

в атмосфере. Эти остатки возникают как в виде непосредственных радиоактивных продуктов деления урана, так и в виде наведенной активности ядер окружающей среды, поглотивших нейтроны, в огромном количестве выделяющиеся при взрыве.

### § 67. Ядерные реакторы

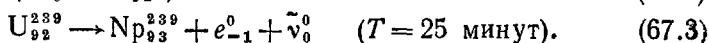
Как видно из уравнения баланса нейтронов (66.3) и рис. 3.21, при  $K < 0$  цепная реакция затухает, а при  $K > 0$  становится неуправляемой. Реакция поддерживается на постоянном уровне при  $K = 0$ . В этом случае  $\frac{dN}{dt} = 0$ ,  $N = \text{const} = N_0$  и число реакций деления в единицу времени поддерживается на неизменном заданном уровне:

$$W = \frac{N_0}{\tau} = \text{const}. \quad (67.1)$$

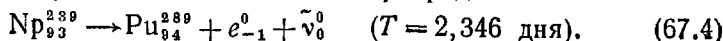
Управлять реакцией удастся лишь в том случае, если окажется возможным величину  $K$  менять достаточно медленно и плавно. Обстоятельства, о которых будет сказано ниже, позволяют решить эту задачу. Такая управляемая цепная реакция осуществляется в различного типа ядерных реакторах, иначе называемых атомными котлами.

В качестве ядерного горючего при этом используется природный или частично обогащенный уран или торий. Благодаря значительной вероятности обрыва цепей в таком горючем критические размеры (66.7) ядерных реакторов значительно больше, чем в случае атомной бомбы. Для понимания процессов, происходящих в ядерных реакторах, необходимо несколько детальнее рассмотреть, как взаимодействуют ядра  $U_{92}^{238}$  и  $Th_{90}^{232}$  с нейтронами.

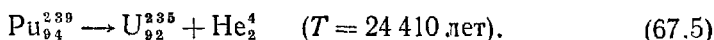
Энергия активации этих ядер больше, чем у ядра актиноурана. Поэтому основной изотоп урана  $U_{92}^{238}$  и торий, целиком состоящий из  $Th_{90}^{232}$ , медленными нейтронами не делятся. Деление этих ядер может произойти, если нейтрон обладает добавочной кинетической энергией  $\sim 1$  Мэв. При меньших энергиях вероятность захвата нейтронов возрастает, но захват уже не сопровождается делением ядра. Образуется изотоп урана с массовым числом 239, который оказывается  $\beta^-$ -радиоактивным, со сравнительно малым периодом полураспада:



Так был получен изотоп первого зауранового («трансуранового») элемента нептуния. Этот изотоп также  $\beta^-$ -радиоактивен:

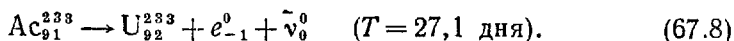
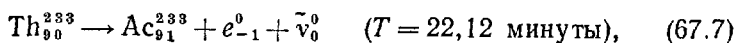


Возникающий таким образом изотоп следующего за уранового элемента с порядковым номером 94—плутония — уже более устойчив:



Плутоний-239 является хорошим ядерным горючим: он, как и актиноуран, делится медленными нейтронами. Таким образом, если поглощение нейтрона ядром  $\text{U}^{238}$  и не поддержит цепной реакции, то будет полезным в том смысле, что превратит его в ядро, способное делиться медленными нейтронами.

Аналогичным образом происходит и превращение тория в  $\text{U}_{92}^{233}$ :



Получающееся этим путем ядерное горючее  $\text{U}_{92}^{233}$  (в природном уране этот изотоп отсутствует) достаточно устойчиво. Будучи  $\alpha$ -радиоактивным, он имеет период полураспада, равный 162 000 лет.

Вероятность захвата нейтронов ядрами всех указанных изотопов (эффективное поперечное сечение захвата  $\sigma_z$  ядер  $\text{U}^{235}$ ,  $\text{Pu}^{239}$  и  $\text{U}^{233}$ ) возрастает с уменьшением скорости нейтронов. Для  $\text{U}^{238}$  характерно резкое возрастание вероятности захвата нейтронов с энергией порядка 5—10 эв — резонансный захват. (Напомним, что средняя кинетическая энергия частиц, в том числе нейтронов, при комнатной температуре составляет 0,04 эв, а при температуре в 3000°K не превышает 0,5 эв.) Именно поэтому в куске природного урана любых размеров цепная реакция не возникает. Появляющиеся при случайном делении отдельных ядер быстрые нейтроны имеют малую вероятность поглотиться ядром и постепенно, в результате ряда столкновений с ядрами (практически без захвата), теряют свою скорость. Достигнув энергии в несколько эв, они поглощаются ядрами  $\text{U}^{238}$  (которых в природном уране примерно в 140 раз больше, чем ядер актиноурана) и, следовательно, не могут способствовать развитию цепной реакции.

Эту трудность можно преодолеть, если замедлить нейтроны до тепловых скоростей (существенно меньших, чем резонансные) в каком-нибудь веществе («замедлителе»), не поглощающем нейтроны. Тепловые нейтроны будут уже значительно лучше поглощаться ядрами, способными к делению ( $\text{U}^{235}$ ,  $\text{Pu}^{239}$ ,  $\text{U}^{233}$ ). Это более чем компенсирует относительно малое содержание делящихся ядер в уране. Технически задача решается, например, следующим образом.

Уран используется не в виде монолитного куска, но в виде отдельных стержней небольшого поперечного сечения. Стержни располагаются на некотором расстоянии один от другого. Между стержнями находится замедлитель (рис. 3.22). Образующиеся при делении ядер нейтроны, не успев поглотиться в стержне, попадают в замедлитель. В замедлителе нейтроны теряют свою скорость, приобретая под конец скорость, отвечающую температуре окружающей среды. Попадая затем в один из урановых стержней, такие «тепловые» нейтроны имеют уже большую вероятность

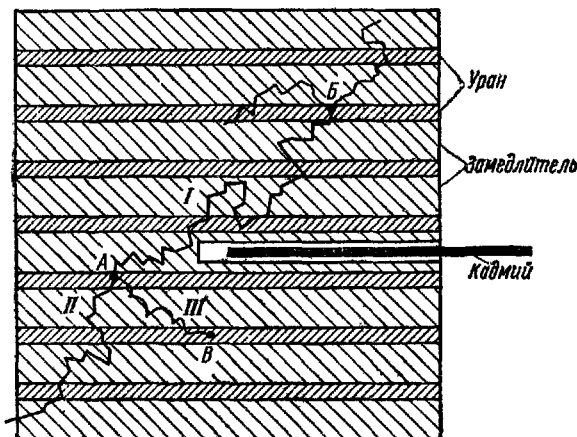


Рис. 3.22.

поглотиться ядром, способным к делению. При этом опять выделяются нейтроны, повторяющие тот же путь, — цепная реакция продолжается на медленных нейтронах. Нейтроны, которые захватываются ядрами  $U^{238}$  (без деления последнего), также играют положительную роль, восполняя в какой-то мере расход ядерного горючего.

Вещество-замедлитель должно не только не поглощать нейтронов (точнее, поглощать их возможно меньше), но и обеспечивать как можно более быстрое их замедление. Поскольку соударения нейтронов с ядрами можно считать происходящими по закону ударов упругих шаров, то замедлитель будет тем более эффективен, чем меньше масса ядер его атомов. Из легких ядер, слабо поглощающих нейтроны, можно назвать дейтерий, бериллий, углерод, кислород. Чистый дейтерий газообразен и как замедлитель поэтому неудобен. Его соединение с кислородом — тяжелая вода — является наилучшим замедлителем нейтронов. Однако этот замедлитель очень дорог. Поэтому весьма часто пользуются

углеродом в виде очень чистого графита. Можно также пользоваться бериллием и его окисью.

Для реакторов, содержащих природный уран и чистый графит в роли замедлителя, критические размеры показаны на рис. 3.23. Технически наиболее удобна и чаще всего используется цилиндрическая форма реакторов.

Потеря нейтронов происходит также в замедлителе, особенно его примесях, в некоторых ядрах, получающихся после деления ядер горючего ( $\text{Sm}^{140}$ ,  $\text{Xe}^{135}$  и др.) и постепенно, по мере работы реактора, накапливающихся в нем. В силу этого реактор должен обладать надкритическими размерами, способностью вырабатывать

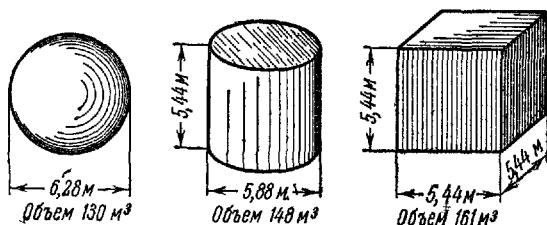


Рис. 3.23.

излишек нейтронов. Этот излишек нейтронов устраняется добавочно вводимыми в реактор поглотителями, постепенно выводимыми из него по мере накопления продуктов деления. Весьма интенсивно поглощаются нейтроны бором и кадмием. Поэтому регулировка работы реакторов осуществляется введением в него стержней из бористой стали или кадмия. Из этих же материалов изготовляют и стержни или шарики, засыпаемые в реактор в случае его аварии для быстрого обрывания цепной реакции.

Реактор не работает, когда в него достаточно глубоко вдвинуты стержни-поглотители нейтронов. Для того чтобы цепная реакция началась и достигла нужного уровня, надо выдвинуть эти стержни, обеспечив тем самым возрастание потока нейтронов в реакторе.

Можно ли достигнуть плавной регулировки работы реактора и не грозит ли быстрое нарастание числа нейтронов аварией?

Тепловые нейтроны имеют скорость 2—3 км/сек. С момента образования и до момента поглощения каждого нейтрона проходит время  $\sim 10^{-3}$  сек. Как бы незначительно ни превышало число нейтронов каждого нового поколения предыдущее, скорость возрастания мощности реактора представляется слишком большой. Так, при нарастании числа нейтронов в следующем поколении всего лишь на 0,5% и времени жизни поколения  $10^{-3}$  сек мощность реактора за секунду возрастала бы в  $(1,005)^{1000} \approx 150$  раз, и регулировка его оказалась бы практически невозможной.

К счастью, заметная часть нейтронов, образующихся при делении ядер, отдается осколками ядер не мгновенно (как основная их часть), но с запозданием от 0,1 до 10 сек. Относительная часть этих «запаздывающих» нейтронов, отдаваемых, как указывалось в § 64, возбужденными ядрами  $Kr^{87}$  и  $Xe^{137}$ , составляет около 0,7%. Таким образом, около 0,7% нейтронов каждого нового поколения появляются в реакторе не сразу, но с запозданием порядка секунд. Это обстоятельство делает возможным производить плавную регулировку работы реактора, если только соблюдена осторожность и коэффициент размножения нейтронов не слишком велик (возрастание не более чем на 0,5—0,6% на поколение).

Конструкции ядерных реакторов зависят от их назначения.

Первоначально строившиеся в США реакторы были предназначены для изготовления плутония. Нейтроны, получавшиеся при делении  $U^{235}$ , служили частично для поддержания цепной реакции, а частично для превращения  $U^{238}$  в  $Pu^{239}$  по схеме реакций (67.2)—(67.4). Спустя некоторое время урановые стержни вынимались из реактора и растворялись для выделения накопленного в них плутония. Вместо исключительно трудных физических методов выделения изотопа  $U^{235}$  вполне заменяющий его в качестве горючего для атомных бомб  $Pu^{239}$  извлекался химически.

Далее в ряде промышленных стран стали строить так называемые исследовательские реакторы сравнительно небольшой мощности. Основной целью этих реакторов являлось получение пучков нейтронов с мощностью  $10^{12}$ — $10^{13}$  нейтрон/см<sup>2</sup>·сек, выводившихся через специальные отверстия в бетонной защите реактора. Такие пучки применяются для изучения различных ядерных процессов, создания искусственных радиоактивных элементов и исследования изменения структуры различных материалов.

Выделяющаяся при делении ядер энергия в конечном счете затрачивается на разогрев урановых стержней. Тепловое расширение изменяет число ядер в единице объема и тем самым искажает условия баланса нейтронов, а слишком большой разогрев может привести к расплавлению стержней и их защитных оболочек. Поэтому плутониевые и исследовательские реакторы нуждаются в интенсивном охлаждении большими количествами проточной воды. Эта вода уносит с собой выделившуюся ядерную энергию при сравнительно низкой температуре и может быть использована лишь для отопления.

Для использования вновь открытого мощного источника ядерной энергии в мирных целях необходимо было несколько изменить вышеописанную схему. При конструировании энергетических ядерных реакторов основной задачей стало максимальное использование выделяющейся при расщеплении ядерного горючего энергии и превращение потока тепла в

наиболее удобную для практических применений и распределения электрическую энергию. Методы использования потока тепла зависят от конструкции реакторов.

Реакторы, в которых горючее и замедлитель разделены друг от друга, называются гетерогенными. Примером может служить уран-графитовый реактор. При применении его в качестве источника ядерной энергии реактор (например, сами урановые стержни) пронизывается трубками, по которым циркулирует вещество, отводящее тепло. Это вещество — «теплоноситель» — должно, по возможности, мало поглощать нейтроны. Далее теплоноситель проходит сквозь теплообменник ТПК (рис. 3.24), где

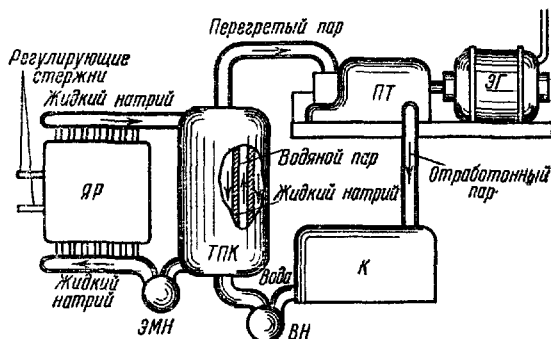


Рис. 3.24.

отдает свое тепло воде, превращая ее в пар, вращающий турбину *ТТ*. Соединенный с турбиной электрогенератор *ЭГ* дает электрический ток. Отработанный пар попадает в конденсатор *К*, превращается в воду и перекачивается обратно в теплообменник. Таким образом, и теплоноситель и вода в цепи турбины совершают замкнутые циклы. Коэффициент полезного действия всей установки существенно зависит от того, как велика температура, которую можно поддерживать в реакторе.

В качестве газообразного теплоносителя можно использовать гелий и углекислый газ. Лучшими жидкими теплоносителями являются жидкие металлы — расплавленный натрий или смесь натрия и калия. Работа с этими теплоносителями затрудняется их высокой химической активностью. Циркуляция жидкого металла осуществляется с помощью специальных электромагнитных насосов *ЭМН*, не содержащих механических подвижных частей. Используется в качестве теплоносителя и обычная вода. Поскольку вода заметно поглощает нейтроны, в таком реакторе нельзя пользоваться природным ураном, приходится применять уран с повышенным в несколько раз содержанием делящихся ядер.

Трудность состоит также в том, что вода-теплоноситель должна поддерживаться при весьма высоком давлении (100—150 атмосфер), чтобы она не превратилась в пар. Именно такова схема первой в мире атомной электростанции, запущенной в Советском Союзе в 1954 г.

Упомянем коротко о других вариантах атомных электростанций. По схеме «кипящий котел» пластины из урана\*), обогащенного горючим, погружены в котел с водой, которая выполняет функции и замедлителя, и теплоносителя. Вода кипит, а образовавшийся пар используется для вращения турбины. Отработанный пар конденсируется и возвращается в котел. В этом случае имеется только один цикл круговорота вещества, отпадает теплообменник. Недостаток схемы в том, что вода (пар), поступающая непосредственно из котла и подвергаясь действию нейтронов, радиоактивна. В первом варианте подвергающийся облучению теплоноситель не идет дальше теплообменника. Во втором — радиоактивное вещество из котла попадает и в турбину, и в конденсатор.

Горючее и замедлитель не обязательно должны быть разделены, как это имеет место в рассмотренных выше случаях. Например, можно получить цепную реакцию, растворив соли актиноурана или плутония в тяжелой воде или в расплаве, имеющем низкую температуру плавления, смеси урана и висмута. В этих случаях это же вещество является и «теплоносителем» — циркулирует непрерывно через теплообменник и отдает ему свое тепло. Цепная реакция идет лишь в котле. В трубках, по которым вещество течет в теплообменник, и в самом теплообменнике цепная реакция не идет — размеры трубок докритические, потеря нейтронов слишком велика. Реакторы с неразделенными горючим и замедлителем называются гомогенными.

Особый интерес представляют так называемые «бридерные» реакторы или «реакторы-размножители». Это реакторы, работающие на быстрых нейтронах без замедлителя. Центральной частью реактора является «активная зона», состоящая из вещества, значительно обогащенного  $U^{233}$ ,  $U^{235}$  или  $Pu^{239}$ . Эта часть может быть выполнена в виде сплошного или полого цилиндра; она окружается (в случае полого цилиндра — внутри и снаружи) пластинами из природного урана или тория, образующих «зону воспроизводства».

Цепная реакция идет на быстрых нейтронах. В ней принимает поэтому участие и некоторое количество ядер  $U^{238}$  (соответственно —  $Th^{232}$ ). Часть нейтронов, как и в каждом реакторе, теряется,

---

\*) Здесь, впрочем, как и в других реакторах, химически весьма активный уран должен быть заключен в какую-нибудь, например циркониевую, оболочку.

вылетая за пределы реактора. Остальные поглощаются  $U^{238}$  ( $Th^{232}$ ), превращая их в  $Pu^{239}$  ( $U^{233}$ ).

При делении  $U^{235}$  на каждое ядро выделяется в среднем 2,6 нейтрона, а для  $Pu^{239}$  это число достигает 3. Отбросим по одному нейтрону, который должен продолжать цепную реакцию. Остается 1,6—2 нейтрона. Если утечка нейтронов невелика, составляя, например, в среднем 0,3 нейтрона на одно разделившееся ядро, то это значит, что 1,3—1,7 нейтрона поглощаются в зоне воспроизводства, т. е. идут на образование нового ядерного горючего. Таким образом, в реакторе-размножителе на каждые 100 использованных ядер производится примерно 150 новых, способных к делению ядер. Реакторы-размножители позволяют использовать весь имеющийся уран (а не только  $U^{235}$ ) и весь торий, который в природе вообще не содержит ядер, делящихся медленными нейтронами. Отвод и использование тепла из реактора-размножителя осуществляется обычным образом.

Конструкции реакторов-размножителей также весьма разнообразны. Так, активная зона может состоять из раствора солей  $U^{233}$  в тяжелой воде, а зона воспроизводства может состоять из тория, превращаемого в ней в  $U^{233}$  и т. д.

Время жизни быстрых нейтронов в реакторах-размножителях  $\sim 10^{-7}$  сек, однако возможность регулировки их работы, как и в обычных реакторах, обуславливается наличием запаздывающих нейтронов и специальных трудностей не представляет. Возможность полного использования всего урана и тория делает их весьма перспективными.

В настоящее время в ряде стран строятся атомные электростанции. Советский Союз строит ряд крупных электростанций с реакторами различного типа, в том числе и с реакторами-размножителями. Их работа дает уже заметный вклад в энергетический баланс страны. Построены первые в мире передвижные атомные электростанции. Создан первый в мире реактор («Ромашка»), в котором поток тепла с помощью полупроводников преобразуется непосредственно в электрическую энергию.

Большие перспективы у атомных реакторов и на транспорте. Построенный в Ленинграде атомный ледокол «Ленин» может работать без захода в порты для пополнения горючим в течение года (для обычных ледоколов этот срок не превышает 1,5 месяца). Он расходует не более (мощность двигателей — 44 000 лошадиных сил) 45 г ядерного горючего в сутки.

Проблема использования реакторов на сухопутном транспорте и в авиации еще не решена. Задача осложняется не только большим весом самого реактора и силовой установки, но и необходимостью защиты — весьма громоздкой и тяжелой — от потока нейтронов из реактора.