

## Общая информация

В данном локальном приложении рассматривается приближенная математическая модель динамики температур топлива и теплоносителя. Данная модель позволяет показать динамику для таких типов реакторов:

- ВВЭР-1000
- РБМК-1000
- тяжеловодный реактор
- реактор на быстрых нейтронах

### Математическая модель изменения температуры топлива

Уравнение теплового баланса для температуры топлива имеет вид:

$$C_T V_T \rho_T \frac{\alpha T_T}{dt} = W(t) - \alpha F_T (T_T - \bar{T})$$

Где  $C_T$  – теплоемкость топлива,  $\frac{\text{Дж}}{\text{кг град}}$

$V_T$  – объём топлива,  $\text{м}^3$

$\rho_T$  – плотность топлива,  $\frac{\text{кг}}{\text{м}^3}$

$\alpha$  – коэффициент теплопередачи от топлива к теплоносителю,  $\frac{\text{м}^2}{\text{град}}$

$T_T$  – температура топлива,  $^{\circ}\text{C}$

$F_T$  – поверхность теплопередачи от топлива к теплоносителю,  $\text{м}^2$

$W(t)$  – тепловая мощность реактора в момент времени  $t$ , Вт

$\bar{T}$  – средняя температура, определяемая по формуле

$$\bar{T} = \frac{(T_1 + T_2)}{2}$$

где  $T_1$  – температура на вход в активную зону,  $^{\circ}\text{C}$

$T_2$  – температура на выход из активной зоны,  $^{\circ}\text{C}$

Уравнение баланса отображает тот факт, что разность между количеством тепла, выделяемом в топливе  $W$  и переданном теплоносителю первого контура  $\alpha F_T (T_T - \bar{T})$  обуславливает изменение температуры топлива.

### Математическая модель изменения средней температуры теплоносителя первого контура

Уравнение теплового баланса для средней температуры теплоносителя 1-го контура имеет вид:

$$C_{\text{ж}} \rho_{\text{ж}} V_{\text{ж}} \frac{\alpha \bar{T}}{dt} = \alpha F (T_T - \bar{T}) - \frac{C_{\text{ж}} \rho_{\text{ж}} V_{\text{ж}}}{\tau_0} (T_2 - T_1)$$

Где  $C_{\text{ж}}$  – теплоемкость воды при рабочих параметрах,  $\frac{\text{Дж}}{\text{кг град}}$

$\rho_{\text{ж}}$  – плотность воды при рабочих параметрах,  $\frac{\text{кг}}{\text{м}^3}$

$V_{\text{ж}}$  – объём теплоносителя в активной зоне реактора,  $\text{м}^3$

$\alpha$  – коэффициент теплопередачи от топлива к теплоносителю,  $\frac{\text{м}^2}{\text{град}}$

$\tau_0$  – среднее время прохождения теплоносителя через реактор, с

$T_T$  – температура топлива, °C

$\bar{T}$  – средняя температура, определяемая по формуле

$$\bar{T} = \frac{(T_1 + T_2)}{2}$$

где  $T_1$  – температура на вход в активную зону, °C

$T_2$  – температура на выход из активной зоны, °C

## Динамика температур топлива и теплоносителя

Переименуем константы. Получим, что:

$$1) C_1 = C_T V_T \rho_T \alpha$$

$$2) C_2 = C_{\text{ж}} V_{\text{ж}} \rho_{\text{ж}} \alpha$$

$$3) C_3 = \frac{C_{\text{ж}} \rho_{\text{ж}} V_{\text{ж}}}{\tau_0}$$

Система уравнений будет иметь следующий вид:

$$\begin{cases} C_1 \frac{dT_T}{dt} = W(t) - \alpha F_T (T_T - \bar{T}) \\ C_2 \frac{d\bar{T}}{dt} = \alpha F (T_T - \bar{T}) - C_3 (T_2 - T_1) \end{cases} \quad (1)$$

Запишем среднюю температуру  $\bar{T}$  через  $T_1$  и  $T_2$ :

$$\begin{cases} C_1 \frac{dT_T}{dt} = W(t) - \alpha F_T \left( T_T - \frac{T_1 + T_2}{2} \right) \\ C_2 \frac{d\frac{T_1 + T_2}{2}}{dt} = \alpha F_T \left( T_T - \frac{T_1 + T_2}{2} \right) - C_3 (T_2 - T_1) \end{cases} \quad (2)$$

Для дальнейших выводов будем пользоваться такими уравнениями для  $W(t)$ ,  $T_T(t)$ ,  $T_2(t)$  и  $T_1(t)$ :

$$\begin{cases} W(t) = W_0 + \delta W(t) \\ T_T(t) = T_{T0} + \delta T_T(t) \\ T_2(t) = T_{20} + \delta T_2(t) \\ T_1(t) = T_{10} + \delta T_1(t) \end{cases} \quad (3)$$

Рассмотрим стационарное состояние:

$$\begin{cases} 0 = W_0 - \alpha F_T \left( T_{T0} - \frac{T_{10} + T_{20}}{2} \right) \\ 0 = \alpha F_T \left( T_{T0} - \frac{T_{10} + T_{20}}{2} \right) - C_3 (T_{20} - T_{10}) \end{cases} \quad (4)$$

В 1 уравнение системы (2) подставим уравнения (3):

$$C_1 \frac{d}{dt} (T_{T0} + \delta T_T) = W_0 + \delta W - \alpha F_T \left( T_{T0} + \delta T_T - \frac{T_{10} + \delta T_1 + T_{20} + \delta T_2}{2} \right)$$

Из 1 уравнения стационарного состояния (4) выделенные переменные равны нулю.

$$C_1 \frac{d}{dt} (T_{T0} + \delta T_T) = W_0 + \delta W - \alpha F_T \left( T_{T0} + \delta T_T - \frac{T_{10} + \delta T_1 + T_{20} + \delta T_2}{2} \right)$$

Примем во внимание, что  $\frac{dT_{T0}}{dt} = 0$ . Тогда от уравнения останется:

$$C_1 \frac{d\delta T_{T0}}{dt} = \delta W - \alpha F_T \left( \delta T_T - \frac{\delta T_1 + \delta T_2}{2} \right)$$

Теперь проведем такие же операции с 2 уравнением системы (2). Подставим в него уравнения (3). Учтем, что  $T_{10}(t) = 0$ :

$$C_2 \frac{d\frac{\delta T_2}{2}}{dt} = \alpha F_T \left( T_{T0} + \delta T_{T0} - \frac{T_{10} + \delta T_1 + T_{20} + \delta T_2}{2} \right) - C_3 (T_{20} + \delta T_2 - T_{10} + \delta T_1)$$

Из 2 уравнения стационарного состояния выделенные переменные равны нулю. От уравнения останется:

$$C_2 \frac{d\frac{\delta T_2}{2}}{dt} = \alpha F_T \left( \delta T_{T0} - \frac{\delta T_1 + \delta T_2}{2} \right) - C_3 \delta T_2$$

Итак, получилось 2 уравнения:

$$\begin{cases} C_1 \frac{d\delta T_T}{dt} = \delta W - \alpha F_T \left( \delta T_T - \frac{\delta T_1 + \delta T_2}{2} \right) \\ C_2 \frac{d\frac{\delta T_2}{2}}{dt} = \alpha F_T \left( \delta T_{T0} - \frac{\delta T_1 + \delta T_2}{2} \right) - C_3 \delta T_2 \end{cases}$$

Данная система решается методом Рунге Кутты 4 порядка.

## Типы реакторов

### РБМК-1000

Реактор РБМК-1000 тепловой мощностью 3200 МВт представляет собой систему, в которой в качестве замедлителя используется графит, в качестве теплоносителя — легкая вода, в качестве топлива — двуокись урана. В целом реактор состоит из набора вертикальных каналов, вставленных в цилиндрические отверстия графитовых колонн, и верхней и нижней защитных плит. Легкий цилиндрический корпус (кожух) замыкает полость графитовой кладки. Кладка состоит из собранных в колонны графитовых блоков квадратного сечения с цилиндрическими отверстиями по оси. Кладка опирается на нижнюю плиту, которая передает вес реактора на бетонную шахту. Топливные каналы и каналы регулирующих стержней проходят через нижние и верхние металлоконструкции. Приводы регулирующих стержней расположены над активной зоной в районе верхней защитной конструкции реакторного зала.

Топливо в виде таблеток помещено в оболочку из сплава циркония и ниобия (Э-100). Твэлы длиной 3644 мм по восемнадцать штук собраны в виде цилиндрического пучка в тепловыделяющую сборку. Две сборки, расположенные одна над другой, собранные на одном центральном стержне, образуют тепловыделяющую кассету, которая устанавливается в каждый топливный канал. Перегрузка топлива осуществляется на мощности с помощью разгрузочно-загрузочной машины, расположенной в центральном зале. Один-два топливных канала могут быть перегружены каждый день.

Приблизительно 95% энергии, выделяющейся в результате реакции деления, прямо передается теплоносителю. Около 5% мощности реактора выделяется в графите от замедления нейтронов и поглощения гамма-квантов. Для снижения термического сопротивления и предотвращения окисления графита полость кладки заполнена циркулирующей смесью газов гелия и азота, которая служит одновременно и для контроля целостности каналов по изменению влажности и температуры газа. Под нижней и над верхней плитами имеются пространства для разводки труб водяных коммуникаций от раздаточных коллекторов к каждому каналу и труб пароводяных коммуникаций от каждого канала к барабан-сепараторам.

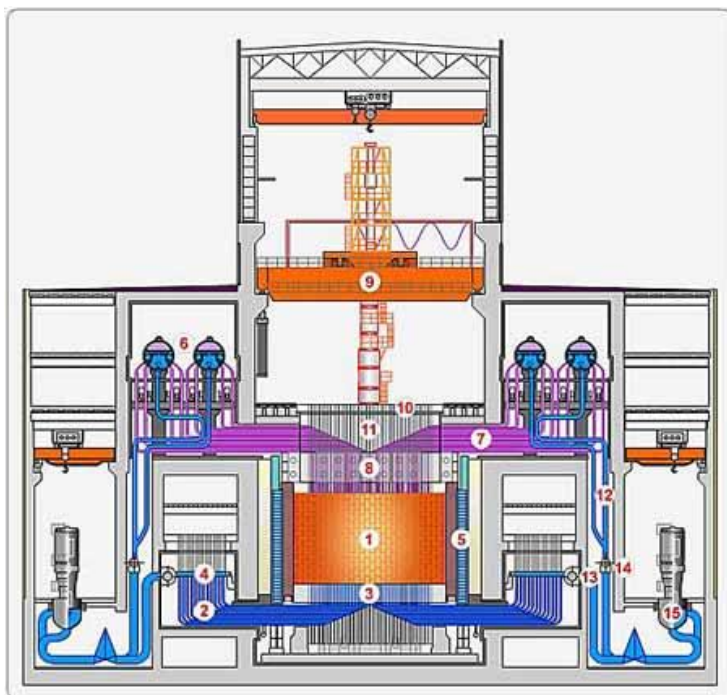


Разгрузочно-загрузочная машина после удаления соответствующего участка настила и вывода на координаты канала, состыковывается с его головкой, выравнивает свое давление с давлением канала, разуплотняет канал, удаляет выгоревшую топливную кассету и ставит на ее место свежую, уплотняет канал, отстыковывается и транспортирует отработавшую кассету в бассейн выдержки. Пока машина соединена с полостью топливного канала, малый поток чистой воды поступает из нее через теплогидравлическое уплотнение в канал, создавая «барьер» для предотвращения проникновения в полость машины горячей радиоактивной воды из активной зоны.

Система управления и защиты реактора основана на перемещении 191 — 211 твердых стержней-поглотителей в специально выделенных каналах, охлаждаемых водой автономного контура. Система обеспечивает:

- автоматическое поддержание заданного уровня мощности
- быстрое снижение мощности стержнями автоматических регуляторов и стержнями ручных регуляторов по сигналам отказа отдельных единиц оборудования
- аварийное прекращение цепной реакции стержнями аварийной защиты по сигналам опасных отклонений параметров блока или в случае отказов основного оборудования
- компенсацию изменений реактивности при разогреве и выходе на мощность
- регулирование распределения энерговыделения по объему активной зоны

**Поперечный разрез реакторной установки:**



1. Активная зона
2. Трубопроводы водяных коммуникаций
3. Нижняя биологическая защита
4. Раздаточный коллектор
5. Боковая биологическая защита
6. Барабан-сепаратор
7. Трубы пароводяных коммуникаций
8. Верхняя биологическая защита
9. Разгрузочно-загрузочная машина
10. Съёмный плитный настил
11. Тракты топливных каналов
12. Опускные каналы
13. Напорный коллектор
14. Всасывающий коллектор
15. ГЦН

## ВВЭР-1000

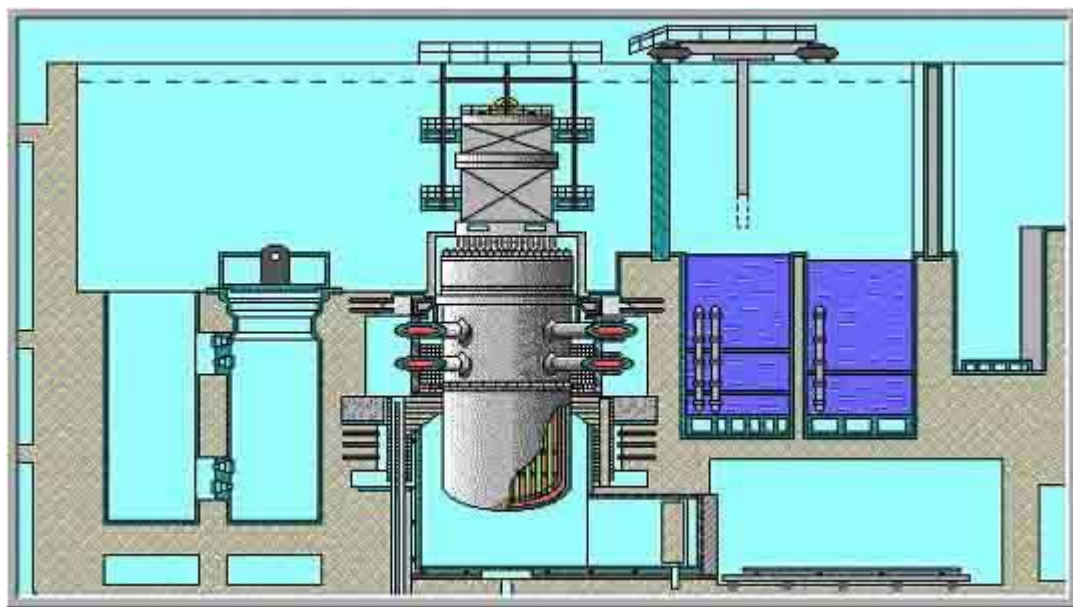
Реакторное отделение состоит из двух частей: негерметичной части (обстройка) и герметичной оболочки.

Обстройка в плане занимает площадь 66х66 метров вокруг цилиндрической конструкции - гермооболочки внутренним диаметром 45 метров. В обстройке располагаются устройства газоудаления из воды систем подпитки первого контура, баки запаса технической воды, фильтры, оборудование вытяжного и приточного вентиляционных центров, противопожарные системы, электрооборудование технологических систем, систем управления, контроля и защиты энергоблока, транспортные пути. В фундаментной части обстройки до глубины 4 метра размещены системы аварийного охлаждения зоны, баки, теплообменники и часть оборудования промежуточного контура, системы подпитки – продувки и организованных протечек, другое технологическое оборудование.

Гермооболочка опирается на железобетонную плиту толщиной 2,4 метра, расположенную на высоте 13 метров. Высота железобетонного купола гермооболочки 67,5 метра, толщина железобетонной стены гермооболочки и сферического купола 1,2 метра. Вся внутренняя поверхность гермооболочки облицована стальными листами толщиной 8 миллиметров, образующими герметичный контур. Внутри стены и купола гермооболочки проходят каналы 164 высокопрочных стальных пучков тросов для создания предварительных противодействующих напряжений в конструкции. Проектное усилие натяжения каждого пучка 1000 тонн. Проверка гермооболочки и ее оборудования на прочность и плотность осуществлялось избыточным давлением 5 атмосфер. При этом нагрузка на поверхность гермозоны составляло около 600 тыс. тонн. Главное отличие строительных конструкций энергоблока с реактором ВВЭР от

энергоблока с реактором РБМК (Чернобыльский тип) в том, что последний не имеет герметичной защитной оболочки, как ВВЭР-1000. Гермооболочка является одним из пассивных барьеров безопасности реакторной установки.

Внутри гермооболочки находятся устройства первого контура реакторной установки: реактор ВВЭР-1000 и главный циркуляционный контур. Реактор состоит из 14 конструктивных элементов и включает в себя: корпус реактора, крышку реактора, верхний блок с приводами системы управления и защиты, внутрикорпусную шахту и другое технологическое оборудование. Общий вес реактора – 740 тонн. Главный циркуляционный контур состоит из 15 конструктивных элементов, в том числе: четыре парогенератора, четыре главных циркуляционных насоса (ГЦН), четыре гидроемкости системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ), паровой компенсатор давления, главный циркуляционный трубопровод, четыре ионообменных фильтра и четыре фильтра-ловушки. Общая масса оборудования главного циркуляционного контура 4074 тонны. Реактор и главный циркуляционный контур в сборе образуют замкнутый объем для воды первого контура, находящейся в нем под давлением 160 атмосфер и при температуре 320 градусов Цельсия. Первый контур подвергался гидравлическим испытаниям на прочность и плотность давлением 250 атмосфер. Кроме оборудования первого контура внутри гермооболочки находятся: бассейны перегрузки и выдержки топлива; оборудование транспортно-технологической части; оборудование шахт ревизии внутриреакторных устройств; оборудование бетонной шахты реактора, включающее в себя ряд биологических и температурных защит; каналы ионизационных камер; технологические приспособления, инструмент и устройства.



Главными элементами транспортно-технологического оборудования являются полярный кран и перегрузочная машина. Полярный кран обеспечивает как работу с железнодорожной платформой через транспортный проем и шлюз, так и подъем - перемещение любых грузов внутри гермозоны. Машина перегрузочная предназначена только для выполнения технологических операций с топливными кассетами и обеспечивает перегрузку топлива из активной зоны реактора

в бассейн выдержки и наоборот. Управление перегрузочной машиной осуществляется оператором с помощью компьютера.

Бассейны выдержки свежего и отработанного топлива предназначены для хранения топливных кассет как перед загрузкой в реактор, так и после их выгрузки для уменьшения активности топлива до безопасных пределов.

### **Реактор на быстрых нейтронах БН-600**

Реакторы на быстрых нейтронах гораздо более эффективно используют уран (приблизительно в 60 раз). Этот тип реакторов может работать на плутониевом топливе, произведенном в обычных реакторах, и эксплуатироваться в замкнутом цикле с собственным заводом по переработке отработанного топлива. Они могут быть сконструированы так, чтобы производить больше делящихся изотопов ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ), чем используют – реакторы размножители (бридеры). Использование бридеров позволит обеспечить нас энергией на многие миллионы лет. Однако быстрые реакторы дороже и в постройке, и в эксплуатации. Их неоспоримое преимущество перед реакторами на медленных нейтронах заключается в том, что они позволяют сжигать актиниды, которые составляют долгоживущую и высокоактивную часть ядерных отходов реакторов на медленных нейтронах.

У быстрых реакторов нет замедлителей. Однако, хотя сечения деления  $\text{U-235}$  и  $\text{Pu-239}$  меньше, для быстрых нейтронов, они делятся и в мэвной области. Таким образом, если обогатить топливо, то можно обеспечить цепную реакцию и на быстрых нейтронах. В случае быстрых нейтронов для реализации цепной реакции необходимо больше делящихся изотопов. Обычно быстрые реакторы в качестве базового топлива используют плутоний. При делении  $^{239}\text{Pu}$  выделяется на 25% больше нейтронов, чем у  $^{235}\text{U}$ . Таким образом, при делении  $^{239}\text{Pu}$  получается столько нейтронов (даже с учетом потерь), чтобы не только поддерживать цепную реакцию, но и конвертировать  $^{238}\text{U}$  в  $^{239}\text{Pu}$ . В обычном реакторе отношение делящихся ядер к "новым" делящимся ядрам приблизительно 0.6. В быстрых реакторах это отношение может быть больше 1. Таким образом, запустив быстрый реактор, заложив в него достаточное количество делящихся изотопов, в результате бридинга через некоторое время в него можно будет добавлять естественный и даже обедненный уран.

Использование бридера позволяет снабжать топливом один или несколько реакторов на медленных нейтронах. Меняя материал blankets, быстрый реактор может и не быть бридером, например, если у него заменить урановые blankets на стальные рефлекторы. В этом случае он применяется, чтобы сжигать оружейный плутоний и другие трансураны.

У быстрых реакторов отрицательный температурный коэффициент – при увеличении температуры цепная реакция затухает и при потере теплоносителя реакция прекращается.

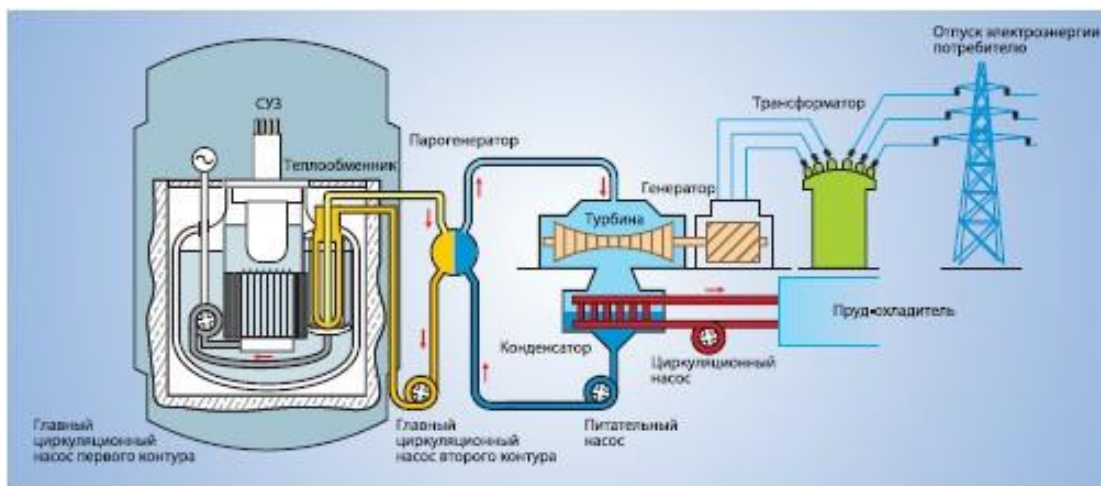
Рассмотрим для примера устройство быстрого реактора БН-600.

Быстрый реактор БН-600 состоит из двух частей – активной зоны, куда помещают диоксид урана ( $\text{UO}_2$ ), обогащенного по урану-235 до 17-26 процентов. Такое обогащение по урану-235



необходимо для запуска реактора. В активной зоне происходит в основном деление урана-235 и плутония-239.

Активная зона окружена зоной воспроизводства (бланкетом). В бланкете расположены сборки из обедненного диоксида урана. Содержание урана-235 в нем меньше, чем в природном уране. В основном это уран-238. В бланкете не нужно поддерживать цепную реакцию. Он служит для получения ядер делящихся с помощью тепловых нейтронов. Под действием нейтронов, вылетающих из активной зоны, уран-238 в бланкете превращается в плутоний-239. После того, как из урана-238 будет наработано достаточное количество плутония-239 из него изготавливают МОХ-топливо ( $\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$ ), которое будет использоваться в дальнейшем. Переработка использованного топлива, особенно в бланкете, типична для циклов в быстрых реакторах. Обычно, выделенный с помощью переработки, плутоний вводится в активную зону как МОХ-топливо. Причем, такая переработка топлива бланкета может осуществляться до трех раз.



Теплоносителем в первых контурах реактора служит жидкий натрий. Одним из следствий применения натрия в БР стало то, что процессы получения энергии деления и производства плутония в этих реакторах пространственно разделены. Новые делящиеся изотопы образуются в боковой и торцевых зонах воспроизводства, окутывающих активную зону наподобие одеяла – откуда и пошло их английское название *blanket*.

Давление в реакторе держится чуть выше атмосферного даже если температура натрия около 600 °С. Таким образом, реактор работает под небольшим давлением, что достаточно безопасно. Натрий практически не вызывает коррозию конструкционных материалов. Кроме того, натрий обладает прекрасными теплофизическими свойствами: он хорошо принимает, проводит и отдает тепло. Натрий практически не снижает энергию нейтронов и не является модератором, что существенно для быстрых реакторов.

Активная зона и зона воспроизводства расположены в баке реактора. Через активную зону циркулирует натрий первого контура, который разогревается с 347 до 550 °С. В теплообменнике он передает тепло натрию второго контура. Второй контур служит для того, чтобы радиоактивный натрий из первого контура не мог проникнуть во второй, а затем и в третий контур. Теплоносителем третьего контура служит вода. Вода испаряется, а пар идет на турбину.



Кроме натрия в качестве теплоносителя в быстрых реакторах используют также свинец и сплав свинца с висмутом. Достоинствами свинца по сравнению с натрием является его химическая инертность относительно особенно воды и воздуха. Недостатком является его гораздо большая вязкость, увеличивающая давление в топливном элементе. Кроме того, нейтронное облучение вызывает в свинце образование радиоактивных продуктов, что не характерно для натрия. От использования ртути пришлось отказаться из-за ее токсичности, высокой коррозионной способности, кроме того у ртути довольно большое сечение  $(n,\gamma)$ , что приводит к ее активации, а также уменьшает количество нейтронов, необходимых для взаимодействия с топливом.

### **Тяжеловодный реактор**

Тяжеловодный ядерный реактор — ядерный реактор, который в качестве теплоносителя и замедлителя использует  $D_2O$  — тяжёлую воду.

Так как дейтерий имеет меньшее сечение поглощения нейтронов, чем лёгкий водород, такие реакторы имеют улучшенный нейтронный баланс (то есть для них требуется менее обогащённый уран), что позволяет использовать в качестве топлива природный уран в энергетических реакторах или использовать «лишние» нейтроны для наработки изотопов. У тяжелой воды очень низкая степень поглощения нейтронов и очень высокие замедляющие свойства, превышающие аналогичные свойства графита.

Вследствие этого реакторы на тяжелой воде работают на необогащенном топливе, что позволяет не строить сложные и опасные предприятия по обогащению урана. В принципе хорошо спроектированный и построенный реактор на тяжелой воде может работать долгие годы на естественном уране, нуждающемся лишь в выделении его из руды, и давать дешевую энергию. Но тяжелая вода очень дорога в производстве, и поэтому вследствие неизбежных утечек ее из трубопроводов суммарные затраты на эксплуатацию реактора возрастают и приближаются к аналогичным у РБМК и ВВЭР. Конструкция реактора во многом аналогична конструкции реактора ВВЭР.

В энергетических реакторах использование природного урана значительно снижает расходы на топливо, хотя экономический эффект несколько сглаживается большей ценой энергоблока и теплоносителя.

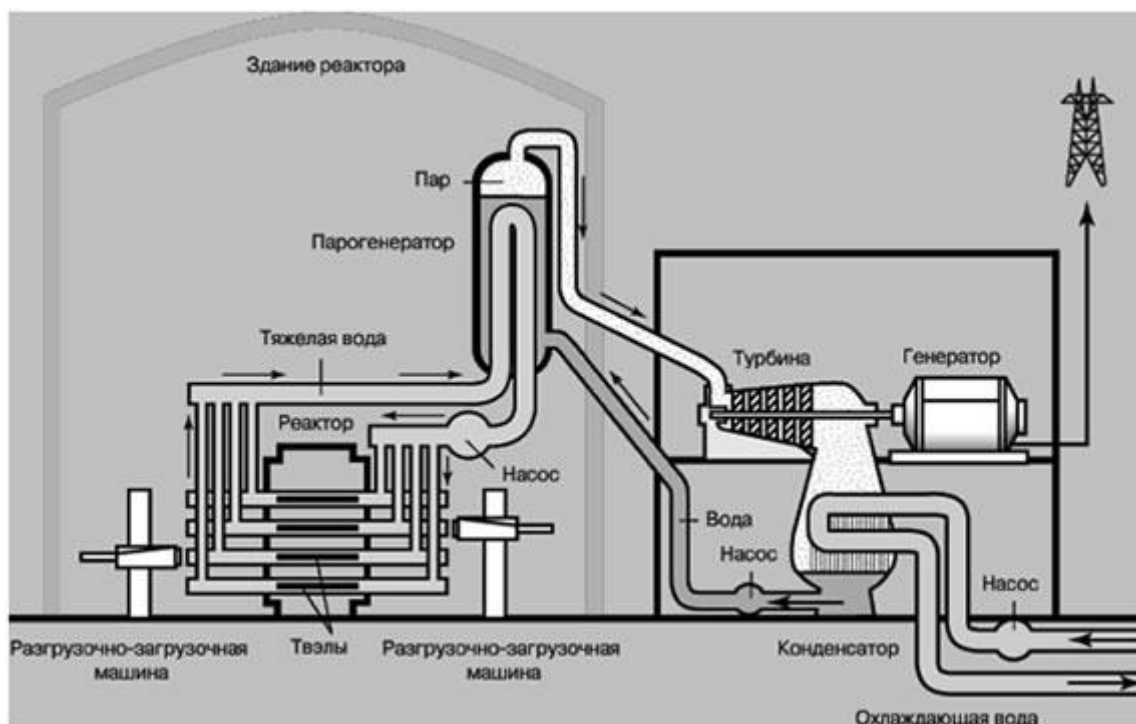
Первыми реакторами такого типа являлись американский CP-3 построенный в 1944 году и ZEEP запущенный в Канаде в 1945 году. Наиболее известным реактором этого типа является канадский CANDU. Помимо самой Канады, реакторы CANDU экспортировались в Китай, Южную Корею, Индию, Румынию, Аргентину и Пакистан. Крупномасштабная программа строительства тяжеловодных реакторов ep: PHWR осуществляется в Индии.

Промышленные тяжеловодные реакторы широко использовались для производства трития и плутония, а также для производства широкого спектра изотопной продукции, в том числе и медицинского назначения.

Исследовательские реакторы также часто используют тяжёлую воду. В СССР тяжеловодные реакторы разрабатывал Институт теоретической и экспериментальной физики. Под

руководством А. И. Алиханова и В. В. Владимирского были разработаны и сооружены промышленные тяжеловодные реакторы для производства плутония, трития и изотопов, опытные тяжеловодные реакторы в Югославии и КНР, тяжеловодный реактор с газовым охлаждением КС-150 для атомной электростанции А-1 в Богунце (Словакия), вступившей в строй в 1972 г. Разработка твэлов для КС-150 велась в Харьковском физико-техническом институте АН УССР.

Среди применяемых тяжеловодных реакторов есть медленные реакторы с тяжеловодным замедлением без кипения воды (двухконтурные) и с кипением, одноконтурные. Корпусные реакторы этого типа не получили развития, в основном — из-за большого объема тяжёлой воды в корпусе и соответствующего снижения достижимой мощности энергоцикла. Канальные реакторы давно (с 50-х годов) и успешно работают, прежде всего, в Канаде. Это известные двухконтурные реакторы типа КАНДУ. В реакторах «CANDU» топливо находится во множестве напорных труб внутри корпуса реактора, называемого «Каландрия» (или «бак-каландр»). Короткие пучки топливных стержней расположены в горизонтальных каналах. Тяжелая вода в герметичном контуре под давлением прокачивается через напорные трубы и передает теплоту парогенератору. Тяжелая вода низкого давления также заполняет «Каландрию», окружая напорные трубы, и выполняет функции холодного замедлителя. Все процессы происходят внутри большой бетонной или стальной оболочки. Пар подают на генератор турбины. В CANDU используется естественный уран (в виде диоксида), содержащий 0.7% изотопа  $^{235}\text{U}$ . Именно это обстоятельство обеспечило популярность CANDU в мире, поскольку не требует дорогостоящего и трудоёмкого разделения изотопов урана при обогащении его по  $^{235}\text{U}$ . Реактор «CANDU» работает с самым высоким коэффициентом нагрузки (84% — 87%) в мире. Горизонтальность топливных элементов позволяет осуществлять перегрузку топлива непосредственно в процессе работы реактора, которая осуществляется проталкиванием пучков во встречных направлениях в соседних каналах. Перегрузка позволяет иметь минимальные потери нейтронов и приемлемое выгорание на природном топливе. Горизонтальность каналов с топливом и бака-каландра с замедлителем играет свою позитивную роль ослабления последствий наиболее тяжелых аварий. При тяжелой аварии, приводящей к длительному осушению контура и каналов и потере  $D^0$  замедлителя (утечки или испарения) из бака-каландра, разрушенные из-за перегрева топливные сборки упадут вниз бака-каландра и будут долго охлаждаться через его обечайку, отдавая остаточное тепло большому объёму воды биозащиты, в которую погружен бак-каландр.



Тяжелая вода служит теплоносителем, охлаждающим реактор и создающим пар, который вращает турбину.

Среди важных неприятных особенностей КАНДУ отметим небольшой, но существенный положительный паровой эффект реактивности (рост реактивности при потере тяжелой воды в каналах), который трудно устранить, особенно в реакторах КАНДУ с природным топливом, что привело к необходимости второй системы быстрого аварийного гашения реактора. Атомные электростанции CANDU могут функционировать на разновидностях низко обогащенного топлива, включая топливо, отработанное на других типах реакторов. Обогащение топлива не требуется, но необходимо производство тяжелой воды. Однако тяжелая вода загружается один раз при запуске реактора, а сроков ее использования не существует. Реакторы CANDU хорошо подходят для сжигания уран-плутониевого (MOX) топлива. Торий можно также использовать как топливо для реакторов CANDU. В этом случае торий ( $^{232}\text{Th}$ ), поглощая нейтроны в реакторе, становится расщепляющимся ураном ( $^{233}\text{U}$ ), который и продолжает цепную реакцию деления. Торий приблизительно в три раза более распространен в земной коре, чем уран.

## Основные характеристики реакторов

Таблица 3.1. Основные характеристики отечественных графитовых реакторов с водным теплоносителем

Характеристика	АМБ-II	РБМК-1000	РБМК-1500
Год пуска	1967	1973	1985
Мощность, МВт:			
электрическая	200	1000	1500
тепловая	530	3200	4800
КПД, %	37,7	31,3	31,3

Характеристика	АМБ-II	Продолжение табл. 3.1	
		РБМК-1000	РБМК-1500
Активная зона			
Высота, м	6	7	7
Диаметр, м	7,2	11,8	11,8
Число каналов:			
испарительных	732	1693	1661
перегревательных	266	—	—
Загрузка топлива по метал-	48	192	189
лическому U, т			
Обогащение топлива, %	3	2,0	2,0(2,4)
Глубина выгорания, МВт ×			
х сут/кг	14,6	18,5	18,1
Диаметр твэла, мм	—	13,6	13,6
Материал оболочки	Нержавеющая	Циркониевый	Циркониевый
	сталь	сплав	сплав
Число сборок СУЗ	100	195	235
Параметры пара на турбину			
Давление, МПа	9	6,5	6,5
Температура, °С	500	280	280



Таблица 2.1. Основные характеристики реакторов ВВЭР и PWR

Характеристика	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	PWR
<b>Реактор</b>			
Мощность, МВт:			
тепловая	1375	3000	3780
электрическая	440	1000	1300
КПД (брутто), %	32	33,3	34,1
<b>Активная зона</b>			
Эквивалентный диаметр, м	2,88	3,16	3,6
Высота, м	2,5	3,5	3,9
Энергонапряженность, МВт/м <sup>3</sup>	83	110	95
Количество ТВС	349	163	193
Масса загружаемого топлива, т	42	80	103,5
Глубина выгорания выгружаемого топлива, МВт·сут/кг	28,6	40	35
Доля перегружаемого топлива в год	1/3	1/3	1/3
<b>ТВС и органы регулирования</b>			
Топливо	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Обогащение догружаемого топлива, %	3,3	4,4	3,4
Форма и вид ТВС	Шести-гранная, чехловая	Шести-гранная, бесчехловая	Квадратная, бесчехловая
Толщина стенки чехла, мм	2	—	—
Размер между центрами ТВС, мм	147	234	230
Размер ТВС под ключ, мм	144	234	230*
Полное число стержней ТВС	127	331	256
В том числе:			
ТВЭЛОВ	126	312	235—239

Продолжение табл. 2.1

Характеристика	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	PWR
направляющих трубок для пэлов	—	18	16—20
центральных каркасных трубок	1	1	1
Диаметр стержней в ТВС, мм:	9,1	9,1	10,75
ТВЭлов	—	12,6	10,75
направляющих трубок пэлов	13,3	13,3	10,75
центральной каркасной трубки	12,2	12,75	14,3
Шаг решетки, мм	Zr+1%Nb	Zr+1%Nb	Циркалой-4
Материал оболочки ТВЭлов	0,6	0,7	0,725
Толщина оболочки ТВЭла, мм	0,1	0,1	0,1
Зазор между оболочкой ТВЭла и топливным сердечником, мм	1,4	1,4	1,4
Диаметр центрального отверстия топливной таблетки, мм	Нейтронная ловушка	Кластер	Кластер
Тип поглощающего стержня	37	61	61
Количество органов регулирования или ТВС с кластерами			
Корпус реактора			
Внутренний диаметр, м	3,56	3,91	5,0
Толщина корпуса в неослабленной части, мм	140	190	250
Высота (без съемной крышки), м	11,8	10,8	13,2
Диаметр патрубков, мм	500	850	750
Первый контур			
Число петель	6	4	4
Расход теплоносителя, т/с	8,29	16,23	18,8
Давление теплоносителя, МПа	12,5	16,0	15,8
Температура теплоносителя, °С:			
на входе	269	290	292
на выходе	300	322	326
Второй контур			
Давление пара, МПа	4,4	6,0	6,8
Температура насыщенного пара, °С	256	276	285



Таблица 5.1. Основные характеристики реакторов типа БН

Характеристика	БН-350	БН-600
Год пуска	1973	1980
Мощность, МВт:	1000	1500
тепловая	350	600
электрическая	(эквивалентная)	
Теплоноситель	Натрий	
Температура теплоносителя, °С:		
на входе	300	380
на выходе	500	550
Расход Na, т/ч	14 000	24 000
Активная зона:		
диаметр, м	1,5	2,05
высота, м	1,06	0,75
Размер ТВС «под ключ», мм	96	96
Длина сборки, мм	3500	3500
Число ТВС в активной зоне	200	370
Диаметр твэла, мм	6,1	6,9
Число твэлов в ТВС	169	127
Вид топлива	UO <sub>2</sub> или PuO <sub>2</sub> + UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> или PuO <sub>2</sub> + UO <sub>2</sub>
Материал оболочки твэлов	Нержавеющая сталь	
Максимальная температура оболочки твэла, °С	680	700
Глубина выгорания, %	5	10
Длительность кампании, сут	300	450
Время работы между перегрузками, сут	50—60	150
Общий КВ при работе в режиме размножителя*	1,5	1,4
Число органов СУЗ	12	27
Состав зоны воспроизводства (экрана)	Обедненный UO <sub>2</sub>	
Диаметр твэлов бокового экрана, мм	14,2	14,2
Температура Na второго контура, °С:		
на входе	270	320
на выходе	450	520
Параметры пара:		
температура, °С	435	505
давление, МПа	5	14



Таблица 4.1. Основные характеристики реакторов CANDU

Характеристика	«Пикеринг»	«Брюс»	«Джентили»	«Кордова»
Мощность реактора, МВт (эл.)	500	750	600	600
ТВС				
Длина, мм	495	495	495	495
Диаметр, мм	102,4	102,4	102,4	102,4
Число на канал	12	13	12	12
Расстояние между твэлами, мм	1,27	1,02	1,02	1,02
Внутренний диаметр трубы высокого давления, мм	103,4	103,4	103,4	103,4
Число твэлов в сборке	28	37	37	37
Материал оболочки	Zr-4	Zr-4	Zr-4	Zr-4
Диаметр твэла, мм	15,24	13,08	13,08	13,08
Толщина оболочки, мм	0,38	0,38	0,38	0,38

Продолжение табл. 4.1

Характеристика	«Пикеринг»	«Брюс»	«Джентили»	«Кордова»
Теплоноситель	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O
Давление на входе, МПа	10,3	9,8	12,5	12,5
Максимальная мощность канала, МВт	5,12	5,74	6,5	6,5
Паросодержание на выходе, %	—	0—3,5	2,9	2,5
Максимальный расход на канале, кг/с	23,8	23,8	23,94	23,94
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м	52,8	46,5	54,08	54,08
Средняя глубина выгорания, МВт·сут/кг	7,5	8,5	7,5	7,6
Максимальный тепловой поток, кВт/м <sup>2</sup>	1150	1131	1288	1288