

- 0-个人简介
- **1-中国核电技术的发展**
 - 1.1-核能的发展
 - 1.2-三次核事故
 - 1.3-先进反应堆简介
- **2-一带一路所带来的机遇**

- 1938年，德国科学家**哈恩**等人发现，用中子轰击铀的原子核，会发生分裂
- 1939年证实裂变过程中产生中子，可能导致链式反应
- 1942年世界上第一座反应堆—“**PILE**”（美国芝加哥大学）
- 1942年美国曼哈顿计划—原子弹
- 1954年第一座核电厂—前苏联奥布宁斯克





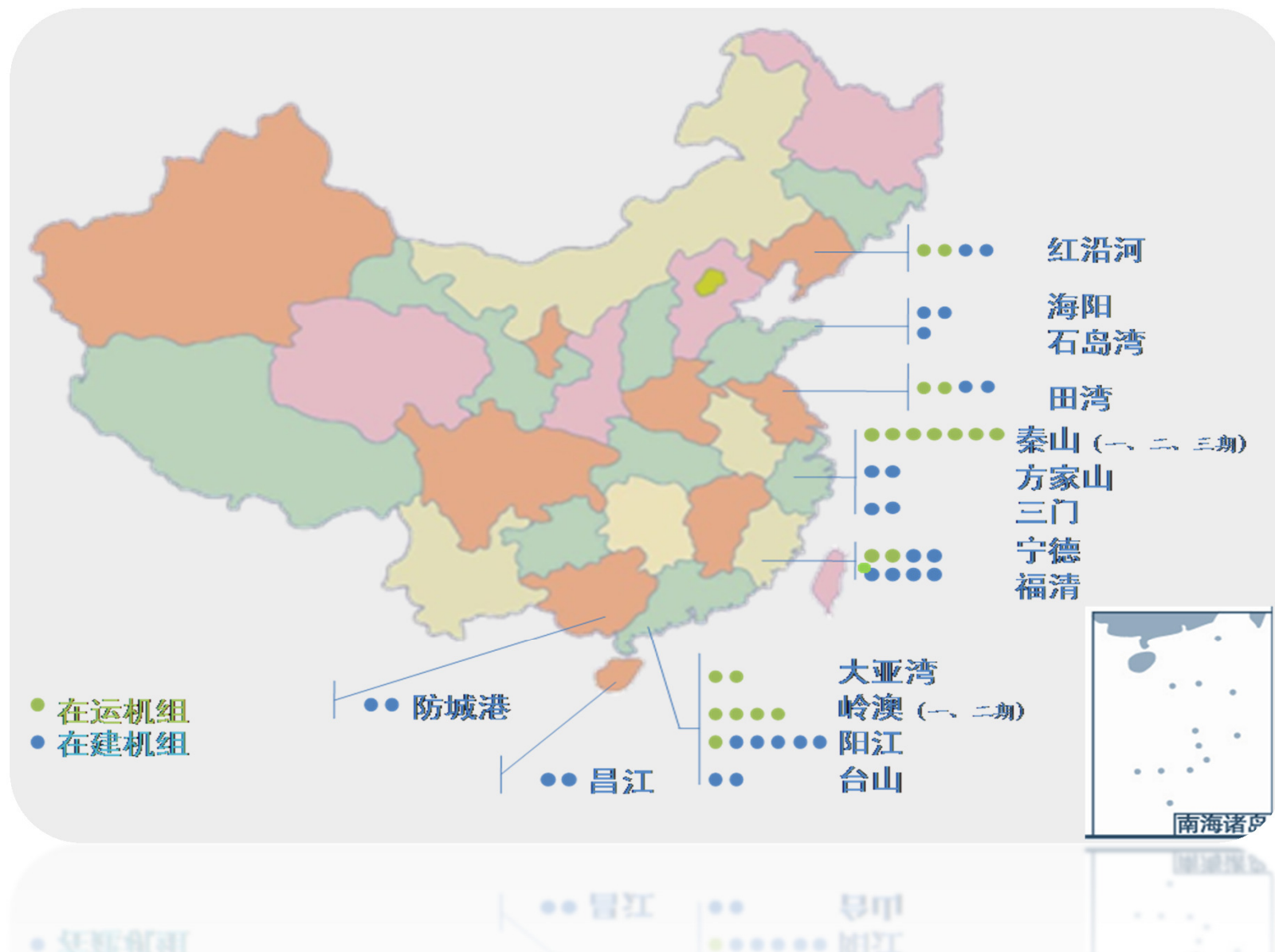
1.1.2-美国核能发展



- 1958年我国第一座反应堆（实验性重水反应堆）建成于中国原子能院
- 1964年10月中国第一颗原子弹爆炸成功
- 1991年12月中国大陆第一座核电厂并网发电
- 我国是世界上第7个自主设计建造核电的国家



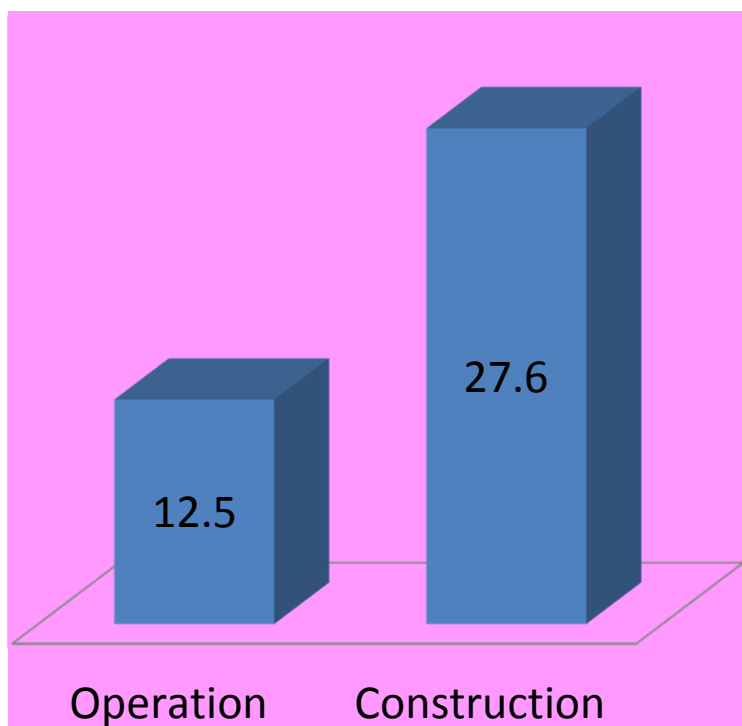
现在中国核电厂的分布



中国核电的中长期规划(2012-2020)

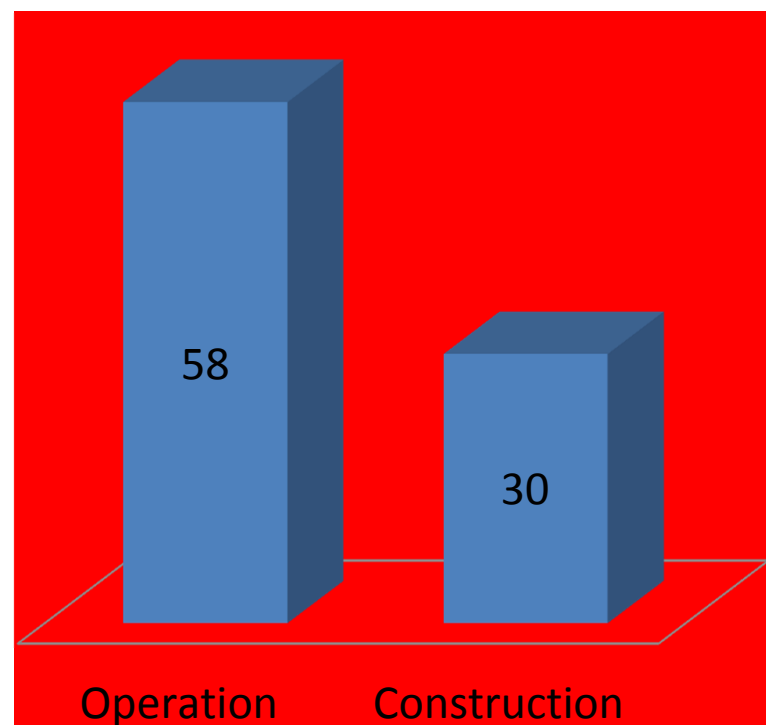
2012

■ Gwe



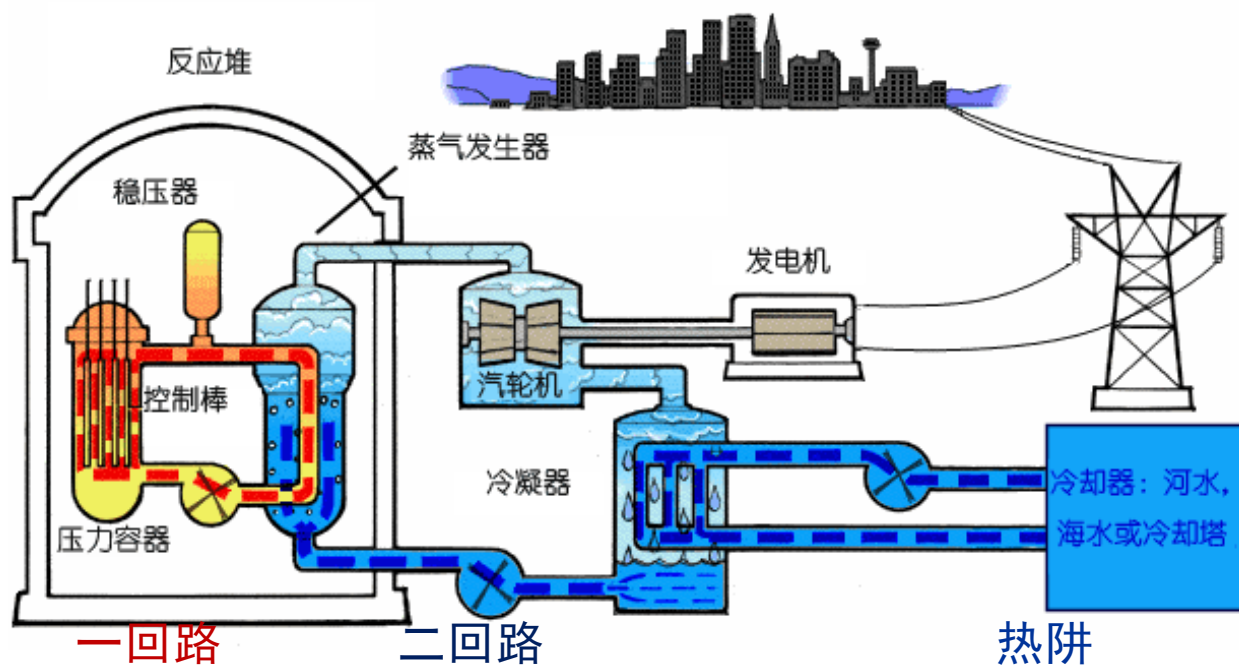
2020

■ Gwe



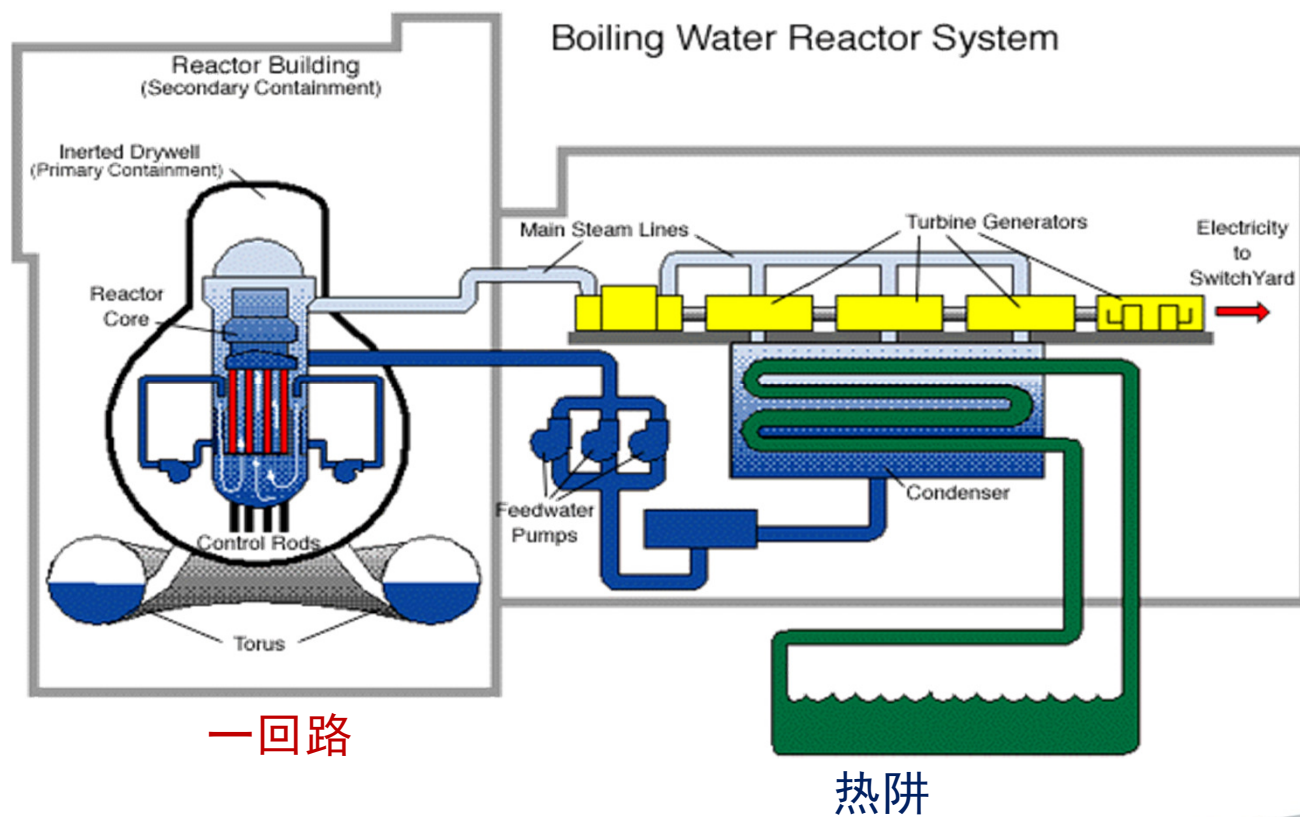
核能→热能→机械能→电能

压水堆

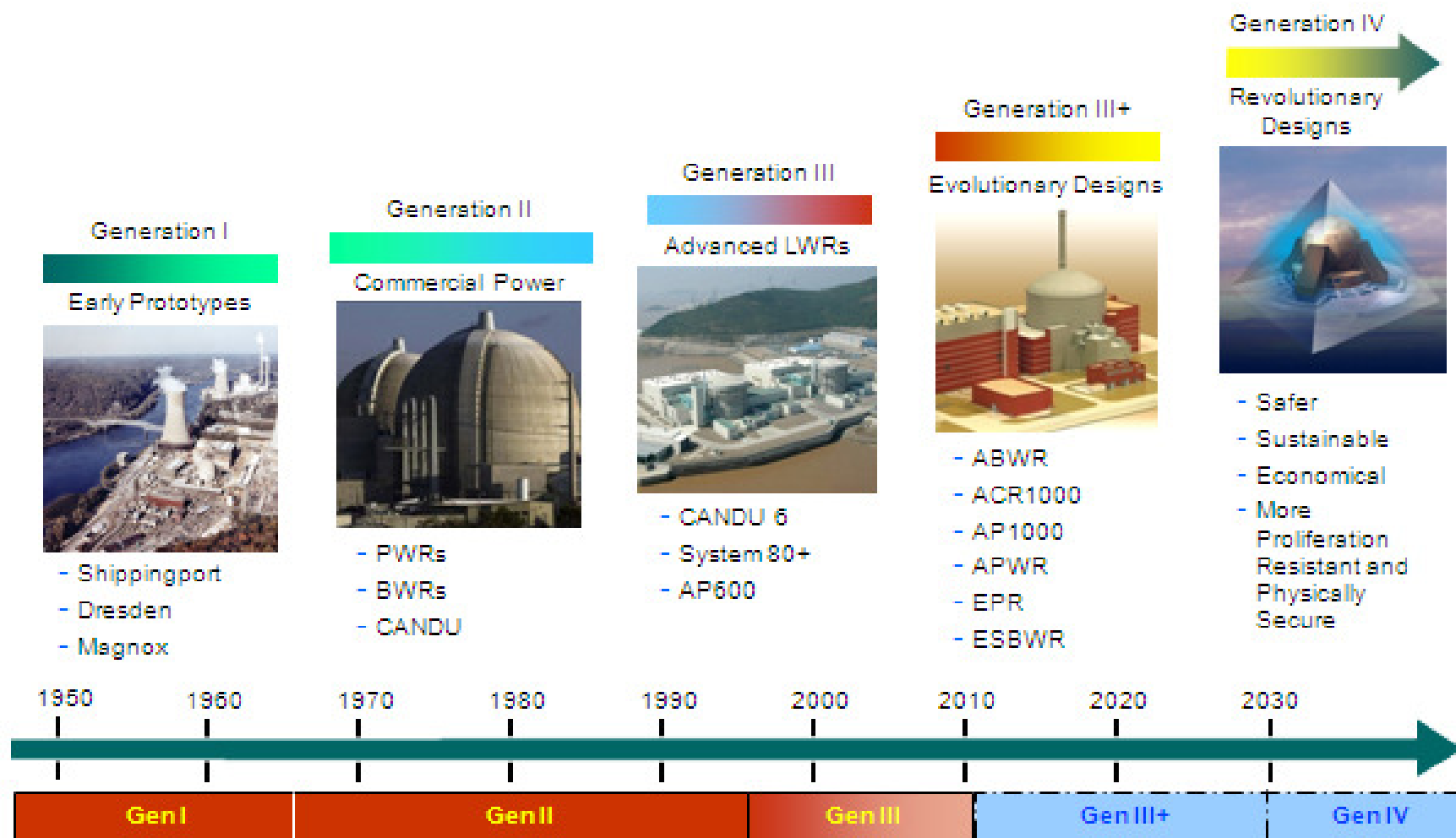


核能→热能→机械能→电能

沸水堆



✓ 1.1.4-核能系统代划分



堆型	开发商	电/热功率MW	环路数量	特点	严重事故管理策略
AP1000	美国西屋	1100/3400	2	简化电厂；非能动安全系统	堆腔淹没，堆芯熔融物滞留
EPR	法国阿海珐	1600/4500	4	安全系统高度冗余	堆芯捕集器
APWR	日本三菱重工	1600/4450	4	安全系统冗余和多样化	堆芯熔融物滞留；淹没堆腔内熔融物稳定化；
ATMEA1	阿海珐+三菱重工	1100/3150	3	EPR和APWR结合	堆芯捕集器
APR1400	韩国KEPCO	1450/4000	2		堆芯熔融物滞留；

安全系统特性比较

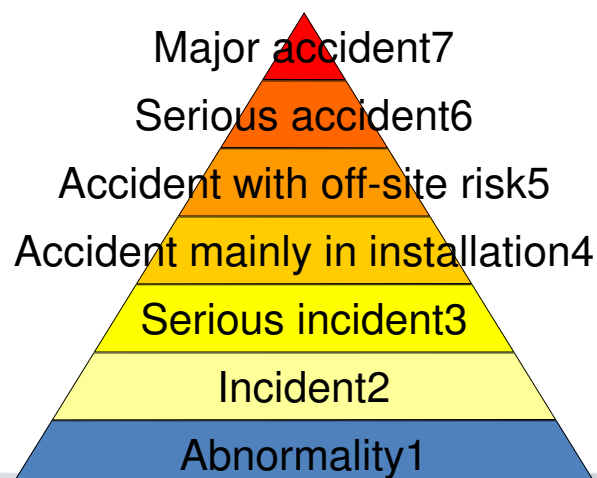
特性	AP1000	EPR
系统设计采用技术	非能动型	能动型
先进性	创新型	改良型
技术成熟性	成熟技术	成熟技术
系统简化	系统设计简化，设备、部件数量减少，减少安全壳贯穿件（约50%）	四个安全系列的配置，增加电源、设备和相应的支持系统以及安全壳贯穿件
系统可靠性	提高	提高
操纵员宽限时间	72h	30min



- 0-个人简介
- **1-中国核电技术的发展**
 - 1.1-核能的发展
 - **1.2-三次核事故**
 - 1.3-先进反应堆简介
- **2-一带一路所带来的机遇**



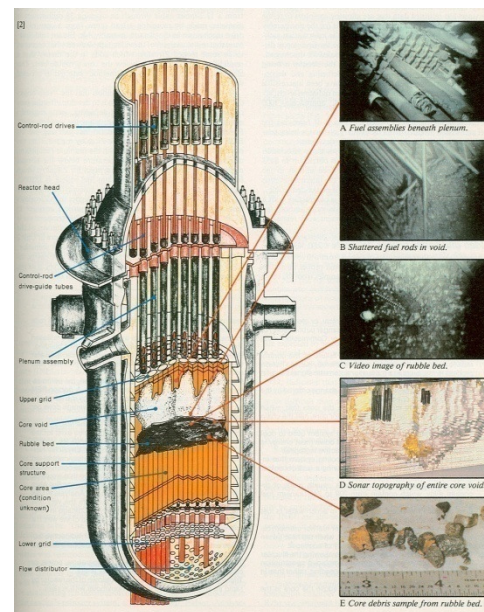
三次重大核事故回顾



历史核事故	事故级别
1979年美国三哩岛核事故	5
1986年前苏联切尔诺贝利核事故	7
2011年日本福岛核事故	7

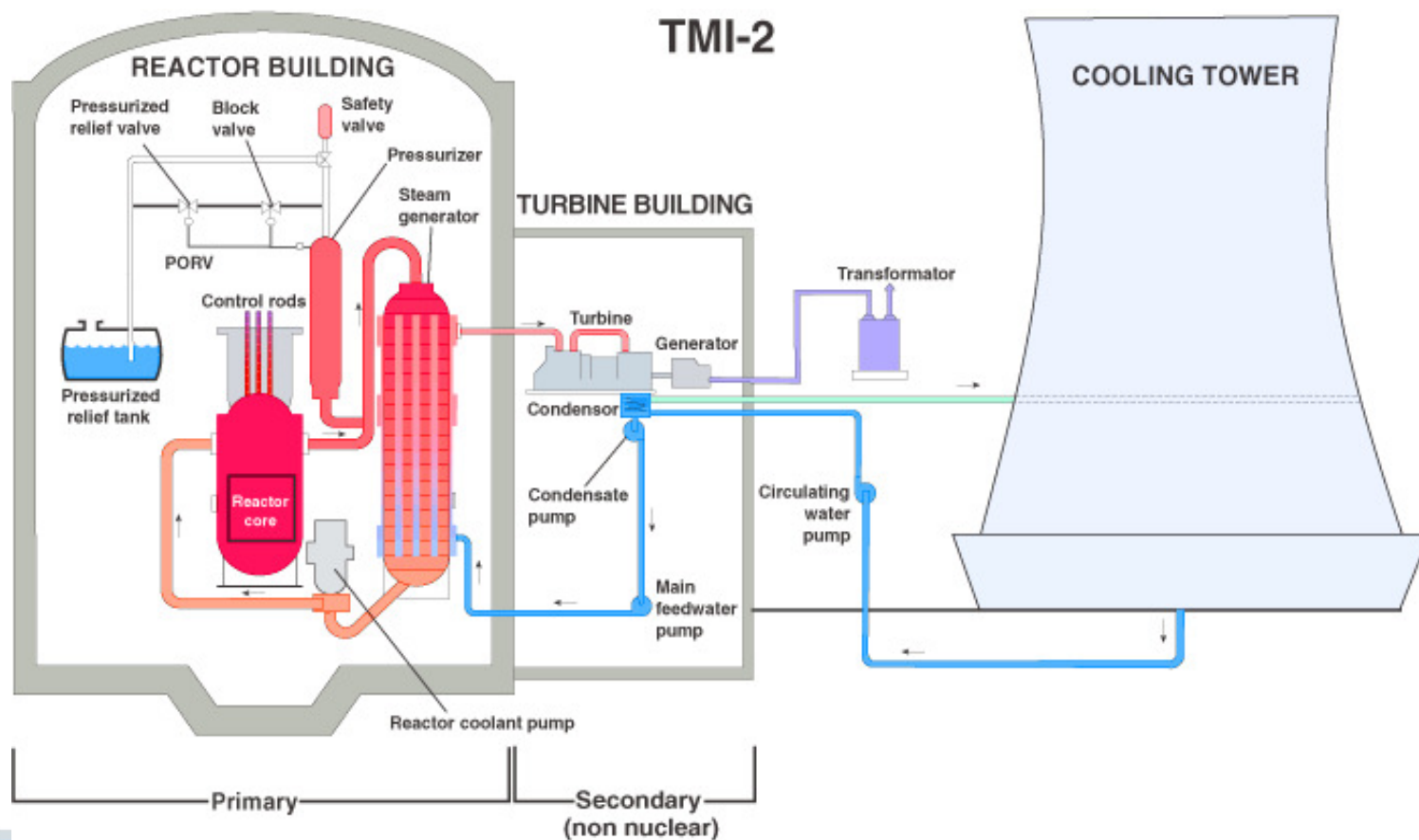


- 1979年3月28日，位于美国宾夕法尼亚州的三哩岛核电站发生严重的失水事故，反应堆大部分燃烧元件损坏甚至熔化。
- 三哩岛核电站是压水反应堆结构。发生事故的直接原因是蒸汽发生器给水系统出了毛病，把蒸汽发生器烧干了。一次水冷却剂温度和压力增加，顶开了稳压器上的安全阀并且被卡在了开启的位置，造成主冷却剂的不断流失，严重缺水造成堆芯过热并烧干。



- 三哩岛事故对公众的剂量影响是不大的。0.5英里内公众个人最大剂量为1mSv，只占天然照射剂量的40%，而20英里内公众平均剂量小于1 μ Sv，几乎不可觉察。从长期效应来说，根据 NRC后果严重性基准，三哩岛事故可能导致居民癌症死亡风险仅为0.7例，远低于天然放射性照射影响的统计涨落。

- 三哩岛事故厂外后果很小的基本原因，是压水堆有一个完整的安全壳。

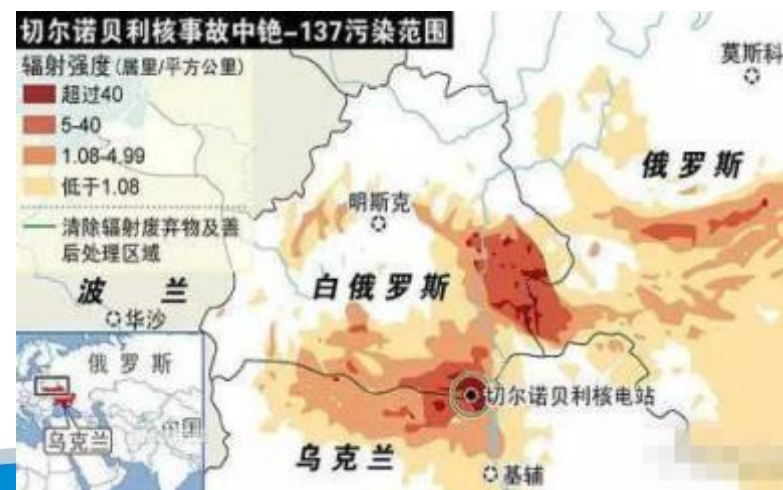


- 三哩岛事故虽然没有严重的社会健康后果，但是造成了极大的社会恐慌，使不少人失去了对核电的信任，影响了全世界核电建设的进程。
- 但三哩岛事故在核安全管理的改进上倒有不小的积极意义，它改变了核安全管理的重点和方法。事故之后，核能界作了认真的反思，其主要教训是设计的缺陷，加上人员培训及技能的不足。

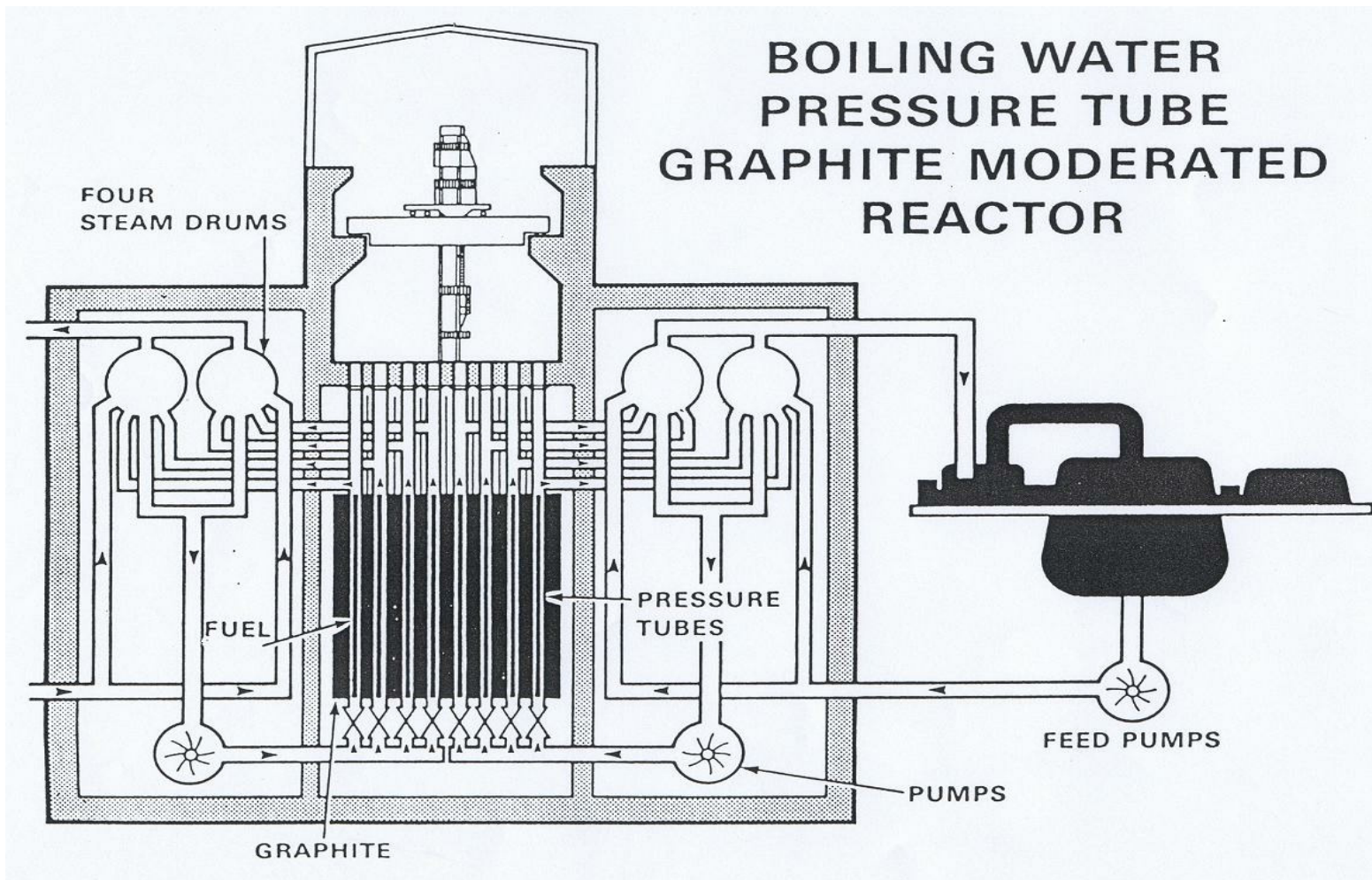
切尔诺贝利事故源项及厂外后果

- 事故发生于1986年4月26日。
- 76,100 km² 被铯-137 污染，水平为 1 - 5 Ci/km²，其中 28,100 km² 高于 5 Ci/km²。
- 1986年春夏， 116,000 人撤离。
- 事故的立即后果是 30人死于急性放射性照射。
- 释放到环境的放射性总量为50 MCi (1.9×10^{18} Bq), 约为裂变反应堆内总量的 3 - 4 %。

- **数据来源:** INFCIRC/383 Information on Economic and Social Consequences of the Chernobyl Accident



RBMK反应堆系统



事故后果图示

Sarcophagus Component	Metal Mass (t)	Concrete Volume (m ³)
Central Hall Roof	690	-
Roofing Panels - Axes P-S	160	-
Roofing Panels - Axes B-Zh	597	-
Roofing Panels - Axes 41-43	145	-
Roofing Panels - Axes 50-53	158	-
Turbo-Generator Hall Roofing Panels	635	-
Turbo-Generator Hall Lateral Wall	85	-
Support Beams B1 & B2	300	-
"Mammoth" Support Beam	140	-
Contraforce Wall - N	253	1,500
Contraforce Wall - W	1,037	3,700
Contraforce Wall - W Foundation	-	17,500
Cascade Wall	800	115,800
Deareator Diving Wall	-	17,000
Dividing Wall - Axis 41	-	5,510
	5,000	161,010

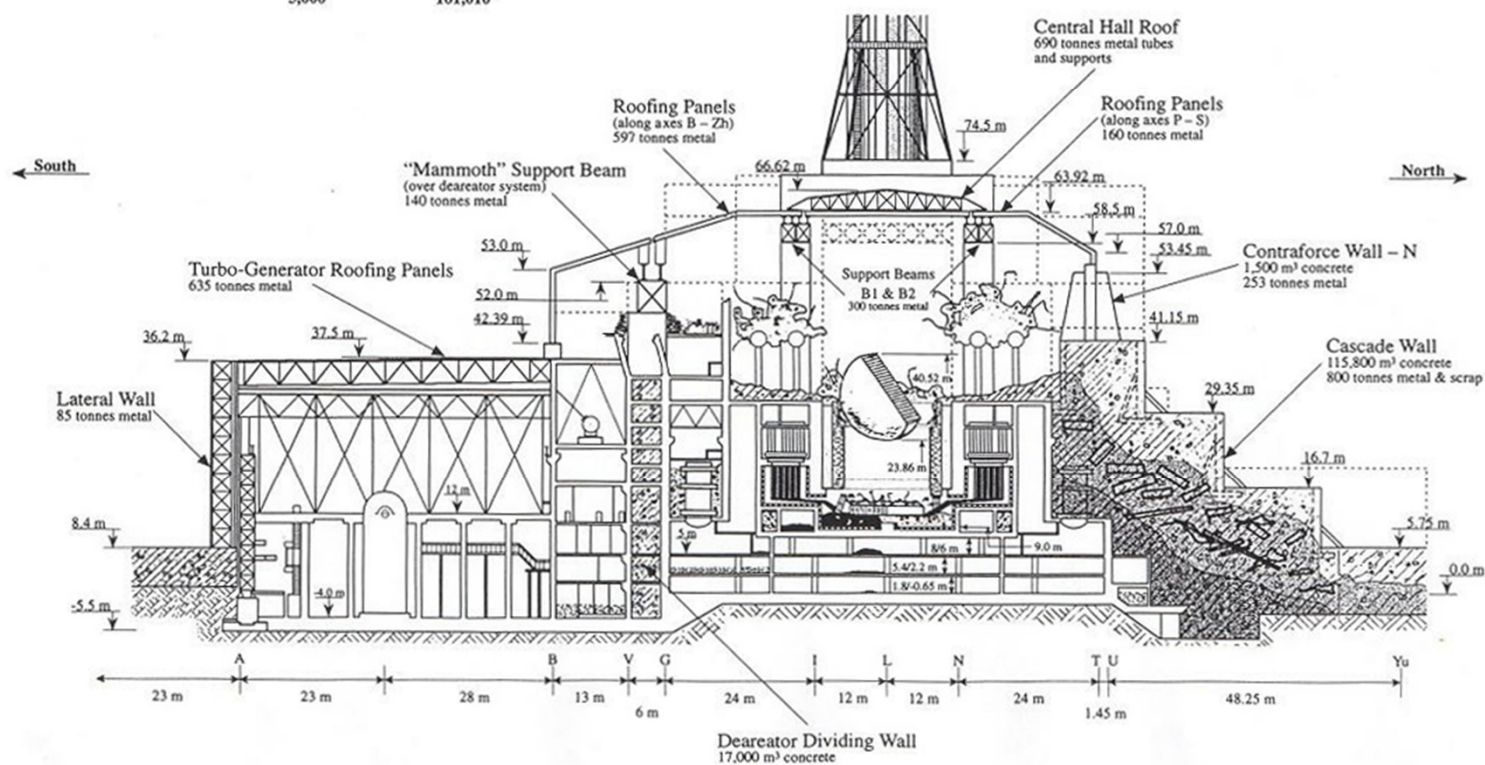


Fig. 4b Schematic of the Chernobyl Unit 4 sarcophagus "Shelter." North-south cross section along axis 47.

THE CHORNOBYL ACCIDENT

事故后果图示



■ 事故处理人员

总共 237人

其中 134人

其中 28人

2人

1人

有临床综合症

急性放射综合症

死于急性辐射损伤

死于爆炸损伤

死于冠状动脉血栓

■ 居民

事故后疏散11万6千人

90-95年重新安置21万人

甲状腺癌发病率明显增加，0-14岁儿童患者565名

血液病发病率无明显增加



■ 人群的心理影响

焦虑、忧愁、宿命论和“受害者”心态滋生
搬迁、习惯性活动受限制
产品“受污染”，影响农、工、商业的发展
苏联解体

■ 环境效应

半径30km以内局部地区，动植物受到致命照射
1986年秋，剂量率已下降了100倍
1989年，生态已开始恢复

1. 石墨反应堆技术不可靠，由于设计特征的不同，轻水堆核电厂不会发生类似切尔诺贝利事故；
2. 应当进一步检查已有的管理法规，包括运行人员培训、应急计划和安全壳性能方面；
3. 进一步研究由切尔诺贝利事故提出的若干具体技术问题，包括反应性引入事故，低功率或零功率下的事故和放射性释放特征等；
4. 切尔诺贝利事故的教训是深刻的，但并没有超出三哩岛事故教益的范围，而是进一步突出强调了人的因素在运行安全中的关键作用。



福岛第一核电厂位于东京东北方向约270公里的福岛县双叶郡大熊町，由东京电力公司运营，有6台沸水堆机组。



2011年3月11日下午日本以东太平洋海域发生里氏9.0级地震时：1、2和3号机组正在运行，4、5和6号机组处于停堆检修状态。

地震发生后3台运行机组全部自动停堆，厂区所有的应急柴油发电机随即启动，随后被地震引起的至少14米高的海啸淹没，堆芯余热无法导出，由此导致了一系列严重的事故后果。

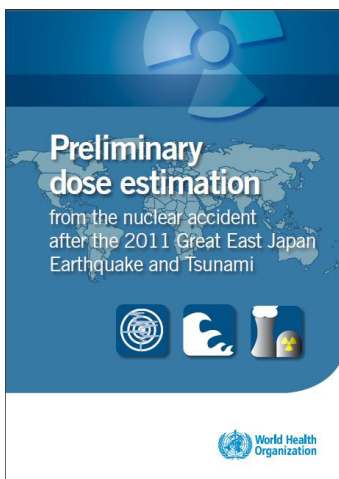
电厂爆炸画面





➤ 公众照射剂量估计值

世卫组织2012年剂量估计值



地区	总有效剂量*
福岛县两个相对高照射场所	10-50mSv
福岛县其他地区	1-10mSv
日本其他大多数地区	0.1-1mSv
世界其他地区	远低于0.01mSv

*事故发生后第一年期间，个体公众成员的总有效剂量

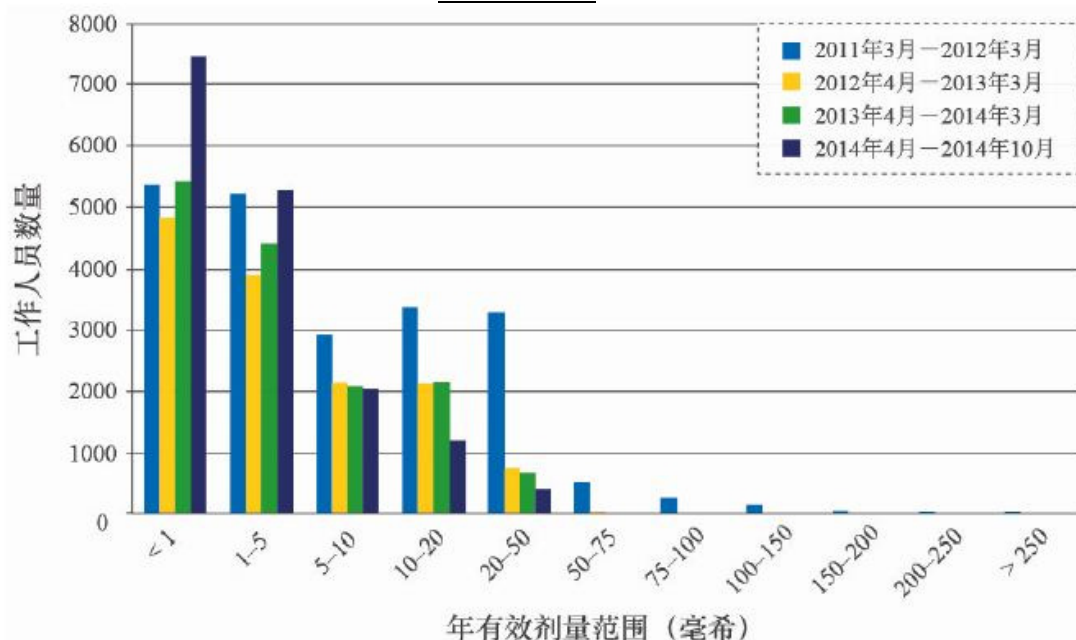
辐射科委会2014年剂量估计值：

- ✓ 具有最高平均估计值的撤离区，有效剂量平均低于10mSv；
- ✓ 福岛县其他地区，事故后第一年平均有效剂量约4mSv，一岁婴儿约高一倍；
- ✓ 持续居住在福岛县，平均可能接受的归因于这起事故的终生有效剂量略高于10mSv；
- ✓ 邻国和世界其他地区远低于在日本受到的照射，有效剂量低于0.01mSv；



职业照射

“2011年3月至2012年3月期间，厂内近2.3万名工作人员中，174名工作人员超过了最初的应急情况下有效剂量标准100mSv，其中六名工作人员超过了（临时修订）的应急情况下有效剂量标准250mSv。在其后几年，没有工作人员超过100mSv”



- 消防员、警察和日本自卫队也参加了一系列厂内应急活动，这一群体无人受到超过100mSv的有效剂量，大多数低于10mSv；厂外工作并可获得测量信息的8000多人中，5人接受有效剂量超过10mSv但低20mSv；
- 其他国家，美国工作人员接受的最大有效剂量约0.12mSv，IAEA工作人员平均有效剂量0.5mSv。

- 2011年3月至2014年10月福岛第一核电站应急工作人员有效剂量的比较

福岛第一核电站大多数工作人员接受了低于100 毫希的甲状腺当量剂量，但1757 名工作人员接受了超过这一水平的甲状腺当量剂量，有17 名工作人员接受了超过2000 毫希的甲状腺当量剂量，以及两名工作人员接受了超过1.2 万毫希的甲状腺当量剂量



1. 对自然危害的评价需要足够保守

- 福岛第一核电站受到9级地震和15米高海啸的袭击，造成了严重损坏

2. 必要的仪器仪表和控制系统需要保持可运行

- 海啸使电站的直流电丧失，操作员失去对电站状况的监测，控制系统无法正常运行，加大了全厂断电事故处理难度
- 特殊时刻，需要手动控制关键设备

3. 为排出余热提供能够稳固和可靠的冷却系统

4. 确保对安全壳的密封功能，以防止放射性物质非受控向环境的大量释放

- 沸水堆安全壳体积远远小于压水堆安全壳
- 及时受控通风

5. 设置厂房消氢措施，防止氢气聚集和爆炸

6. 培训、演习和演练需要包括假想严重事故工况，以确保操纵员尽可能做好充分准备



- 0-个人简介
- **1-中国核电技术的发展**
 - 1.1-核能的发展
 - 1.2-三次核事故
 - **1.3-先进核反应堆简介**
- **2-一带一路所带来的机遇**

AP1000



- 安全系统避免使用或者少使用能动设备，以减少对AC电源的依赖；
- 简化设计、建造和运行，减少系统和设备的数量，简化人机接口，简化逻辑和驱动系统，最少投入安全功能，分隔安全功能和非安全功能等；
- 充分考虑设计裕量以及系统和设备的可靠性裕量，以减少工程安全设施动作、使操纵员有足够的时间来处理扰动工况以及提高电站的可用性；
- 采用验证的技术，系统、结构、设备、设计分析技术在性能、材料、工作环境方面具有成功经验；

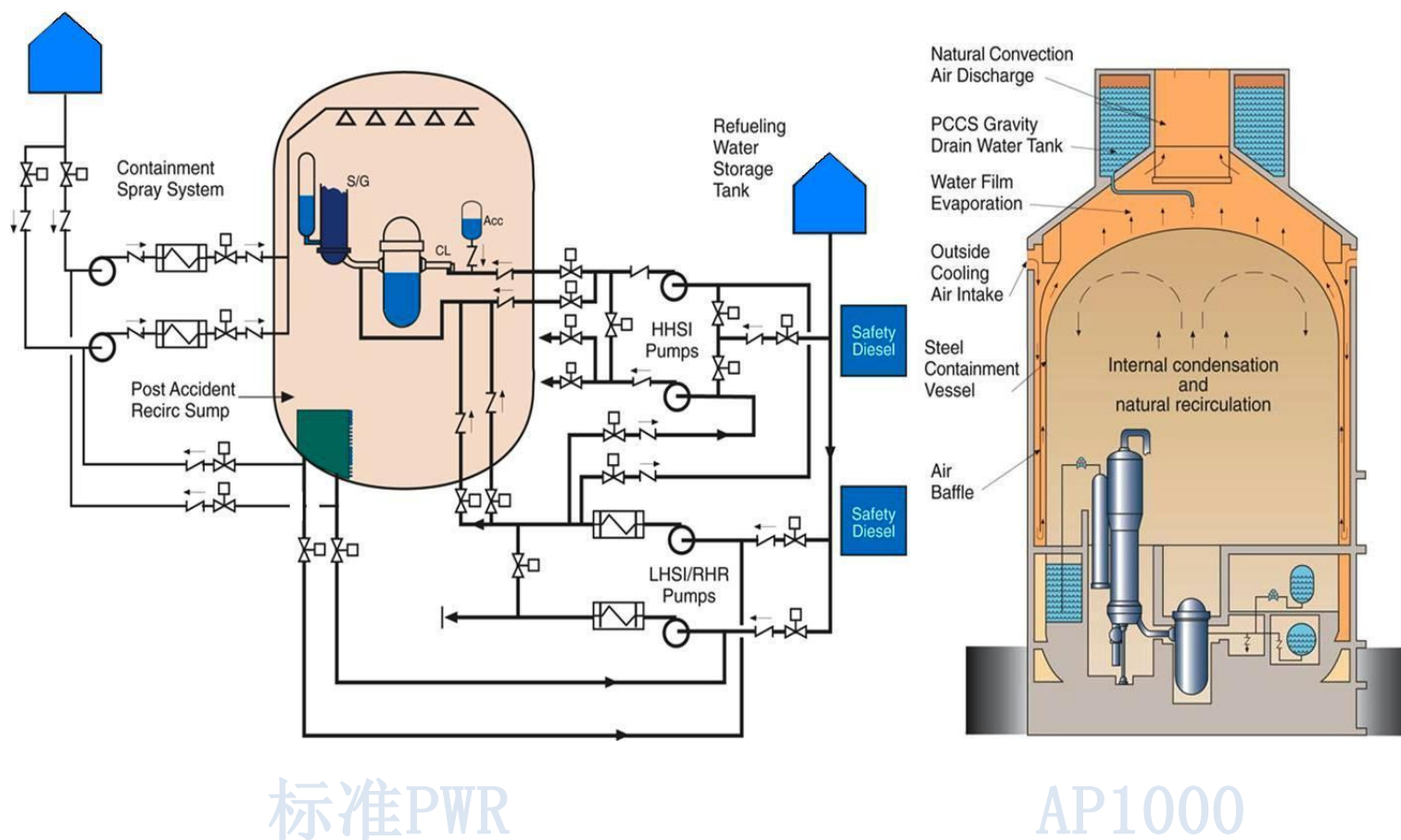
- 电站标准化，以减少备件、使维修最低、使培训要求最小、维修时间最短；
- 模块化设计，以减少现场安装工作量、加快安装进度；
- 充分的可接近性，以便检查和维修，减少放射性，使人员剂量尽可能低；
- 使用通信容量大的光缆，以减少通讯电缆数量、电缆桥架和导管的数量等。

✓ 技术参数

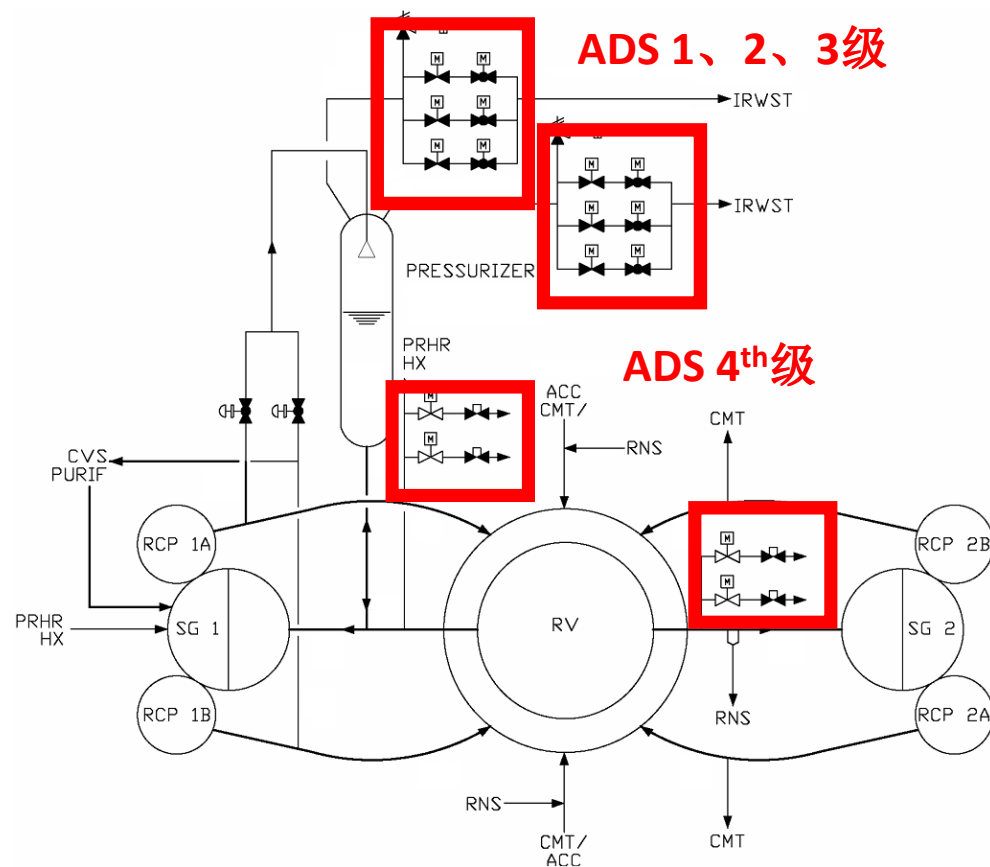
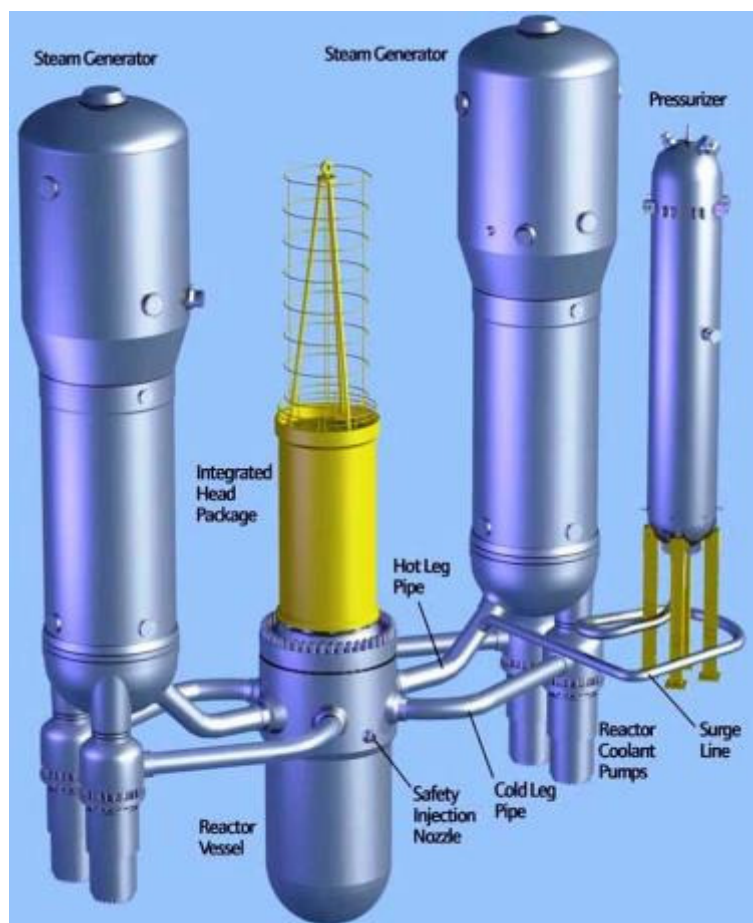
序号	参数	数值
1	电厂电功率, MWe	1250
2	电厂设计寿命, 年	60
3	可利用率, %	93
4	负荷跟踪能力	有
5	堆芯损坏概率, 目标值 $<1 \times 10^{-5}$ /堆年	5.1×10^{-7}
6	严重事故大量释放概率, 目标值 $<1 \times 10^{-5}$ /堆年	5.9×10^{-8}
7	堆芯热工裕量, %	>15
8	脱水后的湿放射性废物量, m^3/y	<50
9	职业辐照剂量, 目标值 <1 人 S_V /堆年	<0.7
10	电厂总效率, %	36.7
11	最大线功率密度, W/cm	486.7
12	反应堆平均温度, $^{\circ}\text{C}$	300.9
13	蒸汽压力, Mpa (a)	5.61
14	每台蒸发器的蒸汽流量, Kg/s	944

AP1000核电站的主要技术参数

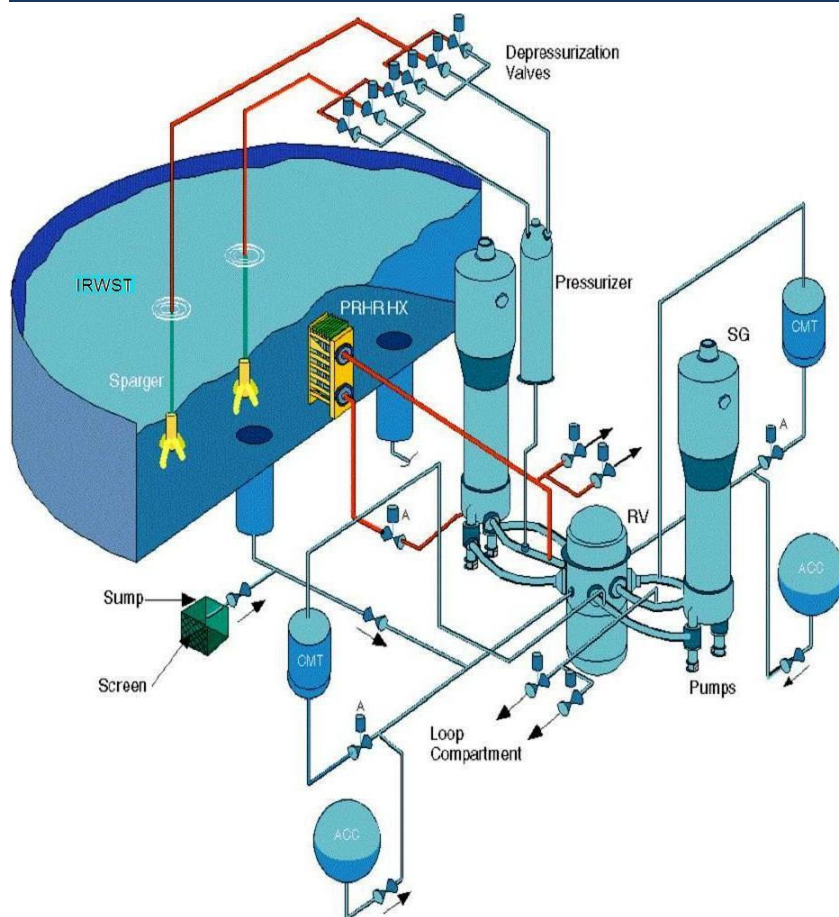
与标准PWR相比堆芯冷却系统被简化



AP1000 反应堆冷却剂系统

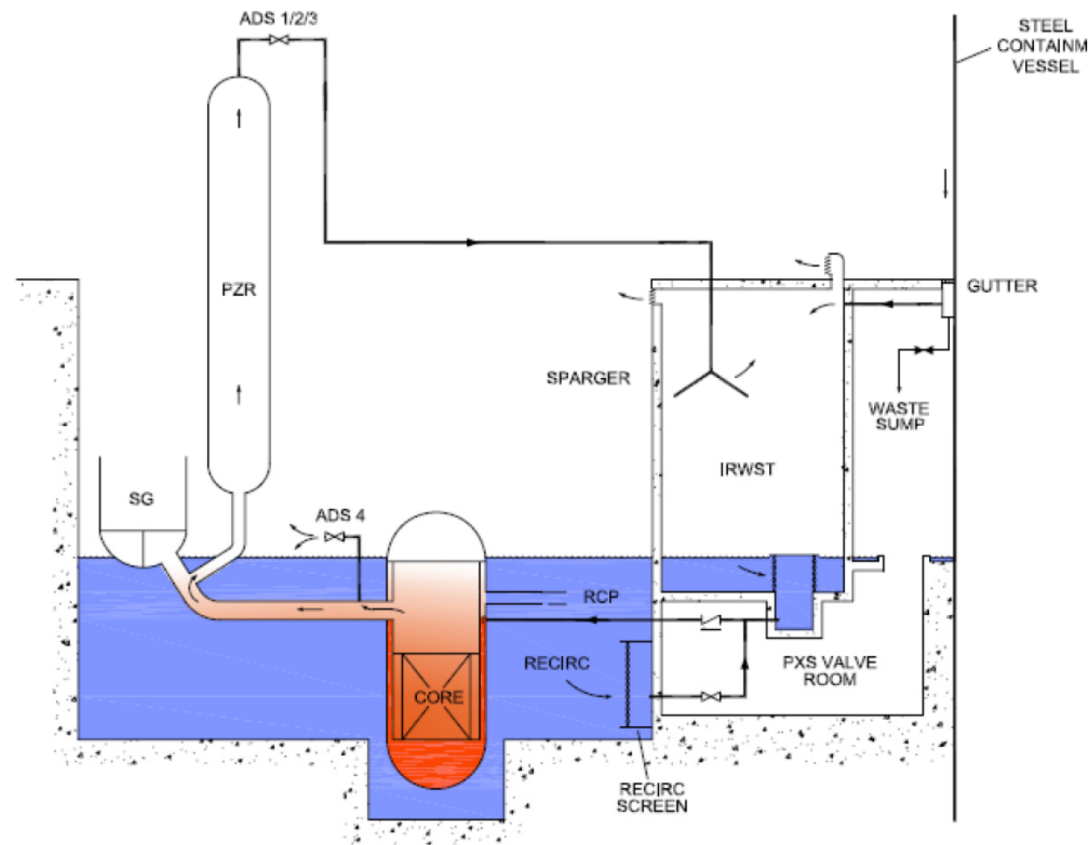


AP1000非能动堆芯冷却系统

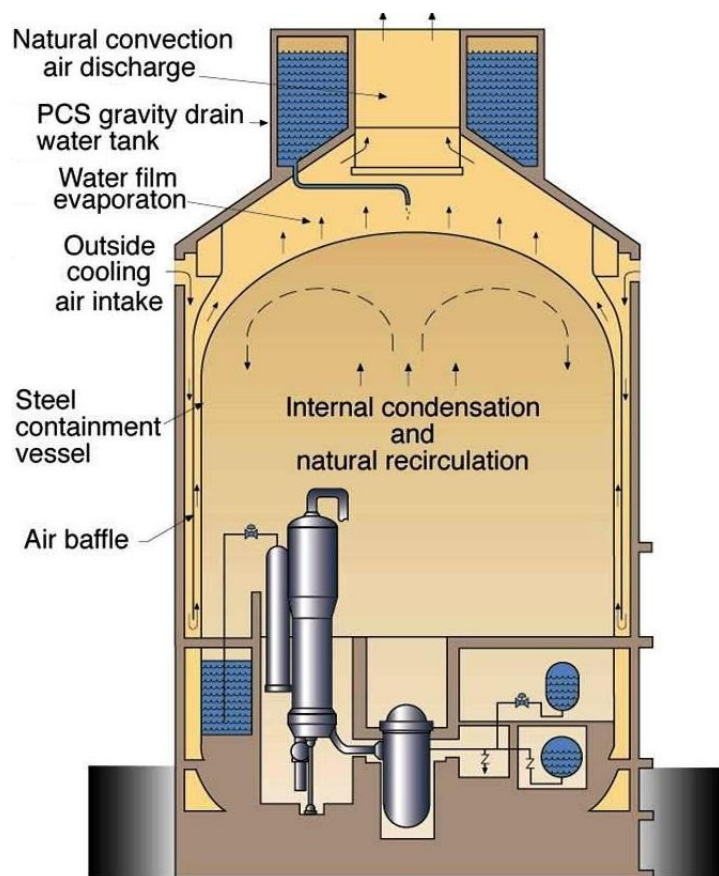


- 在失去蒸发器功能时，PRHR导出衰变热，将热传递到IRWST（安全壳内的换料水储存箱）
- CMT（堆芯补给箱）全压下通过DVI（压力容器直接注入）管线将冷却剂提供给下降空间。
- 当CMT水位下降到低于其正常水位的67.5%时ADS（自动降压系统）启动。
- 当一回路压力 $<700\text{psia}$ 时，蓄压箱以大流量提供冷却剂。
- 一旦降压到一定程度，IRWST将含硼水提供给RCS。

LOCA后的堆芯淹没



AP1000 非能动安全壳冷却系统



- 钢安全壳容器是非能动系统的一部分.
- PCS 将热量从壳体传送到环境.
- 非能动安全壳冷却水储存箱 (PCCWST) 中的水使外壳保持湿润>72小时.
- 通过安全壳环形空间空气的自然对流提供另外的冷却.

✓ 三门核电



2015年6月三门核电1号机组



2015年6月三门核电1号机组安全壳厂房内景



2015年6月三门核电1号汽轮机厂房



蒸发器的吊装

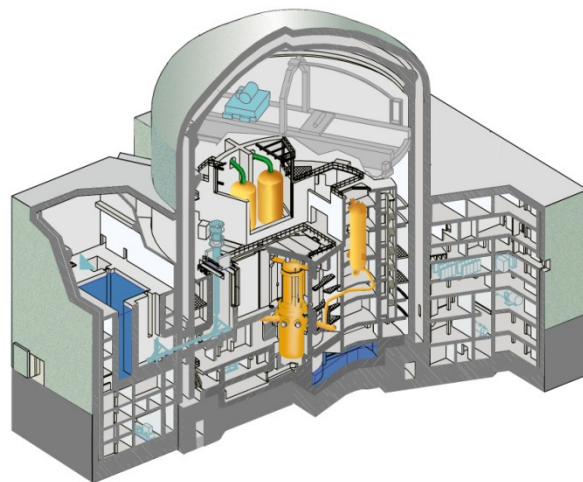
EPR



- 改进设计



Framatome N4





Siemens KONVOI



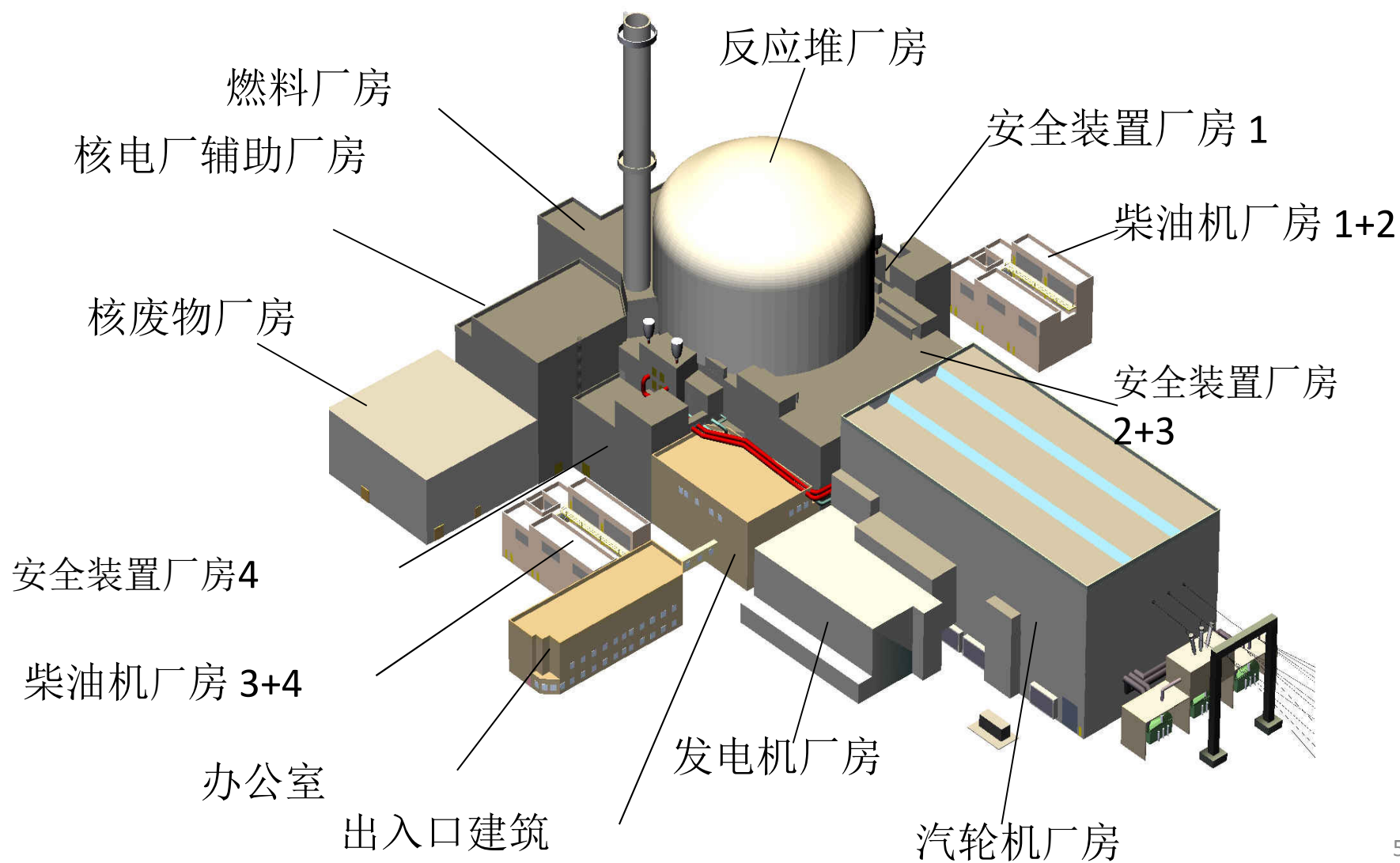
改进设计

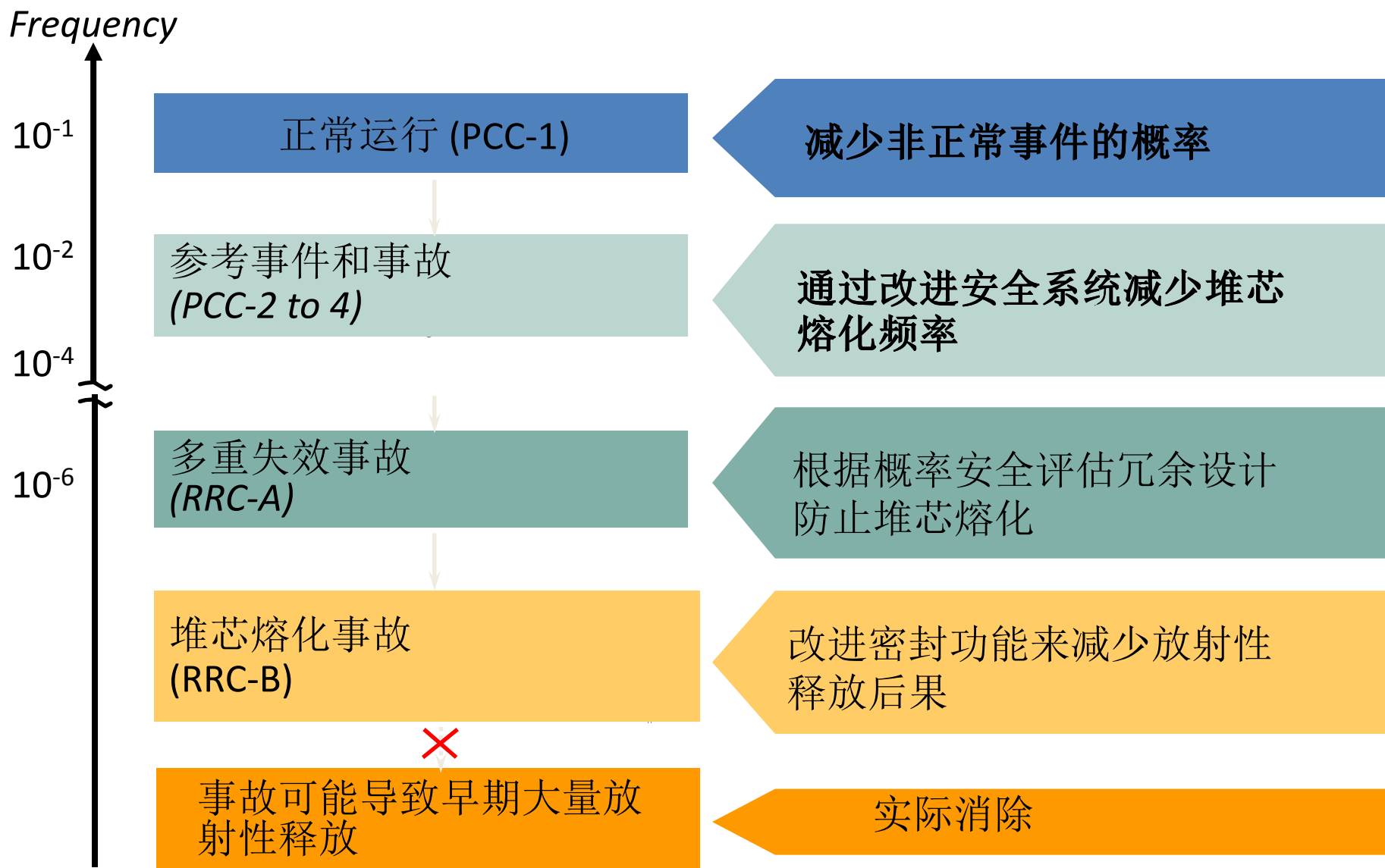
PWR
运行反馈

✓ 基本参数

			EPR	
		KONVOI		N4
热功率	MWth	3850	4500	4250
电功率	MWe	1350	1650	1500
燃料组件		193	241	205
线功率密度	W/cm	167	155	180
主回路压力	bar	158	155	155
热端最高温度 (max)	° C	324	330	329
二回路压力 (0-100%)	bar	80/62	84/78	81/71

✓ 电厂总体布局





减少总的堆芯熔化频率

- 设计原则:
 - 安全系统
 - 辅助系统
- 冗余: 4重建筑设计
 - “N+2”概念
 - 一个系列包括辅助系统, 足够保证应付设计基准事故,
 - 这些系列实体上分为4个组
- 多样化:
 - 根据概率安全研究结果增加

■ 冗余: 概念 “N+2”

1. 重大事件

(破口安注, 内部事件如火灾等等..)

↳ 失去一个序列

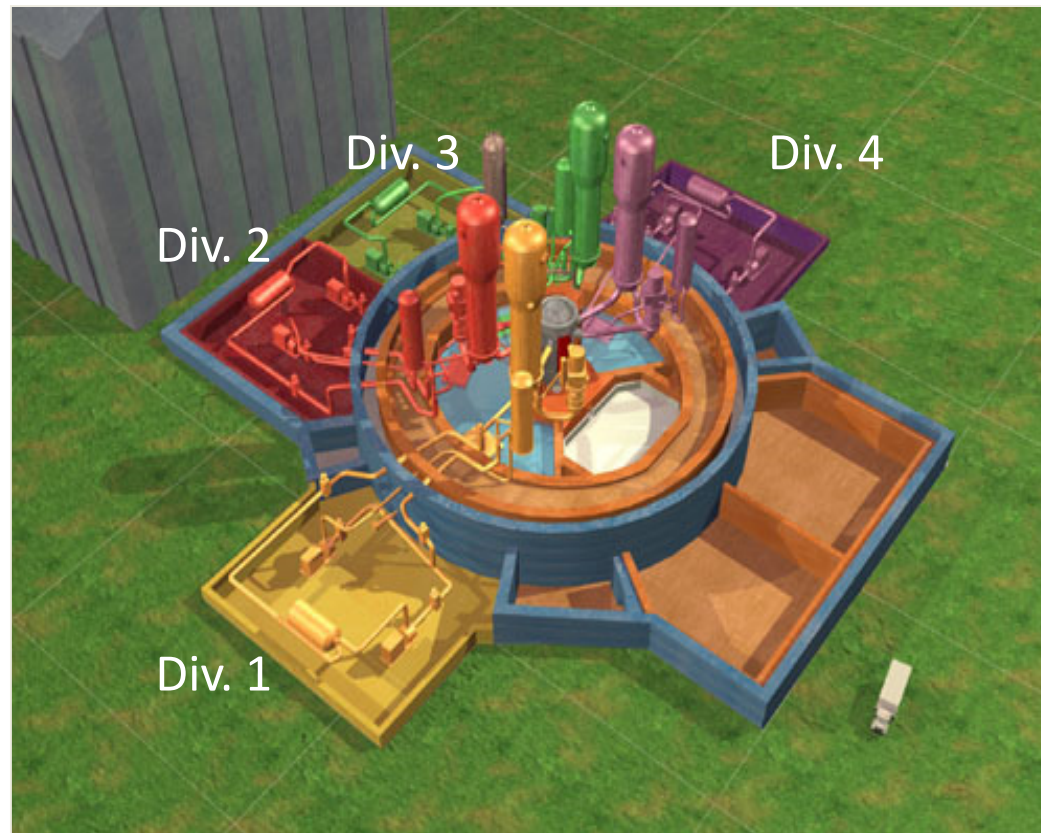
2. 单一失效准则

↳ 失去一个序列

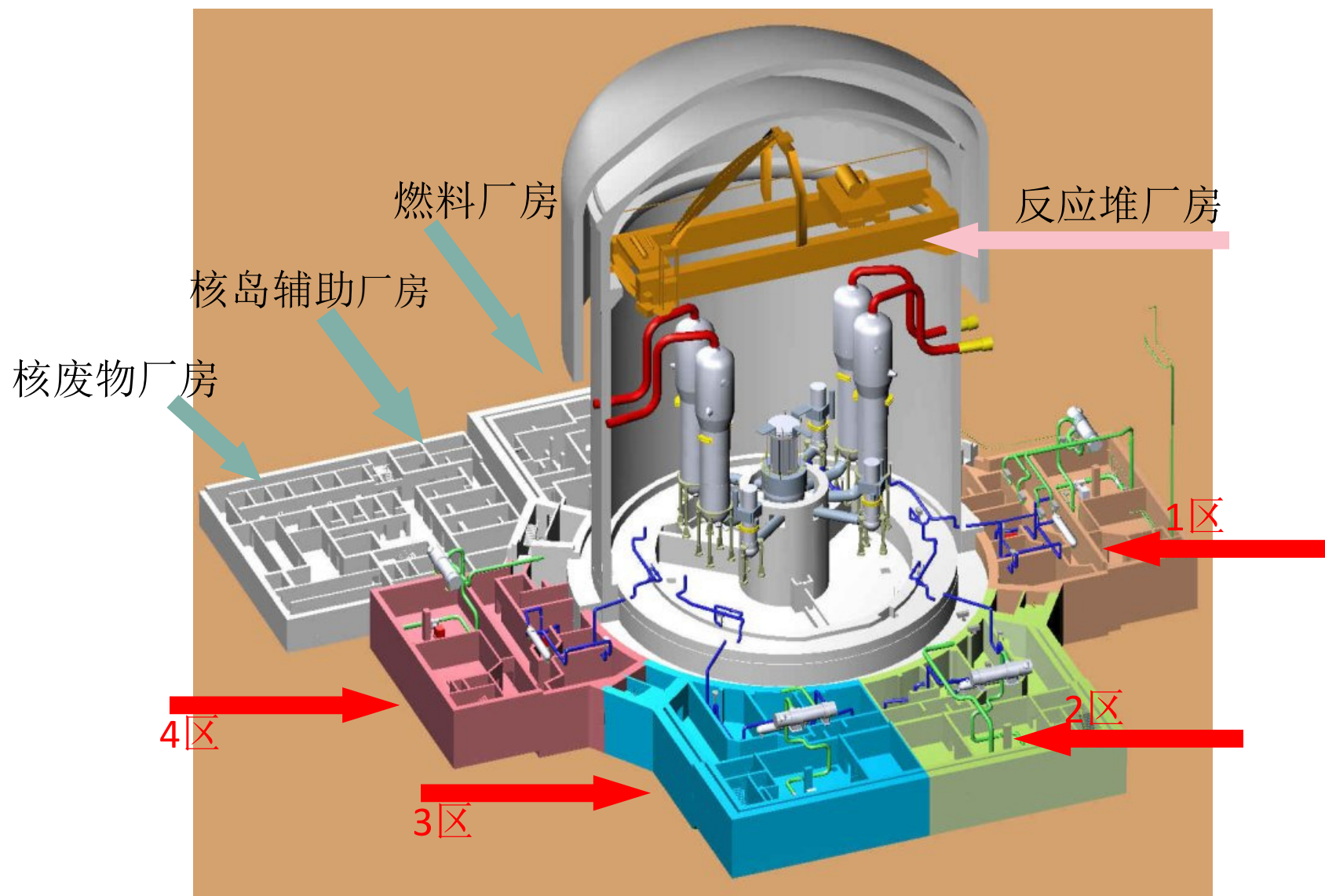
3. 维修

↳ 一个序列不可用

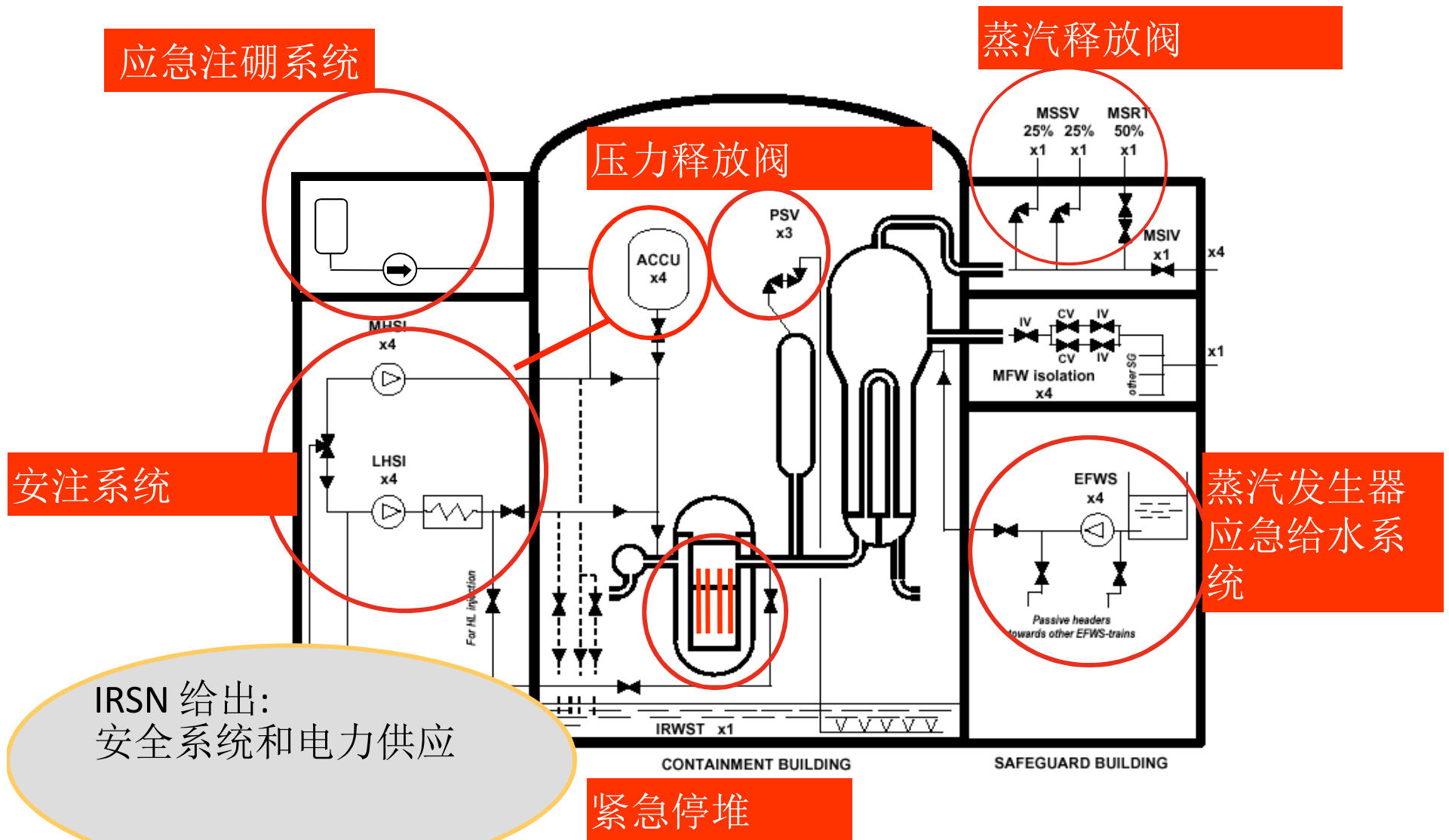
4. 一个序列可用



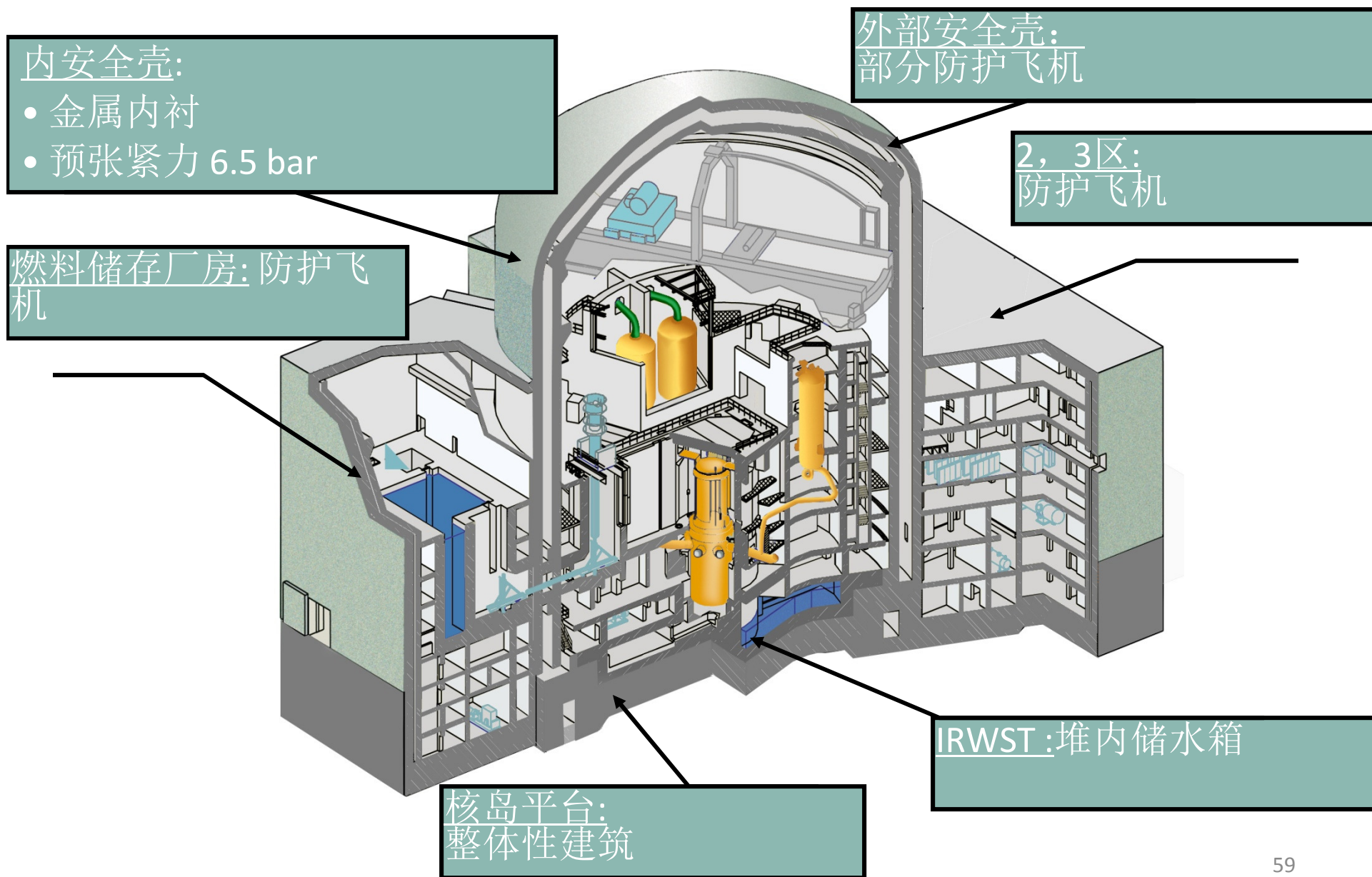
■ 冗余: 概念 “N+2”



冗余和多样化



防范内外部灾害



实际消除会引起大量放射性释放的堆芯熔化工况

对于所有预想事故减少放射性释放的基准:

- 对于没有堆芯熔化的事故工况: 不需要对居住在电厂周边的居民采取保护措施 (不撤退, 不避难)
- 必须实际消除那些导致早期严重放射性释放的堆芯熔化事故工况, 包括:
 - 涉及安全壳旁通的事故序列
 - 由快速注入冷却或低硼化水引起的反应性事故
 - 高压堆芯熔化工况
 - 全部氢气爆炸和蒸汽爆炸威胁安全壳的整体性
 - 由于缺乏乏燃料水池的包容: 乏燃料水池内燃料熔化
- 对于其它堆芯熔化工况 (低压堆芯熔化工况): 只在时间和区域内对公众采取有限的保护措施
 - 不需要永久迁移
 - 在紧靠电厂周边不需要紧急撤退, 有限的避难
 - 不需要长限制食品消费

华龙一号



中核集团自主压水堆型号发展历程



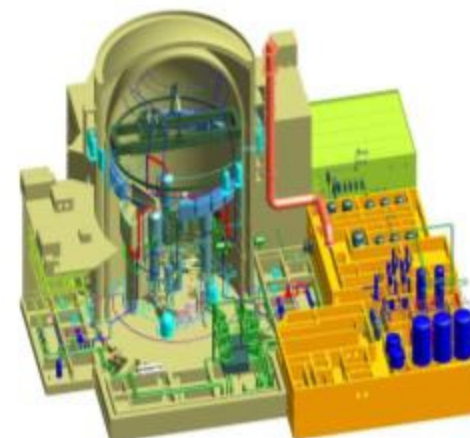
华龙一号 能动和非能动相结合的先进压水堆

- 安全性，成熟性，经济性
- 基于成熟技术的渐进式设计，借鉴国际三代核电技术的先进理念
- 满足最先进的核安全法规和标准，满足三代核电用户需求
- 吸取福岛核事故经验反馈
- 立足国内，自主研发，具备完整的自主知识产权



华龙一号总参数

名义电功率	$\geq 1150 \text{ MWe}$
电厂设计寿期	60 年
换料周期	18个月
电厂可利用率	$\geq 90\%$
安全停堆地震	0.3g
负荷跟踪能力	具备
堆芯熔化频率	$< 1 \times 10^{-6} / \text{堆} \cdot \text{年}$
大量放射性释放频率	$< 1 \times 10^{-7} / \text{堆} \cdot \text{年}$
职业照射剂量	$< 1 \text{ 人} \cdot \text{Sv} / \text{堆} \cdot \text{年}$
操纵员不干预时间	30分钟
电厂自治时间	72小时



技术概述

三代标准

采用先进技术，满足最先进的核安全法规和标准

三大设计特征

- 177堆芯
- 单堆布置
- 双层安全壳



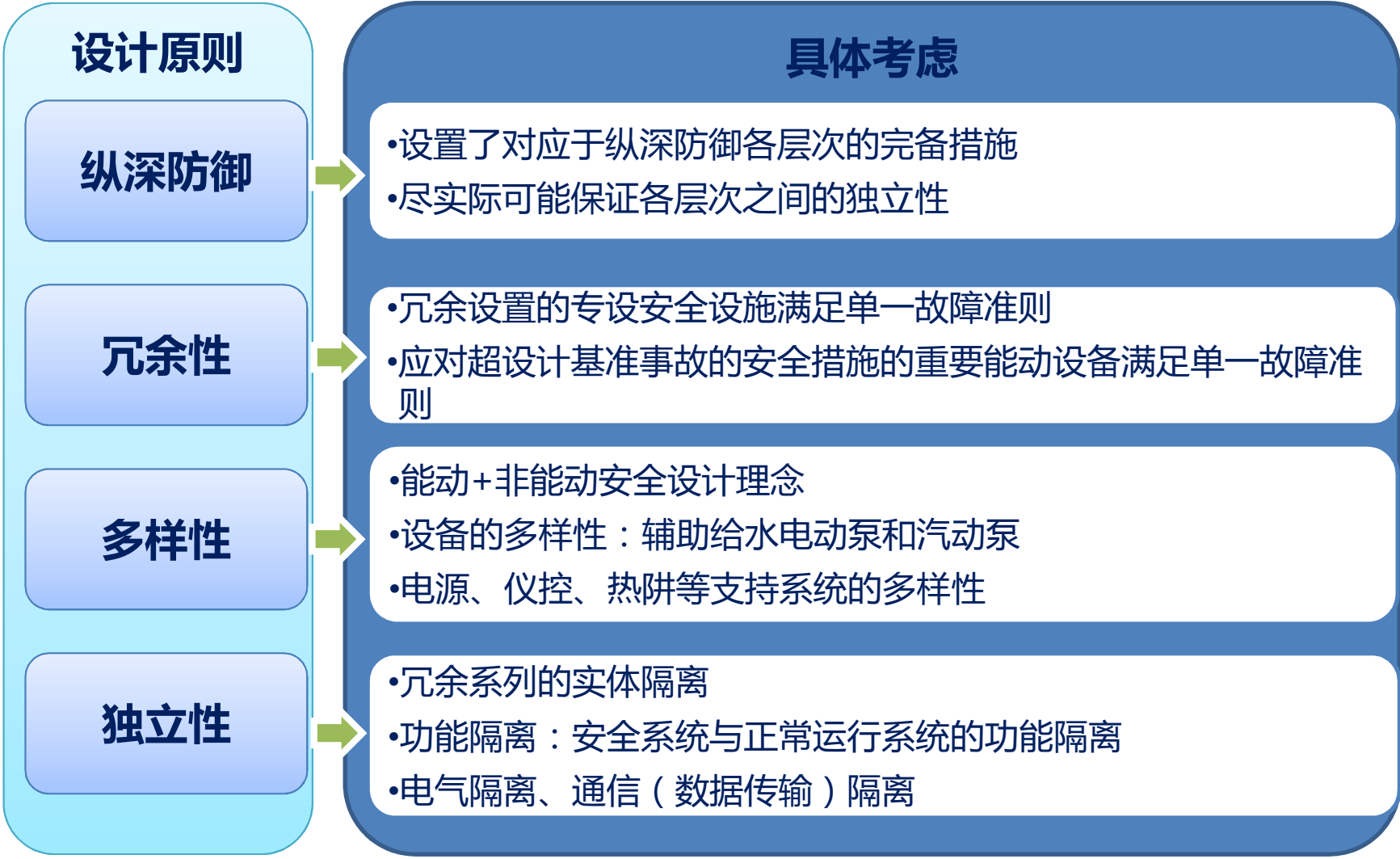
三大能动+非能动系统

- 二次侧非能动余热导出系统
- 安全壳热量排出系统
- 堆腔注水冷却系统

三大能力提高

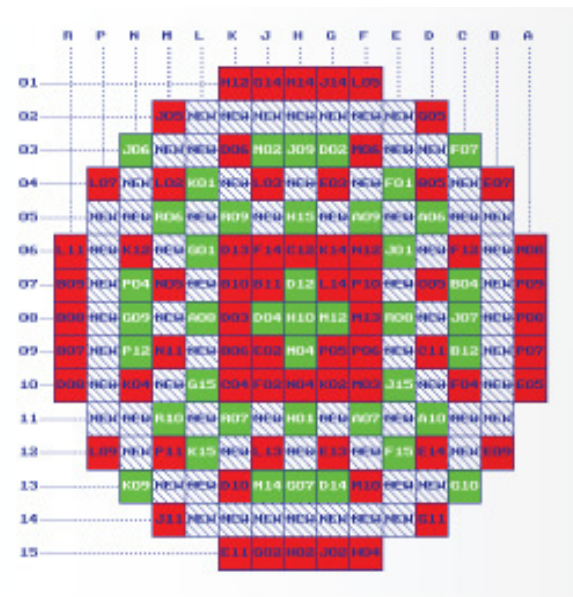
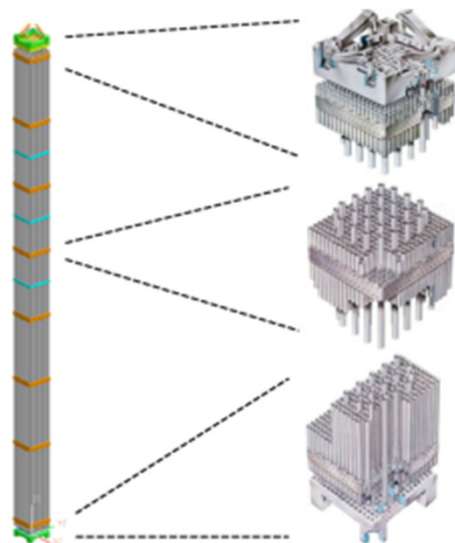
- 抗震能力
- 抗商用大飞机撞击能力
- 事故应急能力

安全设计理念



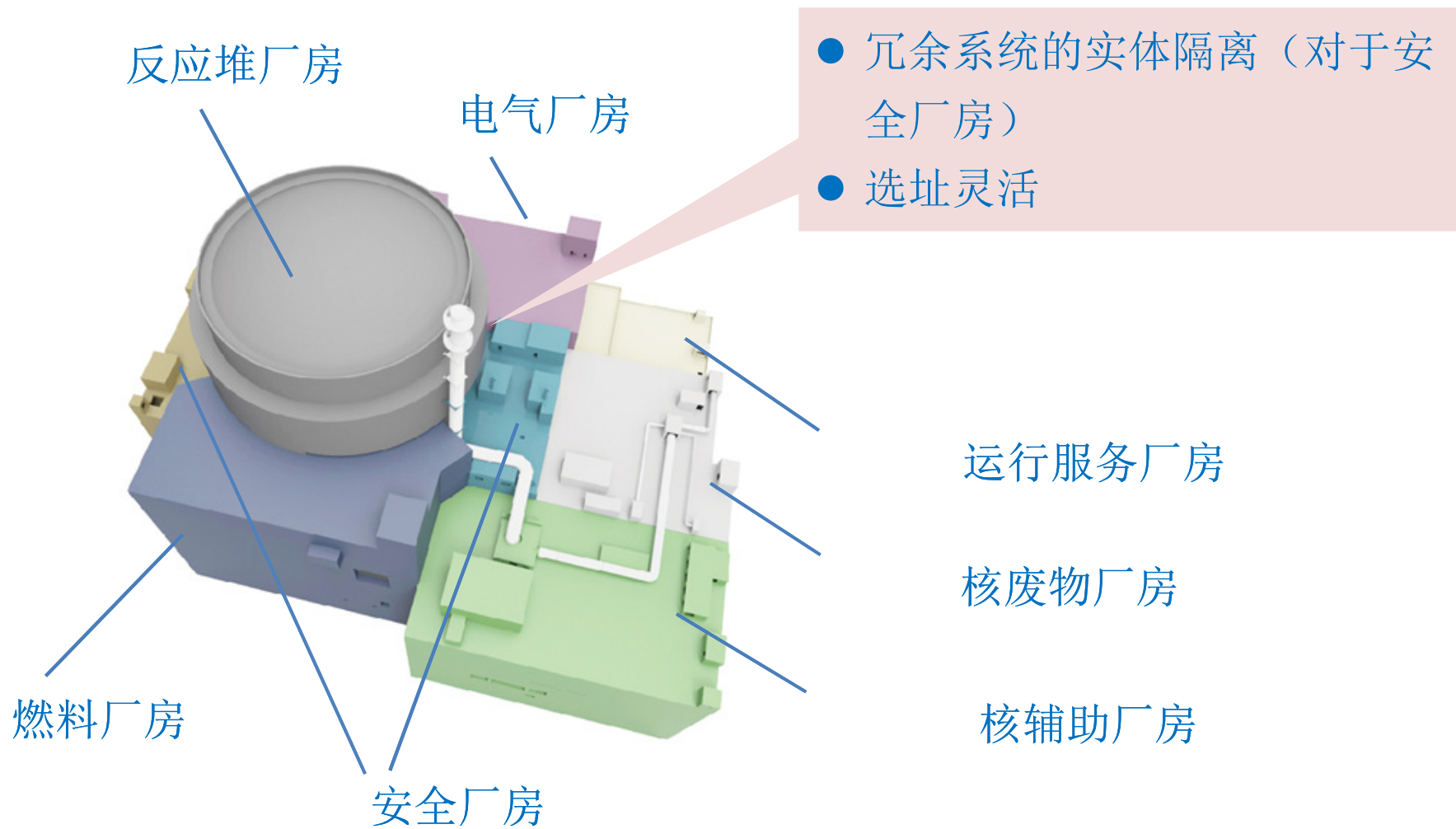
□ 堆芯设计

- 采用177个燃料组件，降低线功率密度，确保足够的堆芯热工裕量
- 低泄露装料方式



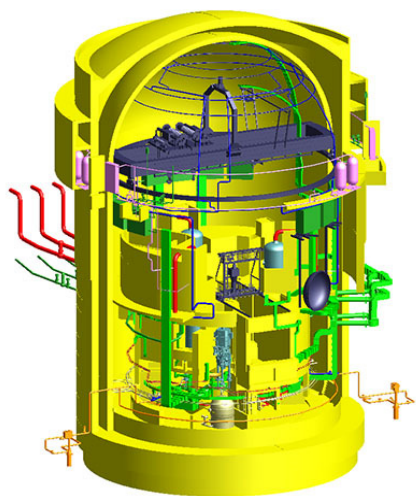
- 先进燃料元件，换料周期延长至18个月
- 先进堆芯测量系统

□ 核岛厂房：单堆布置



□ 双层安全壳

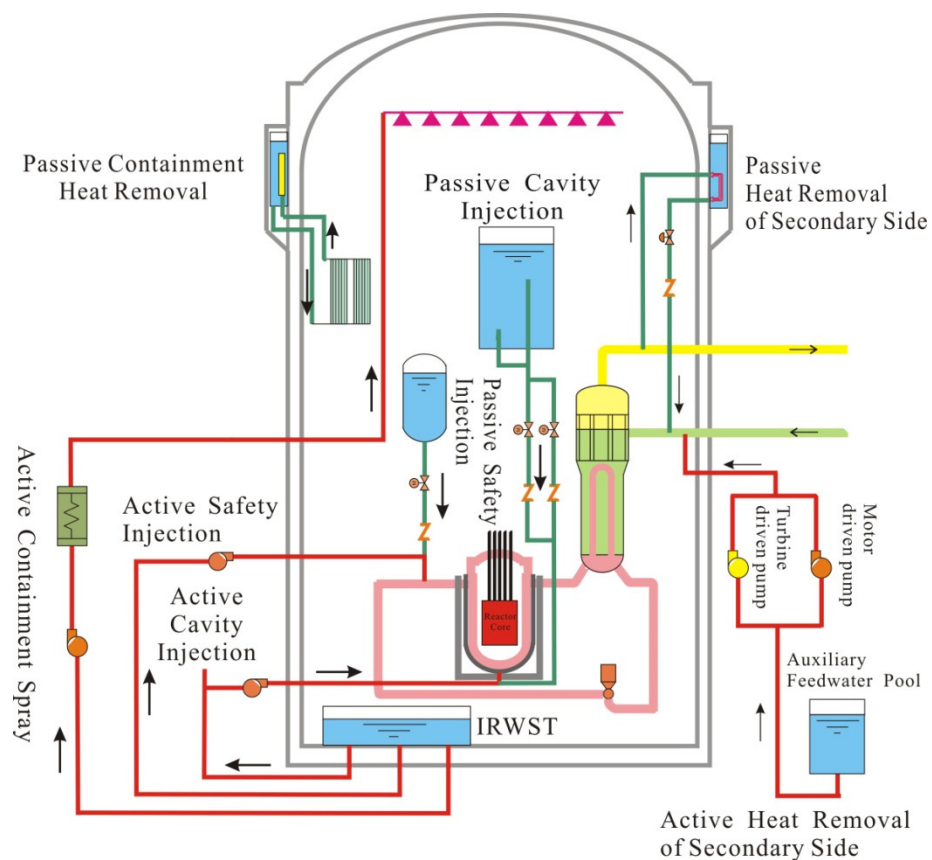
- 内壳：带钢衬里的预应力钢筋混凝土
- 环形空间：负压，收集、过滤、排放
- 外壳：钢筋混凝土



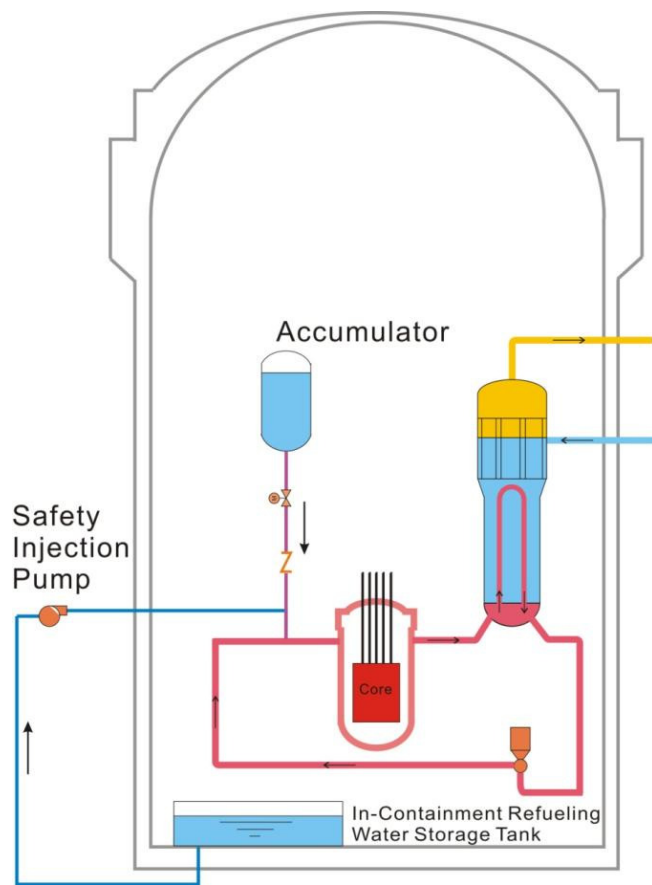
- 大自由容积
- 60年设计寿期
- 抵御外部事件

□ 能动 + 非能动安全设计

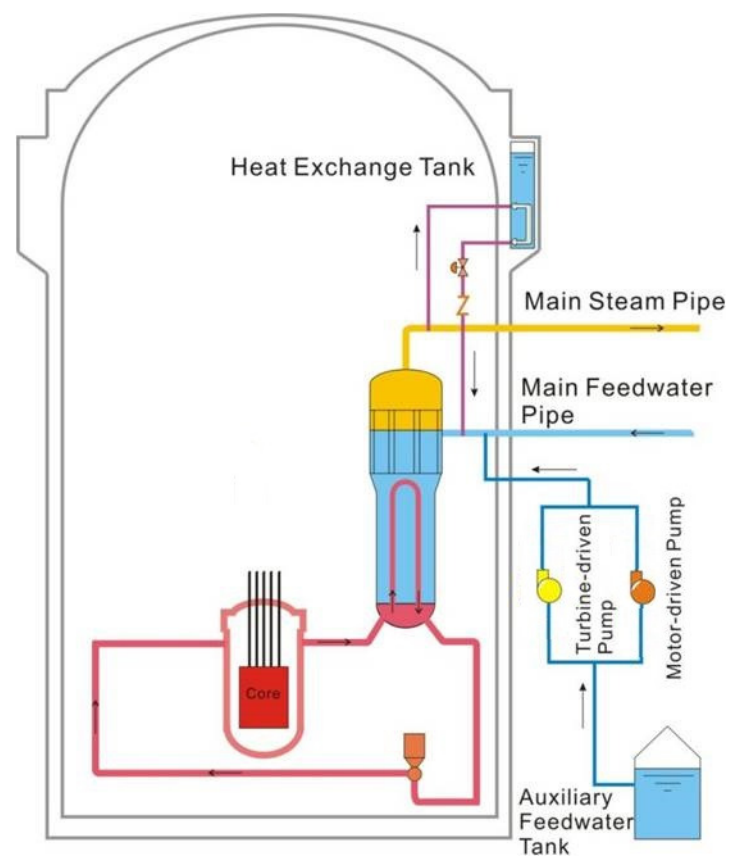
- 能动：成熟可靠
- 非能动：无需电源
- 能动 + 非能动：提供多样化手段实现安全功能
 - ✓ 应急堆芯冷却
 - ✓ 堆芯余热排出
 - ✓ 堆腔淹没和冷却
 - ✓ 安全壳热量排出



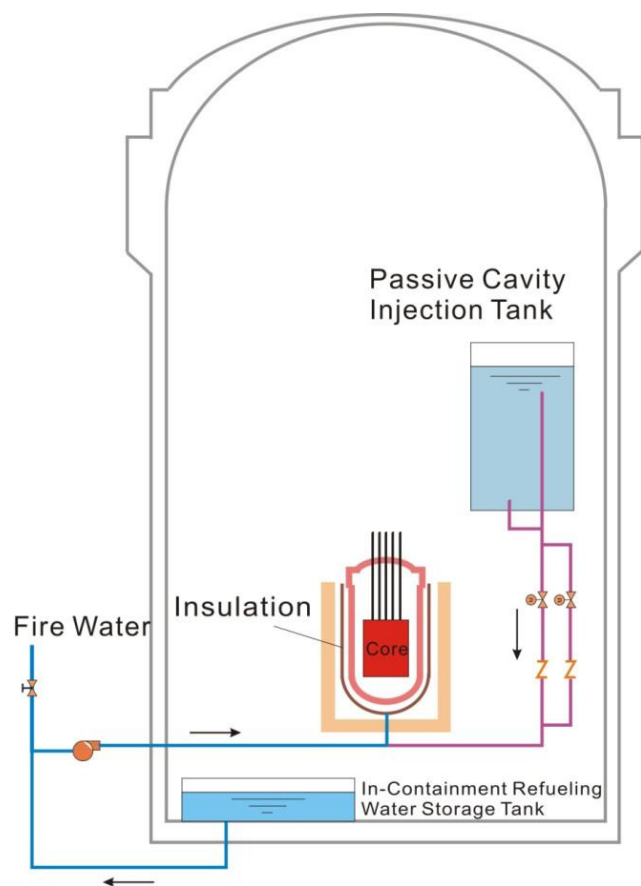
□ 应急堆芯冷却



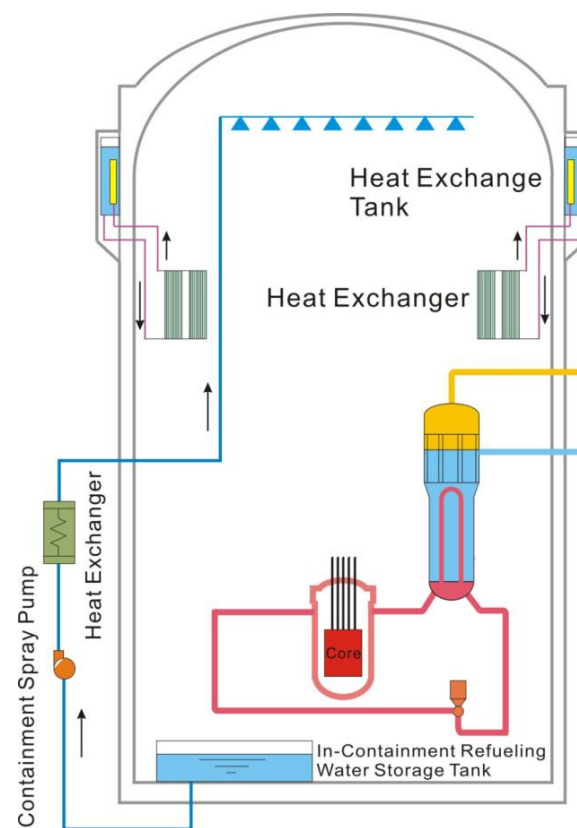
□ 堆芯余热排出



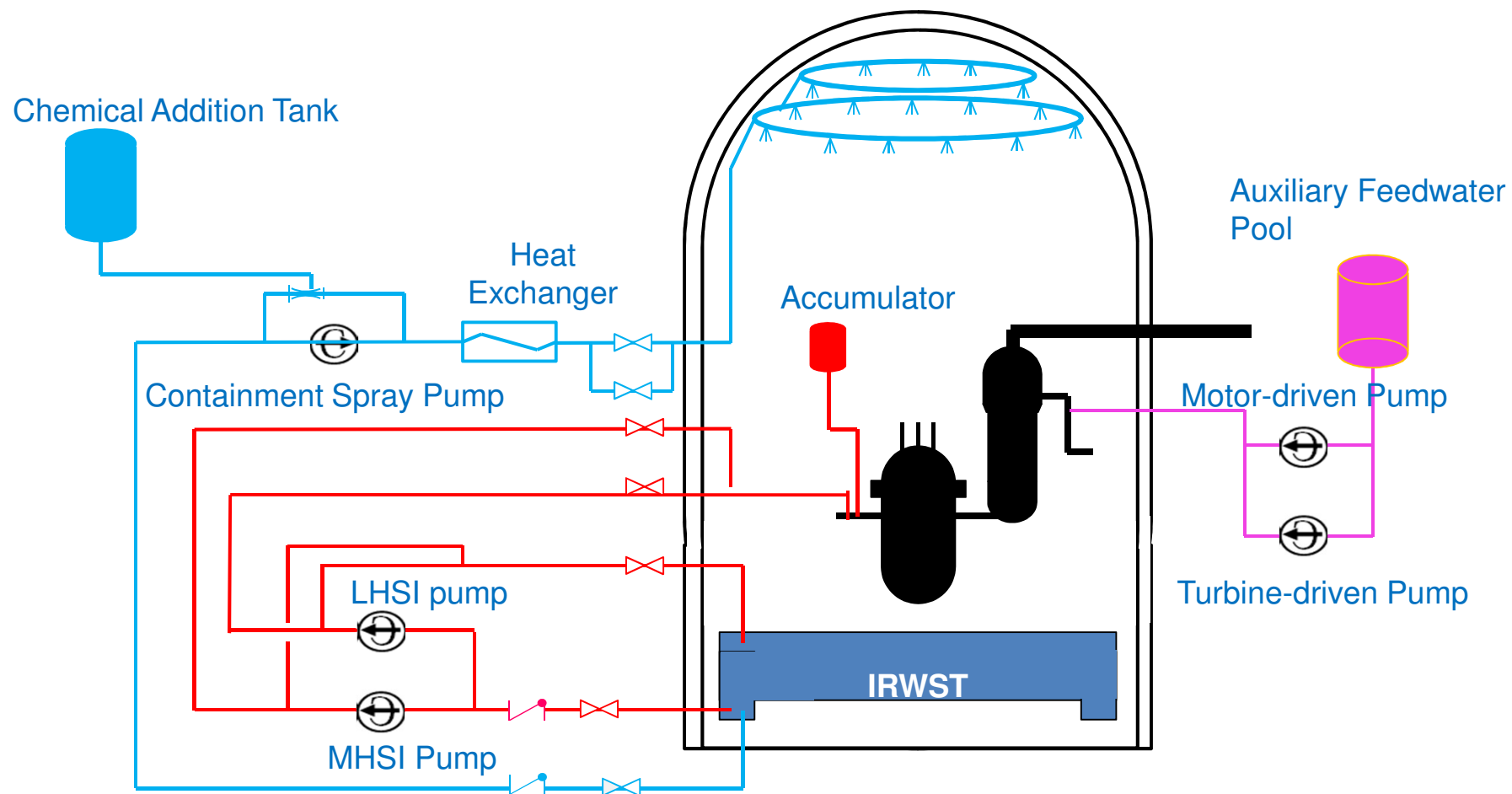
堆腔淹没和冷却



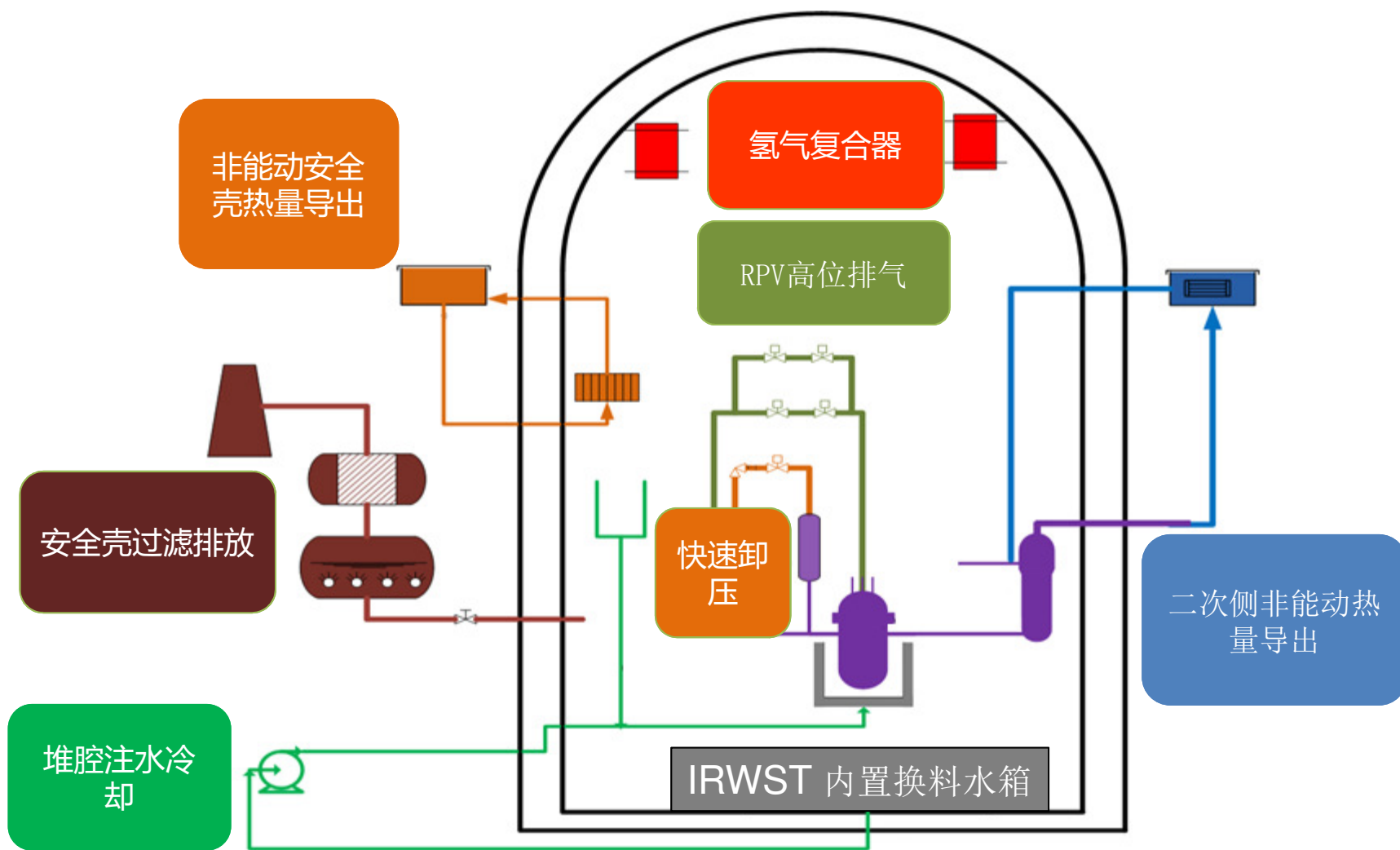
安全壳热量排出



□ 专设安全系统



□ 设计扩展工况应对措施



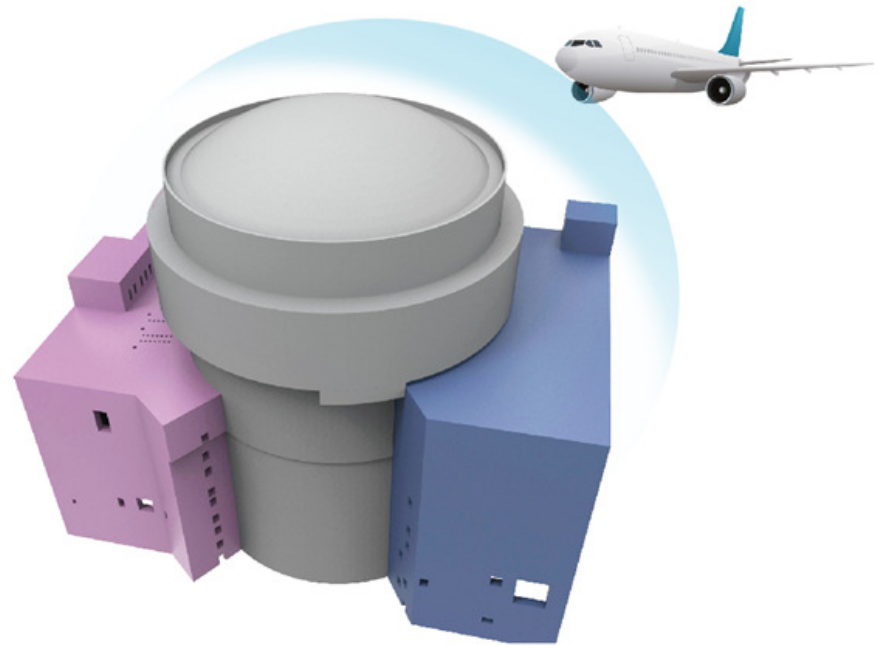
□ 应对外部事件的能力加强

- 核岛抗震设计采用0.3g地面加速度
- 采用抗商用大飞机撞击设计

✓ APC shell protection

(for Reactor Building, Fuel Building and Electrical Building containing MCR)

✓ Physical separation of redundant systems
(for Safeguard building)



□ 福岛事故经验反馈

应急给水方案

应急供电方案

延长操作员不干预时间

保守的抗震裕量

乏燃料池冷却和监测

应急设施可居留性和可用性



示范工程进展

福清5、6号机组施工进度



2015年5月7日5号机组核岛反应堆厂房浇筑第一罐混凝土



2015年11月22日5号机组反应堆厂房钢衬里模块三吊装



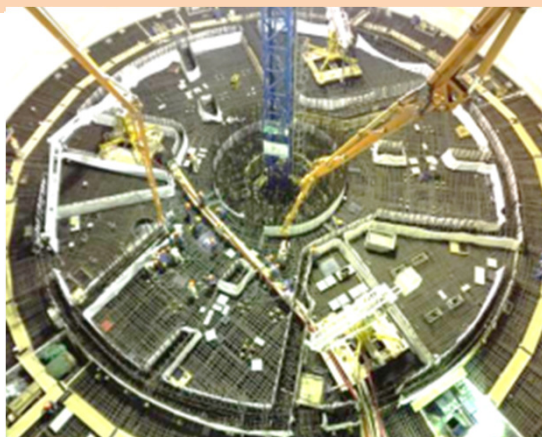
2015年12月22日6号机组核岛反应堆厂房浇筑第一罐混凝土



2016年4月11日5号机组安注箱设备引入



2016年4月13日6号机组安全厂房筏基四段混凝土浇筑



2016年5月12日5号机组反应堆厂房0米板混凝土浇筑

示范工程进展

福清5、6号机组施工进度



2016年8月12日5号机组反应堆厂房穹顶拼装开始



2016年8月26日6号机组常规岛第一块筏基混凝土浇筑完成



2016年9月20日5号机组核岛安装开工



2016年9月22日6号机组反应堆厂房钢衬里模块三吊装就位



2016年9月29日5号机组反应堆厂房钢衬里第13段吊装就位



2016年10月11日5号机组汽机厂房第5块0m楼板浇筑完成

示范工程进展

福清5、6号机组施工进度



2017年1月1日5号机组穹顶
拼装完成



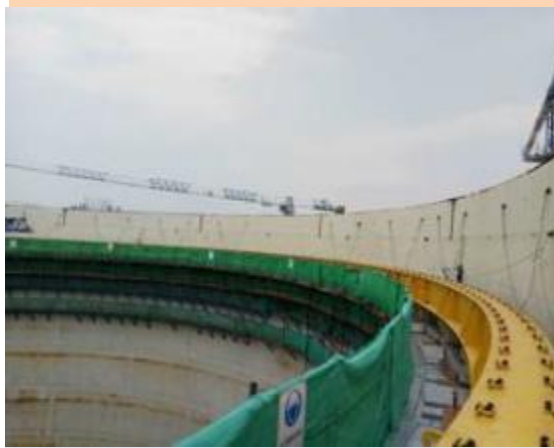
2017年1月16日5号机组核岛
消防泵房子项主体结构封顶



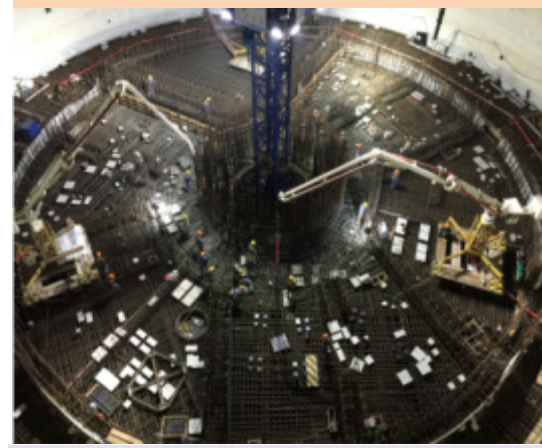
2017年1月25日6号机组三台
安注箱吊装就位



2017年3月16日5号机组首个
仪表支架安装开工



2017年4月7日5号机组环吊轨
道梁吊装完成



2017年4月13日6号机组反应
堆厂房0米板实现混凝土浇筑