

2. РЕАКТОРЫ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

Рассмотрим основные особенности гетерогенного реактора, работающего на медленных (тепловых) нейтронах. Три обязательными элементами для реакторов на тепловых нейтронах являются тепловыделитель, замедлитель, теплоноситель и корпус.

Гетерогенный реактор имеет активную зону в виде гетерогенной размножающей среды. В таком реакторе топливо в виде цилиндрических стержней (или пластин) выделено пространственно так, что создает основу решетки активной зоны - системы топливных и других материалов, расположенных в определенной периодической последовательности.

Тепловыделяющий элемент, ТВЭЛ - герметично заваренная заглушками трубка, с таблетками топлива.

Топливная кассета - конструкция из таблеток урана и собирающего вместе с ними корпуса толщиной 10-20 см и длиной в несколько метров, являющаяся выделителем энергии за счет распада урана. Материалом корпуса обычно является цирконий.

Активная зона - центральная часть реактора, в которой протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления и выделяется энергия.

Корпус ядерного реактора - герметичный резервуар, предназначенный для размещения в нем активной зоны и других устройств, а также для организации безопасного охлаждения ядерного топлива потоком теплоносителя.

В качестве горючего обычно используется уран-235 в смеси с ураном-238. Может использоваться природный уран (например, в тяжеловодных реакторах), но, как правило, применяют слегка обогащенный уран (в энергетических реакторах на тепловых нейтронах, обогащение до 4,4%).

Замечание. Тяжеловодные реакторы CANDU раньше сжигали природный уран, так что канадские атомщики не нуждались в заводах по обогащению урана. Однако современные реакторы CANDU перешли на слабообогащенный уран (0,9-1,2%), что позволило улучшить экономические параметры установки и устранить нежелательные положительные эффекты реактивности (например, по потере теплоносителя).

Количество потребляемого в реакторе топлива пропорционально мощности реактора. При делении 1 г ^{235}U высвобождается 1 тыс. кВт/день. Для получения такого количества тепловой энергии необходимо сжечь 3 т угля или 3 тыс. л нефти. Для гетерогенных уран-графитовых ядерных реакторов минимальное необходимое количество природного урана составляет 45 т, а графита - 450 т. В ядерном реакторе происходит быстрая смена поколений нейтронов. Среднее время жизни нейтронов в реакторах разных типов 10^{-3} - 10^{-8} с. Между мощностью ядерного реактора и скоростью протекания в нем цепной реакции деления ядер существует определенное соотношение: в реакторе тепловой мощностью 1 МВт происходит $3,3 \cdot 10^{16}$ дел./сек.

Ядерное горючее в реакторах может быть распределено в активной зоне гомогенно или гетерогенно. В последнем случае топливо в реакторе располагается в виде тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), образующих решетку в среде замедлителя и теплоносителя. В связи с этим, по расположению в активной зоне делящегося вещества и замедлителя все реакторы принято делить на гетерогенные (неоднородные) и гомогенные (однородные).

Далее мы рассмотрим конструкции только гетерогенных реакторов.

Для осуществления ядерной цепной реакции на медленных нейтронах используются ядерные реакторы, в которых природный или обогащенный изотопом ^{235}U уран помещают в замедлителе (воде, тяжелой воде, графите) в виде отдельных блоков или равномерно распределяя его по объему. При столкновении с легкими ядрами замедлителя нейтроны теряют энергию гораздо большими порциями, чем при столкновении с ядрами урана. Поэтому в присутствии замедлителя вероятность, что нейтрон деления в ходе замедления до тепловых энергий избежит радиационного захвата ядрами ^{235}U , гораздо больше. Замедлители как бы доставляют нейтроны в тепловую область в обход «опасной» области резонансных максимумов в сечении радиационного захвата нейтронов ураном-238.

Замедлитель - вещество с малой атомной массой, служащее для замедления, образующихся при делении ядер нуклидов, нейтронов с высокой энергией (0,5-10 МэВ) до тепловых энергий (менее 1 эВ). (Т.е. вещество в активной зоне ядерного реактора, служащее для уменьшения кинетической энергии быстрых нейтронов до величин энергии тепловых нейтронов, которые вызывают деление ядер урана-235, урана-233 и плутония-239.) Наиболее распространенные замедлители нейтронов - графит, обычная вода, тяжелая вода и бериллий, которые слабо поглощают тепловые нейтроны. В реакторах на быстрых нейтронах, в которых для деления используются нейтроны деления большой энергии, замедлитель отсутствует.

В «медленных» атомных реакторах происходит деление под действием тепловых нейтронов, которые при 293К подчиняются распределению Максвелла с наиболее вероятной энергией $E_{\text{вер}}=0,0253$ эВ (наиболее вероятная скорость 2200 м/с). Вторичные нейтроны со средней энергией 1 – 2 МэВ вследствие упругих столкновений с атомами замедлителя превращаются в тепловые нейтроны.

В процессе замедления и, следовательно, в процессе диффузии в замедлитель часть нейтронов выходит из активной зоны, причём, чем меньше размер активной зоны, тем больше число нейтронов теряется. Эта потеря может быть уменьшена путём окружения активной зоны отражателем, часто изготовленным из того же самого материала, что и замедлитель, с той целью, чтобы отразить обратно некоторую часть

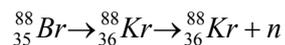
выходящих нейтронов и поддержание самоустанавливающейся цепной реакции в активной зоне. При использовании природного урана запас «свободных» нейтронов весьма мал, так что необходимо свести к абсолютному минимуму поглощение нейтронов конструкционными материалами и загрязнениями в замедлителе и топливе. Кроме того, число нейтронов, выходящих из активной зоны, должно быть мало, так что существенной чертой реактора на природном уране является его большой размер.

Критическая масса - не единственное условие управляемой цепной реакции деления. Имея критическую массу делящегося вещества, мы можем получить атомную бомбу, вместо атомной станции, если не сможем управлять цепной реакцией деления.

Процесс управления цепной реакцией сводится, в конечном счете, к изменению коэффициента размножения нейтронов $K_{эф}$.

Коэффициент размножения нейтронов $K_{эф}$ равен разности количества нейтронов образующихся в одном акте деления и количества нейтронов, потерянных или за счет поглощения, не приводящего к делению, или за счет ухода за пределы массы делящегося вещества. Параметр $K_{эф}$ соответствует количеству актов деления, которое вызывает распад одного ядра. Этот коэффициент определяет возможность осуществления цепной реакции деления и скорость выделения энергии в ходе этой реакции. $K_{эф}$ зависит как от свойств делящихся ядер, таких как количество вторичных нейтронов, сечения реакций деления и захвата, так и от внешних факторов, определяющих потери нейтронов вызванные их уходом за пределы массы делящегося вещества. Вероятность ухода нейтронов определяется геометрической формой образца и увеличивается с увеличением площади его поверхности. Вероятность захвата нейтрона пропорциональна концентрации ядер делящегося вещества и длине пути, который нейтрон проходит в образце.

Возможность создания управляемого реактора (а не только бомбы) связана с тем фактом, что не все нейтроны образуются сразу, в результате деления. Часть нейтронов (около 0.7%) образуется в результате распадов ядер осколков. Например, в результате деления один из образовавшихся осколков оказался бором, который через 16 секунд путем β^- -распада превращается в неустойчивый криптон, который в свою очередь испускает нейтрон:



Нейтроны, образовавшиеся в результате деления называются *мгновенными нейтронами*. Нейтроны образовавшиеся в результате цепочки распадов осколков называются *запаздывающими нейтронами*. Ядра, испускающие нейтроны, называются *ядра предшественники*. Среднее время жизни запаздывающих нейтронов составляет для ${}^{235}\text{U}$ около 12 сек (зависит от периода полураспада ядер предшественников). Именно наличие запаздывающих нейтронов позволило осуществить контролируемую цепную реакцию деления в реакторе и эффективно управлять ею в ходе работы реактора.

На практике удобнее пользоваться не коэффициентом размножения, а производной от него величиной – реактивностью (реактивность – мера отклонения от критичности).

Реактивность - параметр, используемый для определения состояния реактора. Это мера возможного отклонения от условий критичности. При работе реактора изменение реактивности происходит в результате изменения температуры ядерного топлива и теплоносителя, выгорания ядерного топлива и образования продуктов деления, активно поглощающих нейтроны. Изменение реактивности при эксплуатации ядерного реактора компенсируется вводом и выводом поглотителей нейтронов.

Реактивность это отклонение коэффициента размножения от единицы отнесенное к коэффициенту размножения.

$$r = \frac{K_{эф} - 1}{K_{эф}}$$

При увеличении коэффициента размножения $K_{эф}$ говорят о внесенной положительной реактивности, при уменьшении - говорят о внесенной отрицательной реактивности. Эта величина определяет темп разгона реактора при $r > 0$. Для обеспечения безопасной работы реактора увеличение реактивности в реакторе не должно превышать долю запаздывающих нейтронов. $r < \beta$, где β - доля запаздывающих нейтронов.

Реактор называется **критическим**, если число новых нейтронов, избежавших резонансный захват ядрами урана-238 и утечку из реактора при замедлении и диффузии, точно равно числу поглощенных. Это состояние соответствует равенству $K_{эф} = 1$. В подкритическом реакторе реактивность отрицательна, в надкритическом – положительна, а в критическом равна нулю.

Зависимость количества актов деления от времени имеет вид:

$$N = N_0 e^{\frac{(K_{эф} - 1)t}{\tau}}$$

где N -полное число актов деления, произошедших за время t с начала реакции, N_0 -число ядер, претерпевших деление в первом поколении, k -коэффициент размножения нейтронов, τ - время "смены поколений," т.е. среднее время между последовательными актами деления, характерное значение которого составляет 10^{-8} сек.

Большие значения $K_{эф}$ ведут к атомному взрыву.

Выполнение условия $K_{эфф} > 1$, необходимого для пуска реактора, и дальнейшее управление работой реактора обеспечивается изменением доли нейтронов, поглощаемой ураном, путем вывода или ввода в систему управляющих стержней, содержащих **поглотители тепловых нейтронов**.

Поглощающий элемент - элемент ядерного реактора, содержащий материалы - поглотители нейтронов и предназначенный для управления реактивностью реактора.

Поглотитель нейтронов, вещество, поглощающее нейтроны в активной зоне ядерного реактора для поддержания цепной ядерной реакции на постоянном уровне, либо для ее быстрого прекращения. Для тепловых нейтронов поглотителями являются B, Cd, Sm, Eu и др., для резонансных - ^{238}U .

Возможность управления реактором характеризуется скоростью увеличения (уменьшения) мощности. Скорость должна быть такова, чтобы системы и механизмы управления успевали реагировать на это изменение. Для определения управляемости реактора введена величина периода реактора.

Если в некоторый момент времени реактивность скачком изменилась от нуля до $r \ll 1$, тогда мощность реактора возрастет по закону:

$$P(t) = P_0 e^{\frac{r}{\tau} t},$$

где τ - среднее время жизни поколения нейтронов в реакторе, P_0 - мощность реактора при времени $t=0$. Величину $T = \tau/r$ называют периодом реактора.

Период реактора это время, в течение которого мощность изменяется в e раз ($e = 2.718$)

По правилам безопасности, при нормальной работе реактора, его период не должен быть менее 15-20 секунд. Эти же правила жестко ограничивают величину единовременно вносимой реактивности.

На устойчивость работы реактора (и на его реактивность) существенное влияние оказывают продукты деления. Они, во-первых, вызывают физическое повреждение топлива, скорость которого и способ зависят от состава топлива; во-вторых, все продукты деления в большей или меньшей степени поглощают нейтроны, так что при увеличении времени работы реактора увеличивается и число нейтронов, захваченных нейтронными ядами из числа продуктов деления. Рост поглощения нейтронов, связанное с выгоранием делящегося материала, влияет на нейтронный баланс в реакторе и может привести его в подкритическое состояние, при котором цепная реакция прекратится.

Чтобы не допустить такого состояния, в активную зону реактора вводят твёрдые ТВЭЛы, содержащие больше урана, чем это необходимо для критического состояния. Для предотвращения перевода системы за счёт избыточного количества урана в активной зоне в суперкритическое состояние в неё вводят регулирующие стержни, содержащие вещества, интенсивно поглощающие нейтроны (например, бор или кадмий). По мере накопления нейтронных ядов в процессе работы реактора эти стержни понемногу вынимают, сохраняя тем самым постоянным общее количество ядер в активной зоне.

В результате деления ядер урана, после цепочек распада радионуклидов, образуется целый спектр различных ядер некоторые из них, особенно изотоп ксенона ^{135}Xe и изотоп самария ^{149}Sm сильно поглощают нейтроны. Уменьшение коэффициента размножения при накоплении в реакторе изотопов поглощающих нейтроны называется эффектом отравления реактора.

Накопление поглощающих ядер в активной зоне в процессе работы реактора отрицательно влияет на реактивность. Все осколки деления и их продукты распада подразделяют на две группы: 1. Ядра с высоким сечением поглощения нейтронов. 2. Все остальные. Поглощение нейтронов ядрами первой группы называют отравлением, а поглощение нейтронов ядрами второй группы – шлакованием реактора.

Отравление реактора - поглощение нейтронов частью ядер, у которых сечения поглощения в области энергии тепловых нейтронов велики (образующихся при делении урана и плутония) концентрация которых относительно быстро достигает равновесного значения. Отравление реактора практически полностью определяется ядрами ^{135}Xe и ^{149}Sm .

В реакторах на тепловых нейтронах некоторые продукты деления приводят к эффектам, которые необходимо учитывать при их эксплуатации; в основном это касается ксенона-135. Этот изотоп чрезвычайно активно захватывает тепловые нейтроны. ^{135}Xe образуется главным образом путем радиоактивного распада первичных осколков деления (при распаде долгоживущего иода-135). Выход ^{135}I составляет 5 - 6% числа всех разделившихся атомов. Во время работы реактора с большим нейтронным потоком количество находящегося в нем ^{135}Xe сохраняется на относительно низком уровне, т.е. интенсивность процесса поглощения пропорциональна величине нейтронного потока. При этом скорость образования ^{135}Xe за счёт распада ^{135}I равна скорости его исчезновения. С остановкой реактора этот процесс сжигания ксенона прекращается, и количество ^{135}Xe начинает расти, поскольку ^{135}I продолжает распадаться (т.е. скорость исчезновения ^{135}Xe заметно падает до величины, равной скорости его радиоактивного распада). Поэтому содержание ^{135}Xe возрастает до наивысшего значения, при котором концентрация ^{135}I начинает падать, поскольку он не образуется в результате деления. После прохождения максимума содержание ^{135}Xe уменьшается по обычному экспоненциальному закону с периодом полураспада 6,7 час. Максимальная концентрация ^{135}Xe достигается через 11 ч после остановки реактора; в этот момент поглощение ксеноном нейтронов составляет

50%. Если не предусмотрен большой запас реактивности, то реактор с такой степенью поглощения нейтронов работать не будет

В результате концентрация ^{135}Xe в ядерном топливе может значительно увеличиться даже после остановки реактора (происходит отравление реактора), вследствие чего реактор в течение некоторого времени после остановки не может быть пущен вновь. Например, реактор с запасом реактивности 0,1 и потоком 10^{14} н·см⁻²·с⁻¹ не может быть запущен ранее, чем через 30 час (реально – через 2 дня) после остановки.

Это явление получило название «йодной ямы». Эффект «йодной ямы» явился одной из основных причин катастрофического развития событий на Чернобыльской АЭС.

Управление цепной реакцией в реакторе обычно осуществляется путем введения в активную зону веществ поглощающих нейтроны. Ввод в активную зону стержня, содержащего поглощающий элемент, например бор, уменьшает коэффициент размножения (вводится отрицательная реактивность), за счет того, что часть нейтронов поглощаясь на ядрах бора, выбывает из цепной реакции. Извлечение стержня увеличивает коэффициент размножения нейтронов.

Для целей регулирования наиболее подходящими являются следующие химические элементы: бор, кадмий, самарий, европий, гадолиний, индий, характеризующиеся большим сечением поглощения нейтронов. У бора высокое сечение поглощения соответствует изотопу ^{10}B , изотоп ^{11}B практически не поглощает нейтроны, поэтому производят обогащение по поглощающему элементу.

Запас реактивности ядерного реактора в процессе выгорания топлива снижается, поэтому для непрерывного поддержания цепной реакции из активной зоны по мере необходимости извлекают **компенсирующие** (поглощающие нейтроны) **стержни**.

Кроме компенсирующих в реакторе обычно устанавливают стержни еще двух типов: **регулирующие**, предназначенные для управления работой реактора, и **стержни аварийной защиты**.

Регулирование ядерного реактора - функция системы управления и защиты ядерного реактора, обеспечивающая поддержание или изменение скорости цепной ядерной реакции.

Регулирующие стержни - подвижный узел реактора, воздействующий на реактивность и используемый для регулирования ядерного реактора. Регулирующие стержни изготавливаются из материала - поглотителя нейтронов.

Регулирование твердыми, движущимися поглощающими элементами. Для оперативного изменения реактивности в подавляющем большинстве случаев используется твердые подвижные поглотители, например стержни из карбида бора.

Выгорающие поглощающие элементы. Для компенсации избыточной реактивности после загрузки свежего топлива, часто используют выгорающие поглотители – изотопы с высоким сечением поглощения, которые после захвата нейтрона превращаются в изотопы, слабопоглощающие нейтроны. Наиболее распространен как выгорающий поглотитель изотоп ^{10}B , который добавляют в состав твэлов. Принцип работы которых состоит в том, что они, подобно топливу, после захвата нейтрона в дальнейшем перестают поглощать нейтроны (выгорают, освобождая реактивность используемую для поддержания цепной реакции). Скорость убыли ядер поглотителей из-за поглощения нейтронов, меньше или равна скорости убыли, в результате деления ядер топлива. Если мы загружаем в реактор топливо рассчитанное на работу в течение года, то очевидно, что количество ядер делящегося топлива в начале работы будет больше чем в конце, и мы должны скомпенсировать избыточную реактивность поместив в реактор поглотители. Если для этой цели использовать регулируемые стержни, то мы должны постоянно перемещать их, по мере того как количество ядер топлива уменьшается. Использование выгорающих поглотителей позволяет уменьшить использование движущихся стержней, а так же упрощает конструкцию системы управления и защиты реактора.

Жидкостное регулирование реактивности. Такое регулирование применяется, в частности, при работе реактора типа ВВЭР в теплоноситель вводится борная кислота H_3BO_3 , содержащая ядра ^{10}B поглощающие нейтроны. Изменяя концентрацию борной кислоты в тракте теплоносителя мы тем самым изменяем реактивность в АЗ. В начальный период работы реактора, когда ядер топлива много, концентрация кислоты максимальна. По мере выгорания топлива концентрация кислоты снижается.

Стержни аварийной защиты при нормальной работе реактора находятся вне активной зоны во взведенном состоянии. При превышении допустимого значения хотя бы одного параметра (мощности, температуры, давления пара, скорости разгона; при выходе из строя твэла или при отключении электропитания от циркуляционных насосов) стержни аварийной защиты сбрасываются в активную зону, что приводит к немедленному прекращению цепной реакции. Конструкция и привод аварийных стержней обеспечивают быстрый ввод их в активную зону. Управление компенсирующими, регулирующими и аварийными стержнями автоматическое.

АЗ - аварийная защита. Функция системы управления и защиты, ядерного реактора по предотвращению развития на нем аварийной ситуации за счет аварийной остановки реактора.

БАЗ - быстродействующая аварийная защита.

Аварийная остановка реактора - быстрое прекращение цепной ядерной реакции при возникновении аварийной ситуации. Осуществляется быстрым вводом в активную зону регулирующих стержней или жидкого поглотителя нейтронов.

Безопасность реактора обеспечивается защитными системами безопасности, но базовая концепция аварийного риска базируется все же на внутренней самозащищенности реактора (в частности, в реакторе ни при каких условиях не должна развиваться неконтролируемая цепная реакция).

Защитные системы безопасности - технические системы, предназначенные для предотвращения или ограничения повреждений ядерного топлива, оболочек твэлов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества.

Внутренняя самозащищенность реактора - свойства ядерного реактора, которые обеспечивают его самоглушение и охлаждение при любых аварийных ситуациях.

Биологическая защита предохраняет личный состав, а также различные приборы, механизмы и материалы от вредного действия весьма интенсивного радиоактивного излучения реактора. Современные энергетические реакторы по уровню излучения эквивалентны десяткам тонн радия. Защита состоит из защитных герметических оболочек и делится на первичную и вторичную.

Биологическая защита - радиационный барьер, создаваемый вокруг активной зоны реактора и системы его охлаждения, для предотвращения вредного воздействия нейтронного и гамма-излучения на персонал, население и окружающую среду.

Эффективность работы конкретного реактора в режиме стандартной эксплуатации описывается так называемыми функциональными параметрами: коэффициентом использования мощности, коэффициентов готовности и т.п. При этом важнейшими характеристиками являются кампания топлива и кампания реактора.

Кампания топлива - время работы топлива в пересчете на полную мощность реактора. Время, в течение которого топливо находится в реакторе, определяется как календарный срок работы (обычно составляет несколько лет).

Кампания реактора - время работы реактора на номинальной мощности без перегрузки (перемещения) топлива. Эта величина также определяется режимом перегрузки. При одновременной перегрузке всего топлива кампания реактора совпадает с кампанией топлива, при режиме частичных перегрузок она в n раз меньше кампании топлива (n -число перегрузок через равные временные интервалы за кампанию топлива). При квазинепрерывной перегрузке понятие кампании реактора использовать нецелесообразно.

От продолжительности кампании зависит качественный и количественный состав нарабатываемых радионуклидов (как полезных, так и вредных).

Экономичность энергетического реактора (например, реактора АЭС) определяется величиной коэффициента использования установленной мощности, КИУМ.

КИУМ - коэффициент использования установленной мощности - равен отношению фактической энерговыработки реакторной установки АЭС за период эксплуатации t к энерговыработке при работе без остановок на номинальной мощности. Таким образом, КИУМ характеризует надежность реакторной установки не только в отношении полных, но и частичных отказов, которые не приводят к ее остановке, а требуют снижения мощности.

КИУМ на АЭС некоторых стран в настоящее время достаточно высок (более 90%). КИУ российских станций существенно ниже (70%), но имеет тенденцию к увеличению.

В настоящее время в мире существует четыре типа энергетических ядерных реакторов, работающих на тепловых нейтронах. Это реактор ВВЭР (Водо-Водяной Энергетический Реактор), РБМК (Реактор Большой Мощности Канальный), реактор на тяжелой воде (канадский реактор КАНДУ), реактор с шаровой засыпкой и реактор с газовым контуром. У каждого типа реактора есть особенности конструкции, отличающие его от других типов.

Энергетические ядерные реакторы – реакторы, являющиеся источниками тепловой энергии на атомных электростанциях.

Ядерные реакторы, использующие в качестве теплоносителя воду, делятся на два типа – двухконтурные (например, реактор ВВЭР) и одноконтурные (РБМК). Если контуры теплоносителя и рабочего тела совмещены, то АЭС называется одноконтурной, если же они разделены, то двухконтурной. В этом случае контур теплоносителя называют первым, а контур рабочего тела - вторым.

По конструктивному исполнению реакторы подразделяются на корпусные и канальные. В корпусных реакторах давление теплоносителя несет корпус. Внутри корпуса реактора течет общий поток теплоносителя. В канальных реакторах теплоноситель подводится к каждому каналу с топливной сборкой отдельно. Корпус реактора не нагружен давлением теплоносителя, это давление несет каждый отдельный канал. В таких реакторах топливо и теплоноситель находятся не только в поле высоких температур, но и в поле высоких давлений, что накладывает дополнительные требования на используемые конструкционные материалы.

Канальный реактор - ядерный реактор, в активной зоне которого топливо и циркулирующий теплоноситель содержатся в отдельных герметичных технологических каналах, способных выдержать высокое давление теплоносителя.

Корпусной реактор - ядерный реактор, активная зона которого находится в корпусе, способном выдержать давление теплоносителя и тепловые нагрузки. Высокое давление теплоносителя в легководных реакторах, которые по конструктивному исполнению являются корпусными, требует наличия прочного толстостенного стального корпуса.

В качестве теплоносителя применяется, как правило, обычная вода. Такие реакторы бывают двух типов: реактор с кипящей водой (канальный реактор, например, РБМК) и с водой под давлением (корпусной реактор, например, ВВЭР). В первом случае вода внутри реактора превращается в пар, который направляется непосредственно на турбины. Во втором - вода находится под высоким давлением, поэтому не превращается в пар внутри реактора, несмотря на высокую температуру, а, будучи заключена в герметичный контур, передает тепловую энергию воде второго контура в теплообменнике. Во втором контуре давление ниже, поэтому в нем вода превращается в пар и поступает на турбину, где теряет часть своей энергии на выработку электричества.

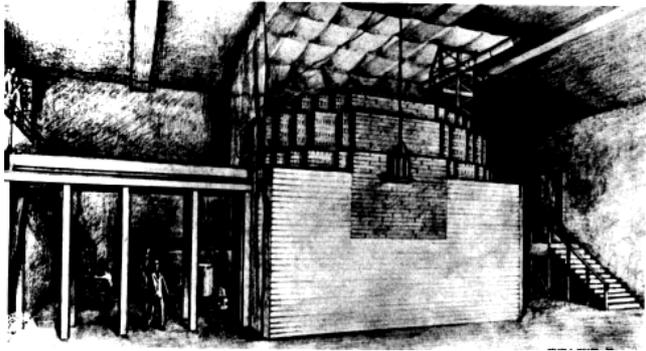


Рис. 1. Первый в мире ядерный реактор (рисунок архитектора), построенный Ферми под трибунами университетского стадиона в г. Чикаго.

2.1 Уран-графитовые реакторы

Первый ядерный уран-графитовый реактор на тепловых нейтронах (нейтронный котёл) был построен в 1942 в США (под трибунами университетского стадиона в г. Чикаго) под руководством Э. Ферми и при активном участии Л. Сцилларда. Затем был построен первый в мире экспериментальный реактор «Х-10» (Оак Ридж, штат Теннесси, США), вступивший в строй 4.10.1943. На нём был наработан плутоний, в количествах, достаточных для определения его ядерно-физических и химических свойств. Следующим шагом было строительство первого в мире промышленного (военного) уран-графитового реактора «В» в Хэнфорде (штат Вашингтон, США, пущен 26.20.1944). На этом реакторе был наработан плутоний для испытания на ядерном полигоне и создания атомной бомбы, сброшенной на г. Нагасаки.

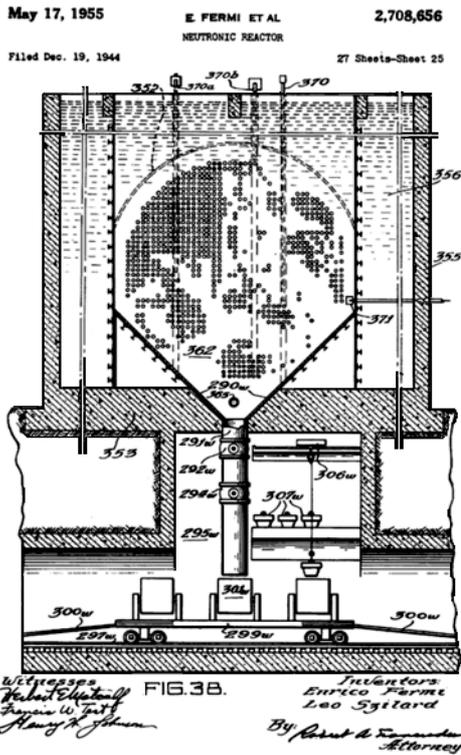


Рис. 2. Рисунок к патенту Ферми и Сцилларда на первый «нейтронный реактор» (США, 1944).

В СССР уран графитовый реактор был построен в 1946 под руководством И.В. Курчатова. Реактор Ф-1 (физически первый) имел (и имеет, поскольку работает до сих пор!) сферическую форму и был составлен из крупных графитовых призм с блочными уран-графитовыми вставками. На его строительство потребовалось 50 т сверхчистого природного металлического урана и 500 т сверхчистого графита. Активная зона реактора была окружена слоем нейтронной изоляции из графита. Сначала из графитовых блоков собирали модели таких сфер в порядке увеличения их диаметра. Таких моделей было сложено и разобрано четыре, пятая стала реактором (**Рис. 3**). Сам реактор располагался в бетонированном котловане, на дно которого были уложены восемь слоев графитовых брусков. Над ними укладывались слои с отверстиями-гнездами, в которые были вставлены блоки из урана.



Рис. 3. Одна из пяти уран-графитовых сфер первого советского ядерного реактора (Ф-1)

Были также сделаны три канала для кадмиевых стержней регулирования реакции и аварийной остановки и ряд горизонтальных каналов различной формы и размеров для измерительной аппаратуры и экспериментальных целей. Общее число слоев из графитовых брусков составило шестьдесят два. 25 декабря 1946 г. И.В. Курчатов лично запустил реактор, подняв кадмиевый стержень регулировки цепной реакции. Так впервые на Евразийском континенте был осуществлен управляемый процесс цепного ядерного деления.

Реактор работает до сих пор.

Реактор Ф-1 послужил прообразом многочисленных промышленных ядерных реакторов. Кроме того, на нём удалось наработать плутоний, в количествах достаточных для надёжного определения его ядерно-физических характеристик.

После реактора Ф1 был создан первый в СССР промышленный уран-графитовый реактор А, затем – военные реакторы АДЕ, на которых нарабатывался плутоний для первых атомных бомб (а на аналогичном реакторе АИ – тритий для термоядерного оружия).

Замечание. Уран-графитовый реактор «А» («Аннушка», см. лекцию 24) вполне аналогичен первому в мире американскому реактору «В». Основное отличие: если в реакторе В была горизонтальная установка топливных и управляющих стержней, то в советском реакторе А – вертикальная. Горизонтальное расположение компонентов предлагал и И.В.Курчатов, но победила точка зрения Н.А.Доллежаля: ядерное излучение деформирует графит (замедлитель нейтронов), что угрожает надёжной эксплуатации реактора. В принципе, эта точка зрения правильна, в Америке вскоре были остановлены все «горизонтальные» реакторы, а все советские реакторы с самого начала были вертикальной компоновки. Хотя справедливости ради надо отметить, что лучшие в мире канадские реакторы «Канду» являются «горизонтальными».

Военные реакторы послужили прототипами для создания энергетических уран-графитовых реакторов типа РБМК. Разработка ядерного реактора типа РБМК-1000 явилась значительным шагом в развитии атомной энергетики СССР, поскольку такие реакторы позволяют создать крупные АЭС большой мощности. В последствии на реакторах РБМК-1500, установленных на Игналинской АЭС, мощность одного блока была доведена до 1500 МВт.

Реактор с кипящей водой - легководный реактор, в котором вода (теплоноситель) доводится до кипения в активной зоне, а образующийся пар направляется непосредственно на турбину (так называемая, одноконтурная схема). В западных странах этот тип реактора обозначают BWR.

Водографитовый реактор РБМК, широко используемый в России в составе атомных электростанций относится к каналному типу реакторов.

РБМК - реактор большой мощности каналный. Тепловой одноконтурный энергетический реактор с кипением теплоносителя в каналах и прямой подачей насыщенного пара в турбины. В роли теплоносителя выступает "легкая" вода, а замедлителем является графит.

Энергоблоки с РБМК электрической мощностью 1000 МВт (РБМК-1000) составили основу таких атомных электростанций, как Ленинградской, Курской, Чернобыльской, Смоленской АЭС. Они зарекомендовали себя как надежные и безопасные установки с высокими технико-экономическими показателями.

Реактор работает на тепловых нейтронах, в качестве теплоносителя используется обычная вода. Замедлитель нейтронов – графит. В одноконтурном каналном энергетическом уран-графитовом реакторе вода при прохождении через активную зону нагревается до температуры кипения. В верхней части активной зоны образуется пар (именно кипение воды в активной зоне реактора принципиально отличает РБМК от ВВЭР).

Пароводная смесь поступает в сепаратор, где делится на воду, возвращающуюся на вход реактора, и пар, идущий непосредственно на турбину. Конденсат пара из конденсатора турбины направляют через подогреватели низкого давления в деаэрактор, а затем в реактор. Неконденсирующиеся газы из конденсатора турбины выбрасывают в систему спец. вентиляции или на очистку. Электричество, вырабатываемое турбиной, тратится также на работу циркуляционных насосов.

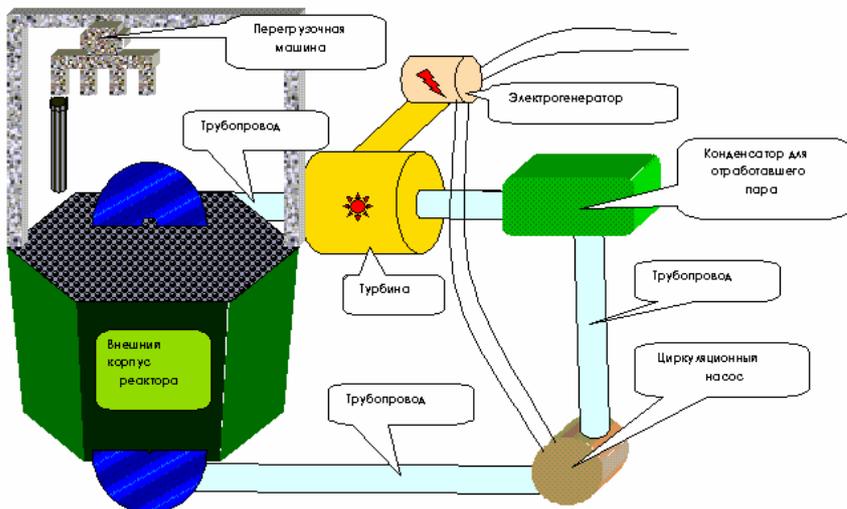
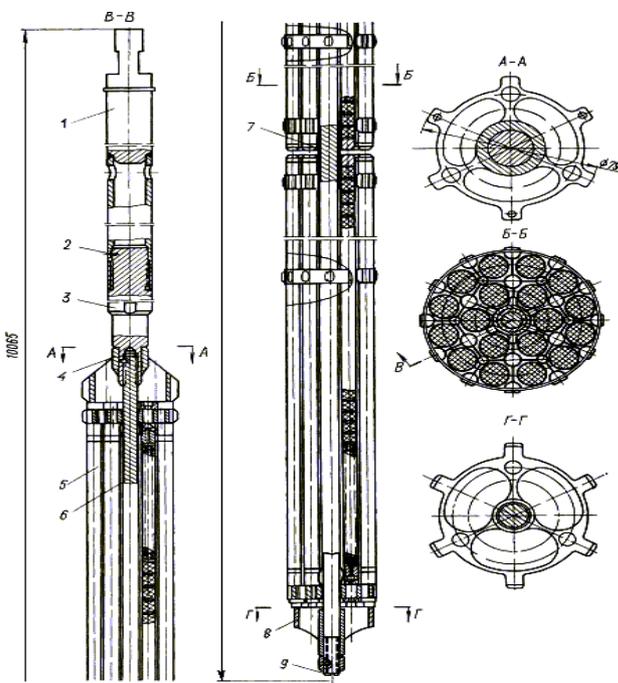


Рис. 4. Схема АЭС с одноконтурным каналным реактором типа РБМК.



Канальные кипящие реакторы типа РБМК состоят из цилиндрической графитовой кладки замедлителя, размещаемой в бетонной шахте, через которую проходят специальные каналы для органов регулирования и технологические каналы с урановым топливом, охлаждаемым водой. Проходя через технологические каналы, вода сначала подогревается, а затем частично испаряется. Пароводяная смесь по индивидуальным трубопроводам направляется в барабан - сепаратор, где пар осушается, а затем транспортируется в турбину. Конденсат пара смешивается с теплоносителем из барабан - сепаратора и циркуляционным насосом возвращается в реактор.

Рис. 5. Тепловыделяющая кассета РБМК-1000. 1 — подвеска, 2 — штифт, 3 — переходник, 4 — хвостовик, 5 — ТВЭЛ, 6 — несущий стержень, 7 — втулка, 8 — наконечник, 9 — гайки.

Ядерным топливом служит диоксид урана (UO_2), обогащенный ураном-235 до 2%, в виде таблеток запрессованных в ТВЭЛы - трубки из сплава на основе циркония. 18 таких ТВЭЛов смонтированы в одну общую

тепловыделяющую сборку (ТВС). ТВС в РБМК состоит из двух частей верхней и нижней. Помимо ТВЭЛов, ТВС содержит крепежные детали из сплава циркония и несущий стержень из оксида ниобия.

Две последовательно соединенных тепловыделяющих сборки образуют тепловыделяющую кассету (**Рис.8**). Стенки кассеты плотно фиксированы к графитовой кладке. Кассета помещается в вертикально расположенную трубу (технологический канал), по ней прокачивается охлаждающая вода, которая превращается в пар непосредственно в ядерном реакторе.

В остальных каналах расположены стержни системы управления защитой, которые состоят из поглотителя - бороциркониевого сплава. Стержни СУЗ предназначены для регулирования радиального поля энерговыделения, автоматического регулирования мощности, быстрой остановки реактора и регулирования поля энерговыделения. По своему назначению стержни делятся на стержни аварийной защиты, стержни автоматического регулирования, стержни локального автоматического регулирования, стержни ручного регулирования, и укороченные стержни поглотителя. Контроль за энергораспределением по высоте и радиусу активной зоны производится с помощью термометров. Некоторые каналы полностью изолированы от теплоносителя, и в них расположены датчики радиации.

Реактор размещен в бетонной шахте. Сверху и снизу расположены специальные плиты, обеспечивающими биологическую защиту (во время работы реактора. Реактор окружен боковой защитой в виде кольцевого бака с водой, который установлен на опорных конструкциях, крепящихся к бетонному основанию шахты реактора. Нижняя и верхняя плиты соединены между собой герметичным кожухом из листового проката.

Схема реактора РБМК-1000 представлена на **Рис.6** и, в более наглядном виде, на **Рис.7**. Система теплосъема реактора одноконтурная - вырабатываемый пар под давлением 65 атм и при температуре $280^{\circ}C$ подается на турбины. Топливная загрузка примерно 200 т урана. Тепловая мощность реактора - 3200 МВт, электрическая - 1000 МВт.

Внутренняя полость реактора заполнена прокачиваемой через кладку азотно-гелиевой смесью с небольшим избыточным давлением, благодаря чему обеспечивается нейтральная атмосфера для находящегося при высокой температуре графита, что предотвращает его выгорание. Газовая среда реактора служит также для вентиляции внутриреакторного пространства и для контроля целостности каналов. Добавка гелия увеличивает теплопроводность газовой смеси и улучшает условия теплоотвода от графитовой кладки к теплоносителю внутри каналов.

Тепловыделяющая сборка (ТВС) и технологический канал - отдельные узлы - индивидуальные тракты подвода и отвода теплоносителя. Загружаемые в каналы ТВС крепятся и уплотняются в верхней части стояка канала. Поэтому при перегрузке топлива не требуется размыкания тракта теплоносителя, что позволяет осуществлять ее без остановок реактора.

Характерная особенность канальных реакторов - возможность регулирования и контроля расхода теплоносителя по каждому каналу. Это позволяет получать на выходе всех каналов примерно одинаковые теплотехнические параметры и иметь минимально необходимый расход теплоносителя через реактор.

Требуемый для каждого канала расход определяется его мощностью, которая в свою очередь зависит от места нахождения канала в реакторе и от выгорания топлива. В связи с этим мощность, а, следовательно, и

необходимый расход теплоносителя в течение кампании постепенно (при перегрузке топлива скачкообразно) изменяются.

Преимущество одноконтурного реактора – отсутствие теплообменника между первым и вторым контуром, сильно затрудняющего работу реактора ВВЭР. Однако у РБМК все оборудование функционирует с радиоактивным теплоносителем, что усложняет его эксплуатацию. Все газообразные (летучие) радиоактивные вещества, содержащиеся в паре вместе с другими неконденсирующимися газами, объем которых довольно велик, отсасываются из конденсатора турбины эжектором и направляются на очистку.

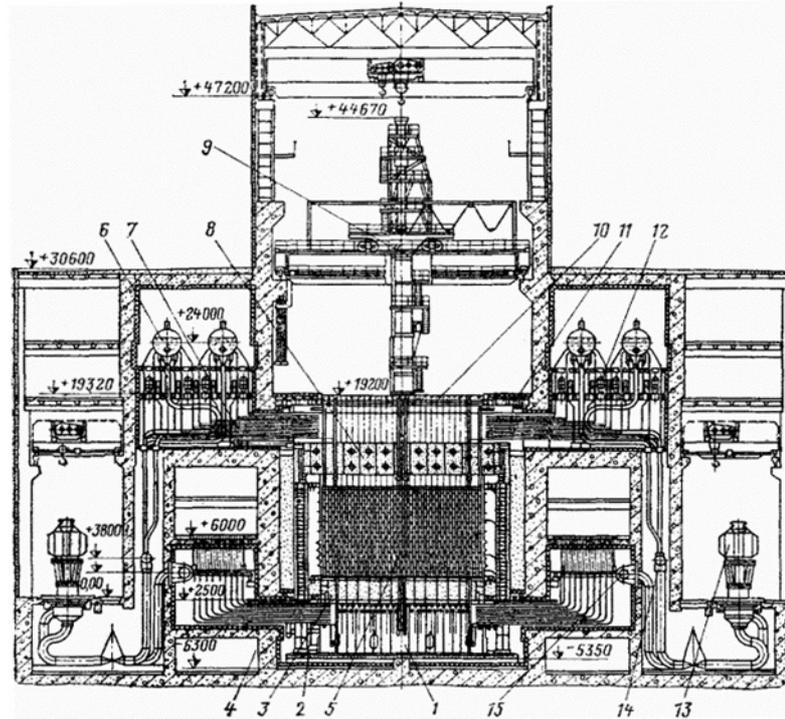


Рис. 6. Схема реактора РБМК-1000: 1 - опорная металлоконструкция; 2 - индивидуальные водяные трубопроводы; 3 - нижняя металлоконструкция; 4 - боковая биологическая защита; 5 - графитовая кладка; 6 - барабан-сепаратор; 7 - индивидуальные пароводяные трубопроводы; 8 - верхняя металлоконструкция; 9 - разгрузочно-загрузочная машина; 10 - верхнее центральное перекрытие; 11 - верхнее боковое перекрытие; 12 - система контроля герметичности оболочек твэлов; 13 - главный циркуляционный насос; 14 - всасывающий коллектор; 15 - напорный коллектор

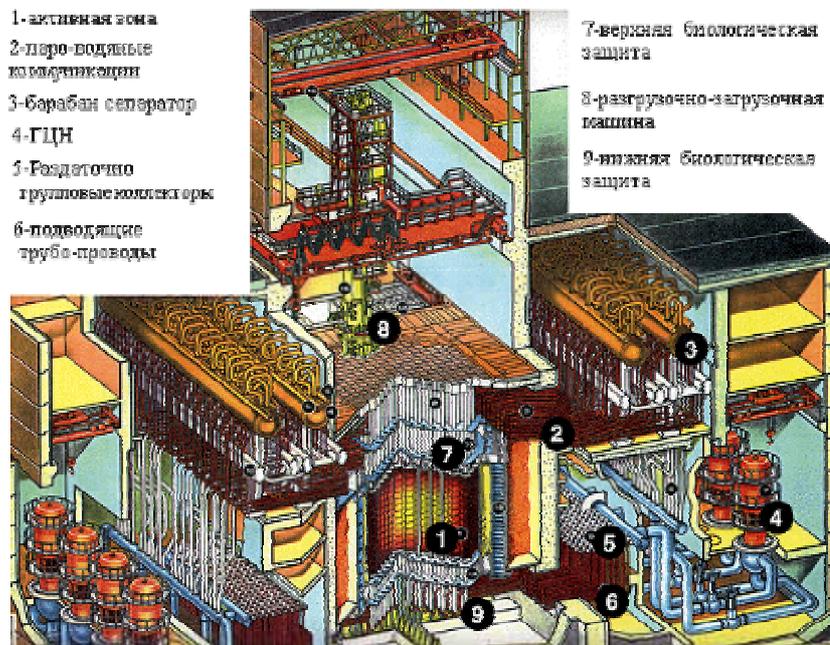


Рис. 7. Разрез реактора РБМК-100

Поскольку реактор является мощным источником ионизирующего излучения, представляющего опасность, как для персонала, так и для оборудования он снабжен защитой, которая снижает поток излучения до приемлемого уровня и делает возможной нормальную эксплуатацию всей установки в целом.