

## ОБЗОР ТЕКУЩЕЙ СИТУАЦИИ ПРИ ВЫВОДЕ РЕАКТОРА НА МКУ

Аль-Шамайлах А.И.АА, Соловьев Д.А, Семенов А.А, Джарум Б, Щукин Н.В, Савандер В.И

Национальный исследовательский ядерный университет Московский инженерно-физический институт (НИЯУ МИФИ), Москва, России

E-mail: [asema7078@gmail.com](mailto:asema7078@gmail.com) ; [vulture@inbox.ru](mailto:vulture@inbox.ru)

### Введение

Пуск реактора — это отдельная сложная процедура, поэтому ей уделяется повышенное внимание, она регламентируется специальными инструкциями. Выход реактора на МКУ является одной из самых ядерно-опасных операций при эксплуатации. В данное время на АЭС с ВВЭР существуют программы нейтронно-физических расчетов, такие как имитатор реактора (ИР) и БИПР-7А. В отличие от БИПР-7А программа ИР ориентирована на выполнении функции информационной поддержки оператора АЭС в режиме реального времени. Обе эти программы производят расчеты критической концентрации борной кислоты без опоры на данные ионизационных камер, в результате этого могут возникать неточности в ее определении. Кроме того, из-за инерционности систем ввода чистого конденсата, подпитку первого контура необходимо прекратить не менее чем за 15 минут до достижения МКУ, а эти программы не производят расчет времени до выхода в критическое состояние. В результате возникла идея разработки программы, которая бы предсказывала время до выхода в критическое состояние и критическую концентрацию борной кислоты только по показаниям измерительной аппаратуры без опоры на сторонний расчет.

### Реактор ВВЭР

Среди огромного многообразия в принципе возможных и гораздо меньшего числа экономически выгодных и технически разработанных типов реакторов для АЭС важнейшее место занимают водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР или PWR). В настоящее время АЭС с реакторами ВВЭР во многих районах мира успешно конкурируют с электростанциями, работающими на органическом топливе.

Конструктивно ВВЭР относятся к корпусным реакторам, по спектру нейтронов – к тепловым, по материалам, обеспечивающим замедление нейтронов и отвод тепла к – реакторам с легкой водой. В качестве топлива обычно используется низкообогащённая (2–5 %) двуокись урана  $UO_2$ .

Физической особенностью этих реакторов, является тесная решетка твэлов. Типичное значение отношения объемов воды и топлива равно примерно двум, что в сочетании с хорошими теплофизическими свойствами воды обеспечивает компактность активной зоны, высокие (100 МВт/М<sup>3</sup> и больше) значения объемного энерговыделения и возможность использовать изготовленный в заводских условиях корпус, рассчитанный на давление 15–20 МПа и сроком службы в 60 лет.

Конструкционные особенности ВВЭР рассмотрим на примере реактора электрической мощностью 1000 МВт. Корпус ВВЭР-1000 представляет собой цилиндрический сосуд с патрубками, эллиптическим днищем и верхним фланцем, на котором устанавливается полусферическая крышка. Внутри корпуса находится цилиндрическая обечайка – шахта, которая служит для размещения в ней активной зоны и организации потока теплоносителя внутри реактора. Крышка через блок защитных труб поджимает и дистанционирует головки кассет, предотвращая их всплытие и вибрацию. В отверстиях блока защитных труб перемещаются регулирующие стержни СУЗ.

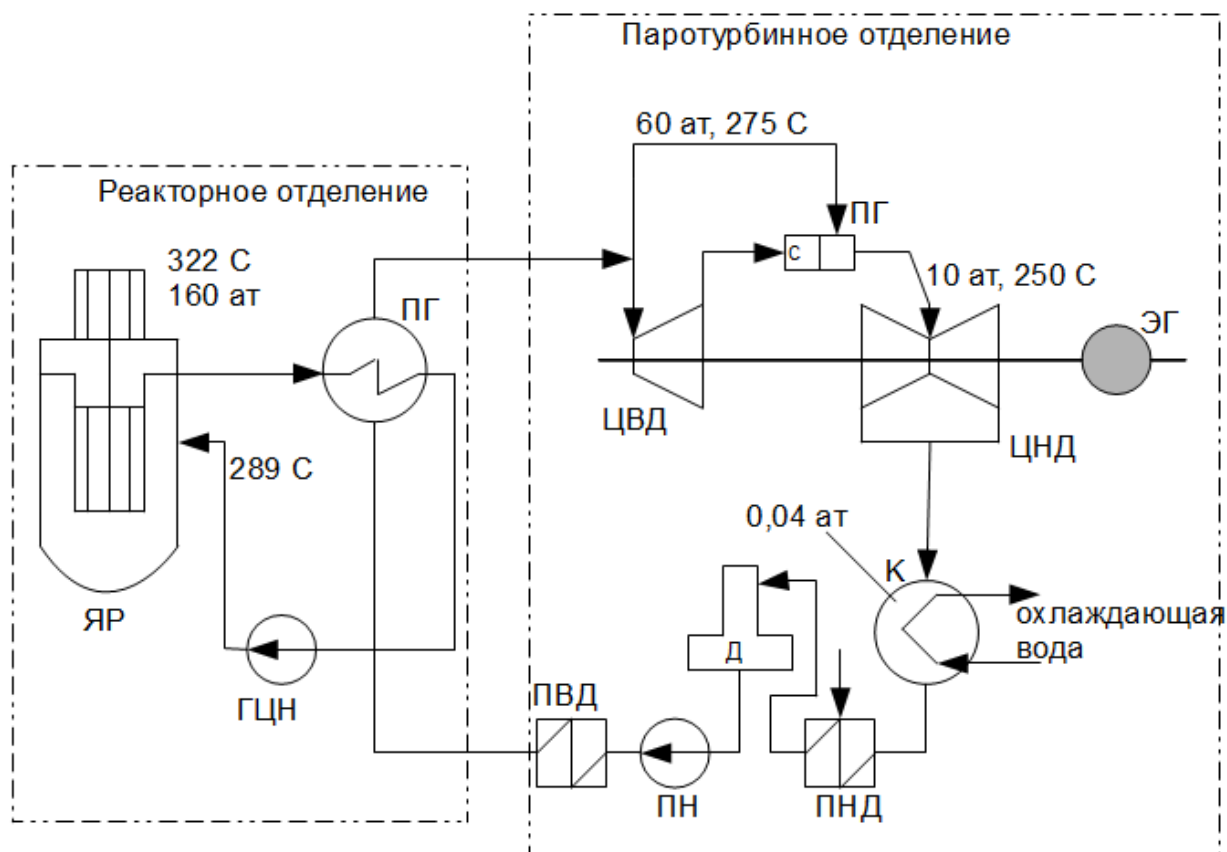


Рис. Тепловая схема АЭС с ВВЭР

Теплоноситель при давлении 16 МПа и температуре 290 °С поступает в реактор через четыре патрубка, проходит вниз по кольцевому зазору между шахтой и корпусом, затем через опорное днище шахты и поднимается вверх по активной зоне, нагреваясь на 33 °С. «Горячий» теплоноситель поступает в пространство над активной зоны, откуда через отверстия в шахте и четыре верхних патрубка отводится из реактора. Между шахтой и корпусом реактора предусмотрена специальное уплотнение для разделения входного и выходного потоков теплоносителя.

Для прокачки теплоносителя через главный циркуляционный контур в целях надежного теплоотвода в различных режимах установлены насосы с вынесенными электродвигателями, снабженные специальными маховиками, обеспечивающими медленный спад расхода при отключении насоса. Повышенная инерционность насосов обеспечивает достаточно надежное охлаждение активной зоны в аварийных режимах.

В активной зоне установлено 163 ТВС с максимальным обогащением 4.95 % по  $^{235}\text{U}$ . Глубина выгорания топлива составляет 40 МВт\*сут/кг U.

Кассета ВВЭР-1000 представляет собой сборку твэлов. Перетечки теплоносителя из одной кассеты в другую уменьшают разницу температур между отдельными кассетами и улучшают гидродинамику активной зоны. В каждой кассете расположен 331 элемент: 317 твэлов, 12 направляющих трубок, предназначенных либо для пучка регулирующих стержней (кластеров), либо для стержней с выгорающим поглотителем, канал для детектора энерговыделения и полая центральная трубка, на которой закреплены дистанционирующие элементы [1],[2].

## **Пуск реактора и выход на МКУ: важность и опасность**

Понятие мгновенной критичности реактора является основной для понимания специфической для реакторных установок физической опасности, называемой ядерной опасностью.

Ядерная опасность – опасность возникновения неуправляемого разгона мощности реактора при сообщении ему больших положительных реактивностей.

Ядерная безопасность – состояние реакторной установки и всех обслуживающих ее систем, а также комплекс конструктивных, технических и организационных мер, гарантирующих исключение неуправляемого разгона мощности реактора вследствие сообщения ему больших положительных реактивностей.

Проблема обеспечения ядерной безопасности является самой важной проблемой эксплуатации ядерных энергетических установок. Она накладывает свой отпечаток на все стороны процесса эксплуатации реакторных установок: транспортировка и загрузка в активную зону реактора ядерного топлива, физический пуск реактора, режимы работы реактора на мощности останов и многое другое.

Выход реактора, как управляемый, преднамеренный, так и самопроизвольный, в критическое состояние является одной из самых ядерно-опасных ситуаций при эксплуатации. Очень опасным является, в частности, самопроизвольный, несанкционированный выход реактора в критическое состояние в результате проведения некоторых технологических операций или изменения технологических режимов.

Пуск реактора – это отдельная сложная процедура, поэтому ей уделяется повышенное внимание, она регламентируется специальными инструкциями. В практике управления различают процедуры физического и энергетического пусков.

Одной из главных задач физического пуска реактора является вывод его в критическое состояние.

Такое состояние на АЭС с ВВЭР достигается через медленное и тщательно контролируемое снижение концентрации борной кислоты  $C_{\text{HЗВОЗ}}$  в первом контуре до значения  $C_{\text{HЗВОЗ}}^{\text{пус}}$ , которое называется пусковой или критической концентрацией борной кислоты.

Для определения критической концентрации используются различные методики. Рассмотрим их преимущества и недостатки.

### **Реактиметры**

Важной контролируемой величиной при работе реактора является реактивность. Реактивность важна для оценки скоростей переходных процессов. Однако величину реактивности невозможно измерить напрямую, поэтому долгие годы персонал блочного щита управления (БЩУ) действовал, исходя из показаний тех приборов, которые имелись на щите управления, и измеряли нейтронную мощность, период реактора, а реактивность оценивали по кривым период/реактивность.

В настоящее время на БЩУ выводятся показания реактиметров – комплекс измерительных средств и компьютеров, в реальном времени производящих расчет реактивности по измеряемым значениям нейтронного потока.

Алгоритм расчета реактивности в реактиметре основан на формуле обращенного решения уравнений кинетики (ОРУК). Данная формула есть просто алгебраическое

преобразование системы уравнений точечной кинетики реактора с вынесением реактивности в левую часть равенства.

$$\rho_{\beta} = 1 + \frac{\Lambda}{\beta I} \cdot \frac{dI}{dt} - \frac{\sum_{i=1}^m \lambda_i a_i \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_i(t-t')} I(t') dt'}{I(t)}$$

Где:

- $I(t)$  – ток нейтронного датчика, пропорциональный числу нейтронов в реакторе  $N(t)$ ;
- $a_i = \beta_i / \beta$  – относительная доля запаздывающих нейтронов  $i$ -й группы;
- $\rho_{\beta}$  – реактивность, измеряемая в долях  $\beta_{эф}$ .

При определении реактивности с помощью реактиметра присутствуют следующие составляющие, влияющие на корректность показаний.

- Реактор не всегда можно рассматривать как объект, который подчиняется уравнениям точечной кинетики.
- Для того чтобы реактиметр работал, ему необходимо задать извне все необходимые параметры реактора:  $a_i$ ,  $\beta_i$ ,  $\lambda_i$ ,  $\beta_{эф}$ . Однако в процессе выгорания величина  $\beta_{эф}$  меняется из-за накопления плутония. Следовательно, в процессе работы ее требуется корректировать.
- Для получения правильных показаний необходимо, чтобы реактиметр проработал в стационарном состоянии хотя бы несколько минут, чтобы появилось некое значение интеграла (история). Ясно, что этого времени достаточно для распада самой долгоживущей группы предшественников запаздывающих нейтронов. Следовательно, невозможность учета всей истории реактора может также служить источником погрешности.

В общем-то, калиброванный реактиметр является прибором, значительно облегчающим определение реактивности при работах по пуску реактора, измерению эффективности аварийной защиты и др [3].

### Программа БИПР-7А

Комплекс программ КАСКАД предназначен для проведения эксплуатационных нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов типа ВВЭР.

В состав комплекса входят следующие основные компоненты:

- программа БИПР-7А – предназначена для выполнения крупносеточного трехмерного расчета активной зоны ВВЭР;
- программа ПЕРМАК-А – предназначена для выполнения мелкосеточных (потвэльных) малогрупповых двумерных диффузионных расчетов;
- программа ПИР-А – предназначена для обработки эксплуатационных данных, восстановления трехмерных полей энерговыделения и сопоставления результатов измерений с расчетом;
- программа ПРОРОК-А – обеспечивает решение в интерактивном режиме задачи оптимизации перегрузки реактора ВВЭР при заданной номенклатуре кассет загружаемых в активную зону;
- ХИПИ-А – система хранения и поиска информации, обеспечивает взаимодействие программ, входящих в комплекс.

Задачи решаемые программой БИПР-7А:

- Расчет состояния реактора – для данного состава активной зоны и положения органов регулирования, рассчитываются:  $K_{эфф}$ , трехмерное распределения плотности потока нейтронов, трехмерное поле энерговыделения, температура теплоносителя в каждой ТВС, а так же коэффициентов реактивности;
- Расчет критического состояния реактора – для заданного состава АЗ и положения органов регулирования определяются характеристики зоны, затем с помощью органов регулирования изменяют положения стержней или жидким поглотителем имитируется вывод в критическое состояние;
- Расчет эффективности органов регулирования – имитируется, с первой извлечения опущенных первоначально в зону рабочих групп ОР. Вычисляется  $K_{эфф}$  при различных положения групп. При этом концентрация ксенона может либо задаваться, либо приниматься равновесной соответствующей заданному состоянию реактора;
- Расчет выгорания – энерговыделение считается неизменным с заданным шагом по времени, рассчитывается выгорание топлива, критичность во времени поддерживается за счет изменения концентрации борной кислоты или перемещением ОР. Рассчитывается изотопное изменение, концентрация ксенона соответствующее среднему уровню мощности;
- Расчет нескольких компаний реактора – позволяет определить стратегию перегрузок и добиться оптимального значения выгорания;
- Расчет  $Xe$  переходного процесса – задается график изменения мощности, считается что состав топлива, шлаки, содержание прометия и самария неизменно, меняется только концентрация  $Xe$  в переходном процессе.

К недостаткам определения состояния РУ на МКУ с помощью программы БИПР-7А можно отнести:

- ручной ввод информации о состоянии РУ, который может приводить к ошибкам и неточностям;
- ошибки и неточности в библиотеке нейтронных сечений для новых сортов, что приводит к ошибкам при описании состояния РУ;
- отсутствие возможности расчёта в динамическом режиме;
- отсутствие расчёта времени до выхода в критическое состояние.

### Причины разработки программы МКУ01

В результате имеющиеся программные средства полностью не снижают психологическую нагрузку на оператора при переходе с режима с практически неощутимым изменением мощности на режим с быстрым ее ростом поскольку:

- Пусковое значение концентрации  $C_{НЗВОЗ}^{пуск}$  сначала получают в расчётах по нейтронно-физическим программам, однако оно не является точным и всегда содержит погрешности, которые выдаются в виде интервала  $\Delta C_{НЗВОЗ}^{пуск}$ ;
- Выход на МКУ совершается путём ввода в первый контур чистого конденсата. Эта процедура производится в ручном режиме. Кроме того, из-за особенностей технологического тракта, подпитку ЧК следует своевременно прекратить, за 10-15 минут до выхода на МКУ;
- Желание обеспечить проверку работоспособности измерительной системы путём сравнения показаний различных датчиков. Например, камеры деления, использующиеся во время пуска, позволяют зафиксировать малый нейтронный поток, но они не годятся для длительной работы в режимах на мощности, так как их внутренние поверхности покрыты тонким слоем высокообогащённого  $UO_2$  или  $PuO_2$ , и в больших потоках нейтронов довольно быстро выгорают, из-за чего камеры деления изменяют свои характеристики и поэтому дают искажённые показания величин плотности потока нейтронов;

- Желание предсказывать время до выхода в критическое состояние и критическую концентрацию борной кислоты только по показаниям измерительной аппаратуры без опоры на сторонний расчёт. На данный момент расчёт времени до выхода в критическое состояние осуществляется в ручную.

#### **Список литературы**

1. Г.Г.Бартоломей Г.А.Бать В.Д.Байбако М.С.Алхутов. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. Энергоиздат, 1982.

2. Г.Н.Власичев Е.И.Куликов Ю.П.Сухарев. Оптимизация нейтронно-физических характеристик реакторной установки типа вбэр для энергоблоков плавучего базирования. Современные наукоемкие технологии,(4), 2017.

3. С.А.Андрушенко А.М.Афров Б.Ю.Васильев В.Н.Генералов К.Б.Косоуров Ю.М.Семченков В.Ф.Украинцев. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000 от физических основ эксплуатации до эволюции проекта. Логос, 2010.