

人工工艺学讲义

人工工艺学讲义

北 京 大 学

第一章 緒 論

§ 1、

反应堆是一个复杂的体系，人們可以从各个角度来把他們分成类别，由于各自的出发点和目的不同，所强调的方面也就不同，一般有以下几种分类方法，①按反应堆的功能，②按进行核反应的中子能譜，③按核燃料在堆內的物理状态，④按核燃料的种类，⑤按慢化剂等，下面着重分別說明前四种分类。

一、按反应堆的功能

1. 研究用反应堆，其特点是中子通量較大，适宜范围較寬，一般用作中子源，物理研究，材料試驗为新的反应堆設計提供資料，也可用作同位素的生产。

2. 生产用反应堆

分裂物质和燃料的核子参数

表 1-1

同 位 素	有效热中子截面			中 子 产 率		β	半衰期、年
	σ_a	σ_c	σ_f	γ	η		
Th ²³²	7.0	7	—				1.39×10^{10}
U ²³³	591	61	530	2.55	2.29	0.105	1.62×10^5
U ²³⁵	680	101	576	2.47	2.09	0.192	7.1×10^8
U ²³⁸	6	6	—				2.40×10^9
Pa ²³³	2.75	2.75	$< 10^{-3}$				4.5×10^9
Pu ²³⁹	4100	338	770	2.91	2.02	0.39	24400
Pu ²⁴⁰	519	510	< 40				6600
Pu ²⁴¹	1480	330	1110	2.95	2.2		12.9
Pu ²⁴⁴		30	—				5×10^5
天然铀	7.69	3.51	4.18	2.47	1.34	0.84	

表中 $\sigma_a = \sigma_c + \sigma_f$

σ_c = 俘获截面

σ_f = 分裂截面

γ = 每个分裂产生的中子数

η = 释放中子数与总吸收中子数比

$$= \gamma \cdot \frac{\sigma_f}{\sigma_a}$$

$$\alpha = \frac{\gamma - \eta}{\eta} = \frac{\text{无分裂的俘获数}}{\text{分裂数}}$$

由表可見，可作为裂变物质的只有U²³³，U²³⁵，Pa²³³和Pu²⁴¹，其中除U²³⁵存在于自然界外，其余多为人工同位素，生产堆的目的也即生产这些同位素。Pu²⁴¹由于半衰期短，放射性高，活性强，在堆中的积累率低，故目前很少单独用作反应堆的分裂物质，也

不是生产的目的。

作为核燃料的物质必须自然界大量存在，并其有适当的俘获截面，由表可见，具备这种条件的同位素是 Th^{232} 和 U^{238} 。

把这些裂变同位素和核燃料同位素排列可得如下的组合：

裂变同位素： U^{235} $\text{U}^{235}\text{Pu}^{239}\text{Pu}^{239}$ U^{233} U^{233}

核燃料： $\text{U}^{238}\text{Th}^{232}$ $\text{U}^{238}\text{Th}^{232}$ $\text{U}^{238}\text{Th}^{232}$

生产的裂变同位素： Pu^{239} $\text{U}^{233}\text{Pu}^{239}$ $\text{U}^{233}\text{Pu}^{239}$ U^{233}

这样我们就得到六种生产堆的组合，但实际上有意义的只有 $\text{Pu}^{239}-\text{U}^{238}-\text{Pu}^{239}$ 和 $\text{U}^{235}-\text{Th}^{232}-\text{U}^{233}$ 两种组合。

出于经济的目的，目前发展的趋势是向生产（增殖）—动力两用堆发展，英国和法国已建立了一系列这种堆，如此可以避免有热能的浪费。

从结构上看生产堆又分成单区和复区两种，前者是裂变物和核燃料同处于活性区，后者是将核燃料围绕于活性区的外层。

3. 动力反应堆。

这种类型的反应堆又可分为二种，一是作为中心电站用的反应堆，这种堆的特点是功率大，要求燃耗深，堆内温度高，以达到较高的比功率，（瓦/公斤核燃料）这就为冷却剂减速剂元件提出了特殊的要求，随着原子能技术的进展，原子能电站也有了很大的发展，如苏联、英国、美国、加拿大等国都有其巨大的远景计划，但就目前状况来看原子能电站尚处在实验阶段，第二是可移动式的动力堆，这种堆主要用于运输工具和军事的目的，其特点是体积小并且轻。

二、按中子能谱分类

1. 慢中子堆，其中子能量约 0.026eV ，目前最大部份反应堆都是慢中子堆。

这种堆的优点是：

a. 需要达到临界参数的裂变物质装量比快中子堆少，裂变物质可以用天然铀或用大量Al来稀释。

b. 控制较易，安全性能好。

c. 可达到较高的比功率，（ 4000kW/kg 以上）这种堆的缺点是：

a. 易为裂变产物和具有高俘获截面的杂质中毒，即共振吸收大。

b. 停堆后启动困难。

2. 中能中子堆，其中子能量约 $100-1000\text{eV}$ ，其特点具有比热中子堆较低的共振中子吸收和燃料比快中子堆少，而有较高的比功率。

3. 快中子堆

裂变时所释放的大部份中子能量为 $1-2\text{MeV}$ ，但有些可达 10MeV ，燃料对裂变物的稀释和冷却剂结构材料的影响，使得大部份中子能量降低到小于 1MeV ，快中子堆的特点是无减速剂，没有中子的共振吸收，在这种条件下裂变产物和结构材料对中子的毒化不象对热中子堆那样严重，同时由于没有慢化剂堆的尺寸可以缩小很多，其缺点是为了达到临界量必须足够的 Pu^{239} 或加浓铀，如此则裂变物质与燃料的比值可大到 $10-20$ ，其次是由于堆的整个尺寸较小，使堆传热增加了困难。

三、按燃料在堆内的物理状态

按燃料的物理状态可以分为二类

1. 非均相堆

目前绝大多数反应堆均为非均相堆，其特点是燃料与慢化剂冷却剂分开，燃料都是固态，堆的控制用吸收棒。

2. 均相堆

均相堆燃料与慢化剂，冷却剂同处于液相的混合状态，堆的控制是利用调燃料液浓度来实现，这种堆的优点是没有非均相堆的燃耗深度低的（不到20%）缺点，不需元件制备，化学处理便宜，传热及核控制好，安全，其缺点是设备腐蚀严重。

四、按裂变核燃料分类

1. 天然铀燃料反应堆，这种堆多为慢中子堆，其特点是堆体大，在英国和法国建立了一系列这种以石墨作慢化剂， CO_2 作冷却剂的天然铀生产发电二用堆，这种堆比加浓铀堆的优点是燃料价廉，由于它必须要求热中子，故慢化剂体积与铀的体积比很大，不能用普通水作慢化剂。

2. 加浓铀 U^{235} 反应堆 U^{235} 的加浓度由1%到95%不等， U^{235} 可以以快中子和慢中子进行连锁反应，但是 U^{235} 的快中子俘获截面与分裂截面之比数比热中子小，因此在快中子堆中中子的损失较少，加浓度的要求对每一个具体情况取决于许多因素，如单位体积的功率，燃料体积和重量的限制等。

表 1-2

U^{235} 的 含 量 %	0.71	1	2	5	10	100
次级中子数 η	1.34	1.50	1.74	1.93	2.01	2.08
再生系数	0.80	0.62	0.38	0.26	0.20	0
在无缚大介质中的增殖系数	1.08	1.24	1.50	1.69	1.78	1.93

由上表可看出，当 U^{235} 的加浓增加时，增殖系数 k_{∞} 增加，但加浓到5%以后， k_{∞} 的增加很少了，另一方面加浓度增加时分裂物质的再生系数下降，选用高浓铀可用较少的燃料，反应堆体积较小，但加浓铀价格很高，选用何种加浓度应从经济观点考虑确定。

3. Pu^{239} 从反应堆中得到 Pu 是 Pu^{239} ， Pu^{240} ， Pu^{241} 和 Pu^{242} 的混合物，后者是 Pu^{239} 俘获中子的结果，其中除 Pu^{239} ， Pu^{241} 有分裂反应外，其他没有，但俘获中子。在任何利用 Pu 的反应堆，随着燃料为中子的照射时间的增长 Pu^{240} ， Pu^{241} ， Pu^{242} 的部份增加， $\alpha = \frac{\sigma_{\text{俘获}}}{\sigma_{\text{分裂}}}$ ，对快中子 Pu 的 α 值比慢中子为小，而快中子分裂时中子产生数（3.01）

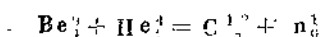
比慢中子分裂时（2.31）多，因此快中子堆燃料的燃耗深度比慢中子堆为大，从一定的燃料数可得到较多的能量和中子数。

到目前为止还只用于实验堆和科学研究堆，但在计划用于快中子繁殖动力堆。

4. U^{233} , U^{235} 是特別經濟的核燃料，他有較小的 α 值，其 γ 值比 U^{238} 和 Pu^{239} 都大， U^{233} 用于 $Th^{232} \rightarrow U^{233}$ 的增殖堆。

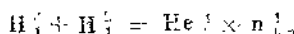
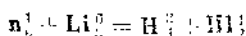
除了上述反应堆类别外，作为一种新型的反应堆——核子武器是很重要的，核子武器包括原子弹氢弹以及放射性制剂，下面简述前二者。

1. 原子弹——主要利用原子的分裂反应又名分裂弹，其核燃料为 U 和 Pu ，近似计算其临界量为几公斤到几十公斤，爆炸之前燃料是分散状的，当爆炸时燃料合拢达到临界值，连串反应开始以至爆炸，在原子弹内一般要有中子反射器和中子源，大量中子的来源按以下反应：



2. 氢弹或热核子弹——主要利用原子的合成反应又名合成弹，其基本原理是利用核子燃料分裂所放出的热以达到热核子反应的温度，热核子反应的结果使温度升得更高以至爆炸，与原子弹的区别在于原子弹是核的分裂反应，氢弹是核的合成反应，前者重要的是有足够的中子来维持连串反应，后者是维持足够的温度来达到热核子的合成反应。

作为热核弹的燃料主要应考虑到在核反应时释放的能量以及价廉易得，由下表可看最好的途径是利用 D 、 T 的核反应，热核弹的基本过程是利于 U 、 Pu 爆炸时放出中子与 Li 作用生成 T ，然后 T 与 D 产生热核反应。



某些核反应能表

顺 序	核 反 应	每次产生能量 (MeV)	1 克原子 产生热量 (亿卡)	1 公斤物质的 TNT当量 (公斤)	当温度2千万度 时反应持续时间
1	$1H^1 + H \rightarrow 1D^2 + 1e^0$	1.4	34	16.6	10^{11} 年
2	$1H^1 + D \rightarrow 2He^3$	5	120	39	0.5秒
3	$1H^1 + T \rightarrow 2He^4$	19.8	480	117	0.05秒
4	$1D^2 + D \rightarrow 2He^3 + 1n^1$	3.3	79	19.3	3×10^{-10} 秒
5	$1D^2 + D \rightarrow 1H^1 + 1T^3$	4	96	23.5	3×10^{-10} 秒
6	$1D^2 + T \rightarrow 2He^4 + 2n^1$	17.6	420	82	3×10^{-10} 秒
7	$1T^3 + T \rightarrow 2He^4 + 2n^1$	11	270	54	—
8	$6Li^6 + 1n^1 \rightarrow 2He^4$	22	540	66	—
9	$6Li^6 + T \rightarrow 2He^4 + 1n^1$	16	380	46.5	—
10	$6Li^7 + H \rightarrow 2He^4 + 1n^1$	17.2	410	50	1分
11	$9B^{11} + H \rightarrow 3He^4$	7.9	190	15.4	3天
12	$239Pu$ 的分裂	200	4800	20	—

§ 2. 反应堆燃料体系

一定燃料体系的性质特点在很大程度上取决于体系基本物质的性质，燃料体系分固体燃料体系和流体燃料体系二种，每种又分成许多类型，动力堆燃料体系工艺的中心问题是得到最大比功率和增加使用期，解决这个问题取决许多因素，如反应堆类型，能量利用和燃料回收方法等。

一、固体释热元件

固体释热元件就其組成可分为二部，即燃料（U、Th、Pu）和非裂变物的复盖层和粘合剂材料，二者的組合可构成許多类型元件，各种元件的机械性能，物理性能，和化学性能都有所不同，因此其应用范围也不同，本节不准备对各种元件的特点，应用作詳細的描述，也不准备涉及更多的元件类型，只是对比較主要的一些元件类型就其化学組成和結構作一般的介紹，因为后者对元件溶液流程的选择及不同化学后处理过程的条件决定有直接的关系。

1. 燃料物质化学状态。

a. 金属铀，金属铀又可分为 α 变件晶体结构的各向异性（анизотропия）和同素异形铀，这些結構形式对不同元件的性质和形状有直接的影响。

b. 分裂物质分散在相当的金属体内的元件。

属于这种类型的元件有合金鋁（UAl₃）分散在鋁中，UO₂分散在Al或Mg中，UO₂分散在不锈钢中以及U分散在Th中，（U在Th中多以不溶解的夹杂物形态存在）。

c. 合金元件

属于这类型的元件有很多，U可以和Al、Zr、Mo、Nb等組成各种合金元件，也有U和Zr—2的合金，Pu和Al的合金元件等。

d. 陶瓷物质元件，由于金属铀及其合金制成的元件蕊子，在辐照条件下改变其外形和尺寸，并在550—600°C时有气体膨胀现象，同时需要提高动力反应堆的释热元件温度，因此陶瓷物质元件給予了很大的注意，这些物质熔点可达2000°C多度。

这样的元件蕊有烧结的UO₂，烧结的UO₂分散于BeO或石墨中，SiC—UC₂，ThO₂—UO₂，U₃Si₂和UC₂—U的金属陶瓷等。

2. 燃料蕊的复盖层。

复盖层的功能是防止燃料蕊在与载热体接触时的化学作用，（侵蚀，氧化及其他）防止放射性气体的逸出以及裂变产物进入载热体，同时也起到机械强度的加固作用。

对天然铀或低浓缩铀燃料外壳一般用鉛鍍和鎂，或者这些金属与中子截面小的硅鍍和錫的合金，如鉛—2（即鉛錫合金）等。

对高浓缩铀燃料外壳也有用不锈钢的，但因不锈钢的热中子吸收截面較大，其量受到限制，对块中子堆这种限制可能小些。

3. 燃料蕊与复盖层的連接

在辐照条件下释热元件要求有均匀的导热性能，这就必須使燃料蕊与外壳之間接触紧密和均匀，使其热阻等于零，在热负荷很高的情况下，燃料蕊和外壳之間良好的热接触对于原子动力装置可靠运输具有重大意义。

按接触的特点可分四类

a. 非联結的释热元件

b. 利用扩散鍍焊法直接将外壳与蕊焊接在一起，或用第三种金属的分子层来进行衔接，但后者应具有鏈接可塑性，高强度并能阻止铀向外壳的扩散。

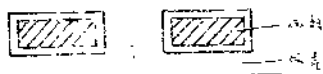
c. 用机械方法，如将蕊的表面打毛的方法将蕊和外壳連接。

d. 用液态金属或高温可塑金属如Na—K合金，鎂等金属分子层来填充。

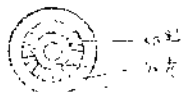
4. 元件的形状及结构

元件形状及结构对反应堆的比功率有很大的影响，下面将介绍几种常见的结构形状。

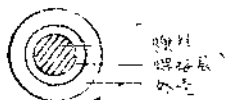
a. 块状



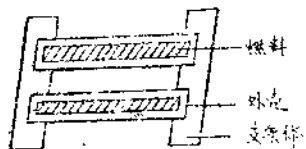
b. 管状



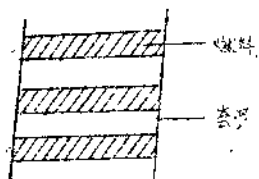
c. 棒状



d. 板状



e. 片状



二、流体燃料体系或称均相燃料体系

这种燃料体系多用于均匀反应堆，也有用于非均匀堆的。

流体燃料是一种有发展前途的燃料体系，但目前应用的还不广泛，已有的体系种类很多，大部都处于研究阶段，本节不准备对各体系的化学过程优劣等作很多介绍，只简单列举一些已经被采用的或前途较大的燃料体系。

流体燃料体系的选择必须考虑到如下因素，体系中非分裂物质的核性能，溶解度，辐照的稳定性，热稳定性，腐蚀性能，流体流动性能以及化学处理方法简易程度等。

1. 水溶液体系

已运转的水溶液燃料体系实验堆见表1—3。

在硫酸盐水溶液体系中一般为了减少 UO_2S 的水解加入过量的 H_2SO_4 ，加入一定量的 CuSO_4 以抑制水的分解，在磷酸盐燃料体系中为了增加该盐的溶解度，体系中一般有85—90%的自由 H_3PO_4 。

表 1—3

被溶解的燃料物质	溶 剂	溶 度	温 度 范 围	容 量 材 料
UO_2SO_4	H_2O	30—40g/235/l	242—250°C	不锈钢
$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$	H_2O	45—50g/235/l	20—87°C	"
$(\text{UO}_2)_2(\text{PO}_4)_2$	H_2O	100—150g/235/l	20—455°C	"
UO_2SO_4	D_2O	4—5g/235/l	242—250°C	"

2. 悬浮液体系

属于这种燃料体系的有氧化铀—水（或重水）， ThO_2 — H_2O ， UO_2 — NaK 等，后者为 UO_2 粉分散在融熔合金 NaK 中，此外还有 UO_2 分散在 He 气中的燃料体系， U （0.05—0.66% U ）分散在融熔 Bi 中， UB_3 分散在融熔 Bi 中等（10% U ）。

3. 融熔金属燃料体系

铯的熔点为640°C

铀的熔点为1133°C

钍的熔点为1827°C

除了铯外一般铀钍的纯金属是很难作为融熔金属燃料的，但是铀钍与低熔点金属如

Bi, Pb和Sn組成低熔点合金是可以成为融熔金属燃料体系的, 其中Bi有較小的中子吸收截面, 已經在研究工作中被采用如美国 LMFR 堆即为Bi—U液体金属燃料通过慢化剂石墨槽(400—550°C)。

4. 融熔盐燃料体系

氟的核性能好, U, Th的氟化物較稳定, 但这些氟化物中只有 UF_4 和 ThF_4 最稳定, UF_4 , ThF_4 , PUF_3 的熔点都很高, 相应地等于1036°C, 1111°C 和1425±5°C, 因此不能直接应用, 必須寻找低共熔体系。

二元体系: $SnF_2—UF_4$, $BiF_3—UF_4$, $LiF—UF_4$

从核性能熔点角度考虑認為有前途的共熔体系有:

以上体系熔点低于600°C

三元体系:

NaF (53.2%) — ZrF_4 (40.5%) — UF_4 (6.3%) 熔点为520°C左右

LiF (50%) — BiF_3 (48%) — UF_4 (2%) 这体系也可用于 ThF_4 。

适用于 PUF_3 的有 $PuF_3—BeF_2$

5. 气体燃料体系

UF_6 气体作为反应堆燃料苏联已进行了这方面的研究, 鈾为90% U^{235} 加浓物, 六氟化鈾为不挥发性物质, 故可直接从燃料气流中分离 PuF_6 , 这是本体系具有的特殊优点, 利用同样原理可部份清除裂变产物。

§ 3. 反应堆增殖系数和临界值

一、增殖系数是反应堆最重要的特性, 他对燃料体系的选择, 活性区尺寸选择等具有决定的意义。

以 τ 表示每次原子核分裂时平均形成的分裂中子数, 設其中有 k 个中子会引起其他原子核的裂变, 而有 $\tau - k$ 个中子由于沒有引起裂变的吸收和遺漏而損失, k 称作增殖系数, 分裂鏈式反应只能在(1-1)式成立时才能发生。

$$k \geq 1 \quad (1-1)$$

以不变功率工作的反应堆的增殖系数要恰好等于一, 提高反应堆功率时 $k > 1$ 降低时 $k < 1$, 为了調节反应堆的功率就必须使 k 值永远大于分之几才行。

現在来討論各种燃料体系在活性区为无穷大时的增殖系数。

先看 U^{235} 和 U^{238} 混合物的情况。

設 η 为混合物俘获一个热中子时产生的分裂快中子的平均数, 由于不是所有被吸收的热中子都能引起原子核分裂所以 $\eta < \tau$, η 为次级中子数或为热中子增殖系数。

$$\text{对单一的燃料时 } \eta = \tau \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \quad (1-2)$$

式中 σ_f 和 σ_a 分别为分裂截面和热中子的全吸收截面(巴)。

对 U^{235} 和 U^{238} 的混合物, 則

$$\eta = \tau_{235} + \frac{\sigma_{f235} N_{235}}{\sigma_{a235} + \frac{N_{238}}{N_{235}} \sigma_{a238}} \quad (1-3)$$

$$\frac{N_{238}}{N_{235}} = \frac{100 - 0.714}{0.714}$$

$$\bar{\nu}_{235} = 2.47$$

$$\sigma_{a235} = 694$$

$$\sigma_{a238} = 2.73$$

$$\sigma_{f235} = 582$$

代入 (1-3) 式則

$$\eta = 2.47 \frac{582}{694 + 139 \times 2.73} = 1.34$$

一部份快中子会引起 U^{238} 的分裂，結果使快中子数增加，由各种能量中子的分裂产生的快中子总数与仅由热中子分裂而获得的快中子数之比 ϵ ，称为快中子的增殖系数， ϵ 与释热元件之厚度有关，厚度增加 ϵ 值也增大。

对于均相堆由于慢化剂体积和燃料体积之比很大，因此 ϵ 近于 1。

$\eta\epsilon$ 的乘积表示核燃料吸收一个热中子引起分裂而得到的快中子总数，快中子减速后，由于 U^{238} 的共振吸收 (Pu^{239} 损失一部份热中子，因此减速后而获得的热中子数和原来快中子总数之比，称为逃脱共振俘获的几率 φ 。

由此，核燃料吸收一个热中子而产生的减速中子数等于 $\eta\epsilon\varphi$ 。

热中子不仅为被核燃料吸收，而且也构成活性区的材料和裂变产物所吸收，核燃料所吸收的热中子数与吸收热中子总数之比，称为热利用系数 θ 。

核燃料在第一代中子每吸收一个热中子后所形成的被核燃料吸收的第二代热中子数就等于 $\eta\epsilon\varphi\theta$ ，这个乘积即是无穷大解质中的增殖系数 k_{∞} 。

对 U^{235} 和 U^{238} 的混合燃料

$$k_{\infty} = \eta\epsilon\varphi\theta \quad (1-4)$$

(1-4) 式叫四余因子方程式。

对均相堆 $\epsilon = 1$ ，則

$$k_{\infty} = \eta\varphi\theta \quad (1-5)$$

对单一核燃料 (如 U^{235} ， U^{238} ， Pu^{239})，則 $\varphi = 1$ 。

$$k_{\infty} \eta\epsilon\theta \quad (1-6)$$

对这种燃料的均相堆，則

$$k_{\infty} \eta\theta = \eta\theta \quad (1-7)$$

在大多数情况下， η 和 ϵ 都大于 1 φ 和 θ 都小于 1。

因此从 (1-4) (1-5) (1-6) (1-7) 可得如下結論：

单一核燃料的非均相堆可得到最大增殖系数，因此其活性区可最小，核性能最佳。

其次是这种原料的均相堆。

再次是 U^{235} 和 U^{238} 的混合燃料的非均相堆。最差的是混合燃料的均相堆。

余因子 η 和 ϵ 为燃料的性质所决定， φ 和 θ 則取决于鈾和减速剂的相对比值，元件的几何尺寸，在减速剂中放置的方法，以及燃料和减速剂内的杂质等。

一般認為在无限大体积中 $k_{\infty} > 1$ ，如果 $k_{\infty} = 1.05$ ，对天然鈾 $\eta = 1.34$ ， $\epsilon = 1.03$ ，則

$\eta = 1.38$, 故 ϕ 不能小于 $\frac{k_{\infty}}{\eta} = \frac{1.05}{1.38} = 0.762$ 。

一般情况下 ϕ 随铀与减速剂量比的增加而增加, 但是相应的逃脱共振吸收的或然率 ϕ 减小。

根据已有的计算, 认为热中子反应堆产生链锁反应的条件如下:

1. 在均相堆中, 用天然铀作燃料, 石墨或普通水作减速剂, 链锁反应不发生, 但用重水作减速剂时, 则产生链锁反应。

2. 在非均相堆中, 用天然铀作燃料, 重水或石墨作减速剂, 在恰当的铀与减速剂比例情况下, 并且合理的安置燃料和减速剂, 则链锁反应可实现。

3. 利用加浓铀或 Pu^{239} , U^{235} 时, 在均相堆, 非均相堆中, 用任何减速剂都可能产生链锁反应。

二、反应堆临界值

上面所讨论的是在燃料体积无限大的情况下面, 将讨论反应堆的有限性。

设 P_H 为中子不从燃料体系逃走的或然率, 则维持有限体积堆的链锁反应条件是:

$$k_{\text{有效}} = k_{\infty} P_H = 1 \quad (1-8)$$

对于有限大的堆, P_H 都小于 1, 为保持等式 (1-8) 则 k_{∞} 应大于 1。

由堆表面逃脱中子数取决于堆的大小与堆的表面积成正比, 所以为了增大 P_H 值, 则必须增加堆的体积, 当 P_H 达到某一定值时 $k_{\infty} P_H = 1$ 。链锁反应即成为可能, 这个活性区的大小即称为临界值。

在活性区周围加以中子反射层时可增大 P_H 值, 相应的缩小临界值。

例如活性区为圆柱形, 天然铀作燃料, 重水作减速剂, 无中子反射层的临界值计算如下:

堆高 177 公分

堆半径 95 公分

堆体积 5.190 米³

如果用 60 公分厚的石墨作反射层, 则得

堆高 122.5 公分

堆半径 91.5 公分

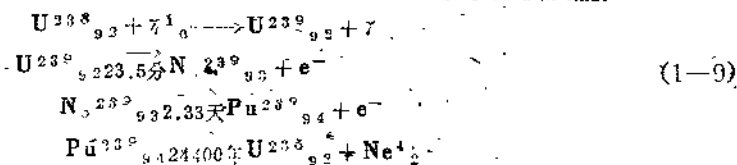
堆体积 3.123 米³

如活性区用加浓到 90% U^{235} 的铀作燃料, 则其球形的临界体积小至几个立方公分。

§ 4. 再生系数和繁殖堆

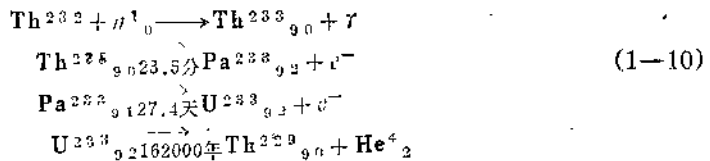
一、反应堆再生系数

在利用铀作为燃料的堆内除了 U^{235} 的分裂反应外, 有 U^{238} 中子俘获反应:



如此即产生新的分裂物质 Pu^{239} 。

在以钍作为燃料 (U^{233}) 的反应堆中, Th^{232} 同样产生中子的俘获反应:



生成新的分裂物质 U^{233} 。

在反应堆内新的分裂物质 Pu^{239} 或 U^{233} 的原子数与堆内消耗的分裂物质原子数之比值称作堆的再生系数, 以 C 表示。

现在来讨论非均相堆的再生系数:

如逃脱共振俘获几率为 φ , 则吸收的部份为 $1 - \varphi$ 。如果讨论的对象是天然钍, 则由于这种吸收基本上生成 Pu^{239} (个以 1-9 式可见)。令 A 表示其生成量, 则

$$A = 1 - \varphi \quad (1-11)$$

逃脱了共振吸收后的热中子, 一部份为 U^{238} 吸收, 大部份为 U^{235} 吸收, 如 U^{238} 吸收即生成 Pu^{239} , 其量以 B 表示, 则

$$B = \varphi \theta \frac{N_{238} \sigma_{238}}{N_{\text{天然钍}} \sigma_{\text{天然钍}}} \quad (1-12)$$

如 U^{235} 吸收部份, 则产生 U^{235} 的分裂, 其量 B 表示, 则

$$B = \varphi \theta \frac{N_{235} \sigma_{235}}{N_{\text{天然钍}} \sigma_{\text{天然钍}}} \quad (1-13)$$

这样我们得到的再生系数的表示式如下

$$C = \frac{A + B}{B} = \frac{\text{共振吸收} + \text{U}^{238} \text{的热中子吸收}}{\text{U}^{235} \text{的热中子吸收}}$$

或者:
$$C = \frac{(1 - \varphi) / \varphi \theta + N_{238} \sigma_{238} / N_{\text{天然钍}} \sigma_{\text{天然钍}}}{N_{235} \sigma_{235} / N_{\text{天然钍}} \sigma_{\text{天然钍}}} \quad (1-14)$$

对于 C 值小于 1 的反应堆消耗每 N 个分裂物质原子生成 NC 个新分裂物质原子, 这样为了维持堆的正常工作, 必须补充加入 $N(1 - C)$ 个分裂物质原子, 以补偿反应堆燃烧所消耗的分裂物质, 则

$$1 - C = \frac{\text{补充加入堆内的分裂物质}}{\text{反应堆所燃烧耗的分裂物质}} \quad (1-15)$$

二、繁殖堆

再生系数大于 1 的反应堆称作繁殖堆, 在这种堆内分裂物质的燃烧为新生成的分裂物质补充上, 只需向堆内加入燃料物质, (U^{238} , Th^{232})。

必须怎样的条件才能实现堆的繁殖作用呢? 下面将具体来讨论。

如果需要 $C > 1$, 则一个中子吸收所放出的次级中子数 γ 应大于二, 因为一个中子用来维持链锁反应, 而另一中子为 U^{238} 或 Th^{232} 所吸收, 此外还应有一定量中子数用来补偿

中间产物核子的性质

表 1—4

	σ 巴	σ 巴 ²³⁵	T	σ/T (巴·天)
U ²³⁸	22	15	28.5分	0.36
Np ²³⁹	60	<3	2.33天	14
Th ²³²	1400	15	28.5分	23
Pa ²³³	66	<0.1	27.1天	1810

中子的各种损失，如表 1—1 所示在热中子堆内 u^{235} ， Pu^{239} 的 γ 值都较小，分别为 2.09 和 2.02，而 u^{238} 的次级中子数 γ 值为 2.29，此外对于热中子堆 u^{235} ， Pu^{239} 的 α 值也较高，因此能够作为热中子繁殖堆燃料体系的只有 $Th^{232}-u^{233}$ 。

在好的热中子繁殖堆结构情况下对 $Th^{232}-u^{233}$ 燃料体系的再生系数 $C=1.05$ 。

对快中子堆情况将有很大的不同，由燃料物质 u^{238} 生产 Pu^{239} 时，如果用 Pu^{239} 作分裂物质则繁殖堆的再生系数 $C=1.2$ ，用 u^{235} 作堆的分裂物质时，再生 Pu^{239} 的再生系数 $C=1.5$ 。

在核燃料生产堆中还有另一个问题，由于 (1—9) (1—10) 式的反应生成了 Pu^{239} ， Np^{239} ， Th^{232} 和 Pa^{233} 等中间核，这些核不仅向着有利于 u^{235} 和 Pu^{239} 生产的方向衰变，如 (1—9) (1—10) 式所示还可能俘获中子，这方面直接减少分裂物质的产生，另一方面减少中子的损失，间接减少 Pu^{239} ； u^{238} 的产量，所有这些中间物质具有较小的分裂截面，但其有可观的俘获截面，每一个这种中间的核的中子俘获相对值与他们的俘获截面和半衰期成比例，从表 1—4 可看到，对于 Pa^{233} 的 $\sigma_c \cdot T$ 值最大。

为了减少由于这种中间物中子俘获所引起的分裂物质的减少，可用化学方法途径不断从堆内分出 Pa^{233} ，在均相堆的情况下将为这个过程的实现提供有利的条件，但是应该指出所有这些中间核对快中子的俘获截面都很小。

§ 5. 反应堆工作与核燃料后处理

一、反应堆正常工作的时间取决于下面条件

1. 在长期辐照下释热元件应保持稳定的机械的和物理的相对稳定性，非如此即将破坏反应堆热传导，元件外壳的完整性，甚至堆内的临界值。

2. 维持分裂链式反应的条件即 $k \geq 1$

为此必须保持热利用系数 Q 为一定值，即不要增加辐射俘获，其次必须保持燃料中一定的分裂物质浓度。

然而在实践中随着反应堆工作时间的增长，以上条件向着不利于反应堆工作的方向发展，到一定时期必须更换或补充燃料，这就提出了核燃料后处理的问题。下面将分别讨论这些问题。

二、释热元件在辐照下物理和化学变化

在反应堆内存在强大的中子流和 γ 射线流，此外在核子分裂时生成大量高能裂变产

物， α 粒子和 μ 粒子，长期在这些射线作用下，许多物质将显著地发生物理和化学性质的变化。

1. 在辐照下元件的化学变化。

在辐照下元件化学损害程度取决于元件组成物质的化学结合形式，化学成份，牢固性及其物理状态，由于辐照所引起的变化有以下四种机理：

- a. 由于中子俘获和产生物的衰变而改变元件的化学组成
- b. 由于分裂核而产生大量裂变产物，因而改变了元件的化学组成，元件的化学组成和化学性能的变化是元件的机械和物理性能破坏的原因之一。
- c. 在射线作用下原子的电离可能破坏分子的化学键。
- d. 由于中子， α 质点和裂变产物与燃料原子的碰撞反冲原子改变自己正常的位置，而引起分子的破坏或晶格的断裂。

三、在辐照下元件的机械和物理性能的变化

在辐照下铀元件的第一个现象是增长 (Péct)，这种增长的速度与燃料燃耗深度，辐照温度有关，当燃耗为0.1%时单晶铀增长40%，在辐照下铀的增长是元件尺寸改变的重要原因之一。这种增长现象有人解释为在辐照下铀晶格沿[110]伸长，沿[100]轴收缩，而沿[001]轴不变，也有用扩散机理来解释的。

辐照下元件的第二个现象是体积膨胀，于200—300°C下燃耗深度为0.1—0.2%时体积增加1—2%，产生体积膨胀被解释为下面原因：

1. 一个铀原子分裂为两个平均大体积的裂变元素所代替，即分裂1%的铀体积增加3%，如果去掉在常温常压为气体的裂变产物，则为2.3%。
2. 在温度高于400°C时气体裂变产物将通过晶格扩散形成气孔核，后者在气体压力作用下扩大，由于这种原因体积膨胀可能很大，当燃耗深度为1%时，体积的增加约10—100%不等。

此外还有表面破坏，铀的硬度增加等现象的产生。

辐照下元件的化学变化和物理变化会导致元件的机械性能和物理性能破坏，如复盖体的断裂，冷却剂通道的阻塞，元件的导热性能下降而引起释热元件的烧坏等。

四、核性能的变化。

1. 随辐照时间增长分裂物质含量减少，而裂变物质的浓度下降会导致增殖系数降低，再生系数又小于1，因此最后随燃耗深度增加，反应堆工作将逐渐于停止。

2. 中子毒物形成，0.905克 Pu^{239} 的分裂将发生1克裂变产物，他们中许多都有很高的中子截面，因此这些裂变产物的累积就成了限制反应堆工作的重要因素。

a. 反应堆中毒确定于辐射俘获热中子数与分裂物质热中子吸收数之比，一般也可以用二者的吸收截面之比来表示：

$$P = \frac{\Sigma_p}{\Sigma_a} \quad (1-10)$$

当 $\Sigma_p = \Sigma_a$ 时反应堆即停止工作。

一般认为只有上式分子比分母小50倍时反应堆工作才可以调度，这样允许的中毒物含量

$$x = 0.02 \frac{\epsilon_p}{\epsilon_p} \quad (1-17)$$

这里

$$\left. \begin{aligned} \epsilon &= N\sigma \\ N &= \frac{\rho N_u}{M} \end{aligned} \right\} \quad (1-18)$$

将 (1-18) 式代入 (1-17) 得到

$$x = \frac{0.02 \rho_u \sigma_u M_p}{\rho_b \rho_p M_u} \quad (1-19)$$

M——原子量

N——单位体积核子数

N σ ——亚佛加德罗常数

ρ ——密度

脚注 ρ, u 分别表示毒物和裂变物, 各内皮尔曼利用 (1-19) 式对一些元素在燃料内的允许量作了计算见下表

表 1-5

同 位 素*	有效俘获截面, 巴	容 许 量, 克	
		每 克 U ²³⁵ 中	每 克 天然 铀 中
Sm ¹⁴⁹	5×10^4	4.3×10^{-6}	3.0×10^{-7}
Gd ¹⁵⁵	7×10^4	3.1×10^{-6}	2.2×10^{-6}
Eu ¹⁵⁵	1.3×10^4	2.4×10^{-4}	1.7×10^{-5}
Xe ¹³⁵	3.5×10^3	1.6×10^{-4}	1.1×10^{-7}

影响非分裂中子吸收的因素有燃料深度, 燃料在堆内停留的时间以及堆内中子能谱等。

b. 裂变产物对不同能量中子的俘获

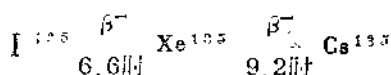
裂变产物对于能量高于1MeV中子的俘获截面很小, 每个分裂只有110毫巴, 这比Pu²³⁹的快中子吸收截面 ($\sigma_f = 2$ 巴) 小很多, 但是必须指出在快中子堆内也有很多能量在0.1—1MeV的中子, 后者为裂变产物强烈俘获, 重组 (平均 $A=140$) 和轻组 ($A=100$) 裂变产物的中子俘获截面随中子的能量下降而增加, 见表1-6。

c. 主要的裂变产物毒物

裂变产物毒害作用, 即是堆内裂变产物与分裂物质的中子吸收竞争, 一定的裂变产物毒害作用取决于他的共振俘获截面和他在燃料中的含量, 对反应堆毒害有重要意义的裂变产物列于下表1-7。

可将表内裂变产物分成三类。

第一类是惰性气体, 这一类中重要的是 Xe¹³⁵, Xe¹³⁵在堆内的平衡浓度很快就达到了。



在中子通量大于 10^{14} n/cm²·秒时 Xe¹³⁵ 吸收中子而转化的速度大于他衰变的速度, 因

此为了减少 Xe^{136} 的中子俘获需要每 1—2 小时清洁一次燃料，这种可能性只有均相堆才能实现。

第二类是稀土元素，在高通量中子反应堆中，他们的平衡浓度只有几天就达到了，这些元素中最有害的是 Sm^{149} 和 Gd^{155} 。

第三类是稳定同位素，这些同位素的质量数都在 100 左右，其中危害最大的是 Tc^{99} 和 Rb^{103} ， Cd^{113} 虽有大的吸收截面，但其燃料中的含量甚少。

表 1-6

中子能量 eB	σ_{a1} A=100巴	σ_{a2} A=100巴	σ_f U ²³⁵ 巴	$\frac{\sigma_{a1} + \sigma_{a2}}{\sigma_f}$
10 ²	20	60	25	3.2
10 ³	3.7	14	7	2.6
10 ⁴	0.5	2.6	3.8	0.8
10 ⁵	0.7	0.4	1.8	0.26
10 ⁶	0.019	0.14	1.3	0.12

表 1-7

同位素	半衰期	对 U^{238} 的分裂产率 %	热中子俘获截面, 巴
Kr ⁸³	稳定	0.69	203
Xe ¹³¹	"	2.9	120
Xe ¹³³	5.3天	6.5	200
Xe ¹³⁵	9.1时	5.9	3.4×10^5
Cs ¹³³	稳定	6.6	29
Ag ¹⁰⁹	"	"	84
Cd ¹¹³	"	"	2.5×10^4
La ¹³⁹	"	"	8.4
Pr ¹⁴¹	"	"	11.2
Nd ¹⁴³	"	6.2	300
Nd ¹⁴⁶	"	4.0	45
Nd ¹⁴⁸	"	3.2	9
Pm ¹⁴⁷	2.6年	2.6	60
Sm ¹⁴⁹	稳定	1.3	6.6×10^4
Sm ¹⁵⁰	稳定	—	85
Sm ¹⁵¹	7.3年	0.5	1.2×10^4
Sm ¹⁵²	稳定	0.28	220
Eu ¹⁵³	稳定	0.14	420
Eu ¹⁵⁴	1.6年	—	1.5×10^3
Eu ¹⁵⁶	1.8年	0.03	1.4×10^4
Gd ¹⁵⁵	稳定	0.03	7×10^4
Gd ¹⁵⁷	稳定	0.15	1.6×10^5
Mo ⁹⁵	稳定	6.3	13
Tc ⁹⁹	2.1×10^5 年	6.2	100
Rb ¹⁰³	稳定	2.9	150

五、结论

从以上討論可得到如下結論，随元件燃耗深度增加，元件的物理机械性能和核性能不断受到破坏，以致妨碍反应堆工作的繼續，因此必須周期地用化学方法来处理元件，除去中子毒物，回收和提取分裂物质和燃料，重新制成元件或均相燃料使用，如此反复循环，这样核燃料后处理成了反应堆工艺过程中的不可缺少的环节，燃料允許的最大燃耗度取决于燃料的类型，冷却方式和反应堆的核性能等，目前低浓缩铀，天然铀或铀铝合金燃料相应的分裂物质燃耗深度为10—30%，对于液体燃料分裂物质可能有較高的利用，特别是在加入新鮮分裂物质或在堆內生产分裂物质的时候，燃耗率可达原始燃料的100%。

§ 6. 原子能动力与核燃料价格

一、原子能动力现状

現在一般談到核燃料經濟大多从原子能动力的角度来談他，这是非常自然的由于矿物燃料的貯藏量有限，人們不得不从具有很大前途的核燃料动力来考虑，据一些文献的記載鈾和鈾在地壳中的分布分別占第七位和第九位，其相应的含量为 $11 \times 10^{-4}\%$ 和 $4 \times 10^{-4}\%$ ，分裂物质的貯藏量大20倍。

原子动力装置目前还处在他的发展初期，由核燃料动力装置得到的能量价格变化的幅度很大，他取决于燃料的种类，燃料利用的形式，以及基建和动力裝置的完善化，現在一般原子能电力价格比普通燃料所生电力或水力电力价格都高，由于条件不同在各个国家此二种能量价格的差額也不同，如美国这种差額很大，在英国就小一点，据英国所发表的一些資料認為在数年之內原子能电价将逐漸低于矿物燃料所生产的电能价格，見表1—8。

英国原子能电站和烧煤火电站生产电能的預計价格 表 1—8

		1960	1970	1980	1990
原子能	总价格	0.73	0.52	0.41	0.33
	生产鉀所得利潤	0.06	0.03	0.03	0.01
	純价格	0.66	0.47	0.38	0.32
烧煤	总价格	0.60	0.67	0.73	0.84
	燃料价格	0.44	0.53	0.60	0.72

由表可見到1970年原子电能价格就可能低于烧煤电能的價格，而煤的价格由于高质量煤或易开采煤的耗尽而上升，在英国原子能电站中兼有鉀的生产，而使电能的价格有所补偿。

目前原子能动力各个国家发展道路不一样，这是与各国动力平衡有关系的，如苏联具有大量的矿物燃料資源，其預計蘊藏量：

煤 74000亿吨

天然气 130000亿立方公尺

而石油的貯藏量据1956年的統計比1946年的估計量扩大了4倍半，而水力資源則相当