

原子核动力装置

П. А. 彼得洛夫著

伍丽素 范毅克合译



中国工业出版社

前 言

本书是根据1956—1957学年作者給莫斯科动力学院热动力专业应届毕业生講授的原子核动力装置課程的大綱写成的。这就决定了书中所包括的問題范围及其研究的性質。本书所闡述的原子核物理問題，仅限于了解原子核动力反应堆的运行及其物理計算原理方面所必需的知識。作者于1947—1948年所提出的原子核反应堆热工計算方法，在本书內有詳尽的論述。有关选择原子核动力装置的最佳参数問題，在本书內也占有不小的篇幅，这些問題，也就是作者多年来一直研究的問題。本书对原子材料学問題，特别是对于原子核反应堆的运行有头等意义的释热元件問題，也給予了应有的重視。

著述本书的时间很仓卒，而且面临的都是許多新問題，自然，这些原因都会增加本书的缺点和疏漏，讀者如能加以指正，作者将表示感激。

作者特向对本书工作曾給以协助的科学院院士阿里哈諾夫 (А. И. Алиханов)、审閱本书原稿第 1—4 章并提出批評性意見的物理数学博士卡拉宁 (А. Д. Галанин) 和物理数学副博士約菲 (Б. Л. Иоффе) 以及审閱本书第 5 章的物理数学副博士布尔哥夫 (Н. А. Бургов) 致以謝意。

作者并感謝以苏联科学院通訊院士基里林 (В. А. Кириллин) 为首的莫斯科动力学院工程热物理学教研室的全体教学人員，他們在討論本书手稿过程中提供了宝貴的意见。

作者 彼得洛夫 (П. Петров)

目 录

前 言	1
緒論	5

第一章 原子核物理基本概念

§. 1—1 原子构造	14
§. 1—2 核的結合能	16
§. 1—3 放射性	20

第二章 原子核反应

§. 2—1 核反应的性質及类型	24
§. 2—2 核反应几率	27
§. 2—3 核分裂	32

第三章 原子核反应堆物理

§. 3—1 反应堆的类型	39
§. 3—2 中子的減速	44
§. 3—3 反应堆的中子通量	49
§. 3—4 增殖系数	57
§. 3—5 无反射层反应堆的临界尺寸	71
§. 3—6 有反射层反应堆的临界尺寸	76

第四章 原子核反应堆的运转

§. 4—1 概論	79
§. 4—2 中毒和結渣的計算	81
§. 4—3 反应堆运转期間反应性的改变	86
§. 4—4 停堆后反应性的变化	88
§. 4—5 温度效应	90
§. 4—6 反应堆功率的調节	91
§. 4—7 反应堆工作的检查	97
§. 4—8 剩余释热	102

第五章 射线的防护

§. 5—1	概論	103
§. 5—2	測量单位和允許照射量	105
§. 5—3	γ -輻射的防护	107
§. 5—4	中子的防护	111
§. 5—5	防护层中的管道和縫隙	113

第六章 原子核反应堆的导热

§. 6—1	反应堆的热工計算	114
§. 6—2	放热系数	115
§. 6—3	装有棒形释热元件的工艺管道	120
§. 6—4	装有环形释热元件的工艺管道	130
§. 6—5	有回管的工艺管道	135
§. 6—6	装有条形释热元件的工艺管道	141
§. 6—7	內导热	142

第七章 反应堆活性区的材料

§. 7—1	概論	144
§. 7—2	原子核燃料	147
§. 7—3	均匀导热时鈾棒释热元件的温差应力	156
§. 7—4	释热元件的外壳与鈾心間热接触的意义	160
§. 7—5	鈾的輻射破坏	165
§. 7—6	减速剂和載热剂	172
§. 7—7	結構材料	178

第八章 原子核动力装置的结构及线路

§. 8—1	原子核动力工程的产生	184
§. 8—2	压力水冷却反应堆	186
§. 8—3	液态金属冷却反应堆	195
§. 8—4	压缩气体冷却反应堆	198
§. 8—5	沸騰水反应堆	203

第九章 生产电能的原子核反应堆

§. 9—1	原子核动力装置类型	205
--------	-----------------	-----

§. 9—2 原子能发电站动力参数的选择	211
§. 9—3 原子热电站中心	221
附录 I 原子核动力反应堆的计算	224
1. 命题	224
2. 原始计算数据的选择	224
3. 放热计算	226
4. 活性区的物理计算	230
A. 无限大介质的增殖系数	230
B. 活性区的尺寸	232
5. 装置的动力部分	234
附录 II 热中子有效吸收截面($U=2200$ 米/秒)	237
附录 III $\text{Sin}x$ 和 $\text{Cos}x$ 的测定 图表	240
附录 IV 美国原子核材料的价格	241

緒 論

在原子核反应堆内，鈾和钷的某些同位素进行着原子核的裂变，这一裂变过程便成为原子能发电站汽轮发电机产生电能的来源。反应堆在运行中所用的可分裂物质称为核燃料。最重要的核燃料是鈾-235(U^{235})，钷-239(Pu^{239})和鈾-233(U^{233})。

就原子数来看，天然鈾内鈾-235的含量为0.714%，这一含量已足能使反应堆用天然鈾进行工作。天然鈾内鈾-234的含量约为0.006%。其余的99.280%为鈾-238(U^{238})，然而鈾-238对裂变的作用通常是不大的。当在原子核反应堆内受照射时，一部分 U^{238} 就转变为 Pu^{239} ；而釷-232(Th^{232})则变为 U^{233} 。虽然从天然鈾提取 U^{235} 或使天然鈾加浓 U^{235} 是用分离同位素的物理方法，但从照射后的鈾中提取钷及照射后的釷中提取 U^{233} 却可以用化学方法。 U^{235} 的含量比天然鈾中 U^{235} 的含量高的鈾称为浓集鈾。

因之，天然鈾是所有核燃料的本源。所以，适于工业开采的天然鈾地质储量的多少，是决定原子动力工程发展前景的最重要因素。

在目前，鈾矿床是获得鈾的主要源地。鈾矿的矿石内鈾的存在形式是二氧化鈾 UO_2 ，八氧化三鈾 U_3O_8 及三氧化鈾 UO_3 。最为普遍的是土状瀝青鈾矿，按其成分来说接近于八氧化三鈾 U_3O_8 。这类鈾矿石的主要产地在加拿大、刚果、捷克斯洛伐克、法国。美国工业矿区的主要矿物为瀝青鈾矿，其成分为 UO_2 和 UO_3 。美国瀝青鈾矿普遍的变种矿石之一为非晶鈾矿。美国工业矿石的含鈾量下限为每吨850克。

有些含鈾量较高的油页岩及煤炭，可以作为鈾的工业开采地。在瑞典、挪威和美国都有含鈾的瀝青页岩。每吨的含鈾量通常为100克左右，但也有些岩层的含鈾量达每吨3500克。在大多数情况下，烟煤的含鈾量很少。然而也有些煤，每吨含鈾量达2公斤甚至3公斤。看来，页岩与煤内的鈾是夹杂在水中的。应当指出，海水是鈾

的雄厚天然源地，因为海洋表面的水中含铀量为 1.2×10^{-6} 克/升，而较深处达 1.8×10^{-6} 克/升。

根据美国原子能委员会 (KAЭ) 原料部的估计，世界上适于工业开采的铀的地质储量共计 25×10^6 吨，钍为 1×10^6 吨。1公斤铀或钍所含的全部原子核在反应堆内分裂时就会产生 19×10^9 大卡热。但当反应堆工作时，由于俘获中子的结果，10—20%的可分裂物质并不会分裂，而转变成实际上可以认为是不分裂的同位素，这是指部分 U^{235} 转变为 U^{236} ，及一部分 Pu^{239} 转变为 Pu^{240} 。因此，反应堆内消耗了的，即所谓燃烧了的可分裂物质的量，比分裂了的物质的量平均高15%以上。因此每公斤燃烧了的可分裂物质所放出的热量应当等于 $19 \times 10^9 \times 0.85 \approx 16 \times 10^9$ 大卡，当天然铀只利用一次时，其中可分裂物质的燃烧（即 U^{235} 及铀内生成的 Pu^{239} ），每吨可达3—4公斤。若以3.5公斤/吨计，则世界铀储量的动力资源以标准燃料($Q_B^0 = 7000$ 大卡/公斤)吨数表示如下：

$$B_U = \frac{25 \times 10^6 \times 3.5 \times 16 \times 10^9}{7 \times 10^6} \approx 0.20 \times 10^{12} \text{ 吨。}$$

这个数目占烟煤和褐煤的世界储量(估计全部为 5×10^{12} 吨标准燃料)的4%，约超过世界石油储量的1—2倍。

核燃料的重复循环利用，能够大大地提高燃烧深度。重复利用与用过的核燃料的回收有关。回收第一步骤是化学加工，即将燃料溶解，并把分裂碎片和钍从溶液中分离析出，然后使铀盐在溶液中沉淀。回收的第二步骤是冶金处理，包括从盐类中制取金属——铀和钍，并用它们制成装入反应堆的释热元件。在这两个回收的过程中，核燃料总有不可避免的损失，每次循环中这些燃料的损失不少于2—3%。由于这种损失，因而，在利用核燃料的重复循环中，即使每一循环都能实现完全再生（即生成的可分裂物质的量等于燃烧物质的量），也未必能使燃烧深度超过每吨100—200公斤。因此可以认为，适于工业开采的铀的地质储量，按其动力价值来说，与矿物燃料的地质储量相接近。至于谈到铀的世界开采量，近来已经达到年产数万吨。

核燃料的单位热值甚高，故其运输费用降低到最小限度，因此在远离矿物燃料基地的地区建造原子能发电站是最为合算的。现在以功率为 100 万千瓦原子能发电站用的天然铀的年消耗量为例，设燃耗深度为 3 公斤/吨，电站的利用系数 7000 小时/年，效率 0.25，则，

$$B_U = \frac{10^6 \times 860 \times 7000}{0.25 \times 16.0 \times 10^9 \times 3} = 500 \text{ 吨}$$

从这个例子中得出结论，尽管核燃料还没有完善的利用，铀矿的现代开采量就已经能保证功率为几千万瓩的原子能发电站的运行。

其次应当注意这种情形：提高核燃料燃耗深度（即改进反应堆工作的物理基础）所带来的经济效果要比提高原子能发电站热力部分的效率大得多。

反应堆建造技术的迅速发展，以及铀和建造原子核反应堆所必要的辅助材料的开采，加工工艺学的迅速发展，使我们有理由认为：在最近几年内，原子动力工程就将发展成为动力工业的一个广阔部门，而在较远的将来，必能在世界动力工业方面占据首要地位。

目前采取的利用原子能的方法是用原子核反应堆将原子能转变为热能，然后用蒸汽轮机及发电机将热能转变为机械能和电能。因此原子能发电站和普通热电站之间有很多共同点。它们之间的主要区别在于原子能发电站有中子和 γ 辐射的放射性危害，因而使原子核反应堆和所有与其有关的设备的设计及操作大为复杂。为保护操作人员不受辐射：第一、必须采用由厚层的水、混凝土、铁、铅和其它材料构成的防护设备；第二，必须采用专门的设备和机械，以便远距离进行某些操作。在发生事故的情况下，有大量的放射性物质可能落入原子能发电站各房间内流通的空气以及废水里。因此，在设计原子能发电站时，必须首先考虑和解决放射性废物的排除问题，以便使工作人员和发电站附近的居民免受辐射的危害。为了解决这个问题，必须建造特殊的清除设备——过滤器和沉淀池，而在某些情况下，则把反应堆，蒸汽发生器及其它设备安装在密

閉的鋼壳內。为了检查原子能发电站各房間及各工作地点的輻射强度，原子能发电站必須設有剂量检查站并配备大量的专用測量仪器。

与同等功率的热电站相比較，由于采取了防止放射性危害的措施，便大大地提高了原子能发电站的造价和运轉費用。

以图 B-1 作为例子，表示原子能发电站原子核反应堆装置的总示意图。反应堆安装在发电站的反应堆大厅內。假如发电站必須安装几个反应堆，則应把其中每一个都装在单独的反应堆大厅內。这样做，一方面便于在运行的发电站內安装其它的反应堆，另一方面，当在一个反应堆大厅內远距离进行堆上的各种工作时，和需要工作人员退出反应堆大厅的一切事故情况下，也不影响到其它反应堆的运行条件。

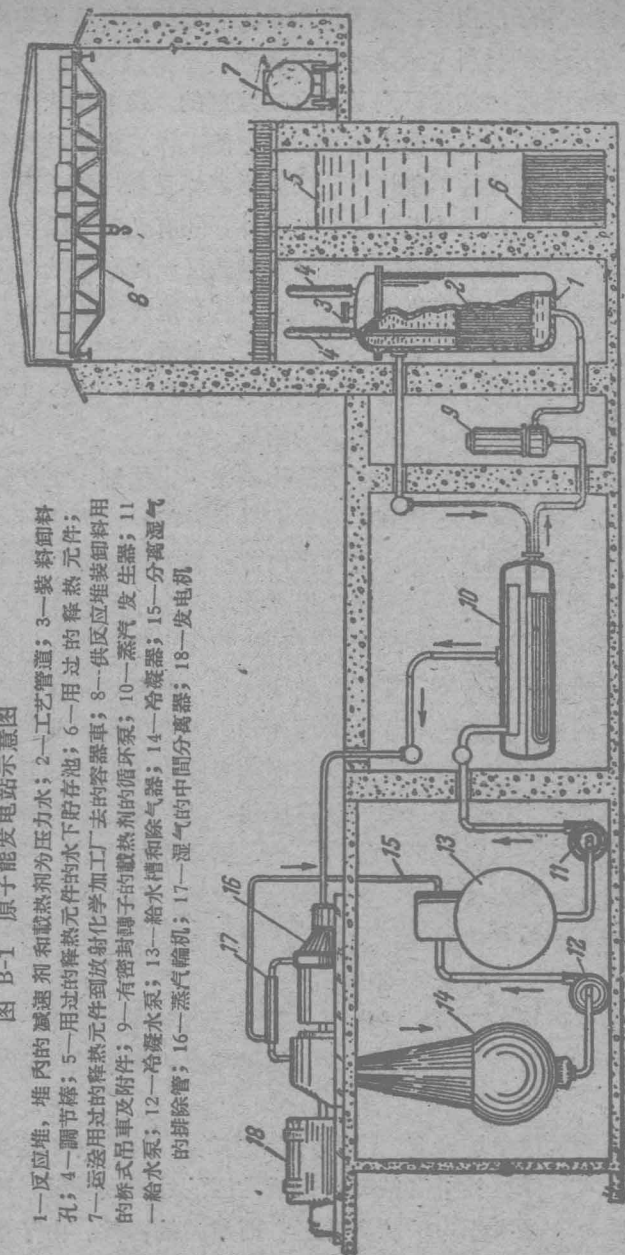
反应堆有大量管形工艺管道，这些管道以一定的間距排列，并在反应堆的横截面上构成一有規則的栅格。图 B-1 上表示工艺管道的垂直配置，但有时也采用水平配置。工艺管道里装有释热元件，释热元件有芯及密封外壳，芯由核燃料組成，外壳保护芯，使它不为流經释热元件的一次回路載热剂所腐蝕，并防止芯中的放射性分裂碎片进入載热剂。释热元件可以做成圆柱形，棒形，弧板形或管形。释热元件装在工艺管道的內部，以形成狹窄的纵向間隙，而一次回路載热剂就在間隙內流过，并从释热元件上导出热量。

由于可分裂的原子核俘获中子，鈾或钚的原子核发生分裂。在每次分裂过程中都至少飞出两个中子，这些中子又能够引起其它原子核的分裂，于是，发生了自持的鏈式反应。为了提高 U^{235} 或 Pu^{239} 原子核俘获中子的几率，必須减低原子核分裂时所放出的中子的速度。为此，在工艺管道之間的空隙中放有减速剂，即能够使中子减速的物质。可采用原子量小的和中子吸收能力弱的元素构成的材料作为减速剂。这样的材料并不多。假如反应堆用天然鈾工作，那么可用重水 (D_2O)、石墨及鈹作为减速剂。如利用浓集鈾，即 U^{235} 含量高的鈾时，則可以运用天然水作为减速剂。

原子核反应堆內为释热元件和减速剂所占有的空間称为活性

图 B-1 原子能发电站示意图

1—反应堆，堆内的减速剂和载热剂为压力水；2—工艺管道；3—装料卸料孔；4—调节阀；5—用过的载热剂的水下贮存池；6—用过的释热元件；7—运送用过的释热元件到放射化学加工厂的容器车；8—供反应堆装卸料用的桥式吊车及附件；9—有密封罐子的载热剂的循环泵；10—蒸汽发生器；11—给水泵；12—冷凝水泵；13—给水槽和除气器；14—冷却器；15—分离湿气的排除管；16—蒸汽轮机；17—湿气的中间分离器；18—发电机



区。为了减少中子的损失，通常用中子反射层把活性区围起来。中子反射层所应用的材料与减速剂材料相同。

也有些反应堆的活性区内是没有减速剂的。这就是快中子反应堆。这些反应堆只有用高度浓集铀或钚才能工作。由于结构和操纵的复杂，这些反应堆并不象热中子反应堆那样受到广泛采用。

构成活性区的，除核燃料和减速剂外，还有无益地吸收中子的物质，因此，这些物质使发生自持分裂链式反应所必需的条件复杂化。这类物质是：制造释热元件外壳和工艺管道管子的金属，载热剂以及在活性区材料内可能含有的各种沾污杂质。当设计反应堆时，应使活性区内的这些有害的中子吸收剂尽可能减少，除此以外，在活性区内尽量采用吸收中子能力低的物质。

当核燃料，减速剂和吸收中子的物质成一定比例，工艺管道按一定的方式配置，活性区达到反应堆临界尺寸的一定大小时，便自然地发生自持分裂链式反应。活性区内有害的中子吸收剂愈多，临界尺寸也愈大。在活性区内插入用强烈吸收中子的材料做的棒后，便能使原子核反应堆的活性区的体积先大于临界，后达到临界值。这些棒称为补偿棒。当反应堆运行时，在释热元件内逐渐累积起核的分裂碎片，这些碎片是门捷列耶夫周期表中间部分的各种元素的原子核。这些元素中有些是强烈地吸收中子的。随着分裂碎片的累积，把补偿棒渐渐从活性区内提起，从而补偿分裂碎片对中子不断增长的俘获以及 U^{235} 的燃耗。到运转周期的末期，补偿棒已从活性区内完全提出，此后，必须停止反应堆，以便卸下用过的释热元件和装入新的释热元件。分裂碎片对反应堆运行的有害作用，称之为分裂产品引起的反应堆中毒。

除补偿棒以外，在反应堆内还有使反应堆功率保持在一定水平的调节棒，以及发生事故危险时能迅速熄灭原子核反应的安全棒。

活性区内的中子场密度（1立方厘米内的中子数）并不是到处都是一样的。在活性区的中央较高，在活性区的外围则较低，中子场密度的如此分布是由于中子从活性区表面泄漏的缘故。由于中子场的不均衡，在中央工艺管道内核燃料的燃耗和分裂碎片的累积比在

外围工艺管道更迅速。因此有时不用把整个反应堆的工艺管道都卸下，而首先更换中央工艺管道内的释热元件，或者使中央工艺管道与外围工艺管道的释热元件互换位置就可以了。反应堆释热元件的使用时间由许多因素决定，但在任何情况下，释热元件的单位功率（瓦/公斤核燃料）愈高，使用时间就愈短。这个使用时间的长短可以是几个星期到几个月甚至几年。

释热元件的装卸都是在反应堆停止工作时通过堆壳盖上的孔而进行的，但是，还有其它的解决方法。用远距离操纵的桥式吊车或者用专门装卸的机器从工艺管道取出释热元件的组件，并转送到贮存水池。由于释热元件的放射性很强，当卸释热元件时不容许有人在反应堆大厅内。由于这种情况对所有机械装置工作的可靠性，不得不有特别严格的要求，以免发生以下情况，例如由于起重机的马达损坏而使组件悬挂在反应堆大厅内。反应堆大厅的墙壁必须有足够的厚度，以防止由反应堆内取出的释热元件的辐射。

其它的防护方法是运用铅制的潜水衣，把卸下的释热元件从反应堆运送到贮存水池，或者利用在拆卸时充水的防护设备，以便使卸下的释热元件经常处于厚为数米的水层下。

用过的释热元件必须保存在贮存水池内一年或者几年，使其放射性的强度减低，以便到能对它们进行化学加工。加工的目的是提取铀和清除铀中的放射性分裂产物。称为再生剂的二次铀中的同位素 U^{235} 的含量虽降低了一些，但是，它也仍然含有足够数量 U^{235} 使再生剂能在反应堆内重复利用，尤其是最初的铀中 U^{235} 已加浓的话。至于谈到钚，正如上述，它是贵重的核燃料。从铀里分出的分裂产物仍有很强放射性，应当加以妥善埋藏。

用过的释热元件，仅能在专门的放射化学厂内进行加工。运送这些元件到加工厂去时，必须采用有很厚的铅防护层的容器车。为每一个原子能发电站都建造一个放射化学加工厂是不合算的。同时，还应该注意，这样的工厂将产生大量放射性强的废物，因而很多适于建造原子能发电站的地方，例如，在居住地或水源的附近，并不容许建立化学加工厂。因此，通常只要建造一些中心放射化学工厂，其中每个厂应该为其所在区域内的原子能发电站服

务。

鈾的再生剂，鈾-233和钷，通常以盐类的形式从放射化学加工厂送到金属加工厂。这个厂先把盐类加工成金属，再从金属制造成释热元件。脱除了分裂碎片的再生剂，按其放射性来说，工作人员可以直接对它进行加工。

如果在原子核反应堆内采用天然鈾或弱浓集鈾，并使可分裂同位素深度燃耗，这时对用过的燃料进行化学加工，在经济上就可能不合算。在这样的情况下，不得不把照射过的鈾存放在仓库内，暂不用它提炼钷，但要保留将来提炼钷的可能性。

采用天然水、重水、气体、液态金属和某些有机的高沸点液体，作为一次循环回路的载热剂。增压器使载热剂通过反应堆的工艺管道和蒸汽发生器，而实现一次回路的循环。蒸汽发生器所产生的蒸汽送到蒸汽汽轮机，并实现和普通热电站内一样的工作循环。因为载热剂通过活性区，就带有某种程度的放射性，因而所有这些一次回路的设备应放在生物防护层后面，以便保护发电站的工作人员不受有害的辐射作用。在二次回路内的蒸汽是没有放射性的，因此原子能发电站汽轮机车间的操作条件与普通发电站的并没有什么区别。但是也有这样的原子核反应堆的设计，即直接在其活性区内生产蒸汽。在这种情况下，蒸汽将带有放射性，显然，这必然会使汽轮机车间的操作复杂化。

当反应堆工作时，如果有一个释热元件的保护外壳的密封被破坏，放射性的分裂碎片便开始进入载热剂，因而载热剂的放射性就会强烈地增加。假如释热元件的芯材料对于载热剂没有足够的抗腐蚀性(即由于腐蚀结果，芯材料受到损坏并沾污了载热剂的话)，这时载热剂的放射性增加得特别快。为了消除事故，必须尽快地从反应堆活性区里取出破裂的释热元件的组件。不停止反应堆而进行这一操作是有困难的。每当发生这样的事故时，腐蚀芯的放射性产物强烈沾污一次回路，并且，使其维护和检修变得愈来愈困难。很明显，释热元件的耐久性(有时称之为生命力)，不仅对于原子核反应堆运行的可靠性而且对原子能发电站的经济价值及其操作的安全都有着头等的意义。

释热元件不但应该具有足够强的耐腐蝕性，并且也应有效地經得住中子和分裂碎片对外壳和芯材料的破坏作用。这些輻射的破坏现象对材料的物理性质及其在反应堆内的性能会有很大的影响。

解决制造坚固的释热元件这一问题之所以困难，主要由于材料选择及其数量受严格的限制。利用天然鈾或者低浓集鈾时，在活性区内采用鋼是不可能的，因为鋼吸收中子的能力太强；工艺管道的保护外壳和管子，可由鋁，鉛，鎂制成，但这些材料在活性区内的容許数量也有所限定。所有这些金属及以这些金属为主制成的合金在高温下、在水中及带侵蝕性的气体中，其耐热性和抗腐蝕性都較不銹鋼大为逊色。这一特点反映在原子能发电站的蒸汽参数的选择上。

大多数已拟定的設計，都准备利用中压或低压的、飽和或者稍为过热的蒸汽。当这种蒸汽在蒸汽汽輪机内膨胀时，在汽輪机中間級上的湿度，就已达到汽輪机叶片无腐蝕工作条件时的最大容許值。因此必須設置中間的湿气分离器。大功率汽輪机使用压力不高的蒸汽时，这样的分离器就会显得很笨重。

驟然看来，这种装置在动力工程上面似乎倒退了一步，尤其对习惯于高压装置的动力学专家更会这样觉得。但是，这样的观点是錯誤的。在普通的动力工程方面，我們愿意用高参数的蒸汽并不是因为我們喜欢和它打交道，而是因为高压的装置比起中压或低压的装置，在經濟上更为有利。应当認為，最經濟的装置就是先进的和最现代化的装置。所以，假如用低压飽和蒸汽的原子能发电站，比烧煤的高压发电站更为經濟的話，那么原子能发电站也必将成为最广泛采用的先进动力装置。

很明显，原子能发电站在經濟上的进一步改善，与其說靠热力部分的改进，不如說靠提高核燃料的燃耗深度和利用再生核燃料： Pu^{239} 和 U^{233} 。向这方面发展的可能性确实是非常大的，即能把每吨天然鈾只利用3—4公斤提高到几乎整吨燃料完全燃尽。

参 考 文 献

1. Геология атомных сырьевых материалов. Сборник докладов иностранных ученых на Международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве в 1955 г. Госгеолтехиздат, Москва, 1956.
2. С.М.Фейнберг и С.А.Скворцов. Вопросы экономики атомной энергетики, Атомная энергия, 1956, №2.

第一章 原子核物理基本概念

§ 1—1 原子构造

原子是化学元素的最小颗粒，它具有一个带正电荷的原子核和带负电荷的电子层。原子核由中子和质子组成。中子不带电荷是中性的。质子具有与电子电荷值相等的单位正电荷。原子在正常状态下壳层的电子数等于核内的质子数，因此壳层的负电荷与核的正电荷数量上相等，而整个原子呈中性。

原子组合成分子和晶体以及构成化合物的能力由电子壳层的特性决定。壳层内的电子数及其分布是由原子核电场单值决定的，换句话说，即由核内质子的数目决定。因此，在原子核电荷改变之前，原子保持着化学元素的特性。原子可能失去其壳层内的部分电子甚至全部电子；它能把增添的电子加到壳层中去。原子核内的中子数目可以增加或减少，但当核内的质子数目不变时，它仍为氢、铁、铀等的原子。因此电荷是核最重要的特性，因为它确定该原子所属的那个化学元素。第二个重要的特性是核的质量。这两个特性足以确定核的性质，也就是说确定元素原子的性质。核的正电荷数等于组成核的质子数，称为原子序数 Z 。原子核内质子和中子的总数称为元素的质量数 A 。因为核内质子的数目等于 Z ，则中子数等于 $A - Z$ 。质量数等于和元素原子量最接近的整数。

原子序数相同，而质量数不同的原子称为同位素。同位素在化学性质上相同，并且就是同一化学元素的变种。显然，同位素的核

含有同等数目的质子，但所含的中子数不同。质量数相同原子序数不同的原子称为同位素。这些原子是不同的化学元素。

最简单的同位素为氢的两个同位素：轻氢， H^1 和重氢， H^2 （或被称为氘（D）。轻氢的原子核为质子；重氢的原子核则由一个质子和一个中子组成。重氢的核称为氘核。

表1—1列出组成原子的粒子的原子量和质量以及最简单的原子（由一个质子和一个电子组成的氢原子， H^1 ）的原子量与质量。

	表 1—1	
	原 子 量 ($^{16}O = 16.00000$)	质 量 (克)
电 子	5.4862×10^{-4}	9.106×10^{-28}
质 子	1.00759	1.6724×10^{-24}
中 子	1.00895	1.6746×10^{-24}
氢原子	1.00814	1.6733×10^{-24}

最重的粒子是中子。它不仅比质子重，甚至比氢原子重。最轻的粒子是电子。它是质子的 $\frac{1}{1836}$ ，质子就其质量说与中子相差不多。

根据这些数据可知：几乎全部原子质量都集中在核上。壳层的质量为原子质量的万分之几。

组成原子的粒子和原子本身的大小不可能象电荷或质量那样精确测定。一般认为，质子和中子的近似大小为 10^{-13} 厘米。原子核的半径可根据经验公式计算出

$$R = 1.3 \times 10^{-13} A^{1/3} \text{ 厘米。} \quad (1-1)$$

原子的半径按数量级为 10^{-8} 厘米。将原子的半径和原子核的半径相比看出，核在原子内所占的体积是微不足道的。自然界中存在的最大的核为 $_{92}U^{238}$ 的核，它有 92 个质子和 $238 - 92 = 146$ 个中子。根据公式 (1-1) 其半径等于 0.8×10^{-12} 厘米。铀原子半径约为 1.5×10^{-8} 厘米，即比核半径几乎大 2×10^4 倍。如果将铀原子核直径放大到 1 毫米，则壳层电子可以视为距核 10 米绕核旋转的微小

全。計算表明，重18.9噸的1立方米鈾內原子核的体积总和小于千分之一立方毫米。原子核物质的密度极大，約为 10^{14} 克/厘米³。由此自然得出結論，物体主要是由“真空”組成。結論似乎已被这个事实所証实：某些微粒子(中子、 γ 量子)能穿过非常厚的物质。但应该注意，所謂原子內部“真空”区实际并非真空，因为它为电场所占据。因此不带电荷的和不为电场所阻挡的中性粒子可很好地穿透所有物质。其中中子就是这种粒子。

§ 1—2 核的結合能

壳层的电子靠本身的負电荷对核的正电荷的靜电引力結合在原子中。这些电子与核的結合能比核內粒子之間的結合能小得多。因此在原子核物理中电子和原子核的联系以及原子之間的价鍵在大多数情况下可以忽略不計。

电子与核及原子彼此之間的結合能一般用电子伏特表示。一个电子伏特即电子經過一伏特加速电位差后所得到的能量。对于原子核內粒子結合能來說这个单位太小。将它增加一百万倍即为百万电子伏：

$$1 \text{ 百万电子伏} = 1.60 \times 10^{-6} \text{ 尔格} = 3.83 \times 10^{-17} \text{ 大卡}。$$

可以說核內粒子之結合力在其数量級上比化学結合力大几百万倍。这也就說明由于原子核稳定性极佳，它們甚至在恒星大气高温情况下也存在。但是看来原子核不可能是稳定的，因为核內的質子应当象带有同号电荷的粒子一样互相排斥，該排斥能可根据庫倫定律求出。

当两个質子靠近时，除庫倫排斥力外还有吸引力。該吸引力随距离的减少而急速增加，并当距离为 10^{-13} 厘米时大大超过庫倫排斥力。当質子紧密靠近中子时也产生同样的力。所有核內的粒子受該力的作用都是相同的。因此中子和質子通用一个共同術語——核子。它由拉丁語 *Нуклеус*(原子核)一字来的。核子——就是組成原子核的粒子。

核子之間的吸引力称为原子核力。該力随距离增加而急速减少，这样即可确定核力的作用半径，在該作用半径范围之外的力等