



# 中华人民共和国国家标准

GB/T 4960.2—1996

---

## 核科学技术术语 裂变反应堆

Glossary of terms: nuclear science and technology  
—Fission reactor

1996-03-31 发布

1996-10-01 实施

---

国家技术监督局 发布

# 目 次

1 主题内容与适用范围 .....	1
2 反应堆堆型 .....	1
3 反应堆本体及物理、热工 .....	2
4 反应堆工艺系统 .....	13
5 调试与运行 .....	17
6 核安全 .....	19
附录 A 汉语拼音索引(补充件) .....	23
附录 B 英文索引(补充件) .....	28
附录 C 反应堆堆型的缩略语(参考件) .....	37

# 中华人民共和国国家标准

## 核科学技术术语 裂变反应堆

GB/T 4960.2—1996

Glossary of terms: nuclear science and technology  
—Fission reactor

### 1 主题内容与适用范围

本标准规定了裂变反应堆领域有关的术语及其定义。

本标准适用于裂变反应堆领域内编制标准,编写标准和技术文件,翻译文献及国内国际技术交流等。

### 2 反应堆堆型\*

#### 2.1 (核)反应堆 (nuclear) reactor

能维持可控自持链式核裂变反应的装置。

注:更广泛的意义上讲,反应堆这一术语应覆盖裂变堆、聚变堆、裂变聚变混合堆,但一般情况下仅指裂变堆。本标准中,反应堆系指裂变反应堆。

#### 2.2 动力(反应)堆 power reactor

用于发电、推进和供热等用途的反应堆。

#### 2.3 供热(反应)堆 heating reactor

用于向居民和(或)工业设施等供热的反应堆。

#### 2.4 研究(反应)堆 research reactor

主要作基础研究或应用研究用的反应堆,例如:

- a. 高通量反应堆;
- b. 脉冲反应堆;
- c. 材料试验反应堆;
- d. 零功率反应堆。

#### 2.5 生产(反应)堆 production reactor

主要用于生产易裂变材料的反应堆。除另有说明外,通常指生产钚的反应堆。

#### 2.6 增殖(反应)堆 breeder reactor

转换比大于1的反应堆。

#### 2.7 空间反应堆 space reactor

将核裂变反应产生的能量转换成电能作为航天飞行器电源的一种核反应堆。

\* 常见的堆型缩略语见附录C。

- 2.8 微型中子源反应堆 miniature neutron source reactor  
用高浓金属铀作燃料元件,金属铍作反射层,轻水慢化,自然对流冷却的一种作中子源用袖珍式核反应堆,可用于中子活化分析及少量研究用短寿命示踪同位素的制备。
- 2.9 零功率(反应)堆 zero-power reactor; zero-energy reactor  
临界装置 critical assembly  
设计在极低功率下运行,不需要专门设置冷却剂系统的反应堆。
- 2.10 脉冲(反应)堆 pulsed reactor  
用于产生短持续时间强中子脉冲的反应堆。
- 2.11 实验(反应)堆 experimental reactor  
主要为取得设计或研制一座反应堆或一种堆型所需的堆物理或堆工程数据而运行的反应堆。
- 2.12 示范(反应)堆 demonstration reactor  
为证明某种反应堆在技术上的可行性和研究其经济潜力而设计的反应堆。
- 2.13 原型(反应)堆 prototype reactor  
基本设计相同的系列中的第一个反应堆。有时用于指主要特点与最终系列相同但规模较小的反应堆。
- 2.14 商用(反应)堆 commercial reactor  
用于商业目的(如供电、供热、海水淡化等)的反应堆。一般说,商用堆是技术上比较成熟的反应堆。
- 2.15 重水(反应)堆 heavy-water reactor (HWR)  
以重水(D<sub>2</sub>O)作慢化剂的反应堆。
- 2.16 轻水(反应)堆 light-water reactor (LWR)  
以水或汽水混合物作反应堆冷却剂和慢化剂的反应堆。
- 2.17 沸水(反应)堆 boiling water reactor (BWR)  
主要通过反应堆冷却剂(水)的汽化导出堆内释热的反应堆。
- 2.18 压水(反应)堆 pressurized water reactor (PWR)  
反应堆冷却剂水保持在不发生整体沸腾的压力之下运行的反应堆。
- 2.19 压力管式(反应)堆 pressure tube reactor (PTR)  
反应堆冷却剂在承受冷却剂压力的多个管道内流过的反应堆。
- 2.20 游泳池(反应)堆 swimming pool reactor  
燃料元件浸在水池中而水既作慢化剂也作冷却剂和生物屏蔽用的反应堆。
- 2.21 液态金属冷却(反应)堆 liquid metal cooled reactor  
以液态金属作反应堆冷却剂的反应堆。
- 2.22 气冷(反应)堆 gas-cooled reactor (GCR)  
以气体作反应堆冷却剂的反应堆。
- 2.23 高通量(反应)堆 high-flux reactor  
通常指热中子通量密度大于  $10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  的反应堆。
- 2.24 一体化(反应)堆 integral reactor  
一次冷却剂回路和二次冷却剂回路之间的热交换器装在反应堆容器内的反应堆。
- 2.25 高温气冷(反应)堆 high-temperature gas-cooled reactor (HTGR)  
采用包覆颗粒燃料,石墨作为慢化剂和堆芯结构材料,惰性气体作为反应堆冷却剂,且出口温度高的反应堆。

### 3 反应堆本体及物理、热工

#### 3.1 物项 item

材料、零件、部件、系统、构筑物以及计算机软件的通称。

- 3.2 反应堆容器 reactor vessel  
包容反应堆堆芯的主容器。
- 3.3 反应堆压力容器 reactor pressure vessel (RPV)  
承受一定运行压力的反应堆容器。
- 3.4 排管容器 calandria  
一种具有若干内部管道或通道的密闭的反应堆容器。这些管道或通道的设计应能使液态慢化剂与冷却剂隔开,为辐照装置提供空间或容纳压力管。
- 3.5 (反应堆)堆芯 (reactor) core  
反应堆内能进行链式核裂变反应的区域。
- 3.6 转换区 blanket  
为转换目的而在堆芯周围或内部放置可转换材料的区域。
- 3.7 再生区;增殖区 breeding region  
增殖堆中放置可转换材料的区域。
- 3.8 熔化堆芯收集器 melting core catcher  
用于某些反应堆的一种专设安全装置。它安装于堆芯结构下部,专用于在堆芯发生熔化事故时收集流落的熔融燃料和材料。
- 3.9 燃料元件 fuel element  
反应堆内以核燃料作为主要成分的结构上独立的最小构件,它的具体形状有棒状、板状和球状等。
- 3.10 燃料组件 fuel assembly  
组装在一起并且在堆芯装料和卸料过程中不拆开的一组燃料元件。
- 3.11 增殖元件 breeder element  
增殖堆中以可转换材料为主要成分的结构上独立的最小的构件。
- 3.12 增殖组件 breeder assembly  
组装在一起并且在反应堆装料和卸料过程中不拆开的一组增殖元件。
- 3.13 燃料相关组件 fuel associated assembly  
控制棒组件、中子源组件、可燃毒物组件和阻力塞组件的统称。
- 3.14 控制棒 control rod  
反应堆内用于控制反应性的可动部件,有时也叫控制棒组件。
- 3.15 调节棒 regulating rod  
用于微调或精调反应性的可动部件。
- 3.16 补偿棒 shim rod  
补偿反应性和中子通量密度分布的长期变化的可动部件。
- 3.17 安全棒 safety rod  
为紧急停堆提供负反应性贮备的控制棒。
- 3.18 阻力塞组件 thimble plug assembly  
在不插控制棒、可燃毒物和中子源的燃料组件内,为限制导向管旁流而设置的组件。
- 3.19 可燃毒物组件 burnable poison assembly  
含有可燃毒物、具有补偿部分剩余反应性作用的固定式组件。
- 3.20 中子源 neutron source  
能发射中子的装置或物质。
- 3.21 启动中子源 neutron source  
反应堆由次临界向临界接近的过程中,为了增加中子通量密度使之易于测量而置于堆内的中子

源。

- 3.22 中子源组件 neutron source assembly  
在反应堆堆芯中用于直接或经辐照后发射中子的组件。
- 3.23 堆内构件 reactor internals  
在反应堆容器内,除燃料组件、燃料相关组件及增殖组件以外的所有其他构件的统称。
- 3.24 堆芯栅板 core grid  
位于堆芯端部,使燃料组件和堆内中子探测器定位的栅板。常分为堆芯上栅板和堆芯下栅板。
- 3.25 反应堆栅格 reactor lattice  
在非均匀堆中,按照某种有规则的图形布置的燃料和其他材料的阵列。
- 3.26 栅元 cell  
反应堆各栅格中具有相同材料组成和几何形状的单元。
- 3.27 (堆芯)吊篮 (core) barrel  
反应堆内盛放堆芯的带法兰的圆筒。
- 3.28 中子屏蔽体 neutron shield pads  
为减少从堆芯到反应堆容器内壁局部区域的快中子和 $\gamma$ 射线辐射而设置的屏蔽体。
- 3.29 控制棒驱动机构 control rod drive mechanism (CRDM)  
升降或保持控制棒在一定位置用以实现反应堆启动、反应堆功率调节或停堆的装置。
- 3.30 控制棒导向管 control rod guide tube  
组装在燃料组件中为控制棒运动提供导向和缓冲的管件。
- 3.31 (控制棒驱动机构)耐压壳 pressure housing  
控制棒驱动机构中承受反应堆冷却剂压力的密封容器。它由密封壳和驱动轴行程套管两部分组成。
- 3.32 中子吸收体〔剂〕 neutron absorber  
显著地或主要地与中子反应,结果使中子不再呈现为自由粒子且不另外产生中子的材料或物体。
- 3.33 可燃毒物 burnable poison  
放入反应堆内通过其逐渐燃耗来补偿反应性长期缓慢变化的中子吸收体。
- 3.34 可溶毒物 soluble poison  
可溶于反应堆冷却剂中的中子吸收剂。
- 3.35 慢化剂 moderator  
通过散射使中子能量降低而无明显俘获的材料。
- 3.36 辐照孔道 irradiation channel  
利用反应堆进行辐照的孔道。
- 3.37 辐照装置 irradiation rig  
利用反应堆进行辐照试验或生产的装置。在进行辐照时该装置装有被辐照材料及测量(或控制)辐照条件的仪器设备。
- 3.38 反射层 reflector  
将从堆芯逃脱的中子部分地散射回堆芯的物体。
- 3.39 辐照监督管 irradiation surveillance capsule  
设置在反应堆容器内,装有与被监督容器材质相同的材料,用以监测辐照对反应堆容器材质影响的承压密封管。
- 3.40 跑兔 rabbit;shuttle  
内装辐照样品的容器。该容器由气压或液压驱动通过管道由实验室快速送至核反应堆使样品接受辐照,辐照后又迅速返回实验室。

- 3.41 一次屏蔽体 primary shield  
围绕堆芯所设置的屏蔽体,其主要作用是把来自堆本体的辐射在停堆时减弱到检修人员能在其附近进行必要的维修,运行时减弱到与反应堆冷却剂出口母管辐射水平相当,以防止有关设备过度活化。
- 3.42 二次屏蔽体 secondary shield  
把一回路有关设备的辐射水平和把贯穿一次屏蔽体后的辐射水平降低到允许水平的屏蔽体。
- 3.43 热屏蔽体 thermal shield  
为减少致电离辐射在反应堆外区的发热和减少向外区的传热而设置的屏蔽体。
- 3.44 干井 dry-well  
安全壳内供事故时从一回路逸出的蒸汽膨胀用的空间。
- 3.45 湿井 wet-well  
安全壳内贮存冷水和冰,用以冷凝从排放系统逸出的蒸汽的空间。
- 3.46 黑体〔反应堆技术〕 black  
能够全部吸收某给定能量的入射中子的物体或介质。
- 3.47 灰体〔反应堆技术〕 grey  
能够部分吸收某给定能量的入射中子的物体或介质。
- 3.48 转换 conversion  
可转换材料向易裂变材料的核变换。
- 3.49 转换比 conversion ratio  
通过转换所产生的易裂变核数与消失的易裂变核数之比。
- 3.50 最初转换比 initial conversion ratio  
反应堆燃料元件还没有明显燃耗时的瞬时转换比。
- 3.51 增殖 breeding  
转换比大于1时的转换。
- 3.52 增殖比 breeding ratio  
大于1的转换比。
- 3.53 链式核裂变反应 chain fission reaction  
裂变产生中子,中子又引起裂变,如此反复,使核裂变持续进行的核反应。
- 3.54 增殖系数〔 $K$ 〕 multiplication factor; multiplication constant  
在某一时间间隔内所产生的中子总数(不包括由某些其活度与裂变率无关的中子源所产生的中子)与在同一时间间隔内由吸收和泄漏所损失的中子总数的比值,通常用  $K$  表示。
- 3.55 有效增殖系数〔 $K_{eff}$ 〕 effective multiplication factor; effective multiplication constant  
有限大介质的增殖系数。
- 3.56 无限介质增殖系数〔 $K_{\infty}$ 〕 infinite multiplication factor; infinite multiplication constant  
无限大介质的增殖系数。
- 3.57 快中子增殖系数〔 $\epsilon$ 〕 fast fission factor  
在热裂变占优势的无限介质中,由各种能量的中子引起裂变所产生的平均中子数与仅由热裂变产生的平均中子数的比值。
- 3.58 热中子利用系数〔 $f$ 〕 thermal utilization factor  
在无限介质中,可裂变核素或给定的核燃料所吸收的热中子数与被吸收的热中子总数的比值。
- 3.59 不泄漏几率〔 $\Delta$ 〕 nonleakage probability  
反应堆内的中子不逸出堆外的几率。上述定义中的中子可以指全部中子或任一给定能群的中子。
- 3.60 逃脱共振俘获几率〔 $p$ 〕 resonance escape probability

在无限介质内,中子在慢化过程中能通过整个共振能区或其中某给定能区而不被俘获的几率。

3.61 四因子公式 four-factor formula

用四个因子  $\eta$ 、 $\epsilon$ 、 $\rho$  和  $f$  的乘积计算热中子反应堆无限介质增殖系数  $K_{\infty}$  的公式,即

$$K_{\infty} = \eta \epsilon \rho f$$

式中:  $\eta$ 、 $\epsilon$ 、 $\rho$  与  $f$  分别为每次吸收的中子产额、快中子增殖系数、逃脱共振俘获几率和热中子利用系数。

3.62 临界 criticality

能产生链式核反应的介质或系统在其有效增殖系数等于 1 时所处的状态。

3.63 缓发临界 delayed critical

需要缓发中子参与作用才能达到的临界。

3.64 瞬发临界 prompt critical

仅瞬发中子就能使产生链式核反应的介质或系统达到的临界。

3.65 临界尺寸 critical size

具有给定几何布置与材料组成的堆芯或装置能够达到临界所需的最小尺寸。

3.66 临界体积 critical volume

与临界尺寸相应的体积。

3.67 临界质量 critical mass

具有给定几何布置与材料组成的介质或系统能够达到临界所需的易裂变材料的最小质量。

3.68 最小临界体积 minimum critical volume

一个倍增系统,当其组配(材料组成、几何布置、慢化程度、反射介质)在一定范围内作任意变化时能达到临界的含给定易裂变材料的区的最小体积。

3.69 最小临界质量 minimum critical mass

一个倍增系统,当其组配(材料组成、几何布置、慢化程度、反射介质)在一定范围内作任意变化时能达到临界的给定易裂变材料的最小质量。

3.70 最小无限平板临界厚度 minimum critical infinite slab dimension

一个无限板状倍增系统,当其组配(材料组成、几何布置、慢化程度、反射介质)在一定范围内作任意变化时能达到临界的含给定易裂变材料的区的最小厚度。

3.71 最小无限圆柱临界直径 minimum critical infinite cylinder diameter

一个无限圆柱状倍增系统,当其组配(材料组成、几何布置、慢化程度、反射介质)在一定范围内作任意变化时能达到临界的含给定易裂变材料的区的最小直径。

3.72 次临界 subcriticality

能产生链式核裂变反应的介质或系统,在其有效增殖系数  $K_{\text{eff}} < 1$  时所处的状态。

3.73 超临界 supercriticality

能产生链式核裂变反应的介质或系统,在其有效增殖系数  $K_{\text{eff}} > 1$  时所处的状态。

3.74 中子通量密度;中子注量率 neutron flux density

单位时间内进入以空间某点为中心的适当小球体的中子数除以该球体的最大截面积所得的商。

3.75 中子数密度 neutron (number) density

单位体积内的自由中子数。

3.76 中子流密度 neutron current density

是一个矢量,它在任何给定表面上的垂直分量等于单位时间内沿该规定方向通过该表面的单位面积的净中子数。

3.77 中子寿命 neutron lifetime

在给定介质内中子从产生到由于吸收或泄漏而消失所经历时间的平均值。

- 3.78 中子能群 neutron energy group  
任意选定的能量间隔内的中子组成的群。对每个能群的物理参量可赋予各种有效值来表示该群中子的特征。
- 3.79 单群理论 one-group theory  
假定所有中子都属于同一能群的中子输运理论。
- 3.80 多群模型 multigroup model  
将中子按能量分成有限数目群的一种模型。
- 3.81 多群理论 multigroup theory  
应用多群模型的中子输运理论。
- 3.82 群分出截面 group removal cross section  
某一中子能群由于各种相互作用过程使中子由该能群中移出的加权平均截面。
- 3.83 群截面 group cross section  
某个能群的中子加权平均截面。
- 3.84 外推距离 extrapolation distance  
在单群中子输运理论中,当假定介质边界外的渐近中子通量密度可用与边界内相同的函数表示时,此通量密度在介质边界外达到零的一点到介质边界的距离。
- 3.85 线性外推距离 linear extrapolation distance  
在单群中子输运理论中,渐近中子通量密度在边界上的切线延伸到介质外达到零的一点到介质边界的距离。
- 3.86 外推边界 extrapolated boundary  
在装置以外与装置的距离等于外推距离的各点所形成的假想表面。
- 3.87 中子扩散 neutron diffusion  
在某介质内,中子通过相继散射趋向由高密度区迁移至低密度区的现象。
- 3.88 扩散理论 diffusion theory  
根据在均匀介质中中子流密度与中子通量密度的梯度成正比的假定描述中子扩散过程的近似理论。
- 3.89 扩散方程 diffusion equation  
根据扩散理论描述单能中子扩散过程的偏微分方程。
- 3.90 扩散面积 diffusion area  
在无限均匀介质中热中子从出现点到消失点之间位移均方值的六分之一。
- 3.91 扩散长度 diffusion length  
扩散面积的平方根值。
- 3.92 徙动面积 migration area  
中子由裂变能到热能的慢化面积与热中子扩散面积之和。
- 3.93 徙动长度 migration length  
徙动面积的平方根值。
- 3.94 斐克定律〔反应堆物理〕 Fick's law  
描述中子流密度与中子通量密度负梯度成正比的定律。其比例常数是中子通量密度扩散系数。这一定律是扩散理论的基础。
- 3.95 慢化 moderation  
在无明显俘获的情况下,由散射引起中子能量降低的过程。
- 3.96 慢化比 moderating ratio  
慢化剂的慢化能力与其热中子宏观吸收截面之比。

## 3.97 欠慢化 undermoderated

当倍增系统的慢化剂对燃料的体积比值小于使系统的某个给定参数(例如材料曲率、临界质量等)达到极值的比值时,该系统所具有的慢化特性。

## 3.98 过慢化 overmoderated

当倍增系统的慢化剂对燃料的体积比值大于使系统的某个给定参数(例如材料曲率、临界质量等)达到极值的比值时,该系统所具有的慢化特性。

## 3.99 对数能降 lethargy

基准能量与中子能量之比的自然对数。

## 3.100 平均对数能降 average logarithmic energy decrement

当中子和某个动能与中子动能相比可以忽略不计的原子核发生弹性碰撞时,每次碰撞使中子能量的自然对数减少的平均值。

## 3.101 费密年龄理论 Fermi age theory

其基本假定是中子慢化过程连续和中子空间输运过程可用扩散理论处理的中子慢化理论。

## 3.102 费密年龄 Fermi age

在费密年龄理论适用的范围内,对于能量为  $E_0$  的单能中子源,费密年龄  $\tau(E)$  的定义为

$$\tau(E, E_0) = \frac{E_0 D_f(E') dE'}{E \xi \Sigma_s(E') E'}$$

式中:  $E$ 、 $D_f$ 、 $\xi$  与  $\Sigma_s$  分别是中子能量、中子通量密度扩散系数、平均对数能降与宏观弹性散射截面。

它的物理意义是,对于各向同性的单能( $E_0$ )点中子源,中子由能量为  $E_0$  的点至慢化到能量为  $E$  的点之间位移均方值的六分之一。

## 3.103 费密年龄方程 Fermi age equation

费密年龄理论中联系中子慢化密度与中子位置的方程。在没有吸收的情况下,该方程通常写为

$$\nabla^2 q = \partial q / \partial \tau$$

式中:  $q$  为中子慢化密度;  $\tau$  为年龄。

## 3.104 几何曲率 geometric buckling

一种取决于装置(例如堆芯)的形状与尺寸的参数,通常用  $B_g^2$  表示。对于裸堆,如果在装置的外推边界上假定中子通量密度  $\phi$  为零,则  $B_g^2$  为方程  $\nabla^2 \phi + B_g^2 \phi = 0$  的第一本征值。

## 3.105 材料曲率 material buckling

一种度量介质中子倍增性质(此性质取决于介质的材料及其配置)的参数,通常用  $B_m^2$  表示。在年龄-扩散理论中,  $B_m^2$  是满足超越方程的  $B^2$  的值。即

$$K_\infty e^{-B^2 \tau} = 1 + L^2 B^2$$

式中:  $K_\infty$ 、 $\tau$  与  $L$  分别为无限介质增殖系数、年龄与扩散长度。

## 3.106 不利因子 disadvantage factor

反应堆栅元内某种材料中的平均中子通量密度与燃料中的平均中子通量密度的比值。

## 3.107 通量峰因子 flux peaking factor

局部中子通量密度的最大值与堆芯内中子通量密度平均值的比值。

## 3.108 通量阱 flux trap

在欠慢化的堆芯中由慢化剂材料所构成的区域。它能使局部的热中子通量密度升高。

## 3.109 通量展平 flux flattening

通过引进中子吸收剂或改变核燃料浓度等方法,使堆芯内中子通量密度达到近似平坦的分布。

## 3.110 展平区半径 flattened radius

圆柱形堆芯内中子通量密度展平区域的半径。

- 3.111 源区段 source range  
计数管区段 counter range  
为了便于测量中子通量密度,需要在堆芯内附加中子源的反应堆的功率范围。
- 3.112 中间区段 intermediate range;  
时间常数区段 time constant range  
介于源区段与功率区段之间且与它们部分重叠的反应堆功率范围。在此范围内,控制反应堆主要按反应堆周期而不是功率。
- 3.113 功率区段 power range  
反应堆的控制主要依据温度或中子通量密度测量而不是根据周期测量时的反应堆功率范围。
- 3.114 运行区段 operating range  
反应堆在稳态条件下运行的反应堆功率范围。
- 3.115 反应堆时间常数 reactor time constant  
反应堆周期 reactor period  
反应堆内中子通量密度按指数规律改变  $e$  倍所需要的时间。
- 3.116 倒时方程 inhour equation  
表示反应堆的反应性与反应堆时间常数关系的方程。
- 3.117 控制棒价值 control rod worth  
在给定条件下,将一个完全提出的控制棒全部插入临界的反应堆中所引起的反应性变化。
- 3.118 落棒时间 drop time  
控制棒从其最高位置靠重力降落到堆芯底部所需的时间,它包括快速落棒时间和缓冲落棒时间。
- 3.119 快速落棒时间 scram time  
控制棒从其最高位置靠重力降落到控制棒导向管水力缓冲口所需的时间。
- 3.120 缓冲落棒时间 dashpot drop time  
控制棒从导向管水力缓冲口降落到堆芯中规定的最低位置所需的时间。
- 3.121 临界棒位 critical position of control rod  
反应堆处于临界状态时控制棒在堆芯内的位置。
- 3.122 停堆深度 shutdown margin  
反应堆处于次临界状态偏离临界的程度。通常用负反应性量来表示。
- 3.123 停堆硼浓度 shutdown boron concentration  
在使用可溶硼控制的反应堆中,当所有控制棒全部提出堆芯时,使反应堆具有给定的停堆深度所需的硼浓度。
- 3.124 临界硼浓度 critical boron concentration  
在使用可溶硼控制的反应堆中,当所有控制棒全部提出堆芯时,可使反应堆处于临界状态的硼浓度。
- 3.125 硼当量 boron equivalent  
反应堆某种材料(特别是燃料)内给定杂质对中子的吸收等价于硼吸收时的假想硼含量。
- 3.126 补偿 shimming  
对反应性和中子通量密度分布长期变化的抵偿。
- 3.127 化学补偿控制 chemical shimming control  
在反应堆冷却剂中或液体慢化剂中加入吸收中子的化学物质(如硼酸)以进行反应性控制的一种方法。
- 3.128 反应性  $\rho$  reactivity

表征链式核裂变反应介质或系统偏离临界程度的一个参数,定量地表示为

$$\rho = 1 - \frac{1}{K_{\text{eff}}}$$

反应性  $\rho$  为正值相应于超临界状态,负值相应于次临界状态,反应性  $\rho$  为零相应于临界状态。

- 3.129 剩余反应性 excess reactivity  
在任何时刻通过对控制棒和其他用于控制反应性的毒物的调节所能获得的最大反应性。
- 3.130 后备反应性 built-in reactivity  
冷态干净堆芯的剩余反应性。
- 3.131 反应性反馈 reactivity feedback  
由反应性引起的反应堆某些参数(如功率、温度、压力或空泡份额)的变化对反应性的影响。
- 3.132 积分反应性 integral reactivity  
从堆芯内某规定位置抽出控制棒所引起的反应性变化。
- 3.133 微分反应性 differential reactivity  
控制棒移动单位长度所引起的反应性变化。
- 3.134 反应性亏损 deficit reactivity  
反应堆的状态发生一给定变化所引起的反应性减少。
- 3.135 反应性系数 reactivity coefficient  
反应堆内某给定参数发生单位变化所引起的反应性的变化。
- 3.136 反应性功率系数 power coefficient of reactivity  
反应堆热功率发生单位变化所引起的反应性变化。
- 3.137 反应性温度系数 temperature coefficient of reactivity  
反应堆内温度变化 1℃所引起的反应性变化。
- 3.138 燃料温度系数 fuel temperature coefficient  
燃料温度变化 1℃所引起的反应性变化。
- 3.139 慢化剂温度系数 moderator temperature coefficient  
慢化剂的温度变化 1℃所引起的反应性变化。
- 3.140 反应性压力系数 pressure coefficient of reactivity  
反应堆内压力发生单位变化所引起的反应性变化。
- 3.141 反应性空泡系数 void coefficient of reactivity  
反应堆内某给定部位的空泡份额变化 1%所引起的反应性变化。
- 3.142 (反应堆)热功率 thermal power(of a reactor)  
反应堆输出的可利用热能所对应的功率。
- 3.143 负荷因子 load factor  
在给定时间间隔内,电站实际提供的能量与最大功率定值和该时间间隔的乘积的比值。
- 3.144 功率密度 power density  
单位体积堆芯所产生的热功率。
- 3.145 额定功率密度 rated power density  
在额定功率下单位体积堆芯所产生的热功率。
- 3.146 功率线密度 linear power density  
单位长度燃料元件产生的热功率。
- 3.147 燃料比功率 fuel specific power

- 堆芯内单位质量核燃料所产生的热功率。
- 3.148 反应堆功率剧增 power excursion; reactor excursion  
反应堆功率超过正常运行水平的迅速增加。这种增加可能是为实验目的故意造成的,也可能是意外的。
- 3.149 径向峰因子 radial peaking factor  
反应堆堆芯内燃料棒或棒束的最大功率与平均功率的比值。
- 3.150 轴向峰因子 axial peaking factor  
轴向局部最大功率密度与平均功率密度之比。这里所指的功率密度可以取为一根燃料的通道内的或对反应堆径向作了平均的面功率密度或功率密度。
- 3.151 轴向偏移因子 axial offset factor  
反应堆堆芯上部功率与下部功率之差除以上部功率与下部功率之和所得的商。
- 3.152 反应堆噪声 reactor noise  
反应堆中,由核过程的随机性或由机械、流体动力过程的无规则涨落引起的中子通量密度涨落和由此产生的功率波动。
- 3.153 剩余释热 after-heat  
停堆后反应堆内由残余放射性和残余裂变所产生的热量。
- 3.154 剩余功率 after-power  
停堆后反应堆内相应于剩余释热的功率。
- 3.155 余热 residual heat  
放射性衰变和停堆后裂变所产生的热量以及积存在燃料、结构材料和传热介质中的热量之总和。
- 3.156 屏蔽发热 shield heating  
中子或 $\gamma$ 射线与屏蔽材料的原子核发生碰撞时损失的能量被屏蔽材料吸收而发热的现象。
- 3.157 衰变热 decay heat  
放射性核素衰变时所产生的热量。
- 3.158 衰变功率 decay power  
停堆后反应堆内相应于衰变热的功率。
- 3.159 欠热沸腾 subcooled boiling  
冷却剂在接近加热表面处已达到饱和温度而在冷却剂通道截面上的大部分仍低于饱和温度的沸腾。此时蒸汽泡仅在加热表面附近产生。
- 3.160 整体沸腾 bulk boiling  
冷却剂通道截面上的平均温度达到饱和温度时的沸腾。
- 3.161 泡核沸腾 nucleate boiling  
流体在湿润的加热表面上生成蒸汽泡的沸腾。
- 3.162 膜态沸腾 film boiling  
冷却剂处于或低于饱和温度时,加热表面上形成蒸汽薄膜的沸腾。
- 3.163 偏离泡核沸腾 departure from nucleate boiling (DNB)  
在泡核沸腾向膜态沸腾转变过程中,由于加热表面和冷却液体之间形成的汽膜减少了从表面到液体的传热,致使在热流密度-温差曲线上出现一个极值时的沸腾。
- 3.164 DNB 比 DNB ratio  
燃料元件包壳上给定点的偏离泡核沸腾热流密度与实际热流密度之比。
- 3.165 烧毁热流密度 burnout heat flux  
燃料元件发生烧毁时的局部热流密度。

- 3.166 干涸 dryout  
整个冷却剂通道内缺乏液体,因而加热表面附近也缺乏液体时的沸腾。
- 3.167 临界热流密度 critical heat flux  
偏离泡核沸腾热流密度和干涸热流密度的统称。
- 3.168 燃料通道 fuel channel  
包含燃料组件或燃料元件并让冷却剂循环流过的穿过反应堆的通道。
- 3.169 子通道分析 subchannel analysis  
在反应堆热工水力计算中,假想地将燃料通道划分成若干通道,对每条子通道分别列出质量、动量和能量平衡方程式,并在某种程度上考虑各子通道间相互作用的一种分析方法。
- 3.170 热通道 hot channel  
堆芯中考虑了核的和工程的各种不利因素后,热流密度和(或)比焓升最大的一条可能限制堆功率输出的燃料通道。
- 3.171 热通道因子 hot channel factor  
考虑核的和工程的各种不利因素后,热通道中反应堆冷却剂的比焓升或轴向平均热流密度与相应的堆芯平均比焓升或平均热流密度的比值。
- 3.172 工程热通道因子 engineering hot channel factor  
燃料元件、燃料芯块直径、密度和富集度等的制造偏差、下腔室流量再分配、流量交混和旁流等对热通道热流密度或比焓升的影响因子。
- 3.173 核热通道因子 nuclear hot channel factor  
只考虑核的不利因素后,热通道的比焓升或轴向平均热流密度与堆芯平均比焓升或平均热流密度的比值。
- 3.174 热点 hot spot  
堆芯中考虑了核的和工程的各种不利因素后,热流密度或温度最高或DNB比最小的、限制堆功率输出的燃料元件上的一点。
- 3.175 热点因子 hot spot factor  
考虑了核的和工程的各种不利因素后,热点的热流密度与堆芯平均热流密度的比值。
- 3.176 核热点因子 nuclear hot spot factor  
只考虑堆芯中子通量密度分布不均匀等核不利因素后,热点的热流密度与堆芯平均热流密度的比值。
- 3.177 工程热点因子 engineering hot point factor  
只考虑燃料元件和燃料芯块尺寸、密度和富集度的制造偏差等工程不利因素后,热点的热流密度与堆芯平均热流密度的比值。
- 3.178 棘轮效应 ratcheting  
由于反应堆功率升降的反复,包壳的变形因燃料芯体反复膨胀而逐渐增大的现象。
- 3.179 初始堆芯 initial core  
由首次装入反应堆中的核燃料组成的堆芯。
- 3.180 平衡堆芯 equilibrium core  
在燃料循环中加入燃料和卸出燃料的组成分别保持不变时的堆芯。
- 3.181 燃耗 burnup  
反应堆运行期间,由核变换引起的核素浓度的减少。
- 3.182 比燃耗 specific burnup  
单位质量燃料释放的总能量,其单位通常为 MW·d/t。
- 3.183 计划卸料比燃耗 scheduled discharge specific burnup

根据换料方案预先确定的燃料卸料比燃耗。

- 3.184 最佳比燃耗 optimum specific burnup  
从燃料循环的经济性观点出发,燃料成本最低的卸料比燃耗。
- 3.185 燃耗份额 burnup fraction  
某核素初始量中被燃耗的份额,通常用百分数表示。
- 3.186 裂变毒物 fission poison  
本身为裂变产物的核毒物。
- 3.187 氙平衡 xenon equilibrium  
反应堆内裂变毒物<sup>135</sup>Xe的生成量与由吸收中子和放射性衰变造成的消失量完全相等时所处的状态。
- 3.188 氙瞬变过程 xenon transient  
由反应堆局部功率或总功率变化引起的偏离氙平衡的过程。
- 3.189 氙中毒 xenon poisoning  
氙效应 xenon effect  
反应堆中由裂变毒物<sup>135</sup>Xe俘获中子而引起反应性减少的现象。
- 3.190 氙不稳定性 xenon instability  
随热中子通量密度变化的氙中毒使大型热中子堆局部的功率水平发生振荡。
- 3.191 钐中毒 samarium poisoning  
反应堆中由于稳定的裂变毒物<sup>149</sup>Sm俘获中子而引起反应性减少的现象。
- 3.192 乏燃料 spent fuel  
辐照达到计划卸料比燃耗后从堆内卸出,且不再在该堆中使用的核燃料。

#### 4 反应堆工艺系统

- 4.1 反应堆冷却剂 reactor coolant  
一次冷却剂 primary coolant  
用于导出反应堆堆芯热量并循环使用的载热剂,对非直接循环反应堆,亦称一次冷却剂。
- 4.2 反应堆冷却剂系统 reactor coolant system  
用于导出反应堆堆芯产生的热量和稳定反应堆运行压力的系统。
- 4.3 反应堆冷却剂环路 reactor coolant loop  
并联设置的循环反应堆冷却剂的回路。
- 4.4 (反应堆冷却剂系统)压力边界 (reactor coolant system) pressure boundary  
在运行温度和压力下包容反应堆冷却剂同时用于包容放射性物质的边界。
- 4.5 安全端 safe end  
为了使反应堆冷却剂系统各设备接管和反应堆冷却剂管道之间实现可靠的异种金属连接而在设备接管端部预先焊上的一段接管。
- 4.6 反应堆冷却剂泵 reactor coolant pump  
用以强制循环反应堆冷却剂的泵。
- 4.7 蒸汽发生器 steam generator  
将反应堆冷却剂热量传给二回路给水并产生蒸汽的设备。
- 4.8 稳压器 pressurizer  
对于以液体作为反应堆冷却剂的反应堆,用于提供气相空间从而调节和稳定反应堆冷却剂系统压力的装置。
- 4.9 稳压器卸压箱〔压水堆〕 pressurizer relief tank

接受稳压器的卸压阀和安全阀排出的蒸汽和(或)水、余热排出系统的安全阀及化学和容积控制系统的安伞阀等的排出物并对其进行冷却的容器。

- 4.10 排放系统〔沸水堆〕 blowdown system  
沸水堆的一个系统,用于将反应堆容器内的蒸汽排放到干井和(或)湿井以卸除反应堆容器内的压力。
- 4.11 化学和容积控制系统〔压水堆〕 chemical and volume control system  
用于控制反应堆冷却剂中硼浓度和水质,维持反应堆冷却剂的容积以及连续净化反应堆冷却剂的系统。
- 4.12 容积控制箱〔压水堆〕 volume control tank  
化学和容积控制系统中,用以控制和调节反应堆冷却剂水容积变化,并对反应堆冷却剂除气、加氢的装置。容积控制箱收集反应堆冷却剂的下泄水,并为上充泵提供一个汲水容器和水头。
- 4.13 (反应堆)冷却剂除气系统〔压水堆〕 (reactor) coolant degasing system  
化学和容积控制系统组成部分之一,它通过容积控制箱释出冷却剂中的裂变气体产物和氧气,经氮净化排到气体废物处理系统。
- 4.14 核设备疏水和排气系统〔轻水堆〕 nuclear component drain and vent system  
收集系统和设备引漏的疏水和排气时排出的不接触安全壳自由空间气体的反应堆冷却剂的系统。
- 4.15 安全系统 safety system  
安全上重要的系统,用于在任何工况下保证反应堆安全停堆、从堆芯排出余热或限制预计运行事件和事故工况后果。  
安全系统包括保护系统、安全执行系统和安全系统辅助设施。安全系统的部件可以专用于执行安全功能,亦可在核电厂或反应堆某些运行状态下执行安全功能,而在另一些运行状态下执行非安全功能。
- 4.16 保护系统 protection system  
产生与保护任务有关的信号以防止反应堆状态超过规定的安全限值,或缓解超过安全限值后果的系统,它包括从敏感元件到安全驱动器输入端(还可到安全系统支持设施输入端)的所有设备和线路。
- 4.17 安全执行系统;安全驱动系统 safety actuation system  
安全系统的一部分,由保护系统触发用以完成要求的安全动作所必需的设备组合。
- 4.18 安全系统支持设施;安全系统辅助设施 safety system support features  
为保护系统和安全执行系统提供所需的冷却、润滑和能源等服务的设备组合。
- 4.19 安全动作 safety action  
安全执行系统的一次性动作,例如控制棒反插、关闭安全壳隔离阀、安全注射泵投入运行等。
- 4.20 能动部件 active component  
依靠触发、机械运动或动力源等外部输入而执行功能,因而能以主动态影响系统工作过程的部件。
- 4.21 非能动部件 passive component  
毋需依赖外部输入而执行功能的部件。非能动部件内一般没有活动的组成部分,其功能的执行系在感受到某种参数,如压力、温度、流量的变化后完成。然而,基于不可逆动作或变化、又十分可靠的部件,可划为这个类别。
- 4.22 专设安全设施 engineered safety feature  
为限制或缓解事故后果而专门设置的安全系统,包括安全壳隔离系统、应急堆芯冷却系统、安全壳喷淋系统和安全壳氢控制系统等。

- 4.23 应急堆芯冷却系统 emergency core cooling system  
正常堆芯冷却失效(例如冷却剂丧失事故)后,为确保余热能从堆芯排除而设置的系统。
- 4.24 安全注射系统〔压水堆〕 safety injection system  
反应堆冷却剂丧失事故后迅速向堆芯注射硼水,为堆芯提供应急和持续冷却的系统。
- 4.25 高压安全注射系统〔压水堆〕 high head safety injection system  
失水事故后,反应堆冷却剂系统处于高压时投入使用的安全注射系统。
- 4.26 低压安全注射系统〔压水堆〕 low head safety injection system  
失水事故后反应堆冷却剂系统压力降到某一定值后投入使用的安全注射系统。
- 4.27 安全注射箱〔压水堆〕 accumulator  
应急堆芯冷却系统中用氮气加压含硼水的水箱。失水事故时当反应堆冷却剂系统压力低于该箱压力时,自动向堆内迅速注入含硼水。
- 4.28 堆芯喷淋系统〔沸水堆〕 core spray system  
一种应急冷却系统,用于在反应堆正常冷却失效(例如冷却剂丧失事故)后,向堆芯喷水以确保排除余热。
- 4.29 (反应堆)安全壳 (reactor) containment  
包容反应堆及有关系统并在反应堆事故状态下,防止不可接受量的放射性物质向环境释放的构筑物。安全壳是包容放射性物质的最后一道屏障,它还可以防止外部飞射物,爆炸等对反应堆的影响。
- 4.30 安全壳喷淋系统〔压水堆〕 containment spray system  
在事故情况下为降低安全壳构筑物内的温度和压力以及安全壳内气体中裂变产物的浓度而设置的系统。
- 4.31 压力抑制系统 pressure suppression system  
在反应堆发生向安全壳内释放蒸汽和(或)水的事实时为抑制安全壳内压力的升高而设置的系统,通常采用蒸汽冷凝的方法。
- 4.32 安全壳排水地坑〔压水堆〕 containment drainage sump  
收集和监测安全壳内各工艺系统正常泄漏的地坑。
- 4.33 再循环地坑〔压水堆〕 recirculation sump  
失水事故后,收集安全壳内的反应堆冷却剂和化学喷淋液作为安全壳喷淋或应急堆芯冷却长期再循环水源的地坑。
- 4.34 安全壳疏水系统 containment drain system  
收集和排放安全壳内系统或设备的泄漏水和安全壳内气体中的凝结水的系统。
- 4.35 安全壳隔离〔压水堆〕 containment isolation  
在失水事故时,用于切断安全壳与外界的一切联系通道(应急冷却系统通道除外),并将放射性物质封闭在安全壳内的安全功能。
- 4.36 安全壳隔离系统〔压水堆〕 containment isolation system  
将反应堆安全壳构筑物与外界的一切可能的联系通道关闭所需要的各种装置(如阀门和气密闸门)的统称。
- 4.37 安全壳贯穿件 containment penetration assembly  
贯穿安全壳并保护安全壳屏障的完整性和密封性的装置。
- 4.38 安全壳氢复合系统〔消氢系统〕 containment hydrogen recombination system  
降低安全壳内气体中氢浓度使之不超过形成爆炸混合物限制值的系统。
- 4.39 设备闸门 equipment hatch  
贯穿安全壳的单道空气密封门,是安装、换料或维修时大件设备进出安全壳的通道。

- 4.40 气密闸门 air lock  
贯穿安全壳的双道互相联锁的空气密封门,正常运行和事故工况期间都能保证安全壳的密封性。
- 4.41 辅助给水系统 auxiliary feed water system  
应急给水系统 emergency feed water system  
在蒸汽发生器主给水系统失效时,立即向蒸汽发生器供水的系统。也可作为反应堆启动、停堆时  
在主给水未投入的情况下向蒸汽发生器供水。
- 4.42 停堆冷却系统 shutdown cooling system  
将反应堆从热停堆状态冷却到冷停堆状态的过程中,导出反应堆冷却剂系统余热的所有系统的  
统称。
- 4.43 余热排出系统〔压水堆〕 residual heat removal system  
在反应堆停堆并在反应堆冷却剂系统的温度和压力达到一定值后用于排出反应堆冷却剂系统中  
的余热,达到并长期保持反应堆在冷停堆状态的系统。
- 4.44 (反应堆)换料腔 refueling cavity;换料水池 refueling pool  
在换料时充以含硼水,用以存放堆内构件并进行换料操作的水池。
- 4.45 换料水(贮存)箱 refueling water〔storage〕 tank  
存放含硼水的水箱。换料时用箱中的水充满换料水池,换料后再打回箱中存放,同时可作为应急  
堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统的水源。
- 4.46 燃料装卸和贮存系统 fuel handling and storage system  
核电厂中用于接纳新燃料、对新燃料进行使用前的检查和贮存、新燃料入堆、乏燃料出堆及燃料  
组件在堆芯中位置倒换、乏燃料的贮存和检查、乏燃料装运出厂、已辐照燃料组件的检查和修理  
等项操作的一系列设备和装置。
- 4.47 燃料运输通道 fuel transfer tube  
反应堆厂房与燃料厂房之间用于运输燃料组件及其相关组件的通道。
- 4.48 装〔卸〕料机 fuel-charging (discharging) machine;refueling machine;manipulator crane  
用于反应堆装〔卸〕燃料组件的远距离操作机器。
- 4.49 倾翻机 tilting machine  
用于把燃料组件从水平位置转至垂直位置或由垂直位置转至水平位置的设备。
- 4.50 新燃料升降机 new fuel elevator  
用于把新燃料组件从燃料厂房大厅地面标高处下降到燃料贮存水池池底的设备。
- 4.51 燃料运输小车 fuel transfer carriage  
在安全壳和燃料厂房之间运输燃料组件的专用工具。
- 4.52 (乏)燃料贮存水池 (spent) fuel storage pool  
燃料厂房内,用以存放和冷却乏燃料并起辐射屏蔽作用的水池。
- 4.53 旋转屏蔽塞 rotating shield plug  
旋塞 rotating plug  
钠冷快堆堆容器顶部具有足够屏蔽厚度,安装有控制棒驱动机构及堆内换料机且可实现动、静密  
封的可旋转屏蔽顶盖。
- 4.54 液态金属密封 liquid metal seal  
用低熔点金属或其合金作密封介质,实现旋塞动密封和静密封的一种浸渍密封方式。
- 4.55 堆内换料机 in-vessel refuelling machine  
安装在旋塞上,用于在堆容器内对燃料组件及其它组件进行装、卸操作的远距离操作设备。
- 4.56 钠冷阱 sodium cold trap  
将回路中循环的钠局部冷却到能使杂质(通常是氧化钠)沉淀的温度,从而去除杂质的设备。

## 4.57 钠热阱 sodium hot trap

将回路中循环的钠在高温下与能同杂质(通常是氧化钠)发生反应的固态物质接触,从而去除杂质的设备。

## 4.58 一回路 primary circuit

用于循环反应堆冷却剂的系统及其有关系统的总称。

## 4.59 二次冷却剂 secondary coolant

用于载出一次冷却剂热量的冷却剂。

## 4.60 二回路 secondary coolant circuit

用于循环二次冷却剂的系统及其有关系统的总称。

## 5 调试与运行

## 5.1 调试 commissioning

已安装的反应堆部件和系统投入试运行并进行性能验证,以确认是否满足设计要求、达到性能标准的试验过程。

## 5.2 冷态试验 cold functional test

管道、设备安装结束后在规定温度下进行的试验,如反应堆冷却剂系统水压试验。

## 5.3 热态试验 hot functional test

使反应堆冷却剂系统升温升压到额定参数所进行的性能试验。

## 5.4 反应堆启动试验 start up test of reactor

自堆芯开始装料起,到反应堆达到额定运行功率为止这个期间所进行的试验,包括装料、临界前试验、初次临界试验、零功率试验、低功率物理试验、功率提升试验等。

## 5.5 临界前试验 precritical test

反应堆装料后临界前进行的试验,例如反应堆冷却剂系统泄漏试验、反应堆冷却剂系统流量测定、反应堆冷却剂泵惰转流量试验、控制棒驱动机构试验、控制棒落棒时间测量、控制棒位置指示系统试验、安全保护系统动作试验、流量测定试验及堆内核测量仪表试验等。

## 5.6 初次临界试验 initial critical test

反应堆首次物理启动达到临界,实现自持链式核裂变反应的试验。

## 5.7 零功率试验 zero power test

反应堆达到临界后在极低功率下进行的试验,以掌握其物理性能。

## 5.8 低功率物理试验 low power physical test

在热态稍高于零功率时进行的堆物理特性试验,例如控制棒价值和硼价值测定、模拟弹棒事故试验、最小停堆深度验证、慢化剂温度系数测定、功率分布测定、放射性水平测定及压力系数测定等。

## 5.9 功率提升试验 power ascension test

在反应堆低功率物理试验后在不同功率水平下进行的试验。

## 5.10 (安全壳)泄漏率 (containment) leakage rate

在一定的试验压力和温度条件下,24 h 内由安全壳内泄漏到安全壳外的气体质量占安全壳原先所含空气质量的百分数。

## 5.11 (安全壳)强度试验 (containment) endurance test

安全壳在 1.15 倍的设计压力下进行的验收试验和以后在设计压力下进行的定期试验,以测定预应力混凝土的结构强度及其变化。

## 5.12 (安全壳)整体泄漏率试验 (containment) integrated leakage rate test

在安全壳设计压力下保持 24 h,测定安全壳内气体泄漏率的试验。

## 5.13 (安全壳)局部泄漏率试验 (containment) local leakage rate test

对安全壳的气密闸门、设备闸门、各类贯穿件和安全壳隔离装置在安全壳设计压力下分别进行的泄漏试验。

- 5.14 (核电厂)运行 operation (of NPP)  
为了使已建核电厂能安全、可靠发电而进行的所有活动,包括各种模式下的运行、维修、换料、在役检查及有关的其他活动。
- 5.15 正常运行 normal operation  
反应堆在规定的运行限值和条件范围内的运行,包括停堆状态、功率运行、停堆过程、启动、维护、试验和换料。
- 5.16 装料 fuel loading  
将核燃料装入反应堆的操作过程。
- 5.17 反应堆启动 reactor start up  
将反应堆由次临界状态转入到临界状态并提升到所需功率的操作。
- 5.18 冷启动 cold start up  
反应堆从冷停堆状态下开始的启动。
- 5.19 热启动 hot start up  
反应堆从热停堆状态下开始的启动。
- 5.20 换料 refueling  
将乏燃料组件从堆芯取出,装入新燃料组件的操作过程。
- 5.21 倒料 shuffling  
为在整个堆芯中得到更加均匀的燃耗分布或功率密度分布,对燃料组件重新进行布置的操作过程。
- 5.22 三区循环 three-zone cycling  
初始堆芯沿径向分三区装载不同富集度的燃料,每经一个运行周期卸出三分之一乏燃料并装入三分之一新燃料的燃料循环方式。
- 5.23 卸料 discharge  
将乏燃料组件从反应堆内取出的操作过程。
- 5.24 停堆 shutdown  
使反应堆达到规定次临界深度的过程,也指反应堆处于规定次临界深度的状态。
- 5.25 正常停堆 normal shutdown  
使用正常操作系统的停堆和冷却。
- 5.26 安全停堆 safe shutdown  
反应堆处于足够次临界深度,并以可控速率排出堆芯余热,安全壳的密封得到保证,从而使放射性产物的释放保持在允许范围内,以及为维持这些条件所必需的系统正在其正常范围内工作的停堆状态。
- 5.27 冷停堆 cold shutdown  
反应堆维持在远低于运行温度之下的停堆状态。
- 5.28 正常冷停堆 normal cold shutdown  
反应堆处于次临界状态,余热排出系统投入,反应堆冷却剂系统的压力和平均温度低于规定的冷停堆上限值。
- 5.29 维修冷停堆 maintenance cold shutdown  
反应堆处于次临界状态,反应堆冷却剂系统的平均温度低于允许进行主要维护和检修所要求的温度。
- 5.30 换料停堆 refueling shutdown

为了换料,反应堆冷却剂系统处于卸压状态的冷停堆。

- 5.31 紧急停堆 emergency shutdown;scram  
为减轻或防止危险状态而进行突然停堆的动作。
- 5.32 热停堆 hot shutdown  
反应堆维持在运行压力和温度下的次临界状态。
- 5.33 热备用 hot standby  
反应堆维持在运行压力和温度的极低功率下的临界状态。
- 5.34 硼注入〔压水堆〕 boron injection  
为使反应性迅速减少以便进行紧急停堆而将硼溶液注入反应堆液态慢化剂或冷却剂进入堆芯的过程。
- 5.35 稀释〔压水堆〕 dilution  
反应堆运行过程中,通过补给水降低反应堆冷却剂的硼浓度以增加反应性的一种控制方式。
- 5.36 上充〔压水堆〕 charging  
用上充泵将容积控制箱的水按照运行要求注入反应堆冷却剂系统的过程。
- 5.37 下泄〔压水堆〕 letdown  
从反应堆冷却剂系统泄出一定量的水流入化学和容积控制系统的过程。
- 5.38 停役 outage  
反应堆或核电厂根据计划停止运行,进行换料、检修、试验或改进等工作的停堆状态。
- 5.39 退役 decommissioning  
反应堆或核电厂永久退出运行的过程。

## 6 核安全

- 6.1 (核)安全 nuclear safety  
完成正确的运行工况、事故预防或缓解事故后果从而实现保护厂区人员、公众和环境免遭过量辐射危害。
- 6.2 安全文化 safety culture  
安全文化是存在于单位和个人中的种种特性和态度的总和,它建立一种超出一切之上的观念,即核设施安全问题由于它的重要性要得到应有的重视。
- 6.3 安全许可证〔执照〕 safety licence  
由国家核安全部门颁发的,申请单位据以确定核电厂厂址、进行核设施的建造、调试、运行和退役等特定活动的授权证书。
- 6.4 安全限值 safety limit  
过程变量的各种限值,核电厂在这些限值范围内运行已证明是安全的。
- 6.5 安全系统整定值 safety system setpoint  
为防止出现超过安全限值的状态,在发生预计运行事件和事故工况时启动有关自动保护装置的触发点。
- 6.6 运行限值和条件 operating limits and conditions  
经国家核安全部门认可的,为核电厂的安全运行列举参数限值、设备的功能和性能及人员执行任务的水平等一整套规定。
- 6.7 纵深防御 defence in depth  
纵深防御概念是安全原理的重要组成部分。此概念必须贯彻于安全有关的全部活动,包括与组织、设计或人员行为有关的方面,以保证这些活动均置于重叠措施的防御之下,即使有一种防御失效,亦将得到补偿或纠正。

- 6.8 核事故 nuclear accident  
由于链式核反应的失控、放射性物质失控外逸所造成的任何意外事故的统称。
- 6.9 假设始发事件 postulated initiating events  
经鉴别可能导致预计运行事件或事故工况及其后续故障效应的事件。
- 6.10 预计运行事件 anticipated operational occurrences  
在核设施运行寿期内预计可能出现一次或数次偏离正常运行的各种运行过程；由于设计中已采取相应措施，这类事件不致于引起安全重要物项的严重破坏，也不导致事故工况。
- 6.11 事故工况 accident condition  
以偏离运行状态的形式出现的事故，事故工况下放射性物质的释放可由恰当设计的设施限制在可接受限值以内，严重事故不在其列。
- 6.12 严重事故 severe accident  
严重性超过事故工况的状态，包括造成堆芯严重损坏的状态。
- 6.13 事故处理 accident management  
为使核设施恢复到受控安全状态并减轻事故后果而采取的一系列阶段性行动，行动阶段的顺序如下：  
(1) 事故序列在发展中，但尚未超出核设施设计基准的阶段；  
(2) 发生严重事故，但堆芯尚未损坏的阶段；  
(3) 堆芯损坏后的阶段。
- 6.14 设计基准事故 design basis accident  
按确定的设计准则在设计中采取了针对性措施的那些事故工况。
- 6.15 厂外电源丧失事故 loss of off-site power  
失去厂外电源的事故。
- 6.16 全厂断电事故 station blackout accident  
失去厂内外全部交流电源的事故。
- 6.17 流量丧失事故 loss of flow accident [LOFA]；失流事故  
反应堆冷却剂系统因主泵失去电源、断轴或卡轴等电气或机械故障而使反应堆冷却剂流量减少或中断的事故。
- 6.18 冷却剂丧失事故 loss-of-coolant accident [LOCA]；失水事故  
反应堆冷却剂流失速率超过正常补给系统补给能力的事故，对轻水堆，亦称失水事故。
- 6.19 双端断裂事故 double end guillotine break  
反应堆冷却剂管道沿圆周断开并完全错位导致反应堆冷却剂大量流失的一种假想事故。
- 6.20 喷放阶段〔压水堆〕 blowdown phase  
从失水事故发生，水、汽及其混合物通过破口向外喷射，到反应堆与安全壳压力平衡时为止的这一阶段。
- 6.21 注入阶段〔压水堆〕 injection phase  
失水事故后，〔压水堆〕应急堆芯冷却系统从投入运行到再循环开始的这一阶段。
- 6.22 再灌水阶段〔压水堆〕 refilling phase  
从喷放结束到应急堆芯冷却系统将水注满反应堆压力容器下腔室直到堆芯入口为止的这一阶段。
- 6.23 喷淋阶段〔压水堆〕 spray phase  
换料水箱的水喷入安全壳空间的运行阶段。
- 6.24 再淹没阶段〔压水堆〕 reflooding phase  
失水事故后，从水开始进入堆芯一直到堆芯全部淹没为止。

- 6.25 再循环阶段〔压水堆〕 recirculation phase  
对安全壳喷淋系统而言,是指从安全壳再循环地坑吸水,再喷入安全壳空间的运行阶段;对应急堆芯冷却系统而言,是指系统从再循环地坑吸水并重新注入反应堆的运行阶段。
- 6.26 负荷丧失事故 loss of electrical load accident  
因电网故障或汽轮机脱扣造成电厂负荷全部或大部分丧失的事故。
- 6.27 主给水丧失事故 loss of main feed water accident  
主给水泵故障或全厂断电引起二回路正常给水全部丧失的事故。
- 6.28 燃料错位事故 fuel misposition accident  
燃料组件在堆芯内装错位置而可能影响反应堆安全的事故。
- 6.29 临界事故 critical accident  
含易裂变材料的系统由于某种原因引起的非预计临界或超临界事故。
- 6.30 (控制棒)卡棒事故 (control rod) stuck rod accident  
控制棒由于机械或电气故障而卡在堆顶或其他部位,不能正常动作的事故。
- 6.31 (控制棒)弹棒事故 (control rod) ejection accident  
控制棒驱动机构耐压壳损坏时,在堆内压力作用下,控制棒迅速射出的事故。
- 6.32 未能紧急停堆的预计瞬态 anticipated transient without scram (ATWS)  
发生预计运行事件引起的物理参数变化,虽然达到触发保护动作的阈值,但因某种原因而未能停堆的瞬态工况。
- 6.33 主蒸汽管道破裂事故 main steam line break accident  
主蒸汽管道破裂造成大量蒸汽外喷的事故。
- 6.34 蒸汽发生器传热管破裂事故 steam generator tube rupture accident  
由于蒸汽发生器内传热管破裂,使冷却剂从蒸汽发生器一次侧泄漏到二次侧的事故。
- 6.35 热生长 thermal growth  
燃料棒因经受反复的温度变化(例如当反应堆功率升降时)而产生长度增加的现象。
- 6.36 包壳鼓胀 cladding ballooning  
事故时,燃料元件包壳内压力和包壳温度过高,使包壳所受应力超过它的弹性极限而引起包壳出现鼓包的现象。
- 6.37 包壳坍塌 cladding collapse  
在外压作用下,包壳向被包容物(如燃料芯块)凹陷。
- 6.38 共因故障 common cause failure  
由特定的单一事件或起因导致若干设备或部件功能失效的故障。例如设计缺陷、制造缺陷、使用和维修差错、自然事件、人因事件、信号饱和或源自其他操作、电厂内部故障或环境条件变化的意外级联效应。
- 6.39 多重性〔多重度,冗余度〕 redundancy  
通过设置数量多于最低需要的单元或系统(相同的或不同的),以达到任一单元或系统的失效不致于引起所需总体安全功能丧失的一种设计原则。
- 6.40 多样性 diversity  
为减少共因故障采用不同属性的部件或系统完成某一确定功能的一种设计原则。
- 6.41 安全功能 safety function  
安全系统或其他安全重要物项的规定用途,例如停堆或余热排出。每一假设始发事件都可能要求完成一个或多个安全功能。
- 6.42 安全组(合) safety group  
用于完成某一特定假设始发事件下所必需的各种动作的设备组合,其使命是防止该事件的后果

超过设计基准规定的限值。

6.43 单一故障 single failure

导致某一部件不能执行其预定安全功能的一种随机故障。由单一随机事件引起的所有继发故障，均视作单一故障的组成部分。

6.44 单一故障准则 single failure criteria

要求系统或设备组合在其任何部位发生可信的单一随机故障时仍能执行其正常功能的设计准则。

6.45 技术规格书〔技术条件〕 specification

一种书面规定，说明产品、服务、材料或工艺必须满足的要求，并指出确定这些规定的要求是否得到满足的程序。

6.46 不符合项 non-conformance

性能、文件或程序方面的缺陷，因而使某一物项的质量变得不可接受或不能确定。

6.47 监查 audit

通过对客观证据的调查、检查和评价，为确定所制定的程序、细则、技术规格书、规程、标准、行政管理计划或运行大纲及其他文件是否齐全适用，是否得到切实遵守以及实施效果如何而进行的审核并提出书面报告的工作。

附录 A  
汉语拼音索引  
(补充件)

A		C	
安全棒	3.17	材料曲率	3.105
安全动作	4.19	次临界	3.72
安全端	4.5	超临界	3.73
安全功能	6.41	厂外电源丧失事故	6.15
安全壳	4.29	初次临界试验	5.6
安全壳隔离	4.35	初始堆芯	3.179
安全壳隔离系统〔压水堆〕	4.36		
安全壳贯穿件	4.37	D	
安全壳排水地坑〔压水堆〕	4.32	单群理论	3.79
安全壳喷淋系统〔压水堆〕	4.30	单一故障	6.43
安全壳氢复合系统〔压水堆〕	4.38	单一故障准则	6.44
安全壳疏水系统	4.34	倒料	5.21
安全停堆	5.26	倒时方程	3.116
安全系统	4.15	低功率物理试验	5.8
安全系统辅助设施	4.18	低压安全注射系统〔压水堆〕	4.26
安全系统整定值	6.5	(堆芯)吊蓝	3.27
安全系统支持设施	4.18	DNB 比	3.164
安全限值	6.4	动力(反应)堆	2.2
安全许可证〔执照〕	6.3	多重性〔多重度,冗余度〕	6.39
安全执行系统	4.17	多群理论	3.81
安全驱动系统	4.17	多样性	6.40
安全文化	6.2	多群模型	3.80
安全组合	6.42	堆内构件	3.23
安全注射系统〔压水堆〕	4.24	堆内换料机	4.55
安全注射箱〔压水堆〕	4.27	(反应堆)堆芯	3.5
		堆芯喷淋系统〔沸水堆〕	4.28
B		堆芯栅板	3.24
包壳鼓胀	6.36	对数能降	3.99
包壳坍塌	6.37		
保护系统	4.16	E	
比能耗	3.182	额定功率密度	3.145
补偿	3.126	二次冷却剂	4.59
补偿棒	3.16	二次屏蔽体	3.42
不符合项	6.46	二回路	4.60
不利因子	3.106		
不泄漏几率	3.59		

<b>F</b>		高温(反应)堆	2.25
		高压安全注射系统〔压水堆〕	4.25
乏燃料	3.192	工程热通道因子	3.172
反射层	3.38	工程热点因子	3.177
(核)反应堆	2.1	功率密度	3.144
反应堆功率剧增	3.148	功率线密度	3.146
反应堆冷却剂	4.1	功率区段	3.113
反应堆冷却剂泵	4.6	功率提升试验	5.9
反应堆冷却剂环路	4.3	共因故障	6.38
反应堆冷却剂系统	4.2	供热(反应)堆	2.3
反应堆启动	5.17	过慢化	3.98
反应堆启动试验	5.4		
反应堆容器	3.2	<b>H</b>	
反应堆压力容器	3.3	黑体	3.46
反应堆时间常数	3.115	(核)安全	6.1
反应堆噪音	3.152	核热点因子	3.176
反应堆栅格	3.25	核热通道因子	3.173
反应堆周期	3.115	核设备疏水和排气系统〔轻水堆〕	4.14
反应性	3.128	核事故	6.8
反应性空泡系数	3.141	化学补偿控制	3.127
反应性亏损	3.134	化学和容积控制系统〔压水堆〕	4.11
反应性反馈	3.131	灰体	3.47
反应性功率系数	3.136	后备反应性	3.130
反应性温度系数	3.137	缓冲落棒时间	3.120
反应性系数	3.135	缓发临界	3.63
反应性压力系数	3.140	换料	5.20
非能动部件	4.21	换料水池	4.44
斐克定律	3.94	换料水(贮存)箱	4.45
费密年龄	3.102	(反应堆)换料腔	4.44
费密年龄方程	3.103	换料停堆	5.30
费密年龄理论	3.101		
沸水堆	2.17	<b>J</b>	
辐照孔道	3.36	积分反应性	3.132
辐照监督管	3.39	几何曲率	3.104
辐照装置	3.37	技术规格书〔技术条件〕	6.45
辅助给水系统	4.41	计划卸料比燃耗	3.183
负荷因子	3.143	计数管区段	3.111
负荷丧失事故	6.26	假设始发事件	6.9
		监查	6.47
<b>G</b>		紧急停堆	5.31
干井	3.44	径向峰因子	3.149
干涸	3.166	(安全壳)局部泄漏率试验	5.13
高通量(反应)堆	2.23		







附录 B  
英文索引  
(补充件)

A

accident condition	6.11
accident management	6.13
accumulator	4.27
active component	4.20
after-heat	3.153
after-power	3.154
air lock	4.40
anticipated operational occurrences	6.10
anticipated transient without scram [ATWS]	6.32
audit	6.47
auxiliary feed water system	4.41
average logarithmic energy decrement	3.100
axial offset factor	3.151
axial peaking factor	3.150

B

(core) barrel	3.27
black	3.46
blanket	3.6
blowdown phase	6.20
blowdown system	4.10
boiling water reactor [BWR]	2.17
boron injection	5.34
boron equivalent	3.125
breeder assembly	3.12
breeder element	3.11
breeder reactor	2.6
breeding	3.51
breeding ratio	3.52
breeding region	3.7
built-in reactivity	3.130
bulk boiling	3.160
burnable poison	3.33
burnable poison assembly	3.19
burnout heat flux	3.165
burnup	3.181

burnup fraction	3.185
<b>C</b>	
calandria	3.4
cell	3.26
chain fission reaction	3.53
charging	5.36
chemical and volume control system	4.11
chemical shiming control	3.127
cladding ballooning	6.36
cladding collapse	6.37
cold functional test	5.2
cold shutdown	5.27
cold start up	5.18
(reactor) coolant degasing system	4.13
commissioning	5.1
common cause failure	6.38
(reactor) containment	4.29
containment drain system	4.34
containment drainage sump	4.32
containment hydrogen recombination system	4.38
containment isolation	4.35
containment isolation system	4.36
containment penetration assembly	4.37
containment spray system	4.30
control rod	3.14
control rod drive mechanism [CRDM]	3.29
control rod guide tube	3.30
control rod worth	3.117
conversion	3.48
conversion ratio	3.49
(reactor) core	3.5
core grid	3.24
core spray system	4.28
counter range	3.111
critical accident	6.29
critical assembly reactor	2.9
critical boron concentration	3.124
critical heat flux	3.167
critical mass	3.67
critical position of control rod	3.121
critical size	3.65
critical volume	3.66

criticality 3.62

**D**

dashpot drop time 3.120  
 decay heat 3.157  
 decay power 3.158  
 decommissioning 5.39  
 defence in depth 6.7  
 deficit reactivity 3.134  
 delayed critical 3.63  
 demonstration reactor 2.12  
 departure from nucleate boiling (DNB) 3.163  
 design basis accident 6.14  
 differential reactivity 3.133  
 diffusion area 3.90  
 diffusion equation 3.89  
 diffusion length 3.91  
 diffusion theory 3.88  
 dilution 5.35  
 disadvantage factor 3.106  
 discharge 5.23  
 diversity 6.40  
 DNB ratio 3.164  
 double end guillotine break 6.19  
 drop time 3.118  
 dryout 3.166  
 dry-well 3.44

**E**

effective multiplication factor; effective multiplication constant 3.55  
 (control rod) ejection accident 6.31  
 emergency core cooling system 4.23  
 emergency shutdown; scram 5.31  
 (containment) endurance test 5.11  
 engineered safety feature 4.22  
 engineering hot channel factor 3.172  
 engineering hot point factor 3.177  
 equilibrium core 3.180  
 equipment hatch 4.39  
 excess reactivity 3.129  
 experimental reactor 2.11  
 extrapolation boundary 3.86  
 extrapolation distance 3.84

## F

fast fission factor	3.57
Fermi age	3.102
Fermi age equation	3.103
Fermi age theory	3.101
Fick's law	3.94
film boiling	3.162
fission poison	3.186
flattened radius	3.110
flux flattening	3.109
flux trap	3.108
four-factor formula	3.61
fuel assembly	3.10
fuel associated assembly	3.13
fuel channel	3.168
fuel-charging (discharging) machine	4.48
fuel element	3.9
fuel handling and storage system	4.46
fuel loading	5.16
fuel transfer tube	4.47
fuel misposition accident	6.28
fuel specific power	3.147
(spent)fuel storage pool	4.52
fuel temperature coefficient	3.138
fuel transfer carriage	4.51

## G

gas-cooled reactor [GCR]	2.22
geometric buckling	3.104
gray	3.47
group cross section	3.83
group removal cross section	3.82

## H

heating reactor	2.3
heavy-water reactor [HWR]	2.15
high-flux reactor	2.23
high head safety injection system	4.25
high-temperature gas-cooled reactor [HTGR]	2.25
hot channel	3.170
hot channel factor	3.171
hot functional test	5.3

hot shutdown	5.32
hot spot	3.174
hot spot factor	3.175
hot standby	5.33
hot start up	5.19

## I

infinite multiplication constant	3.56
infinite multiplication factor	3.56
in-hour equation	3.116
initial core	3.179
initial critical test	5.6
initial conversion ratio	3.50
injection phase	6.21
integral reactivity	3.132
integral reactor	2.24
(containment) integrated leakage rate test	5.12
intermediate range	3.112
in-vessel refuelling machine	4.55
irradiation channel	3.36
irradiation rig	3.37
irradiation surveillance capsule	3.39
item	3.1

## L

(containment) leakage rate	5.10
letdown	5.37
lethargy	3.99
light-water reactor (LWR)	2.16
linear extrapolation distance	3.85
linear power density	3.146
liquid metal cooled reactor	2.21
liquid metal seal	4.54
load factor	3.143
(containment) local leakage rate test	5.13
loss-of-coolant accident (LOCA)	6.18
loss of flow accident (LOFA)	6.17
loss of off-site power	6.15
loss of electrical load accident	6.26
loss of main feed water accident	6.27
low head safety injection system	4.26
low power physical test	5.8

## M

main steam line break accident	6.33
maintenance cold shutdown	5.29
manipulator crane	4.48
material buckling	3.105
melting core catcher	3.8
migration area	3.92
migration length	3.93
miniature neutron source reactor	2.8
minimum critical infinite cylinder diameter	3.71
minimum critical infinite slab dimension	3.70
minimum critical mass	3.69
minimum critical volume	3.68
moderating ratio	3.96
moderation	3.95
moderator	3.35
moderator temperature coefficient	3.139
multigroup model	3.80
multigroup theory	3.81
multiplication constant	3.54
multiplication factor	3.54

## N

neutron absorber	3.32
neutron current density	3.76
neutron (number) density	3.75
neutron diffusion	3.87
neutron energy group	3.78
neutron flux density	3.74
neutron lifetime	3.77
neutron shield pads	3.28
neutron source	3.20
neutron source assembly	3.22
new fuel elevator	4.50
non-conformance	6.46
nonleakage probability	3.59
normal cold shutdown	5.28
normal operation	5.15
normal shutdown	5.25
nuclear accident	6.8
nuclear component drain and vent system	4.14
nuclear hot channel factor	3.173

nuclear hot spot factor	3.176
nuclear safety	6.1
nucleate boiling	3.161

**O**

one-group theory	3.79
operation (of NPP)	5.14
operating range	3.114
optimum specific burnup	3.184
outage	5.38
overmoderated	3.98

**P**

passive component	4.21
postulated initiating events	6.9
power ascension test	5.9
power coefficient of reactivity	3.136
power density	3.144
power excursion	3.148
power range	3.113
power reactor	2.2
precritical test	5.5
(reactor coolant system) pressure boundary	4.4
pressure coefficient of reactivity	3.140
pressure housing	3.31
pressure tube reactor (PTR)	2.19
pressure suppression system	4.31
pressurized water reactor (PWR)	2.18
pressurizer	4.8
pressurizer relief tank	4.9
primary circuit	4.58
primary coolant	4.1
primary shield	3.41
prompt critical	3.64
production reactor	2.5
production system	4.16
prototype reactor	2.13
pulsed reactor	2.10

**R**

rabbit	3.40
radial peaking factor	3.149
ratcheting	3.178

rated power density	3.149
reactivity feedback	3.131
(nuclear) reactor	2.1
reactor coolant	4.1
reactor coolant loop	4.3
reactor coolant pump	4.6
reactor coolant system	4.2
reactor excursion	3.148
reactor internals	3.23
reactor lattice	3.25
reactor noise	3.152
reactor start up	5.17
reactor time constant	3.115
reactor period	3.115
reactor pressure vessel (RPV)	3.3
reactor vessel	3.2
reactivity	3.128
reactivity coefficient	3.135
recirculation phase	6.25
recirculation sump	4.33
redundancy	6.39
regulating rod	3.15
reflector	3.38
refilling phase	6.22
reflooding phase	6.24
refueling	5.20
refueling cavity	4.44
refueling pool	4.44
refueling machine	4.48
refueling shutdown	5.30
refueling water(storage) tank	4.45
research reactor	2.4
residual heat	3.155
residual heat removal system	4.43
resonance escape probability	3.60
rotating shield plug	4.53
rotating plug	4.53

S

samarium poisoning	3.191
safe end	4.5
safe shutdown	5.26
safety action	4.19

safety actuation system	4. 17
safety culture	6. 2
safety function	6. 41
safety group	6. 42
safety licence	6. 3
safety limit	6. 4
safety injection system	4. 24
safety rod	3. 17
safety system	4. 15
safety system support features	4. 18
safety system setpoint	6. 5
scheduled discharge specific burnup	3. 183
scram time	3. 119
secondary coolant	4. 59
secondary coolant circuit	4. 60
secondary shield	3. 42
severe accident	6. 12
shield heating	3. 156
shim rod	3. 16
shimming	3. 126
shuffling	5. 21
shutdown	5. 24
shutdown boron concentration	3. 123
shutdown cooling system	4. 42
shutdown margin	3. 122
shuttle	3. 40
single failure	6. 43
single failure criteria	6. 44
sodium cold trap	4. 56
sodium hot trap	4. 57
soluble poison	3. 34
source range	3. 111
space reactor	2. 7
specific burnup	3. 182
specification	6. 45
spent fuel	3. 192
spray phase	6. 23
start up test of reactor	5. 4
start-up neutron source	3. 21
station blackout accident	6. 16
steam generator	4. 7
steam generator tube rupture accident	6. 34
(control rod) stuck rod accident	6. 30

subcooled boiling	3.159
subchannel analysis	3.169
subcriticality	3.72
supercriticality	3.73
swimming pool reactor	2.20

**T**

temperature coefficient of reactivity	3.137
thermal growth	6.35
thermal power (of a reactor)	3.142
thermal shield	3.43
thermal utilization factor	3.58
thimble plug assembly	3.18
three-zone cycling	5.22
tilting machine	4.49

**U, V, W**

undermoderated	3.97
void coefficient of reactivity	3.141
volume control tank	4.12
wet-well	3.45

**X**

xenon effect	3.189
xenon equilibrium	3.187
xenon instability	3.190
xenon poisoning	3.189
xenon transient	3.188

**Z**

zero-energy reactor	2.9
zero-power reactor	2.9
zero power test	5.7

**附录 C**  
**反应堆堆型的缩略语**  
 (参考件)

AMRR	
army material research reactor	军用材料研究堆
ABWR	
advanced boiling water reactor	先进沸水堆
APWR	

- advanced pressuressed wates reactor 先压水堆
- ASCR  
advanced sodium cooled reactor 先进钠冷反应堆
- ASGR  
advanced sodium graphite reactor 先进钠冷石墨堆
- BLWHWR  
boiling light-water-cooled, heavy-water moderated reactor 沸腾轻水冷却重水慢化堆
- BR  
breeder reactor 增殖堆
- BWR  
boiling water reactor 沸水堆
- CDFR  
commercial demonstration fast reactor 商用示范快堆
- CFR(c. f. r)  
commercial fast (breeder) reactor 商用增殖快堆
- CGR  
CO<sub>2</sub> graphite reactor 二氧化碳冷却石墨慢化反应堆
- CNSG  
consolidated nuclear steam-generator 一体化核供汽装置
- CPR  
commercial power reactor 商用动力堆
- CANDU  
canadian deuterium-uranium reactor 加拿大重水铀反应堆, 坎杜型反应堆
- DPR  
demonstration power reactor 示范动力堆
- EBR  
experimental breeder reactor 实验性增殖反应堆
- EBWR  
experimental boiling water reactor 实验性沸水堆
- EGCR  
experimental gas-cooled reactor 实验性气冷堆
- ETR  
engineering test reactor 工程试验堆
- FBR  
fast breeder reactor 快中子增殖堆
- FFHR  
fusion-fission hybrid reactor 聚变-裂变混合堆
- FTR  
fast test reactor 快中子试验堆
- GBSR  
graphite-moderated boiling and superheating reactor 石墨慢化沸腾过热反应堆
- GCBR  
gas-cooled breeder reactor 气冷增殖堆

GCFBR	gas-cooled fast breeder reactor	气冷快中子增殖堆
GCFR	gas-cooled fast reactor	气冷快堆
GCR	gas-cooled reactor	气冷堆
GT-HTGR	gas turbine high-temperature gas-cooled reactor	气体推动透平的高温气冷堆
HFBR	high flux beam research reactor	高通量中子束研究堆
HFTR	high-flux test reactor	高通量试验堆
HTBR	high-temperature gas cooled breeder reactor	高温气冷增殖堆
HTGR	high temperature gas-cooled reactor	高温气冷堆
HTMSR	high temperature molten-salt reactor	高温熔盐堆
HTTR	high temperature thorium reactor	高温钍反应堆
HWBLW,HWLWR	heavy-water moderated,boiling light-water cooled reactor	重水慢化轻水沸腾冷却反应堆
HWGCR	heavy water moderated gas-cooled reactor	重水慢化气冷堆
HWR	heavy-water reactor	重水堆
HTR	high-temperature reactor	高温堆
IPWR	integrated pressuried water reactor	一体化压水堆
LGR	light-water-cooled,graphite-moderated reactor	轻水冷却石墨慢化堆
LMFBR	liquid metal fast breeder reactor	液态金属冷却快中子增殖堆
LMFR	liquid metal fuel reactor	液态金属燃料反应堆
LWR	light water reactor	轻水反应堆
MSBR	molten salt breeder reactor	熔盐增殖堆
MSR	molten salt reactor	熔盐(反应)堆
MSR		

- merchant-ship reactor 商用舰船反应堆
- MTR
- materials testing reactor 材料试验堆
- MUR
- near commercial breeder reactor 准商用增殖堆
- NETR
- NPR
- new production reactor 新型生产堆
- NPR
- nuclear power reactor 核动力堆
- OMR
- organic-moderated reactor 有机慢化反应堆
- PBR
- pebble bed reactor 砾石床堆
- PHWR
- pressurized heavy-water reactor 加压重水堆
- PLBR
- prototype large breeder reactor 大型原型增殖堆
- PTR
- pool test reactor 池式试验堆
- PTR
- pressure tube reactor 压力管式反应堆
- PWR
- pressurized-water reactor 压水堆
- SBWR
- simplified boiling water reactor 简化沸水堆
- SCFBR
- steam-cooled fast breeder reactor 蒸汽冷却快中子增殖堆
- SCR
- sodium-cooled reactor 钠冷反应堆
- SEFR
- shielding experiment facility reactor 屏蔽实验装置反应堆
- SGHWR
- steam-generating heavy-water reactor 产生蒸汽的重水堆
- SSCR
- spectral shift control reactor 谱移控制反应堆
- STIR
- shield test and irradiation reactor 屏蔽试验和辐照反应堆
- SWR
- submarine water reactor 潜艇用水冷堆
- THTR
- thorium high-temperature reactor 钍高温堆
- TRR

test and research reactor 试验和研究用反应堆

ZPPR

zero power plutonium reactor 零功率钚反应堆

ZPR

zero power reactor 零功率堆

---

**附加说明:**

本标准由中国核工业总公司提出。

本标准由核工业标准化研究所负责起草。

本标准由全国核能标准化技术委员会审查通过。

本标准主要起草人王继东、肖定生、王根生。

中 华 人 民 共 和 国  
国 家 标 准  
核 科 学 技 术 术 语  
裂 变 反 应 堆

GB/T 4960.2—1996

\*

中国标准出版社出版  
北京复兴门外三里河北街16号

邮政编码:100045

电 话:68522112

中国标准出版社秦皇岛印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行 各地新华书店经售

版权专有 不得翻印

\*

开本 880×1230 1/16 印张 2 $\frac{3}{4}$  字数 78 千字

1996年10月第一版 1996年10月第一次印刷

印数 1—1 500

\*

书号: 155066·1-13215 定价 14.00 元

\*

标 目 299—07