需要全本请访问 www.ertongbook.com

中国电力百科全书

核能及新能源发电卷

中国电力出版社

目　　录

前言
凡例
核能及新能源发电卷序言
条目分类目录
彩图插页目录
正文…… 1～413
条目汉字笔画索引 …… 414
条目外文索引 (INDEX OF ARTICLES) …… 418
内容索引 …… 423
附录：
世界核电厂一览表 …… 435
世界已关闭的核电机组一览表 …… 449

条目分类目录

说　明

一、本目录供分类查检条目之用。

二、有的条目有多种属性，可能在几个分支学科和分类中出现。例如“核燃料”条既列入核电厂材料、系统和设备分支，又列入核燃料循环分支。

三、参见条（虚条）的页码采取虚实条兼注的方式，即参见条页码在括号外，被参见条页码在括号内。

四、凡加有［ ］者，不是条目标题，而是分类集合的提示词。例如［核电厂控制系统］、［压水堆冷却剂系统设备］。

［概论］

核能 …… 207

反应堆 …… 58

核能发电 …… 207

核电发展史 …… 200

核电厂 …… 160

秦山核电厂 …… 281

大亚湾核电厂 …… 21

核电厂安全性 …… 162

三里岛核电厂事故 …… 298

切尔诺贝利核电厂事故 …… 280

核电厂可靠性 …… 179

核电厂经济性 …… 177

先进核电厂 …… 341

核能供热 …… 209

核燃料资源 …… 226

钚的利用 …… 12

核电规划 …… 201

核电基础结构 …… 202

核电科学研究 …… 204

核能教育 …… 211

核电厂经济分析 …… 176

核燃料循环成本 …… 225

核电成本 …… 198

［核能国际关系］

国际原子能机构 …… 152

国际核贸易 …… 150

［核能学术交流］

国际核信息系统 …… 151

核能学术期刊 …… 212

核能国际会议 …… 210

世界核电营运者协会 …… 313

中国核学会 …… 396

美国核学会 …… 272

欧洲核学会 …… 276

原子能法 …… 379

新能源 …… 345

［基础理论］

核物理 …… 236

原子核 …… 379

核素 …… 236

同位素（见核素） …… 333(236)

放射性 …… 96

结合能 …… 245

核反应 …… 206

中子与物质的相互作用 …… 400

中子核反应截面 …… 396

聚变反应 …… 247

裂变反应 …… 265

中子源 …… 401

反应堆物理 …… 88

链式反应 …… 263

中子扩散 …… 397

中子慢化 …… 398

反应堆临界 …… 73

临界质量(见反应堆临界)…… 270(73)
反射层节省 …… 57
反应堆动态学 …… 69
反应性 …… 94
反应性控制 …… 95
控制棒 …… 252
反应性系数 …… 95
裂变产物毒性 …… 265
反应堆稳定性 …… 85
燃耗 …… 285
转换比 …… 409
堆芯寿期 …… 46
换料方案 …… 242
反应堆物理计算 …… 89
反应堆物理实验 …… 90
反应堆热工学 …… 80
反应堆释热 …… 81
裂变能 …… 268
堆内部件释热 …… 34
堆芯剩余释热 …… 45
反应堆传热 …… 65
堆内导热 …… 35
堆内换热 …… 38
临界热流密度 …… 270
堆内输热 …… 41
反应堆流体力学 …… 75
单相流 …… 23
两相流 …… 263
流动压降 …… 270
临界流 …… 269
反应堆热工设计 …… 77
反应堆稳态热工设计 …… 85
反应堆动态热工分析 …… 66
反应堆热工实验 …… 77

[核电厂材料、系统和设备]

反应堆材料 …… 62
核燃料 …… 218
燃料(棒)包壳材料 …… 286
燃料组件结构材料 …… 293
堆芯结构材料 …… 44
反应堆压力容器材料 …… 92
无延性转变温度 …… 340
主管道材料 …… 405
压水堆蒸汽发生器传热管材料 …… 364
反应堆冷却剂材料 …… 72
反应堆控制材料 …… 71
反应堆慢化剂材料 …… 75
反应堆屏蔽材料 …… 76
反应堆材料辐照效应 …… 63
反应堆结构力学 …… 70
反应堆水化学 …… 81
[核电厂电气设备]
核电厂厂用电系统 …… 166
核电厂安全级电气设备 …… 162
核电厂汽轮发电机 …… 184
压水堆核电厂 …… 357
压水堆本体 …… 353
燃料组件 …… 288
控制组件 …… 254
堆内构件 …… 37
控制棒驱动机构 …… 252
压水堆压力容器 …… 361
核蒸汽供应系统 …… 237
核岛(见压水堆核电厂)…… 160(357)
一次冷却剂系统 …… 369
一回路(见一次冷却剂系统) …… 370(369)
化学和容积控制系统 …… 238
硼回收系统 …… 277
余热排出系统 …… 378
[压水堆冷却剂系统设备]
蒸汽发生器 …… 388
压水堆一次冷却剂泵 …… 362
稳压器 …… 339
一回路卸压设备 …… 370
专设安全设施 …… 407
安全注射系统 …… 9
安全壳 …… 2
安全壳喷淋系统 …… 5
安全壳氢复合系统 …… 6

需要全本请访问 www.ertongbook.com

安全壳通风净化系统 …… 6
安全壳隔离系统 …… 5
辅助（应急）给水系统 …… 138
重要厂用水系统 …… 405
[压水堆辅助系统]
设备冷却水系统 …… 299
乏燃料贮存池冷却和净化系统 …… 57
[放射性废物处理系统]
废气处理系统 …… 106
废液处理系统 …… 107
固体废物处理系统 …… 148
[燃料装卸贮存系统]
燃料装卸搬运系统 …… 288
新燃料贮存架 …… 351
乏燃料贮存池 …… 56
二回路 …… 50
常规岛(见压水堆核电厂) … 16(357)
核汽轮机 …… 216
沸水堆核电厂 …… 108
重水堆核电厂 …… 401
压力管式重水堆本体结构 …… 352
石墨水冷堆核电厂 …… 309
石墨气冷堆核电厂 …… 307
改进型气冷堆核电厂 …… 139
高温气冷堆核电厂 …… 140
快中子增殖堆核电厂 …… 255

[核电厂的控制监测]

反应堆仪表监测系统 …… 93
核功率测量 …… 206
中子探测器 …… 398
堆芯中子通量密度测量 …… 46
堆内温度测量 …… 42
控制棒位置指示 …… 254
反应堆压力容器水位测量 …… 93
噪声诊断系统 …… 385
核电厂一回路监测系统 …… 193
[核电厂控制系统]
压水堆控制 …… 359
压水堆功率调节系统 …… 354
沸水堆控制 …… 110
重水堆控制 …… 404
气冷堆控制 …… 278
石墨水冷堆控制 …… 312
钠冷快中子增殖堆控制 …… 275
反应堆保护系统 …… 60
反应堆停堆系统 …… 84
专设安全设施驱动系统 …… 408
反应堆第二停堆系统 …… 66
反应堆保护参数 …… 59
反应堆保护装置 …… 62
堆芯保护系统 …… 43
[核电厂计算机应用]
核电厂计算机控制 …… 172
核电厂信息处理计算机 …… 192
核电厂仿真机 …… 168
[核电厂控制室]
主控制室 …… 406
应急控制室 …… 370
技术支援中心 …… 244
人因工程 …… 297

[核燃料与核燃料循环]

核燃料 …… 218
铀 …… 371
金属铀 …… 247
二氧化铀 …… 51
碳化铀 …… 328
钚 …… 11
钍 …… 333
铀钚混合陶瓷燃料 …… 372
铀钍混合陶瓷燃料 …… 378
弥散燃料 …… 272
核燃料循环 …… 223
铀矿地质 …… 376
铀矿石开采 …… 377
铀的提取和精制 …… 375
铀的化学转换 …… 374
铀的富集 …… 372
[燃料元件制造]
水冷堆燃料组件制造 …… 314
快中子增殖堆燃料组件制造 …… 260

高温气冷堆燃料元件制造 …… 142
石墨气冷堆燃料元件制造 …… 308
燃料组件辐照性能 …… 290
核燃料后处理 …… 220
乏燃料(见核燃料后处理) …… 53(220)
乏燃料运输 …… 53
乏燃料贮存 …… 55
临界安全 …… 268
放射性废物处理 …… 98

[核电厂建设和运行]
[核电厂建设]
建设前期工作 …… 245
可行性研究 …… 251
厂址选择 …… 16
地质 …… 33
地震 …… 32
气象 …… 279
水文 …… 316
人口密度 …… 296
环境影响报告 …… 239
安全分析报告 …… 1
工程服务 …… 145
项目管理 …… 343
工程设计 …… 146
总平面布置 …… 409
采购 …… 14
施工 …… 306
调试 …… 328
验收 …… 367
质量保证 …… 392
[核电厂运行和检修]
运行特点 …… 382
运行组织与人员培训 …… 384
运行规程 …… 381
核电厂正常起动与停闭 …… 197
运行工况 …… 380
[运行监督]
燃料元件破损监测 …… 287
蒸汽发生器传热管破损监测 …… 391
回路水质管理(见反应堆水化学) …… 242(81)
运行性能指标 …… 383
维修 …… 338
核设备在役检查 …… 229
核电厂燃料管理 …… 184
核电厂退役 …… 191

[核电厂安全管理]
核电厂安全要求 …… 165
纵深防御原则 …… 412
安全系统设计准则 …… 7
核安全等级 …… 157
核安全管理机构 …… 159
中国核安全管理机构 …… 395
外国核安全管理机构 …… 335
核安全法规 …… 159
中国核安全法规 …… 393
外国核安全法规 …… 335
国际原子能机构安全标准 …… 152
国际核安全公约 …… 149
核电厂安全管理 …… 161
核电厂安全许可证制度 …… 163
核电厂建设安全监督 …… 174
核电厂运行安全监督 …… 196
核电厂防火 …… 167
核电厂实体保卫 …… 186
核电厂事故分析 …… 187
核电厂事故分类 …… 186
设计基准事故 …… 300
严重事故 …… 366
核电厂事故分析方法 …… 188
核事故应急管理 …… 233
核事故应急计划与准备 …… 235
核事故应急措施 …… 231
核事故后恢复措施 …… 230

[核电厂辐射防护和环境保护]
辐射防护 …… 122
辐射防护标准 …… 124
辐射量和单位 …… 133
辐射防护基本原则 …… 125

辐射防护技术 …… 127
核电厂分区管理 …… 170
辐射屏蔽 …… 136
辐射安全分析 …… 121
辐射监测 …… 131
辐射监测仪表 …… 132
工作场所辐射监测 …… 147
个人剂量监测 …… 144
辐射环境监测 …… 129
核电厂流出物监测 …… 182
放射性废物管理 …… 101
放射性废物处理 …… 98
放射性废物处置 …… 100
核电厂环境影响 …… 171
环境影响评价 …… 241
核电厂源项 …… 195
核电厂流出物大气扩散 …… 180
核电厂流出物水体扩散 …… 183
放射性核素环境转移 …… 102
人的辐射效应 …… 293
放射性核素在人体内的代谢 …… 103
辐射防护评价 …… 128

[新能源发电]

聚变能 …… 248
聚变能资源 …… 249
等离子体约束 …… 25
等离子体不稳定性 …… 23
等离子体加热 …… 24
等离子体诊断 …… 26
聚变实验装置 …… 250
托卡马克聚变实验装置 …… 333
激光聚变实验装置 …… 243
裂变-聚变混合堆 …… 267
太阳能 …… 317
太阳能资源 …… 327
太阳能热发电 …… 326
集中式太阳能热发电 …… 243
分散式太阳能热发电 …… 111
太阳池发电装置 …… 317
太阳能光发电 …… 324
太阳能电池 …… 319
单晶硅太阳能电池 …… 22
多晶硅太阳能电池 …… 48
非晶硅太阳能电池 …… 104
化合物半导体太阳能电池 …… 237
光电化学电池 …… 149
太阳能电池发电系统 …… 323
生物质能 …… 304
生物质能资源 …… 304
生物质发电系统 …… 303
垃圾焚烧电站 …… 262
沼气电站 …… 386
木煤气电站 …… 272
薪柴电站 …… 351
风能 …… 118
风能资源 …… 119
风力发电 …… 113
风力发电机组 …… 116
风力发电储能系统 …… 115
风力发电机集群 …… 115
地热能 …… 29
地热资源 …… 31
地热发电 …… 27
地热井与井口装置 …… 27
闪蒸地热发电系统 …… 298
双循环地热发电系统 …… 313
全流式地热发电系统 …… 284
羊八井地热电站 …… 368
地热水防腐 …… 29
地热水防垢 …… 30
地热水回灌 …… 30
地热开发环境保护 …… 28
海洋能 …… 155
潮汐能发电 …… 18
波浪能发电 …… 10
海洋温差发电 …… 156
海流发电 …… 155
海水浓度差发电 …… 155
新能源联合发电系统 …… 350
氢能发电 …… 282

彩图插页目录

1．帕吕埃尔压水堆核电厂全貌（法国）…… 1
2．克雷·马尔维尔快中子增殖堆核电厂（法国）…… 1
3．布热核电厂鸟瞰（法国）…… 1
4．苏联第一座核电厂——奥布宁斯克核电厂…… 2
5．莱普罗角坎杜型重水堆核电厂外观（加拿大）…… 2
6．皮克灵重水堆核电厂全景（加拿大）…… 2
7．别洛雅尔斯基核电厂（俄罗斯）…… 3
8．以管理良好著称的芬兰洛维萨压水堆核电厂…… 3
9．比布利斯压水堆核电厂鸟瞰（德国）…… 3
10．在联邦德国 Hamm－Uentrop 的 THTR300 高温气冷堆参考电厂 …… 4
11．福岛第二核电厂（日本）…… 4
12．帕洛弗迪核电厂（美国）…… 4
13．秦山核电厂全貌（中国）…… 5
14．大亚湾核电厂远眺（中国）…… 5
15．链式裂变反应示意图 …… 7
16．1300 MW 压水堆核电厂总体布置图…… 6—7
17．压水堆本体结构 …… 8
18．压水堆冷却剂系统 …… 9
19．压水堆堆内构件 …… 9
20．压水堆燃料组件…… 10
21．汽水分离再热器…… 10
22．压水堆蒸汽发生器…… 11
23．稳压器…… 11
24．压水堆冷却剂泵外观…… 12
25．压水堆冷却剂泵剖视…… 12
26．压水堆控制棒驱动机构…… 13
27．压水堆装卸料机…… 14
28．AP600 先进压水堆核电厂总体布置…… 14—15
29．先进沸水堆核电厂总体布置…… 16
30．沸水堆燃料组件…… 17
31．沸水堆压力容器和堆内构件…… 17
32．沸水堆控制棒驱动机构…… 18
33．重水堆燃料元件…… 19
34．重水堆装卸料机…… 19
35．重水堆核电厂一、二回路流程示意图…… 20—21
36．CANDU6 重水堆核电厂总体布置…… 22—23
37．快中子增殖堆本体结构…… 24
38．克雷·马尔维尔快中子增殖堆堆芯…… 25
39．快中子增殖堆蒸汽发生器…… 25
40．HTR500 高温气冷堆核电厂总体布置…… 26—27
41．高温气冷堆装卸料系统…… 27
42．用于培训操纵员的核电厂仿真机…… 28
43．核电厂仿真机在进行人员培训…… 28
44．核电厂主控制室…… 29
45．大亚湾核电厂主控制室…… 29
46．乏燃料贮存水池…… 30
47．压水堆燃料组件装配…… 30
48．核燃料富集用铀同位素分离扩散机群…… 31
49．铀矿石样品…… 31
50．秦山核电厂施工现场夜景…… 32
51．大亚湾核电厂施工现场全景…… 32
52．核电厂施工中的大型起重吊车…… 33
53．核厂房中的环形吊车正在安装中…… 33

54．蒸汽发生器在转运中 …… 34
55．在反应堆压力容器顶盖上安装控制棒驱动机构的情景 …… 34
56．反应堆压力容器安装 …… 34
57．核电汽轮机在安装中 …… 35
58．核电厂汽轮机厂房 …… 35
59．长达 50 m 的核电厂除氧器 …… 35
60．核电厂固体废料处理装置 …… 36
61．核电厂废气过滤除碘装置 …… 36
62．核电厂辐射控制系统的装置 …… 36
63．核电厂环境贯穿辐射监测 …… 37
64．核防护器械和衣具 …… 37
65．核辐射探测器件：计数管（右），裂变室和电离室（左） …… 37
66．托卡马克聚变装置——中国环流器一号 …… 38
67．建于西藏阿里地区的 10 kW 太阳能光伏电站 …… 38
68．新疆达坂城风力发电厂 …… 38
69．羊八井地热电站四号机组扩建中的场景 …… 39
70．风力发电试验站 …… 39
71．法国朗斯潮汐电站全景 …… 40
72．江厦潮汐电站 …… 40
73．联邦德国 Geiselbullach 垃圾焚烧电站 …… 40

54．蒸汽发生器在转运中 …… 34
55．在反应堆压力容器顶盖上安装控制棒驱动机构的情景 …… 34
56．反应堆压力容器安装 …… 34
57．核电汽轮机在安装中 …… 35
58．核电厂汽轮机厂房 …… 35
59．长达 50 m 的核电厂除氧器 …… 35
60．核电厂固体废料处理装置 …… 36
61．核电厂废气过滤除碘装置 …… 36
62．核电厂辐射控制系统的装置 …… 36
63．核电厂环境贯穿辐射监测 …… 37
64．核防护器械和衣具 …… 37
65．核辐射探测器件：计数管（右），裂变室和电离室（左） …… 37
66．托卡马克聚变装置——中国环流器一号 …… 38
67．建于西藏阿里地区的 10 kW 太阳能光伏电站 …… 38
68．新疆达坂城风力发电厂 …… 38
69．羊八井地热电站四号机组扩建中的场景 …… 39
70．风力发电试验站 …… 39
71．法国朗斯潮汐电站全景 …… 40
72．江厦潮汐电站 …… 40
73．联邦德国 Geiselbullach 垃圾焚烧电站 …… 40

需要全本请访问 www.ertongbook.com

A

anquan fenxi baogao

安全分析报告 (safety analysis report, SAR)

核电厂营运单位(许可证申请者)在核电厂建造和运行前,向国家核安全当局提交的文件。根据核电厂建设的各个阶段,安全分析报告分为初步安全分析报告(preliminary safety analysis report, PSAR)、最终安全分析报告(final safety analysis report, FSAR)和修订的最终安全分析报告(revised final safety analysis report, RFSAR)。

编制安全分析报告的目的是向国家核安全当局报告拟建核电厂在建造和运行时能保证安全,并能保障工作人员和公众的健康和保护环境。国家核安全当局根据该报告评定核电厂能否获得建造许可证或运行许可证。

根据中国现行的核安全法规,核电厂营运单位在核电厂建造前必须向国家核安全局提交《建造申请书》、《初步安全分析报告》以及其他有关的资料。经审核批准后,取得《建造许可证》,方可动工建造。在核电厂首次向堆芯装载核燃料前,核电厂营运单位必须向国家核安全局提交《首次装料申请书》、《最终安全分析报告》以及其他有关的资料。经审核批准,取得《首次装料批准书》后,方可装载核燃料进行调试。从核电厂首次达到满功率之日起,经过12个月的试运行,营运单位向国家核安全局提交《修订的最终安全分析报告》以及其他有关的资料,经审核批准,获得《运行许可证》后,方可正式运行。

《安全分析报告》的内容包括核电厂的总说明,设计、事故分析以及为了尽量减小核电厂工作人员和公众遭受风险程度所采取的措施等方面的资料。

核电厂概述 叙述核电厂的类型及机组的数量,厂址的位置,核蒸汽供应系统和安全壳的类型及其设计者,预定竣工日期和每一机组投入商业运行的日期。此外,还应对厂址主要特征进行扼要说明,并对电厂设计作简要说明,包括主要设计准则、运行特征和核蒸汽供应系统的安全考虑,以及主要系统的简要叙述,如专设安全设施和应急系统,仪表、控制及电气系统,能量转化系统,燃料贮存和装卸系统,冷却水及其他辅助系统和放射性废物管理系统。

厂址特征 给出厂址及附近的地质、水文、气象及地震资料,详细说明厂址位置及附近人口分布、土地使用和经济情况。并应描述附近的工业、运输和军事设施,评价潜在事故(如火灾、爆炸、可燃蒸气云雾)对核电厂的可能影响。

构筑物、部件、设备和系统的设计 简述安全重要的构筑物、系统和部件的设计准则,说明如何满足法规中提出总的设计准则要求:①对安全重要的构筑物、系统和部件,必须作抗地震分类,和说明已设计成能承受安全停堆地震。②对安全重要的流体系统和部件,须作质量分组和说明为达到该质量水平所采用的设计特点和方法。③对构筑物、系统和部件须说明能承受电厂内部产生飞射物(如汽轮机和自然现象引起的飞射物)的设计依据。④根据反应堆运行工况的分类,划分机械系统和部件的瞬态或瞬态组合,提出应力分析的计算机程序清单。评定事故工况须考虑的问题及其荷载的计算方法。⑤对管道系统、机械设备和堆内构件,给出在振动荷载下为保证结构和功能完整性所采用的准则、试验程序和动力分析。⑥给出泵和阀门的试验大纲以及抗震Ⅰ类仪表、电气设备及其支承结构的抗震鉴定准则、方法和程序。⑦对机械、电气设备,给出有关环境状况和设计依据的资料等。

反应堆 提出反应堆在设计寿期内所有正常工况(稳态和瞬态)及事故工况下执行其安全功能能力的评价和支持性资料。给出燃料系统、堆内构件和反应堆控制系统的机械、核、热工与水力学设计和材料选择的简述。

反应堆冷却剂系统及与其连接的系统 简要描述系统及其部件。论证反应堆冷却剂系统能达到设计目标并在正常和事故工况下仍能保持其完整性。对于反应堆容器,给出基本设计的简述,列出适用的设计规范和依据,并给出足够详细的数据,以说明用于堆容器的材料、制造方法和检查技术符合所有适用的规范。给出对反应堆冷却剂泵、蒸汽发生器、冷却剂管道、余热排出系统和稳压器的性能要求和设计特性的描述。

专设安全设施 论述专设安全设施的材料,以及材料的相互影响可能对这些设施运行的损害。对于安全壳系统,说明安全壳的设计依据、特点和评价,安全壳中可燃气体的控制。简述应急堆芯冷却系统,给出该系统的所有子系统及其设计依据。提供详细资料说明裂变产物排除系统的运行性能。对于控制室可居留系统(包括屏蔽、空气净化系统、气候条件的控制、食物和水的贮存以及厨房和卫生设施),应说明确定其功能设计及其特性的依据。对于2级和3级(即质量B组

和C组）部件，应说明其在役检查大纲。

对于沸水堆核电厂，应说明对主蒸汽管道隔离阀泄漏控制系统拟采用的设计依据和准则，以及系统的初步设计和运行。

仪表和控制　重点说明构成反应堆保护系统的仪表及其相关设备，提供调节系统和仪表装置的分析。确定设计安全准则，提供保护系统功能技术设计依据的说明。这些系统包括事故停堆、专设安全设施、安全停堆、安全所需的全部其他仪表控制系统和安全相关显示信息控制仪表。

电力　简述核电厂厂用电系统和保安电力系统与电力系统的联系方式，包括厂内外供电系统。确定安全负荷及所执行的安全功能。说明所要求的电源类型（交流或直流），提供安全相关的电力系统中遵循的设计依据、准则、法规、标准和其他文件。

辅助系统　对反应堆安全停堆或保护公众健康必不可少的系统应予以说明，包括各系统和主要部件的设计依据。重点在对于反应堆及安全设施的可能影响和放射性物质的控制。这些系统包括燃料贮存与装卸、供水、空调、加热、冷却、通风、消防、通信、照明以及堆工艺辅助系统。

蒸汽电力转换系统　概述系统的主要设计特点，表明该系统在正常运行或瞬态工况下能完成功能而不会影响核电厂的安全。给出系统总流程图和重要的设计和工作特性的摘要。

放射性废物管理　论述核电厂控制、收集、输送、贮存、处理和处置含有放射性物质的气体、液体和固体废物的能力，以及监测放射性废物释放的仪器仪表。提供反应堆正常运行及发生预期运行事件时的源项及其计算模型和参数。给出废气、废液和废物管理系统的设计依据、释放准则和容许释放率。

辐射防护　给出核电厂在正常工况下和预期运行事件中的辐射防护方法以及对建造人员、操作人员所受辐射剂量的估计资料。论证职业性辐照符合合理可行尽量低的原则。叙述包含在放射性废物处理系统各项设备中的辐射源和其他辐射源，如堆芯、乏燃料贮存池及各种辅助系统等。说明辐射防护特点并给出保健物理大纲。

运行管理　给出核电厂生产准备工作和运行计划的资料。①说明负责核电厂设施的设计、审查、批准、施工管理、试验及运行等各项任务的机构及其职责，工作人员数量和合格条件；②提出核电厂工作人员培训大纲；③提出应急计划及其执行机构；④提出对运行阶段安全重要活动的审评和检查计划；⑤提出在常规运行、非正常运行和应急活动中所采用的管理规程、运行规程和维修规程；⑥提出核电厂实体保卫的具体计划。

调试大纲　核蒸汽供应系统以及其他辅助系统的构筑物、系统和部件的调试大纲，包括运行前试验、初始装料和初始临界、低功率试验和提升功率试验等阶段。初步安全分析报告叙述调试大纲总计划。最终安全分析报告应进一步说明：①调试大纲将由足够的合格人员完成；②将予实施的行政管理办法；③对电厂运行和技术人员的培训；④对应急程序适用性的验证。此外，应就调试大纲的范围、进度、采用的法规、试用的电厂运行和应急程序、所利用的其他核电厂调试经验等提供专门资料。

事故分析　对假设的核电厂运行过程参数波动和设备误动作或故障，进行响应分析和安全评价，以确定运行限值、安全系统整定值和部件与系统的运行技术条件。这些分析是国家核安全管理部门为颁发核电厂建造和运行许可证的审评重点。许可证申请者应对假想的瞬态和事故进行分类，对各个初始事件逐一评价。对典型的初始事件，如反应堆冷却剂系统流量减少、功率分布异常、未能紧急停堆的预期瞬变等，均应按照规定的格式予以评价。

技术规格书　核电厂运行许可证的申请者应提交拟采用的技术规格书及其依据，经国家核安全管理当局审查并修改后，作为运行许可证的限值和条件。核电厂许可证申请者应分阶段提出初步和最终技术规格书，包括数据、曲线、图表及其他数据。

质量保证　核电厂许可证申请者应制订一份质量保证大纲（quality assurance programme），并说明在设计、建造和运行中如何实施该大纲。质量保证大纲的实施，要求建立管理和指导的机构，明确规定其职责、权限及内外联络渠道。大纲的内容包括文件（如程序、细则和图纸）、设计、采购、物项（包括材料、零件、部件、系统、构筑物及计算机软件）、工艺过程、检查和试验、不符合项的管理、采取的纠正措施、记录（包括审查、检查、试验、监查、工作执行情况的监督、材料分析结果、电厂运行日志及与质量有关的资料等）和监查。

人因工程　核电厂许可证申请者在初步安全分析报告中提供的资料，应保证核电厂的最终设计符合设计准则和适用的人因工程原则，并留有足够安全裕度。在最终安全分析报告中，提出最终设计符合设计准则和适用的人因工程原则的证据。

（任常平）

anquanqiao

安全壳　（containment）　用来包容压水堆冷却剂系统及某些安全重要系统的构筑物。安全壳应设计成能经受事故条件下所导致的各种静态和动态载荷，

包括在最大失水事故条件下（如冷却剂主管道的双端断裂），由于冷却剂的喷放所造成的内压。安全壳作为最后一道屏障（见纵深防御原则），用以防止在事故条件下放射性物质向环境释放。同时，安全壳也用以保护反应堆系统抗御外部事件（如飓风、飞射物撞击等）。

从对付失水事故时漏出的水蒸气所产生的压力来分，安全壳有三种基本类型，即大型干式安全壳、冰凝式安全壳和鼓泡/凝结式安全壳。从防止放射性物质向环境泄漏的角度安全壳可分为单层和双层两种。从建筑结构上又可分为钢制和混凝土制两类。目前，世界上大型压水堆核电厂采用最多的是预应力混凝土圆柱型单层大型干式安全壳。

预应力混凝土安全壳　60年代中期，法国首先采用带有薄钢板衬里的预应力混凝土安全壳，其后在美国等国家推广，并有所发展。按发展时间先后大致有三种形式：①第一种预应力混凝土圆筒形安全壳采用扁拱顶，布置了三组互成120°的预应力钢索，筒壁环向预应力钢索锚固在六个扶壁上，竖向预应力钢索上端锚固在顶端环梁上，下端锚固在安全壳底板中设置的环形廊道顶部（见图1）。②第二种预应力混凝土安全壳将扶壁数量减少到三个，为工艺布置留出较多的工艺管道及电气贯穿件开孔所需的位置。环向预应力钢索锚固在相隔240°的扶壁外侧而穿过了一个中间扶壁的内侧，这样锚头亦大为减少。设计中充分发挥普通钢筋的作用，使筒壁预应力有所降低。③第三种预应力混凝土安全壳将拱顶改为半球形，省去了环梁，拱顶的预应力钢索与筒壁竖向钢索合而为一，呈倒U形，改善了安全壳结构的受力性能，因而比第二种更经济合理，钢索的长度超过150m，对施工技术要求较高。

这类安全壳是依靠本身巨大的容积再配以喷淋冷却系统来限制失水事故时大量水蒸气所产生的压力积聚。通常这种安全壳的设计压力为0.4～0.5MPa。整个构筑物用6mm的钢板焊起来作为内衬，用以防止蒸汽泄漏。一般要求安全壳在设计压力下24h内泄漏量应小于自由体积的0.1%～0.5%。

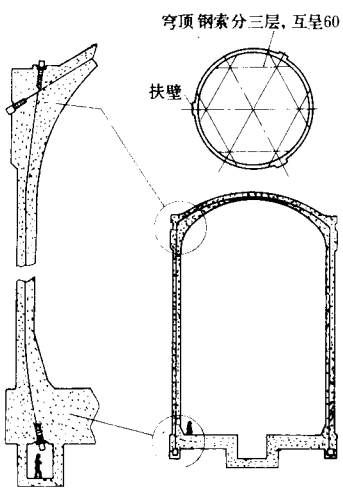


图1　预应力混凝土安全壳

其他类型安全壳　主要有：①冰凝式安全壳。将失水事故时产生的蒸汽导至冰冷凝器，使之冷却凝结，从而限制安全壳的最高压力（见图2）。冰凝式安全壳的

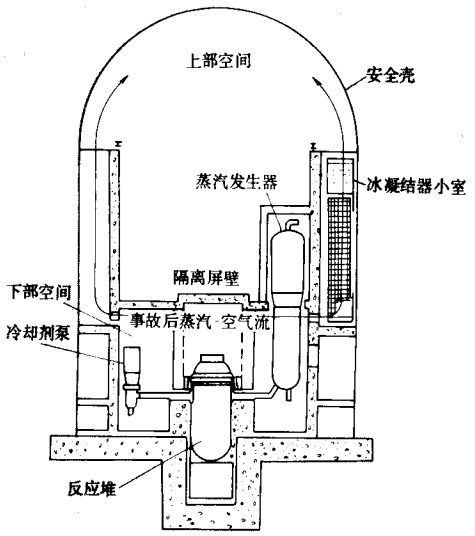


图2　冰凝式安全壳示意图

体积可比大型干式安全壳的小50%。②鼓泡/凝结式安全壳。其示意图见图3。为了降低安全壳的设计压

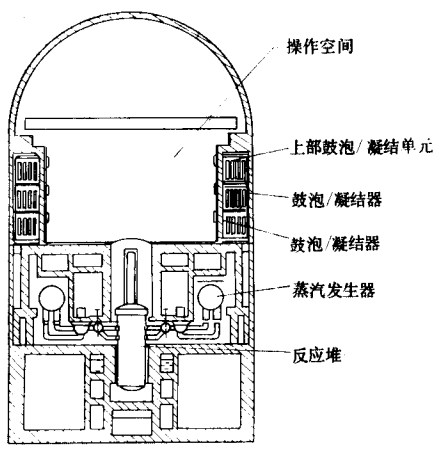


图3a　ВВЭР213型反应堆的鼓泡/凝结式安全壳示意图

力，也可以将失水事故时产生的蒸汽－空气混合物导入一个弛压水池（像所有沸水堆上采用的）或许多弛压小室（苏联设计建造的ВВЭР-440或ВВЭР-1000均采用此方式）。经鼓泡后，将蒸汽凝结下来，而空气冷却后进入安全壳。在此过程中，蒸汽－空气混合物中的放射性颗粒及卤素大量被洗涤下来，减少了安全壳内的

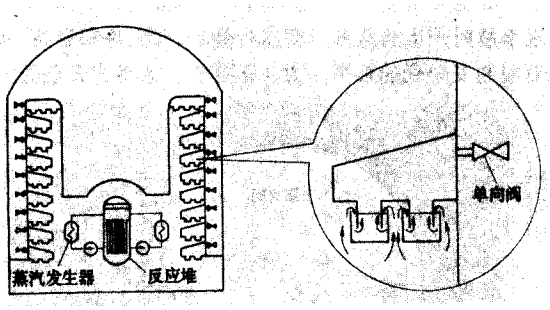


图 3b　BBЭP 的鼓泡/凝结塔

放射性，进而减少释放到环境中的放射性。③双层安全壳。其内层通常为钢结构，主要承受事故压力；其外层通常为钢筋混凝土结构，主要承受外界载荷。两层之间有一环形间隙，可保持一定负压，将从内层安全壳漏出的放射性气体经过滤器后由排气烟囱排出。德国的压水堆核电站采用这类设计（见图 4）。钢球壳直径 53m，耐压 0.59MPa，外层混凝土壳外径为 59.2m。

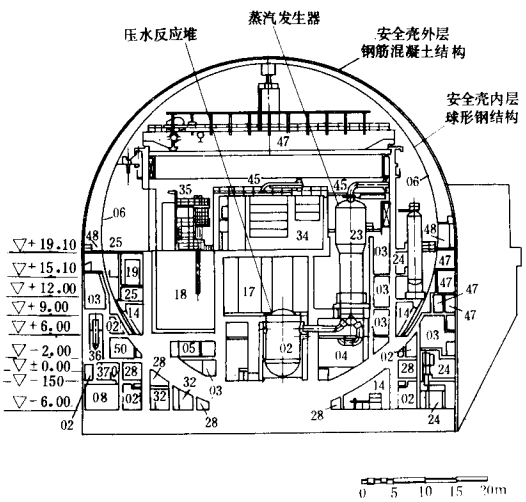


图 4　德国压水堆双层安全壳示意图

安全壳的辅助系统　为了维持安全壳的完整性并实现其功能，应设置一系列的辅助系统，包括安全壳喷淋系统、安全壳隔离系统、冷却系统、空气净化系统、安全壳氢复合系统、管道与电缆的贯穿件、人员进出的空气闸门等。

为防止压水堆安全壳的超压破坏以及由此带来的放射性后果，欧洲有些国家安装了安全壳通风净化系统（FVCS）。该系统是一个与安全壳相连接的备用系统，其功能是当反应堆失水事故后，为防止安全壳内因压力积累过高而破坏，给安全壳提供一个卸压过滤装置。过滤装置的类型很多，有干式的，如法国所有压水堆核电厂已经或将要安装的砂堆过滤器（见图 5），中国大亚湾核电厂也安装了同样的装置。德国则广泛采用不锈钢纤维过滤器；也有湿式的，如瑞典采用的多头文丘里管洗涤系统（见图 6）。美、日等国对是否必须安装这类安全壳过滤通风系统尚没有明确的态度。

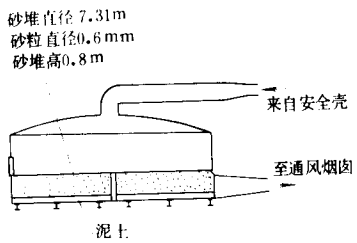


图 5　压水堆砂堆过滤器示意图

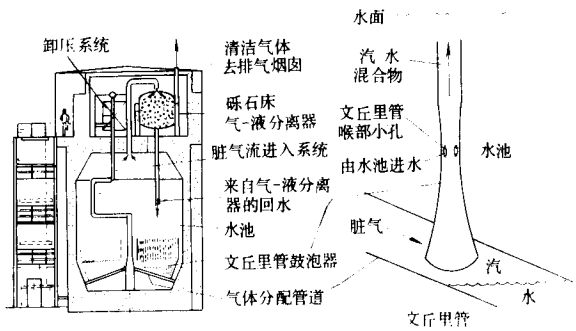


图 6　多头文丘里管洗涤系统示意图

从上述描述可以看出安全壳的有关系统是一个非常庞大、耗资很大的系统。

新一代压水堆的安全壳概念设计　随着先进型压水堆设计发展，相应的安全壳的设计也有所发展，主要是简化系统，力求采用非能动部件来完成安全功能，这样既提高了安全性也可大大节省投资。例如美国发展的先进型压水堆 AP-600（见先进核电厂）采用非能动的空气冷却系统（见图 7）。圆柱形钢安全壳建筑物四

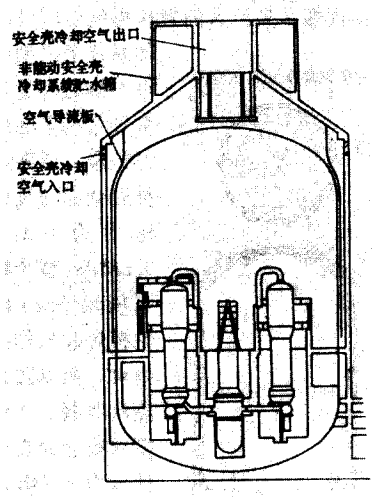


图 7　AP600 非能动安全壳冷却系统示意图

周，围以带通风的混凝土屏蔽性建筑物；靠这两个构筑物之间的气流把安全壳壳体的热量带走。安置在顶部水箱中的水将依靠重力洒在钢壳体外表面上，可以在事故后的整整一天内通过这些水的蒸发提高传热系数。英、美联合设计的一体化压水堆SIR，由于一回路系统采用了一体化的结构，因而有可能将体积较小的压力壳舱室作为安全壳的主要边界（见图8），将失水事故产生的蒸汽一空气混合物导至8个密闭的弛压水箱，弛压水箱的外表面为冷却肋片，由非能动式的空气冷却，小体积的安全壳系统设计压力为0.3MPa。弛压水箱不仅可兼作备用的非能动的余热排出系统和一次冷却剂的补给系统，因而大大提高了堆的事故安全性，同时有可能大大降低安全壳的造价。

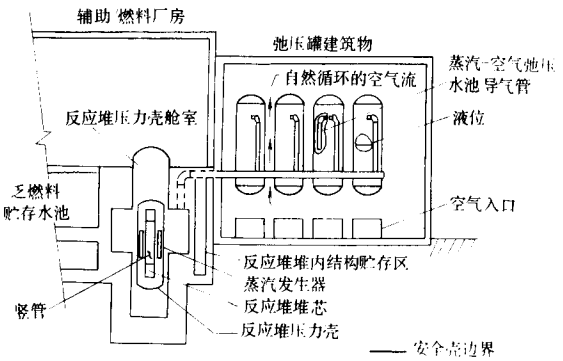


图8 SIR反应堆的安全壳边界和弛压系统

（林伟贤 薛大知）

anquanqiao geli xitong

安全壳隔离系统 （containment isolation system） 将反应堆安全壳建筑物与外界的一切可能的联系通道关闭的各种装置的总称。用于当反应堆冷却剂系统发生失水事故或主蒸汽管道发生破裂事故（见设计基准事故）时，将贯穿安全壳的工艺管道迅速隔离，以阻止或限制放射性物质向环境释放，系专设安全设施之一。

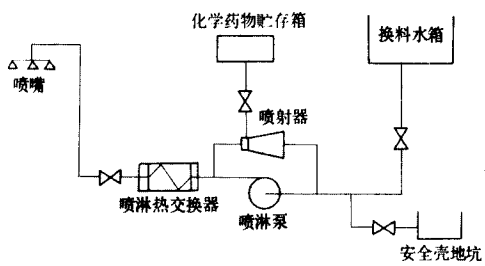
根据各工艺管道的具体情况，选用下列不同的隔离装置：①对贯穿安全壳的管道，在其紧靠安全壳的内、外两侧处，一般各设置一个自动动作隔离阀，使单一能动部件的故障不会妨碍安全壳的隔离；②对既不属于反应堆冷却剂压力边界的一部分，又不直接与安全壳内大气相通的管道，至少应在安全壳的外侧设置一个自动动作隔离阀；③对失水事故时仍需工作的专设安全设施系统，可用止回阀作为安全壳内侧的自动动作隔离阀。

设计要求：①安全壳隔离阀本身及两隔离阀之间的管道，如果构成反应堆冷却剂压力边界的一部分，应按核安全1级设计，其余均按核安全2级设计，并均属抗震Ⅰ类；②隔离阀的关闭时间，无论阀门大小，均不得超过1min，对能从安全壳通往外界的非闭合系统的管道，例如，安全壳的净化和放气管道，则其关闭时间不得超过5s；③安全壳内外两侧自动动作隔离阀的电源需分别连接至不同的可靠电源；④隔离阀需有防飞射物，防管子甩击和防射流冲击等屏障；⑤隔离阀需具有能定期进行可运行性试验和泄漏率检测的设施；⑥如果把卸压阀用作隔离阀，其动作压力的整定值须大于安全壳设计压力的1.5倍；⑦应将专设安全设施各系列的隔离阀作分隔布置，失水事故后具有强放射性的管道的隔离阀，须集中设置在专用的隔离阀室，室内应保持负压，并需对所排气体进行除碘处理。

（戚正文）

anquanqiao penlin xitong

安全壳喷淋系统 （containment spray system） 用于在失水事故和安全壳内主蒸汽管道破裂事故后，降低安全壳内的峰值压力和温度，防止安全壳超压的系统。专设安全设施之一。在失水事故时，在喷淋水中添加的化学药物（NaOH），能除去安全壳空气中的气体裂变产物，从而减少气态裂变产物（主要是元素碘）可能向环境的泄漏量。喷淋液最终集中于用于收集厂房和设备间设备的泄漏水、设备和地面的去污水及冲洗水的安全壳地坑中，添加的化学药物可以实现安全壳地坑水的化学控制，使其中的水的pH值控制在8.5～10.5，这样可以长期滞留碘，并减少安全壳内设备的腐蚀和限制金属表面与喷淋液作用而产生氢（见图）。



安全壳喷淋系统流程原理图

本系统通常由两个独立的、分隔的喷淋系列和一个共用的化学药物添加回路组成。两个喷淋系列可同时使用，以缩短处理事故的过程；其中任何一个系列失效时，都不会丧失系统的安全功能。

每个喷淋系列设置一台喷淋泵和一台喷淋热交换器。喷淋泵通常为离心式，每台泵设有小流量旁通管，以防止泵由于闭阀运行受到损坏和过热。要求把喷淋

泵布置得低于安全壳地坑，以使泵有一定的净正吸入压头而避免发生汽蚀。某些核电厂的喷淋热交换器与余热交换器共用，也有一些核电厂不设置喷淋热交换器。化学药物贮存箱内的药物通常为NaOH溶液，由喷射器利用喷淋泵进出口压差喷入水中。喷淋系统的喷嘴通常为离心式，典型的喷嘴口径约为10mm。喷嘴布置在安全壳内尽可能高的位置。为满足去除裂变产物的要求，应使喷淋液所覆盖的安全壳横截面积达到90%以上。喷淋液滴一般不超过100μm。为降低安全壳压力，喷淋液滴应均匀分布在安全壳运行层以上至少75%的净自由容积内。

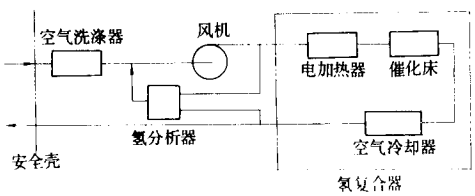
注射工况　发生失水事故和安全壳内主蒸汽管道破裂事故时，由安全壳高压信号起动喷淋泵，吸取换料水箱内的含硼水，经喷淋管线和喷嘴喷入安全壳内。发生失水事故后，由安全壳高放射性信号起动化学药物添加回路，由喷射器将化学药物贮存箱内的NaOH溶液注入喷淋水。

再循环工况　安全壳喷淋泵从安全壳地坑中吸水，唧送通过喷淋热交换器管侧，靠壳侧的设备冷却水排出热量。冷却后的水喷入安全壳内。安全壳地坑应设置过滤网，滤去6.5mm以上的颗粒，防止堵塞管嘴。安全壳地坑及其出口管的设计须保证泵吸水段不发生汽蚀。

（范霞飞）

anquanqiao qingfuhe xitong

安全壳氢复合系统　(containment hydrogen recombination system)　控制安全壳内大气中氢浓度不超过形成爆炸混合物限制值的系统。亦称安全壳消氢系统，系专设安全设施之一。安全壳内的氢气一般来源于失水事故时的锆水反应、金属材料腐蚀以及堆芯水因辐照而产生的分解。



安全壳氢复合系统流程原理图

本系统通常设置两个独立的、分隔的安全壳氢复合系列，每个系列设置一台空气洗涤器、一台风机和一台氢复合器，两个系列共用一台氢分析器（见图）。两个系列同时使用时，可以缩短处理事故的过程。其中一个系列失效时，不会丧失本系统的安全功能。

失水事故后，当安全壳内空气中氢气的体积浓度达到约1.5%时，本系统投入运行。风机从安全壳的不同高度、不同方位以及可能积聚氢气的房间吸取空气，首先使之经过空气洗涤器（洗涤用水为除盐水），除去其中的可溶性放射性微尘、以及悬浮在空气中的氢氧化钠和硼酸等物质，再将这些气体送入氢复合器。氢复合器通常采用触媒催化原理，先由电加热器将洗涤后的空气加热到310～330℃，然后使之进入贵金属（例如钯）催化床，使氢和氧复合成水蒸气。将除氢后的高温空气送入空气冷却器，冷却后送回安全壳。氢复合器的另一种型式是从安全壳内抽出空气，先电加热到650～760℃，再送入反应室，将氢和氧复合成水蒸气。当氢复合器失效，或安全壳内氢气产生过多、超过氢复合器的容量时，由专设的排气阀，将安全壳内的部分空气排向大气，以降低安全壳内空气中的氢浓度。

有些核电厂不设置氢复合系统，通过安全壳通风净化系统和排气装置控制氢浓度。

氢气爆炸的危险浓度约为4%，氢复合器容量的设计要求是一台氢复合器的投入，可使失水事故后安全壳内氢浓度保持不超过2.5%。

为了防止失水事故后安全壳内局部区域的氢浓集，设置空气搅拌风机，使安全壳内的空气对流，实现氢气分布均匀化。安全壳喷淋系统的工作，对安全壳内的空气也有搅拌作用，有助于消除局部区域的氢浓集。

（范霞飞）

anquanqiao tongfeng jinghua xitong

安全壳通风净化系统　(containment ventilation and purge system)　为满足反应堆运行和停堆换料期间人员进入安全壳对环境空气所需的条件，以及参与失水事故后将空气冷却而设置的若干系统的总称。（见专设安全设施）

反应堆运行期间，由于一次冷却剂系统的散热，安全壳内的空气温度不断上升，同时，由于一次冷却剂系统的泄漏，安全壳内空气中含有放射性物质。通风净化系统的任务就是排出安全壳中空气的热量及去除其中的放射性物质。

安全壳冷却系统有安全壳空气冷却系统、工艺设备或设备房间通风冷却系统等，安全壳空气净化系统有安全壳空气循环过滤系统、安全壳清洗通风系统等（见图）。

安全壳空气冷却系统　用以排出安全壳内的热量，保持安全壳内温度一般不超过50℃。这是考虑电气设备及仪表等能正常持续运行的需要。系统通常由风机、以冷冻水为介质的冷却装置、风阀及有关控制仪表等组成。

安全壳的空气冷却系统是否需在失水事故后发挥

需要全本请访问 www.ertongbook.com