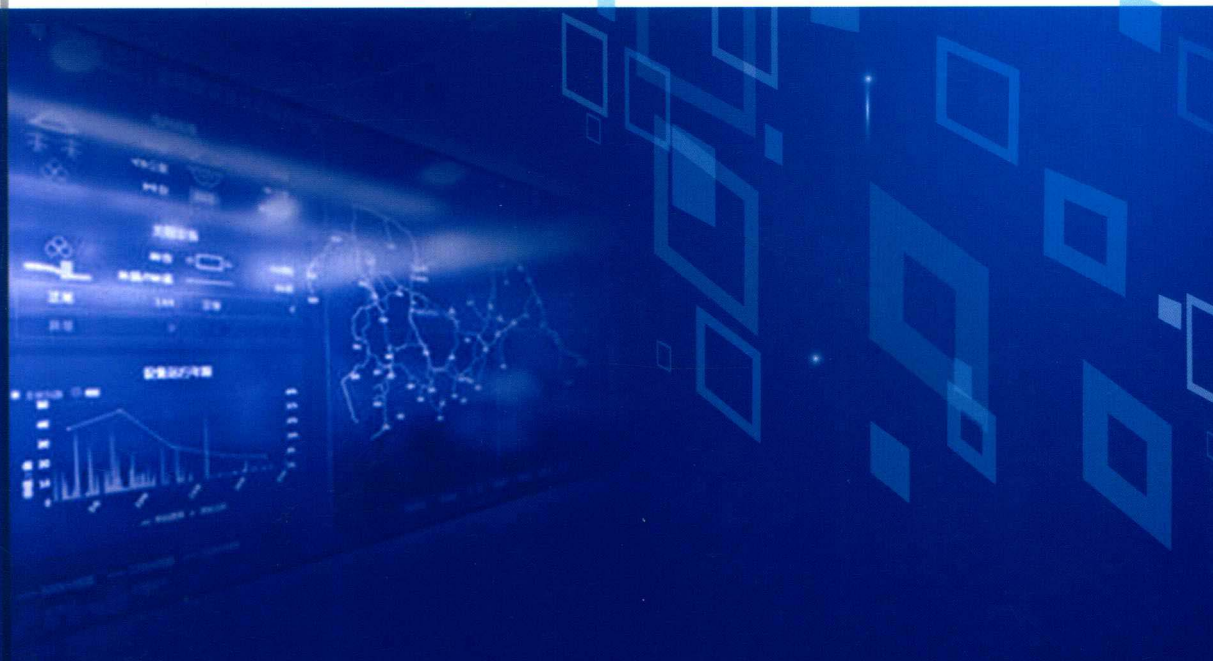


核电厂 运行控制与管理

HEDIANCHANG
YUNXING KONGZHI YU GUANLI

中国南方电网电力调度控制中心 编

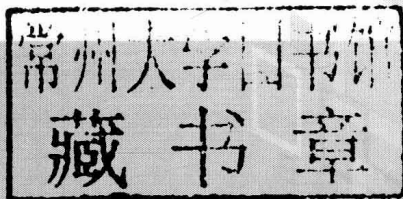


中国电力出版社
CHINA ELECTRIC POWER PRESS

核电厂 运行控制与管理

HEDIANCHANG
YUNXING KONGZHI YU GUANLI

中国南方电网电力调度控制中心 编



中国电力出版社
CHINA ELECTRIC POWER PRESS

内 容 提 要

当今互联大电网新设备、新技术广泛应用,电网结构复杂、运行特点多变。为适应电力系统发展新要求,不断提高从业人员对现代电力系统运行的认知水平,中国南方电网电力调度控制中心组织一批技术、技能培训能手联合编著了本书。该书主要讲述核能发电的基础理论、运行控制特点和要求,对核电机组的结构及运行调试等进行了深入介绍,并对核电机组涉网运行特点和调度规则进行了细致讲解,内容新颖实用。全书共分 10 章,主要内容包括:核电厂概述,核岛系统及设备,常规岛,电气设备,核电机组建设与调试,涉网试验,机组的运行、启动、调整,机网协调,调度运行控制与管理,机组检修与修后试验。

本书可供核电厂设计、运行、管理人员及相关人员阅读,也可供高等院校相关专业师生学习参考。

图书在版编目(CIP)数据

核电厂运行控制与管理 / 中国南方电网电力调度控制中心编. —北京: 中国电力出版社, 2017.9
ISBN 978-7-5198-0810-5

I. ①核… II. ①中… III. ①核电厂—运行 IV. ①TM623.7

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2017)第 131237 号

出版发行: 中国电力出版社

地 址: 北京市东城区北京站西街 19 号(邮政编码 100005)

网 址: <http://www.cepp.sgcc.com.cn>

责任编辑: 邦兴庆(010-63412376)

责任校对: 马 宁

装帧设计: 郝晓燕 赵姗姗

责任印制: 邹树群

印 刷: 北京传奇佳彩数码印刷有限公司

版 次: 2017 年 9 月第一版

印 次: 2017 年 9 月北京第一次印刷

开 本: 787 毫米×1092 毫米 16 开本

印 张: 14.5

字 数: 346 千字

定 价: 79.00 元

版 权 专 有 侵 权 必 究

本书如有印装质量问题,我社发行部负责退换

本书主要讲述核能发电的基础理论、运行控制特点和要求，对核发电机组的结构及运行调试等进行了深入介绍，对核发电机组涉网运行特点和调度规则进行了细致讲解，内容新颖实用。本书既可作为电力调度人员及输配电系统运行人员掌握核电厂运行与控制技术的培训教材，以及核电厂运行人员掌握电力调度运行控制与管理要求的培训教材，也可作为电力系统管理人员及大中专院校有关专业师生的参考书。

全书第 1 章由占玉刚、徐礼新、苟东、赵富为、高传波编写，第 2 章由唐莉编写，第 3 章由李中新编写，第 4 章由张钊编写，第 5 章由陶志山编写，第 6 章由翁洪杰、伍宇忠、谭金、张征平、赵富为编写，第 7 章由何光初编写，第 8 章由黄超、徐礼新、南雷编写，第 9 章由宋兴光、张宇童、张蔷、陆明、赵旋宇、林庆标、卢伟辉、赵玉柱、王皓怀、陈梓煜编写，第 10 章由郑成山编写。最后由赵曼勇、和识之、白培林统稿。中国广核集团有限公司、大亚湾核电运营管理有限责任公司、阳江核电有限公司、广东电网公司电力科学研究院为本书的编写提供了大力支持，在此表示衷心的感谢。

由于编者水平有限，本书难免存在疏漏，恳请有关专家和读者提出宝贵意见。

编 者

2016 年 12 月

前言

第 1 篇 概 论

■ 第 1 章 核电厂概述	3
1.1 核能利用及发展	3
1.2 核电厂一般工作原理	5
1.3 核电厂分类	7
1.4 核电厂生产过程	7
1.5 核电厂可靠性指标	9
1.6 核安全法规	11
1.7 核电厂质量管理体系	16
1.8 核电厂运行技术规范	22
1.9 经验反馈	25
■ 第 2 章 核岛系统及设备	26
2.1 反应堆物理基础	26
2.2 一回路辅助系统	34
2.3 专设安全设施	40
■ 第 3 章 常规岛	45
3.1 汽轮机	45
3.2 汽轮机辅助系统	53
3.3 加热器	57
3.4 汽水分离再热器	61
3.5 冷凝器	64
■ 第 4 章 电气设备	67
4.1 一次设备	67
4.2 二次设备	68
4.3 厂用电系统	72

第 2 篇 新机组建设与调试

■ 第 5 章 核电机组建设与调试	79
5.1 核电工程项目建设的特点	79
5.2 核电工程项目建设的过程	80
5.3 调试主要过程	85
5.4 主要调试项目介绍	87
5.5 1000MW 压水堆机组调试实例	90
■ 第 6 章 涉网试验	97
6.1 励磁系统参数实测试验	97
6.2 核电汽轮机及其调节系统模型参数实测	101
6.3 电力系统稳定器 (PSS) 现场测试试验	104
6.4 一次调频试验	107
6.5 进相试验	111
6.6 调峰性能试验	112

第 3 篇 机组运行与调控

■ 第 7 章 机组的运行、启动、调整	117
7.1 反应堆控制	117
7.2 汽轮发电机组运行控制	124
7.3 发电机及电气系统的运行	127
7.4 机组的正常运行和瞬态工况	133
7.5 机组的停运	139
■ 第 8 章 机网协调	141
8.1 有功调节	141
8.2 无功调节	145
8.3 调峰	149
8.4 一次调频	152
8.5 涉网控制保护	155
■ 第 9 章 调度运行控制与管理	162
9.1 并网管理	162
9.2 计划编制	170
9.3 风险防控	176
9.4 调控操作	180

9.5	评价改进	182
9.6	二次系统	185
9.7	综合支持	189
■	第 10 章 机组检修与修后试验	191
10.1	机组检修概述	191
10.2	并网运行机组检修管理	192
10.3	机组检修后的试验	197
附录 A	核电厂相关文件目录	203
附录 B	核电厂常用系统代码表	207
附录 C	核电厂常用名词解释	218
	参考文献	221

第1篇 概论

核电厂运行控制与管理



核电厂概述

1.1 核能利用及发展

1.1.1 核能发展简史

核能是人类历史上的一项伟大发明，这离不开早期西方科学家的探索发现，他们为核能的应用奠定了基础。自 1911 年卢瑟福提出原子结构说，核能已走过了 100 多年的历史：

1938 年，德国化学家奥托·哈恩及其助手弗里茨·斯特拉斯曼首次发现了铀核的裂变现象；

1939 年，莉泽·迈特纳和奥托·弗里施第一次提出“核裂变”的概念；

1942 年 12 月 2 日，在美国芝加哥大学体育场地下室，费米完成世界上第一座核反应堆启动，实现了人类历史上首次自持链式裂变反应的实验，热功率为 2kW；

1945 年 7 月 16 日，人类历史上的第一颗原子弹——“小玩意儿”号在美国新墨西哥州爆炸；

1964 年 10 月 16 日中国第一颗原子弹爆炸成功；

1951 年 12 月，美国爱达荷州的试验增殖堆（EBR-1）在世界上第一次从核能中发出了电；

1952 年 11 月 1 日，美国在太平洋马绍尔群岛的比基尼岛环礁上试爆了世界上第一颗氢弹；

1967 年 6 月 17 日，中国第一颗氢弹试爆成功；

1954 年 1 月 24 日，世界上第一艘核潜艇——美国“鹦鹉螺”号开始海洋试航；

1971 年 8 月 1 日，中国第一艘核潜艇“长征一号”试航成功；

1954 年 6 月 27 日，世界上第一座核能发电站——苏联奥布涅斯克核电站投入运行，热功率 30MW，净电功率 5MW；

1957 年 12 月 2 日，美国第一座核电站——希平港压水堆核电厂开始运行，热功率 230MW，电功率 60MW；

1958 年 6 月 13 日，我国第一个反应堆（重水慢化研究堆）临界，同年 9 月 27 日开始功率运行；

1991 年 12 月 15 日，我国自行设计、建造的第一座核电站——30 万 kW 秦山核电厂并网发电，实现我国大陆核电“零的突破”；

2009 年 4 月 19 日，世界上第一个第三代先进压水堆 AP1000 核电机组在浙江三门正式开工建设；

2009 年 12 月 21 日，广东台山核电站一期工程 1 号机组正式开工建设，是中国第一个采用欧洲先进压水堆（EPR）第三代核电技术的机组；



2015年5月7日,中国自主三代核电技术“华龙一号”首堆示范工程——中核集团福清核电站5号机组正式开工建设。

根据国际原子能机构(IAEA)公布的信息,截至2014年,全世界共有432台在运核电机组,68台在建机组。其中,我国已有23台在运核电机组,26台在建机组。

历史上核电站发生过三次大的事故:美国三哩岛(INES5级^①)、苏联切尔诺贝利(INES7级)、日本福岛(INES7级),其中切尔诺贝利核事故是唯一直接造成工作人员伤亡的事故(死亡32人);核电站运行和事故工况从未直接造成任何居民的伤亡。

1.1.2 四代核电的划分

1.1.2.1 第一代核电站

20世纪50年代至60年代初,苏联、美国等建造了第一批单机容量在300MW左右的核电站,如美国的希平港核电站和印第安角1号核电站、法国的舒兹(Chooz)核电站、德国的奥布利海姆(Obrigheim)核电站、日本的美滨1号核电站等。第一代核电厂属于原型堆核电厂,主要目的是通过试验示范形式来验证其核电在工程实施上的可行性。

1.1.2.2 第二代核电站

20世纪70年代,因石油涨价引发的能源危机促进了核电发展,世界上已经商业运行的400多台机组大部分在这段时期建成,称为第二代核电机组。第二代核电厂主要是实现商业化、标准化、系列化、批量化,以提高经济性。20世纪60年代末至70年代,世界上建造了大批单机容量在600~1400MW的标准化和系列化核电站,以美国西屋公司为代表的M-212、M-312、M-314、M-412、M-414、System80及一大批沸水堆(BWR)均可划入第二代核电站的范畴。法国的CPY、P4、P4'等机组,也属于M-312、M-414一类标准核电站。日本、韩国也建造了一批M-412、BWR、System80等标准核电站。

第二代核电站是世界正在运行的432座核电站(2014年IAEA统计数据)主力机组。

从事核电的专家们对第二代核电站进行了反思,当时认为发生堆芯熔化和放射性物质大量向环境释放这类严重事故的可能性很小,不必把预防和缓解严重事故的设施作为设计上必须的要求,因此,第二代核电站应对严重事故的能力比较薄弱。在三哩岛核电站和切尔诺贝利核电站发生事故之后,各国对正在运行的核电站进行了不同程度的改进,使其安全性和经济性都有了不同程度的提高。

1.1.2.3 第三代核电站

通过总结经验教训,美国、欧洲和国际原子能机构都出台了新规定,把预防和缓解严重事故作为设计上的必须要求,满足以上要求的核电站称为第三代核电站。它包括了改革型的能动(安全系统)核电站和先进型的非能动(安全系统)核电站。与正在运行发电的第二代核电机组相比,第三代核电站预防和缓解堆芯熔化作为设计上的必须要求,而这一点也正是作为第二代核电站的福岛核电站事故中暴露出来的弱点。

目前,世界上技术比较成熟、可据以建造第三代核电机组的设计,主要有美国的AP1000(压水堆)和ABWR(沸水堆),以及欧洲的EPR(压水堆)等型号,它们发生严重事故的概率是第二代核电机组的1/100甚至更小。

^① INES是指国际核事件分级表,分为7级:1~3级称为“事件”,4~7级称为事故。

美国、法国等国家已公开宣布,今后不再建造第二代核电机组,只建设第三代核电机组。而中国有13台第二代核电机组正在运行发电,未来重点放在建设第三代核电机组上,并开发出具有自主知识产权的中国品牌的第三代先进核电机组。为此,国务院决定以浙江三门和山东海阳两个核电项目作为第三代核电自主化依托工程,建设4套第三代AP1000压水堆核电机组。《国家中长期科学和技术发展规划纲要》已将“大型先进压水堆核电站”列为重大专项(CAP1400)。另外,由中国核工业集团公司和中国广核集团有限公司联合开发的华龙一号,作为中国核电“走出去”的主打品牌,其安全指标和技术性能达到了国际三代核电技术的先进水平,具有完整自主知识产权。

1.1.2.4 第四代核能系统

第四代核电反应堆 Gen-IV 的概念最先是在1999年6月召开的美国核学会年会上提出的。当年11月召开的该学会冬季年会进一步明确了发展 Gen-IV 的设想。美国、法国、日本、英国等核电发达国家在2000年组建了 Gen-IV 国际论坛,拟用2~3年的时间完成制定 Gen-IV 研发目标计划。这项计划总的目标是在2030年左右,向市场上提供能够很好解决核能经济性、安全性、废物处理和防止核扩散问题的 Gen-IV。

第四代核能系统包括三种快中子反应堆系统(钠冷快堆系统 SFR、铅合金冷却堆系统 LFR、气冷快堆系统 GFR)和三种热中子反应堆系统(超常高温堆系统 VHTR、超临界水冷堆系统 SCWR 和熔盐堆系统 MSR)。

世界各国都在不同程度上开展第四代核能系统基础技术的研发工作。由清华大学自主设计建造的10MW高温气冷实验堆核电站,已于2003年1月实现满功率运行发电,成为世界上第一座具有模块式高温堆特点的实验电站。

2012年12月9日,位于中国山东省荣成市的华能石岛湾核电厂重新开工建设,该核电厂是中国拥有自主知识产权的第一座高温气冷堆示范电站,也是世界上第一座具有第四代核能系统安全特性模块式高温气冷堆的商用规模示范电站。投资40亿元建设的20万kW高温气冷堆核电机组,预计2017年年底投产发电。

1.2 核电厂一般工作原理

目前世界上的核电站60%以上都是压水堆核电站,其主要由反应堆、蒸汽发生器、汽轮机、发电机及有关系统设备组成,其工作原理如图1.1所示。

在核电站中,反应堆的作用是进行核裂变,将核能转化为热能。水作为冷却剂在反应堆中吸收核裂变产生的热能,成为高温高压的水,然后沿管道进入蒸汽发生器的U形管内,将热量传给U形管外侧的汽轮机工质(水),使其变为饱和蒸汽。被冷却后的冷却剂再由主泵打回到反应堆内重新加热,如此循环往复,形成一个封闭的吸热和放热的循环过程,这个循环回路称为一回路,也称核蒸汽供应系统。一回路的压力由稳压器控制。由于一回路的主要设备是核反应堆,通常把一回路及其辅助系统和厂房统称为核岛(NI)。

汽轮机工质在蒸汽发生器中被加热成蒸汽后进入汽轮机膨胀做功,将蒸汽焓降放出的热能转变为汽轮机转子旋转的机械能。汽轮机转子与发电机转子两轴刚性相连,因此汽轮机直接带动发电机发电,把机械能转换为电能。做完功后的蒸汽(乏汽)被排入冷凝器(凝汽器),由循环冷却水(如海水)进行冷却,凝结成水,然后由凝结水泵送入加热器预加热,再由给

1.3 核电厂分类

核电厂的分类一般是按照反应堆的类型进行划分的，根据反应堆的燃料类型分为天然气铀堆、浓缩铀堆、钍堆；根据中子能量分为快中子堆和热中子堆；根据冷却剂材料分为水冷堆、气冷堆、液态金属冷堆；根据慢化剂分为石墨堆、重水堆、压水堆、沸水堆等。目前，常用的划分方法是选用全球反应堆类型应用较为广泛的堆型，并按反应堆划分方法来划分。世界上已商运的核电站堆型中，主要类型有压水堆、沸水堆、重水堆。

1.3.1 压水堆

以压水堆为热源的核电站，主要由核岛和常规岛组成。压水堆核电站核岛中的四大部件是蒸汽发生器、稳压器、主泵和堆芯。核岛中的系统设备主要有压水堆本体、一回路系统，以及为支持一回路系统正常运行和保证反应堆安全而设置的辅助系统。常规岛主要包括汽轮发电机机组等二回路系统，其形式与常规火电厂类似。

1.3.2 沸水堆

以沸水堆为热源的核电站，其沸水堆是以沸腾轻水作慢化剂和冷却剂，并在反应堆压力容器内直接产生饱和蒸汽的动力堆。沸水堆与压水堆同属轻水堆，都具有结构紧凑、安全可靠、建造费用低和负荷跟随能力强等优点。它们都需使用低富集铀作燃料。沸水堆核电站系统有主系统（包括反应堆）、蒸汽-给水系统、反应堆辅助系统等。但由于一回路冷却剂直接产生蒸汽进入二回路，所以汽轮机厂房要做防放射性处理。

1.3.3 重水堆

以重水堆为热源的核电站，其重水堆是以重水作慢化剂的反应堆，可以直接利用天然铀作为核燃料。重水堆可用轻水或重水作冷却剂，重水堆分压力容器式和压力管式两类。重水堆核电站是发展较早的核电站，有各种类别，但已实现工业规模推广的只有加拿大发展起来的坎杜型压力管式重水堆核电站（CANDU）。

1.4 核电厂生产过程

正如核电厂的工作原理所述，核电厂的生产过程实际上是通过核岛和常规岛的各个工艺系统来实现的。

1.4.1 核岛系统

核岛系统可包括一回路主系统和一些安全与辅助系统。

一回路主系统由反应堆、主泵、稳压器、蒸汽发生器和相应管道组成。反应堆外壳是一个耐高压容器，通常称为压力容器或压力壳（RPV），其内安装由许多核燃料组件构成的堆芯。一回路主系统通常由3个环路对称地并联在压力容器接管上构成，每个环路有一台主泵和一台蒸汽发生器。在其中一个环路上装有一台稳压器，以维持一回路运行压力

(目前,建设中的第三代核电站当中,EPR3堆型采用4个环路,而AP1000堆型采用2个环路)。

此外,还有一些安全与辅助系统,这些系统按照它们的功能大体上可以分为三类:

(1) 专设安全系统。在反应堆发生大量失水事故时可以自动投入,阻止事故的进一步扩大,保护反应堆的安全,同时防止放射性物质向大气环境扩散,包括安全注入系统、安全壳喷淋系统、辅助给水系统和安全壳隔离系统等。

(2) 核辅助系统。保证反应堆和一回路正常启动、运行和停堆,包括化学和容积控制系统、硼和水补给系统、余热排出系统、反应堆和乏燃料水池冷却及处理系统、设备冷却水系统等。

(3) 三废处理系统。回收和处理放射性废物以保护和监视环境,包括废液处理系统、废气处理系统和固体废物处理系统。

1.4.2 常规岛系统

常规岛系统可划分为汽轮机回路、循环冷却水系统和电气系统三大部分。

(1) 汽轮机回路。

汽轮机回路主要设备有汽轮机、汽水分离再热器、冷凝器、凝结水泵、低压加热器、除氧器、主给水泵和高压加热器等。这个循环回路的原理与火力发电厂基本相同,只是由核岛部分的蒸汽发生器代替了火电厂的蒸汽锅炉。蒸汽发生器的出口蒸汽进入汽轮机带动发电机发电以后排入冷凝器,在冷凝器中被循环冷却水冷凝成凝结水。凝结水由凝结水泵经低压加热器加热后送入除氧器中进行除氧,再由给水泵经高压加热器加热后送入蒸汽发生器作为给水产生蒸汽重复使用。由于蒸汽发生器传热管把一、二回路的水隔离开,这个汽水循环回路中的水和蒸汽是不带放射性的。高、低压加热器的加热热源分别由汽轮机的高、中压缸和低压缸中间级抽汽提供。

由于核电站汽轮机的进口蒸汽为饱和蒸汽,高压缸的排气含有较多的水分,为防止或降低湿蒸汽对汽轮机叶片的冲蚀作用,在高压缸和中压缸之间设置了汽水分离再热器,以使高压缸排气中的水分分离掉并加热,使进入中压缸的蒸汽变为过热蒸汽。

为了在汽轮机大负荷瞬变或汽轮机紧急跳闸时反应堆能维持适当负荷,获得冷却,另外设置了蒸汽旁路系统,主蒸汽可由主蒸汽联箱直接通往冷凝器和除氧器。

(2) 循环冷却水系统。

循环冷却水系统也称三回路,其主要功用是向冷凝器供给冷却水,确保汽轮机冷凝器的有效冷却。它是个开放式回路,循环水从海中抽取,流经冷凝器管路之后,循环水又流回海里。对于内陆核电站,循环冷却水可以是封闭循环,通过冷却塔向大气排放热量。

(3) 电气系统。

电气系统包括发电机、励磁机、主变压器、厂用变压器等。发电机出线电压经主变压器升压后与主电网相连。在正常运行时整个厂用设备的配电设备由发电机的出线经过厂用变压器降压供电,当发电机停机时则由主电网经过主变压器反向供电。若此时主电网失电,则由另一外部电网经过辅助变压器向厂内供电。当上述电源均发生故障不可用时,则由备用的柴油发电机组向厂内应急设备供电,以保障核电站设备的安全。

1.5 核电厂可靠性指标

投入商业运行的核电厂应安全、可靠，核安全是核电厂可靠性指标的基础。

(1) 关于 WANO。

WANO (World Association of Nuclear Operators) 是“世界核营运者协会”的简称。1973年美国发生的三哩岛事故，特别是1986年4月26日苏联切尔诺贝利核电站事故，严重扭曲了核电的形象。上述两起事故发生后，世界各核电营运者意识到任何一个核事故都会对其他核电站造成影响，推动有效的经验反馈，建立核安全文化，防止核事故的发生成为大家的共识。

在美国核动力运行研究所 (INPO) 和国际电力生产和配电者协会 (UNIPED) 的大力支持下，由英国中央电力管理局主席马歇尔爵士倡议，WANO 这一世界性组织于1989年5月15日在莫斯科成立。

(2) WANO 指标。

WANO 指标是 WANO 制定的一套国际通用的性能指标，是机组安全性、可靠性、机组效率和人员安全等领域的量化指标，主要关注于核安全。WANO 指标反映了电站的运营状况及电站的控制与影响能力，为电站获悉同行业绩、设定改进目标提供依据，并为交流运行经验提供一致的标准比较平台。

(3) WANO 指标分类及定义。

WANO 指标分为六个领域共 14 个指标，具体定义见表 1.1。

表 1.1 WANO 指标定义

领域	指标名称	定义	目的
发电能力	机组能力因子 (UCF)	一定时期内，机组的可用发电量与额定发电量之比	监督电力生产的可靠性方面的进展，可以反映出电站在追求最大发电能力方面的各种大纲及实践的有效性，并可显现出电站中运行和维修的整体成效
	非计划能力损失因子 (UCL)	一定时期内，非计划能量损失总和与额定发电量之比	监督因非计划设备故障、人因失误等原因导致的停堆次数和功率降低
	强迫损失率 (FLR)	一定时期内，非计划强迫能量损失与额定发电量减去计划能量损失及非计划大修延长能量损失之差的比值	监督运行期间最大限度地减少因非计划设备故障、人因失误或其他情况导致的停堆时间和功率降低
	7000 临界小时非计划自动紧急停堆次数 (UA7)	每 7000h 反应堆临界运行时所发生的非计划自动紧急停堆次数	监督反应堆非计划自动紧急停堆次数，可以衡量电站通过减少非计划反应堆热工水力和反应性瞬态量次数来提高核电厂安全的成效，也衡量运行与维修水平
	7000 临界小时非计划紧急停堆次数 (US7)	每 7000h 反应堆临界运行时所发生的非计划自动和手动紧急停堆次数之和	监督非计划停堆次数，反映通过减少反应堆热工水力和反应性瞬态造成的自动或手动紧急停堆次数来提高核电厂安全的成效，也衡量电厂运行和维修的水平
	电网原因能力损失因子 (GRLF)	一定时期内，由电网原因造成的能量损失与额定发电量之比	监督电网对核电站的影响

续表

领域	指标名称	定 义	目 的
设备性能	高压安注系统性能 (SP1)	一定时间内由于各种原因导致高压安注系统/辅助给水系统/应急柴油发电机系统中的设备不可用的累计小时数,与该时间间隔内要求该系统可用的小时数乘以系统列数的比值	监督重要的安全系统在响应异常事件或故障时能执行特定功能的准备状态。此指标不鼓励长期接近于零,应允许维修活动,以帮助维持系统可靠性
	辅助给水系统性能 (SP2)		
	应急交流电源系统 (SP5)		
化学系统	化学指标 (CPI)	对于每台机组,其定义为将所选择的几种杂质和腐蚀产物的浓度与其限值相比,并将这些比值求和进行归一化处理	用于评价电站循环周期内化学控制的效果,减小设备的腐蚀程度,延长设备使用寿命
辐射防护	集体剂量 (CRE)	在某一给定时间间隔内,核电厂所有现场人员(包括承包商与官方参观人员)所受到内外照射全身剂量的总和,包括电子剂量计系统数值和内照射估算值	监督各核设施以及整个核行业在降低总辐射剂量方面的成效,并检验辐射防护大纲在降低工作人员辐射剂量方面的有效性
燃料可靠性	燃料可靠性 (FRI)	对于压水堆,该指标定义为稳态下一回路冷却剂中 I-131 的活度 (Bq/g),经过残留铀贡献和功率水平的修正,并归一到公共净化因子上	监督燃料包壳的完整性和监测反应堆冷却剂的活度
人员安全	员工工业安全事故率 (ISA)	定义为每 20 万或 100 万工时中,造成核电厂员工离开工作或限制性工作 1 天或 1 天以上(不包括事故当天),或者死亡的事故数	监督改善工业安全绩效方面的进展,如提高工业安全性能、降低人员伤亡事故
	承包商工业安全事故率 (CISA)	每 20 万或 100 万工时中,造成承包商人员(包括承包商、供应商及其他非电厂人员)离开工作岗位 1 天或 1 天以上(不包括事故当日)的工业安全事故或死亡事故的数量	

(4) WANO 指标对标。

为便于世界核电厂进行交流对标、设定目标及改进方向,每年 3~4 月 WANO 会根据成员提交指标情况按照机组类型对每个指标进行业绩排名,计算出 Best Quartile (先进值)、Median (中间值)、Mean (平均值)、Worst Quartile (后 1/4 值),目前主要较多使用优秀值、先进值、中间值、平均值进行对标。2014 年 WANO PWR 标杆值主要运行可靠指标一年值见表 1.2。

表 1.2 2014 年 WANO PWR 标杆值主要运行可靠指标一年值
(以 2015 年 3 月 20 日查询的数据为准)

指 标		2014 年 WANO PWR			
		标杆值(一年值)			
		优秀值 (TOP1/10)	先进值 (TOP1/4)	中间值 (TOP1/2)	平均值 (AVG)
机组能力因子	UCF	98.52	92.09	87.17	85.14
非计划能力损失因子	UCL	0.00	0.08	1.45	3.44
强迫损失率	FLR	0.00	0.03	0.54	2.4