳二期项目环吊二次吊装施工工艺优势明显。因为减少吊装和调整次数, 从而减少了高空作业风险(红沿河项目因此大大减小了常年大风气候对环吊施工周期的影响), 降低成本投入, 提高了安装质量。

轨道梁地面组装与测量是轨道梁安装的核心工作, 是在供应商没有提供准确的预制长圆孔位置偏差数据的情况下, 我公司被动应对而作出的技术创新。轨道梁在制造厂内安装调整是不可缺少的步骤, 建议通过合理渠道, 必要时可以由施工单位进行技术指导, 推动供应商在其厂内准确测量出预制孔的偏差数据, 作为技术文件正式提供, 可进一步减少施工单位的施工风险和资源投入。

### 参考文献:

- 【1】《EM1安装规格书重型设备安装》深圳中广核工程设计有限公司,2007.12.14
- 【2】《环吊设备安装程序》大连重工·起重集团有限公司,2009.03.10
- 【3】《宁德核电站环梁预组螺栓孔的测量方案》中国核工业二三建设有限公司宁德项目部,2009.06.26
- 【4】《EM1环吊轨道梁及环形轨道安装》中国核工业二三建设有限公司红沿河项目部,2009.06.01
- 【5】《EM1环吊的安装》中国核工业二三建设有限公司红沿河项目部,2009.03.13



# 超长距离GIL耐压试验方法研究与应用— 岭澳核电站二期550 kV GEW系统耐压试验

Long Distance GIL High Voltage Test Research and Application -  
Ling -Ao NPS II 550kV GEW System HV Test

国家高电压计量站 孙浩良 雷民 中国-武汉(430074)

**摘要:** 针对广东岭澳核电厂二期主变高压侧与开关站之间超长距离的550kV GIL耐压试验, 提出一种双电源励磁谐振的试验方法。通过理论分析和ATP-EMTP仿真得出, 它可以有效地解决谐振状态下大容量, 高电压耐压试验时励磁变压器输出容量不足、试验电压提升不到规定值的难题, 而不需要新购置高参数试验设备。该方法已在现场试验中得到成功验证, 具有在类似情况中推广应用的价值。

**关键词:** 双电源励磁 串联谐振 有功 无功 GIL 现场试验

## 前言

目前我国以“三大一特”为核心的电力发展对可靠性高的大功率输电方式产生了相应的需求。在核电厂的主变与开关站之间, 在大型水电站的地下厂房与地面出线场之间, 在大容量超高压线路走廊经过城市用地的情况下, 气体绝缘金属封闭输电线路(GIL)都是一种可供选择的方案, 而且逐渐在一些电力项目上得到了应用。

GIL是一种采用SF6气体或SF6和N2混合气体绝缘、外壳与导体同轴布置的高电压、大电流电力传输设备。导体和外壳采用铝合金管材, 并采取全连式多点接地方式。由于采用了压缩气体作为绝缘介质, 设备尺寸和布置间距大大缩小, 能在最大程度上减少设备布置所需的占地面积和空间, 以及相应的土建工程量。但是GIL单位电容量大, 距离长, 在工程交接耐

压试验中就会遇到试验设备容量不足的问题。例如青海的黄河拉西瓦800kV水电站的GIL单相最长504m, 单位电容量为42.34pF/m, 最高试验电压需960kV。青海电力科学研究院为此专门定制了一套1000kV/6000kVA串联谐振(调频式)实验设备。而笔者此次试验的岭澳核电厂二期3号机组输出回路的550kV GIL, 单相最长600m, 单位电容量为54.23pF/m, 最高试验电压592kV, 并且还要进行PT的校准试验。为提高设备利用率, 决定耐压选用工频耐压。据笔者了解, 目前在国内能满足这么大量的谐振设备不多, 如果也重新购制一套串联谐振设备, 不但投资不菲, 而且设备体积大、重量重, 不便于现场试验。因此笔者针对此次试验的具体条件, 设计出一种双电源励磁试验方案, 利用几套现有的较小容量串联谐振设备, 顺利完成了试验。本文通过对双励磁谐振回路原理的理论分析及ATP-EMTP对其进行的

仿真, 并根据现场试验的结果证明这种试验方案的可行性。

### 1. 双电源励磁谐振原理分析

本文提出的双励磁谐振电路图如图1所示,  $\dot{U}_1 = U_1 \angle 0^\circ$ ,  $\dot{U}_2 = U_2 \angle 0^\circ$  为两个等效励磁电源,  $L_1$ ,  $L_2$  为两套谐振电抗器的等效电感,  $R_1$ ,  $R_2$ ,  $R_3$  分别为每个支路的等效损耗电阻, 而试验中还要用固定电抗器进行分流补偿用, 为分析方便就不加以讨论了, 电路谐振的条件为  $\frac{1}{\omega L_1} + \frac{1}{\omega L_2} = \omega C$  (1)。由于电路为线性电路, 可对电路运用叠加原理, 图1可以认为是图2和图3的叠加。

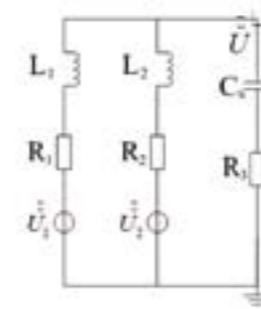


图1 双电源励磁电路

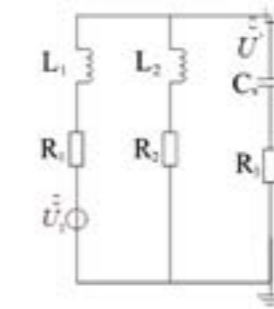


图2  $U_1$ 单独作用时电路

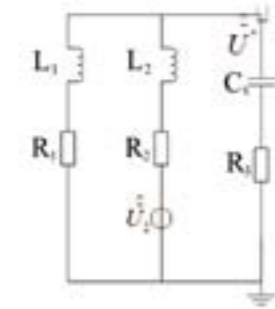


图3  $U_2$ 单独作用时电路

然后把图2中的电压源等效为电流源, 电路如图4所示, 图中  $\dot{I}_1 = \frac{U_1}{Z_1} = \frac{U_1}{z_1} \angle -\varphi_1$ , 为化简图

4的阻抗, 运用诺顿定理将电路简化为串联谐振的定义电路, 电路如图5所示,

$\dot{U}_a = \dot{I}_1 Z_s$ ,  $Z_s = R_s + j\omega L_s = z_s \angle \varphi_s$ , 同理可将图3的电路等效为图6电路, 有  $\dot{U}_a = \frac{\dot{U}_2}{Z_2}$ 。

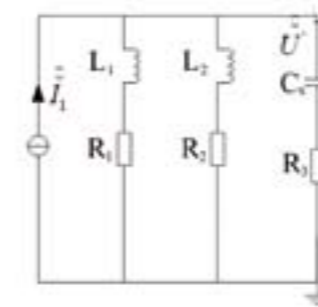


图4 图2的等效电路

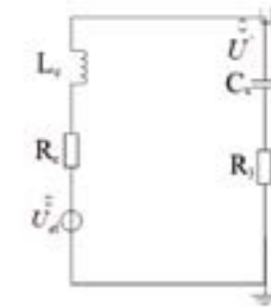


图5 图4的等效电路

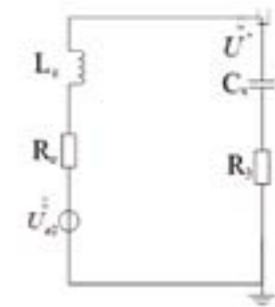


图6 图3的等效电路

图5中,  $Z_1 = R_1 + j\omega L_1 = z_1 \angle \varphi_1$

$$\begin{aligned} &= (R_1 + j\omega L_1) \cdot (R_2 + j\omega L_2) = \frac{(R_1 + j\omega L_1)(R_2 + j\omega L_2)}{R_1 + R_2 + j\omega(L_1 + L_2)} \\ &= \frac{(R_1 + j\omega L_1)(R_2 + j\omega L_2)[R_1 + R_2 - j\omega(L_1 + L_2)]}{(R_1 + R_2)^2 + \omega^2(L_1 + L_2)^2} \\ &= \frac{R_1 R_2 (1 + Q_1^2) + R_1 R_2 (1 + Q_2^2) + j[R_1 Q_1 R_2 (1 + Q_2^2) + R_2 Q_2 R_1 (1 + Q_1^2)]}{R_1^2 (1 + Q_1^2) + R_2^2 (1 + Q_2^2) + 2R_1 R_2 (1 + Q_1 Q_2)} \quad (2) \end{aligned}$$

由于  $Q_1 = \frac{\omega L_1}{R_1} > 1$  和  $Q_2 = \frac{\omega L_2}{R_2} > 1$ , 就有  $Q_1^2 \gg 1$  和  $Q_2^2 \gg 1$ .

式(2)可简化为  $\frac{R_1 R_2 Q_1^2 + R_1 R_2 Q_2^2}{R_1 Q_1 + R_2 Q_2} + j \frac{R_1 R_2 Q_1 Q_2}{R_1 Q_1 + R_2 Q_2}$ , 记为  $R_0 + j\omega L_0$ ,  $Q_0 = \frac{\omega L_0}{R_0}$ .

虚部  $\frac{R_1 R_2 Q_1 Q_2}{R_1 Q_1 + R_2 Q_2} = \frac{1}{\omega L_1} + \frac{1}{\omega L_2}$ , 所以此时电路的谐振状态.

此时  $Q_0 = \frac{\omega L_0}{R_0} = \frac{Q_1 R_1 Q_2^2 + Q_2 R_2 Q_1^2}{R_1 Q_1 + R_2 Q_2}$ , 可以证明  $Q_0 < (Q_1, Q_2)$  或  $Q_0 < (Q_2, Q_1)$  (3).

有  $\dot{U}' = \dot{U}'_{a1} Q_0$  和  $U' = U_{a1} Q_0$ , 这实际上就是单个电源励磁的情况.

同理有  $\dot{U}' = \dot{U}'_{a2} Q_0$  和  $U' = U_{a2} Q_0$ .

根据叠加原理, 双电源励磁时的等效电路如图7所示. 因有  $\dot{U} = \dot{U}' + \dot{U}'' = (\dot{U}'_{a1} + \dot{U}'_{a2}) Q_0$ , 故

而  $|\dot{U}'_{a1} + \dot{U}'_{a2}| > U_{a1}$  和  $|\dot{U}'_{a1} + \dot{U}'_{a2}| > U_{a2}$ .

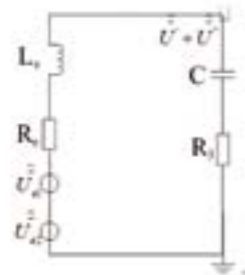


图7 双电源励磁回路等效电路

在双电源励磁回路中, 由式(3)可知, 总的品质因数与单个电源励磁相比并未改变, 这是因为回路设备参数不变时, 品质因数也不会发生变化, 但是双电源励磁回路的等效电源电压得到了提升, 因此谐振电压也会随之提高.

从功率的角度来分析, 品质因数也可看成是回路无功与有功之比, 单电源励磁时有功由一个电源提供, 最高励磁输出电压也就限制了最大有功输出, 从而限制了最高谐振电压. 双电源励磁

时, 有功由两个电源同时提供, 在品质因数基本不变的情况下, 系统能提供的无功也就得到提高, 从而使最高谐振电压随之提高.

## 2. ATP-EMTP 仿真

根据此次岭澳核电站三号机组试验的实际情况和笔者所在单位现有设备, 笔者利用 ATP-EMTP 仿真装置分别对单电源和双电源励磁进行了仿真研究. 仿真电路图如图8所示. 电抗器  $L_{a1}$  和  $L_{a2}$  分别与励磁变  $T_1$  和  $T_2$  构成两套串联谐振电源;  $L_{s1}$  为固定电抗器起分流的作用;  $C_s$  为负载电容; S 为大容量调压器, 同时给  $T_1$  和  $T_2$  两台励磁变压器供电,  $R_{a1}$ ,  $R_{a2}$ ,  $R_{s1}$ ,  $R_s$  分别为每条支路的等效损耗电阻, 电路主要参数汇总见表1.

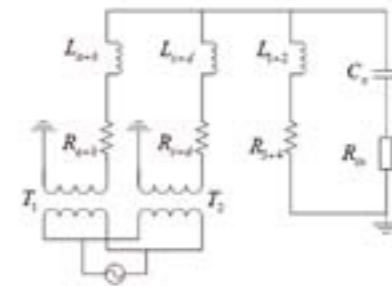


表1 电路基本参数

$\dot{U}'_{a1}$	$\dot{U}'_{a2}$	$\dot{U}'_{T1}$	$R_{a1}$	$R_{a2}$	$R_{s1}$	$R_s$
508.8∠0° V	31.25∠-3.5° kV	12.68∠-1.5° kV	5499 Ω	3832Ω	5297 Ω	2.5Ω
$L_{a1}$	$L_{a2}$	$L_{s1}$	$C_s$			
1070H	636H	955H	0.036μF			

ATP-EMTP 仿真结果列于表2. 从表2中可以看出, 当使用单个电源励磁时, 不论是  $T_1$  还是  $T_2$ , 当它们的励磁输入电压达到最高时, 都不能使回路升到所需的试验电压, 而它们此时提供的功率远没有达到自身的额定容量. 根据前面的理论分析可知, 原因可能是由于回路损耗过大或者是励磁变压器输出电压太低, 造成有功无法输出, 而使电压升不上去. 在回路损耗无法降低的情况下, 可考虑的解决方法有二: 一是提高励磁变压器的变比, 以增加励磁输出的最高电压, 提高有功输出容量, 但是这就要重新定制励磁变压器和谐振电抗器的绝缘底座, 而这在试验现场是无法完成的. 因此只能采用第二种办法, 即利用笔者提出的双电源励磁谐振, 根据表(2)中所示, 当使用双电源同时励磁时, 电路中的电流, 电压完全满足叠加原理, 可以达到所需的输出电压.

表2 ATP-EMTP 仿真结果

	$T_1$ 单独励磁时	$T_2$ 单独励磁时	$T_1$ 和 $T_2$ 共同励磁时
$\dot{U}_{m-}$	353∠-92° kV	241∠-90.6° kV	592∠-94° kV
$\dot{I}_{m-}$	4∠-2.4° A	2.7∠-0.47° A	6.7∠-4° A
$\dot{I}_{D+3-}$	1.1∠-5.3° A	0.7∠-179.4° A	1.8∠-5° A
$\dot{I}_{D+4-}$	1.8∠178° A	1.2∠1.7° A	3∠-4° A
$\dot{I}_{D+2-}$	1.2∠179° A	0.8∠179° A	2∠177° A
$Q_{m-}$	1406 kvar	655 kvar	3965 kvar
$Q_{D+3-}$	371 kvar	172 kvar	1042 kvar
$Q_{D+4-}$	622 kvar	290 kvar	1755 kvar
$Q_{D+2-}$	414 kvar	193 kvar	1168 kvar
$I_s$	71∠-16° A	31A	269∠-16° A
$P_{D1}$	26.6 kW	12.0 kW	73.0 kW
$Q_{D1}$	8.3 kvar	1.3 kvar	12.4 kvar

### 3. 现场试验

广东岭澳核电站2期工程3号机组输出回路，550kV GIL 管道母线由美国 AZZ|CGIT 公司设计制造，管道单位米电容量 54.23pF，加上 ABB 公司供货的一小段 GIS 母线，最长负载回路总长为 629.86 米，单相总电容量最大达到 34.1nF，而试验电压最高达到 592kV，回路最大电流约为 6A，无功容量接近 3600kvar。现场试验回路与图 8 一致，试验负载设备主要参数如表 3，试验步骤见表 4，试验所用设备主要参数如表 5，试验结果见表 6。

表3 负载设备主要参数

	A 相	B 相	C 相
GIL 长度(m)	562.26	579.46	596.67
GIS 母线长度(m)	33.19	33.19	33.19
负载回路总长度(m)	595.45	612.65	629.86
负载回路总电容量(nF)	32.23	33.23	34.10

表4 试验设备主要参数

调压器参数	输出电压 0~400V；额定容量 300kVA
励磁变压器 $T_1$	低压：0.4kV；高压：10/17.5/25kV；额定容量：60kVA
励磁变压器 $T_2$	低压：0.4kV；高压：10/17.5/25kV；额定容量：60kVA
电抗器 $L_{3,4}$	额定容量：2100kvar；额定电压：1050kV；额定电感：1672~5066H；三级
电抗器 $L_{1,2}$	额定容量：2000kvar；额定电压：1000kV；额定电感：300~6000H；三节
电抗器 $L_{1,2}$	额定容量：1750kvar；额定电压：1400kV；额定电感：890H；四节

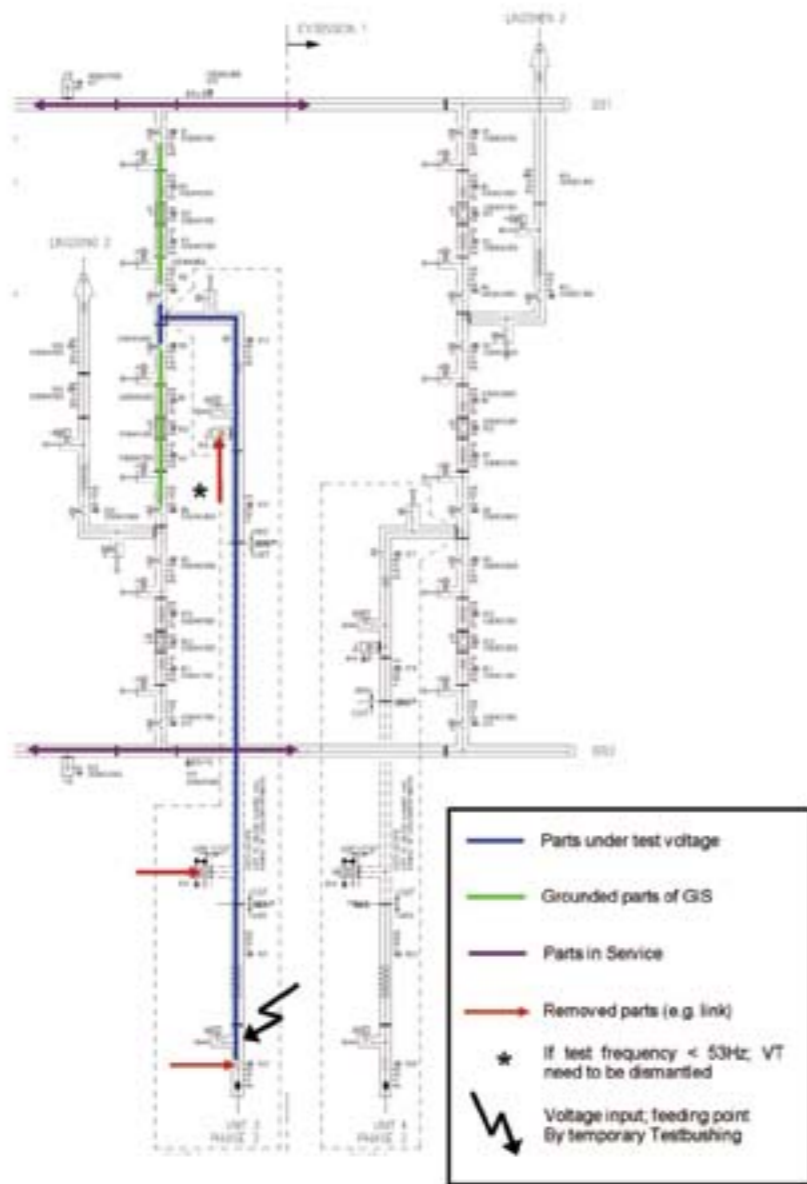
表5 现场试验步骤

100kV <sub>max</sub>	20 分钟
175kV <sub>max</sub>	15 分钟
250kV <sub>max</sub>	10 分钟
300kV <sub>max</sub>	2 分钟
350kV <sub>max</sub>	1 分钟
380kV <sub>max</sub>	10 分钟 (老炼试验)
400kV <sub>max</sub>	1 分钟
450kV <sub>max</sub>	1 分钟
592kV <sub>max</sub>	1 分钟 (耐压电压)

表6 现场试验结果

试验电压 (kV)	调压器输出 (V)	调压器输出电流 (A)	$T_1$ 励磁输出电压 (kV)	$T_2$ 励磁输出电压 (kV)	电抗器 $L_{3,4}$ (A)	电抗器 $L_{1,2}$ (A)	电抗器 $L_{1,2}$ (A)
79.41	42.0	30.6	3.02	1.86	0.13	0.456	0.279
451.72	245.0	185.0	16.77	10.36	1.16	2.287	1.59
579.37	326.0	237.5	22.20	13.80	1.49	2.931	2.04

图10 试验导线段(加压点在主变高压侧试验套管)



一般单台串谐的励磁变压器最高输出电压为25kV~30kV左右,而在大负载情况下,有功损耗也比较大,是有功出力不足,致使回路整个Q值较低,而升不到试验所需电压。利用2套串联谐振装置就能很好的解决上述问题,两台励磁变压器共用一台大容量的调压器,方便控制。2台励磁变压器同时励磁,均提供有功容量。在励磁输出电压不高的情况下也能提供所需的有功容量。

#### 4. 结论

通过理论分析、仿真试验和现场试验实践证明,对于大容量试品的耐压试验,由于回路损耗过大,致使在励磁输出电压一定的情况下,有功输出不足,从而用一般的设备难以达到所需试验的电压。本文提出的双电源励磁谐振方法,利用两套较小容量的串联谐振设备,有效地提高了系统供应的有功功率,在回路品质因数基本不变的情况下,可使谐振电压达到所需的试验电压。

目前我国已投运和在建的核电厂的设计普遍采用机组出口端与电网端接点背靠背方式,因此长距离输送核电机组电能到电网端接点都会采用GIL或GIS管道输电系统,本文提出的试验方法对交接试验具有很高的参考价值,经济实用性强,值得在核电项目中推广应用。

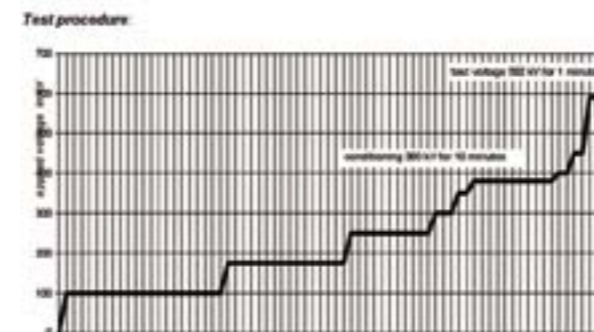


图9 加压试验曲线图

#### 参考文献

- [1] 张文亮, 张国兵. 特高压GIS现场工频耐压试验与变频谐振装置限频方案原理[J]. 中国电机工程学报, 2007, 27(24): 1-5.
- Zhang Wen-liang, Zhang Guo-bing. UHVAC GIS on Site Power-frequency Voltage Tests and Restricted-frequency Principle of Frequency-regulating Resonance Devices[J]. Proceedings of the CSEE, 2007, 27(24): 1-5.
- [2] 中华人民共和国国家发展和改革委员会. DL/T 555-1994. 气体绝缘金属封闭电器现场耐压试验导则[S]. 1994.
- [3] 支余庆. 利用串联谐振耐压现场检出和处理GIS缺陷[J]. 高电压技术, 2000, 26(2): 78-79.
- Zhi Yuqing. Fault detection of GIS by series-resonant voltage withstand test[J]. High Voltage Engineering, 2000, 26(2): 78-79.
- [4] 全国高压开关设备标准化技术委员会. GB 7674-1997. 72.5kV及以上气体绝缘金属封闭开关设备. 1997.
- [5] 阮全荣, 施围, 桑志强. 750 kV GIL在拉西瓦水电站应用需考虑的问题[J]. 高压电器, 2003, 39(4): 66-69.
- RUAN Quan-rong, SHI Wei, SANG Zhi-qiang. Questions to be considered for using 750kVGIL at Laxiwa hydro-electric power station[J]. High Voltage Apparatus, 2003, 39(4): 66-69.
- [6] 马仲鸣, 李六零, Gary Bowman, Mel Hopkins. 800kV气体绝缘金属封闭输电线路及竖井安装[J]. 中国电力, 2008, 41(8): 42-45.
- [7] 刘振亚. 特高压电网[M]. 北京: 中国经济出版社, 2005.
- [8] 连逊章, 王中汉, 郑维邦. 变频谐振装置耐压试验等效性研究[J]. 高电压技术, 1995, 21(1): 26-28.
- Lian Xun-zhang, Wang Zhong-han, Zheng Wei-bang. Research on the equivalence

of high voltage tests using resonant test set with variable frequency[J].High Voltage Engineering,1995,21(1):26-28.

[10] 全朝春,关根志,袁用武等.变频串联谐振在GIS绝缘试验中的应用[J].高压电器,2006,42(3):199-200.

Quan Zhaochun,Guan Genzhi,Yuan Yongwu,et al. Application of frequency tuned series resonance in dielectric testing of GIS[J].High Voltage Apparatus,2006,42(3):199-200.

[11] 陈金祥,林一弘,徐升吴.用调频式串联谐振装置对GIS进行现场耐压试验[J].高压电器,2003,39(4):76-78.

Chen Jin-xiang,Lin Yi-hong,Xu Sheng-hao. Comments on series resonant device with variable frequency for GIS field test[J].High Voltage Apparatus,2003,39(4):76-78.

[12] 陈忠.串联谐振耐压试验的现场问题及解决方法[J].电网技术,2006,30(8):205-207.

CHEN Zhong. Problems of serial Resonance Voltage Withstand test on Site and the Resolutions[J].Power System Technology,30(8):205-207.

[13] 闫永利,闫军.工频串联谐振耐压装置现场试验参数配合的计算及调整[J].高压电器,2004,40(5):391-393.

Yan Yongli ,Yan Jun. Calculation and Adjustment of Parameter Co ' ordination

for Field Test with Power Frequency Series Resonance Equipment[J].High Voltage Apparatus,2004,40(5):391-393.

[14] 中华人民共和国建设部.GB 50150-2006 . 电气装置安装工程电气设备交接试验标准[s]. 2006

[15] 王宇坤. GIS设备串联谐振耐压试验在现场的应用[J].华东电力,2008,36(3):107-108.

Wang Yukun. Field application of high voltage series resonant tests for GIS[J]. East China Electric Power,2008,36(3):107-108.

[16] 孔德铭.调频谐振试验装置在小浪底水电站的应用[J].高电压技术2001,27(10):79-80.

Kong Deming. Application of frequency regulation resonance test device in Xiaolangdi Hydropower Station[J].High Voltage Engineeringt,2001,27(10):79-80.

#### 作者简介:

孙浩良,1956,男,高级工程师,长期从事高电压计量与测试技术研究。

电子邮件: sunhaoliang@sgepri.sgcc.com.cn

电话: 027-59834976



图11 岭澳核电站二期3号机现场交接试验



图12 岭澳核电站二期4号机现场交接试验

## 核电站采用新型旁排阀时需关注的技术验证项目

刘超 楼安平 三门核电有限公司,浙江三门 317112

**摘要:**旁排阀作为核电厂的重要设备,在选型、设计和制造过程中应严格要求。对于阀门厂商新开发的阀门,应进行多项验证试验,确保阀门功能的可实现性且满足用户需求。而核电厂作为用户不仅要关注阀门的各项技术指标,如密封性、流量、压力等级等指标,还应关注其各项验证活动的试验报告,如全尺寸模型试验、CFD分析、FEM分析等。

**关键词:**旁排阀;设计验证;模型试验;阀门通用特性;CFD;FEM

核电站中的汽轮机旁排阀可以将主蒸汽管道中的蒸汽直接排放至凝汽器,在电厂启动、关闭、电力负荷波动、或者停堆状况下起到反应堆余热排放或者蒸汽压力控制的作用,对电厂的正常运行有重要意义。核电厂在采购旁排阀时,如果所选阀门类型在运行电厂有成熟运行经验,则通常只需考虑阀门的压力等级、流量、密封性、阀门开关特性等技术指标即可。如果核电厂采用阀门厂家新开发的阀门,则除了要考虑以上技术因素外,还应关注新型阀门的开发过程中的验证项目,以确保阀门各方面指标满足设计要求。

根据设计变更需求,三门核电一号机组的旁排阀设计需变更,变更后的阀门公称直径将变大,通流量变大,于此同时由于蒸汽流通引起的振动也会增大,所以阀门采用双阀笼形式,以减小振动。供货商此前未生产过如此大口径的阀门,需重新开发,新阀门的开发经历了设计、设计验证、模型制作、以及各项模型验证试验等步骤。以此为例,我们可以总结出新阀门开发过程中需关注的设计验证和各项模型验证试验。

阀门的验证工作可以大体分为两部分,设计验证和全尺寸模型验证。设计验证包括CFD

分析、FEM分析、缩比例模型空气试验;全尺寸模型验证包括通用特性试验、无汽动态操作性试验、带汽状态的特性试验、解体与组装试验等。

### 1. 设计验证

设计验证是在全尺寸模型试验之前进行的理论分析,验证阀门在理论上的功能可实现性,如有必要,可以据此对阀门设计进行优化。

#### 1.1 CFD分析

CFD,全称Computational Fluid Dynamics,计算流体力学,是使用数值方法在计算机中对流体力学的控制方程进行求解,从而可预测流场的流动。其基本原理是把连续流体在计算机上用离散的方式处理。阀门验证中要使用CFD方法分析阀门内部的流速分布、压力分布、温度分布、以及紊流状况,并以此评估流体施加在阀瓣上的作用力,从而验证阀门设计功能的可行性。

## 1.2 缩比例模型空气试验

设计验证中重要的一项试验是在临界流体状况下,用空气作为介质进行缩比例模型试验,以此测量阀门内部的压力波动和由流体振动造成的下阀笼振动。下阀笼被认为是阀门内部承受流体振动最严重的地方,很容易因为振动过大而造成损害。此项试验中测得振动值将用于评估阀门内部的动态流体应力。试验所采用的尺寸(即模型比例)、空气压力、温度等条件根据阀门厂商设计条件而定。通常该试验的工艺流程如图1所示。

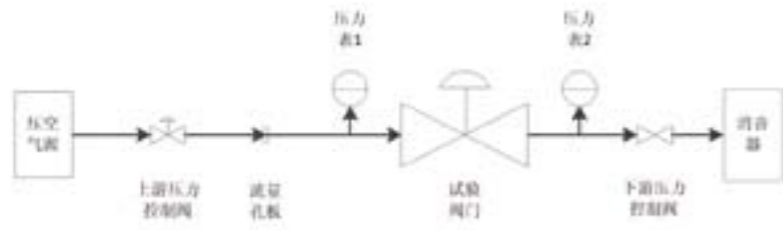


图1 缩比例模型试验的通用工艺流程

## 1.3 FEM分析

FEM, 全称Finite Element Method, 有限元分析法, 是一种用于求解微分方程组或积分方程组数值解的数值技术, 可以用来求解用CFD分析得出的方程。

在阀门设计验证中, FEM方法用来分析下阀笼因流体振动而产生的疲劳应力。缩比例模型空气试验中测得的振动值将作为FEM的输入值, 用于评估阀门内部的动态流体应力。

因为在实际尺寸和实际蒸汽条件下阀门的动态流体应力与缩比例模型试验中的不同, 所以缩比例模型试验之后要进行实际尺寸的模型试验, 届时要重新评估下阀笼的最大应力。需要

注意的是分析条件应是阀门全开时的流体状况。

## 2.全尺寸模型试验

全尺寸模型试验是设计验证结束之后, 验证了阀门功能可实现性之后, 进行试验以测试阀门的运行特性以及各项技术指标, 如流量、开关特性等。该试验包括无汽条件下的动态操作性试验、通用特性试验、带汽条件下的特性试验、以及阀门解体和组装试验。

### 2.1 无汽状况下动态操作性试验

阀门的动态操作特性试验是用于验证阀门定位器的特性, 阀门的开关和行程时间应满足设计要求, 行程中没有摆动现象。该试验先在无汽条件下完成, 然后在带汽试验中重做一次, 将两者进行对比可以得出运行蒸汽对

阀门操作的影响。

### 2.2 阀门通用特性试验

在阀门进行蒸汽试验之前要进行通用特性试验, 以验证阀门的阀体密封性能试验和阀体内漏试验。阀体密封性能试验以ANSI/FCI为标准, 以空气或氮气为介质, 验证阀门在设计压力下不会有气体通过填料密封或者其它部位泄漏到阀体之外, 通常试验要持续至少3分钟。阀体内漏试验同样以ANSI/FCI为标准, 以空气或氮气为介质, 验证阀门在大于设计压力的情况下不会有气体通过阀芯与阀座之间从上游泄漏到下游, 通常试验要持续至少3分钟。

## 2.3 带汽状况下的特性试验

带汽状况下的特性试验是模型试验的最后一步, 也是验证阀门性能的最关键一步。该试验要在真实的蒸汽状况下进行, 用于验证阀门的流量特性(即Cv值)、行程时间、压空作用力、阀体内部流体压力、振动及噪音。

阀门的流量特性通常以Cv值来表示, Cv值表征元件对液体的流通能力, 即流量系数, 是阀门选型时考虑的关键性因素。Cv值不能直接测得, 需利用上、下游的压力值和蒸汽温度及比重, 通过公式计算得出。需注意的是在阀门开启和阀门关闭两种操作状态下算出的Cv值会有所不同, 所以通常需要将两个结果整合之后才能得出准确值。

在设计蒸汽压力条件下试验阀门动作行程时间, 需分别测量阀门的快开、快关时间, 阶跃开度行程时间, 以及线性动作行程时间。该试验同时验证阀门定位器特性, 确保阀门的输入信号、输出信号与阀门开度相匹配。

试验过程中, 阀门驱动机构上压空的力应作记录, 同时应测量阀门入口压力、出口压力、阀体底部压力、以及阀笼内部压力, 验证实际状况符合设计要求。

试验中阀门的振动和噪音情况应加以检测, 这也是衡量阀门设计符合电站需求的一个因素。

### 2.4 阀门解体和组装

阀门特性试验结束之后要进行解体检查, 确保阀门各部件没有损坏, 检查可以包括目视检查和渗透检查。如有必要, 可以在解体之后将阀门再次组装, 验证阀门的可组装性。

以上试验全部完成并经检查合格之后, 可以批量生产该阀门。

## 3. 结论

核电站在采购新型旁排阀时, 不仅要考察阀门的通用特性, 如流量、压力等级、阀门密封性等技术指标, 而且需考察新阀门的各种验证试验。这些验证试验包括设计验证和模型试验, 其中设计验证包括CFD分析、FEM分析和缩尺寸模型空气试验; 模型试验包括无汽条件下的动态操作性试验、通用特性试验、带汽条件下的特性试验、以及阀门解体和组装试验。

参考书目:

- [1] 阮国萍, 付援非. 重水堆核电站主蒸汽旁排阀故障分析和应对策略[J]. 核科学与工程, 2006, (02)
- [2] 康日新. 秦山三期重水堆核电站的管理经验[J]. 中国核电, 2008, (01).
- [3] 王幼民. 溢流阀动态刚度最优控制[J]. 安徽工程科技学院学报, 2002, (01).
- [4] 蒲小勤. 秦山核电站蒸汽旁排阀的比较研究[J]. 云南电力技术, 2005, (02)

# 沸水堆核电厂 基本概念

## 1. 发展简史

沸水堆与压水堆一样，是从上世纪50年代开始逐步发展起来的轻水堆堆型，先后开发了BWR-1至BWR-6六种原型堆到二代商用沸水堆机型，以及第三代先进沸水堆（ABWR）。各个阶段沸水堆的典型参数见下表。

东京电力公司的福岛第一核电厂共有6台投运机组，全是沸水堆。1号机组电功率439兆瓦，为BWR-3型机组，1971年3月26日投入商业运行；2号至5号机组电功率784兆瓦，为BWR-4型机组，1974-1978年间投产；6号机组电功率1067兆瓦，为BWR-5型机组，1979年投产。地震发生时，1、2、3号机组正在运

不同年代的沸水堆参数演变情况表

堆名	Dresden-1 (Prototype)	Oyster Creek (BWR-2)	Grand Gulf (BWR-6)	Oskarshamn 3	柏崎 6 (ABWR)
设计年份	1955	1963	1972	1976	1985
热功率, MW(t)	700	1930	3833	3300	3926
电功率, MW(e)	210	650	1250	1205	1356
热效率, %	30	33.7	32.6	36.5	34.5
燃料装量, tU	57.6	125	144.5	126	150
平均比功率, kW/kg	12.2	15.4	26.5	26.2	26.2
平均功率密度, kW/L	31.2	40.6	54.1	54.0	50.6
平均线功率, W/cm	200	181	195	226	188
最大线功率, W/cm	511	476	440	415	440
燃料组件	36根棒	7×7	8×8	8×8	8×8
平衡换料富集度, %	1.5~2.5	3.38	2.81	3.1	3.5
平均卸料燃耗, MWd/tU	24200	23000	28000	32000	39500
压力容器内径, m		5.4	6.38	6.4	7.1
冷却剂循环	双回路, 4环路	直接, 5环路	直接, 2环路	直接, 0环路	直接, 0环路
主循环泵	外部循环泵	外部循环泵	内部喷射泵	内部叶轮泵	内部叶轮泵
安全壳	干式球形	干式圆柱形	消压水池	消压水池	消压水池

行，4号机组正在换料大修，5、6号机组也正处于定期停堆检修之中。

## 2. 沸水堆工作原理

顾名思义，沸水堆以沸腾轻水为慢化剂和冷却剂，并在反应堆压力容器内直接产生饱和蒸汽。沸水堆来自汽轮机系统的给水进入反应堆压力容器后，沿堆芯围筒与容器内壁间的环形空间下降，在喷射泵的作用下进入堆下腔室，再折而向上流过堆芯，受热并部分汽化。汽水混合物经汽水分离器分离后，水分沿环形空间下降，与给水混合；蒸汽则经干燥器后出堆，通往汽轮发电机做功发电。蒸汽压力约为7MPa，干度不小于99.75%。汽轮机乏汽冷凝后经净化、加热，再由给水泵送入反应堆压力容器，形成闭合循环。再循环泵的作用是使堆内形成强迫循环，其进水取自环形空间底部，升压后再送入反应堆容器内，成为喷射泵的驱动流。改进型沸水堆取消了主系统管路和喷射泵，而在堆内装有数台内装式再循环泵。自汽水分离器和汽轮机凝汽器流回的给水由这些泵送回堆芯去再循环，从而增加了堆芯循环倍率。由于水在堆芯中被汽化，对于同样的热功率，通过沸水堆堆芯的冷却剂流量小于压水堆。然而，沸水堆的蒸汽带有放射性，需将蒸汽-给水系统的设备加以屏蔽和把汽轮机大厅划入放射性控制区，增加了检查和维修的困难，并需采取措施减少放射性气体的逸出和防

止凝汽器渗漏。

目前在全世界10多个国家与地区共有投运沸水堆机组92台，占世界核电装机总量的21%。在这次福岛核电事故前，一直有着良好的运行记录。沸水堆核电厂工作原理见上图。

## 3. 沸水堆核电厂系统、设备

### 3.1 压力容器

沸水堆压力容器虽与压水堆的类似，但设计压力为压水堆的一半。由于堆功率密度低，堆芯大，容器内还有再循环泵、汽水分离器和干燥器，故体积较后者大得多。

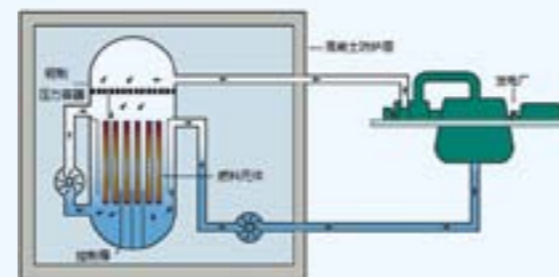
### 3.2 燃料组件

堆芯主要由核燃料组件、控制棒及中子注量率探测器等组成。沸水堆燃料组件为正方形有盒组件，其内燃料棒按7×7或8×8排列。燃料芯块为不同富集度的二氧化铀，平均富集度为2.0%~3%。并在某些棒中掺入可燃毒物钐，以消除局部功率峰和展平功率密度。福岛3号机组还部分采用了混合铀钚氧化物燃料。与压水堆一样，沸水堆停堆后，堆芯还有很大的剩余释热必须导出，否则可能使燃料棒包壳熔化，甚至燃料芯块也会熔化，导致严重事故。

### 3.3 反应堆控制和功率调节系统

沸水堆的控制棒呈十字形，插在四个方盒组件之间，它含有若干充填了B4C粉末的密封不锈钢细管，用来改变反应堆功率水平，也是停堆的主要手段（因冷却剂不含中子毒物），因此控制棒的数目很多（100~200根）。鉴于堆芯上半部含有大量气泡，慢化剂密度很小，为提高控制棒效率，把控制棒从压力容器底部往上插入堆芯，这也有利于抑制出现于堆芯下半部的功率尖峰和展平轴向功率分布，同时留出容器上部空间作为安置汽水分离器和蒸汽干燥器之用，并有停堆后控制棒位置不影响换料

沸水堆核电厂示意图



操作的好处。控制棒驱动机构都装在压力容器底部，先进沸水堆的控制棒驱动机构采用电力和液压两种方式驱动，正常运行时使用电力驱动使控制棒缓慢插入和抽出，发生事故时使用高液压将所有控制棒同时快速插入堆芯以实现紧急停堆。由于沸水堆压力容器底部设有为数众多的控制棒和中子探测器贯穿孔，增加了小失水事故的可能性。控制棒驱动机构较复杂，可靠性要求高，维修困难。

沸水堆由于汽泡的负反应性效应能自动限制功率骤增，具有很大的内在安全性。二代沸水堆采用部分内部循环系统，把通过堆芯的1/3流量抽出压力容器，用2台外部循环泵将其压力提高后，重新注入压力容器内，驱动18~24台内部喷射泵以抽吸其余2/3的流量，两股水流合并通过扩散器增压而达到所需的压头，其总效率较低，约为35%。利用功率对堆芯流量的敏感性，可借助于流量控制来调节反应堆功率。例如加大外部循环回路的流量调节阀开度，使内部喷射泵流量增加，堆芯汽泡减少，反应性增大，功率上升，这导致汽泡增多又使得功率回落，直至达到新的平衡，反之亦然。这样仅靠循环流量的改变便可以实现额定功率的65%~100%之间的功率调节，而且功率变化速率很快（约1%/s，靠移动控制棒的功率变化速率为10%/min），十分方便灵活。沸水



沸水堆核电厂总体布置 [三维效果]

堆的正常负荷变化就是尽量不用控制棒，全靠流量控制来进行跟随的。1996/97年建成的日本柏崎6/7号1350MWe先进沸水堆已将上述部分内部循环系统改为全内部循环，用10台可变速的电动内置叶轮泵（图5-18）代替喷射泵，取消了外部循环回路，这使得安全壳体积更加减小而内部检查维修空间更加宽敞。

### 3.4 沸水堆安全壳与反应堆厂房

沸水堆的安全壳靠蒸汽凝结来降低事故压力，一次安全壳的容积比压水堆的小得多。它由两个互相隔开的空间组成：压力空间（干井）和凝汽空间（湿井）。压力空间包容反应堆压力容器，控制棒驱动机构，外部循环泵（如果有的话）和连接管道与阀门；凝汽空间除了消压水池（容积3000~6000 m<sup>3</sup>）外全是空的。压力空间与凝汽空间靠浸没在水中的大口径凝汽管相连通。当发生失水事故（压力空间中一根管道破裂）时，压力空间内压力升高而形成与凝汽空间的压差，驱使空气蒸汽混合物经由凝汽管涌流入消压水池，使蒸汽完全凝结成水，在此过程中安全壳内的最大压力应不超过设计限值（约0.3 Mpa）。消压水池也是应急堆芯冷却系统的一个水源和凝汽器失效时的后备热阱。一次安全壳可采用承压钢结构或预应力混凝土结构。

包容一次安全壳的密封厂房形成二次安全壳，它是防止放射性气体外逸的另一道屏障和对反应堆放出辐射的另一道屏蔽。同压水堆一样，沸水堆为失水等事故设置有应急堆芯冷却系统，它包含高压堆芯喷淋系统，自动卸压系统，低压堆芯喷淋系统和低压冷却剂注入系统。应急堆芯冷却系统和快速停堆系统，余热排出系统，应急控制站，反应堆循环泵的密封水系统（先进沸水堆的内置泵采用湿电机型则没有轴密封部），新燃料组件贮存间，乏燃料池冷却净化系统，加硼与氢气复合系统，通风装置，装卸料机等重要辅助设施，均布置在一次安全壳与反应堆厂房之间的环廊区域内。反

应堆厂房须为抗御地震、飞机坠落冲击等外来事件设防。由于承受的压力较低，厂房结构可采用钢筋混凝土，而不是预应力混凝土，这有利于缩短建造周期。

### 3.5 早期沸水堆的设计缺陷

福岛第一核电厂的机组设计与建造完成于美国三里岛事故之前，当时还没有形成严重事故的清晰概念，更谈不上预防和缓解严重事故的安全措施了。从事故处理过程可见，这种设计欠缺主要表现在以下几方面：

#### （1）4套应急堆芯冷却系统全部失灵

沸水堆的第一道安全屏障是燃料组件包壳。为了保证其完整性，必须保证燃料组件始终被水浸没并被持续冷却。沸水堆的应急堆芯冷却系统就是设计用于发生堆芯失水时直接向堆内注入冷却水，以防止堆芯熔化。它又分为4个子系统：自动卸压系统，在主系统发生破损时使汽水混合物直接经排汽管进入抑压水池被冷凝，可使反应堆迅速卸压，以利于其他子系统的注水。高压堆芯喷淋系统。在发生失水事故时，该系统通过喷淋环管直接向堆芯喷淋注水。除正常电源外，此系统还设置了独立的柴油发电机供电。低压堆芯喷淋系统。该系统通过环管向堆芯直接喷淋注水，防止堆芯裸露。低压冷却剂注水系统。这是余热导出系统的一种运行方式，用于在失水事故时向反应堆容器注水，使堆芯浸没而不裸露。上述三个喷淋和注水系统又排列组合成三组。设计者认为，在自动卸压系统配合下，任何一组失效都不影响应急堆芯冷却功能。

从上述系统的工作原理不难看出，其发挥功效的前提是必须具备交流电源。不幸的是这次事故中，地震加海啸不仅造成压力容器小破口失水，而且丧失了全部交流电。由于抑压水池失电，无法使蒸汽冷凝下来，泄压效果受到影响。由于失电，堆芯得不到有效冷却，反应堆水温与压力居高不下，3套应急堆芯冷却系统全都失效。泄漏造成堆芯失水，燃料组件而

熔化，酿成严重后果。显然，如果能采用或增加一些现在普遍采用的非能动的应急堆芯冷却设施，应能有效缓解事故后果。

（2）由于认为堆芯极不可能熔化，安全壳设计中未考虑氢氧复合系统。在这次事故处理过程中，也未见到安全壳内氢氧复合系统动作，以避免氢爆的报道。

#### （3）安全壳的设计理念存在缺陷

沸水堆安全壳的设计理念是基于，无论是反应堆超压，还是主回路失水，都能使安全壳中的蒸汽迅速冷凝而降低使用压力。所以其安全壳的自由空间比较小。图必须能否让蒸汽冷凝下来就成了设计与事故处理成败的关键。如上所述，这次事故中抑压水池的冷凝器由于失电而失效，导致1号机组安全壳干井压力升至设计压力的两倍，非常危险。

（4）由于早期设计认为沸水堆堆芯极不可能熔化，更未考虑堆芯熔融物穿透压力容器壁的严重后果。直到第三代先进沸水堆（ABWR）设计时，才在反应堆压力容器与安全壳之间设置了一个收集与冷却堆芯熔融物的设施，从而杜绝了堆芯熔融物与安全壳地板作用、破坏安全壳完整性的可能。

## 4. 第三代先进沸水堆ABWR

先进型沸水堆（ABWR）是在多年来沸水堆设计和运行经验的基础上改进发展起来并满足URD要求的第三代反应堆，也是目前唯一经过运行考验的第三代先进型核电机组。ABWR的研发工作始于1978年，其后，GE公司与瑞典Asea原子能公司、意大利Ansaldo公司以及日本的日立、东芝公司共同完成了概念设计。1985年，GE、日立、东芝三家公司共同完成了基本设计。1994年7月13日，ABWR获得最终设计批准（FDA），这是美国核管会批准的



第一个先进核电反应堆，1997年5月，ABWR获得NRC标准设计证书。世界上头两台先进废水对(ABWR)机组为日本柏崎·刈羽核电厂的6号、7号机组。机组由东芝公司、日立公司和通用电气公司(GE)联合承包。柏崎·刈羽核电厂7号机组于1991年1月开始订货，主体工程于1992年2月开始浇灌第一罐混凝土。于1996年12月开始并网发电，1997年7月正式投入商业运行。此外，近期还在ABWR基础上开发了简化沸水堆(SBWR)、增强型简化沸水堆(ESBWR)和欧洲开发的SWR1000沸水堆。

ABWR参数以日本东电的柏崎-刈羽7号机组为例。该机组额定发电功率为1356MW，机组热效率为34.5%。堆芯活性段高度3.71m，直径5.16m，内装有872个8×8燃料组件，燃料装量为150t重金属。堆芯最大热功率密度为118.4kW/L，平均为50.6kW/L。燃料材料采用UO<sub>2</sub>，首炉装料时燃料富集度为2.6%，换料时为3.5%。燃料棒高度为4066mm，外径12.3mm，芯块高度10.3mm，直径10.4mm。包壳采用Zr-2，厚度0.86mm，包壳外部最高温度310℃，燃料棒中心最高温度1790℃。每年换料量为29t重金属。卸料平均燃耗为39500MWd/tU，最高为50000MWd/tU。共有206束控制棒。反应堆压力容器壁厚170mm，高21.0m，内径7.1m。冷却剂堆芯入口温度216℃，出口温度286℃。核岛产生的蒸汽流量为52200t/h，蒸汽压力7.2MPa。汽轮发电机额定转速为1500r/min，连续出力为1356MW。

第三代沸水堆ABWR与BWR-6相比，在堆芯及燃料、主冷却回路、堆内结构、控制棒驱动系统、安全壳、材料与化学、安全系统、辐射防护与废物处理、先进的I&C系统与中央控制室设计等方面做了大量改进，尤其是用10台可变频调节转速的电动内置叶轮泵代替喷射泵，取消了外部循环回路，使得安全壳体积更加减小而内部检查维修空间更加宽敞。与BWR相比，ABWR的安全性和经济性提高了很多，



沸水堆示意图

防止失去电源、防止失水事故和防止“非预期的不能停堆的瞬态事故(ATWS)”的能力大大提高。建造费用比BWR节省20%，建造周期从60个月以上减少为48个月，电厂寿命延长至60年，运行费也有所减少，比投资和电价都有

较大幅度的下降。下表将ABWR和第二代BWR6型机组的主要参数进行了比较。

### 5.简化沸水堆(SBWR)

简化型先进沸水堆(SBWR)是20世纪90年代后期，以美国、日本、意大利为主，并在其他几个欧亚国家参加下，以ABWR为基础研发的。它与ABWR相比，主要做了两方面的改进：

(1) 将能动式安全系统改为非能动式安全系统，即充分利用自然规律来保证安全，使安全系统大大简化，并更为可靠。

(2) 充分利用沸水堆容易实现自然循环的优点，一回路采用自然循环，取消了昂贵的主泵。因此，反应堆的安全性、可靠性和经济性都有所提高。

SBWR一回路采用自然循环，运行人为简化，取消了大量的注水系统，减少了设备和管

道，不设安全级电源，简化了供电系统，提高了经济性。采用非能动的注水、冷却、注硼系统，改善了安全性。因而，SBWR具有简单、可靠、安全、经济等优点，在1000MW级以下的核电站中具有一定的技术经济优势。SBWR于1996年完成最终设计审查，但目前尚未实际建造。

### 6.增强型简化沸水堆(ESBWR)

另一种改进型简化沸水堆(ESBWR)是GE公司和几个国际电力公司、设计机构和研究组织在SBWR的基础上共同开发的。该设计以670MW的SBWR为基础并大量采用ABWR的设计特性和设备，以及常规的成熟的核燃料，具有非能动安全系统，先进的简化设计和更高的功率，其电功率为1380MWe。据GE公司设计的经济目标和初步测算，ESBWR与ABWR以及SBWR相比，可显著降低成本，在经济上具有竞争力。

ABWR与BWR比较表

项目	ABWR	BWR	UWD 要求指标
热功率/MWt	1356	1100	1300
电功率/MWe	3926	3293	
建造周期/月	48	≥60	≤54
非计划停堆/次/年	<1	1.1-2	<1
年利用率/%	87	75	≥87
堆芯损坏概率/1/a	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-5</sup> -10 <sup>-4</sup>	≤10 <sup>-5</sup>
职工剂量率/人·雷姆/年	<100	365	
固废废物/m <sup>3</sup> /a	<100	219	≤200
比投资/美元/kw	1400	2000-4000	≤1300
电力成本/美分/(kwh)	1.3	2.2	≤1.3



日本发生里氏8.8级地震并在日本东北太平洋沿岸引发巨大海啸。高达数米的海浪将车辆等卷入海中，并冲毁沿岸建筑。近年来，全球地震频发并引发重大海啸，造成严重人员伤亡。其中主要包括：

2001年6月，秘鲁南部发生里氏8.4级地震并引发海啸，造成至少78人死亡，经济损失约3亿美元。

2004年12月26日，印度尼西亚苏门答腊岛附近海域发生里氏8.9级强烈地震，并引发海啸，海啸激起的海潮最高超过30米，波及印度洋沿岸十几个国家，造成约23万人死亡或失踪，经济损失超过100亿美元。

2006年7月17日，印尼爪哇岛西南海域发生里氏6.8级强烈地震，并引发沿岸部分地区海啸，造成668人死亡，1438人受伤，287人失踪，约7.4万人无家可归。

2007年1月13日，千岛群岛附近太平洋西北海域发生里氏8.3级地震并引发海啸，造成至少50多人死亡，数千人失去家园。

2007年4月2日，南太平洋岛国所罗门群岛发生里氏8级强烈地震，并引发海啸，形成5米高的巨浪。地震和海啸造成至少两个村落严重受灾，近20人死亡，多人失踪。

全球地震海啸发生区的分布基本上是与地震带一致。据1700多年的资料统计表明，全球有记载的破坏性较大的地震海啸约发生260次，平均六七年发生一次，其中在环太平洋地震带上的地震海啸约占80%，而在日本列岛及其邻近海域发生的地震则占太平洋地震海啸的60%左右，因此，日本是世界上发生地震海啸最频繁和危害最重的国家。

## 上海电气获得 AP1000三代核电技术转让分许可权

日前，上海电气、东方电气、中国一重等10家装备制造集团在北京与国家核电技术公司签订了AP1000三代核电技术转让分许可协议。AP1000三代核电代表了当今世界最先进最安全的核电水平。此次签约标志着我国引进的AP1000核电技术的分许可工作全面展开，也体现上海电气作为国内骨干装备制造企业正式获得了AP1000反应堆主泵、反应堆压力容器、蒸发器、爆破阀等核岛15项关键设备的设计和制造等相关技术的使用权。

据悉，目前，AP1000技术引进工作总体进展顺利，34个技转任务全部打开，技术文件和软件交付已完成约80%，技转培训和技术服务完成约50%，对外支付完成约50%。合同履行进度基本满足了三代核电技术依托项目建设及关键设备国产化的要求。

## 三门核电关键设备国产化



在引进、消化、吸收AP1000先进核电技术的过程中，国家核电技术公司着力解决我国核电发展中关键设备长期受制于人的突出问题，与一重、二重、哈电、上电、沈鼓、太重、宝钢、鞍钢和太钢等装备制造企业合作，共同推进我国核电关键设备国产化。

目前，AP1000核岛关键设备大型锻件、反应堆压力容器、蒸汽发生器、主泵、主管道、钢制安全壳等设备的国产化工作相继取得实质性进展。国家核电技术公司建立了设备合格供应商评定体系，颁发了首批10家AP1000

设备合格供应商证书。



## 依托项目第4台机组核岛主设备基本实现国产化

设备名称	三门1号	海阳1号	三门2号	海阳2号
屏蔽电机主泵	西屋	西屋	西屋	西屋
爆破阀	西屋	西屋	西屋	西屋
反应堆压力容器	西屋	西屋	中方	中方
蒸汽发生器	西屋	西屋	中方	中方
堆内构件	西屋	西屋	中方	中方
控制棒驱动机构	西屋	西屋	中方	中方
装卸料机	西屋	中方	中方	中方
钢制安全壳	西屋	中方	中方	中方
主管道	中方	中方	中方	中方
稳压器	中方	中方	中方	中方