

热中子壳式反应堆 核电站的主要设备

季米特列夫·谢尔盖 等 著
中国核动力研究设计院 译



四川大学出版社

责任编辑:唐 飞
责任校对:蒋 琦
封面设计:墨创文化
责任印制:王 炜

图书在版编目(CIP)数据

热中子壳式反应堆核电站的主要设备 / (俄罗斯) 谢尔盖等著; 中国核动力研究设计院译. —成都: 四川大学出版社, 2015. 3

ISBN 978-7-5614-8445-6

I. ①热… II. ①谢… ②中… III. ①核电站—设备—研究 IV. ①TM623.4

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2015) 第 066806 号

书名 热中子壳式反应堆核电站的主要设备
REZHONGZI KESHI FANYINGDUI HEDIANZHAN DE ZHUYAO SHEBEI

著 者 季米特列夫·谢尔盖 等
译 者 中国核动力研究设计院
出 版 四川大学出版社
地 址 成都市一环路南一段 24 号 (610065)
发 行 四川大学出版社
书 号 ISBN 978-7-5614-8445-6
印 刷 郫县犀浦印刷厂
成品尺寸 165 mm×238 mm
印 张 21.75
字 数 389 千字
版 次 2015 年 4 月第 1 版
印 次 2015 年 4 月第 1 次印刷
定 价 66.00 元

◆读者邮购本书,请与本社发行科联系。
电话:(028)85408408/(028)85401670/
(028)85408023 邮政编码:610065

◆本社图书如有印装质量问题,请
寄回出版社调换。

◆网址: <http://www.scup.cn>

版权所有◆侵权必究

序 言

国家规划要求有可靠的燃料—能源基础，在此基础中，核能在国民经济发展中起着主导性作用。

《俄罗斯核能发展大纲》规定，建造的核电站中，作为热能能源，应使用水—水动力反应堆（ВВЭР）。因此，不论是对研究国内外核电站此级别装置在运行的还是重新设计的主要设备结构，都具有特殊的意义。

本书主要侧重对核电站设备结构设计的研究。

第 1 章介绍了核电站的原理梳理图，这是设计任何核能装置的主要点。任何反应堆的基础都是释热元件（ТВЭЛ）以及相应的释热组件（ТВС）。

第 2 章对所有众所周知的正在运行的或设计的燃料组件，不论是国内的还是国外的，都做了详细说明。

第 3 章研究了不同功率热中子壳式反应堆（PWR 型）的结构，从 300 MW 的装置（ВВЭР—300 型水力机组动力堆）到 1500 MW（改进型 ВВЭР—1500 型水力堆），分析了安全壳内设备的布置、放射安全和事故工况，还研究了高安全性反应堆（ВППЭР—600 型高安全性水动力反应堆）。

第 4 章描述了蒸汽发生器（ПГ）的结构，包括立式和卧式的结构。

第 5 章阐述了主循环泵（ГЦН）的结构。

本书中所列材料符合核电站反应堆、蒸汽发生器、泵和换热器以及换料设备结构的现代观念。

指定本书对高校热能和动力机械制造专业的学生是有益的。

本书作者在此对下诺夫哥罗德国立技术大学“原子能热电站及医用工程”教研室的同事和同学在出版本书时给予的帮助与支持表示感谢。

本书作者将以感激之情接受对本书的所有意见和建议，意见和建议可通过电子邮件 ftf@nntu.nnov.ru 发送。

采用的缩写词清单

活性——单位时间的放射性衰变量。1 秒钟 1 个衰变，与国际单位制中的单位 A——贝克勒尔 (Bk) 相对应。非国际单位制的单位居里，1 居里等于 3.7×10^{11} 贝克勒尔。与辐射源物质单位质量相应的活性称为比活度。

ALWR——改进型轻水反应堆

A3——事故保护

a.з.——堆芯

ACT——供热核电站

ATЭЦ——核热电中心

APK——控制保护系统工作机构 (BBЭP-210、365、440 型压水堆)

AЭC——核电站

AЭTC——核动力工艺站

БЗТ——保护管组件

БН——压紧块

БТУ——管道与装置组件

ББ——上部组件

BBЭP——水力机组动力堆

BKY——堆内构件

BPK——堆内检测

BWR——带压水沸水堆

BBЭP——水-水动力反应堆

ВПБЭP——高安全性的压水动力反应堆

BOБ——安全性概率评价

BTTP——高温气冷石墨反应堆

ГPP——反应堆主结合面

ГУ——主密封
ГУП——液压控制空气分配阀
ГУПД——按压力分配的液压控制空气分配阀
ГУПУ——按液位分配的液压控制空气分配阀
ГЦК——主循环回路
ГЦН——主循环泵
ГЦТ——主循环管道
ГЦЭН——主循环电泵
ДР——定位格架
ЕЦ——自然循环
ЗО——安全壳
ИК——电离室
ИПУ——脉冲安全保护装置
КГО——包壳密封性检查
КД——压力补偿器（稳压器）
КИ——单位时间放射性衰变量
КИП——检测仪表
КИУМ——装机容量利用系数
КС——保护容器
КМПЦ——多通道强制循环回路
КЦТК——工艺通道完整性检测
КСС——对接焊检验
КЭ——屏蔽包壳
LOCA——冷却剂损失事故
LWR——沸水-水反应堆
LWBR——轻水增殖反应堆
LMFBR——液态金属冷却剂增殖反应堆
LGR——水力石墨反应堆
МКУ——最大可控水平
МРЗ——最大计算地震
МПА——最大设计事故
МПД——磁粉探伤
НК——导向管

НЭ—正常运行
НУЭ—正常运行条件
ННУЭ—违反正常运行条件
ОР—调节机构
ПАУ—自动保护装置
ПБЯ—核安全准则
ПГ—蒸汽发生器
ПГКД—蒸汽-气体压力补偿器
ПГЭ—蒸汽发生单元
ПК—安全阀
ПКСН—厂用中间回路
ПС—吸收棒
ПЭЛ—吸收元件
ПИК—电离室吊架
ПК—成套安全设施
РАО—放射性废物
РБМК—大功率管式反应堆
РБН—快中子反应堆
РК—工作通道
РОСУЗ—控制保护系统工作机构
РР—手动调节
РУ—反应堆装置
РЭД—根据压力断开的的电源切断器
PWR—压水堆
САВБ—反应堆应急注硼系统
САОЗ—堆芯应急冷却系统
САОТ—应急排热系统
САРХ—事故应急冷却系统
СВ—除气系统
СВРК—堆内检测系统
СВП—可燃吸收棒
СТО—密封屏障系统
СКП—换料检测系统

СКУ——检测与控制系统

СПОТ——非能动排热系统（空气的）

СУЗ——控制保护系统

ТВСА——替代释热组件

ТВС——释热组件

ТВЭЛ——释热元件

ТВЭГ——有氧化钐吸收剂的释热元件

ТК——温度检测

УВР——改进型水力堆

УЗД——超声波探伤

УПМ——安全膜装置

УСБ——安全控制系统

УСП——短吸收棒

ЦТ——中心管

ШВК——堆内竖井

ШП——传动装置杆

ШЭМ——步进电机

ЭВ——电气输出端

电子伏特（eV）——非国际单位制的能量单位，用于测量带电荷的
微粒子能量， $1 \text{ MeV} = 1000000 \text{ eV}$

ЭДС——电弧焊

ЭЛС——电子束焊

目 录

第 1 章 核电站原理流程图说明	(1)
1.1 BBЭP 型压水反应堆核电站方案	(1)
1.2 ВПБЭP-600 型高安全性水动力反应堆框图结构方案的说明 和论证	(4)
1.3 YBP-1500 改进型水力堆原理图	(13)
1.4 BBЭP-300 型水力机组动力堆核热电中心	(21)
1.5 BBЭP-440 型压水堆核电站示意图	(40)
第 2 章 核反应堆燃料组件	(43)
2.1 反应堆核燃料	(43)
2.2 BBЭP-1000 型压水堆的燃料组件	(46)
2.3 燃料组件 (可供选择的燃料组件)	(62)
2.4 YBP-1500 改进型水堆燃料组件	(69)
2.5 BBЭP-440 型反应堆燃料组件	(79)
2.6 BBЭP-300 型水冷模块式动力堆燃料组件	(89)
2.7 PWR 型反应堆燃料元件和燃料组件	(92)
2.8 燃料元件包壳材料	(97)
第 3 章 压水堆的结构	(104)
3.1 BBЭP-440 型压水堆	(106)
3.2 BBЭP-1000 型系列核反应堆	(111)
3.3 ВПБЭP-600 型高安全性压水动力堆	(138)
3.4 BBЭP-300 型水冷模块式动力堆反应堆机组	(165)
3.5 YBP-1500 改进型压水堆反应堆	(172)
3.6 LWBR 型水-水增殖堆	(190)
第 4 章 核电站热交换设备	(225)
4.1 卧式蒸汽发生器	(225)

4.2	立式饱和蒸汽发生器	(250)
4.3	国外蒸汽发生器的结构	(264)
4.4	水冷模块式动力堆 ВБЭР-300 型反应堆机组蒸汽发生器	(274)
4.5	ВПБЭР-600 型高安全性压水动力堆蒸汽发生器	(276)
第 5 章	主循环泵	(279)
5.1	ВБЭР-1000 型反应堆核电站主循环泵结构的发展	(279)
5.2	ВБЭР-440 型反应堆的主循环泵	(300)
5.3	YBP-1500 改进型压水堆的主循环泵	(306)
5.4	ВБЭР-300 型水冷模块式动力堆的主循环泵	(315)
5.5	水冷反应堆的泵	(318)
5.6	ВПБЭР-600 型高安全性压水动力堆的主循环泵	(330)
	参考文献	(334)

第 1 章 核电站原理流程图说明

1.1 BBЭP 型压水反应堆核电站方案

现代 BBЭP 型压水反应堆核电站采用产生饱和或弱过热蒸汽的双回路系统，在汽轮机前对蒸汽进行分离或中间过热。蒸汽发生器中产生蒸汽的压力级取决于反应堆内冷却剂的允许加热量，为 6~7 MPa。

装置的一回路用于排出反应堆中释放出的热量，并把其传递给蒸汽发生器中的二回路。在一回路中，除了反应堆、蒸汽发生器、主循环泵 (ГЦН) 和主循环管道，还包括稳压系统、一回路压力下运行的一回路清洁系统。为了一回路的运行安全，设有下述辅助系统：回路补水、清洁系统、气体吹扫系统、汇集泄漏及排水系统、特种水净化系统等。

一回路及装置其他回路在系统运行中违反工况时，通过控制保护系统对设备和管道状况的参数、设备控制和保护防止其损坏状况的参数进行技术检测。

BBЭP-1000 型压水堆装置一回路（见图 1.1）包括 BBЭP 型反应堆，以及由 ПГБ-1000 型蒸汽发生器、主泵和 DN850 主管道组成的使环路设备与反应堆相连接的 4 条循环环路。反应堆堆芯中热功率为 3000 MW 的核燃料裂变能量通过 322℃ 的冷却剂排出。流经反应堆的水流量为 15800 kg/s，而一回路中的工作压力为 16 MPa。蒸汽发生器中，冷却剂先将热量传递给工作介质，再借助主泵返回到反应堆。

冷却剂压力补偿系统是核反应堆的独立系统，接至冷却剂回路，用于平衡反应堆运行时因热膨胀在回路内产生的压力波动。在核动力装置内，采用以下补偿系统：带电加热器的蒸汽系统、用燃料元件产生蒸汽的蒸汽系统、气体系统、蒸汽-气体系统。BBЭP 型压水堆装置中的标准压力补偿

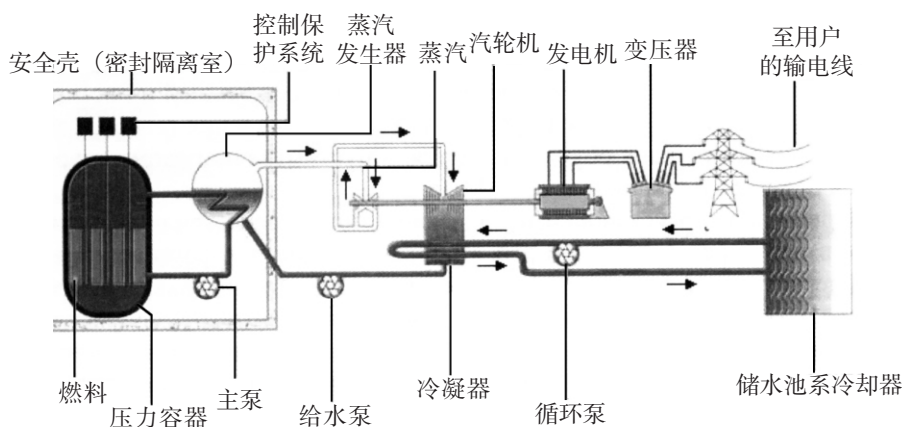


图 1.1 BBEP-1000 型压水堆装置一回路原理图

系统包括蒸汽压力补偿器、泄压箱、脉冲安全装置和带阀门的管道。压力补偿器（稳压器）通过无截止阀的管道接至反应堆。

稳压器内的压力由蒸汽“汽垫”形成，“汽垫”是依靠自由液位下布置的电加热器加热的冷却剂沸腾形成的稳压器蒸汽空间。在过渡工况中，由于载荷的变化或反应堆装置设备工作工况被破坏，冷却剂的平均温度会发生变化，这将引起一回路压力的改变；同时，部分冷却剂将通过连接管道从稳压器流入回路或从回路流回稳压器。

通过稳压器上部“汽垫”的压缩或膨胀来实现压力与其额定值偏差的限制。当压力显著升高时，打开调节阀并从回路“冷段”通过管道向布置在稳压器上部的喷嘴中供水。调节阀将根据过渡过程的参数（压力变化的数值与速度）来提高“冷”水供应量，中止或减缓一回路中的压力升高。若压力继续升高（由于系统故障或其效率不够），反应堆防超压保护通过脉冲安全装置的动作来实现，蒸汽从安全装置导入泄压箱并被冷凝。

一回路补水系统确保向主循环回路供补给水，以维持稳压器中规定的冷却剂水位。补水系统收回从回路中抽出用于净化的水，进行一回路的水注水，在与压力下降有关的情况下（管道断裂、电站停电等）保持一回路的水压，在回路汇集泄漏或小事故情况下补偿流量。

冷却剂净化系统是用于保持水工况、除气及对冷却剂净化的核反应堆装置，其目的是限制长寿命同位素、杂质活性的增长，消除因冷却剂中产生或带来的因氧化物及其他化学化合物而形成堵塞的可能性，防止散热和

传热效果变差。尽管在一回路中使用了耐腐蚀的奥氏体钢和锆合金，但还是有腐蚀产物进入到冷却剂中，常通过对水化学工况的相应选择来顺利实现调节，并使用硼来调节加剧腐蚀的过程。一回路中的杂质源还有一次注水和补水（这些水中含有一定数量的盐），以及在安装和维修过程中偶然进入回路的杂质。

净化系统通常包括出力 10~14 kg/s、扬程 1.2~1.5 m 的无盘根循环离心泵，离子交换过滤器的换热-冷却器，阳离子交换和阴离子交换过滤器，管道和阀门。水从出口抽出去清洗，并通过系统的循环泵进入保证过滤器正常工作的换热器，冷却水依次进入阳离子交换过滤器、阴离子交换过滤器，再返回到反应堆。

堆芯应急冷却系统用于保证在与一回路管道断裂有关的事故情况下安全排出反应堆中的剩余释热。

保证应急冷却的主要准则是：当一回路管道断裂时，包括主循环管道瞬时横向断裂时可防止燃料元件包壳的熔化，形成和保持反应堆堆芯的次临界状态，保证堆芯的事故后冷却。

典型堆芯应急冷却系统由非能动部件和能动部件组成。

非能动部件用于一回路管道断裂时（会导致压力迅速降低和使堆芯脱水）首先快速向堆芯注入带硼酸添加剂的水，包括使管道与反应堆压力容器连接的堆芯应急冷却系统安注箱，它们的一半与堆芯出口相连，另一半与堆芯入口相连。从安注箱至反应堆的每根管道上都装有两个常开快速闸阀，可防止系统动作时氮气从安注箱进入反应堆。此外，还有两个止回阀，可在正常运行过程中切断堆芯应急冷却系统中安注箱与反应堆的连接。

能动部件由两个独立回路组成，即应急冷却回路和应急硼注入回路。反应堆的应急冷却回路用于堆芯应急冷却系统非能动部件工作完后的反应堆冷却。此外，此回路还用于有计划地按下述系统冷却反应堆：反应堆—冷却换热器—泵—反应堆。应急冷却回路包括泵和应急冷却换热器、管道和阀门。通过阀门的相应移位，泵的吸入口可接至三处：硼溶液应急储备箱、反应堆间地坑和与反应堆未切断的回路部分的热管道。事故工况下，回路从硼溶液应急储备箱的堆芯上部和下部向反应堆供水，储备箱排空后，转为按以下系统工作：反应堆—反应堆间地坑—冷却换热器—泵—反应堆。应急硼注入回路用于形成和保持堆芯的次临界状态以及应急冷却时的补水，由应急注硼泵、硼浓缩溶液储备箱、管道和阀门组成。

1.2 ВПБЭР-600 型高安全性水动力反应堆框图结构方案的说明和论证

本节描述了具有整体式反应堆和布置在保护容器内反应堆底部 6 个主循环泵的反应堆装置 (PY) 框式结构方案。

原理图

根据 ВПБЭР-600 型高安全性水动力反应堆装置的原理图 (见图 1.2) 进行说明。

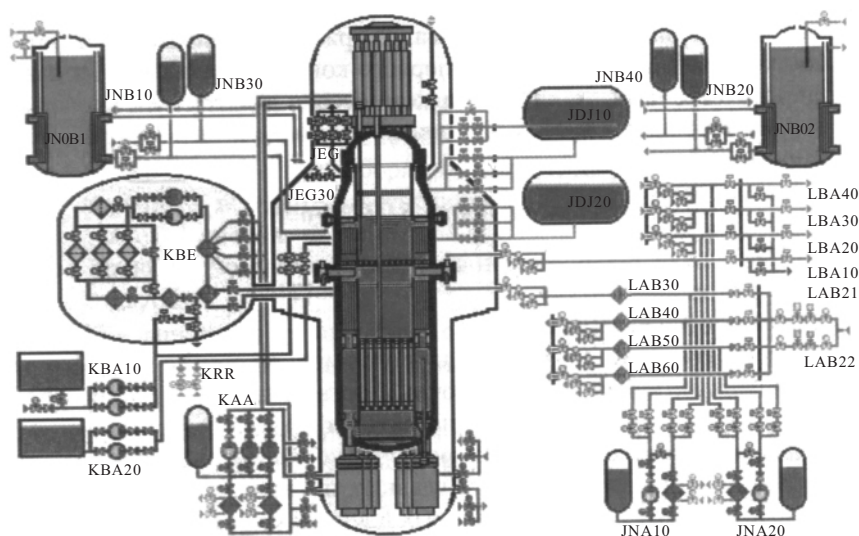


图 1.2 ВПБЭР-600 型高安全性水动力反应堆装置原理图

反应堆装置的组成包括下述主要回路与系统:

- 一回路 (反应堆和净化系统 (KBE)) ;
- 二回路 (LAB 和 LBA) ;
- 反应堆装置设备的中间冷却回路 (KAA) ;
- 应急排热系统 (JNB) ;
- 堆内稳压系统;
- 吸收液输入系统 (JDJ) ;
- 设计外事故下一回路防超压保护系统;

- 反应堆释压系统;
- 一回路冷却剂补水系统 (KBA);
- 气体系统;
- 检修冷却系统 (JNA);
- 保护容器;
- 保护容器通风系统。

反应堆装置布置在坚实密闭的安全壳内。

应急排热、堆内稳压、吸收液输入、设计外事故时下一回路防超压保护系统、反应堆释压系统、保护容器及安全壳为反应堆的安全系统和装置。

一回路

一回路用于排出堆芯中的热量，并把热量传递给二回路。

一回路本身包括:

- 一体式压水反应堆，其压力容器中布置有带控制保护系统工作机构的堆芯，蒸汽发生器单元、堆芯冷却回路、蒸汽-气体稳压器、应急排热系统换热-冷凝器、安装在压力容器底部接管上的 6 台主循环电泵。

- 冷却剂净化和反应性硼补偿系统。

冷却剂在反应堆中通过主循环电泵按下列方式进行循环: 一回路冷却剂从反应堆上部进入蒸汽发生器，在那里把热量传给二回路; 冷却后的冷却剂进入主循环电泵的入口; 冷却剂从电泵出口进入堆芯; 在堆芯中，冷却剂被加热，首先沿着单独的拉升段升高，然后沿着管和装置组件的公用拉升段，重新到达蒸汽发生器入口。

在与主循环电泵停机有关的事情况下，冷却剂也是在此系统中通过自然对流进行循环的。

一回路的水化学工况是氨-硼-钾修正工况。

在汽-气容积补偿器中，作为气体使用的是氮气。

冷却剂净化和反应性硼补偿系统用于保持一回路冷却剂所要求的质量和在和堆芯燃料燃烧过程中导出冷却剂中的硼酸。

系统的组成包括:

- 回热装置;
- 再冷却器;
- 2 台电泵 (1 台备用);

- 带钾-氨形式的阳离子交换剂和硼酸盐形式的阴离子交换剂的混合作用过滤器，该过滤器一直处于工作状态，以保证净化冷却剂中的腐蚀产物、放射同位素、氯化物以及保持对一回路的水化学工况和气体工况的“缓冲性”；

- 3 个 OH^- 式带阴离子交换剂的过滤器，这些过滤器在必须输入硼酸时被接入；

- H^+ 式带阳离子交换剂的过滤器，该过滤器在必须排出多余碱性物质时被接入；

- 管道和阀门。

一回路冷却剂的净化按照下述方式进行：一回路部分冷却剂进入净化系统，先在回热装置中冷却，然后在再冷却器中冷却，随后进入净化系统的泵，在混合作用离子交换过滤器中进行净化，在回热装置中加热，最后返回到反应堆。冷却剂通过净化系统的一个泵进行循环。当工作泵停止工作时，备用泵自动投入工作。

硼酸从冷却剂中这样导出：首先一回路冷却剂在回热装置中被冷却，然后在净化系统的再冷却器中进一步冷却，净化系统的泵把冷却后的冷却剂导入阳离子交换过滤器，在那里消除碱性后进入其中一个阴离子交换过滤器，除去净化冷却剂中的硼酸。净化后的冷却剂进入混合作用的离子交换过滤器，在回热装置中进行预热，然后返回到反应堆。

在连续运行期间，利用换料之间以 15~20 次分阶段周期性地对硼酸进行导出。

二回路

二回路用于通过排出一回路冷却剂中的热量而得到蒸汽。

二回路的组成部分包括：

- 和 4 台蒸汽发生器连接在一起的 12 个单元段；
- 4 台过滤器；
- 隔离阀门；
- 管道。

汽轮机装置中的给水被送到蒸汽发生器，蒸汽发生器中的过热蒸汽进入汽轮机装置。

12 个单元段中的每个单元都布置有电传动隔离阀。4 台蒸汽发生器中的每台蒸汽管道上都设置了成对的气动隔离阀，其中一个根据反应堆中水

位降低的直接信号动作，给水管道上布置的气动隔离阀用于管道热交换表面密封性损坏情况下断开蒸汽发生器。

4 台蒸汽发生器中的每台给水管道上都设置有机机械过滤器，用于给水的精细净化。

中间冷却回路

中间冷却回路用于排出反应堆装置设备中的热量，并把热传递到工业水回路系统。

中间冷却回路保证中间回路的不断供水，以冷却下述设备：

- 主循环泵，流量为 6×70 t/h；
- 控制保护系统驱动机构，流量为 138×0.6 t/h；
- 冷却剂净化和反应性硼补偿系统再冷却器，流量为 2×55 t/h。

中间冷却回路组成包括：

- 3 台电泵（1 台备用）；
- 2 个换热器；
- 气体压力补偿器（稳压器）；
- 混合作用离子交换过滤器；
- 过滤-收集器；
- 阀门和管道。

中间冷却回路以下述方式进行工作：回路冷却剂通过泵送以冷却一回路设备，此后进入换热器降温，被冷却后的冷却剂进入泵吸入口。冷却设备的水温不超过 $20^{\circ}\text{C} \sim 45^{\circ}\text{C}$ 。

工作泵停止工作时，备用泵自动投入运行。

借助于使用氮气作为气体的气体压力补偿器，中间冷却回路的压力保持在 18 MPa 的水平，高于一回路压力。

应急排热系统

应急排热系统用于在正常冷却系统发生故障时的事故下和应急情况下排出反应堆中的热量。

应急排热系统（见图 1.3）组成包括：

- 非能动排热系统；
- 连续排热系统；

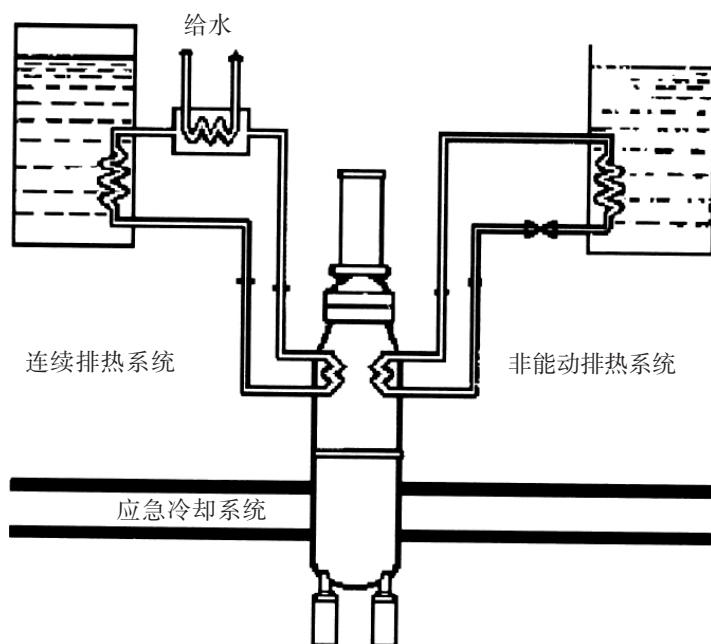


图 1.3 应急排热系统

• 2 个换热器组件，每个组件都是一个储水箱，其内配置有非能动排热系统的 3 个换热器、连续排热系统的 3 个换热器和工业水供水与排水管道。

非能动排热系统由 2 个独立的环路组成，环路将分布于应急排热系统换热器组件内，换热器中的热量在应急时排出。

每个环路的组成包括：

- 3 个换热-冷凝器，内置于反应堆中，功率为 3×6 MW；
- 3 个水换热器，功率为 3×6 MW；
- 稳压器；
- 接入阀门，根据自动控制系统信号以及介质直接作用信号（根据反应堆中的水位和压力）启动；
- 管道。

在正常运行时，规定泄漏不经过接入阀门，以保证反应堆中的接管和管道的热稳定性。

冷却时，换热-冷凝器从一回路获取的热量，排出到工业水经其内循环的换热器组件内的水换热器中。当工业水循环中断时，通过组件中水的蒸发来导出热量。组件中的水储量保证能够对反应堆冷却 3 个昼夜。蒸汽