

核裂变：从原型堆到第四代的征程

华泰研究

2024 年 6 月 19 日 | 中国内地

专题研究

核准逐渐常态化叠加中国技术领先，核电设备有望显著受益

2019 年中国重启核电审批，随后三年每年核准机组数量稳定在 4-5 台。2022 年和 2023 年我国均核准 10 台，较 2021 年数量翻倍，审批显著提速，常态化审批渐行渐近。安全是核电发展的前提，而第四代核电技术大幅革新，不仅显著提高了安全性，还能有效缓解 U-235 短缺的问题。2023 年，世界首座第四代核电站在中国投运。通过对裂变核电技术详细的分析，我们认为，得益于中国技术领先和常态化审批逐渐恢复，核电有望被大力推广，核电设备将显著受益，关注核岛中压力容器/蒸汽发生器/阀门等设备的投资机会。

走向高能级文明，核电能量密度高/发电稳定/碳排放量低

人类对核能的运用将让能量来源不再局限于太阳聚变，走向卡尔达肖夫笔下的高能级文明。以木柴、煤、石油为代表的生物能源和化石能源的能量密度，远低于核能。裂变核能发电是利用铀核裂变所释放出的热量驱动汽轮机做功，具有能量密度高、发电稳定等优点，核电年均利用小时数为平均值的 2 倍。其发电过程中不排放二氧化硫、氮氧化物、烟尘和二氧化碳，是一种经济高效、绿色清洁的能源。自 1954 年前苏联建成世界上第一座核电站以来，经过 70 年的发展，核电技术已经发展到了第四代，安全性不断提高。

第二代核电突破商业化应用，第三代核电提高安全冗余

第一代核电技术是上世纪五六十年代美苏英法等国建造的原型堆，功率普遍较小、建设成本高，主要目的是为了验证核能发电的可行性。第二代核电技术在第一代的基础上进行商业化、标准化、系列化、批量化建设，经济性大幅提高，包括压水堆、沸水堆和重水堆。目前世界上仍在商业运行的核电站，绝大部分属于第二代核电技术。第三代核电技术在第二代基础上进一步提高安全性，主要通过设计非能动安全系统或先进的能动安全系统实现核电站的安全运行，但经济性较第二代有所降低，主要包括先进压水堆和先进沸水堆，代表堆型为 AP1000、EPR、华龙一号、国和一号等。

第四代核电缓解燃料短缺问题，技术原理革新提高安全性

第四代核电技术目标是解决核能经济性、安全性、废物处理和防核扩散问题，提出了 6 种最有发展潜力的堆型，包括钠冷快堆、铅冷快堆、气冷快堆 3 种快中子堆以及超临界水冷堆、高温气冷堆、熔盐堆 3 种热中子堆。其中快中子堆能够有效利用铀资源，解决核燃料短缺问题，并且嬗变长寿命放射性废物，解决长寿命核废物的处置问题。第四代核电具有较高的安全性，钠冷快堆和铅冷快堆使用金属冷却剂，导热性能好，能将热量快速导出，气冷快堆、高温气冷堆和超临界水堆采用单相冷却剂，不会发生相变，导热稳定；熔盐堆采用液态燃料，不存在堆芯熔毁风险。

2024 年核电设备市场有望达 672 亿元，关注压力容器/蒸汽发生器/阀门等

核电站建设过程以第一罐混凝土浇筑日为分界点可划分为前期准备和施工两个阶段，其中施工阶段又可按照穹顶吊装日和一回路水压试验日划分为土建施工、设备安装和系统调试三个阶段，完整的核电站建设周期需要 5 年以上。核电项目工程造价其中设备购置费占核电工程建成价 30% 以上，占比最高。不同堆型的关键设备基本类似，增量设备各有不同。随着核电核准常态化，核电设备将显著受益，我们预计 2024 年核电设备市场空间将达 672 亿元，关注核岛中压力容器/蒸汽发生器/阀门等设备的投资机会。

风险提示：核燃料泄漏风险；机组核准数量不及预期风险；技术进步不及预期风险。

机械设备

增持（维持）

专用设备

增持（维持）

研究员

倪正洋

SAC No. S0570522100004

nizhengyang@htsc.com

SFC No. BTM566

+(86) 21 2897 2228

联系人

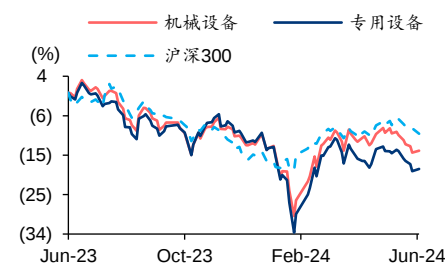
王自

SAC No. S0570123070064

wangzi022582@htsc.com

+(86) 21 2897 2228

行业走势图



资料来源：华泰研究

并购家 免费行业报告网

IPOIPO.CN 每日更新 不用注册会员 无广告 永久免费

正文目录

核心观点	6
与市场不同的观点	6
高能级文明的野望，裂变核电站已发展至第四代	7
核电站：可依据慢化剂和冷却剂分类，反应系数对安全至关重要	10
为什么需要慢化剂？	10
为什么需要冷却剂？	11
什么是反应性系数？	12
第一代核电：小功率原型堆为主，验证核电可行性	14
第二代核电：可分为轻水堆和重水堆，经济性大幅提高	15
轻水堆（LWR）：轻水同时作为慢化剂和冷却剂，可分为压水堆和沸水堆	15
压水堆（PWR）：高压下轻水维持液态相，多采用双回路系统	15
沸水堆（BWR）：轻水沸腾直接做功，单一回路结构简单	23
重水堆（PHWR）：重水同时作为慢化剂和冷却剂，可采用天然铀作为燃料	26
小结：第二代核电实现商业化/标准化，沸水堆安全隐患高于压水堆	28
第三代核电：配备多重安全冗余，造价较二代上升较多	29
先进压水堆（APWR）：呈现革新、改良以及两者结合的三种发展方向	30
非能动先进压水堆（AP1000）：简化一回路管道，增加非能动安全系统	30
欧洲先进压水堆（EPR）：沿用传统能动安全系统，配备多重冗余度	33
华龙一号（HPR1000）：能动与非能动安全系统相结合，中国自主产权已实现出口验收	35
先进沸水堆（ABWR）：优化回路系统，内循环替代外循环提高安全性	36
小结：第三代核电技术采用能动或非能动安全系统进一步提高安全性	38
第四代核电：解决核燃料短缺问题，机理革新提高安全性	39
快中子堆：解决核燃料短缺问题，减少长半衰期核废物	39
钠冷快堆（SFR）：液态钠作为冷却剂，但存在钠火/钠水问题	41
铅冷快堆（LFR）：铅或铅铋合金作冷却剂，但对反应堆结构具有腐蚀性	43
气冷快堆（GFR）：氦气作为冷却剂，采用布雷顿循环	45
热中子堆：温度远高于传统水冷堆，热电联产提高核能经济性	46
超临界水冷堆（SCWR）：超临界水不发生相变，导热性能强但腐蚀材料	46
高温气冷堆（HTGR）：气体作为冷却剂，未来有望使用氦透平提高热效率	48
熔盐堆（MSR）：利用丰富的钍基燃料，对材料腐蚀性较强	54
小结：第四代核电采用创新性技术，中国高温气冷堆已实现商业化运行	56
总结：核岛设备基本通用，常规岛设备跟随热力循环变化	58
核电站建造：建设周期 5 年以上，2024 年设备市场或达 672 亿	61
建设流程：可分为土建施工、设备安装、系统调试三个阶段	61
2024 年核电设备市场有望达 672 亿，关注压力容器/蒸汽发生器/阀门等设备	62

风险提示.....	65
-----------	----

图表目录

图表 1: 核能的能量密度远高于生物和化石能源.....	7
图表 2: 核电发电小时数远超其他能源.....	7
图表 3: 核电站可简单分为核岛和常规岛两部分.....	8
图表 4: 中国核电机组数量和容量.....	8
图表 5: 核电技术发展线路图.....	9
图表 6: 压水堆占中国核电主导堆型.....	9
图表 7: U-235 原子核裂变过程.....	10
图表 1: U-235 对热中子的裂变截面大, U-238 对快中子的裂变截面大.....	10
图表 2: 主要慢化剂的慢化性能.....	11
图表 3: 热传递的三种方式包括热传导、热对流和热辐射.....	11
图表 4: 冷却剂物性表.....	12
图表 5: 在不同温度系数情况下, 反应堆功率随时间的变化.....	13
图表 6: 主要的第一代核电站以原型堆为主.....	14
图表 7: 第一代核电技术小结.....	14
图表 8: 世界上核电站多为第二代核电机组(截至 2024.5.21).....	15
图表 9: 压水堆核电站工作原理示意图.....	15
图表 10: 压水堆反应堆本体结构示意图.....	16
图表 11: 蒸汽发生器结构图.....	17
图表 12: 屏蔽泵工作原理结构图.....	17
图表 13: 轴封泵工作原理结构图.....	17
图表 14: 屏蔽泵可以实现零泄露, 轴封泵效率更高.....	18
图表 15: 稳压器结构图.....	18
图表 16: 余热排出系统结构图.....	19
图表 17: 设备水冷却系统结构图.....	19
图表 18: 安全注入系统结构图.....	19
图表 19: 安全壳喷淋系统喷洒冷却水实现降温降压.....	19
图表 20: 朗肯循环结构图.....	20
图表 21: 压水堆二回路系统结构图.....	20
图表 22: 汽轮机结构图.....	21
图表 23: 卧式汽水分离再热器结构图.....	21
图表 24: 立式汽水分离再热器结构图.....	21
图表 25: 凝汽器结构图.....	22
图表 26: 三级立式成箱式凝结水泵结构图.....	23
图表 27: 卧式低压加热器结构图.....	23
图表 28: 压水堆中的蒸汽发生器易发生传热管破裂事故.....	23
图表 29: 沸水堆核电站工作原理示意图.....	24
图表 30: 沸水堆结构示意图, 与压水堆硬件相似.....	24

图表 31: 汽水分离器结构图	25
图表 32: 蒸汽干燥器及组件结构图	25
图表 33: 沸水堆压力容器结构图	25
图表 34: 沸水堆具有较大的负反应性空泡系数	26
图表 35: 卧式压力管式重水堆结构图	26
图表 36: CANDU 重水堆核电站的工作原理示意图	27
图表 37: CANDU 重水堆堆芯由卧式压力管排列而成	27
图表 38: CANDU 重水堆燃料通道结构	27
图表 39: 重水堆核电站主要设计参数	28
图表 40: 第二代核电技术小结	28
图表 41: URD 对第三代核电技术提出更高的安全指标	29
图表 42: 能动与非能动安全系统比较	29
图表 43: 第三代核电机组单位工程造价高于第二代核电机组	30
图表 44: 浙江三门 AP1000 核电站	30
图表 45: 台山 EPR 核电站	30
图表 46: 二代压水堆一回路系统	31
图表 47: AP1000 简化一回路系统管道	31
图表 48: AP1000 的非能动堆芯冷却系统简图	32
图表 49: AP1000 的非能动堆芯冷却系统结构图	32
图表 50: AP1000 非能动安全壳冷却系统依靠空气自然循环导出热量	32
图表 51: 安全壳隔离系统贯穿件大幅减少	33
图表 52: EPR 安全系统具备 4 重冗余度	33
图表 53: EPR 具有双层安全壳防止内部核泄漏以及抵御外部灾害	34
图表 54: EPR 安全注射系统具有 4 个独立的子系统	35
图表 55: EPR 应急给水系统具有 4 重冗余度	35
图表 56: EPR 安全厂房布置实体分离	35
图表 57: “华龙一号”采用能动与非能动结合的安全系统	36
图表 58: 先进沸水堆工作原理结构图	37
图表 59: 先进沸水堆用内置泵替代外循环回路和喷射泵	37
图表 60: 改进型 CRD 采用电动和水压混合驱动, 控制精度更高	37
图表 61: ABWR 的三区危急堆芯冷却系统结构图	38
图表 62: 第三代核电技术小结	38
图表 63: 6 种候选四代堆的特征	39
图表 64: 若不发展快堆, 全球已经探明的铀矿储量将有可能在 2030 年左右消耗殆尽	40
图表 65: 快中子堆利用 U-238——Pu-239 转换实现核燃料增殖	40
图表 66: 核电站卸料中超铀元素和长寿命裂变产物的含量	41
图表 67: 快中子堆将长寿命裂变产物嬗变为短寿命的裂变产物	41
图表 68: 回路式钠冷快堆工作原理示意图	41
图表 69: 池式钠冷快堆工作原理示意图	41
图表 70: 池式钠冷快堆的主回路系统布置	42

图表 71: 钠的热导率和沸点高	42
图表 72: 铅冷快堆工作原理示意图	43
图表 73: CLEAR- I 本体结构图	44
图表 74: 液态铅合金对结构材料具有严重的腐蚀	44
图表 75: 氦具有最高的热导率和最小的中子吸收截面	45
图表 76: 气冷快堆工作原理示意图	45
图表 77: 布雷顿循环结构图	46
图表 78: 气冷快堆的热效率达到 48%	46
图表 79: 超临界水具有与水和蒸汽不同的物性	47
图表 80: 超临界水堆工作原理示意图	47
图表 81: 超临界水对镍基合金具有较强的腐蚀作用	48
图表 82: 镁诺克斯堆工作原理示意图	48
图表 83: 改进型气冷堆工作原理示意图	49
图表 84: 气冷堆发展阶段及技术特点	49
图表 85: 高温气冷堆球形燃料元件有 4 层包覆层	50
图表 86: 10MW 高温气冷实验堆 (HTR-10) 工作原理示意图	51
图表 87: 热气导管结构图	51
图表 88: 同心热气导管的原理设计	51
图表 89: 氦风机结构图	52
图表 90: 高温气冷堆反应堆压力壳主要部件	53
图表 91: 高温气冷堆能够实现不停堆换料	53
图表 92: 高温气冷堆可采用氦气透平直接循环提高热效率	54
图表 93: 钍基熔盐堆工作原理示意图	54
图表 94: 熔盐堆通过 Th-232 和 U-233 转化可实现燃料增殖	55
图表 95: 熔盐堆原理图	55
图表 96: 熔盐对合金材料具有较强的腐蚀作用	56
图表 97: 第四代核电技术小结	57
图表 98: 四代核电技术演变	58
图表 99: 四代核电技术堆型及其特点	59
图表 100: 四代核电的硬件设备	60
图表 101: 核电站建设流程图	62
图表 102: CAP1000 和华龙一号核电项目成本构成	62
图表 103: 假设每年常态化审批 10 台机组, 2024 年核电设备市场空间有望达 672 亿元	63
图表 104: 2022 年核岛设备价值量占比 46% 左右	63
图表 105: 2022 年压力容器在核岛设备中价值量占比约 24%	64
图表 106: 2022 年汽轮机在常规岛设备中价值量占比约 24%	64
图表 107: 核电设备参与公司	64
图表 108: 报告提及公司	65

核心观点

安全是核电发展的前提，而第四代核电技术大幅革新，不仅显著提高了安全性，还能有效缓解 U-235 短缺的问题。2023 年，世界首座第四代核电站在中国投运，得益于中国技术领先和核电常态化审批逐渐恢复，我们认为核电有望被大力推广，核电设备将显著受益，关注核岛中压力容器/蒸汽发生器/阀门等设备的投资机会。我们报告核心要点如下：

核电发电稳定/碳排放低，安全为发展前提，常态化审批渐进。核电站发电原理是利用铀核裂变所释放出的热能驱动汽轮机做功，具备能量密度高、功率大、发电稳定且成本低的特点，其年平均发电小时数是中国发电设备发电小时数平均值的 2 倍。安全是核电行业发展的前提，自日本福岛核事故以来，我国核电审批一度停滞，2016-2018 连续 3 年没有新增审批核电机组。直到 2019 年中国重启核电审批，随后三年每年核准机组数量稳定在 4-5 台，“十四五”规划中明确提出安全稳妥推动沿海核电建设。2022 年和 2023 年我国均核准 10 台，较 2021 年数量翻倍，审批显著提速，常态化审批渐行渐近。

第四代核电技术大幅革新，安全性显著提升，中国已建成全球首座第四代核电站。第一代核电技术是试验性和原型反应堆，主要用于验证核电可行性；第二代核电技术在第一代基础上实现商业化、标准化、系列化、批量化运行，经济性大幅提升，包括压水堆、沸水堆和重水堆；受美国三哩岛和苏联切尔诺贝利核电站事故的影响，第三代核电技术采用非能动安全系统和冗余的能动安全系统提高安全性，但经济性有所降低，主要包括先进压水堆和先进沸水堆；第四代核电技术本身具有较高的安全性，钠冷快堆和铅冷快堆使用金属冷却剂，导热性能好，可以将热量快速导出，气冷快堆、高温气冷堆和超临界水堆采用都是单相冷却剂，反应过程中不会发生相变，导热稳定；熔盐堆采用液态燃料，不存在熔毁风险。目前中国已建成全球首座高温气冷堆商业示范堆，具备固有安全性。

核电站建设周期长达 5 年以上，我们预计 2024 年核电设备市场空间将达 672 亿元，建议关注压力容器及核电泵阀等设备的投资机会。核电站建设过程可以划分为前期准备和施工两个阶段，其中施工阶段又分为土建施工、设备安装和系统调试三个阶段，整体建设周期长达 5 年以上。在第三代核电站中，设备购置费包括核岛和常规岛内各类设备的购置费用，根据《核电项目全寿命周期成本控制研究》，设备购置费大约占建成价的 37%，是核电站建设中成本占比最大的一项。在硬件设备上，关键设备大致相同，不同堆型有各自增量设备。随着核准常态化，核电设备将显著受益，我们预计 2024 年核电设备市场空间将达 672 亿元，建议关注核岛中压力容器/蒸汽发生器/阀门等设备的投资机会。

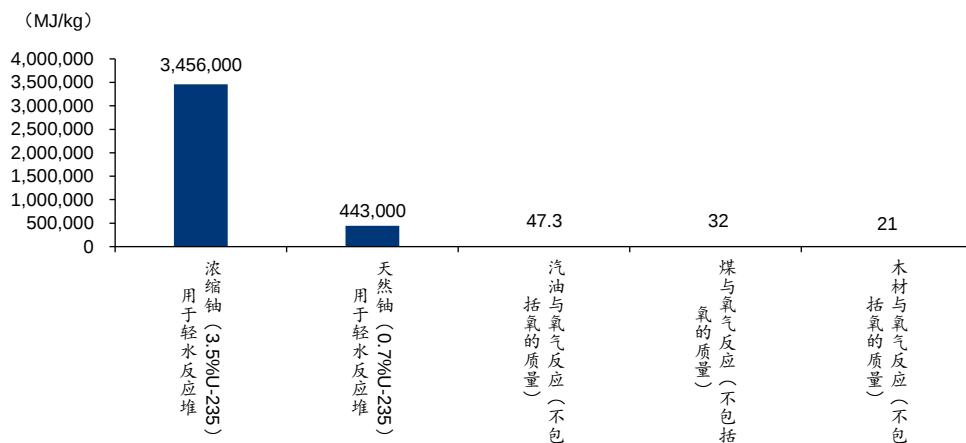
与市场不同的观点

市场认为由于前两年我国核电站核准数量较多，后续核准将显著减少，持续性有限。并且在福岛核电站事故之后，核电站安全性一直是制约行业发展的重要因素，但市场并不了解我国第三代核电站以及第四代核电站安全性如何。我们认为在安全性方面，本文从技术角度分析，第三代和第四代核电在安全性方面较福岛的第二代核电已有显著提高，中国具备自主知识产权的华龙一号更是结合能动和非能动安全设施于一体。在电力需求不断增长，新能源装机持续增长，电网消纳压力逐渐增加的背景下，发电稳定高效的核电有望大力推广，核准有望维持高景气。

高能级文明的野望，裂变核电站已发展至第四代

核能的运用将让人类走向高能级文明。在文明发展的历史上，人类率先掌握了生物能量，摄入食物，燃烧干柴秸秆等生物能，进行大量的体力劳作。在漫长的发展后，蒸汽机的出现使得化石能源代替生物能源做功。但生物能源、化石能源都来自于太阳聚变放出的能量。以木柴、煤、石油为代表的生物能源和化石能源的能量密度，远低于核能。人类对核能的运用将让能量来源不再局限于太阳聚变，走向卡尔达肖夫笔下的高能级文明。

图表1：核能的能量密度远高于生物和化石能源

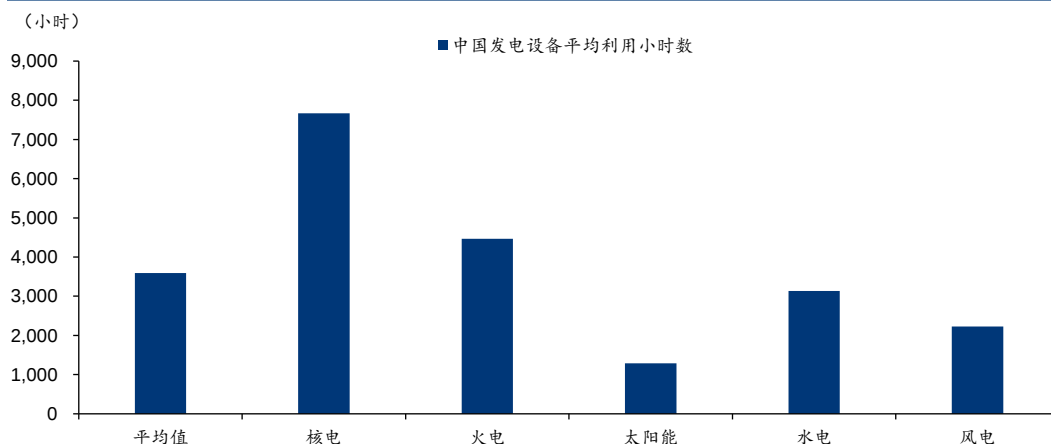


注：能量密度是指在一定的空间或质量物质中储存能量的大小

资料来源：维基百科，华泰研究

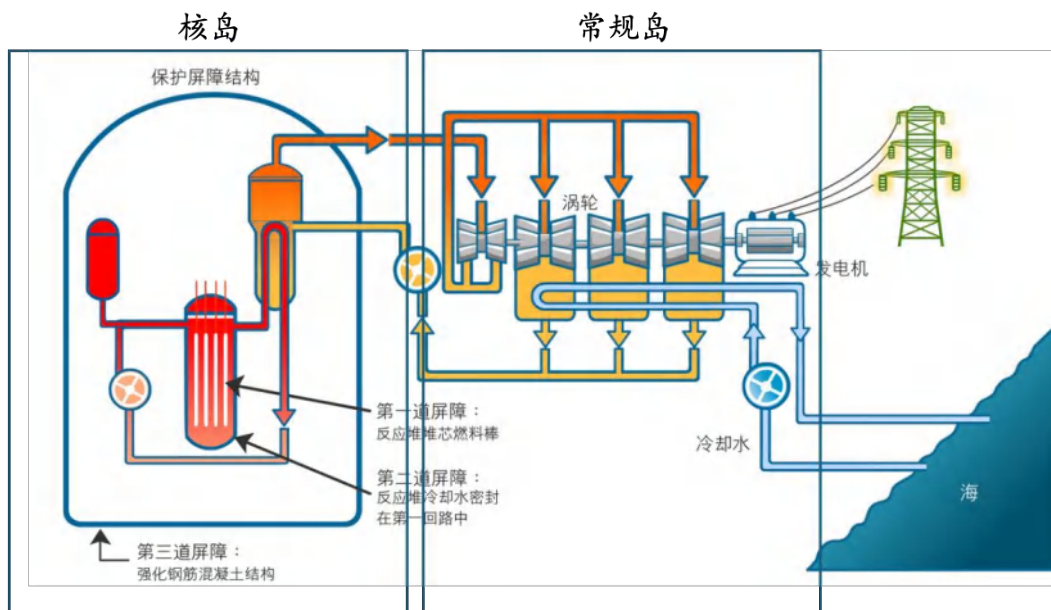
核电能量密度高/发电稳定高效，碳排放量低于风光。核裂变发电站是指利用铀核裂变所释放出的热能进行发电，具备能量密度高、单机功率大、土地利用率高、不受季节和气候影响、发电成本稳定且相对较低等特点，可长期稳定高效运行。相比其他发电方式，核电机组的年发电利用小时数常年保持在 7000 小时以上，位居所有电源之首，而且在生产过程中不排放二氧化硫、氮氧化物、烟尘和二氧化碳。核电全寿期二氧化碳排放当量仅约 12.2 克/千瓦时，与水电基本持平，低于风电、光伏。安全是核电产业发展的前提，现有的三代核电主要在安全系统改进上提升了核电站的安全性。

图表2：核电发电小时数远超其他能源



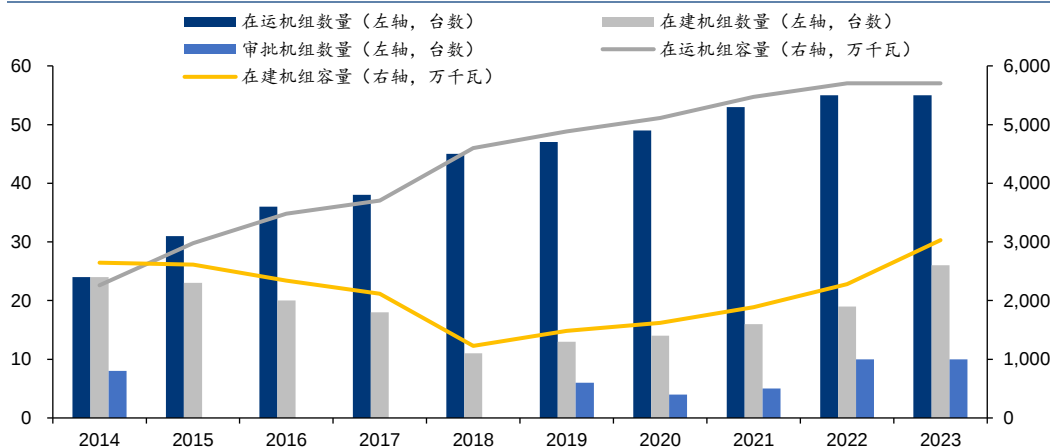
资料来源：，华泰研究

核电厂是一种以核反应为热力源的热电厂，以热能驱动涡轮发动机并连接至发电机发电。核电站分两大部分，产生热能的核岛，与将其进行能量转换的常规岛。图中左半部为核岛，右半部为常规岛。核岛采用的技术决定其是第几代核电站，并决定其命名，如中国的第三代压水堆核电站华龙一号。

图表3：核电站可简单分为核岛和常规岛两部分


资料来源：香港特别行政区政府保安局，华泰研究

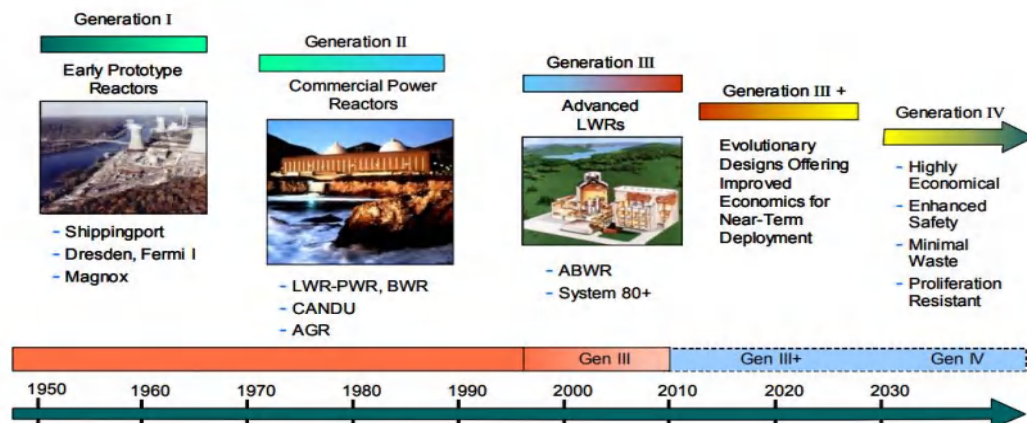
中国“十四五”规划下，核电 2025 年装机容量将达 70GW，并积极推动先进核电站发展。“十四五”规划中指出，在确保安全的前提下，积极有序推动沿海核电项目建设，保持平稳建设节奏，合理布局新增沿海核电项目。开展核能综合利用示范，积极推动高温气冷堆、快堆、模块化小型堆、海上浮动堆等先进堆型示范工程，推动核能在清洁供暖、工业供热、海水淡化等领域的综合利用。切实做好核电厂址资源保护。到 2025 年，核电运行装机容量达到 7000 万千瓦左右。2023 年我国在运机组 55 台，在建机组 26 台，核准机组 10 台。

图表4：中国核电机组数量和容量


资料来源：中核集团、中国核能行业协会、华经产业研究院，华泰研究

裂变核电技术已发展到第四代，安全/可持续性/经济性不断提高：（1）第一代核电技术：1950s-1960s 期间，美苏英法等国建造一代堆，主要是试验性和原型反应堆；（2）第二代核电技术：1960s 末期，和第一代反应堆相比，装机容量不断增加，主要堆型有压水堆、沸水堆、重水堆等；（3）第三代核电技术：主要是先进轻水堆，包括先进压水堆和先进沸水堆，其特点是采用非能动安全系统或先进的能动安全系统以提高安全性；（4）第四代核电技术：由“第四代核能系统国际论坛”（GIF）提出的能够解决核能经济性、安全性、废物处理和防核扩散问题的第四代核能系统，包括钠冷快堆、高温气冷堆、气冷快堆、铅冷快堆、超临界水堆和熔盐堆。

图表5：核电技术发展线路图



资料来源：《A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems》，华泰研究

压水堆占中国核电主导堆型，中长期开发第四代核电站。根据国家原子能机构披露的核电站情况，在建的 26 座核电站全为压水堆。我国核能发展近中期目标是优化自主第三代核电技术；中长期目标是开发以钠冷快堆为主的第四代核能系统，积极开发模块化小堆、开拓核能供热和核动力等利用领域；长远目标则是发展核聚变技术。目标到 2030 年，以耐事故燃料为代表的核安全技术研究取得突破、全面实现消除大规模放射性释放，提升核电竞争力；实现压水堆闭式燃料循环，核电产业链协调发展；钠冷快堆等部分第四代反应堆成熟，突破核燃料增殖与高水平放射性废物嬗变关键技术；积极探索模块化小堆(含小型压水堆、高温气冷堆、铅冷快堆)多用途利用。目标到 2050 年，实现快堆闭式燃料循环，压水堆与快堆匹配发展，力争建成核聚变示范工程。

图表6：压水堆占中国核电主导堆型

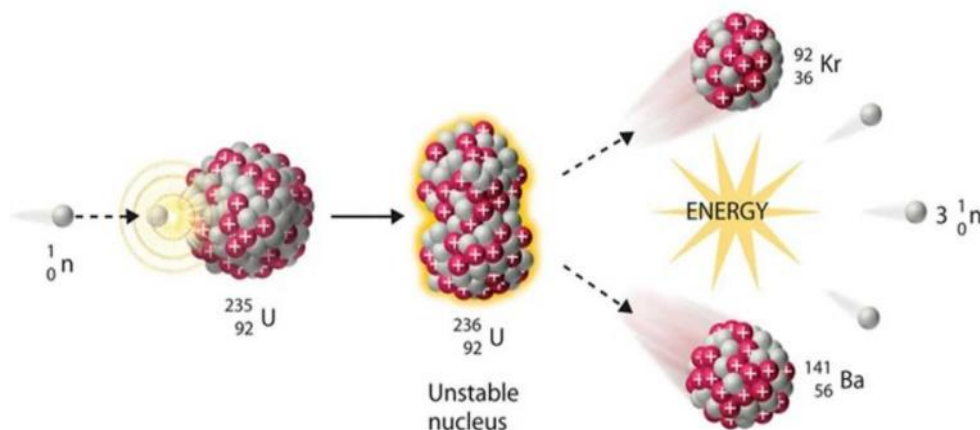


资料来源：国家原子能机构，华泰研究

核电站：可依据慢化剂和冷却剂分类，反应系数对安全至关重要

核裂变的链式反应造就高能量密度、洁净、低碳的能源，按照慢化剂和冷却剂的不同可对核电站进行分类。核电站通常使用的铀核裂变，铀原子核吸收一个热中子处于激发态，随后裂变成两个较小的原子核并释放 2-3 个中子，释放的中子又进一步被其他的铀原子核吸收，从而形成链式反应。在核裂变过程中，裂变前后原子核总质量发生了变化，根据爱因斯坦的质能方程 $E=mc^2$ ，消失的质量变为了能量，每次裂变大概能释放 200MeV 的能量。与标准煤发热量进行比较，1 克铀裂变放出的热量相当于 2.6 吨标准煤。

图表7：U-235 原子核裂变过程



资料来源：中科院物理所公众号，华泰研究

为什么需要慢化剂？

U-235 对热中子裂变截面大，需要慢化剂慢化中子提高反应概率。按照中子能量的不同，可将中子分为三类，快中子 ($E > 0.1\text{MeV}$)、中能中子 ($1\text{eV} < E < 0.1\text{MeV}$) 和热中子 ($E < 1\text{eV}$)。多数核电站采用 U-235 作为燃料，其裂变产生的是快中子。U-235 对热中子的裂变截面（入射粒子使靶核裂变的概率）大，因此当以 U-235 作为核燃料时，需要慢化剂将裂变产生的快中子慢化为热中子，从而提高裂变反应概率并维持链式反应不失控；而 U-238 对快中子的裂变截面大，所以以 U-238 作为核燃料的快中子堆不需要慢化剂。

图表1：U-235 对热中子的裂变截面大，U-238 对快中子的裂变截面大

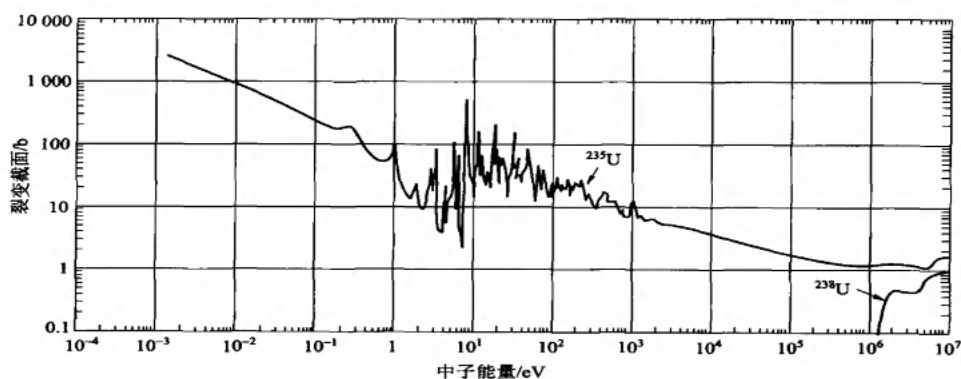


图 2-7 ^{235}U 和 ^{238}U 的裂变截面随中子能量的变化

资料来源：曹欣荣《核反应堆物理基础》，华泰研究

慢化剂的中子吸收截面影响慢化剂的选择，并对燃料中的铀丰度提出不同要求。慢化剂在慢化中子过程中，不仅会与中子发生弹性散射，还会吸收一部分中子，使得反应堆内中子通量下降，反应堆功率下降。对于中子吸收能力强的慢化剂，需要用高富集铀燃料（U-235含量在 2%-5%）以保证反应堆内的中子通量；而对中子吸收能力弱的慢化剂，则可以用天然铀燃料（U-235 含量为 0.7%）。因此慢化剂的选择需要综合考虑慢化能力和对中子的吸收截面，例如，重水的慢化能力仅次于轻水，但由于 H-2 的中子吸收截面小于 H-1 的中子吸收截面，使得重水的慢化比远高于轻水，具有很高的中子经济性，可以使用天然铀做核燃料。反应堆中常用的慢化剂包括轻水（H₂O）、重水（D₂O）、铍、石墨等。

图表2：主要慢化剂的慢化性能

慢化剂	慢化能力	慢化比
轻水	0.0153	70
重水	0.00177	2100
铍	0.0016	150
石墨	0.00063	170

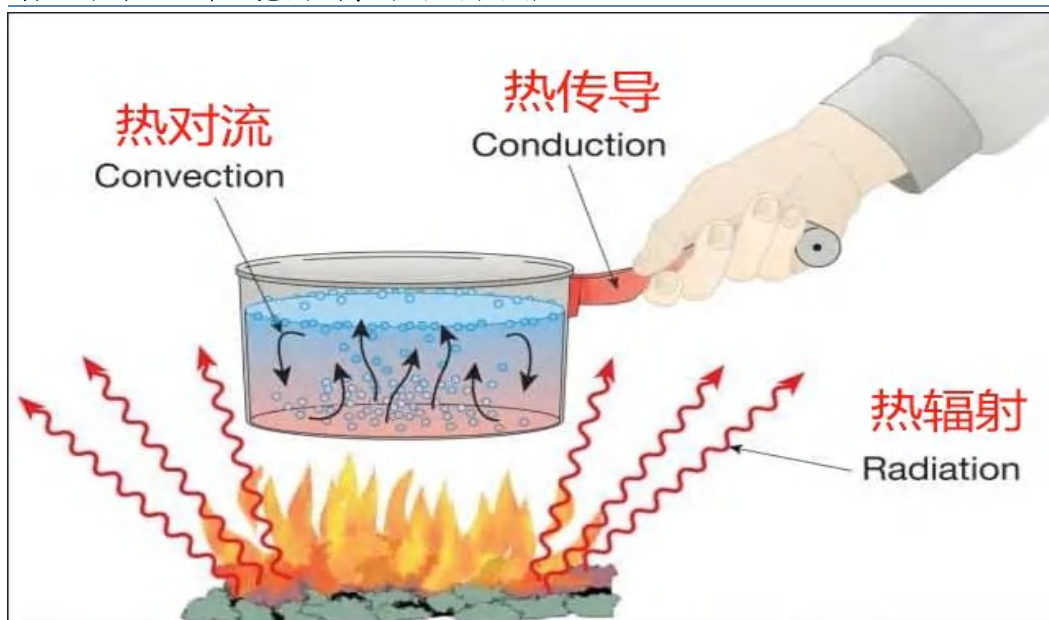
注：慢化能力=平均对数能降×宏观散射截面；慢化比=慢化能力/宏观吸收截面；轻水为 H₂O；重水为 D₂O

资料来源：谢仲生《核反应堆物理分析》，华泰研究

为什么需要冷却剂？

核电厂通过“热传导-热对流-热传导”传递热量，需要液体、气体等冷却剂作为导热介质。热传递方式主要有三种：热传导、热对流和热辐射。热传导是物体内部或相互接触的物体表面之间，由于分子、原子及电子等微观粒子的热运动而产生的热量传递现象；热对流是指由于流体的宏观运动，致使不同温度的流体相对位移而产生的热量传递现象；热辐射是热能通过电磁波传递的过程，不需要任何中间介质而远距离传播。常见的核电厂主要通过“热传导-热对流-热传导”的方式传递热量，反应堆先通过热传导将热量传递液体、气体等冷却剂，冷却剂通过对流传热，最后通过蒸汽发生器中的传热管以热传导的方式传递给常规岛。

图表3：热传递的三种方式包括热传导、热对流和热辐射



资料来源：物理化学学院，华泰研究

冷却剂导出堆芯裂变热，需具备良好的热物理性质和核性质。冷却剂的作用是将反应堆堆芯中核裂变反应产生的热量导出。对反应堆冷却剂的主要技术要求有：具有良好的热物理性质（比热容大、密度高、热导率大、熔点低、沸点高等），以便在较小的传热面积情况下，能够从堆芯带出较多的热量；对中子的吸收截面小，从而提高中子经济性；具有良好的热稳定性和辐照稳定性；与核燃料和结构材料有良好的相容性。反应堆中常见的冷却剂包括轻水、重水、氦气、钠、铅等。

图表4：冷却剂物性表

物性	Na	NaK	Hg	Pb	Pb-Bi	He	H ₂ O	H ₂ O
	450°C	450°C	450°C	450°C	450°C	450°C/6MPa	280°C/6.4MPa	342.16°C/15MPa
熔点/°C	98	-12.6	-38.9	327.6	208.2			
沸点/°C	883	784	356.7	1743	1638			
密度/(kg/m ³)	844	759	12510	10520	10150	3.955	610.7	758.0
热容/(kJ/(kgK))	1.272	0.873	0.13	0.147	0.146	5.193	8.95	5.29
热导率/(W/mK)	71.2	26	13	17.1	14.2	0.2893	0.456	0.5777
运动粘度/($\times 10^{-7}$ m ² /s)	3.0	2.4	0.60	1.9	1.4	357.9	1.14	1.239
热胀系数/($\times 10^{-4}$ /K)	2.4	2.77					25.79(6MPa)	72.1

资料来源：徐铨《钠冷快堆及其安全特性》，华泰研究

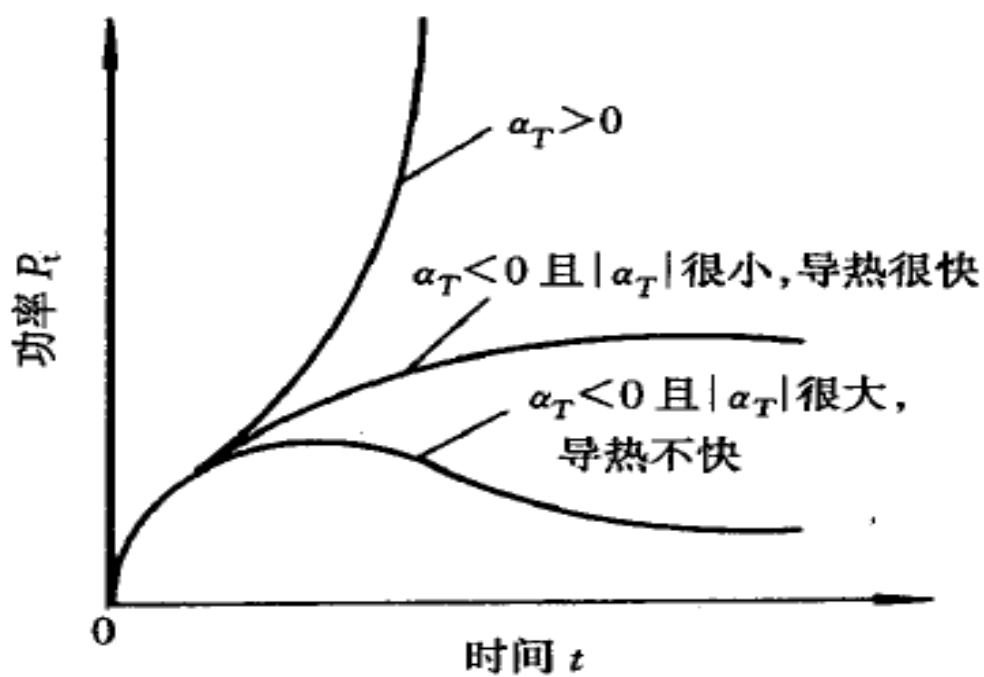
什么是反应性系数？

反应性系数是指反应堆的反应性相对于某一个参数的变化率，对反应堆安全性至关重要。反应性系数包括温度系数和空泡系数等。空泡系数：空泡系数是指冷却剂的空泡份额变化1%所引起的反应性变化，在沸水堆中，反应性空泡系数一般为负，这是因为沸水堆中水既是慢化剂也是冷却剂，而空泡的密度小于水的密度，空泡的存在使得水的慢化能力减弱，链式反应发生概率降低。**温度系数：**温度系数是指温度变化1°C所引起的反应性变化，包括燃料温度系数和慢化剂温度系数。

为了保证反应堆的安全运行，要求反应性温度系数为负值，以便形成负反馈效应。以反应性温度系数为例：

- 1) 若温度系数为正，当堆内微扰使堆芯温度升高时，有效增殖因数增大，反应性增加，反应堆的功率也随之增加，而功率的增加又将导致堆芯温度的升高和有效增殖因数进一步增大，反应堆功率继续增加。若不采取措施，就会造成堆芯的损坏。反之，当反应堆的温度下降时，有效增殖因数将减小，反应性减少，反应堆的功率随之降低，这又将导致温度下降和有效增殖因数更进一步的减小。反应堆的功率继续下降，直至反应堆自行关闭。因此，正反应性温度系数的正反馈将使反应堆具有内在的不稳定性。
- 2) 若温度系数为负，温度的升高将导致有效增殖因数的减小，反应性减小，反应堆的功率也随之减小，反应堆的温度逐渐回到初始值。同理，当反应堆的温度下降时，将导致有效增殖因数的增大，反应堆的功率也随之增加，反应堆的温度也逐渐地回到初始值。因此，负反应性温度系数的负反馈效应使得反应堆具有内在的稳定性。

图表5：在不同温度系数情况下，反应堆功率随时间的变化



资料来源：谢仲生《核反应堆物理分析》，华泰研究

第一代核电：小功率原型堆为主，验证核电可行性

第一代核电以原型堆为主，主要用于验证核电设计技术和商业开发前景。1954年6月27日，前苏联建成的世界上第一座核能发电站——5MW 奥布涅斯克实验性石墨沸水堆核电站。随后各国纷纷开始研究核电技术，建立了一系列的核电站，包括1956年英国45MW 卡德豪尔原型天然铀石墨气冷堆核电站、1957年美国60MW 希平港原型压水堆核电站、1962年法国60MW 天然铀石墨气冷堆核电站、1962年加拿大25MW 天然铀重水堆核电站。第一代核电站的投资费用高、功率普遍较小，建造的主要目的是为了通过试验示范来验证核电的工程实施可行性。

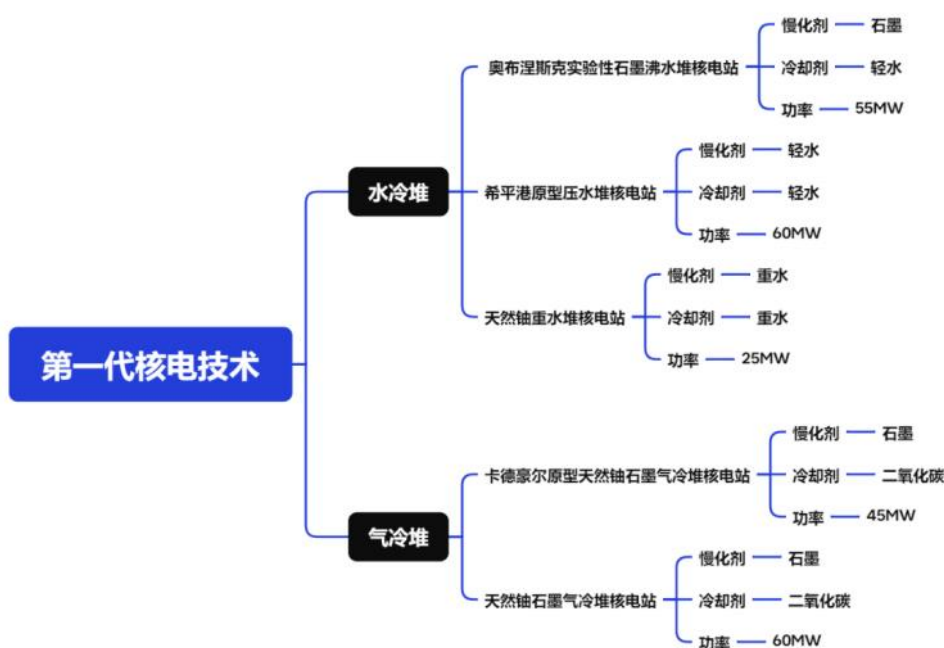
图表6：主要的第一代核电站以原型堆为主

建成时间（年）	国家	核电站/反应堆名称	慢化剂	冷却剂	功率（MW）
1954	前苏联	奥布涅斯克实验性石墨沸水堆核电站	石墨	轻水	55
1956	英国	卡德豪尔原型天然铀石墨气冷堆核电站	石墨	二氧化碳	45
1957	美国	希平港原型压水堆核电站	轻水	轻水	60
1962	法国	天然铀石墨气冷堆核电站	石墨	二氧化碳	60
1962	加拿大	天然铀重水堆核电站	重水	重水	25

资料来源：中国核电网、《中国电力百科全书 核能及新能源发电卷》，华泰研究

第一代核电技术功率较小，主要为探索核电可行性。第一代核电技术是上世纪50、60年代建造的原型堆和试验堆，以水冷堆和气冷堆两种堆型为主，由于当时的铀浓缩技术尚不成熟，因此主要使用天然铀作为核燃料。第一代核电的功率普遍较小，其建造的目的主要是为了验证核电运行的可行性。

图表7：第一代核电技术小结



资料来源：中国核电网、《中国电力百科全书 核能及新能源发电卷》，华泰研究

第二代核电：可分为轻水堆和重水堆，经济性大幅提高

第二代核电较第一代提高经济性，可分为轻水堆和重水堆。20 世纪 60 年代末到 70 年代，世界核电进入了快速发展阶段，核电技术趋于成熟，越来越多的国家投入到核电发展的浪潮中。1973 年的第一次石油危机，进一步促进了核电的快速进步，单堆功率水平在第一代的基础上大幅提高，达到百万千瓦级。通常称这段时期建设的核电站为第二代，第二代核电在第一代的基础上，实现了商业化、标准化、系列化、批量化，目前世界上商业运行的核电机组绝大部分属于第二代核电机组。按照冷却剂和慢化剂的类型，第二代反应堆可分为轻水堆和重水堆。

图表8：世界上核电站多为第二代核电机组（截至 2024.5.21）

反应堆	总装机容量/MW	机组数
压水堆	294091	307
加压重水堆	24756	47
沸水堆	43071	41
石墨水冷堆	6508	10
石墨气冷堆	4685	8
快速增殖堆	1380	2
高温气冷堆	150	1

资料来源：IAEA，华泰研究

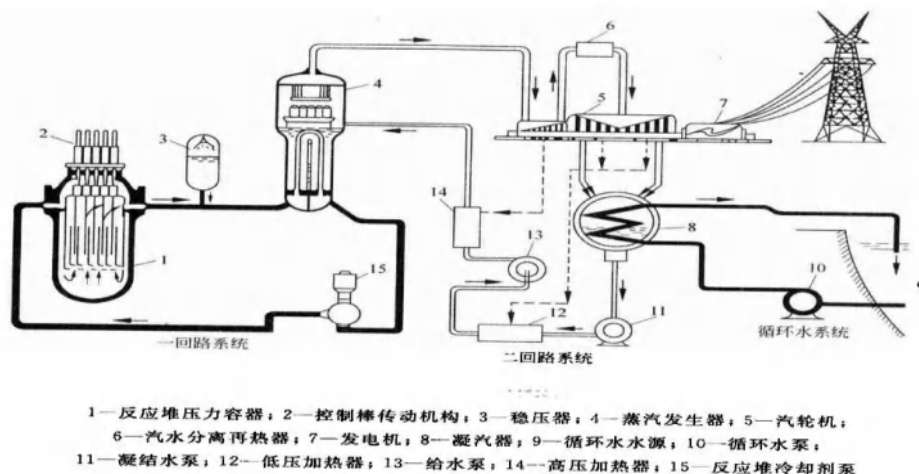
轻水堆（LWR）：轻水同时作为慢化剂和冷却剂，可分为压水堆和沸水堆

凭借优越的慢化和热物理特性，轻水堆中水同时作为中子慢化剂和反应堆冷却剂。水中含有的 H-1 元素只含有一个质子，其质量与中子质量接近，根据动量守恒定律，其慢化能力最佳。但是由于水的热中子吸收截面较大，因此轻水堆不能使用天然铀作燃料，必须使用高富集铀燃料，以保证反应堆中有足够的中子通量。此外，水的比热容高，吸热能力强，传热性能好，并且价格低廉、易于获得，具有较高的经济性。轻水堆根据工作原理的不同，又可进一步划分为沸水堆和压水堆。

压水堆（PWR）：高压下轻水维持液态相，多采用双回路系统

压水堆采用水作为慢化剂和冷却剂，为了维持水的液态相在高压下运行。压水堆核电站由一回路系统和二回路系统构成。一回路系统即反应堆冷却剂回路，包括一回路主系统、其他安全和辅助系统，称为核岛系统；二回路系统与常规火电厂类似，称为常规岛系统。一回路中的液态水作为冷却剂由主泵泵送流经反应堆堆芯时，吸收堆芯产生的热量而升温。当流经蒸汽发生器传热管的一次侧时，将热量传给传热管二次侧的二回路水，使之转变为蒸汽，驱动汽轮机做功。温度下降了的水经过冷却剂循环泵再被送回堆芯，构成一回路循环。在标准大气压下，水的沸点为 100℃，为了使反应堆内的水保持液态不沸腾，反应堆必须在高压下运行。现代压水堆核电站反应堆和一回路工作压力约为 150 个标准大气压。

图表9：压水堆核电站工作原理示意图



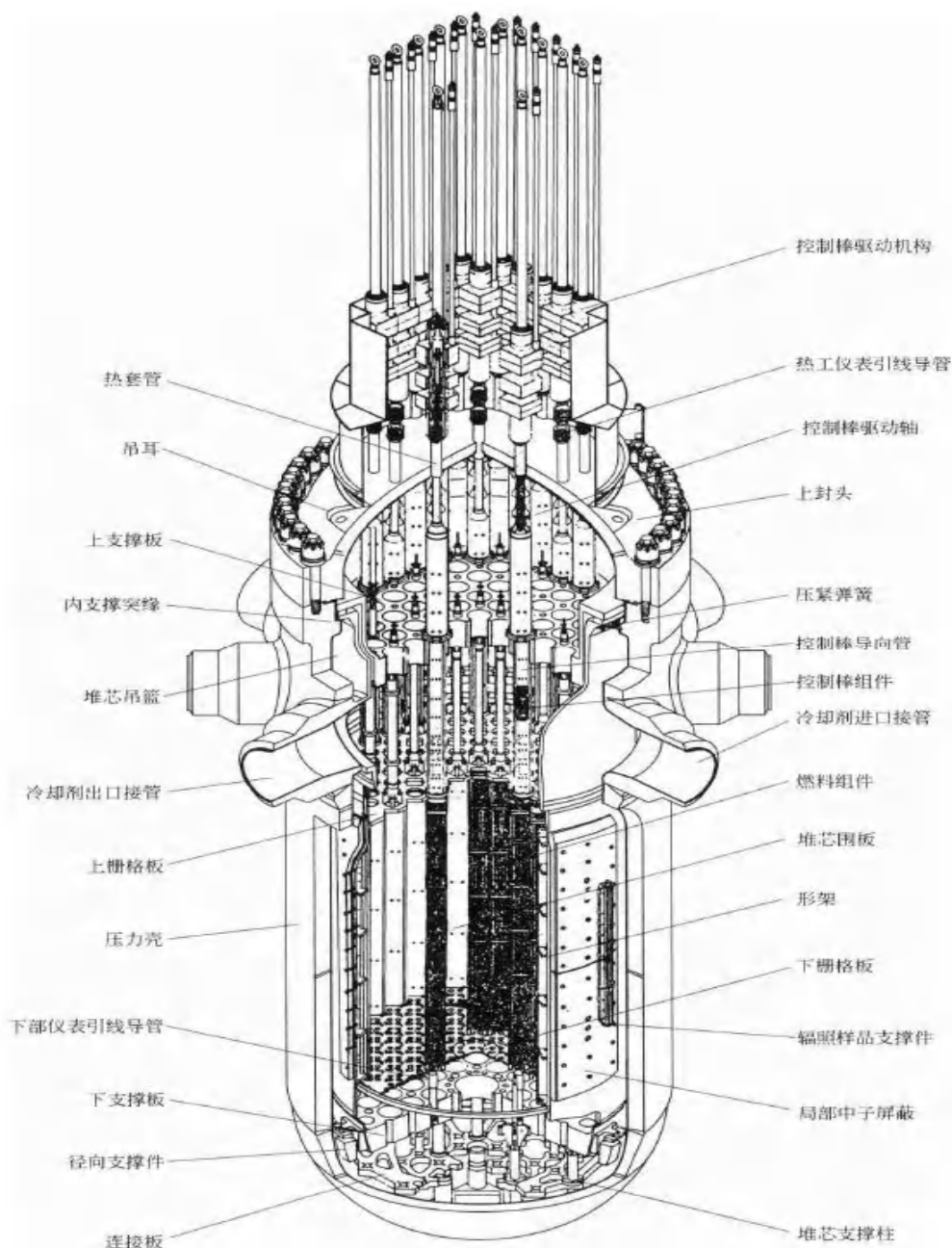
资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

(1) 一回路主系统

1) **反应堆本体结构**：由堆芯、堆芯支撑结构、反应堆压力容器及控制棒传动机构组成。

①**堆芯结构**：包括燃料组件和堆芯功能组件（控制棒组件、可燃毒物组件、阻力塞组件、初次中子源棒组件、次级中子源棒组件）；②**堆芯支撑结构**：为堆芯组件提供支撑、定位和导向，组织冷却剂流通，以及为堆内仪表提供导向和支撑，包括下部支撑结构、上部支撑结构和堆芯仪表支撑结构；③**反应堆压力容器**：支撑和包容堆芯和堆内构件，防止放射性物质外溢；④**控制棒驱动机构**：带动控制棒组件在堆芯内上下运动，实现反应堆的启动、功率调节、停堆和事故情况下的安全控制。

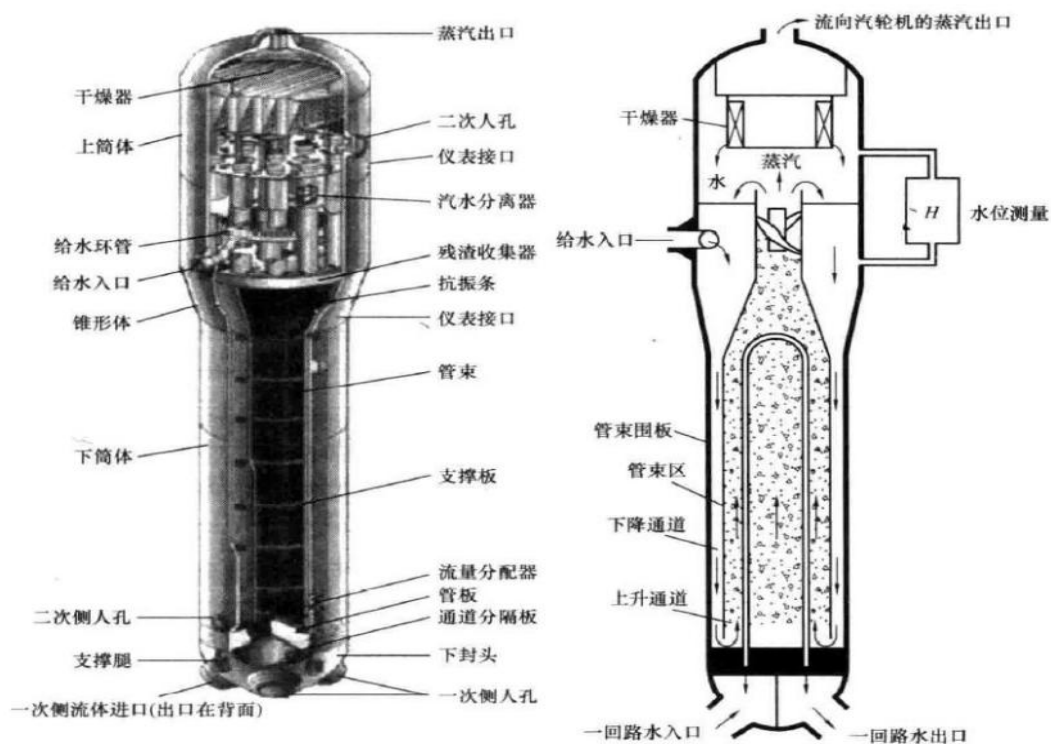
图表10：压水堆反应堆本体结构示意图



资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

2) **蒸汽发生器（生成传热介质）**：一方面将反应堆所产生的热量传递给二次侧的工作介质水，将水加热成为饱和蒸汽；另一方面将带放射性的反应堆冷却剂与不带放射性的二回路水隔离。蒸汽发生器是最容易发生故障的设备，而其中的传热管换热区是事故多发区域。蒸汽发生器运行过程中，流体不稳定性导致的传热管振动和传热恶化导致的交变热应力是传热管应力腐蚀和疲劳破损的原因。

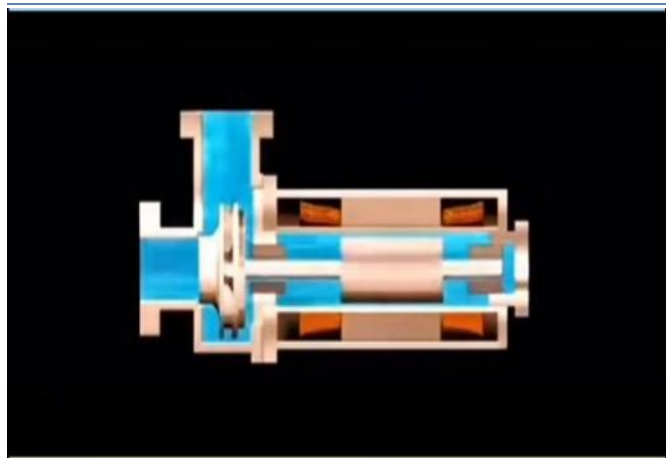
图表11: 蒸汽发生器结构图



资料来源: 周乃君《核能发电原理与技术》, 华泰研究

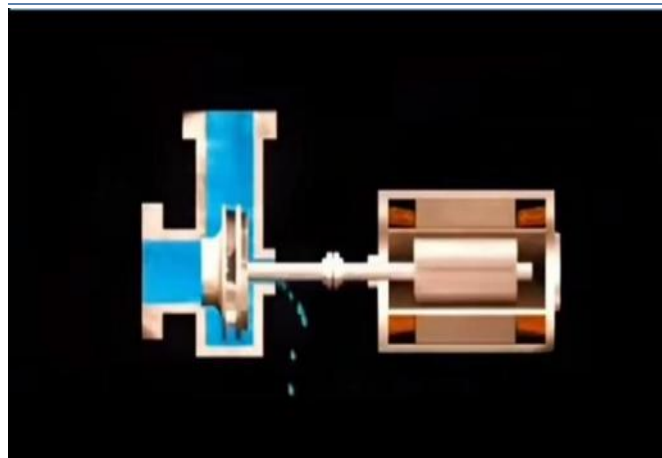
- 3) **反应堆冷却剂泵(驱动冷却剂循环):** 又称主循环泵, 在正常情况下, 冷却剂泵的功能是为反应堆堆芯提供足够的冷却流量并保证反应堆冷却剂的循环; 在事故工况下, 依靠冷却泵机组的惯性惰转, 带出堆芯余热, 保证反应堆的安全。水冷堆主泵按结构可分为屏蔽泵和轴封泵, 屏蔽泵按结构又可分为屏蔽套泵和湿定子泵。屏蔽套泵的定、转子分别通过屏蔽套来实现与冷却剂的隔离, 因此可确保冷却剂实现零泄露; 湿定子泵没有阻止水进入定子绕组的隔套, 流体直接流过定子绕组带走热量, 内部磁损较小, 效率比屏蔽套泵高; 轴封泵在泵轴和电机轴之间装有复杂的轴密封结构, 由于减少了定、转子屏蔽套的涡流损失, 因此效率更高。现代压水堆核电厂广泛使用的是轴封泵。

图表12: 屏蔽泵工作原理结构图



资料来源: 邹班长, 华泰研究

图表13: 轴封泵工作原理结构图



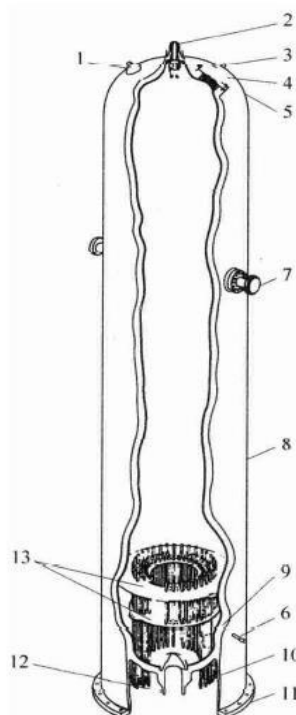
资料来源: 邹班长, 华泰研究

图表14：屏蔽泵可以实现零泄露，轴封泵效率更高

	屏蔽泵	轴封泵
优点	无泄露，安全性高 无轴封 检修间隔长，运行可靠 冷态功率小，可实现软启动	效率比屏蔽泵高 15% 可带大惯性飞轮，惰走时间长 功率大，流量高 电机为常态空冷
缺点	摩擦损耗及涡流损耗大，效率低 飞轮大小等受到限制，转动惯量小 容量小	轴封容易故障 检修频度高

资料来源：王本振《压水堆核电站用轴封泵与屏蔽泵性能分析》，华泰研究

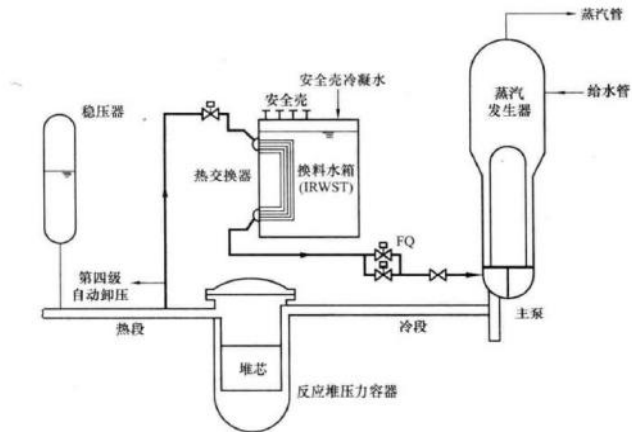
- 4) **稳压器（稳定一回路压力）**：稳定一回路冷却剂的压力，防止一回路超压，并限制冷却剂由于热胀冷缩引起的压力变化。正常功率运行时，稳压器内下部为水，上部为汽空间，由加热器使水处于饱和状态。一回路除稳压器上部的汽腔以外，其余部分全部充满水。因此稳压器汽腔的蒸汽压力传播到整个一回路系统，稳压器的压力代表了一回路的压力。当压力降低时，底部电加热器加热使部分水蒸发为饱和汽，蒸汽密度增加，压力增加；当压力增加时，顶部喷淋过冷水使部分蒸汽凝结，蒸汽密度降低，压力下降。当压力超过稳压器安全阀的阈值时，安全阀自动开启，将稳压器内部的蒸汽排放。

图表15：稳压器结构图

1—卸压管嘴；2—喷淋管嘴；3—安全阀管嘴；4—入孔；5—上封头；6—仪表管嘴；7—吊耳；
8—壳体；9—下封头；10—电加热器；11—支承裙；12—波动管嘴；13—加热器支撑板

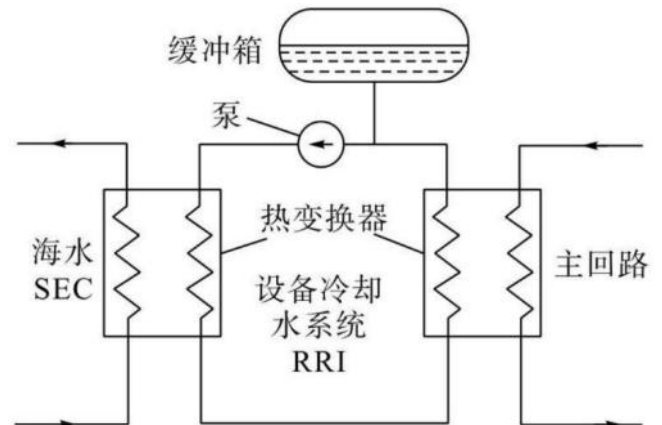
资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

图表16：余热排出系统结构图



资料来源：周乃君《核能发电原理与技术》，华泰研究

图表17：设备水冷却系统结构图

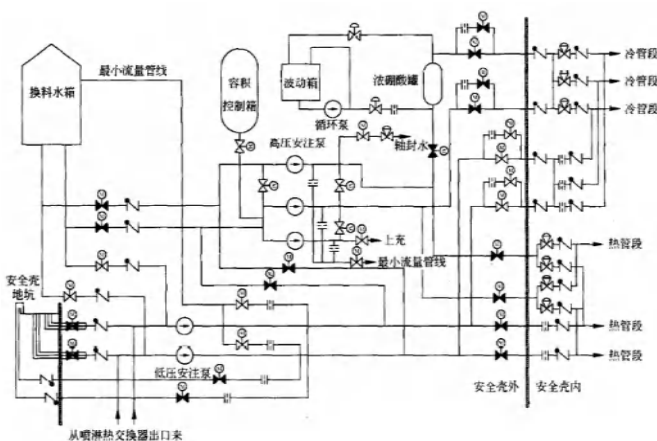


资料来源：热与电公众号，华泰研究

（2）专设安全设备

- 1) 安全注入系统：**又称紧急堆芯冷却系统，当一回路系统发生破口失水事故时，将硼酸溶液注入堆芯；当二回路主蒸汽管道破裂时，向一回路注入高浓度硼酸溶液。典型的安全注入系统包括高压安全注入、中压安全注入和低压安全注入三个子系统，分别对应不同的一回路压力。
- 2) 安全壳系统：**在发生失水事故和安全壳内的主蒸汽管道破裂事故时承受内压，容纳喷射出的汽水混合物，防止或减少放射性物质向环境释放；对反应堆冷却剂系统的放射性辐射提供生物屏蔽，并限制污染气体的泄漏。
- 3) 安全壳喷淋系统：**在发生失水事故或导致安全壳内温度、压力升高的主蒸汽管道破裂事故时从安全壳顶部空间喷洒冷却水，为安全壳气空间降温降压，限制事故后安全壳内的峰值压力，以保证安全壳的完整性。
- 4) 安全壳隔离系统：**为贯穿安全壳的流体系统提供隔离手段，使事故后可能释放到安全壳中的任何放射性物质都密封在安全壳内。
- 5) 可燃气体控制系统：**当反应堆冷却系统失效时，反应堆内温度升高，包裹燃料棒的锆金属壳会与高温水蒸气会发生锆水反应产生大量氢气，该系统用于监测、控制安全壳气空间的氢气体积分数，防止失水事故后安全壳内氢气积累到超过限值水平。
- 6) 辅助给水系统：**在电厂启动、热备、热停和从热停向冷停堆过渡的第一阶段，代替主给水系统向蒸汽发生器二次侧供水；在事故工况下，向蒸汽发生器应急供水，排出堆芯余热。

图表18：安全注入系统结构图



资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

图表19：安全壳喷淋系统喷洒冷却水实现降温降压

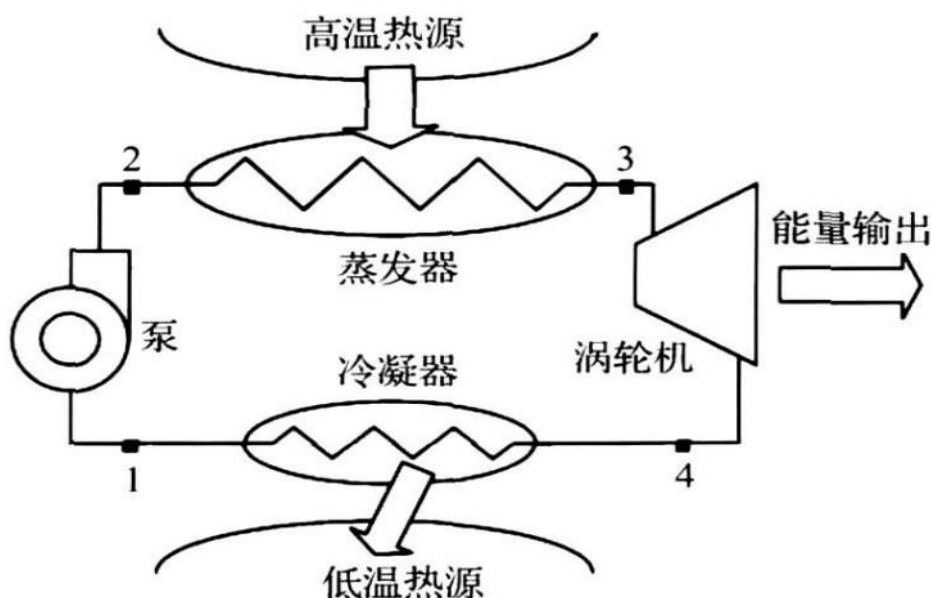


资料来源：热与电公众号，华泰研究

(3) 二回路系统

二回路采用蒸汽朗肯循环进行热力循环。朗肯循环一种以蒸汽作为工质的热力循环过程，其动力装置构成包括蒸汽发生器、过热器、蒸汽轮机、凝汽器和水泵。来自于给水泵的凝结水在蒸汽锅炉中吸热汽化成饱和蒸汽，饱和蒸汽在过热器中继续定压吸热成为过热蒸汽，过热蒸汽进入到蒸汽轮机膨胀做功带动发电机发电，蒸汽轮机作功后的乏汽进入到凝汽器凝结放热，放出的凝结热被冷却水带走，凝结水进入给水泵，从而完成一个循环。

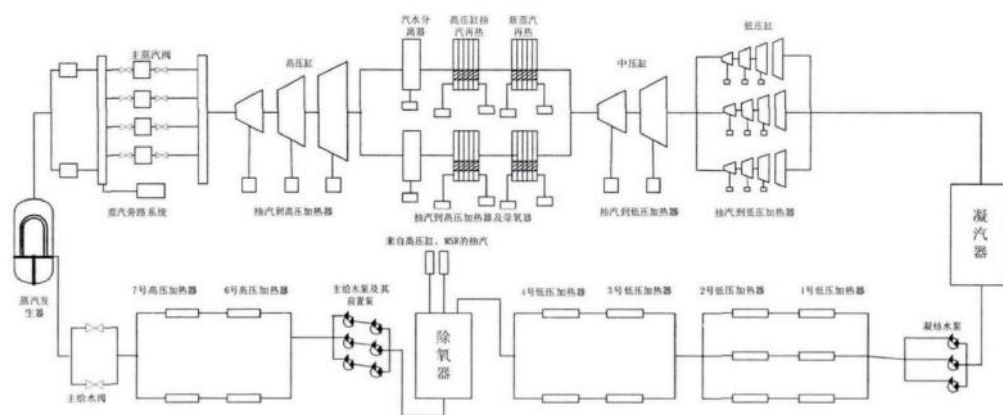
图表20：朗肯循环结构图



资料来源：郑浩《有机朗肯循环工质研究进展》，华泰研究

压水堆二回路系统由汽轮机发电机组、凝汽器、凝结水泵、给水加热器、除氧器、给水泵、蒸汽发生器、汽水分离再热器等设备组成。蒸汽发生器的给水在蒸汽发生器吸收热量变成高压蒸汽，然后驱动汽轮发电机组发电，做功后的乏汽在凝汽器内冷凝成水，凝结水由凝结水泵输送，经低压加热器进入除氧器，除氧水由给水泵送入高压加热器加热后重新返回蒸汽发生器，形成热力循环。

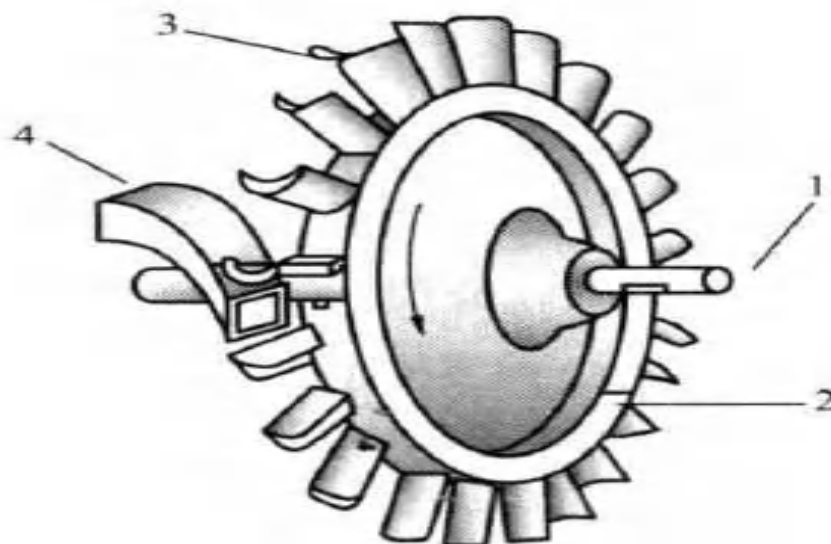
图表21：压水堆二回路系统结构图



资料来源：张帆《基于RELAP5的压水堆二回路全范围模拟及分析研究》，华泰研究

- 1) **汽轮机（将热能转化为机械能）**：将高温高压蒸汽的热能转化为机械能。在汽轮机中，蒸汽在喷嘴中发生膨胀，压力降低，速度增加，热能转变为动能。高速汽流流经动叶片时，由于汽流方向改变，产生了对叶片的冲动力，推动叶轮旋转做功，将蒸汽的动能变成轴旋转的机械能。

图表22：汽轮机结构图

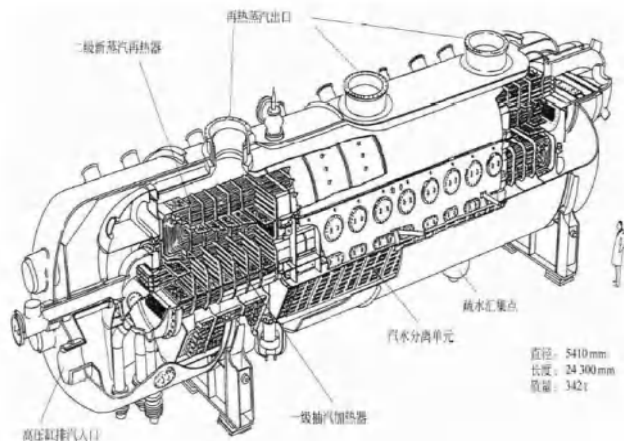


1—轴；2—叶轮；
3—动叶片；4—喷嘴

资料来源：周乃君《核能发电原理与技术》，华泰研究

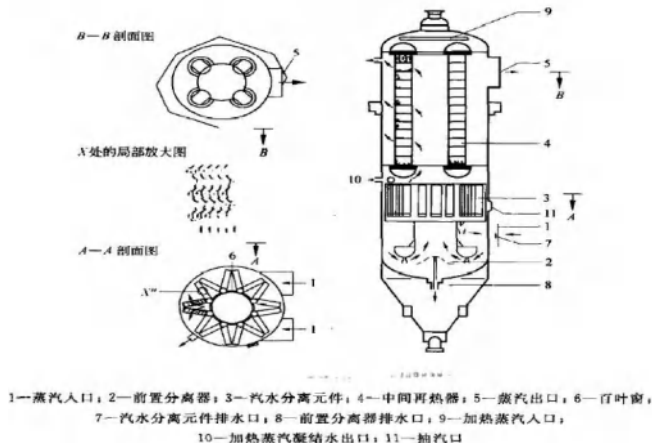
- 2) **汽水分离再加热器（分离再加热高压缸蒸汽）**：蒸汽在汽轮机高压缸内膨胀做功后，从高压缸排出的蒸汽湿度较高。若不采取任何措施，使该蒸汽流入低压缸继续做功，将导致汽轮机效率降低，甚至对汽轮机叶片产生冲蚀，导致汽轮机事故。汽水分离再加热器用于将从汽轮机高压缸出来的排汽经汽水分离后再加热，提高汽轮机效率。高压缸排汽从汽水分离再加热器的壳侧流进，先经过汽水分离装置利用湿蒸汽中水滴具有较大质量和惯性的特性去除水分后，再依次流经一级加热器、二级再热器后流出壳体，进入低压缸做功。按结构形式，汽水分离再热器有卧式和立式两种，立式结构由于重力作用，可以使加热蒸汽在管内凝结后生成的凝结水更易于排出。

图表23：卧式汽水分离再热器结构图



资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

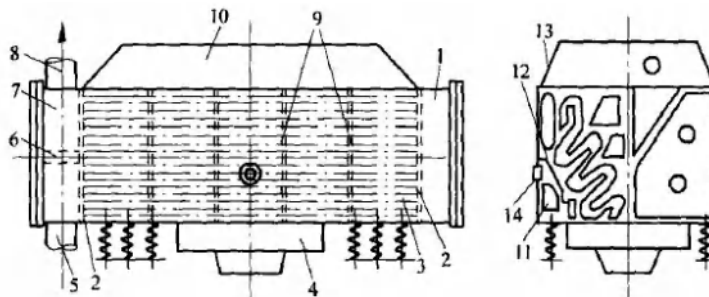
图表24：立式汽水分离再热器结构图



资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

- 3) **凝汽器（凝结汽轮机乏汽）**：接收汽轮机低压缸的排汽、旁路排放蒸汽等，并将其凝结成水，构成封闭的热力循环。汽轮机排汽流过凝汽器传热管外表面时，将热量传递给在管内流动的循环水，使蒸汽在传热管外表面凝结。凝汽器最终接收并冷却反应堆运行过程中产生的热量，是反应堆的热阱。

图表25：凝汽器结构图

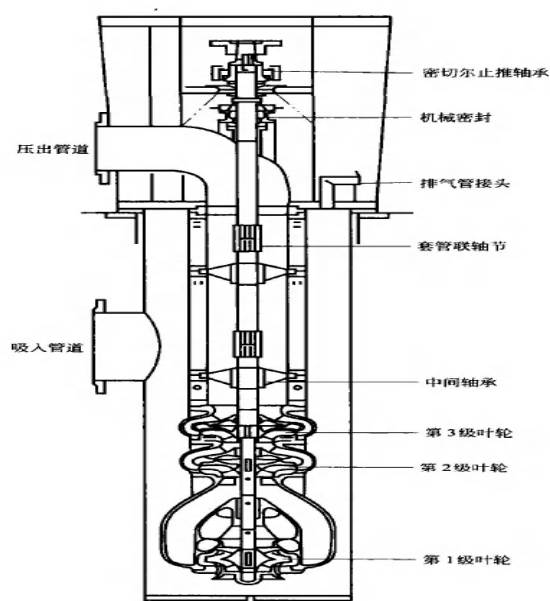


1—后水室；2—管板；3—冷却管束；4—热井；5—进水管；6—水室隔板；7—前水室；8—出水管；
9—管子支撑隔板；10—进汽管；11—空气冷却区；12—挡板；13—外壳；14—抽气口

资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

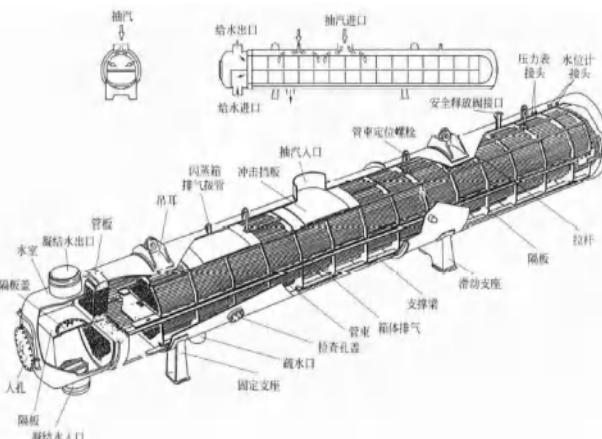
- 4) **凝结水泵（泵送凝结水至除氧器）**：将凝汽器的主凝结水抽出、升压，经各级低压加热器后送往除氧器。
- 5) **给水加热器（加热给水和凝结水）**：利用汽轮机抽汽对给水和凝结水加热，以提高热循环的经济性。回热加热器按汽水介质传热方式的不同可分为混合式和表面式两种。混合式加热器为汽水直接混合传热；表面式则由传热管将加热蒸汽和被加热水分隔开，通过传热管壁实现热传递。按表面式加热器水的侧压力不同，位于凝结水泵和给水泵之间的加热器属于低压加热器，给水泵下游的加热器为高压加热器。
- 6) **疏水泵（泵送疏水至管路）**：加热蒸汽在加热器或管道内的凝结水称为疏水，疏水泵将回热加热器壳侧的疏水升压后送入凝结水或给水管路中。
- 7) **除氧器（除去给水中的氧气）**：除去给水或凝结水中溶解的氧气，防止对热力设备和管道造成腐蚀。
- 8) **给水泵（泵送给水至蒸汽发生器）**：将除氧器出口的主给水升压，再经高压加热器加热后向蒸汽发生器供水。

图表26：三级立式成箱式凝结水泵结构图



资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

图表27：卧式低压加热器结构图



资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》，华泰研究

压水堆功率密度高/核泄漏风险小，但高压下设备成本较高。压水堆的优势在于：由于水的慢化性能好，体积相同时压水堆功率最高，因此结构紧凑，堆芯功率密度大；经济上基建费用低、建设周期短；双回路系统使得一回路中的带有放射性的水始终在堆内循环，减少了放射性元素的泄露。**其缺点在于：**压水堆工作压力是沸水堆的 2 倍，必须采用高压的压力容器，导致压力容器制作难度和制作费用提高，同时高压环境下管道破裂的风险增加；压水堆中的蒸汽发生器是主要的故障源，提高了设备的维修成本。

图表28：压水堆中的蒸汽发生器易发生传热管破裂事故

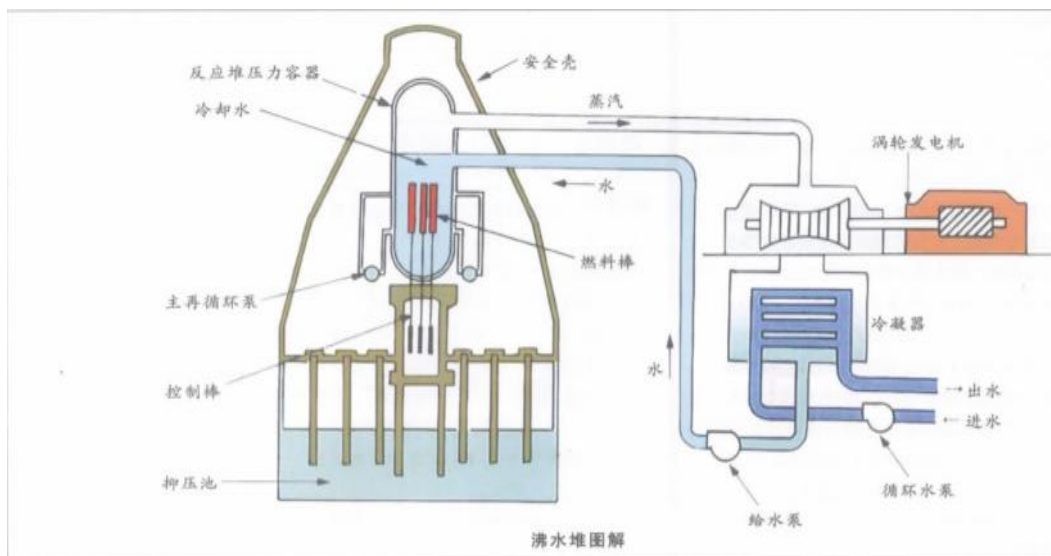
反应堆	年份	泄露率 (gpm)	事故原因及位置
波因特滩核电站核电站 1 号机组	1975	125	耗蚀
萨里核电站 2 号机组	1976	330	U 形管一次侧应力腐蚀
杜尔核电站 2 号机组	1979	135	U 形管一次侧应力腐蚀
普雷里岛核电站 1 号机组	1979	390	部件松动
京纳核电站 1 号机组	1982	760	部件松动和传热管磨损
卡尔洪堡核电站	1984	112	缝隙处外应力腐蚀断裂
北安娜核电站 1 号机组	1987	637	U 形管高周疲劳
麦克奎尔核电站 1 号机组	1989	500	外应力腐蚀断裂
美滨核电站 2 号机组	1991	700	高周疲劳
帕洛弗迪核电站 2 号机组	1993	240	外应力腐蚀断裂
印第安角核电站 2 号机组	2000	150	U 形管一次侧应力腐蚀
克尔什科核电站	2008	20	晶间应力腐蚀开裂

资料来源：Hossam H.Abdellatif《Accident event progression, gaps, and key performance indicators for steam generator tube rupture events in water-cooled SMRs: A review》，华泰研究

沸水堆 (BWR)：轻水沸腾直接做功，单一回路结构简单

沸水堆使用水作为慢化剂和冷却剂，水沸腾带走裂变热做功，单一回路下结构简单。沸水堆的工作原理为：沸水堆内的压强保持在 70 个大气压，在 270℃ 左右水沸腾。来自汽轮机系统的给水进入反应堆压力容器后，沿堆芯与容器内壁之间的环形空间下降，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，通往汽轮机做功发电。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。

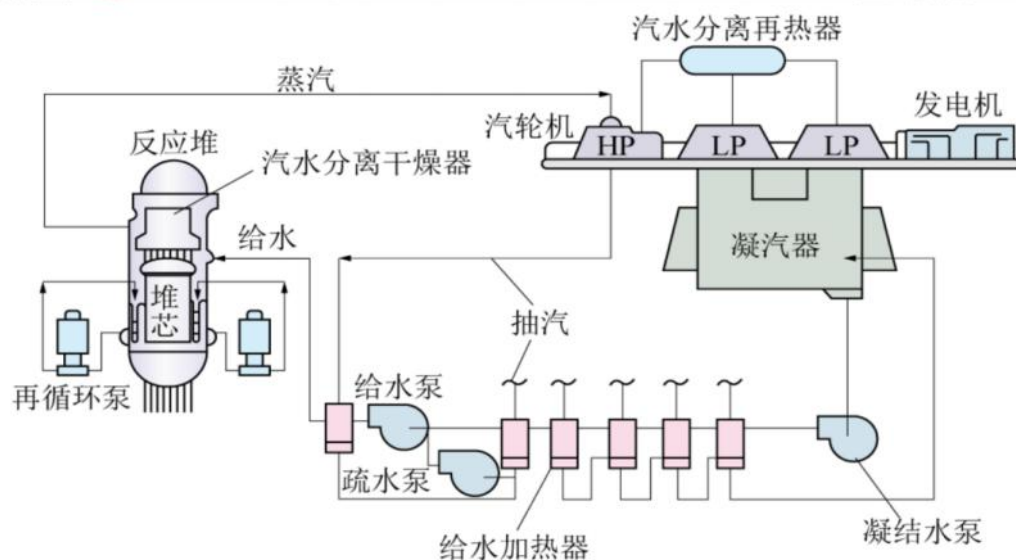
图表29：沸水堆核电站工作原理示意图



资料来源：中国核工业《了解沸水堆》，华泰研究

沸水堆硬件结构与压水堆相似。两者回路系统设备主要差别在于由于沸水堆压力容器内有汽水分离器、蒸汽干燥器和喷射泵，因此体积比压水堆压力容器大；由于反应容器上方需要安装汽水分离器和蒸汽干燥器，这使得沸水堆的控制棒需要从堆底引入，控制棒驱动机构安装在反应堆压力容器底部；沸水堆采用再循环系统，以再循环泵替代了反应堆冷却剂泵，冷却剂泵设置在一回路系统中，用于驱动冷却剂完成循环，而再循环泵设置在压力容器两侧，用于调节堆芯内部冷却剂流量，调节反应堆功率。

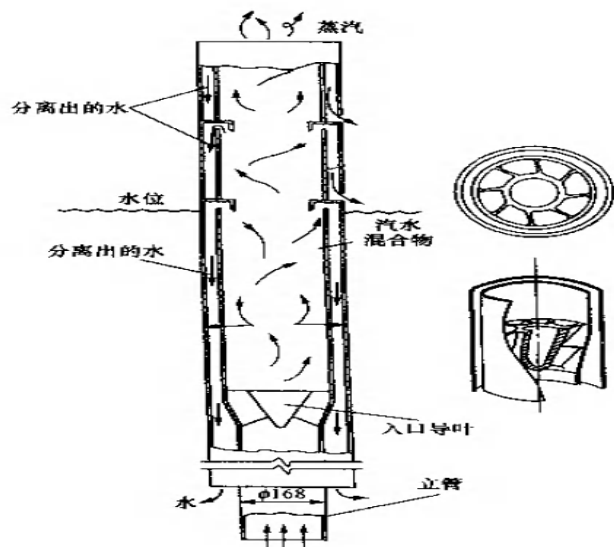
图表30：沸水堆结构示意图，与压水堆硬件相似



资料来源：《中国大百科全书》，华泰研究

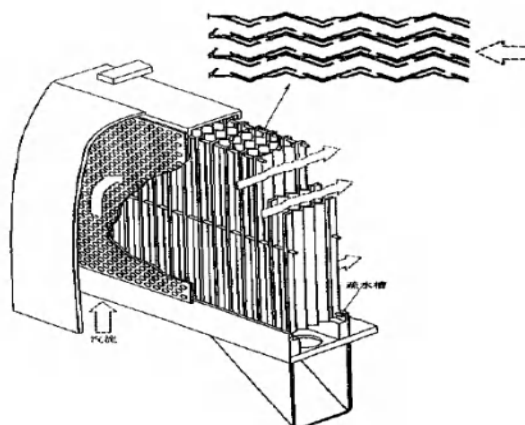
- 1) 汽水分离器（分离水和蒸汽）：**汽水分离组件由 349 个三级式分离装置平行排列组成，汽水混合流体从堆芯上部的空腔经过立管进入汽水分离器的下端，入口处的叶片使汽水混合物向上流动的同时产生旋转运动，利用离心效果分离水和蒸汽。
- 2) 蒸汽干燥器（干燥蒸汽）：**通过进一步分离蒸汽中的湿分使蒸汽干燥。蒸汽干燥器由六个干燥组件构成，干燥组件由干燥单元及两侧固定用的圆孔网板构成，干燥单元是在由整块薄钢板压制成的波浪形板上焊接断续的波浪形翼片而形成的。

图表31: 汽水分离器结构图



资料来源：顾军扬《先进型沸水堆核电站》，华泰研究

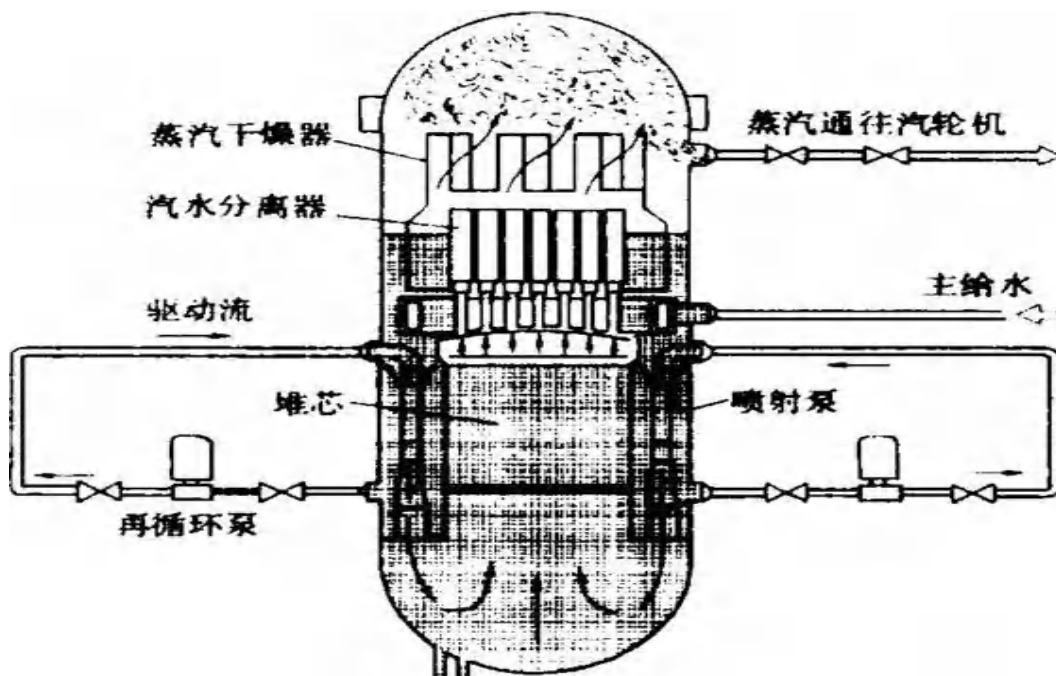
图表32: 蒸汽干燥器及组件结构图



资料来源：顾军扬《先进型沸水堆核电站》，华泰研究

- 3) **喷射泵（循环反应堆容器内的水）**：将来自汽水分离器的水和从凝汽器回流的给水送回堆芯再循环。
- 4) **再循环泵（调节冷却剂流量）**：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。通过调节再循环泵的转速能够调节冷却剂再循环量，从而控制反应堆热功率。

图表33: 沸水堆压力容器结构图



资料来源：《中国电力百科全书 核能及新能源发电卷》，华泰研究

沸水堆系统简化事故减少/能自动调节功率，但存在放射性物质泄露和机构故障风险。沸水堆的优点在于：系统简单，工作压力较于压水堆（150 个大气压）减半，省去了压水堆电站中的易出现事故的蒸汽发生器和稳压器，使电站回路事故减少；具有较大负反应性空泡系数，能够自动调节反应堆功率，使反应堆运行更稳定。其缺点在于：水沸腾后密度降低，慢化能力减弱，导致功率密度降低；沸水堆蒸汽由堆内直接产生进入汽轮机，导致 O-16 经过 (n, p) 反应后产生的 N-16 的泄露，N-16 有很强的 γ 辐射，因此汽轮机组正常运行时会带有很强的放射性；控制棒驱动结构在堆芯底部，一旦发生紧急停堆事故，控制棒不能依靠重力下降，存在因机构故障而不能插入反应堆的风险。

图表34：沸水堆具有较大的负反应性空泡系数

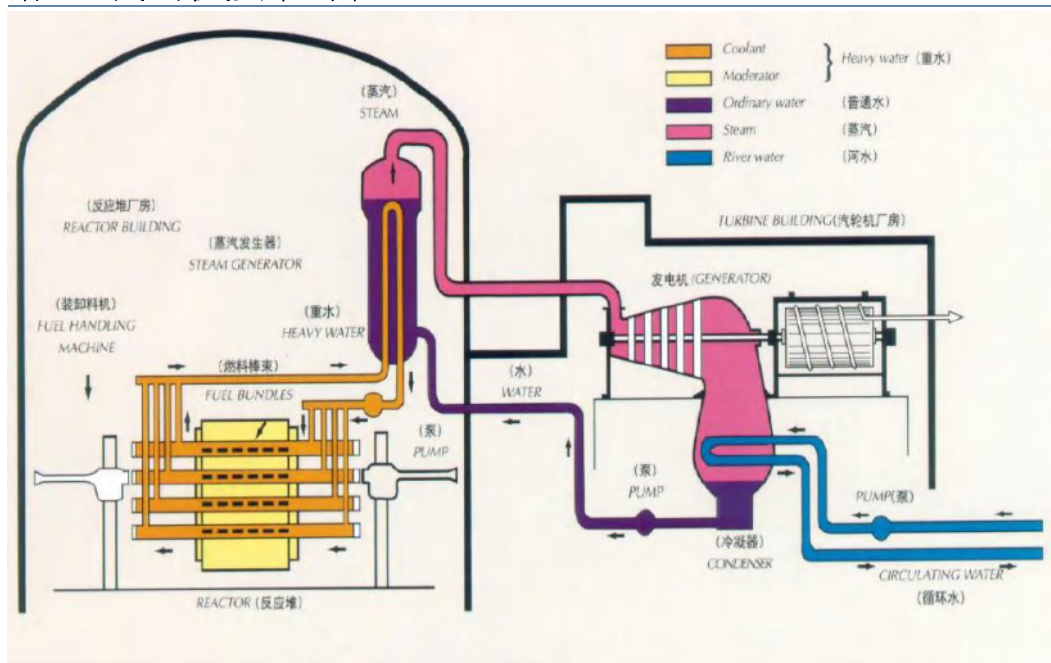
反应性系数	沸水堆	压水堆	重水堆
燃料温度系数 ($10^{-5}/K$)	-4~-1	-4~-1	-2~-1
慢化剂温度系数 ($10^{-5}/K$)	-50~-8	-50~-8	-7~-3
空泡系数 ($10^{-5}/\%$ 功率)	-200~-100	0	0

资料来源：谢仲生《核反应堆物理分析》，华泰研究

重水堆 (PHWR)：重水同时作为慢化剂和冷却剂，可采用天然铀作为燃料

重水堆使用重水作为慢化剂和冷却剂，天然铀作为燃料，结构以卧式压力管式为主。重水堆的冷却剂和慢化剂都是重水 (D_2O)，重水的慢化能力仅次于轻水，但重水的中子吸收截面小，具有很高的中子经济性，因此重水堆可以使用天然铀作为核燃料。重水堆反应堆结构包括压力管式和压力壳式，压力管式重水堆又分为立式和卧式两种。立式时，压力管是垂直的，可采用加压重水、沸腾轻水等冷却；卧式时，压力管水平放置，冷却剂沸腾可能导致冷却剂在管道中分布不均，因此不宜用沸腾水冷却。压力壳式重水堆只有立式，与压水堆或沸水堆类似，使用加压重水或沸腾重水冷却。由于卧式结构方便不停堆换料，目前已实现工业规模推广的是 CANDU 压力管式重水堆核电站。

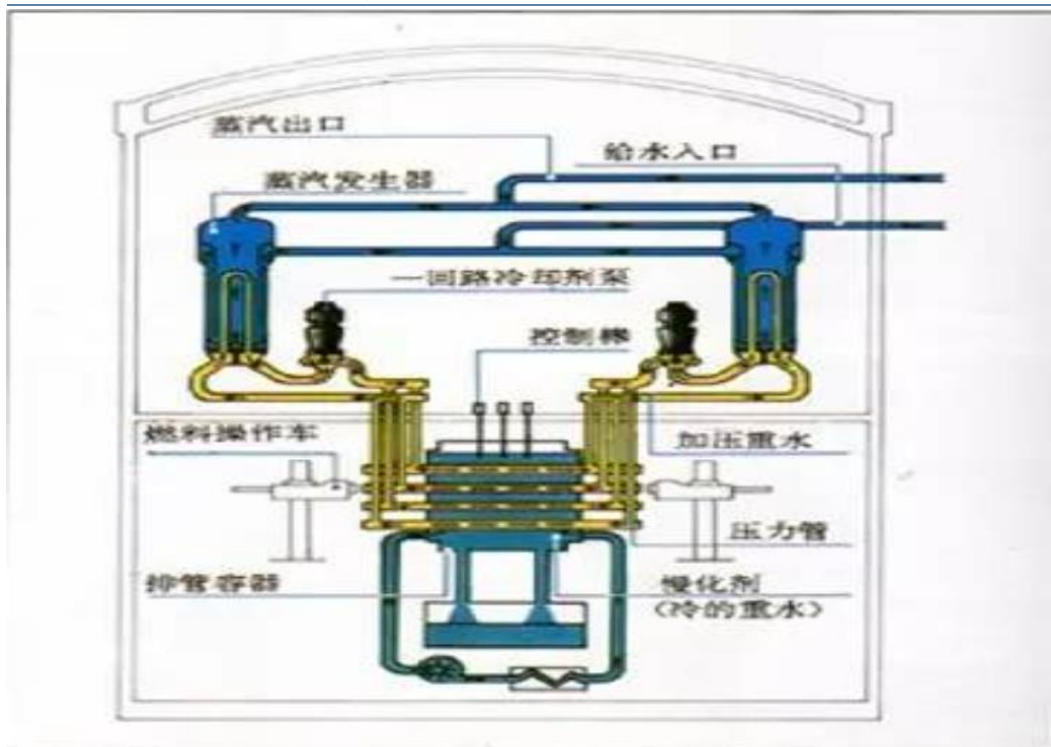
图表35：卧式压力管式重水堆结构图



资料来源：徐侃《重水堆核电机组在当前核电市场的发展战略》，华泰研究

CANDU 重水堆工作原理与压水堆类似。一回路中的重水冷却剂在冷却剂泵的泵送下由左侧循环回路流入左侧压力管进口，在堆芯内冷却燃料。重水被加热升温后从反应堆右侧流出，进入右侧循环回路，在右侧循环回路蒸汽发生器中将热量传递给二回路的水。而从蒸汽发生器出口，重水又由右侧循环回路重水泵泵送进入右侧压力管，在堆芯内被加热，然后从反应堆左侧流入左侧循环回路的蒸汽发生器中，再由左侧重水循环泵泵送入堆芯。如此循环往复将堆芯热量导出至蒸汽发生器传递给二回路，产生的蒸汽送入蒸汽轮机发电。

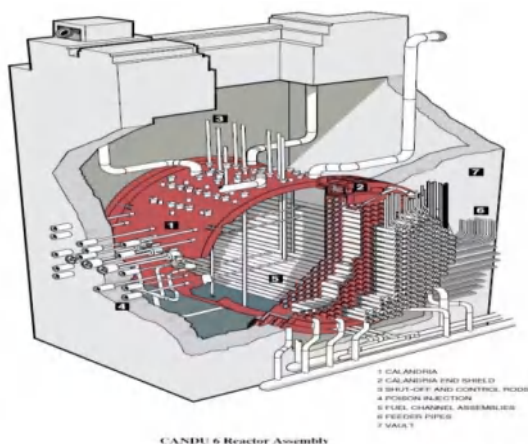
图表36：CANDU 重水堆核电站的工作原理示意图



资料来源：NECP 公众号，华泰研究

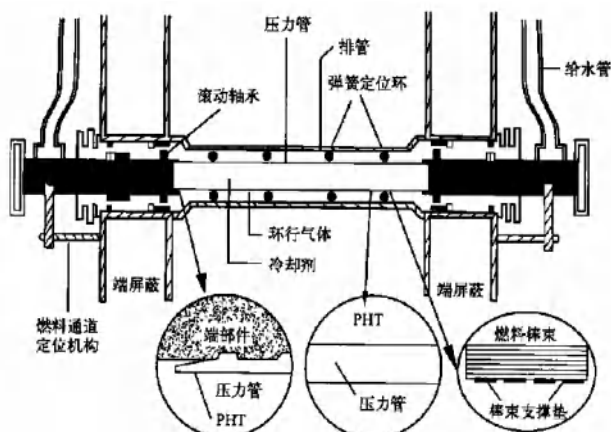
CANDU 核电站的回路系统与通常的压水堆核电站相似：一回路由反应堆冷却剂系统，主要由反应堆容器、冷却剂泵、蒸汽发生器、稳压器等组成；二回路由蒸汽发生器、汽轮机、凝汽器、给水泵等组成。**CANDU 重水堆与压水堆的主要差异在于堆芯结构：**反应堆的堆芯由几百根装有燃料棒束组件的压力管排列而成，压力管水平放置。冷却剂重水在压力管内流动以冷却燃料元件，采用加压重水以防止冷却剂过热沸腾。慢化剂重水装在反应堆容器（排管容器）内。为了防止热量从冷却剂重水传到慢化剂重水中，在压力管设置一条同心的管子，称为排管，压力管与外套的排管之间充入气体作为绝热层，以保持压力管内冷却剂的高温，避免热量散失。排管容器的两端各设一台装卸料机，进行不停堆换料。

图表37：CANDU 重水堆堆芯由卧式压力管排列而成



资料来源：GHG 国际集团公众号，华泰研究

图表38：CANDU 重水堆燃料通道结构



资料来源：钱剑秋《CANDU 核电机组的特点与发展》，华泰研究

重水堆中子经济性好/能够不停堆换料/可生产同位素，但功率密度低且重水价格昂贵。重水堆的优点在于：重水堆的中子经济性好，可以采用天然铀作为核燃料；由于使用天然铀，后备反应性低，需要经常将乏燃料卸出堆外补充新燃料，因此能够实现不停堆换料，减少停堆时间；由于中子通量高以及不停堆换料的特性，重水堆还可以用来生产同位素。将重水堆的不锈钢调节棒换成钴调节棒，与快中子反应后即可生产用途广泛的 Co-60 同位素，全世界 80% 以上的 Co-60 同位素由重水堆生产。**其缺点在于：**由于重水慢化能力比轻水低，为了使快中子得到充分的慢化，堆内重水的需要量很大，使得相同功率下重水堆体积更大，功率密度低；重水价格昂贵且用量大，重水的费用占重水堆基建投资的 1/6 以上。

图表39：重水堆核电站主要设计参数

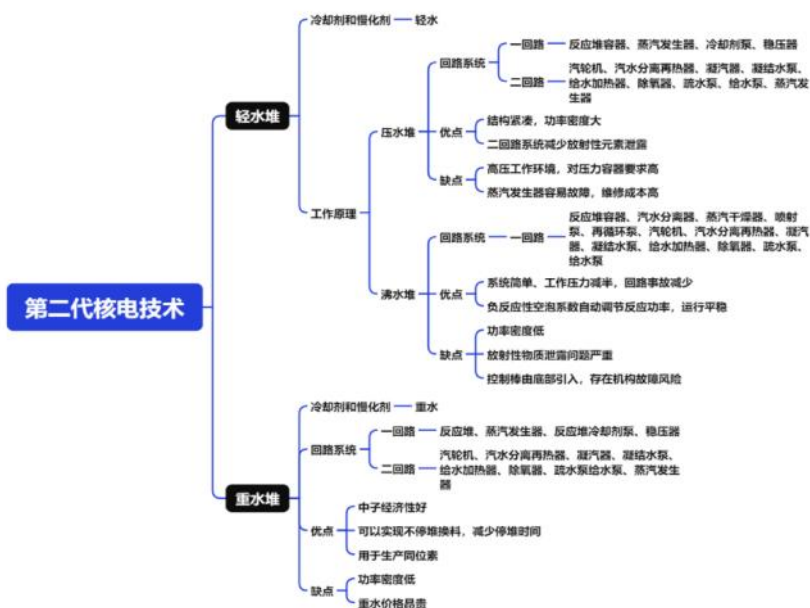
	参数值
反应堆总裂变功率(热)/MW	2158.5
输入汽轮机净热功率/MW	2063
额定总电功率/MWe	728
总效率/%	33.73
设计寿命/年	40
总投资(建成价)/亿美元	28.9748
单位千瓦投资/(美元/千瓦)	1990
年发电量/供电量/(万 MWh)	1020.3648/932.6134
年利用率/%	85
平均卸料燃料/(MWd/tu)	7154

资料来源：顾树川《泰山三期 CANDU6 型重水堆核电站》，华泰研究

小结：第二代核电实现商业化/标准化，沸水堆安全隐患高于压水堆

第二代核电在第一代核电的基础上实现了商业化应用，按照冷却剂的不同，可分为轻水堆和重水堆，其中轻水堆按照工作原理不同分为压水堆和沸水堆。在核燃料上，由于冷却剂中子吸收概率的不同，压水堆和沸水堆使用高富集铀，而重水堆使用天然铀。在回路系统上，压水堆和重水堆均采用二回路系统，回路系统相似，包括反应堆容器、冷却剂泵、稳压器、蒸汽发生器、汽轮机、汽水分离再热器、凝汽器、凝结水泵、给水加热器、除氧器、疏水泵、给水泵等，其主要差别体现在反应堆结构上；而沸水堆采用一回路系统，省去了蒸汽发生器和稳压器，增加了汽水分离器、蒸汽干燥器、喷射泵和再循环泵，这使得沸水堆在运行过程中放射性物质泄露的风险更大。

图表40：第二代核电技术小结



资料来源：中国核工业《了解沸水堆》、臧希年《核电厂系统及设备》、钱剑秋《CANDU 核电机组的特点与发展》，华泰研究

第三代核电：配备多重安全冗余，造价较二代上升较多

为提高安全性，第三代核电应运而生。1979 年、1986 年分别发生在美国三哩岛和苏联切尔诺贝利核电站的严重事故，引发了公众对核电站安全性的信任危机，核电发展进入低潮。上世纪 90 年代初，美国和欧洲的核电公司提出了满足更高的安全指标的第三代核电标准。美国电力公司为下一代先进轻水堆（ALWR）编制《美国核电用户要求文件》（简称 URD），欧洲的核电公司联合编写《欧洲核电站用户要求》（简称 EUR），这两个文件构成了第三代核电技术的具体指标。第三代核电以改进第二代核电中的沸水堆和压水堆为主，包括美国研发的先进沸水堆（ABWR）、非能动先进压水堆（AP1000）；法国推出的欧洲先进压水堆（EPR）；中国的华龙一号（HPR1000）和国和一号（CAP1400）。

图表41：URD 对第三代核电技术提出更高的安全指标

	性能指标
设计原则	简单、坚固、不需要原型堆
燃料热工安全裕量	≥15%
堆芯熔化概率	$<1 \times 10^{-5}/\text{堆} \cdot \text{年}$
大量放射性释放概率	$<1 \times 10^{-6}/\text{堆} \cdot \text{年}$
失水事故	6 英寸以下破口，燃料不损坏
设计寿命	60 年
换料周期	18-24 个月
机组可利用率	≥87%
工作人员辐射剂量	$<100 \cdot \text{雷姆/年}$
建设周期	1300MW 机组为 54 个月 600MW 机组为 42 个月

注：建设周期为从浇注第一罐混凝土至商业运行

资料来源：张锐平《世界核电主要堆型沿革》，华泰研究

第三代核电技术采用先进的能动安全系统或非能动安全系统来提高安全性。能动安全系统依赖于外部能源，如电力或动力，来驱动安全相关的设备和组件。这些系统通常包括使用泵、风机、柴油发电机等能动部件来维持反应堆的安全状态。第三代核电技术在传统能动安全系统的基础上对系统进行改进，增加安全系统冗余度以提高安全性。而非能动安全系统采用加压气体、重力流、自然循环流以及对流等自然驱动力，不使用泵、风机或柴油发电机等能动部件，可以在没有交流电源、设备冷却水、厂用水以及供暖、通风与空调等安全级支持系统的条件下保持正常运行功能。非能动安全系统提高了核电站安全性，并且包含的设备部件大大减少，安全系统简化，减少了日常的试验、检查和维护。

图表42：能动与非能动安全系统比较

	能动安全系统	非能动安全系统
驱动力	依靠泵、电源等外部驱动；数量级较大	依靠自然循环等物理法则；数量级较小
分析方法	故障树、事件树等	RMPS、APSRA 等
失效原因	设备、部件故障	运行状态、结构参数等偏离设计值引起的驱动力不足
不确定性的影响	可忽略不计	不可忽略
外界运行环境的影响	小	大
运行、试验数据	多	少

资料来源：王晨阳《船用非能动余热排出系统可靠性分析方法研究》，华泰研究

第三代核电站单位造价在每千瓦 1.6 万元-1.7 万元，较第二代核电高出约 30%。为满足国际核安全标准，三代核电采用更高性能的设备、材料和更高安全水平的系统设计，加上产业链各环节的技术引进费用、研发费用和装备制造投入，使得三代核电首批项目单位造价明显高于二代核电，经济性较差。根据《2016-2017 年投产电力工程项目造价情况》，第二代核电的单位造价在每千瓦 1.2 万元-1.3 万元，而第三代核电站例如“华龙一号”，其单位造价在每千瓦 1.6 万元-1.7 万元，较第二代高出约 30%。

图表43：第三代核电机组单位工程造价高于第二代核电机组

工程或费用名称	某二代加 1000MW 级机组		某三代 1000MW 级机组	
	元/kW	分项比例 (%)	元/kW	分项比例 (%)
前期准备工程	189	1.4	198	1.2
核岛工程	4142	30.2	4407	27.5
常规岛工程	1880	13.7	1940	12.1
BOP 工程	1232	9.0	1520	9.5
首炉燃料费(2/3)	552	4.0	595	3.7
工程其它费用	2369	17.3	3600	22.5
基本预备费	774	5.6	660	4.1
工程基础价	11138	81.2	12920	80.8
价差预备费	191	1.4	850	5.3
工程固定价	11329	82.6	13770	86.1
建设期财务费用	2385	17.4	2230	13.9
工程建成价	13714	100.0	16000	100.0

资料来源：郑宝忠《三代核电工程造价控制研究》，华泰研究

先进压水堆（APWR）：呈现革新、改良以及两者结合的三种发展方向

先进压水堆安全系统发展呈现革新型设计、改良型设计以及两者结合的三种方向。先进压水堆，沿用了传统压水堆的二回路系统，但为了满足 URD/EUR 和核安全监管机构要求，出现了三种不同的走向：**第一种是美国西屋公司研发的非能动先进压水堆 AP1000**。AP1000 采用非能动安全系统，使核电站设计发生革新性变化；**第二种是法、德合作开发的欧洲先进压水堆 EPR**。EPR 采用改良型设计，立足成熟技术的逐渐演进，着重利用能动安全系统，用加大机组容量的规模效应来补偿经济性；**第三种是中国核工业集团开发的、具备完整自主知识产权的华龙一号先进压水堆（HPR1000）**，华龙一号结合能动与非能动安全系统。

图表44：浙江三门 AP1000 核电站

资料来源：国务院国有资产监督管理委员会官网，华泰研究

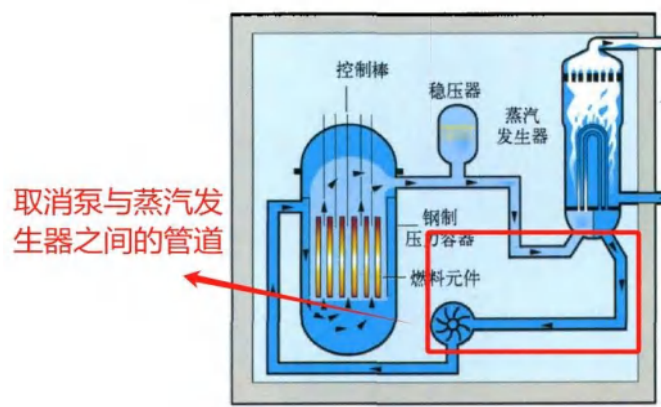
图表45：台山 EPR 核电站

资料来源：国务院国有资产监督管理委员会官网，华泰研究

非能动先进压水堆（AP1000）：简化一回路管道，增加非能动安全系统

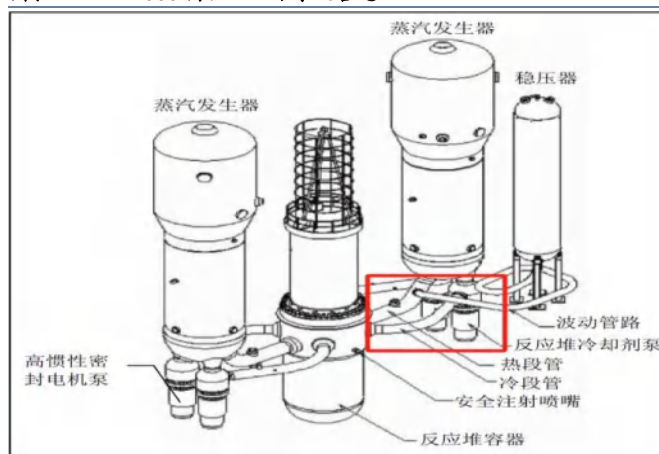
AP1000 反应堆一回路基本保留二代压水堆设计，简化一回路管道提高安全性和可维修性。二代压水堆的一回路系统由反应堆容器、稳压器、蒸汽发生器、冷却剂循环泵以及连接管道组成，AP1000 的一回路系统与二代压水堆类似，不同之处在于 AP1000 的冷却剂循环泵直接与蒸汽发生器相连，取消了泵与蒸汽发生器之间的管道，降低管道破裂风险。AP1000 通过简化蒸汽发生器、泵和管道的基座和支承系统，可减少在役检修量和提高可维修性。

图表46：二代压水堆一回路系统



资料来源：张锐平《世界核电主要堆型技术沿革》，华泰研究

图表47：AP1000 简化一回路系统管道



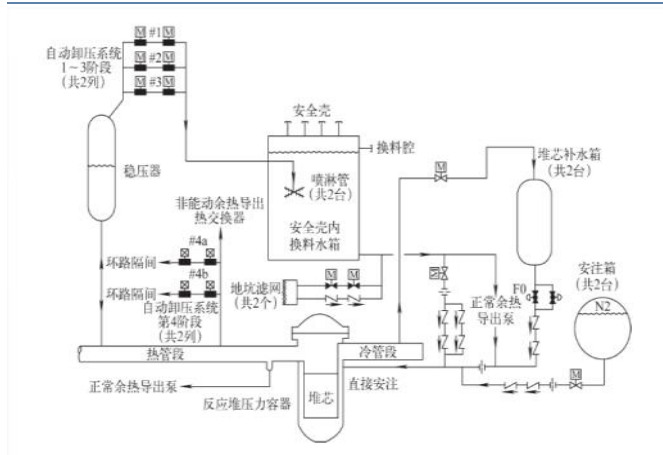
资料来源：郭志锋《AP1000 的非能动安全系统》，华泰研究

AP1000 优化传统压水堆的能动安全系统，采用非能动安全系统。AP1000 采用非能动的安全系统，利用自然驱动力来使系统工作，无需泵、风机、柴油机、冷水机或其它能动机器，能够在无需操纵人员行动或交流电支持的情况下建立并长期地维持堆芯冷却和安全壳的完整性。**AP1000 的非能动安全相关系统包括非能动堆芯冷却系统（PXS）、非能动安全壳冷却系统（PCS）、安全壳隔离系统和主控室应急可居留系统（VES）。**

非能动堆芯冷却系统（PXS）可在反应堆冷却剂系统（RCS）不同位置上出现不同尺寸破口的泄漏和破裂的情况下对核电厂进行保护。PXS 提供了堆芯余热排出、安全注射和卸压等安全功能。

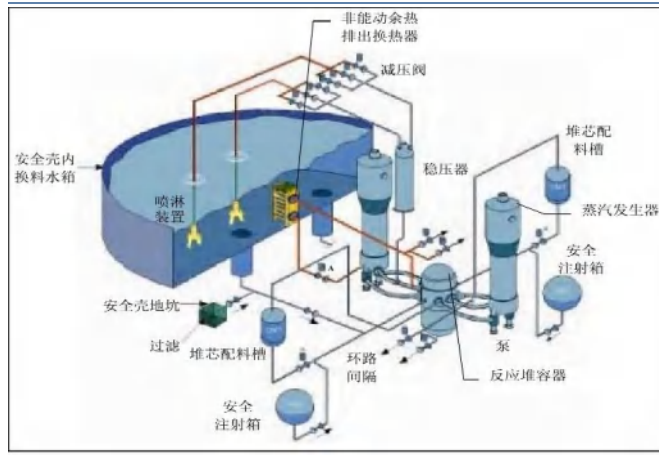
- 1) 非能动堆芯余热排出。**非能动堆芯冷却系统包含一台 100%容量的非能动余热排出换热器（PRHR HX），该换热器通过输入和输出管道连接到反应堆冷却剂系统一回路。非能动余热排出是通过打开两个平行的应急开启式气动阀门（AOV）中的一个以实现流路来完成的。一旦打开这两个阀门中的任何一个，由于堆芯内温度高、密度低，贮水箱内温度低、密度高，水流会由于密度差会从贮水箱流向堆芯，从而形成循环。安全壳内换料贮水箱（IRWST）可为非能动余热排出换热器提供热阱。该换料贮水箱中的水在沸腾之前可以吸收超过 1 个小时的衰变热。一旦开始沸腾，蒸汽将在钢制安全壳上凝结，经收集后可借助重力流回换料贮水箱。
- 2) 安全注射和减压。**非能动堆芯冷却系统利用 3 个非能动水源通过安全注射来维持堆芯冷却。这些注射水源包括堆芯配料槽、安全注射箱和安全壳内换料贮水箱。首要注射源是堆芯配料槽，通过开启注射阀启动注射。当堆芯冷却剂系统的压力低于安全注射箱内压缩氮气的压力时，安全注射箱将进行注射。长期水注射由位于安全壳内堆芯冷却剂系统环路正上方的安全壳内换料贮水箱提供。必须在对堆芯冷却剂系统进行减压之后，安全壳内换料贮水箱才能开始注射，减压工作由自动卸压系统（ADS）来完成。

图表48：AP1000 的非能动堆芯冷却系统简图



资料来源：郭景任《AP1000 与 EPR 专设安全系统的差异性比较和分析》，华泰研究

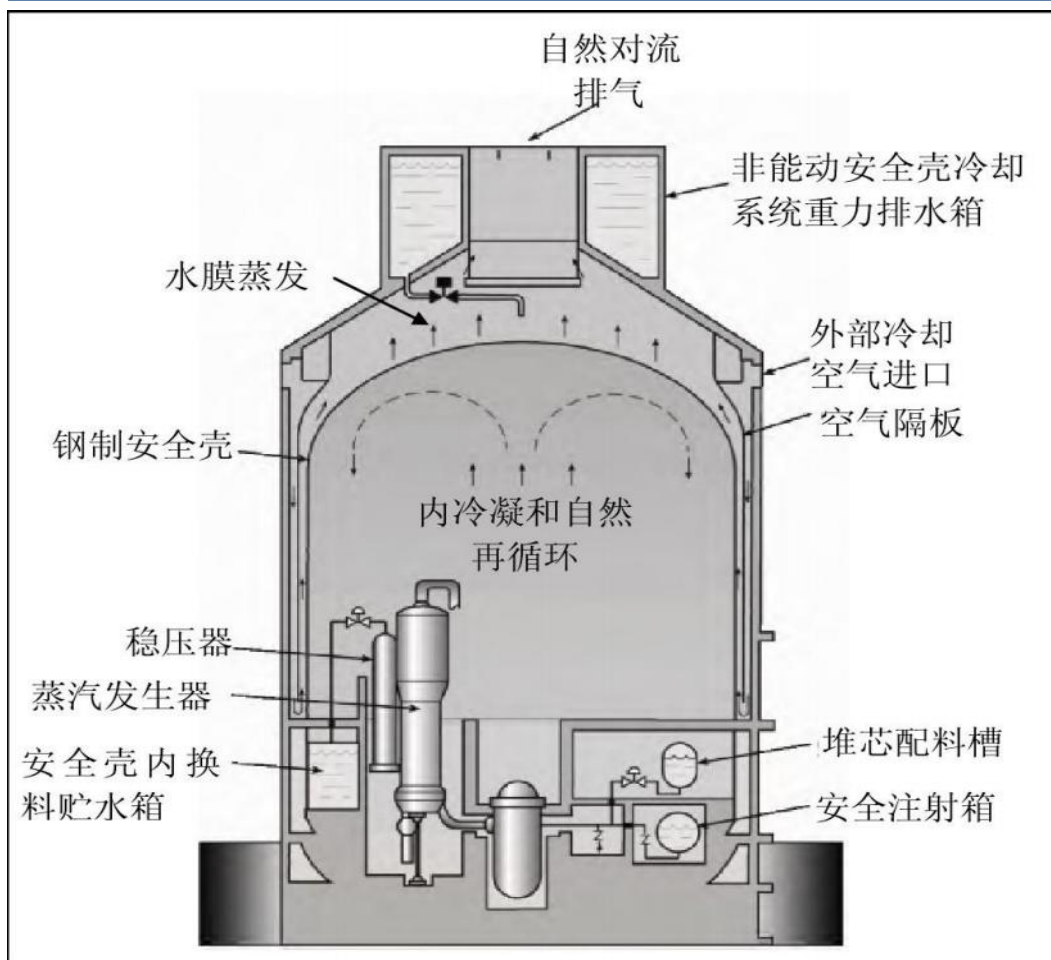
图表49：AP1000 的非能动堆芯冷却系统结构图



资料来源：郭志锋《AP1000 的非能动安全系统》，华泰研究

非能动安全壳冷却系统（PCS）为机组提供了最终热阱。钢制安全壳容器为传热表面，空气从外层屏蔽壳入口引入，通过外部环廊到达底部，沿空气折流板底部转向 180° 进入内部环廊，再沿安全壳内壁向上流动吸收热量，最终从屏蔽壳顶部烟囱排出。通过内、外环廊的空气密度差，形成空气的自然循环。在安全壳顶部设有冷却水贮存箱，水依靠重力向下流，在钢安全壳弧顶和壳壁外侧形成一层水膜。当发生事故时，水的蒸发将作为空气冷却的补充，由水膜和空气的自然循环共同导出安全壳内的热量。

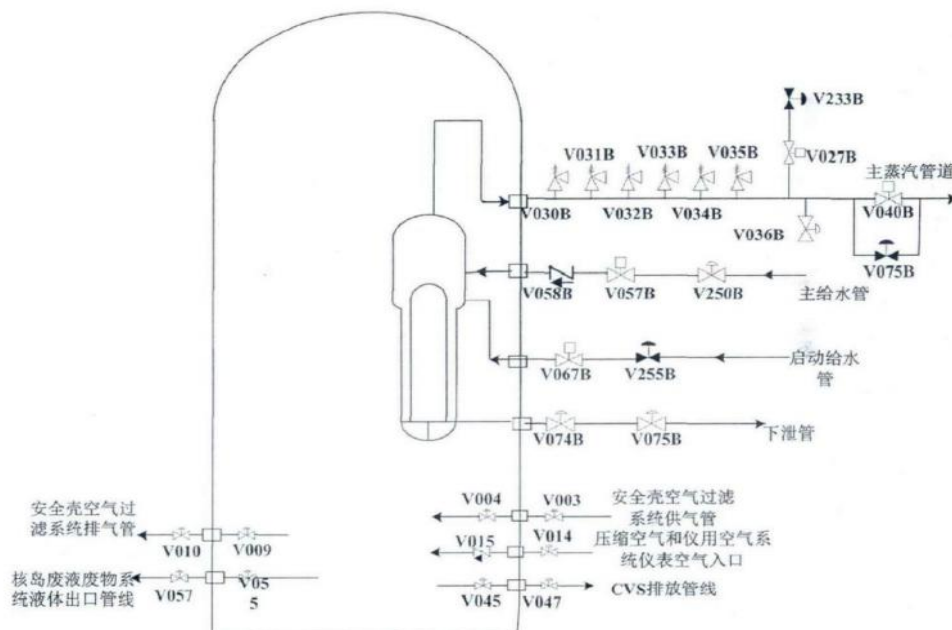
图表50：AP1000 非能动安全壳冷却系统依靠空气自然循环导出热量



资料来源：郭志锋《AP1000 的非能动安全系统》，华泰研究

安全壳隔离系统和主控室应急可居留系统同样通过非能动安全设计和设施实现其功能。安全壳隔离系统可在事故情况下将贯穿安全壳边界的流体管道隔离，以尽量减小向环境释出放射性的可能性。AP1000 安全壳隔离系统的一项重大改进是大幅度减少了贯穿件的数量，根据《AP1000 核电厂 SGTR 事故概率安全评价》，通常打开的贯穿件的数量减少了 60%。主控室应急可居留系统为主控室在事故以后提供新鲜空气、冷却和增压。在接收到主控室高辐射信号以后，该系统自动启动运行，隔离正常的控制室通风通道并开始增压。一旦系统开启运行，所有功能都完全是非能动的，它使得主控室保持在一个略为正压的状态下，以尽量减少周围区域内气载污染物的渗入。

图表51：安全壳隔离系统贯穿件大幅减少

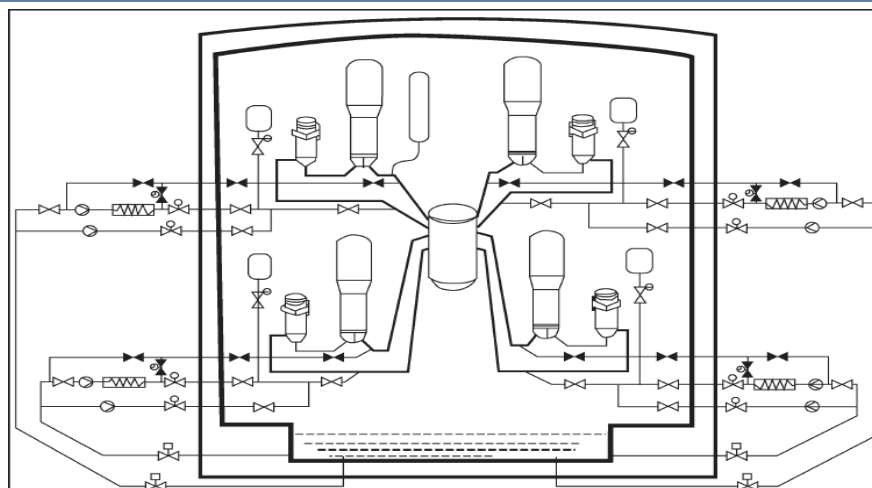


资料来源：潘亚兰《AP1000 核电厂 SGTR 事故概率安全评价》，华泰研究

欧洲先进压水堆（EPR）：沿用传统能动安全系统，配备多重冗余度

EPR 核电站沿用传统压水堆能动安全系统，配备 4 重冗余安全系统。EPR 根据现役核电站的设计、建设和运行经验，在传统设计的基础上对系统的设计、布置和运行进行了适当的改进和优化。EPR 的专设安全系统具有 4 重冗余度，且四个子系统彼此分离、实体隔离，以保证消除共模故障，专设的安全系统主要包括安全壳系统、应急堆芯冷却系统和应急给水系统。

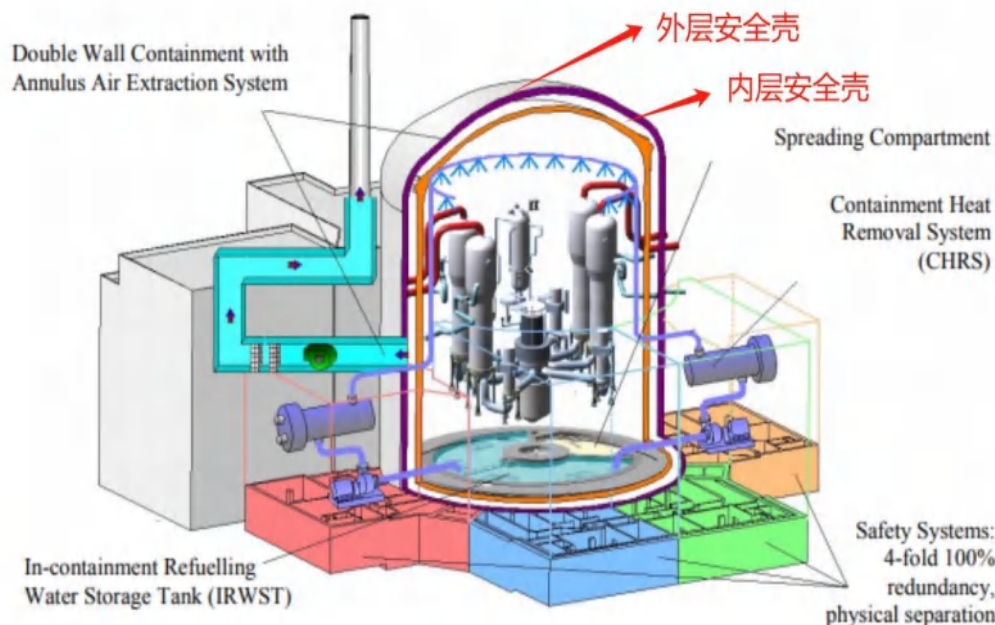
图表52：EPR 安全系统具备 4 重冗余度



资料来源：郭景任《AP1000 与 EPR 专设安全系统的差异性比较和分析》，华泰研究

双层安全壳设计既能防止内部核泄漏，又能抵御外部灾害。EPR 采用双层安全壳，外层是钢筋混凝土，内层是带钢衬里的预应力混凝土壳。双层安全壳满足生物屏蔽和防内部、外部灾害的要求，在防外部灾害的设计中，还特别考虑了抗飞机撞击的能力。双层安全壳之间的环廊保持负压，保证有害气体不会直接向环境泄漏，泄漏到环廊内的气体经过滤处理后再向外排放。

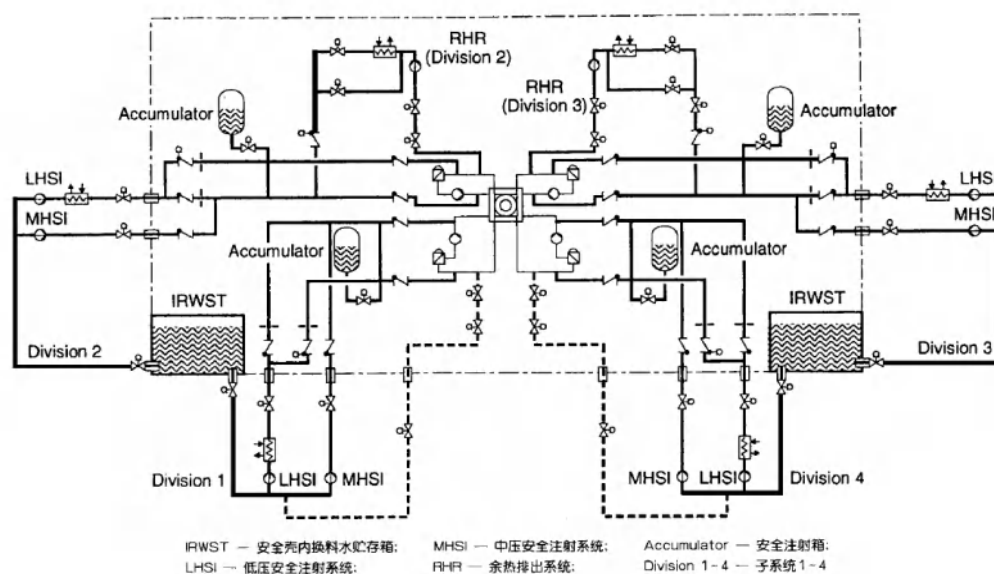
图表53：EPR 具有双层安全壳防止内部核泄漏以及抵御外部灾害



资料来源：云脑智库公众号，华泰研究

应急堆芯冷却系统在事故工况下确保堆芯冷却，拥有 4 个独立的子系统。应急堆芯冷却系统的作用是在发生严重事故时确保堆芯冷却，主要指安注系统（SIS）。设计上，EPR 的安注系统和余热导出系统（RHR）共用，不但能在事故工况下执行安全注入，还能在正常运行下排出余热。安注系统由中压安注系统、低压安注系统和安注箱组成，其中，低压安注系统和余热导出系统共用同一套系统。安注系统由 4 个子系统组成，每个子系统的容量为 100%，各对应一个环路，系列之间没有交叉连接，设备之间实体隔离。安全壳内的换料水贮存箱位于安全壳内的底部，在电站正常运行期间，EPR 安注系统处于直接安注的备用状态，管道中充满安全壳内换料水箱的含硼水。接收到安注信号后，安注泵启动，实现安注功能。

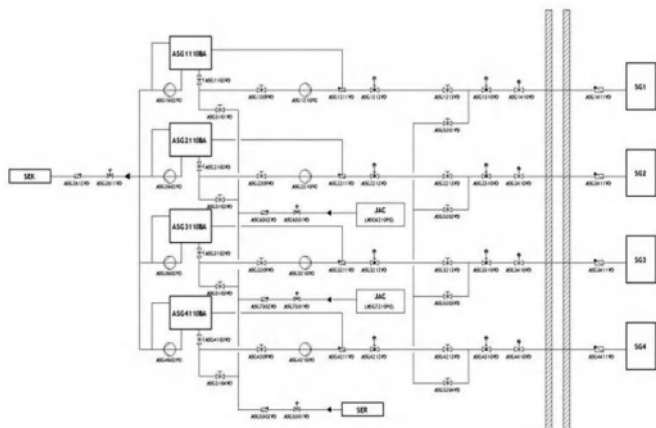
图表54：EPR 安全注射系统具有 4 个独立的子系统



资料来源：P-Lauret《欧洲压水堆机组的特点》，华泰研究

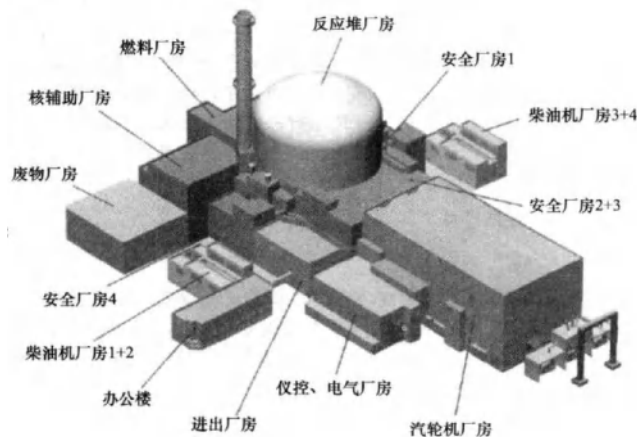
应急给水系统在发生故障时保持蒸汽发生器水位，具备 4 重安全冗余。应急给水系统的主要作用是在主给水系统发生故障时，作为应急手段向蒸汽发生器的二次侧供水，保持蒸汽发生器的水位，防止设备损坏。应急给水系统包括 4 个相同系列，分别布置在 4 个安全厂房内，每个系列包括一个储水箱和一台电动泵，其中 1 和 4 区的水箱总容积约为 500m³，2 和 3 区的水箱总容积约为 450m³。应急给水系统的 4 台电动泵由 4 台应急柴油发电机作为应急电源，另外还有 2 台小的柴油发电机作为发生全厂断电时第 1、4 区安全厂房中电动泵的备用电源。

图表55：EPR 应急给水系统具有 4 重冗余度



资料来源：刘泽军《核电厂应急给水系统的设计配置及多样性问题研究》，华泰研究

图表56：EPR 安全厂房布置实体分离



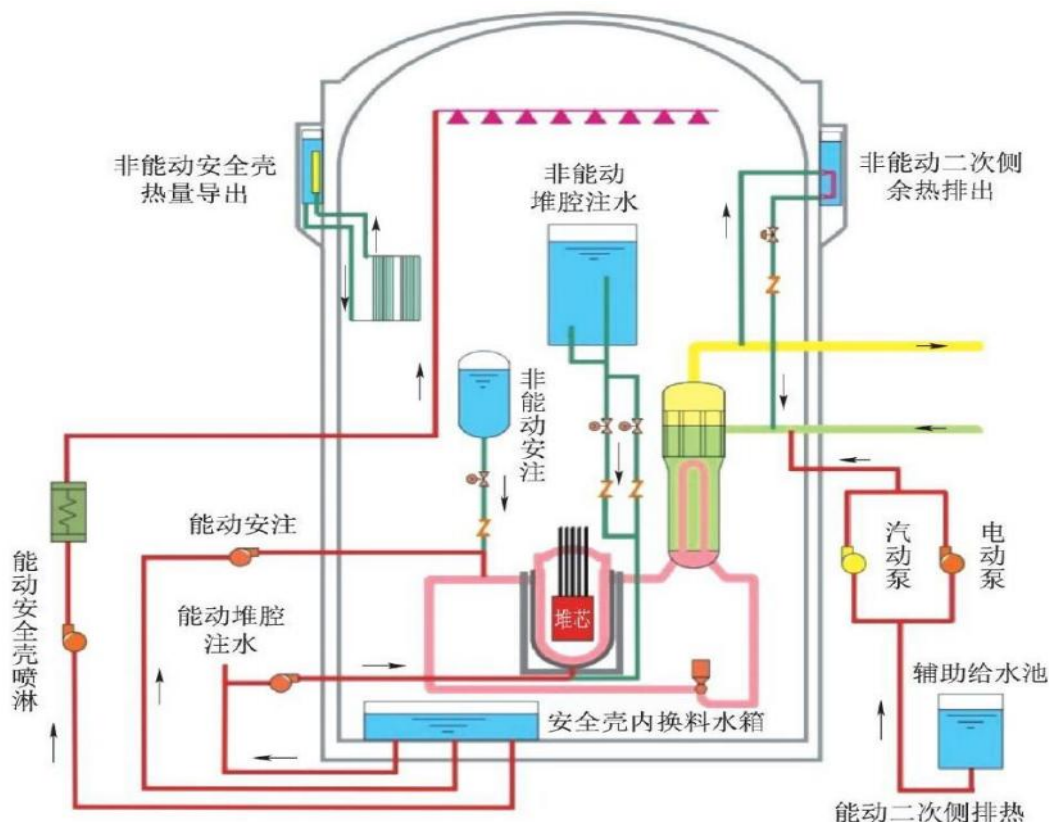
资料来源：黄光晓《先进核电技术经济性分析》，华泰研究

华龙一号（HPR1000）：能动与非能动安全系统相结合，中国自主产权已实现出口验收

华龙一号采用能动与非能动相结合的安全系统。中国自主三代核电华龙一号已实现出口并通过验收。华龙一号以能动和非能动的方式实现应急堆芯冷却、堆芯余热导出、熔融物堆内滞留和安全壳热量排出等功能。在核岛布置设计中考虑了安全系统和正常运行系统间充分的物理隔离，专设安全系统主要布置在两个安全厂房内，正常运行系统主要布置在反应堆厂房、电气厂房、燃料厂房及核辅助厂房内；同时冗余的两个安全系列分别布置在两个安全厂房中并且由独立的应急柴油发电机供电。两个安全厂房位于反应堆厂房两侧，两个应急柴油发电机房也分别布置在核岛的两个角落，实现了实体隔离。专设安全系统主要包括安全注入系统、辅助给水系统与安全壳喷淋系统。

- 1) **安全注入系统**：由两个能动子系统（中压安注子系统和低压安注子系统）与一个非能动子系统（安注箱注入子系统）组成。中压与低压安注泵在发生冷却剂丧失事故时从内置换料水箱取水并注入反应堆冷却剂系统，以提供应急堆芯冷却，防止堆芯损坏。
- 2) **辅助给水系统**：用于在丧失正常给水时为蒸汽发生器二次侧提供应急补水并导出堆芯热量，水源取自两个辅助给水池。
- 3) **安全壳喷淋系统**：通过喷淋，冷凝由于主冷却剂管道破裂或主蒸汽管道破裂事故时释放到安全壳内的蒸汽，将安全壳内的压力和温度控制在设计限值以内，从而保持安全壳的完整性。

图表57：“华龙一号”采用能动与非能动结合的安全系统

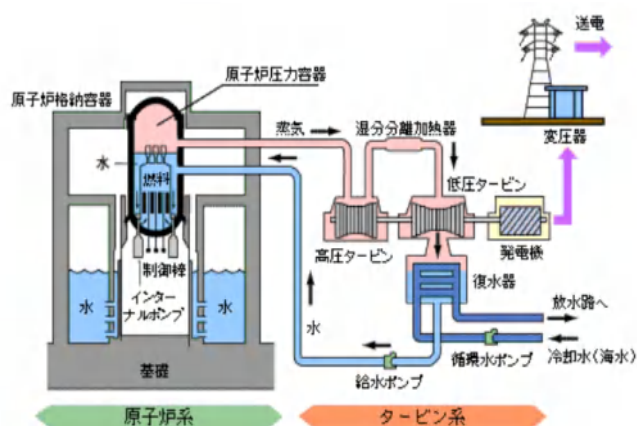


资料来源：荆春宁《“华龙一号”的设计理念与总体技术特征》，华泰研究

先进沸水堆（ABWR）：优化回路系统，内循环替代外循环提高安全性

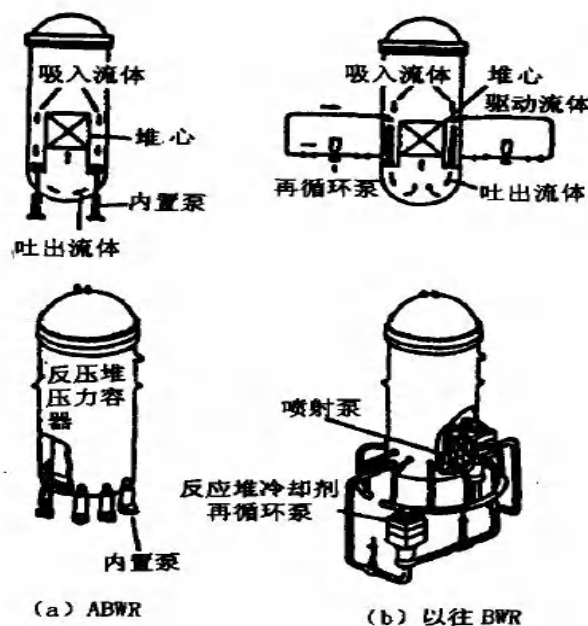
先进沸水堆工作原理与沸水堆相同，以内循环系统代替外部再循环提高经济性和安全性。先进沸水堆（ABWR）是传统沸水堆（BWR）的革新性设计堆型，其工作原理与传统沸水堆相同，沿用了沸水堆的一回路循环系统。**ABWR在结构上进行改进，用内置泵代替对外循环回路和喷射泵。**ABWR将再循环泵从以往BWR的外部再循环方式改成了内置泵方式，使其集中在紧凑的反应堆安全壳中，简化了反应堆系统设备，并且使得在压力容器的堆芯以下部位无大口径接管，降低了冷却剂损耗事故的危害，安全性提高。同时由于省去了外部再循环回路，使反应堆厂房与安全壳的体积减小，经济性提高。

图表58：先进沸水堆工作原理结构图



资料来源：HITACHI，华泰研究

图表59：先进沸水堆用内置泵替代外循环回路和喷射泵



资料来源：汪胜国《日本的改进型沸水堆（ABWR）》，华泰研究

沸水堆控制棒驱动机构采用水压驱动，ABWR 采用水压和电动混合驱动，具备安全冗余并提高控制精度。传统沸水堆使用水压驱动控制棒，水经过泵加压后，通过控制单元，注入安装在反应堆压力壳内的水力步进缸，步进缸与控制棒相联，通过控制单元中的电磁阀产生的脉冲流量，控制其产生步进式运动，拖动控制棒随之步动。ABWR 采用了改进型的控制棒驱动机构（CRD），正常驱动采用电动方式、紧急停堆采用水压方式。采用改进型 CRD 的优势在于：多重驱动方式具备安全冗余，提高安全性；多根控制棒可同时操作，缩短反应堆开堆时间；快速调整功率，展平堆芯内的功率分布；电动驱动方式精度更高，最小可控幅度 1 步约 18mm，而液压驱动方式约为 150mm，提高了反应性的控制精确度。

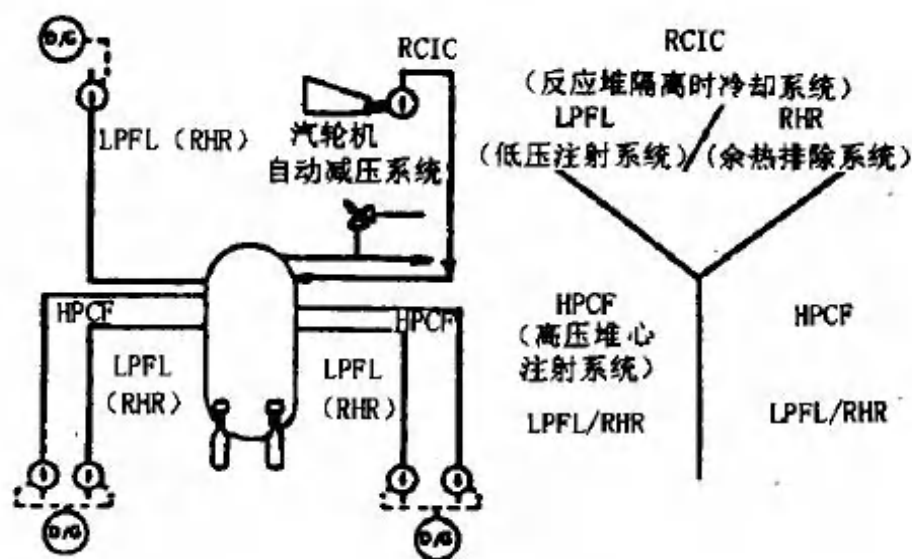
图表60：改进型 CRD 采用电动和水压混合驱动，控制精度更高

	改进型 CRD	水压型 CRD
驱动方式	电动驱动、水压驱动 组合驱动（最大 26 根）	水压驱动 个别驱动
级幅/mm	18	150
CRD 根数	205	185

资料来源：汪胜国《日本的改进型沸水堆（ABWR）》，华泰研究

ABWR 采用三区危急堆芯冷却系统，三组安全系统相互独立，安全可靠提高。该系统设有高压淹没系统、低压堆芯淹没系统和堆芯隔离冷却系统，堆芯失水后，当反应堆水位降低到低水位时，首先由堆芯高压淹没系统自动向堆芯供水；当高压堆芯淹没系统故障时，堆芯隔离冷却系统可投入注水；当堆芯隔离冷却系统和高压堆芯淹没系统不能维持堆芯水位时，自动卸压系统（ADS）投入，降低反应堆压力，使低压堆芯淹没系统投入注水。这三组的机械系统和电气系统之间相互实体隔离，以保证不产生共模故障；每组都有自己独立的供电、暖通、空调等保障支持系统。

图表61： ABWR 的三区危急堆芯冷却系统结构图

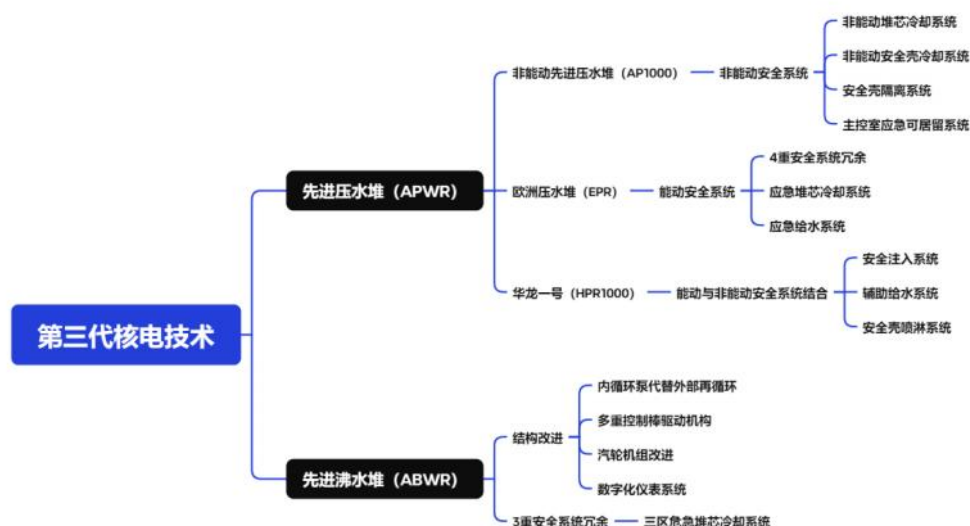


资料来源：汪胜国《日本的改进型沸水堆（ABWR）》，华泰研究

小结：第三代核电技术采用能动或非能动安全系统进一步提高安全性

第三代核电在技术上仍然采用第二代核电的压水堆和沸水堆，回路系统设备与第二代相同，核心是通过能动或非能动安全系统来提高安全性，包括先进压水堆和先进沸水堆。先进压水堆中，AP1000 采用革新性设计的非能动安全系统，利用自然驱动力使系统工作；EPR 采用改进型设计，使用先进的能动安全系统提高安全冗余；华龙一号采用能动与非能动相结合的安全设计。先进沸水堆通过结构设计，改进再循环系统和控制棒驱动结构，同时提高安全系统冗余度，实现较高的经济性和安全性。

图表62： 第三代核电技术小结



资料来源：郭志锋《AP1000 的非能动安全系统》、P-Lauret《欧洲压水堆机组的特点》、荆春宁《“华龙一号”的设计理念与总体技术特征》、汪胜国《日本的改进型沸水堆（ABWR）》，华泰研究

第四代核电：解决核燃料短缺问题，机理革新提高安全性

GIF 提出 6 种第四代核能系统，目标是解决核能经济性、安全性、废物处理和防核扩散问题。2001 年 7 月，包括美国在内的 9 个国家正式签署 GIF《宪章》，成立了第 4 代核能系统国际论坛（Generation IV International Forum，简称 GIF），并表明该论坛组织的目的是倡导核能发达国家间的合作，发展新一代核能系统，以满足世界未来对新能源的需要。2002 年 12 月，GIF 正式发布了《第 4 代核能系统技术路线图》，提出了钠冷快堆、高温气冷堆、气冷快堆、铅冷快堆、超临界水堆和熔盐堆 6 种最有希望的第四代核能系统，其中钠冷快堆、铅冷快堆和气冷快堆是快中子堆，高温气冷堆、超临界水堆和熔盐堆是热中子堆。

基于堆型和安全性考虑，第四代核电站较少使用水作为冷却剂和慢化剂。第四代核电技术中，除了超临界水冷堆以外，其他 5 种堆型均采用水以外的介质作为冷却剂。对于钠冷快堆、铅冷快堆和气冷快堆 3 种快中子堆，由于其利用快中子进行核反应，而水的慢化性能强，因此水不能作为冷却剂；对于高温气冷堆，氦气作为冷却剂不会发生相变，避免了水发生相变带来的传热沸腾危机；对于熔盐堆，高温熔融盐与水反应，会瞬间形成大量水蒸汽而产生高压，导致蒸汽爆炸。

图表 63：6 种候选四代堆的特征

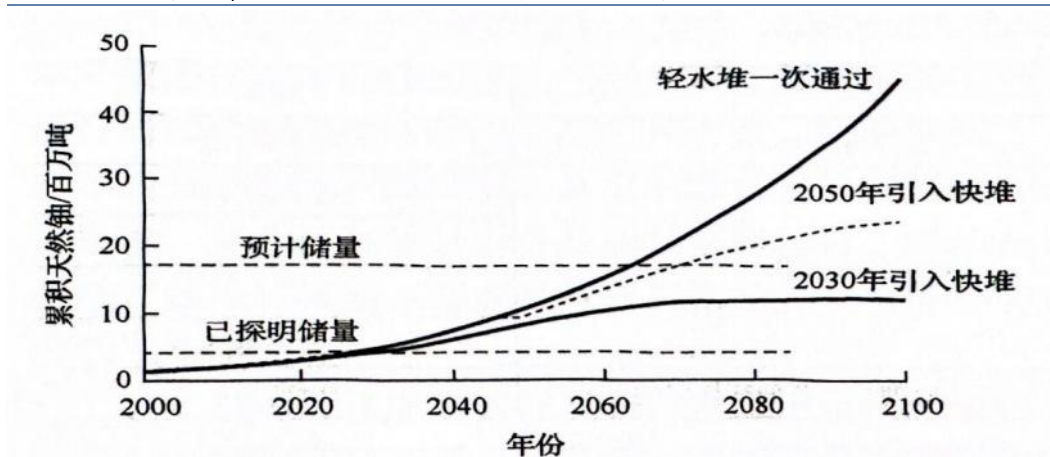
反应堆	功率等级/MWe	冷却剂	出口温度/℃	燃料循环	中子范围
超临界水冷堆	300-700	水	510-625	开式/闭式	热/快中子
	1000-1500				
超高温气冷堆	250-300	氦	900-1000	开式	热中子
钠冷快堆	50-150	钠	500-550	闭式	快中子
	300-1500				
	600-1500				
铅冷快堆	20-180	铅	480-570	闭式	快中子
	300-1200				
	600-1000				
气冷快堆	1200	氦	850	闭式	快中子
熔盐堆	1000	氟化物盐	700-800	闭式	热/快中子

资料来源：荣健《先进核能技术发展展望》，华泰研究

快中子堆：解决核燃料短缺问题，减少长半衰期核废物

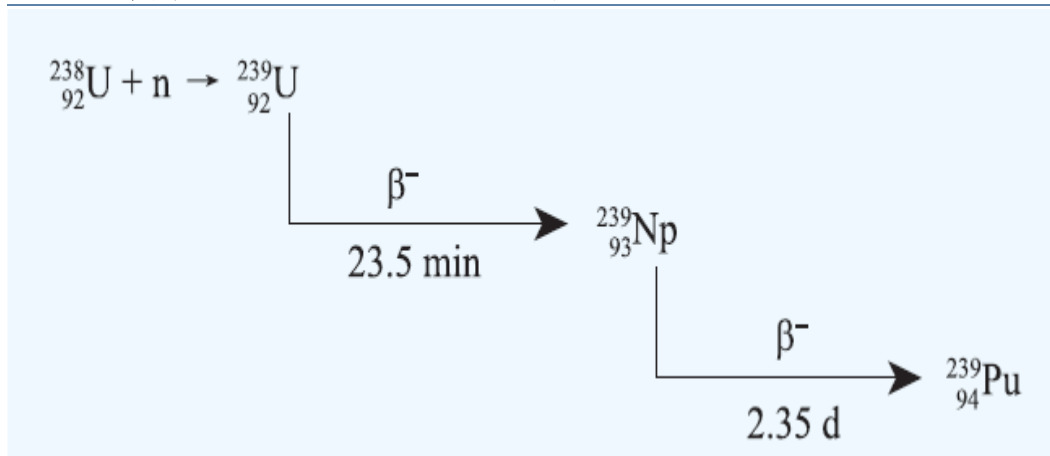
快中子堆在有效利用铀资源和嬗变长寿命放射废物方面具有优势。快中子反应堆是指堆芯中核燃料裂变反应主要是由平均能量大于 0.1MeV 的快中子引起的反应堆。由于裂变反应中使用的是快中子，因此快中子堆中不需要慢化剂来慢化中子。相比于传统的热中子堆，快中子堆在以下几个方面具有明显优势：

快中子堆通过消耗 U-238 实现核燃料增殖，解决核燃料短缺问题。天然铀储量中 0.7% 为 U-235，剩余 99.3% 为 U-238，随着核电的大规模发展，未来势必会面临 U-235 燃料匮乏问题。如果不发展快堆，那么 2030 年全球已经探明的铀矿储量将限制核电站的发展。快中子堆以 U-238 和 Pu-239 为核燃料，能够通过消耗 U-238 实现核燃料的增殖，大幅提高铀资源的利用率。

图表64：若不发展快堆，全球已经探明的铀矿储量将有可能在 2030 年左右消耗殆尽


资料来源：阎昌琪《先进核反应堆》，华泰研究

快中子堆燃料增殖原理：反应堆中由中子源组件提供启动中子，包括初级中子源组件和次级中子源组件，其中初级中子源组件用于首次装料启动，次级中子源组件用于反应堆停堆后再次启动。U-238 吸收一个快中子后变成 U-239, U-239 经过一次 β 衰变后变成 Np-239, 再经过一次 β 衰变后变成 Pu-239。Pu-239 裂变产生能量的同时释放快中子，进一步被 U-238 吸收从而不断产生新的燃料，如果再生速度高于消耗速度，核燃料越烧越多，最终能够实现快速增殖。

图表65：快中子堆利用 U-238——Pu-239 转换实现核燃料增殖


资料来源：徐铨《钠冷快堆及其安全特性》，华泰研究

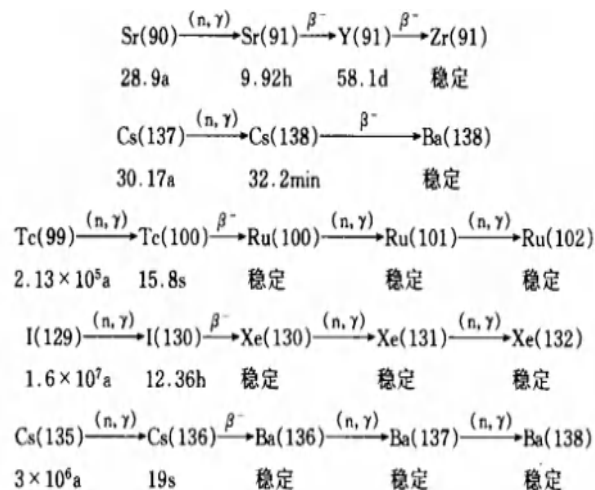
嬗变长寿命放射性废物，解决长寿命核废物的处置问题。核电站反应堆运行过程中会产生锆、碘、钡、铯、锶等长寿命裂变产物和镎、钚、镅等次锕系核素，这些放射性核素需要衰变几百万年才能达到天然铀对环境的影响水平。随着时间的积累，对这些放射性核素的长期贮存或埋藏处理将变得困难。快堆中的快中子可以将长寿命的锕系核素嬗变成短寿命的裂变产物，从而便于最终处理和处置。

图表66：核电站卸料中超铀元素和长寿命裂变产物的含量

核素	半衰期, a	kg
²³⁸ Pu	88	4.5
²³⁹ Pu	24000	166
²⁴⁰ Pu	6600	77
²⁴¹ Pu	14	25
²⁴² Pu	380,000	16
²³⁷ Np	2,000,000	15
²⁴¹ Am	432	17
²⁴³ Am	7400	3
⁹⁹ Tc	200,000	25
¹²⁹ I	16,000,000	6
¹³⁵ Cs	3,000,000	10
⁹³ Zr	1,500,000	23
¹⁰⁷ Pd	6,500,000	7
⁹⁰ Sr	30	13
¹³⁷ Cs	30	31

资料来源：李寿枏《高放废物的嬗变处置与不产生长寿命高放废物的先进核能系统》，华泰研究

图表67：快中子堆将长寿命裂变产物嬗变为短寿命的裂变产物



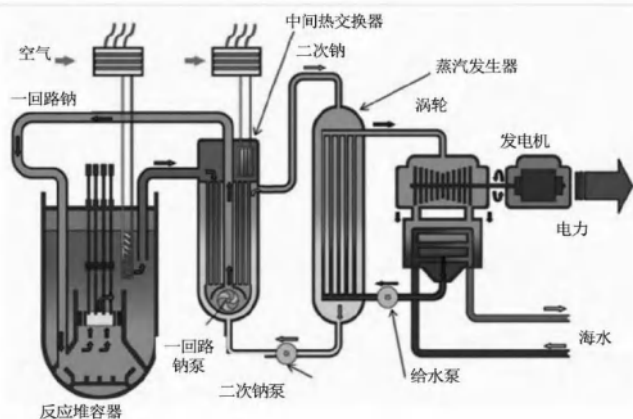
资料来源：李寿枏《高放废物的嬗变处置与不产生长寿命高放废物的先进核能系统》，华泰研究

钠冷快堆（SFR）：液态钠作为冷却剂，但存在钠火/钠水问题

钠冷快堆以液态金属钠作为冷却剂，通过流经堆芯的液态钠将核反应释放的热量带出堆外。钠的热导率高，能够快速将堆芯热量导出，防止堆芯熔毁，具有较高安全性。按照结构划分，钠冷快堆有回路式和池式两种类型。

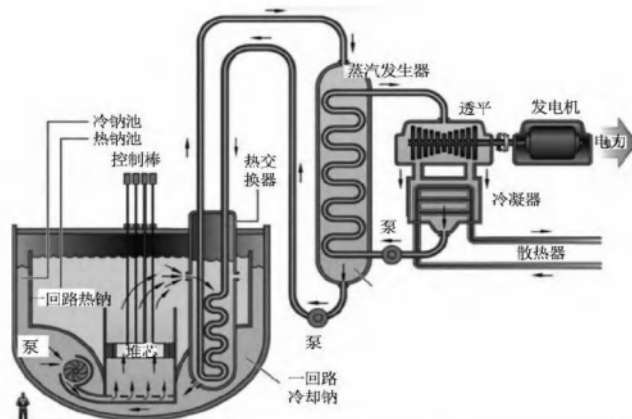
- 1) 回路式钠冷快堆：**回路式结构与一般压水堆回路系统相类似，用管路将各个独立的设备连接成回路系统。钠冷快堆中通过封闭的钠冷却剂回路（一回路）最终将堆芯发热传输到汽-水回路（三回路），推动汽轮发电机组发电。与压水堆不同的是在两个回路之间增加了一个以液钠为工质的中间回路（二回路）和钠-钠中间热交换器，以确保因蒸汽发生器泄漏发生钠水反应时的堆芯安全。
- 2) 池式钠冷快堆：**池式结构即一体化方案，其堆芯、一回路的钠循环泵和中间热交换器都浸泡在液态钠池内。在钠池内，冷、热液态钠被内层分开，钠池中冷的液态钠由钠循环泵泵送到堆芯底部，由下而上流经燃料组件被加热。从堆芯上部流出的高温钠流经钠-钠中间热交换器，将热量传递给中间回路的钠工质后由一回路钠循环泵送回堆芯，构成一回路钠循环系统。中间回路里循环流动的液钠，不断地将从中间热交换器得到的热量带动蒸汽发生器，使汽-水回路里的水变成高温蒸汽，最终驱动汽轮机组发电。池式结构中，即使循环泵出现故障，或者管道破裂和堵塞造成钠的漏失和断流，堆芯仍然泡在钠池内，池内大量的钠有足够的热容量，因此安全性更好。

图表68：回路式钠冷快堆工作原理示意图



资料来源：张福民《浅谈第四代堆-钠冷快堆（SFR）的技术状况》，华泰研究

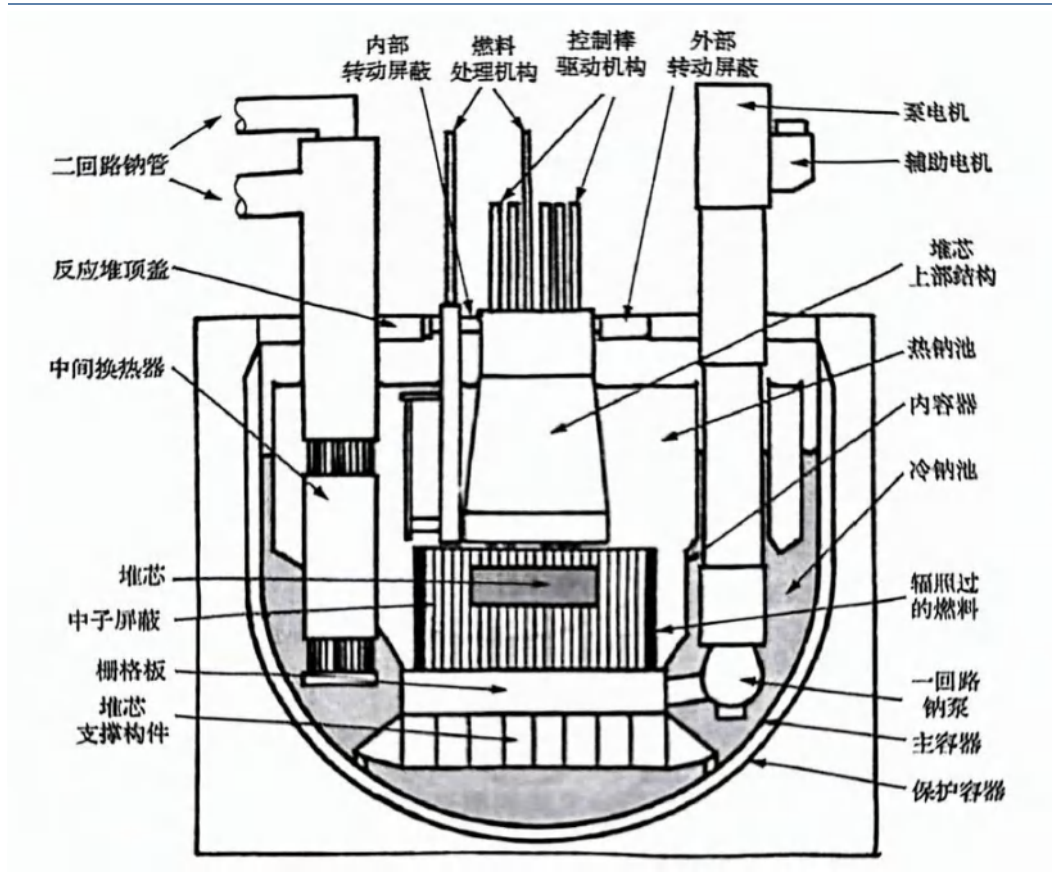
图表69：池式钠冷快堆工作原理示意图



资料来源：张福民《浅谈第四代堆-钠冷快堆（SFR）的技术状况》，华泰研究

钠冷快堆采用三回路系统，硬件设备同压水堆变化不大。以池式钠冷快堆为例，一回路系统由多个环路组成，每个环路上有主冷却剂循环泵和中间热交换器，连同一回路主管道、栅板格、堆芯、堆芯支撑构件等组成一次钠循环系统。二回路系统包括二次钠泵、蒸汽发生器、中间热交换器和连接管道等；三回路系统即水-蒸汽回路，由蒸汽发生器、汽轮机、凝汽器、给水泵和主蒸汽管道等构成。

图表70: 池式钠冷快堆的主回路系统布置



资料来源：阎昌琪《先进核反应堆》，华泰研究

钠冷快堆导热性能好/沸腾裕度大/腐蚀性小，但存在钠火和钠水问题。钠作为冷却剂，其优点在于：钠的热导率比水高百倍，导热性能好，可以将堆芯的热量快速导出，避免堆芯过热，安全性高；钠的沸点为 883℃，而反应堆运行时钠的平均温度为 450℃，沸腾裕度大，有足够的安全余量；堆芯基本处于常压下，冷却剂的出口温度可达 500-600℃；在工作温度下钠对容器和管道材料腐蚀小。钠的缺点在于其化学性质活泼，当管道或设备破损发生钠的泄露时，泄露的钠与空气接触发生燃烧，发生钠火反应；当蒸汽发生器管道破漏时，管外的钠与管内泄露的水相接触，会引起强烈的钠水反应；钠的反应性空泡系数为正，当钠发生沸腾时，可使堆功率迅速上升并导致严重事故。

图表71: 钠的热导率和沸点高

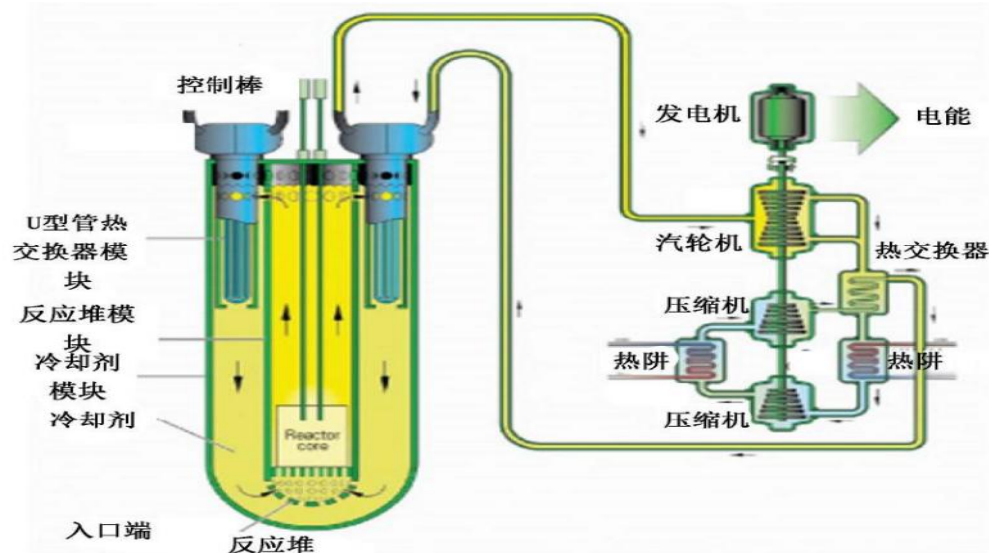
物性	Na	H2O	H2O
	450℃	280℃/6.4MPa	342.16℃/15MPa
熔点/℃	98		
沸点/℃	883		
密度/(kg/m³)	844	610.7	758.0
热容/(kJ/(kgK))	1.272	8.95	5.29
热导率/(W/mK)	71.2	0.456	0.5777
运动粘度/(x10 ⁻⁷ m²/s)	3.0	1.14	1.239
热胀系数/(x10 ⁻⁴ /K)	2.4	25.79(6MPa)	72.1

资料来源：徐铎《钠冷快堆及其安全特性》，华泰研究

铅冷快堆（LFR）：铅或铅铋合金作冷却剂，但对反应堆结构具有腐蚀性

铅冷快堆以铅或铅铋合金作为冷却剂，具有较高的安全性和中子经济性。铅的热导率高，导热性能好，并且铅的化学性质相对于钠更加稳定，安全性高；与其他金属相比，铅的中子吸收截面小，具有较高的中子经济性。**其工作原理为：**液态铅冷却剂自冷池进入堆芯，吸收堆芯各组件热量后汇入热池，经充分搅混后进入主热交换器的壳侧，将热量传递给管侧的二回路水后，从换热器下端的出口窗流出经机械泵驱动重新进入堆芯，从而形成一回路的冷却剂循环。

图表72： 铅冷快堆工作原理示意图



资料来源：韩金盛《铅冷快堆研究综述》，华泰研究

铅冷快堆采用二回路系统，一回路为一体化池式结构。以中国铅基研究反应堆 CLEAR-I 为例，反应堆本体由容器、堆内构件及热屏蔽层、堆顶盖、堆顶旋塞及中心测量柱、堆内换料机构、控制棒驱动机构、主泵、主换热器、堆芯及围桶、中子源靶等 10 个主要部件和设备组成。反应堆容器采用双层池式结构，其内层为主容器，外层为安全容器，主容器作为一回路边界，包容一回路冷却剂和覆盖气体。堆顶旋塞嵌入堆顶盖中心，采用双旋塞组合运动实现精确定位换料。堆内支撑构件承载整个堆芯和围桶，分隔反应堆冷、热铅铋池，为主换热器、主泵和堆内换料机提供中下部支撑或约束。二回路加压冷却水在循环全程单相运行，从主换热器流出的水沿二回路管道进入热交换器，将热量传递给周围环境的大气。

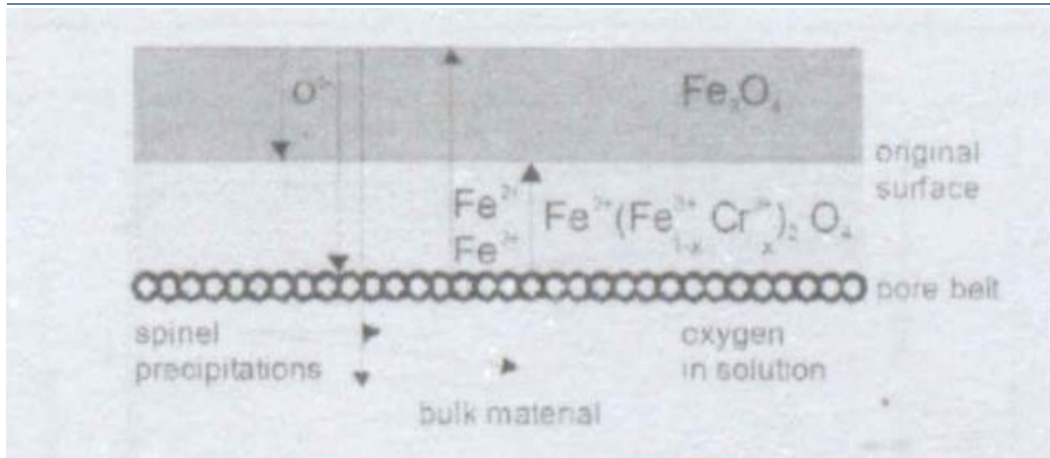
图表73: CLEAR-I 本体结构图



资料来源：吴宜灿《中国铅基研究反应堆概念设计研究》，华泰研究

铅冷快堆中子经济性好/沸腾裕度高/冷却剂化学性质稳定，但铅基材料熔点高/腐蚀性强/会产生剧毒物质。铅基冷却剂的优点在于：铅基材料对于中子的吸收和慢化能力弱，反应堆中子经济性好；铅基材料的沸点温度高，铅的沸点为 1740°C ，因此具有更高的沸腾裕度和安全性；铅基材料的化学活性低，与水和空气接触不会发生激烈反应。其缺点在于：铅基材料具有严重的腐蚀效应，反应堆结构材料中的镍、铬和铁等成分会被液态铅溶解；铅基材料尤其是铅铋合金，在经过中子辐照后，会产生具有挥发性的剧毒物质 Po-210，增加人员防护和维修难度；铅的熔点 327°C ，在较低温度下，液态铅会发生凝固，而铅凝固和熔化过程产生的收缩和膨胀作用将会对堆内部件和燃料棒包壳造成一定的损坏。

图表74: 液态铅合金对结构材料具有严重的腐蚀



资料来源：田书建《T91 和 15-15Ti 钢在 500°C 液态铅铋合金氧控条件下腐蚀行为与机理研究》，华泰研究

气冷快堆（GFR）：氦气作为冷却剂，采用布雷顿循环

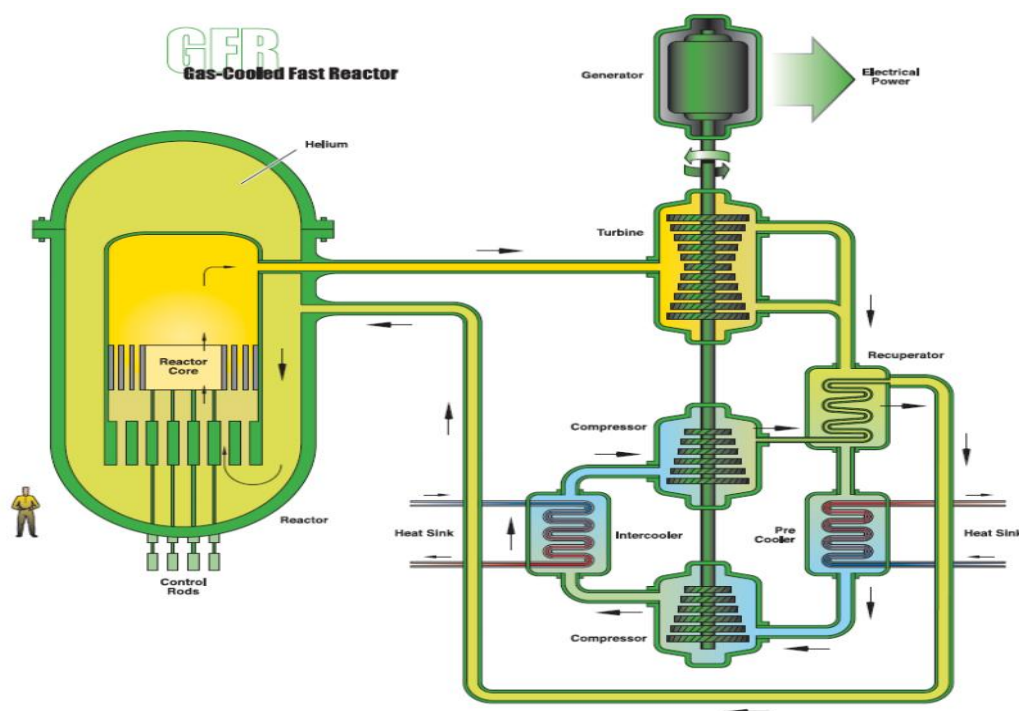
气冷快堆以氦气作为堆芯冷却剂，采用一回路系统。氦气是一种惰性永久气体，不与任何物质起化学反应，与材料相容性好；氦气作为冷却剂在反应堆中不会发生相变，避免了传热沸腾危机，安全性高；与其他惰性气体相比，氦气的热导率最高，导热性能好，并且中子吸收截面最小，中子经济性高。气冷快堆只有一个回路系统，氦气自下而上流经堆芯导出热量，高温氦气直接驱动氦气轮机发电后被送回至堆芯，完成一次循环。

图表75：氦具有最高的热导率和最小的中子吸收截面

	氦	氖	氩	氪	氙
摩尔质量/(g/mol)	4.002602	20.18	40	83.8	131.3
三相点温度/K	2.1768	10.742	21.25	44.736	70.767
临界温度/K	5.1953	44.4918	150.687	209.48	289.733
临界压力/kPa	227.61	2678.6	4863	5525	5842
定压比热容/[kJ/(kg·K)]	5.1914	1.0309	0.52563	0.25293	0.16455
热导率/[mW/(m·K)]	275.19	81.845	33.667	18.335	11.722
中子吸收截面/barns	0.00747	0.039	0.675	25	23.9

资料来源：王晨《气冷堆冷却剂材料选取分析》，华泰研究

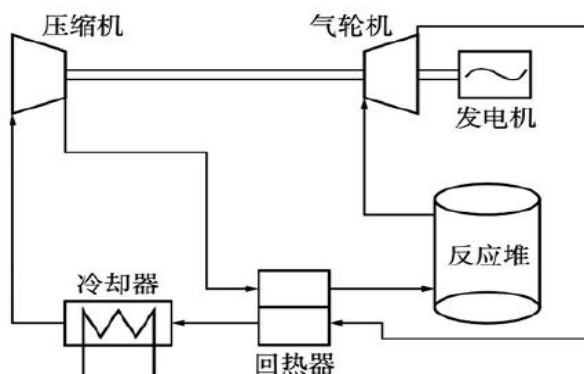
图表76：气冷快堆工作原理示意图



资料来源：GIF《A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems》，华泰研究

气冷快堆采用布雷顿循环，热效率更高。传统核电站的热力循环过程采用蒸汽朗肯循环，而在气冷快堆中，热力循环采用布雷顿循环。与蒸汽朗肯循环相比，布雷顿循环适合以气体为工质的热力循环，并且能在更高的温度下运行，在发电方面具有更高的热效率。**布雷顿循环**：以气体为工质，其最基本的系统流程由压缩机、回热器、气轮机、冷却器和热源构成。直接循环条件下的热源是堆芯，间接循环下的热源是反应堆一、二回路之间的换热器。低温低压的气体经压缩机升压，再经回热器高温侧流体预热后进入热源，吸收热量后直接进入气轮机做功，做功后的乏气经回热器低温侧流体冷却后，再由冷却器冷却至所需的压缩机入口温度，进入压缩机形成封闭式循环。

图表77：布雷顿循环结构图



资料来源：黄彦平《超临界二氧化碳在核反应堆系统中的应用》，华泰研究

气冷快堆燃料增殖率高/不会出现沸腾危机/具备制氢和工艺热潜力，但中子辐照环境恶劣/导热性能差。气冷快堆的优势在于：气体工质的慢化能力弱于金属冷却剂，因此气冷快堆的中子能量高于金属快堆，从而能带来更高的增殖率和更短的燃料倍增时间；气体工质始终为单相，不会出现两相沸腾危机，安全性高；堆芯出口温度约为 850℃或更高，具有产氢和其他工艺热应用的潜力。其缺点在于：气冷快堆具有比液态金属更高的堆芯中子泄漏率，更硬的中子能谱，因此需要更多的燃料装载量、更高的富集度，也带来更恶劣的中子辐照环境；由于氦气密度小，导热能力远不如液态金属，要将堆芯产生的热量导出必须提高氦气压力，增加冷却剂流量。

图表78：气冷快堆的热效率达到 48%

项目	参考值
反应堆功率/MWt	600
热效率/%	48
冷却剂入口/出口温度/℃	490/850
平均功率密度/MWt·m ⁻³	100
燃料成分	Pu 含量大约为 20%的 UPuC/SiC (70%/30%)
堆芯体积比（燃料/气体/碳化硅）/%	50/40/10
转化比	自足

资料来源：GIF《A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems》，华泰研究

热中子堆：温度远高于传统水冷堆，热电联产提高核能经济性

超临界水冷堆（SCWR）：超临界水不发生相变，导热性能强但腐蚀材料

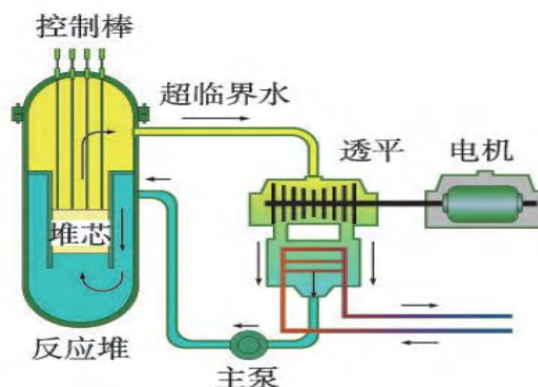
超临界水具有独特的物性，导热性能和腐蚀性能强。超临界水冷堆是在高于水的临界点（374℃，22.1Mpa）的温度和压力下运行的反应堆，由于超临界水是单相冷却剂，在反应堆中不会发生相变，因此不会发生传热沸腾危机，安全性高。在超临界状态下，水成为介于液体和气体之间的一种特殊流体，具有独特的物理化学性质。超临界水的密度介于水和蒸汽之间，其慢化能力弱于轻水；在超临界水中，水分子之间的氢键随着温度的升高而大部分消失，而氢键的导热系数低，因此超临界水具有极强的导热性能；超临界水对有机物和氧气等气体具有很好的溶解性，能够以任意比例互溶，因此具有极强的氧化性，对金属的腐蚀性强。

图表79：超临界水具有与水和蒸汽不同的物性

流体	典型条件		性质和参数						
	温度 (°C)	压力 (Mpa)	介电常数	密度 (g/cm³)	粘度 (μcp)	颗粒雷诺数	有效扩散系数	Thiele 数 φ	
普通水	25	0.1	78	0.998	0.890	7.74	7.74×10^{-6}	2.82	
超临界水	450	27	1.8	0.128	0.0298	553	7.67×10^{-6}	0.0284	
过热蒸汽	450	1.35	1.0	0.00419	2.65×10^{-5}	622	1.79×10^{-6}	0.0122	

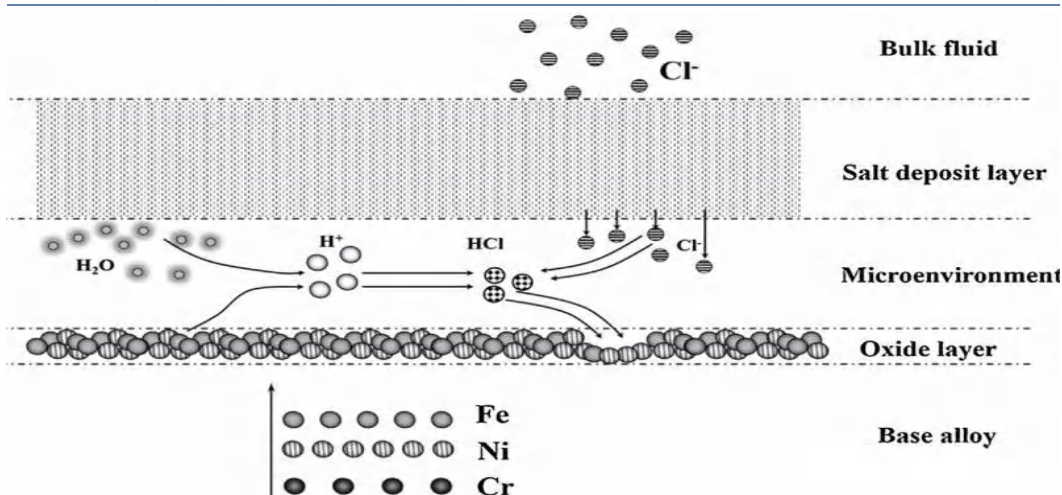
资料来源：朱发文《超临界水冷堆堆芯材料腐蚀性能研究》，华泰研究

超临界水冷堆为单回路，回路系统包括反应堆容器、汽轮机、凝汽器、主泵等，系统配置大幅简化。与压水堆相比，由于只有一个回路系统，因此不需要蒸汽发生器和稳压器；与沸水堆相比，冷却剂不存在相变，因此不需要汽水分离系统和内置循环泵。其工作原理为：由主循环泵驱动流体通过主给水管道进入反应堆堆芯，经过加热后转变为高温高压的“超临界蒸汽”，“超临界蒸汽”通过主蒸汽管道进入下游汽轮机做功，输出电能。经过汽轮机后的乏汽在凝汽器内进一步冷却，形成液相水，重新返回主泵入口，形成闭式循环。

图表80：超临界水堆工作原理示意图


资料来源：黄彦平《超临界水冷堆》，华泰研究

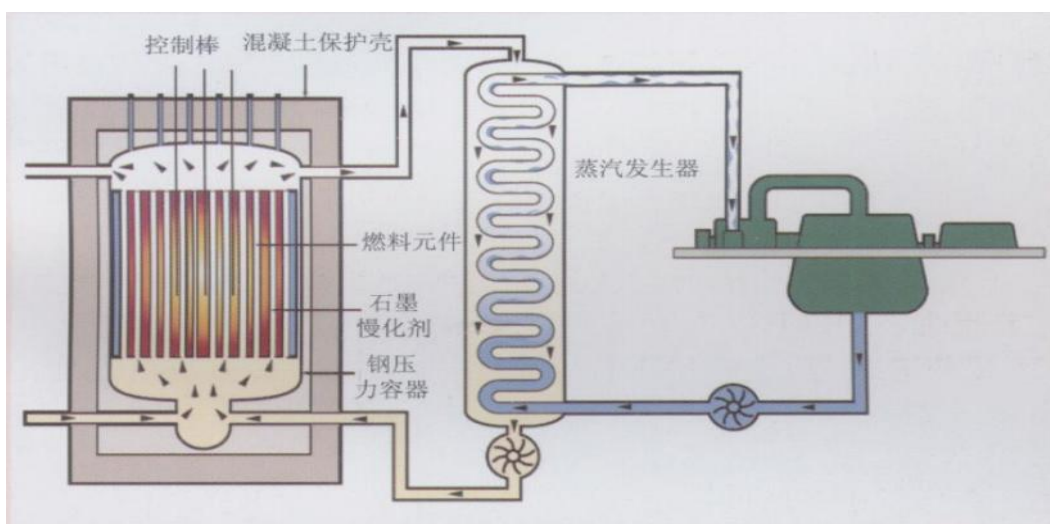
超临界水冷堆热效率高/不会出现沸腾危机/系统简化/体积减小，但对压力容器要求高/对结构材料腐蚀性强。超临界水冷堆优势在于：工作环境处于高温、高压，热效率明显提高，可达到45%左右，而沸水堆的蒸汽条件（约290°C，7Mpa）下，热效率为35%；超临界水是单相流体，不存在相变，不会发生偏离泡核沸腾，避免了传热沸腾危机；超临界水冷堆简化系统配置，大幅减少建造费用；超临界水焓值较高，单位堆热功率所需的冷却剂质量流量较低，因此反应堆冷却剂泵和管路的尺寸可以减小，安全壳体积减小。其缺点在于：对压力容器提出更高要求，高温高压下管道或容器破裂的风险增加；超临界水对堆内结构材料的腐蚀性极强，传统的锆合金不再适合作为超临界水冷堆燃料包壳材料。

图表81：超临界水对镍基合金具有较强的腐蚀作用


资料来源：材料与工程公众号，华泰研究

高温气冷堆（HTGR）：气体作为冷却剂，未来有望使用氦透平提高热效率

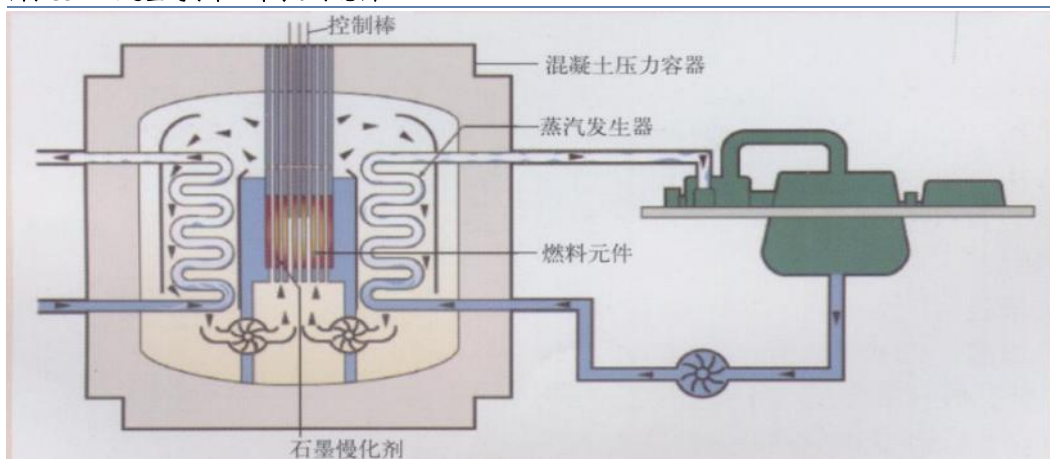
气冷堆是以气体作为冷却剂的反应堆，在其发展过程中，经历了四个阶段。第一阶段是天然铀石墨气冷堆，代表堆型为镁诺克斯堆，该型反应堆采用天然铀作燃料，石墨作慢化剂， CO_2 作冷却剂。选择 CO_2 作为冷却剂是因为可以大量廉价制取，在 400°C 以下化学惰性，辐射稳定性好。镁诺克斯堆的堆芯由很多正六角形棱柱石墨块堆砌而成，在石墨砌体中有许多装有燃料元件的孔道，以便使冷却剂流过带出燃料元件发出的热量。从堆芯流出的热气体在蒸汽发生器中将热量传给二回路的水，使之产生蒸汽后返回堆芯，产生的蒸汽驱动汽轮发电机组发电。由于石墨的慢化能力低，以及二氧化碳的导热能力差，使这种堆体积小，平均功率密度比压水堆低百多倍。

图表82：镁诺克斯堆工作原理示意图


资料来源：张锐平《世界核电主要堆型技术沿革》，华泰研究

第二阶段是改进型气冷堆，采用浓缩铀作为核燃料提高功率密度和热效率，但经济性比轻水堆差。改进型气冷堆仍然用石墨慢化和 CO_2 冷却，并作出如下改进：燃料元件组件改为细棒束；燃料采用 2.5%-3.3% 的浓缩 UO_2 ；燃料包壳采用不锈钢代替镁合金。由于采用二氧化铀陶瓷燃料及浓缩铀作为核燃料，随着冷却剂温度及压力的提高，这种堆的热能利用效率达 40%，功率密度也有很大提高。但由于这种堆在经济上的竞争能力差，加上轻水堆的大量发展，核能界决定放弃气冷堆路线。

图表83：改进型气冷堆工作原理示意图



资料来源：张锐平《世界核电主要堆型技术沿革》，华泰研究

第三阶段是高温气冷堆，氦气作为冷却剂，燃料元件采用包覆颗粒，具有固有安全性。高温气冷堆采用高富集度铀的包覆颗粒作为核燃料、石墨作为慢化剂、高温氦气作为冷却剂。按照燃料元件形状的不同，可分为球床高温气冷堆与棱柱状高温气冷堆。高温气冷堆采用石墨作慢化剂，堆芯不含金属，结构材料由石墨和碳块组成，熔点都在 3000℃ 以上，而反应堆内燃料最高温度为 1600℃，固有安全性高。与 CO₂ 相比，氦气作为冷却剂具有比热容和热导率高的特点，同时作为一种惰性气体，其化学和辐射稳定性好，解决了 CO₂ 在温度较高时与不锈钢、石墨不相容的问题。

第四阶段是模块式高温气冷堆，呈现模块化趋势以提高安全性和灵活性。模块式高温气冷堆是在高温气冷堆的基础上采用小型化、模块式设计，使得单堆的功率低，从而提高安全性，并且能实现多模块灵活组合。

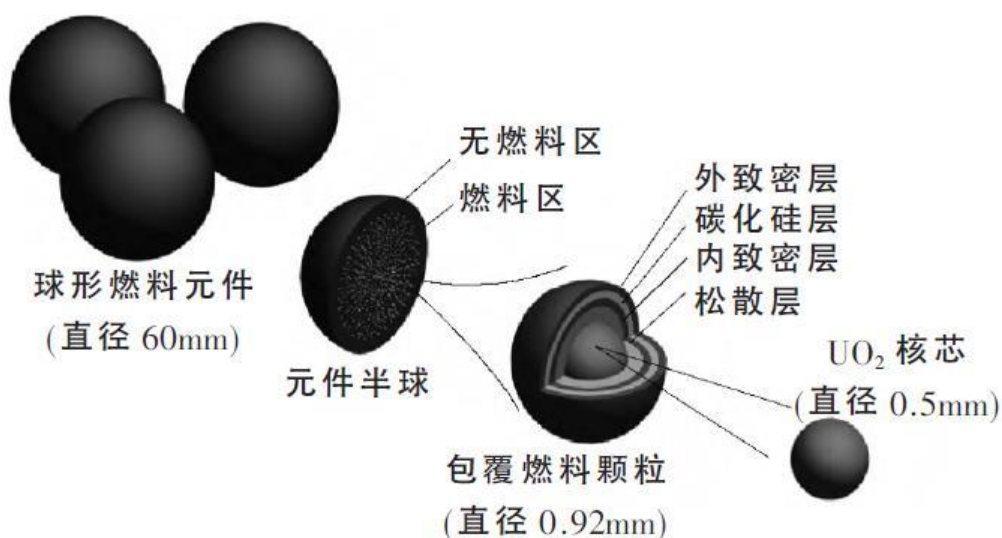
图表84：气冷堆发展阶段及技术特点

堆型	早期气冷堆	改进型气冷堆	高温气冷堆	模块式高温气冷堆
燃料元件	天然铀燃料与镁合金包壳元件	低富集铀燃料与不锈钢包壳元件	陶瓷包覆燃料元件	陶瓷包覆燃料元件
冷却剂	二氧化碳	二氧化碳	氦气	氦气
出口温度/℃	400	670	700-950	700-950
已有机组（电站）	36 个机组（英国、法国）	14 个机组（英国）	3 个试验堆、2 个原型堆	2 个试验堆、2 个示范堆
热功率/MW	500	600	330	400

资料来源：周红波《模块式高温气冷堆的特点与发展》，华泰研究

高温气冷堆的球形核燃料采用 4 层包覆层，各司其职不可替代。包覆颗粒燃料中心是核燃料 UO₂，核芯外面有四层厚度、密度各不相同的热解碳和碳化硅包覆层，由内向外依次为疏松热解碳缓冲层（Buffer 层）、内部致密热解碳层（IPyC 层）、碳化硅层（SiC 层）和外部致密热解碳层（OPyC 层）。Buffer 层吸收裂变碎片，减轻其他层所受辐照损伤，包容核芯的辐照肿胀以及容纳裂变气体；IPyC 层能减轻裂变产物对 SiC 层的侵蚀，减少 SiC 层所受到的拉应力；SiC 具有机械强度高、弹性模量大、辐照稳定性高以及中子吸收截面小的特点，是主要的承压边界和裂变产物扩散的障碍；OPyC 层的作用与 IPyC 层类似，除此之外还能防止在燃料颗粒的生产、装卸和转运等过程中 SiC 层遭受损坏。

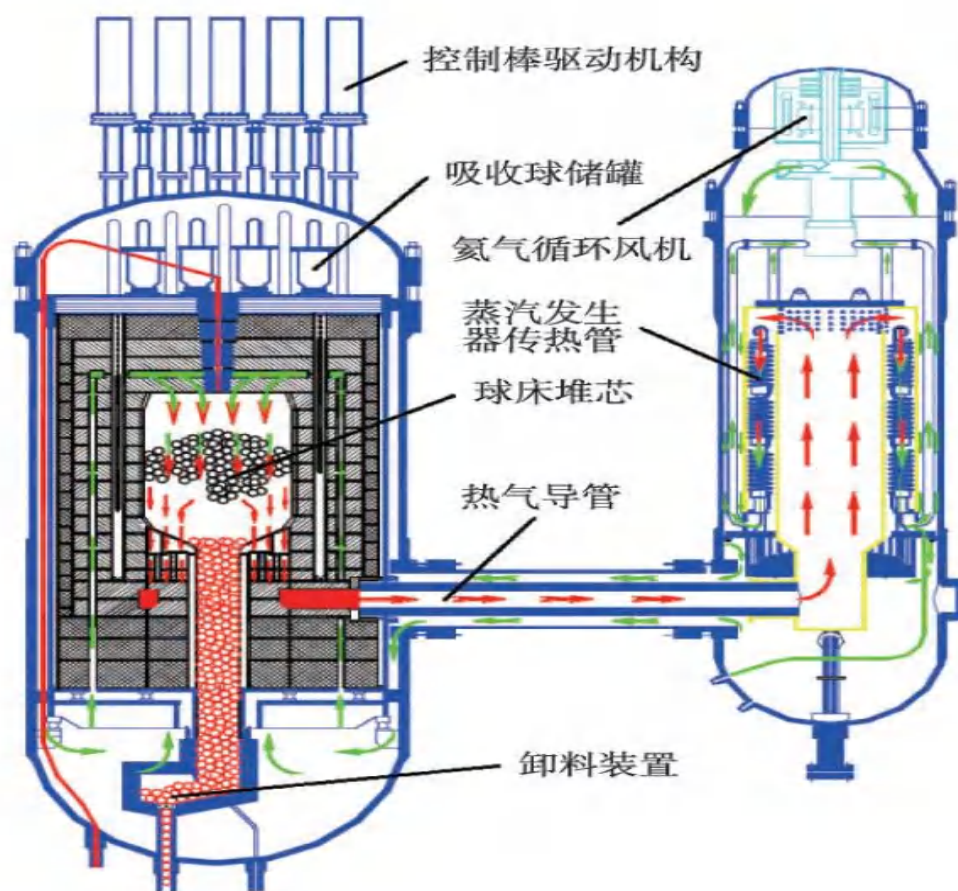
图表85：高温气冷堆球形燃料元件有4层包覆层



资料来源：周红波《模块式高温气冷堆的特点与发展》，华泰研究

高温气冷堆的工作流程为：经主氮风机增压的低温氮气，通过热气导管壳体的环形流道，进入反应堆压力容器下部；再流过堆芯底部金属支承结构，对堆底支承结构进行冷却；然后进入侧石墨反射层的冷氮气孔道，向上流动，由顶反射层的冷气联箱汇集后，向下进入堆芯；先经过堆顶的顶空腔，向下流过随机堆积的球床堆芯，带走堆芯发热，氮气升温；高温氮气通过底反射层的流道汇集于下部热气混合室，经热气导管进入蒸汽发生器壳体内部的蒸汽发生器传热管束上部；在蒸汽发生器传热管间，高温氮气自上而下流过蒸汽发生器传热管。经蒸汽发生器冷却后，氮气向上流经蒸汽发生器外围与壳体之间的环缝流道和冷氮气上升管，进入主氮风机吸入口，完成一次循环。

图表86：10MW 高温气冷实验堆（HTR-10）工作原理示意图

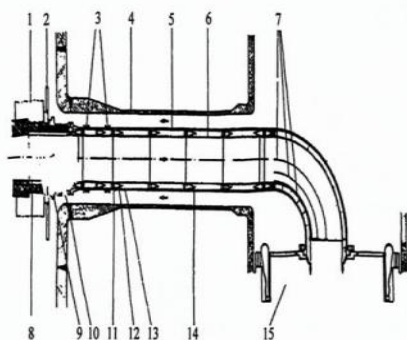


资料来源：张作义《我国高温气冷堆技术及产业化发展》，华泰研究

高温气冷堆回路系统与压水堆类似，增量硬件为热气导管和氮风机。以中国球床模块式高温气冷堆核电站 HTR-PM 为例，它是全球首座高温气冷堆核电站商业示范工程，其一回路氮系统主要包括：热气导管、蒸汽发生器、氮风机以及作为热源的反应堆。二回路系统采用类似压水堆的蒸汽朗肯循环，主要包括汽轮机系统、凝汽器、给水预热器、给水储罐、给水泵等设备。

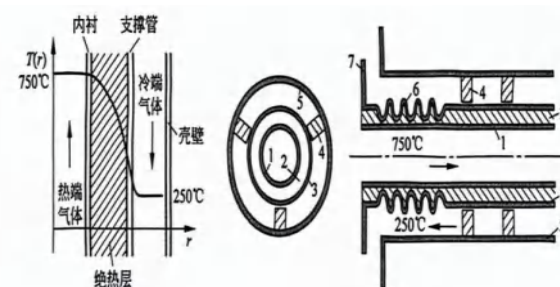
1) **热气导管（输送热、冷氮气）**：将热氮气由反应堆输送到蒸汽发生器，并将冷氮气送回反应堆。热气导管采用同心导管结构，中心管是热氮气的流道，外层套管是冷氮气的流道。热、冷流道两侧的压差很小，在正常运行时反应堆内阻力降大约在 0.1Mpa 量级。热气通道中有一个有效的内绝热层和一个金属内衬，用以限制热损失和旁流。

图表87：热气导管结构图



1—石墨结构；2—堆芯筒；3—膨胀节；4—连接壳；5—支撑管；6—金属内衬；7—导向板；8—石墨管；9—中间法兰；10—纤维绝热；11—13—绝热材料；14—金属板；15—蒸汽发生器

图表88：同心热气导管的原理设计



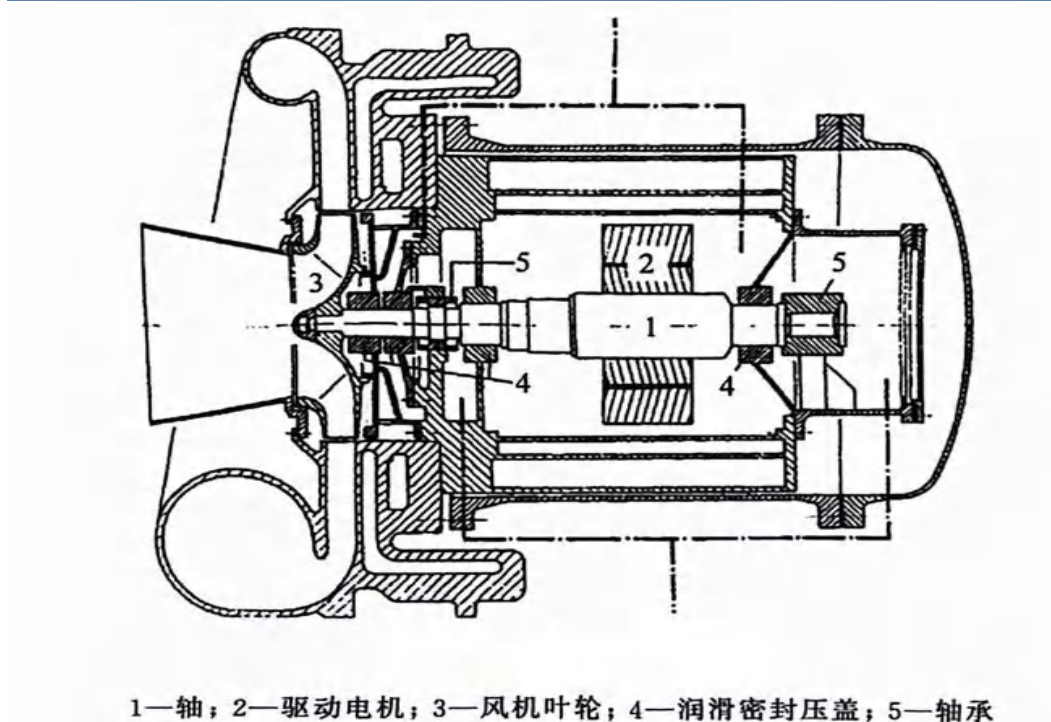
1—热氮气管金属内衬；2—绝热层；3—热氮气承压管；4—支撑件；5—冷氮气承压管；6—膨胀节；7—堆芯连接部

资料来源：张作义《模块式高温气冷堆核电站》，华泰研究

资料来源：张作义《模块式高温气冷堆核电站》，华泰研究

- 2) **蒸汽发生器（生成传热介质）**：高温氦气通过传热管将热量传递给水，使水汽化驱动汽轮机做功，高温气冷堆采用螺旋管式蒸汽发生器。
- 3) **氦风机（循环一回路氦气）**：安装在蒸汽发生器的顶部，使氦气通过堆芯及一回路的其他设备进行循环，将热量传输给蒸汽发生器。冷却气体通过一回路系统所有设备的阻力降必须要由风机加以提供。

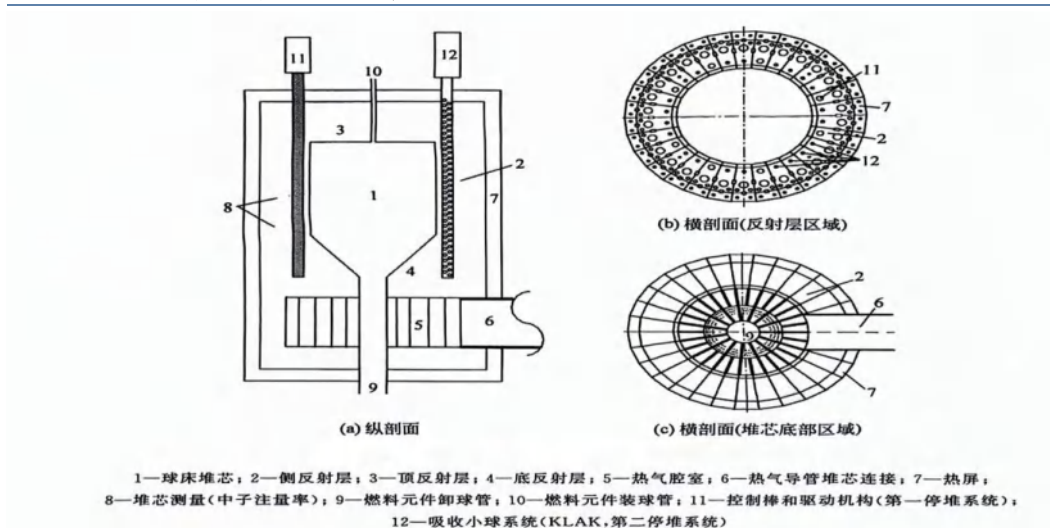
图表89：氦风机结构图



资料来源：张作义《模块式高温气冷堆核电站》，华泰研究

- 4) **反应堆内部件**：①**陶瓷堆内构件**：包括侧反射层、顶部反射层、底部反射层和陶瓷热气腔室；②**金属堆内构件**：包括热屏（侧面、顶部、底部）、堆内构件的支撑系统、热屏内布置石墨的连接孔、堆芯定位约束装置；③**热气导管和堆芯陶瓷构件之间的堆芯连接**；④**一回路边界**；⑤**控制和停堆系统**：第一套系统由反射层控制棒及其电动驱动机构组成，第二套系统由反射层孔道内吸收小球和吸收小球再循环的气力输送系统组成；⑥**燃料装卸系统**：由装球和卸球系统、燃耗测量及对部分燃耗的燃料元件进行再循环的气动输送系统组成；⑦**堆芯测量装置**。

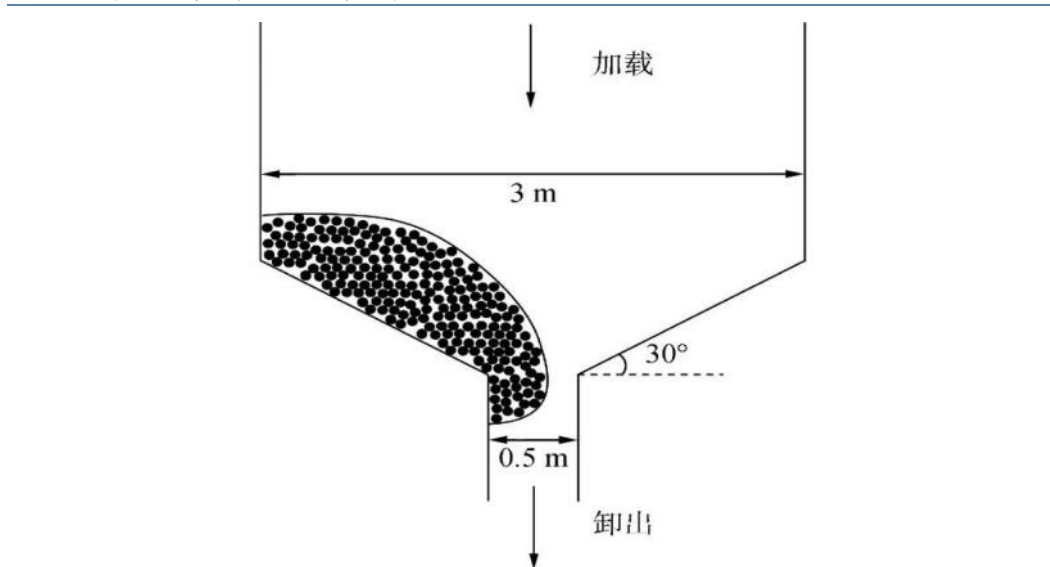
图表90：高温气冷堆反应堆压力壳主要部件



资料来源：张作义《模块式高温气冷堆核电站》，华泰研究

高温气冷堆能够不停堆换料提高燃耗深度/固有安全性高/应用范围广泛，但堆芯功率分布不均并且燃料元件成本高。高温气冷堆的优点在于：可以通过装卸料机构实现不停堆连续装卸核燃料，卸出的乏燃料球如果没有达到预定燃料深度可以再送回堆内使用，实现高燃耗深度并提高反应堆可利用率；结构材料由石墨和碳块组成，熔点都在 3000°C 以上，而反应堆内燃料最高温度接近 1600°C ，因此具有固有安全性，不会发生堆芯熔毁；冷却剂出口温度高，可达到 $700-950^{\circ}\text{C}$ ，不仅可以用于高效发电，还可以提供高温工艺热以及核能制氢。其缺点在于：反应堆运行过程中，球形燃料从上向下移动，燃料燃耗从上到下加深，造成堆芯功率分布不均匀；燃料元件制备工艺复杂，技术难度大，成本高；较高的出口温度对材料的选择和性能提出了更高要求。

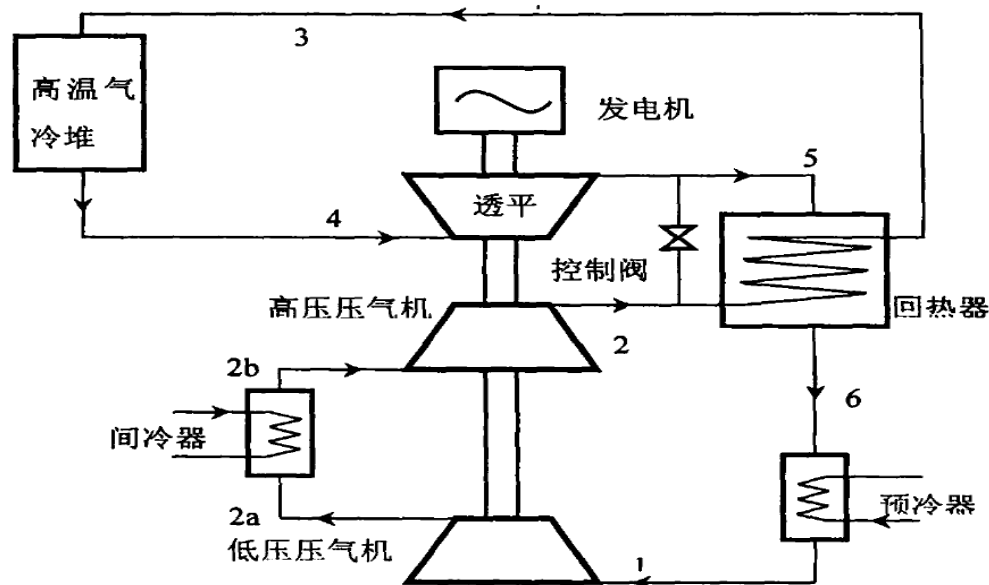
图表91：高温气冷堆能够实现不停堆换料



资料来源：严安《高温气冷堆换料过程的球流数值模拟与分析》，华泰研究

高温气冷堆未来可采用氦气透平直接循环替代蒸汽朗肯循环，进一步提高热效率。在低压气机中压缩了的氦气流经中间冷却器，冷却后进入高压气机。在高压气机中压缩以后，氦气流入回热器高压侧，在回热器中被从透平机进入预冷器的氦气加热，随后进入高温气冷堆反应堆。在反应堆中被加热到预定温度的氦气进入透平机（又称涡轮机）中膨胀而做功，做功后的氦气流过回热器低压侧并部分的冷却后进入预冷器冷却到初始温度以后进入低压气机重复循环。

图表92：高温气冷堆可采用氦气透平直接循环提高热效率



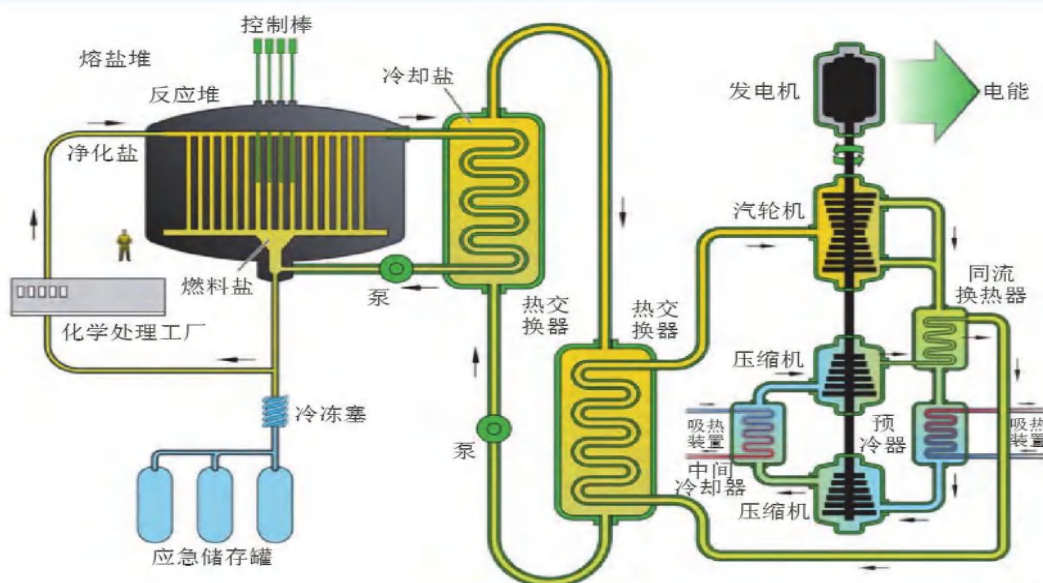
资料来源：周佳慧《高温气冷堆氦气轮机基本特性的研究》，华泰研究

熔盐堆（MSR）：利用丰富的钍基燃料，对材料腐蚀性较强

熔盐堆是第四代核电中唯一采用液态燃料的反应堆。熔盐堆堆芯使用铀、钍或钷的某种氟化物与载体盐结合构成的低熔点共熔体作为燃料，以熔融盐氟化物作为冷却剂，石墨作为慢化剂。由于燃料本身就处于熔融状态，因此不存在堆芯熔毁事故，安全性高。

熔盐堆的工作流程为：含有裂变和可转换材料的燃料熔盐流入堆芯达到临界，堆芯内有上百根均匀排列、无包壳并带有通道的石墨元件组成燃料盐通道并兼作慢化剂，燃料熔盐在堆芯处发生裂变反应释放热量，并被自身吸收、带走。堆芯流出的高温燃料熔盐通过一次侧热交换器将热量传给二次侧冷却剂熔盐，再通过二次侧热交换器传给三回路的氦气进行发电。

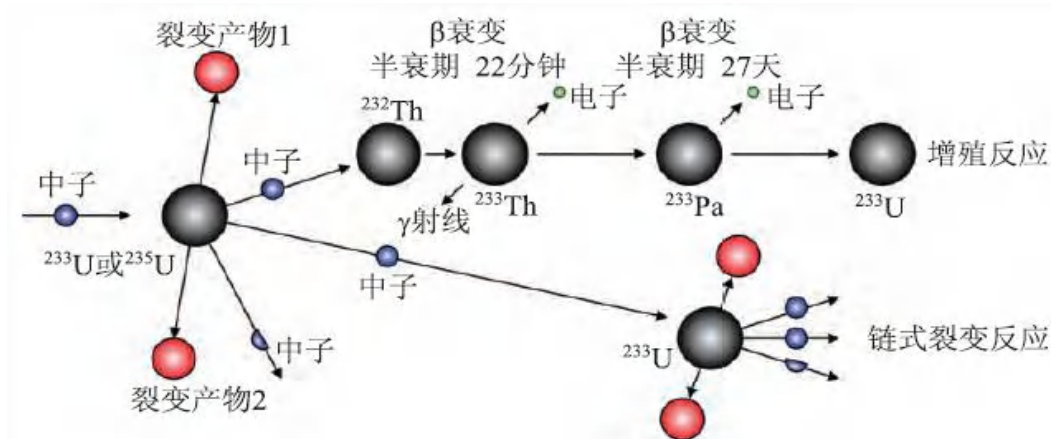
图表93：钍基熔盐堆工作原理示意图



资料来源：蔡翔舟《钍基熔盐堆核能系统》，华泰研究

熔盐堆可燃烧钍基核燃料实现增殖，降低对铀资源的需求。为了解决铀燃料短缺问题，一方面可以走快堆模式，提高铀基核燃料的利用率；另一方面可开发利用储量大于铀基核燃料的钍基核燃料，地球上钍资源的总储量是铀资源的 3-4 倍。**钍基熔盐堆增殖原理：**Th-232 吸收一个中子后变为 Th-233，再经过两次 β 衰变后变为 U-233，U-233 在热谱、超热谱以及快谱内都有较大的有效裂变中子数，吸收中子后发生裂变释放更多中子，进一步被 Th-232 吸收，因此钍基燃料在热中子堆中也能实现增殖

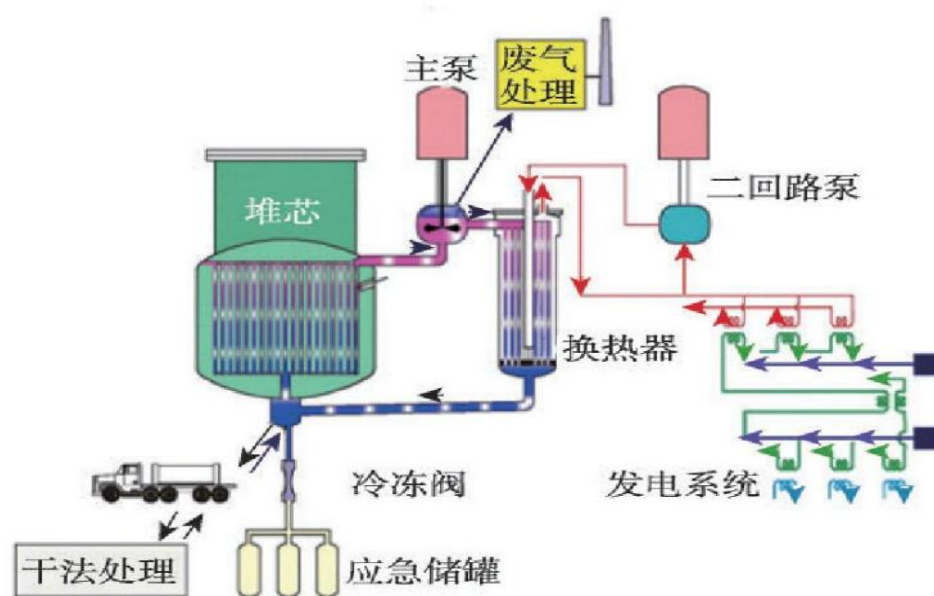
图表94：熔盐堆通过 Th-232 和 U-233 转化可实现燃料增殖



这资料来源：蔡翔舟《钍基熔盐堆核能系统》，华泰研究

熔盐堆采用三回路系统，第三回路为氦气透平直接循环。熔盐堆主要由堆本体、回路系统、热交换器、燃料盐后处理系统、发电系统及其他设备构成。堆本体主要由堆芯活性区、反射层、熔盐腔室/熔盐通道、熔盐导流层、哈氏合金包壳等组成，反应性控制系统、堆内相关测量系统、堆芯冷却剂流道等布置在堆本体相应的结构件中，用于容纳堆芯中的石墨熔盐组件、堆内构件及相关的操作与控制设施。回路系统由一回路带出堆芯热能，二回路将一回路熔盐热量传递给第三个氦气回路推动氦气轮机做功发电。燃料盐后处理系统包括热室及其工艺研究设备、涉 Be 尾气处理系统、放射性三废处理系统及其他辅助系统，主要功能是对辐照后的液态燃料盐进行在线后处理，回收并循环利用燃料和载体盐。

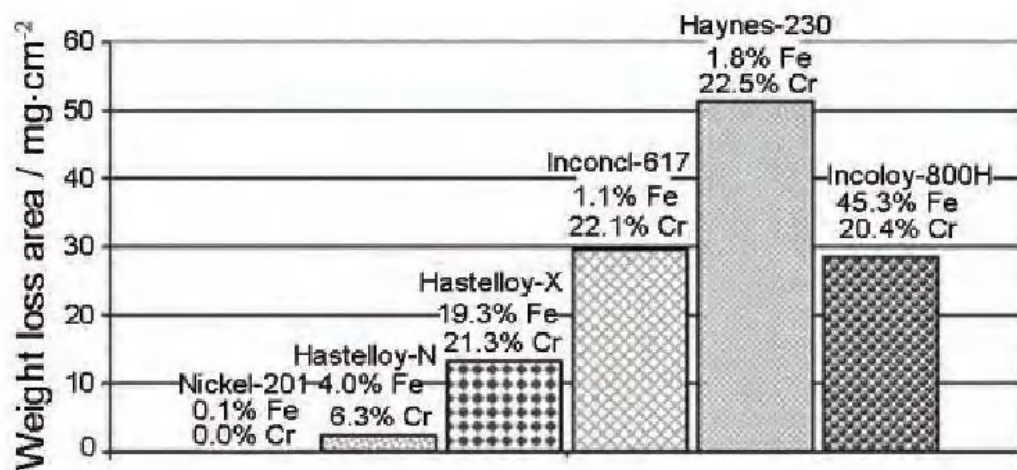
图表95：熔盐堆原理图



资料来源：徐洪杰《钍基熔盐堆和核能综合利用》，华泰研究

熔盐堆不存在堆芯熔毁风险/燃料在线处理可减少放射性，但熔盐腐蚀性强/结构和安全设计缺乏经验。熔盐堆的优势在于：燃料本身是熔化的，无需专门制作固体燃料组件，也不存在堆芯熔化风险；如果反应堆容器、泵或管道破裂，熔盐在环境温度下会急剧降温凝固而停止反应，防止事故进一步扩展；产生的裂变产物可以连续地被移入化学处理厂进行在线处理，避免了放射性废物长期贮存在堆内，降低放射性安全风险。其缺点在于：燃料盐腐蚀性强，直接接触管壁，管壁受到的中子通量高，对管壁具有腐蚀作用；燃料盐的流动特性使得熔盐堆技术成为完全不同于其他固体燃料反应堆的一种全新核反应堆技术，尚无成熟的反应堆设计和安全分析方法以及安全评估规范可供借鉴。

图表96：熔盐对合金材料具有较强的腐蚀作用



注：不同合金在 FLiNaK 中 850°C 下腐蚀 500h 的质量损失

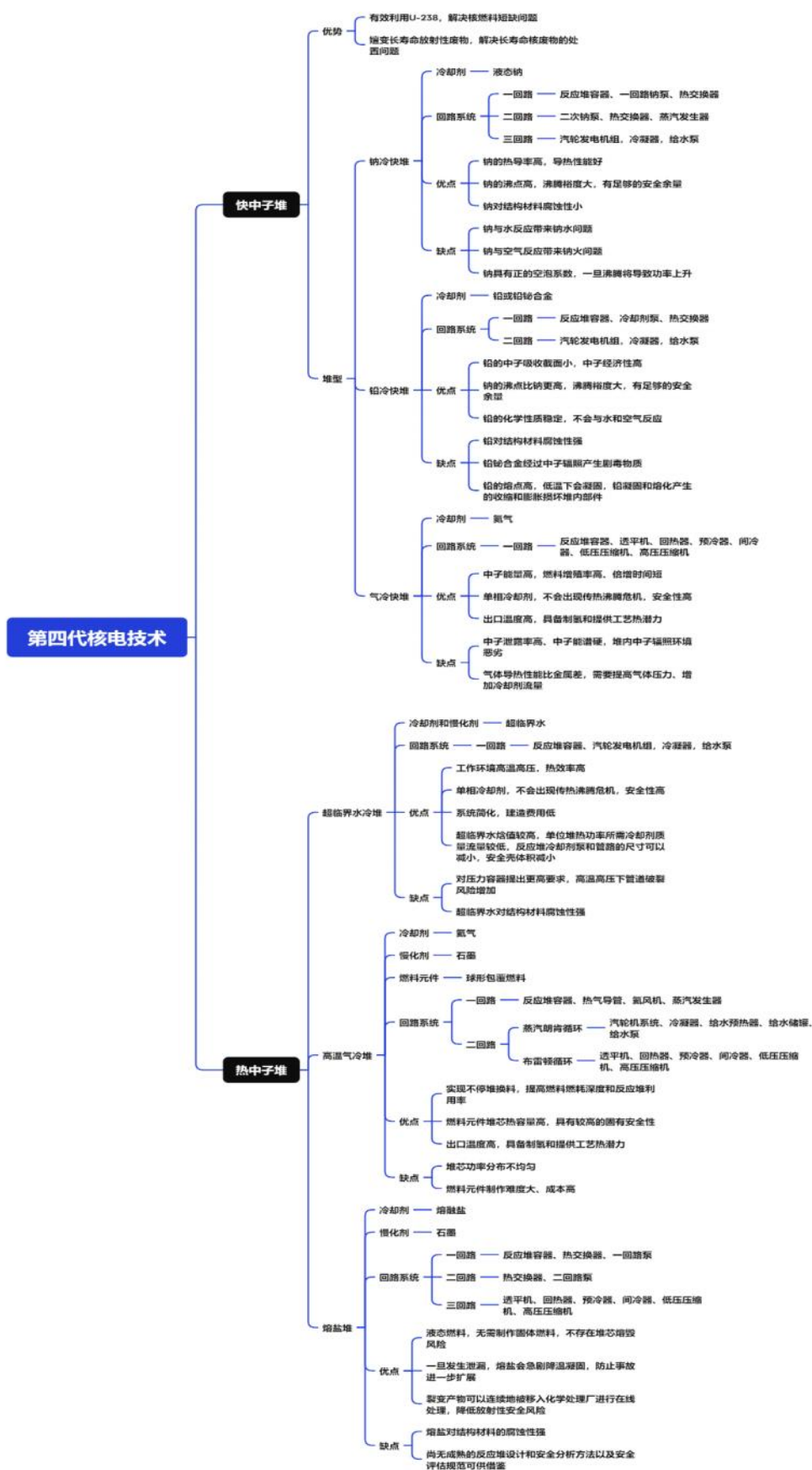
资料来源：徐雅欣《熔盐电堆的材料腐蚀》，华泰研究

小结：第四代核电采用创新性技术，中国高温气冷堆已实现商业化运行

GIF 最终筛选与推荐的六大四代核电技术发展方向为：钠冷快堆、铅冷快堆、气冷快堆、超临界水堆、高温气冷堆和熔盐堆，其中前三种为快中子堆，后三种为热中子堆。钠冷快堆用钠作冷却剂，导热性能好但存在钠火和钠水问题；铅冷快堆用铅作冷却剂，化学性质稳定但液态铅会腐蚀堆内构件；气冷快堆采用氦气透平直接循环提高热效率；超临界水堆采用单相流体，避免沸腾危机但存在腐蚀问题；高温气冷堆固有安全性高，具备制氢和其他热工艺潜力；熔盐堆采用液体燃料避免堆芯熔化但熔盐会腐蚀管壁。目前，中国已实现高温气冷堆的商业化运行。

第四代核电技术中，钠冷快堆、铅冷快堆、超临界水冷堆和高温气冷堆采用传统的蒸汽朗肯循环，气冷快堆和熔盐堆采用热效率更高的布雷顿循环。钠冷快堆、铅冷快堆、超临界水冷堆和高温气冷堆回路系统中的共有设备主要包括反应堆容器、汽轮机、凝汽器、给水泵等。其中钠冷快堆采用三回路系统，中间回路系统还包括一回路钠泵、二回路钠泵、蒸汽发生器和热交换器；铅冷快堆还包括蒸汽发生器和冷却剂泵；高温气冷堆使用氦气作为冷却剂，因此需要增加氦风机和热气导管。气冷快堆和熔盐堆回路系统中的共有设备主要包括反应堆容器、透平机、预冷器、间冷器、低压压缩机、高压压缩机等。其中熔盐堆采用三回路系统，回路系统还包括一、二回路的冷却剂泵和热交换器。

图表97：第四代核电技术小结



资料来源：张福民《浅谈第四代堆-钠冷快堆（SFR）的技术状况》、韩金盛《铅冷快堆研究综述》、黄彦平《气冷快堆概述》、黄彦平《超临界水冷堆》、张作义《模块式高温气冷堆核电站》、蔡翔舟《钍基熔盐堆核能系统》，华泰研究

总结：核岛设备基本通用，常规岛设备跟随热力循环变化

核电技术自 20 世纪 50 年代以来，依次经历了四代发展时期：

- 1) **第一代核电技术**是由美苏英法等国建造的首批原型堆或示范堆，功率密度普遍较小，主要目的是为了验证核能发电的可行性。
- 2) **第二代核电技术**在第一代核电技术可行性得到验证以后，对验证的机型实施了商业化、标准化、系列化、批量化建设，功率大幅提高。按照冷却剂和慢化剂的不同，可分为轻水堆和重水堆，轻水堆按照工作原理不同，又可分为沸水堆和压水堆。目前世界上仍在商业运行的核电站，绝大部分属于第二代核电技术。
- 3) **第三代核电技术**在第二代核电技术的基础上进一步提高安全性，主要通过设计非能动安全系统或先进的能动安全系统实现核电站的安全运行，包括先进压水堆和先进沸水堆，代表堆型为 AP1000、EPR、华龙一号、国和一号等。
- 4) **第四代核电技术**目标是解决核能经济性、安全性、废物处理和防核扩散问题，提出钠冷快堆、铅冷快堆、气冷快堆 3 种快中子堆以及超临界水冷堆、高温气冷堆、熔盐堆 3 种热中子堆。其中快中子堆能够有效利用铀资源，解决核燃料短缺问题，并且嬗变长寿命放射性废物，解决长寿命核废物的处置问题。目前中国已经建成全球第一座高温气冷堆商业示范堆。

图表98：四代核电技术演变

技术类型	特点	代表堆型
第一代核电技术	主要是原型堆和示范堆，功率较小，主要用于验证核电可行性	奥布涅斯克实验性石墨沸水堆核电站、希平港原型压水堆核电站等
第二代核电技术	功率大幅提高，实现商业化、标准化、系列化、批量化	沸水堆、压水堆、重水堆
第三代核电技术	采用非能动安全系统或能动的安全系统提高安全性	AP1000、EPR、华龙一号、国和一号、ABWR
第四代核电技术	目标是解决核能经济性、安全性、废物处理和防核扩散问题	钠冷快堆、铅冷快堆、气冷快堆、超临界水冷堆、高温气冷堆、熔盐堆

资料来源：中国核电网、张锐平《世界核电主要堆型技术沿革》，华泰研究

图表99：四代核电技术堆型及其特点

技术类型	核电站/反应堆名称	燃料	慢化剂	冷却剂	优点	缺点
第一代核电技术	奥布涅斯克实验性石墨沸水堆核电站	浓缩铀 (U-235)	石墨	轻水		功率低，建造成本高
	卡德豪尔原型天然铀石墨气冷堆核电站	天然铀 (U-235)	石墨	二氧化碳		
	希平港原型压水堆核电站	浓缩铀 (U-235)	轻水	轻水		
	天然铀石墨气冷堆核电站	天然铀 (U-235)	石墨	二氧化碳		
	天然铀重水堆核电站	天然铀 (U-235)	重水	重水		
第二代核电技术	压水堆	浓缩铀 (U-235)	轻水	轻水	结构紧凑，堆芯功率密度大；基建费用低、建设周期短；放射性元素的泄露少。	工作压力高，压力容器制作难度和费用高，管道破裂的风险增加；蒸汽发生器易故障，设备维修成本高。
	沸水堆	浓缩铀 (U-235)	轻水	轻水	系统简单，省去蒸汽发生器和稳压器，回路事故少；负反应性空泡系数，运行更稳定。	功率密度低；放射性元素泄露风险大；控制棒驱动结构在堆芯底部，风险大。
	重水堆	天然铀 (U-235)	重水	重水	中子经济性好；能够实现不停堆换料；可生产同位素 Co-60	体积大，功率密度低；重水价格昂贵且用量大
第三代核电技术	AP1000	浓缩铀 (U-235)	轻水	轻水	同压水堆	同压水堆
	EPR	浓缩铀 (U-235)	轻水	轻水		
	华龙一号	浓缩铀 (U-235)	轻水	轻水		
	先进沸水堆	浓缩铀 (U-235)	轻水	轻水	同沸水堆	同沸水堆
第四代核电技术	钠冷快堆	浓缩铀 (U-238、Pu-239)		钠	热导率高，导热性能好；钠沸点高，沸腾裕度大；常压下运行；对容器和管道材料腐蚀性小。	可能发生钠火反应；可能发生钠水反应；反应性空泡系数为正。
	铅冷快堆	浓缩铀 (U-238、Pu-239)		铅或铅铋合金	中子经济性好；铅沸点高，沸腾裕度大；铅基材料化学活性低。	铅基材料腐蚀性强；会产生剧毒物质 Po-210；常温下液态铅会凝固。
	气冷快堆	浓缩铀 (U-238、Pu-239)		氦气	增殖率高、燃料倍增时间短；不会出现两相沸腾危机；冷却剂出口温度高，用途广泛。	中子能谱硬，中子辐照环境恶劣；氦气导热能力不如水和液态金属。
	超临界水冷堆	浓缩铀 (U-235)	超临界水	超临界水	热效率高；不会发生两相沸腾危机；简化系统配置，建造费用低；管路尺寸和安全壳体体积小。	工作压力高，压力容器制作难度和费用高，管道破裂的风险增加；超临界水腐蚀性强。
	高温气冷堆	浓缩铀 (U-235)	石墨	氦气	可以实现连续换料；固有安全性高；冷却剂出口温度高，用途广泛。	堆芯功率分布不均匀；燃料制备复杂、难度大、成本高；对材料选择和性能提出更高要求。
	熔盐堆	浓缩铀 (U-235)	熔融盐	熔融盐	不存在堆芯熔化风险；熔盐常温下会凝固而停止反应；裂变产物可以在线处理。	熔盐腐蚀性强；全新技术，缺乏经验。

资料来源：中国核电网、《中国电力百科全书 核能及新能源发电卷》、中国核工业《了解沸水堆》、臧希年《核电厂系统及设备》、钱剑秋《CANDU 核电机组的特点与发展》、郭志锋《AP1000 的非能动安全系统》、P-Lauret《欧洲压水堆机组的特点》、荆春宁《“华龙一号”的设计理念与总体技术特征》、汪胜国《日本的改进型沸水堆 (ABWR)》、张福民《浅谈第四代堆-钠冷快堆 (SFR) 的技术状况》、韩金盛《铅冷快堆研究综述》、黄彦平《气冷快堆概述》、黄彦平《超临界水冷堆》、张作义《模块式高温气冷堆核电站》、蔡翔舟《钍基熔盐堆核能系统》，华泰研究

在硬件设备上，关键设备大致相同，不同堆型有各自增量设备：

- 1) **第二代核电**中共有设备包括反应堆容器、汽轮机、汽水分离再热器、凝汽器、凝结水泵、给水加热器、除氧器、疏水泵、给水泵等，由于压水堆和重水堆采用二回路系统，并且需要稳定堆内压力，增量设备包括蒸汽发生器、稳压器和冷却剂泵；沸水堆采用一回路系统，增量设备包括汽水分离器、蒸汽干燥器、喷射泵和再循环泵。
- 2) **第三代核电**在回路系统设备上与第二代核电并无太大变化，除先进沸水堆以内循环泵替代喷射泵和再循环泵外，其他设备相同。
- 3) **第四代核电**中钠冷快堆、铅冷快堆、超临界水冷堆和高温气冷堆回路系统中的共有设备主要包括反应堆容器、汽轮机、凝汽器、给水泵等。其中钠冷快堆采用三回路系统，中间回路系统还包括一回路钠泵、二回路钠泵、蒸汽发生器和热交换器；铅冷快堆还包括蒸汽发生器和冷却剂泵；高温气冷堆使用氦气作为冷却剂，因此需要增加氦风机和热气导管。气冷快堆和熔盐堆回路系统中的共有设备主要包括反应堆容器、透平机、预冷器、间冷器、低压压缩机、高压压缩机等。其中熔盐堆采用三回路系统，回路系统还包括一、二回路的冷却剂泵和热交换器。

图表100：四代核电的硬件设备



资料来源：臧希年《核电厂系统及设备》、钱剑秋《CANDU 核电机组的特点与发展》、张福民《浅谈第四代堆-钠冷快堆（SFR）的技术状况》、韩金盛《铅冷快堆研究综述》、黄彦平《气冷快堆概述》、黄彦平《超临界水冷堆》、张作义《模块式高温气冷堆核电站》、蔡翔舟《钍基熔盐堆核能系统》，华泰研究

核电站建造：建设周期5年以上，2024年设备市场或达672亿

建设流程：可分为土建施工、设备安装、系统调试三个阶段

核电站建设过程可以划分为前期准备和施工两个阶段，其中施工阶段又分为土建施工、设备安装和系统调试三个阶段：

（1）前期准备阶段

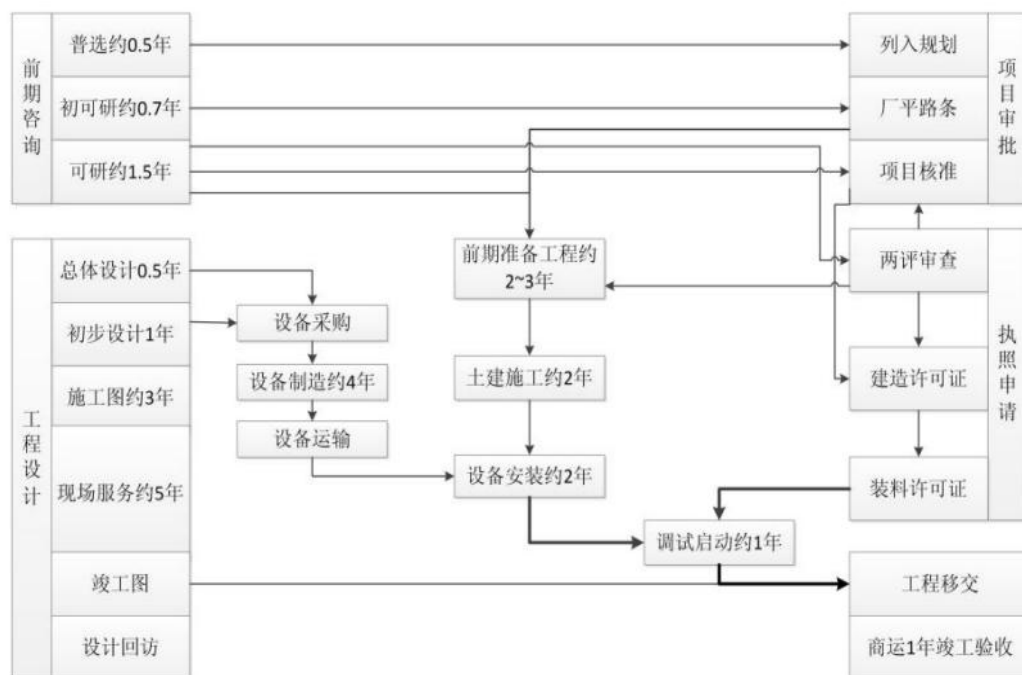
核电站第一罐混凝土浇筑日（FCD）之前为前期筹备阶段，主要包括以下几个流程：

- 1) **厂址普选**：综合考虑区域能源需求、安全可靠、环境相容性和经济合理性等因素，选择几个符合要求的备选厂址。
- 2) **初步可行性研究**：在厂址选择完成后，需要对几个候选厂址进行全面比较并提出推荐厂址，编制初步可行性报告并经政府主管部门审查。
- 3) **发改委审批**：在经补充与完善的初步可行性研究报告获得正式批准后，上报核电项目建议书，经过发改委审查批准后，列入国家核电项目发展规划，获得“路条”（发改委同意开展核电工程前期工作的批文）。获得“路条”意味着可以开展四通一平（通路、通电、通水、通信与场地平整）、负挖等前期准备工程。
- 4) **可行性研究**：对厂址地区进行深入的实质性工作，进一步证明厂址在技术、经济、核安全与环境方面的合理性，编制可行性报告并经过主管部门通过，包括厂址选择报告、环境影响报告、职业安全卫生评价报告与各种必要的专题试验报告。
- 5) **获得建造许可证**：通过《环境影响报告书（选址阶段）》和《厂址安全分析报告》两评报告审查后，有望能够获得建造许可证。通常以**第一罐混凝土浇筑日（FCD）**作为前期准备工作结束的标志。

（2）施工阶段

- 1) **土建施工阶段**：第一罐混凝土浇筑日（FCD）与穹顶吊装之间为土建施工阶段，该阶段是对核岛和常规岛的土建工程部分进行施工。
- 2) **设备安装阶段**：穹顶吊装至一回路水压试验开始为设备安装阶段，该阶段主要是安装核岛和常规岛的各类设备、线路和管道。在设备安装顺序上，以**开源压水堆核电站 open100**为例，对于核岛设备，先安装反应堆，随后同步开始蒸汽发生器、稳压器的安装，之后再安装冷却剂循环泵；对于常规岛设备，先安装凝汽器，再同时安装凝结水泵、给水泵和辅助冷却水泵，随后安装汽轮机，在汽轮机安装期间开始除氧器和给水加热器的安装；此外，在设备安装的同时需要完成管道和电缆的铺设。
- 3) **系统调试阶段**：一回路水压试验至性能试验结束并商业运行为系统调试阶段，该阶段对已安装的部件和系统投入运行并进行性能验证，以确认符合设计要求、满足性能标准。在装料之前的试验包括单体试验（测试单个设备或系统）、联合试验（测试整个系统）、水压试验（也称冷试，对反应堆冷却剂系统进行的压力测试）以及热态试验（也称热试，升温升压至热停堆工况下进行试验）；装料之后的试验包括临界试验（测试核反应堆首次达到临界状态）、各功率平台试验（测试在不同功率下的运行状态）以及性能试验（测试输出功率、热效率等性能）。

图表101：核电站建设流程图



资料来源：汪南《基于风险管理的H核电项目调试进度控制方案研究》，华泰研究

2024 年核电设备市场有望达 672 亿, 关注压力容器/蒸汽发生器/阀门等设备

核电项目工程造价一般分为工程基础价、工程固定价和工程建成价：

- 1) 工程基础价**，包括建筑工程费、安装工程费、设备购置费、工程其他费用、计入建设投资的首炉燃料费和基本预备费用组成，是以基准日期价格计算的工程投资额。
- 2) 工程固定价=工程基础价+价差预备费。**
- 3) 工程建成价=工程固定价+建设期利息=工程基础价+价差预备费+建设期利息。**

根据《核电项目全寿命周期成本控制研究》，在第三代核电站中，工程基础价一般占工程建成价的 85% 左右。其中，设备购置费包括核岛和常规岛内各类设备的购置费用，大约占建成价的 37%，是核电站建设中成本占比最大的一项；工程其他费用包括建设场地征用及清理费、前期工作费、项目建设管理费、工程勘察设计与技术服务费，生产准备费、联合试运转费等，占比超过 15%，是核电站建设中的第二大费用；建筑工程费大约占建成价的 15% 左右，是占比第三大的费用。

图表102：CAP1000 和华龙一号核电项目成本构成

工程或费用名称	CAP1000 标准化设计		华龙一号	
	元/kW	分项比例 (%)	元/kW	分项比例 (%)
1.建筑工程费	2072	14.8	2661	15.3
2.设备购置费	5166	36.9	6713	38.6
3.安装工程费	1036	7.4	2209	12.7
4.工程其他费用	3220	23	2730	15.7
5.首炉燃料费	476	3.4	713	4.1
6.基本预备费	434	3.1	887	5.1
7.扣减国内增值税	-588	-4.2	-1026	-5.9
8.工程基础价 (=1+2+3+4+5+6+7)	11816	84.4	14886	85.6
9.价差预备费	126	0.9	35	0.2
10.工程固定价 (=8+9)	11942	85.3	14921	85.8
11.建设期贷款利息	2058	14.7	2469	14.2
12.工程建成价 (=10+11)	14000	100	17390	100

资料来源：周有胜《核电项目全寿命周期成本控制研究》，华泰研究

假设常态化年均 10 台机组的审批，保守估计 2024 年核电设备市场空间有望达 672 亿元。根据战略组《能源转型系列报告：全球核电再启动，铀矿“十年等一回”》(2024 年 5 月 10 日)，我们同样假设未来年均常态化审批 10 台机组，保守估计每台机组装机容量为 1100MW。根据《核电项目全寿命周期成本控制研究》，我们假设单 KW 造价为 1.7 万元，设备购置费占比 37%。考虑设备 2 年的安装时间，市场空间我们取今年和去年的平均值计算，2024 年核电设备市场空间有望达 672 亿元。我们认为，随着核电审批常态化的推进，核电设备有望显著受益。

图表103：假设每年常态化审批 10 台机组，2024 年核电设备市场空间有望达 672 亿元

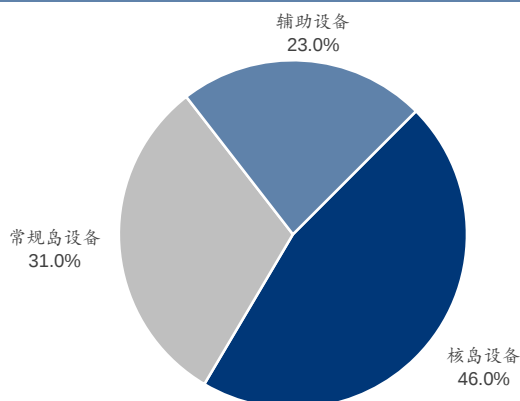
	2022	2023	2024E	2025E	2026E	2027E	2028E	2029E	2030E
年审批机组数量（台）	10	10	10	10	10	10	10	10	10
单台机组容量（MW）	1100	1100	1100	1100	1100	1100	1100	1100	1100
单 KW 造价（万元）	1.7	1.7	1.6	1.6	1.5	1.5	1.4	1.4	1.4
设备购置费占比	37%	37%	37%	37%	37%	37%	37%	37%	37%
核电设备市场空间（亿元）		692	672	651	631	611	590	570	570

注：保守估计每台机组容量为 1100MW，单 KW 造价 1.7 万元。设备市场空间考虑 2 年的设备安装时间后，取今年和去年市场空间平均值计算

资料来源：周有胜《核电项目全寿命周期成本控制研究》，华泰研究预测

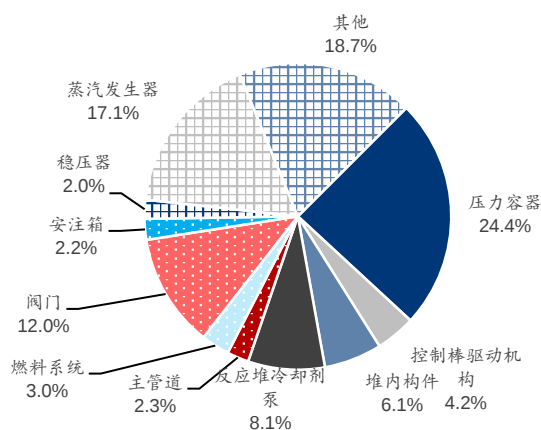
核岛中压力容器/蒸汽发生器/阀门价值量占比靠前，核电设备已基本实现国产化。据智研咨询，2022 年中国核电设备行业市场规模突破 400 亿元，其中核岛设备约占 45.99%，常规岛设备约占 31.00%，辅助设备约占 23.02%，而在核岛设备中，压力容器占比最大，高达 24.4%，其次为蒸汽发生器和阀门，占比分别为 17.1%和 12.0%；在常规岛设备中，汽轮机占比最大，高达 24.0%，其次为发电机和汽水分离再加热器，占比分别为 18.5%和 12.2%。在全球首座投运的第四代高温气冷堆核电站中，设备国产化率达 93.4%；自主的第三代核电站综合国产化率达到 90%以上，我国核电设备已基本实现国产化。

图表104：2022 年核岛设备价值量占比 46%左右



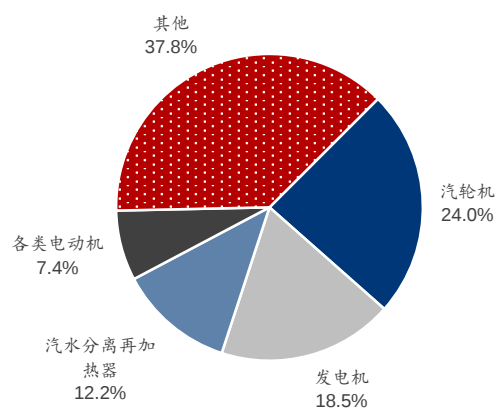
资料来源：智研咨询，华泰研究

图表105：2022年压力容器在核岛设备中价值量占比约24%



资料来源：智研咨询，华泰研究

图表106：2022年汽轮机在常规岛设备中价值量占比约24%



资料来源：智研咨询，华泰研究

参与者中国企较多，细分领域民企活跃。核级设备相比普通设备，技术门槛相对较高。其核级设备需有耐辐射、耐高温的特性，并具备优异的安全性及可靠性；由于核级设备涉及公共安全问题，获取设备设计制造资质难度高。核岛设备市场中，堆内构件、蒸汽发生器、压力容器三类核岛核心设备领域，国企占主导地位。此类设备技术工艺要求高，属于重型机械，需要企业具备较高的大型机械生产能力。少部分民企进入核岛中的主管道核级阀门与主泵领域。常规岛中的汽轮发电机组、汽水再分离器与冷凝器也属于政府重点监管设备领域，市场以国企为主。阀门、凝汽器、水泵等常规岛非核心设备民营企业参与度高。核电辅助设备我国2015年开启核三级设备市场化，多数民营企业获得设计制造资质，因此辅助设备领域民营企业参与度高且市场竞争较为激烈。

图表107：核电设备参与公司

分类	具体设备	参与公司
核岛	反应堆压力容器	中国一重、哈电集团、科新机电等
	主管道	中国一重、国机重装等
	蒸汽发生器	中国一重等
	核级阀门	江苏神通、中核科技、纽威股份等
	主泵	湘电集团、大元泵业等
	堆内构件	中国一重、国机重装等
	其他	中密控股、申菱环境等
常规岛	汽轮发电机组	哈电集团等
	汽水再分离器	国企为主
	冷凝器	哈电集团等
	其他	兰石重装、杭齿前进、春晖智控、海鸥股份等
BOP	暖通系统	南风股份、盈峰环境、金盾股份、山东章鼓、克莱特等
	其他	华明装备、派克新材、华荣股份、瑞迪智驱、长盛轴承、崇德科技、博盈特焊、景业智能、腾达科技、川润股份、海锅股份、中环海陆、申科股份、力源科技等

资料来源：头豹研究院、各公司公告，华泰研究

图表108：报告提及公司

公司	代码	公司	代码	公司	代码
中国一重	601106 CH	科新机电	300092 CH	杭齿前进	601177 CH
江苏神通	002438 CH	大元泵业	603757 CH	金盾股份	300411 CH
中密控股	300470 CH	克莱特	831689 CH	湘电集团	未上市
哈电集团	未上市	瑞迪智驱	301596 CH	春晖智控	300943 CH
兰石重装	603169 CH	长盛轴承	300718 CH	山东章鼓	002598 CH
南风股份	300004 CH	崇德科技	301548 CH	派克新材	605123 CH
华明装备	002270 CH	博盈特焊	301468 CH	佳电股份	000922 CH
中核科技	000777 CH	景业智能	688290 CH	海鸥股份	603269 CH
中菱环境	301018 CH	腾达科技	001379 CH	华荣股份	603855 CH
盈峰环境	000967 CH	川润股份	002272 CH	申科股份	002633 CH
国机重装	601399 CH	海锅股份	301063 CH	力源科技	688565 CH
纽威股份	603699 CH	中环海陆	301040 CH		

资料来源：，华泰研究

风险提示

- 1) 核燃料泄漏风险：核电站中放射性核燃料可能泄露，一旦泄露将对周边生物产生危害，也将对核电站建设产生不利影响。
- 2) 机组核准数量不及预期风险：若核电机组审批数量不及预期，核电专用设备行业将受到显著不利影响。
- 3) 技术进步不及预期风险：安全是核电站发展的前提，若核电站技术进步不及预期，将影响核电站安全性及经济性的提高，将显著影响先进核电站的建设。

免责声明

分析师声明

本人，倪正洋，兹证明本报告所表达的观点准确地反映了分析师对标的证券或发行人的个人意见；彼以往、现在或未来并未就其研究报告所提供的具体建议或所表达的意见直接或间接收取任何报酬。

一般声明及披露

本报告由华泰证券股份有限公司（已具备中国证监会批准的证券投资咨询业务资格，以下简称“本公司”）制作。本报告所载资料是仅供接收人的严格保密资料。本公司及其客户和其关联机构使用。本公司不因接收人收到本报告而视其为客户。

本报告基于本公司认为可靠的、已公开的信息编制，但本公司及其关联机构（以下统称为“华泰”）对该等信息的准确性及完整性不作任何保证。

本报告所载的意见、评估及预测仅反映报告发布当日的观点和判断。在不同时期，华泰可能会发出与本报告所载意见、评估及预测不一致的研究报告。同时，本报告所指的证券或投资标的的价格、价值及投资收入可能会波动。以往表现并不能指引未来，未来回报并不能得到保证，并存在损失本金的可能。华泰不保证本报告所含信息保持在最新状态。华泰对本报告所含信息可在不发出通知的情形下做出修改，投资者应当自行关注相应的更新或修改。

本公司不是 FINRA 的注册会员，其研究分析师亦没有注册为 FINRA 的研究分析师/不具有 FINRA 分析师的注册资格。

华泰力求报告内容客观、公正，但本报告所载的观点、结论和建议仅供参考，不构成购买或出售所述证券的要约或招揽。该等观点、建议并未考虑到个别投资者的具体投资目的、财务状况以及特定需求，在任何时候均不构成对客户私人投资建议。投资者应当充分考虑自身特定状况，并完整理解和使用本报告内容，不应视本报告为做出投资决策的唯一因素。对依据或者使用本报告所造成的一切后果，华泰及作者均不承担任何法律责任。任何形式的分享证券投资收益或者分担证券投资损失的书面或口头承诺均为无效。

除非另行说明，本报告中所引用的关于业绩的数据代表过往表现，过往的业绩表现不应作为日后回报的预示。华泰不承诺也不保证任何预示的回报会得以实现，分析中所做的预测可能是基于相应的假设，任何假设的变化可能会显著影响所预测的回报。

华泰及作者在自身所知情的范围内，与本报告所指的证券或投资标的不存在法律禁止的利害关系。在法律许可的情况下，华泰可能会持有报告中提到的公司所发行的证券头寸并进行交易，为该公司提供投资银行、财务顾问或者金融产品等相关服务或向该公司招揽业务。

华泰的销售人员、交易人员或其他专业人士可能会依据不同假设和标准、采用不同的分析方法而口头或书面发表与本报告意见及建议不一致的市场评论和/或交易观点。华泰没有将此意见及建议向报告所有接收者进行更新的义务。华泰的资产管理部门、自营部门以及其他投资业务部门可能独立做出与本报告中的意见或建议不一致的投资决策。投资者应当考虑到华泰及/或其相关人员可能存在影响本报告观点客观性的潜在利益冲突。投资者请勿将本报告视为投资或其他决定的唯一信赖依据。有关该方面的具体披露请参照本报告尾部。

本报告并非意图发送、发布给在当地法律或监管规则下不允许向其发送、发布的机构或人员，也并非意图发送、发布给因可得到、使用本报告的行为而使华泰违反或受制于当地法律或监管规则的机构或人员。

本报告版权仅为本公司所有。未经本公司书面许可，任何机构或个人不得以翻版、复制、发表、引用或再次分发他人（无论整份或部分）等任何形式侵犯本公司版权。如征得本公司同意进行引用、刊发的，需在允许的范围内使用，并需在使用前获取独立的法律意见，以确定该引用、刊发符合当地适用法规的要求，同时注明出处为“华泰证券研究所”，且不得对本报告进行任何有悖原意的引用、删节和修改。本公司保留追究相关责任的权利。所有本报告中使用的商标、服务标记及标记均为本公司的商标、服务标记及标记。

中国香港

本报告由华泰证券股份有限公司制作，在香港由华泰金融控股（香港）有限公司向符合《证券及期货条例》及其附属法律规定的机构投资者和专业投资者的客户进行分发。华泰金融控股（香港）有限公司受香港证券及期货事务监察委员会监管，是华泰国际金融控股有限公司的全资子公司，后者为华泰证券股份有限公司的全资子公司。在香港获得本报告的人员若有任何有关本报告的问题，请与华泰金融控股（香港）有限公司联系。

香港-重要监管披露

- 华泰金融控股（香港）有限公司的雇员或其关联人士没有担任本报告中提及的公司或发行人的高级人员。
- 有关重要的披露信息，请参华泰金融控股（香港）有限公司的网页 https://www.htsc.com.hk/stock_disclosure 其他信息请参见下方 “美国-重要监管披露”。

美国

在美国本报告由华泰证券（美国）有限公司向符合美国监管规定的机构投资者进行发表与分发。华泰证券（美国）有限公司是美国注册经纪商和美国金融业监管局（FINRA）的注册会员。对于其在美国分发的研究报告，华泰证券（美国）有限公司根据《1934 年证券交易法》（修订版）第 15a-6 条规定以及美国证券交易委员会人员解释，对本研究报告内容负责。华泰证券（美国）有限公司联营公司的分析师不具有美国金融监管（FINRA）分析师的注册资格，可能不属于华泰证券（美国）有限公司的关联人员，因此可能不受 FINRA 关于分析师与标的公司沟通、公开露面和所持交易证券的限制。华泰证券（美国）有限公司是华泰国际金融控股有限公司的全资子公司，后者为华泰证券股份有限公司的全资子公司。任何直接从华泰证券（美国）有限公司收到此报告并希望就本报告所述任何证券进行交易的人士，应通过华泰证券（美国）有限公司进行交易。

美国-重要监管披露

- 分析师倪正洋本人及相关人士并不担任本报告所提及的标的证券或发行人的高级人员、董事或顾问。分析师及相关人士与本报告所提及的标的证券或发行人并无任何相关财务利益。本披露中所提及的“相关人士”包括 FINRA 定义下分析师的家庭成员。分析师根据华泰证券的整体收入和盈利能力获得薪酬，包括源自公司投资银行业务的收入。
- 华泰证券股份有限公司、其子公司和/或其联营公司，及/或不时会以自身或代理形式向客户出售及购买华泰证券研究所覆盖公司的证券/衍生工具，包括股票及债券（包括衍生品）华泰证券研究所覆盖公司的证券/衍生工具，包括股票及债券（包括衍生品）。
- 华泰证券股份有限公司、其子公司和/或其联营公司，及/或其高级管理层、董事和雇员可能会持有本报告中所提到的任何证券（或任何相关投资）头寸，并可能不时进行增持或减持该证券（或投资）。因此，投资者应该意识到可能存在利益冲突。

新加坡

华泰证券（新加坡）有限公司持有新加坡金融管理局颁发的资本市场服务许可证，可从事资本市场产品交易，包括证券、集体投资计划中的单位、交易所交易的衍生品合约和场外衍生品合约，并且是《财务顾问法》规定的豁免财务顾问，就投资产品向他人提供建议，包括发布或公布研究分析或研究报告。华泰证券（新加坡）有限公司可能会根据《财务顾问条例》第 32C 条的规定分发其在华泰内的外国附属公司各自制作的信息/研究。认可投资者、专家投资者或机构投资者使用，华泰证券（新加坡）有限公司不对本报告内容承担法律责任。如果您是非预期接收者，请您立即通知并直接将本报告返回给华泰证券（新加坡）有限公司。本报告的新加坡接收者应联系您的华泰证券（新加坡）有限公司关系经理或客户主管，了解来自或与所述分发的信息相关的事宜。

评级说明

投资评级基于分析师对报告发布日后 6 至 12 个月内行业或公司回报潜力（含此期间的股息回报）相对基准表现的预期（A 股市场基准为沪深 300 指数，香港市场基准为恒生指数，美国市场基准为标普 500 指数，台湾市场基准为台湾加权指数，日本市场基准为日经 225 指数），具体如下：

行业评级

增持：预计行业股票指数超越基准

中性：预计行业股票指数基本与基准持平

减持：预计行业股票指数明显弱于基准

公司评级

买入：预计股价超越基准 15% 以上

增持：预计股价超越基准 5%~15%

持有：预计股价相对基准波动在-15%~5%之间

卖出：预计股价弱于基准 15% 以上

暂停评级：已暂停评级、目标价及预测，以遵守适用法规及/或公司政策

无评级：股票不在常规研究覆盖范围内。投资者不应期待华泰提供该等证券及/或公司相关的持续或补充信息

法律实体披露

中国: 华泰证券股份有限公司具有中国证监会核准的“证券投资咨询”业务资格, 经营许可证编号为: 91320000704041011J

香港: 华泰金融控股(香港)有限公司具有香港证监会核准的“就证券提供意见”业务资格, 经营许可证编号为: AOK809

美国: 华泰证券(美国)有限公司为美国金融业监管局(FINRA)成员, 具有在美国开展经纪交易商业业务的资格, 经营业务许可编号为: CRD#:298809/SEC#:8-70231

新加坡: 华泰证券(新加坡)有限公司具有新加坡金融管理局颁发的资本市场服务许可证, 并且是豁免财务顾问。公司注册号: 202233398E

华泰证券股份有限公司**南京**

南京市建邺区江东中路228号华泰证券广场1号楼/邮政编码: 210019

电话: 86 25 83389999/传真: 86 25 83387521

电子邮件: ht-rd@htsc.com

深圳

深圳市福田区益田路5999号基金大厦10楼/邮政编码: 518017

电话: 86 755 82493932/传真: 86 755 82492062

电子邮件: ht-rd@htsc.com

北京

北京市西城区太平桥大街丰盛胡同28号太平洋保险大厦A座18层/

邮政编码: 100032

电话: 86 10 63211166/传真: 86 10 63211275

电子邮件: ht-rd@htsc.com

上海

上海市浦东新区东方路18号保利广场E栋23楼/邮政编码: 200120

电话: 86 21 28972098/传真: 86 21 28972068

电子邮件: ht-rd@htsc.com

华泰金融控股(香港)有限公司

香港中环皇后大道中99号中环中心53楼

电话: +852-3658-6000/传真: +852-2567-6123

电子邮件: research@htsc.com

http://www.htsc.com.hk

华泰证券(美国)有限公司

美国纽约公园大道280号21楼东(纽约10017)

电话: +212-763-8160/传真: +917-725-9702

电子邮件: Huatai@htsc-us.com

http://www.htsc-us.com

华泰证券(新加坡)有限公司

滨海湾金融中心1号大厦, #08-02, 新加坡 018981

电话: +65 68603600

传真: +65 65091183

©版权所有2024年华泰证券股份有限公司