

УДК 621.039

## ИНТЕГРАЛЬНАЯ РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ПРИ СВЕРХКРИТИЧЕСКОМ ДАВЛЕНИИ

Войтенкова Д.А.

Научный руководитель – к.т.н., доцент Чиж В.А.

В настоящее время реакторы ВВЭР занимают ведущее место в ядерной энергетике и будут сохранять это положение в ближайшие 20 лет. За предшествующие 50 лет создана технология изготовления оборудования и строительства реакторных установок, накоплен значительный опыт эксплуатации. Но, к сожалению, из-за особенностей физических свойств воды в докритическом состоянии, а именно - слабой зависимости температуры насыщения от давления в интервале свыше 12 МПа - изменения температуры теплоносителя на выходе из реакторов ВВЭР не столь значительны, от 292 до 325°C. Вследствие этого КПД установок ограничен  $\approx 33\%$ .

Эти недостатки могут быть преодолены путем перехода к сверхкритическим параметрам теплоносителя. Повышение давления до 23,5 – 25,0 МПа и температуры теплоносителя до 380 – 540 °С позволит:

- резко повысить КПД энергоблока;
- избежать критического теплового потока, который может привести к пережогу ТВЭЛОВ;
- благодаря большому приросту энтальпии теплоносителя при прохождении через активную зону при сравнимой мощности иметь гораздо меньший расход;
- из-за резкого изменения плотности теплоносителя в окрестности точки «псевдофазового» перехода осуществлять регулирование реактора изменением спектра нейтронов.

В данной статье рассмотрена реакторная установка В-670 СКДИ.

ВВЭР-СКДИ является реакторной установкой с интегральной компоновкой первого контура и естественной циркуляцией теплоносителя. От других реакторов на сверхкритических параметрах отличается регулированием мощности в ходе кампании изменением спектра нейтронов и меньшими значениями температуры теплоносителя.

Таблица 1 - Характеристики РУ В-670 СКДИ

Характеристика	ВВЭР - СКДИ
Спектр нейтронов	Быстрорезонансный
Число контуров	2
Мощность, МВт: электрическая тепловая	670
	1634
Давление теплоносителя, МПа	24,0
Температура теплоносителя, °С: на входе в активную зону на выходе из активной зоны	375/365*
	395/382,5*
Параметры генерируемого пара второго контура: давление, МПа температура, °С	14,7
	380/369*
Электрический КПД, %	41,0
Размеры активной зоны, м: высота диаметр	4,20
	2,70
Коэффициент воспроизводства	0,84

\* В числителе указана температура в начале кампании, в знаменателе – в конце.

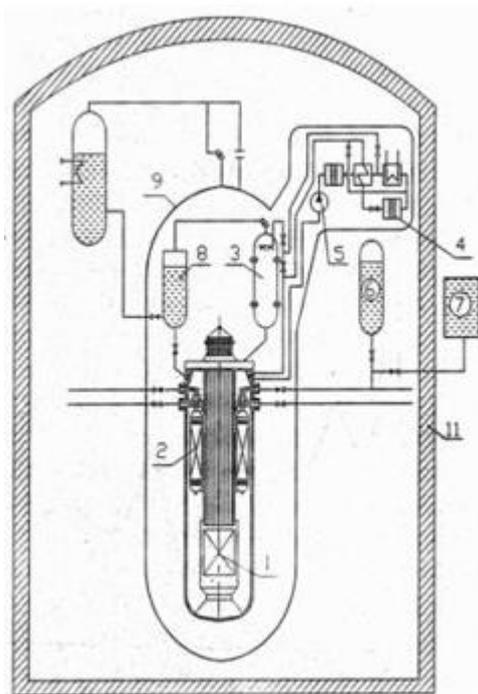


Рисунок 1. Схема интегральной реакторной установки В-670

1 – реактор, 2 – парогенератор, 3 – компенсатор давления, 4 – система химводоочистки, 5 – насос, 6 – гидроёмкость, 7 – бак запаса воды, 8 – бак с борированной водой, 9 – страховочный корпус, 10 – барботер, 11 – защитная оболочка.

Установка реакторная В-670 СКДИ включает в себя реактор, парогенератор, встроенный в корпус реактора, шахту бетонную, систему компенсации давления, систему аварийного охлаждения активной зоны, систему пассивного отвода тепла, систему аварийного газоудаления, систему локализации течи из первого контура во второй.

Реакторная установка размещена в защитной оболочке, имеющей форму цилиндра и сверху ограниченной куполом. Диаметр оболочки — около 34 м, высота — 55 м. Внутри защитной оболочки расположен страховочный корпус, предназначенный для локализации пароводяной смеси при течи из первого контура. Страховочный корпус является дополнительным барьером для выхода продуктов деления в окружающую среду. Расчетное давление в нем — 0,55 МПа.

Внутрикорпусное пространство разделено цилиндрической обечайкой. В нижней части обечайки расположена активная зона, над которой находится тяговый участок контура естественной циркуляции. В верхней части кольцевого зазора между обечайкой и корпусом реактора размещается прямотрубный прямоточный парогенератор с противоточным движением сред.

Парогенератор состоит из 15 модулей. Для сокращения числа вводов питательной воды и выводов пара через корпус реактора каждые три парогенераторных модуля объединены в секции. Таким образом парогенератор разделен на пять независимых секций, каждая из которых включает в себя три пары коллекторов — паросборные вверху и раздающие питательную воду внизу. Следовательно, при появлении в каком-либо модуле межконтурной неплотности отключается секция, и энергоблок может продолжать работать на пониженной мощности.

Естественная циркуляция обеспечивается за счет разности плотностей теплоносителя в подъемном и опускном участках. Температуры теплоносителя на входе и выходе из активной зоны выбраны таким образом, что в этом диапазоне находится псевдофазовый переход, благодаря чему плотность «горячего» теплоносителя примерно в 3 раза меньше плотности «холодного».

Температура на входе в активную зону несколько ниже псевдокритической температуры ( $375^{\circ}\text{C}$ ), а температура на выходе из активной зоны – несколько выше псевдокритической температуры ( $395^{\circ}\text{C}$ ). Температура питательной воды и перегретого пара –  $253$  и  $380^{\circ}\text{C}$ .

На каждом трубопроводе, выходящем из корпуса реактора, в страховочном корпусе и за его пределами предполагается иметь задвижку и быстродействующие запорно-отсечные клапаны (БЗОК), которые при разгерметизации трубопровода перекрывают течь. Так как трубопроводы имеют малые диаметры (в основном,  $150$  мм), то выброс теплоносителя под защитную оболочку за время срабатывания арматуры будет незначительным. При течи из корпуса реактора или разрыве трубопроводов до запорных устройств выходящий пар будет поступать в страховочный корпус и далее — в воду кольцевого пространства в страховочном корпусе, в бассейн выдержки топлива, где начнет конденсироваться. В результате давление в страховочном корпусе должно незначительно превышать атмосферное давление. Одновременно вода из гидроемкостей второго контура, поступая в парогенератор, будет конденсировать пар в корпусе.

При разработке проектов реактора СКД важным является выбор конструкционных материалов. В первую очередь это относится к материалу оболочек твэлов. Расчеты дают для РУ В-670 СКДИ максимальное значение температуры оболочек  $480^{\circ}\text{C}$  при работе на номинальной мощности. Анализ неопределенности и учет отложений продуктов коррозии могут повысить это значение до  $500^{\circ}\text{C}$  или несколько выше.

Для данного типа реактора в качестве оболочек твэлов предпочтительнее использовать сплав на основе циркония, так как остальные оболочки могут привести к отрицательному коэффициенту реактивности по плотности. При использовании для оболочек циркониевого сплава коэффициент реактивности по плотности положителен в течение всей кампании.

В РУ В-670 СКДИ используется спектральный способ поддержания критичности в процессе кампании, при котором спектр нейтронов в процессе кампании смещается из резонансно-тепловой области в тепловую. Для этого плотность теплоносителя в течение кампании постепенно повышается, что обеспечивается снижением температуры теплоносителя в ПГ при заданной тепловой мощности реактора путём увеличения расхода питательной воды. Рост расхода питательной воды снижает величину перегрева пара в ПГ и повышает теплоотдачу со стороны второго контура. В результате температура теплоносителя на входе в активную зону и средняя температура по активной зоне, снижаются.

Поддержание критичности активной зоны в процессе кампании регулированием спектра нейтронов дает возможность исключить целый класс аварий, связанных с выбросом органов регулирования, так как в этих режимах органы регулирования находятся в верхнем положении.

Интегральная компоновка по сравнению с петлевой имеет следующие преимущества:

- резкое сокращение протяженности первого контура и исключение возможности его быстрого осушения;
- исключение аварий, связанных с резким снижением расхода теплоносителя по первому контуру;
- снижение вероятности течи из первого контура во второй, благодаря тому, что трубки теплообменной поверхности находятся под давлением сжатия;
- саморегулирование расхода теплоносителя через кассеты активной зоны при естественной циркуляции теплоносителя.

По уровню безопасности ВВЭР-СКДИ может относиться к установкам так называемого предельно достижимого уровня безопасности. Можно ожидать, что удельные капитальные затраты на создание интегральной РУ СКДИ будут ниже, по сравнению с установкой ВВЭР-1200. Это связано с отсутствием такого сложного и дорогостоящего оборудования, как циркуляционные насосы первого контура, защитная оболочка, устройство локализации расплава активной зоны и др. Удорожание корпуса компенсируется отсутствием главных

циркуляционных трубопроводов и корпусов парогенераторов. Удельная площадь теплообменной поверхности парогенератора существенно меньше из-за более интенсивного теплообмена. Благодаря естественной циркуляции теплоносителя первого контура, затраты электроэнергии на собственные нужды также ниже чем у ВВЭР-1200. Удельные расход топлива по делящимся нуклидам меньше, чем в ВВЭР-1000, примерно на 30%. Предельно достижимая безопасность РУ допускает размещение АЭС вблизи крупных населенных пунктов, что дает возможность использовать ее в качестве АТЭЦ. В этом случае полный КПД турбоустановки (брутто) с учетом отпуска тепла может быть выше 65%.

#### Литература

1. Асмолов В.Г., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А. Облик АЭС с легководными энергетическими реакторами следующего поколения // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: Тезисы докладов 7-й международной научно-технической конференции. – Москва, 2010.
2. Дмитриев, С.М. Применение кольцевых тепловыделяющих элементов в реакторах ВВЭР со сверхкритическими параметрами / С.М. Дмитриев, А.В. Комаров, В.А. Фарафонов // Труды Нижегородского технического университета им. Р.Е. Алексеева. - 2015. - № 2 (109). - С. 129.
3. Интегральные реакторные установки с естественной циркуляцией воды при сверхкритическом давлении – РУ СКДИ / Семченков Ю.М. [и др.] // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: Тезисы докладов 9-й международной научно-технической конференции. – Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2013.
4. Силин В.А., Зорин В.М., Хлопов Р.А. О реакторе, охлаждаемом водой сверхкритического давления // Электрические станции. – 2014. - №4.
5. Сироткина А.Л., Лошаков И.И. Водоохлаждаемый реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя: особенности регулирования, разогрева и расхолаживания // Глобальная ядерная безопасность. – Москва: ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2013. - №1(6). – С. 67 – 77.