

Исследование динамики реакторной установки ВВЭР-СКД при различных изменениях параметров питательной воды

Суджян Артавазд Манукович

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,

Россия, Москва, artavazd1994@gmail.com

Аннотация. В статье представлены результаты расчетных работ по исследованию динамики реакторной установки ВВЭР-СКД, выполненных с использованием возможностей программного кода RELAP5/MOD3.3. Характерной особенностью данного реактора является довольно заметное изменение плотности теплоносителя в активной зоне. В сочетании с нейтронно-физическими обратными связями создаются риски возникновения теплогидравлической и нейтронно-теплогидравлической неустойчивости, в особенности при переходных процессах. В связи с этим, необходимо иметь возможности прогнозировать возникновение неустойчивостей, оценивать границы устойчивости системы. Для этих целей была разработана расчетная модель реакторной установки. Выбор для данной работы кода RELAP5 обусловлен широким опытом его использования при обосновании безопасности существующих водоохлаждаемых реакторов. Для получения возможности расчетов ВВЭР-СКД по коду RELAP5 свойства воды были расширены и детализированы в области сверхкритических давлений и температур. Для разработанной модели реакторной установки ВВЭР-СКД были выполнены расчеты условного пуска реактора с последующим выходом на номинальный режим работы. Также было рассмотрено влияние отклонений температуры и расхода питательной воды на динамику реакторной установки. По результатам расчетов сделаны выводы об устойчивости работы реакторной установки в номинальном режиме.

Ключевые слова: реакторная установка, ВВЭР-СКД, динамика, устойчивость, питательная вода, обратные связи

Цитирование: Суджян А.М. Исследование динамики реакторной установки ВВЭР-СКД при различных изменениях параметров питательной воды / А.М. Суджян // Информационные и математические технологии в науке и управлении. – 2023. – № 4(32). – С. 104-116. – DOI:10.25729/ESI.2023.32.4.009.

Введение. Ядерные энергетические установки (ЯЭУ), охлаждаемые водой при сверхкритических параметрах, входят в число шести типов ядерных реакторов, представляющих четвертое поколение [1]. В связи с этим, в ряде стран проводится разработка своей концепции реактора данного типа. В России в настоящее время выполняются НИОКР по разработке технологий реактора ВВЭР-СКД. Рассматриваемая концепция представляет собой двухконтурную ЯЭУ с быстро-резонансным спектром нейтронов, с водой при сверхкритических параметрах как в первом, так и во втором контуре [2, 3]. Из-за довольно сильного уменьшения плотности теплоносителя в активной зоне реактора, а также положительной обратной связи от плотностного коэффициента реактивности, при определенных условиях в нем может возникнуть колебательная и экспоненциальная неустойчивость [4, 5]. Для решения данных проблем на данном этапе проводятся расчетные работы по исследованию динамики реакторной установки (РУ) ВВЭР-СКД, для чего моделируются различные переходные процессы, оценивается влияние обратных связей на устойчивость работы реактора, определяются границы областей неустойчивости.

Область псевдофазового перехода сверхкритических флюидов характеризуется всплеском теплоемкости, сжимаемости, а также существенным изменением плотности и кинематических свойств. Состояние воды при низкой плотности называется псевдопаровым, а при высокой – псевдожидким [6]. Для снижения вероятности возникновения неустойчивостей, предполагаемые рабочие параметры первого контура ВВЭР-СКД находятся в псевдопаровой области, а влияние плотностного эффекта реактивности предполагается скомпенсировать доплеровским.

Одной из задач исследования динамики реактора является оценка отклика системы на изменение параметров питательной воды. Снижение или увеличение температуры и массового

расхода питательной воды приводят к изменениям условий теплообмена между первым и вторым контуром. Происходит изменение всех температур в реакторной установке, а вместе с тем и изменение мощности через обратные связи.

1. Существующий опыт. Несмотря на то, что аналогичных работ для ВВЭР-СКД не существует, в качестве примера можно рассматривать выполненные исследования для других концепций реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя.

В работе [7] приведен анализ поведения температур оболочки тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) концепции реактора с тепловым спектром нейтронов US SCWR при остановке циркуляции питательной воды, снижении температуры питательной воды на 30 °С (с 280 °С до 250 °С), а также при полном разрыве линии подачи питательной воды. Расчеты выполнены с помощью модифицированного программного кода RELAP5-3D. В первом случае анализ показал, что отключение насоса питательной воды не критично, поскольку происходит быстрое срабатывание клапанов сброса пара и нивелируется избыточное давление в системе, по аналогии с кипящим реактором BWR (boiling water reactor). Однако вклад реактивности не так высок, как в BWR, поскольку большая часть замедления в активной зоне SCWR (supercritical water reactor) достигается за счет жидкого теплоносителя (водяных стержней), на который не влияет повышение давления. В результате топливо не перегревается. При снижении температуры питательной воды на 30 С топливо и оболочка ТВЭЛ также не перегреваются за счет более низкой температуры теплоносителя и доплеровского эффекта реактивности. В случае полного разрыва линии подачи питательной воды (в отсутствие систем аварийного охлаждения) температура оболочки ТВЭЛ достигает аварийного предела в 1205 °С примерно за 25 секунд. Следовательно, необходимо определить систему впрыска высокого давления (активную или пассивную) для первоначального смягчения последствий, а также и систему низкого давления (активную или пассивную, со сбросом давления и гравитационным впрыском).

Анализ типичных возмущений концепции быстрого реактора SUPER FR представлен в работе [8]. Рассмотрены случаи импульсного увеличения расхода питательной воды на 5 % и поэтапного снижения температуры питательной воды на 10 °С. Анализ выполнялся с помощью системного кода SPRAT-F. В этой работе упор делается на модификацию системы контроля подачи питательной воды, конкретика по температурам не приведена. В первом случае расход питательной воды ступенчато уменьшается на 5 %, а затем восстанавливается регуляторами питательной воды. С помощью модифицированной системы управления восстановление расхода происходит быстрее и, следовательно, изменение температуры основного пара меньше, чем в случае с исходной системой управления. Реактивность, введенная за счет обратной связи по плотности теплоносителя в Super FR незначительна. Во втором случае температура питательной воды ступенчато снижается на 10 С и не восстанавливается. Сначала температура основного пара повышается, поскольку уменьшение объемного расхода от насосов питательной воды приводит к уменьшению расхода на входе в активную зону. Мощность реактора снижается из-за обратной связи по плотности теплоносителя. Затем температура основного пара снижается, а мощность реактора увеличивается после того, как холодная питательная вода начинает поступать в активную зону. При использовании систем управления все параметры возвращаются к исходным значениям в течение 2 минут.

Для концепции реактора CSR1000 с тепловым спектром нейтронов выполнен расчетный анализ безопасности переходных процессов, связанных с изменением параметров питательной воды, анализ представлен в работе [9]. Расчеты были выполнены с помощью специально разработанного кода SCAC-CSR1000. Рассмотрена ситуация снижения температуры питательной воды на 35 С в результате отключения одной ступени нагрева. В течение первых

5 секунд после отключения наблюдается кратковременное снижение расхода питательной воды, температура оболочки ТВЭЛ при этом быстро растет. После этого срабатывают системы безопасности, что позволяет не допустить рост максимальной температуры оболочки выше 700 С, при критерии безопасности 1260 С.

Можно сделать вывод о том, что на сегодняшний день работ подобного рода крайне мало, а большая часть из них выполнена для одноконтурных реакторов с тепловым спектром нейтронов, что ограничивает количество полезной информации, которую можно использовать при разработке концепции ВВЭР-СКД, в силу его двухконтурности и отличающихся эффектов реактивности. Следовательно, требуется больше исследований, учитывающих эти особенности реакторной установки (РУ).

2. Описание расчетной модели. Для исследования динамики РУ ВВЭР-СКД были использованы возможности программного кода RELAP5/MOD3.3 [10]. Это одномерный теплогидравлический код, часто применяемый при решении задач по исследованию переходных процессов в реакторах с легководным теплоносителем [11]. В RELAP5 используются теплофизические свойства воды из базы NIST [12], с охватом сверхкритической области, что позволяет использовать данный программный код в качестве расчетного инструмента для РУ ВВЭР-СКД.

Разработанная для исследования динамики модель реактора содержит основные элементы первого контура и часть второго контура, представленного парогенератором. Первый контур, в соответствии с компоновкой РУ, состоит из реактора, четырех насосов, двух парогенераторов и двух буферных емкостей. Соединение элементов выполнено с помощью трубопровода холодного и горячего участков. Нодализация схема модели РУ ВВЭР-СКД представлена на рисунке 1.

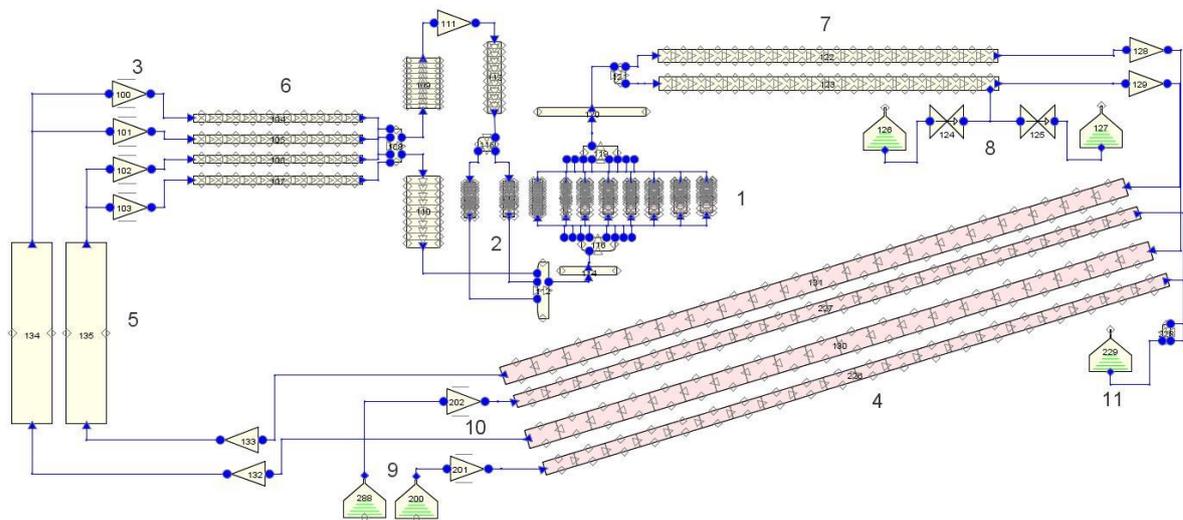


Рис. 1. Нодализация схема РУ ВВЭР-СКД в RELAP5

1 – активная зона, 2 – БЗВ, 3 – ГЦН, 4 – парогенератор, 5 – буферная емкость, 6 – холодный трубопровод, 7 – горячий трубопровод, 8 – система контроля давления, 9 – вход в парогенератор по второму контуру, 10 – насос питательной воды, 11 – выход из парогенератора по второму контуру

Управление давлением в системе осуществляется на участке горячего трубопровода с помощью регулирующих клапанов и емкостей с водой (для накачки системы) и атмосферным воздухом (для сброса избыточного давления). Клапан, предназначенный для накачки давления, начинает открываться при снижении давления до 27,47 МПа и открывается полностью при достижении 27,4 МПа. Клапан, предназначенный для сброса избыточного

давления, начинает открываться при давлении 27,7 МПа и находится в полностью открытом состоянии при достижении 28,5 МПа. В качестве граничных условий выбраны температура и расход питательной воды на входе в парогенератор (320 °С и 370 кг/с соответственно) и ее давление на выходе из парогенератора (28 МПа). В первом контуре задается расход ГЦН (435 кг/с). В качестве начальных значений давления и температуры в первом контуре используются 27,5 МПа и 405 °С соответственно. Первый и второй контур связаны посредством теплообмена между водой первого и второго контура в парогенераторах. Начальная мощность – нулевая.

3. Исследуемые переходные процессы. Для того, чтобы оценить влияние изменения параметров питательной воды на нейтронно-теплогидравлическую устойчивость ВВЭР-СКД, были выполнены расчеты, порядок которых выглядит следующим образом.

На начальном этапе выполнен условный пуск реактора, при котором устанавливается номинальный режим работы. Граничные и начальные условия соответствуют представленным в разделе «3». Мощность реактора повышается до номинальной, равной 1250 МВт, путем линейного ввода реактивности 1,362 \$ стержнями управления в течение первых 100 секунд расчета и регулировки входной температуры питательной воды. После этого система приходит к устойчивому стационарному состоянию, соответствующему номинальному режиму работы реактора. Далее это состояние используется как стартовое для расчета переходных процессов, рассматриваемые возмущения вносятся в момент времени 2500 с.

В качестве первых двух возмущений рассматривались снижение температуры питательной воды на входе в парогенератор на 40 °С с 320 °С до 280 °С и ее повышение на 30 °С с 320 °С до 350 °С. Еще два возмущения были внесены по массовому расходу питательной воды на входе в парогенератор: повышение расхода на 10 % с 370 кг/с до 405 кг/с и его снижение на 12,5 % с 370 кг/с до 324 кг/с.

Предполагалось, что время внесения каждого возмущения составляет 50 с. Фиксировались соответствующие изменения мощности, реактивностей, а также температур теплоносителя, топлива и оболочек ТВЭЛ.

4. Результаты расчета.

4.1. Пуск реактора. Поскольку при указанных ранее начальных и граничных условиях в процессе старта реактора (линейного введения реактивности за счет регулирующих стержней и набора мощности, рисунок 2а) начинается интенсивный теплообмен между контурами, в результате чего наблюдается резкое падение температуры и давления в первом контуре, для данного исследования было принято решение выполнять условный пуск реактора при высокой температуре питательной воды на входе в парогенератор по второму контуру, соответствующей стартовому состоянию первого контура (405 °С), и постепенно снижать ее до требуемой величины 320 °С по мере выхода на номинальную мощность. Таким образом, в течение первых 700 секунд параметры системы устанавливаются в соответствии с высокой температурой питательной воды на входе в парогенератор (405 °С), затем, каждые 200 секунд происходит последовательное снижение температуры питательной воды до 395 °С (псевдокритическая точка), 374 °С (критическая температура), 373 °С (докритическая температура), и в момент времени 1500 с температура питательной воды равна 320 °С. До момента времени 2000 с параметры системы устанавливаются, достигая стационарного режима. Описанный процесс снижения температуры питательной воды на входе в парогенератор для достижения номинального режима работы проиллюстрирован на рисунке 2б.

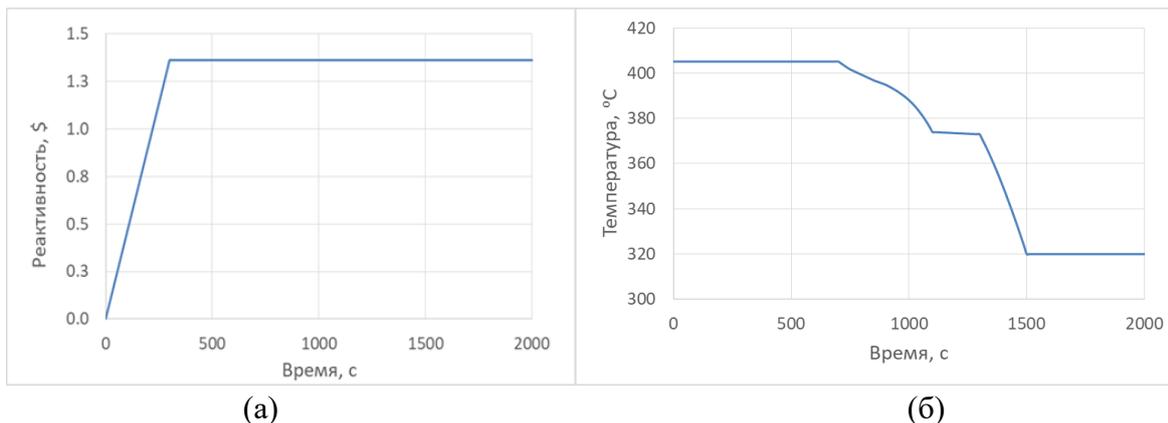


Рис. 2. Введение реактивности стержнями СУЗ (а) и изменение температуры питательной воды на входе в парогенератор (б) при пуске реактора

На рисунке 3 представлено установление в системе номинальной мощности 1250 МВт и соответствующих ей значений максимальной и минимальной температур топлива.

Максимальная температура топлива при номинальном режиме работы равна 1213 °С, минимальная – 624 °С. При этом, зависимости максимальной и минимальной температур оболочки ТВЭЛ, а также температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него от времени, представлены на рисунке 4.

Полученные значения для максимальной и минимальной температур оболочки твэл в номинальном режиме составили 604 °С и 409 °С соответственно, температура теплоносителя на входе в реактор при этом равна 405 °С, а на выходе – 520 °С, что согласуется с характеристиками концепции ВВЭР-СКД.

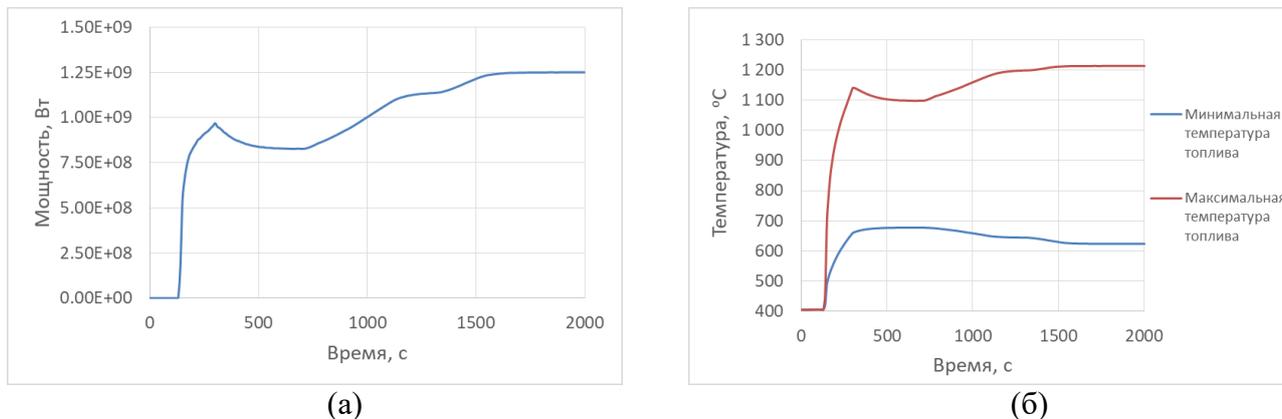


Рис. 3. Установление номинального значения мощности (а) и соответствующих максимальной и минимальной температур топлива (б)

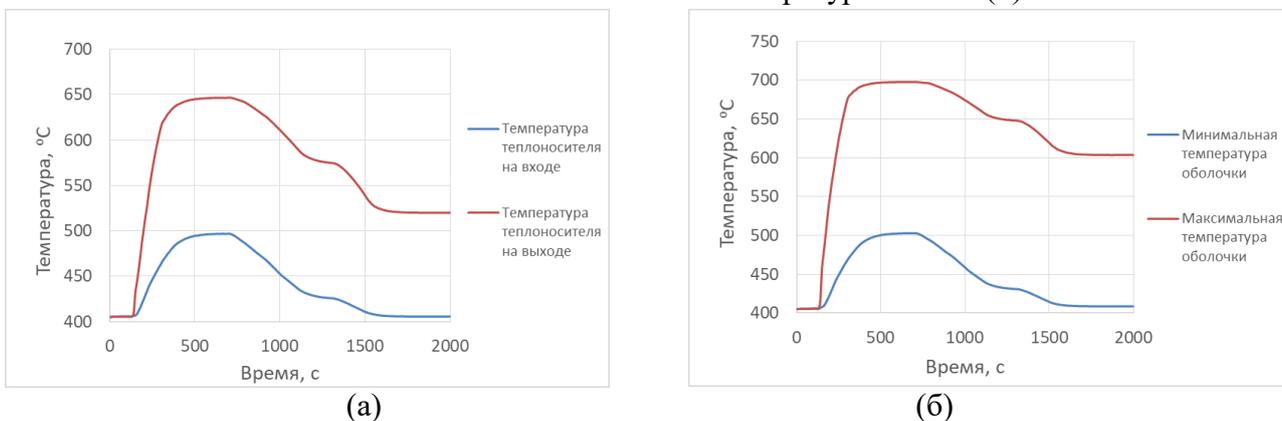


Рис. 4. Изменение температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него (а) и максимальной и минимальной температур оболочки твэл (б)

Изменения всех учитываемых в модели эффектов реактивности: введенной регулируемыми стержнями, вызванной изменением температуры топлива, плотности теплоносителя, а также суммарной, в зависимости от времени, представлены на рисунке 5.

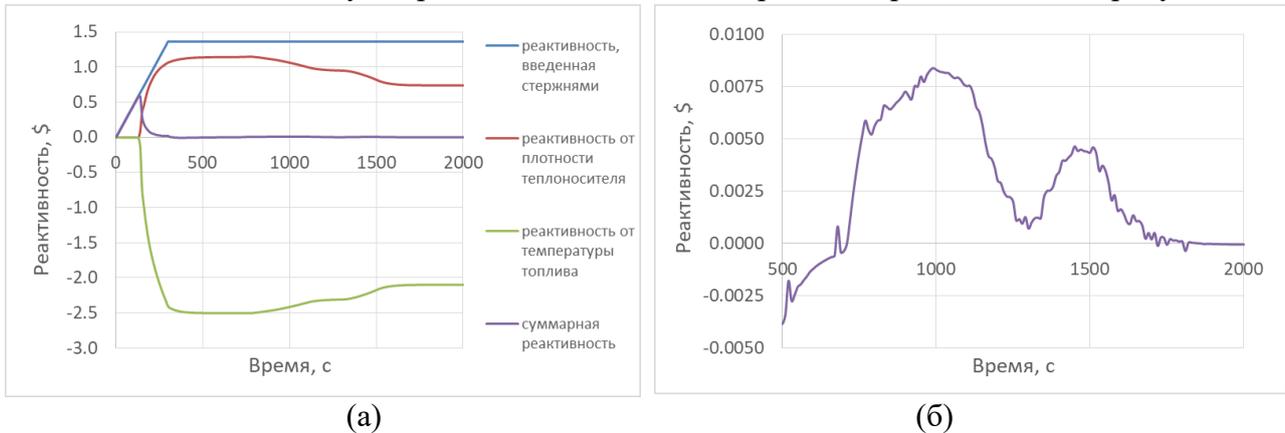


Рис. 5. Изменения учитываемых эффектов реактивностей: (а) – составляющие реактивности в зависимости от времени; (б) – суммарная реактивность

Приведенные выше зависимости показывают, что модель приходит к устойчивому стационарному состоянию, соответствующему номинальному режиму ВВЭР-СКД. Данное состояние использовано в качестве начального для исследования переходных процессов, связанных с изменением параметров питательной воды на входе в парогенератор.

4.2. Изменение состояния реактора при снижении температуры питательной воды.

Рассматривалось снижение температуры питательной воды на 40 °С с номинального значения, равного 320 °С до 280 °С (рисунок 6а), соответствующее изменение мощности реактора показано на рисунке 6б.

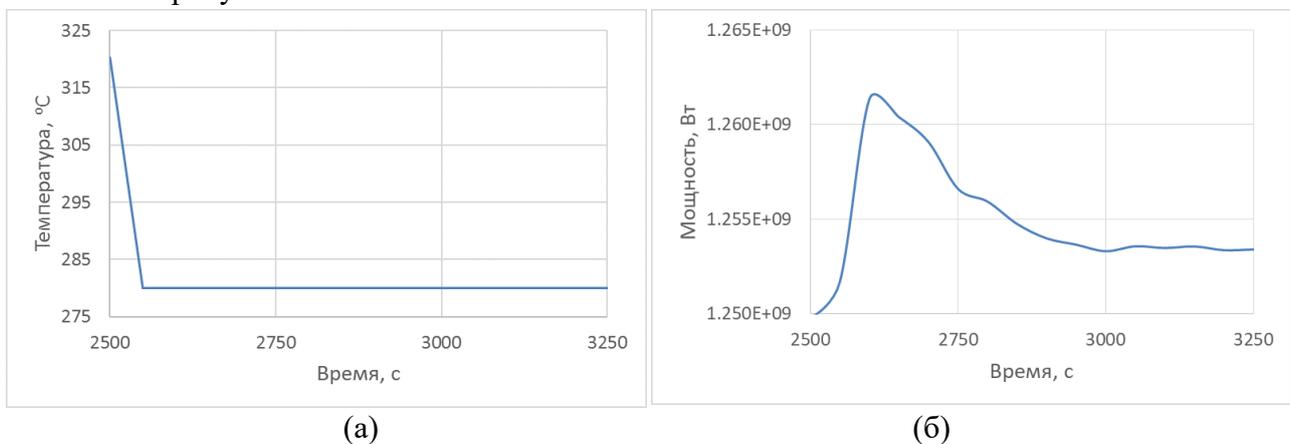


Рис. 6. Снижение температуры питательной воды до 280 °С (а); изменение мощности реактора в зависимости от времени (б)

Изменения температур топлива, оболочки ТВЭЛ и теплоносителя, а также реактивности представлены, соответственно, на рисунке 7а и рисунке 7б.

Из полученных зависимостей видно, что снижение температуры питательной воды на 40 °С при отсутствии вмешательства органов АСУ ТП приводит к незначительному (на 2 %) повышению мощности реактора (рисунок 6б), а также снижению на 5 °С температуры теплоносителя на входе в реактор до 400 °С (рисунок 7а) и на 40 °С температуры на выходе из реактора (до 480 °С). Температуры оболочек ТВЭЛ снижаются на 40 – 50 °С.

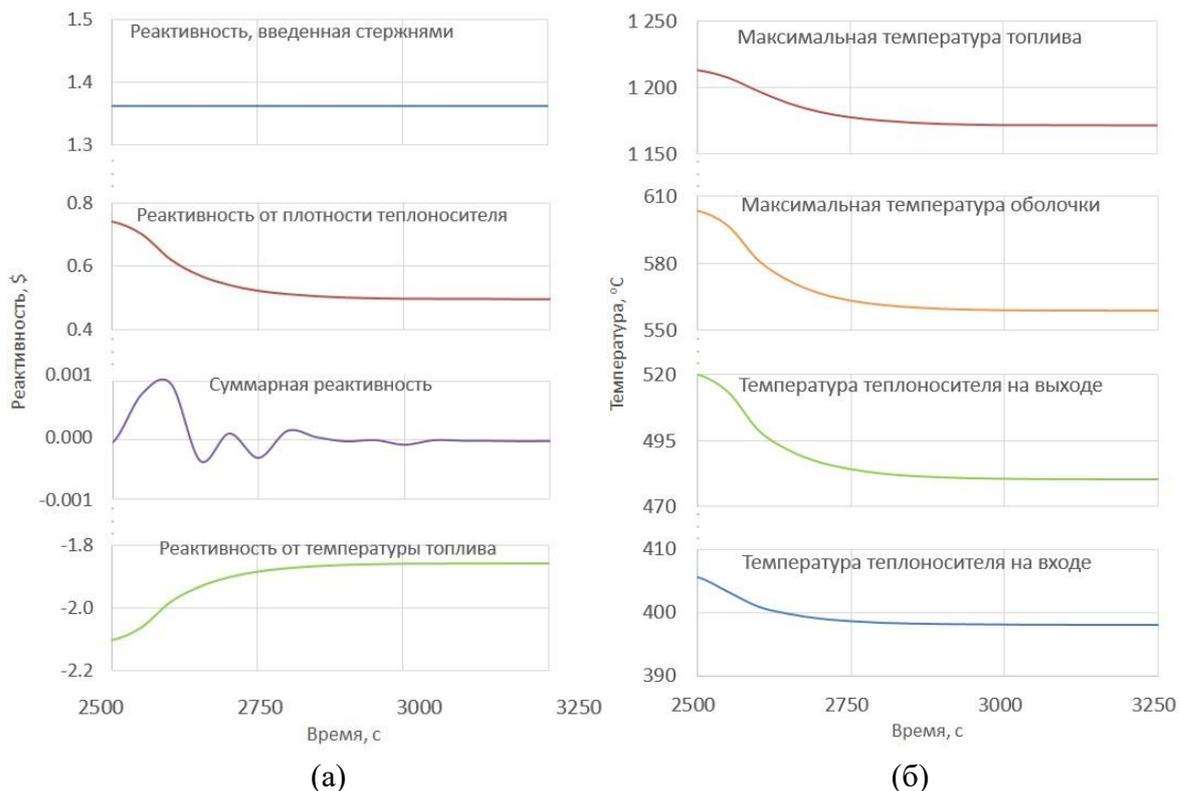


Рис. 7. Изменения максимальных температур топлива, оболочки и температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него в зависимости от времени (а); составляющие реактивности в зависимости от времени (б) при снижении температуры питательной воды до 280 °С

4.3. Изменение состояния реактора при росте температуры питательной воды.

После случая снижения температуры питательной воды был рассмотрен случай ее повышения на 30 °С (с 320 °С до 350 °С), как показано на рисунке 8а. Соответствующее изменение мощности представлено на рисунке 8б.

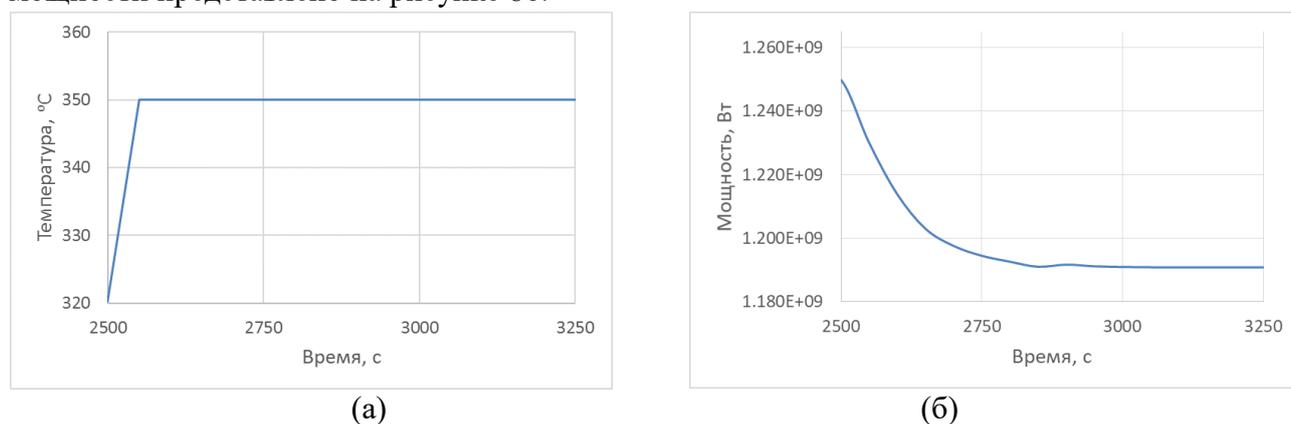


Рис. 8. Повышение температуры питательной воды до 350 °С (а); изменение мощности реактора в зависимости от времени (б)

Изменения максимальных температур топлива, оболочки ТВЭЛ и температур теплоносителя на входе в реактор и выходе из него представлены на рисунке 9а, а изменения составляющих реактивности представлены на рисунке 9б.

В данном случае из приведенных зависимостей видно, что при отсутствии срабатывания органов АСУ ТП мощность реактора снижается на 5 % (с 1250 МВт до 1190 МВт, рисунок 8б). При этом температура теплоносителя на входе в реактор повышается до 415 °С, а температура на выходе из реактора – до 545 °С, максимальные температуры оболочек ТВЭЛ повышаются примерно на 20 °С (рисунок 9а).

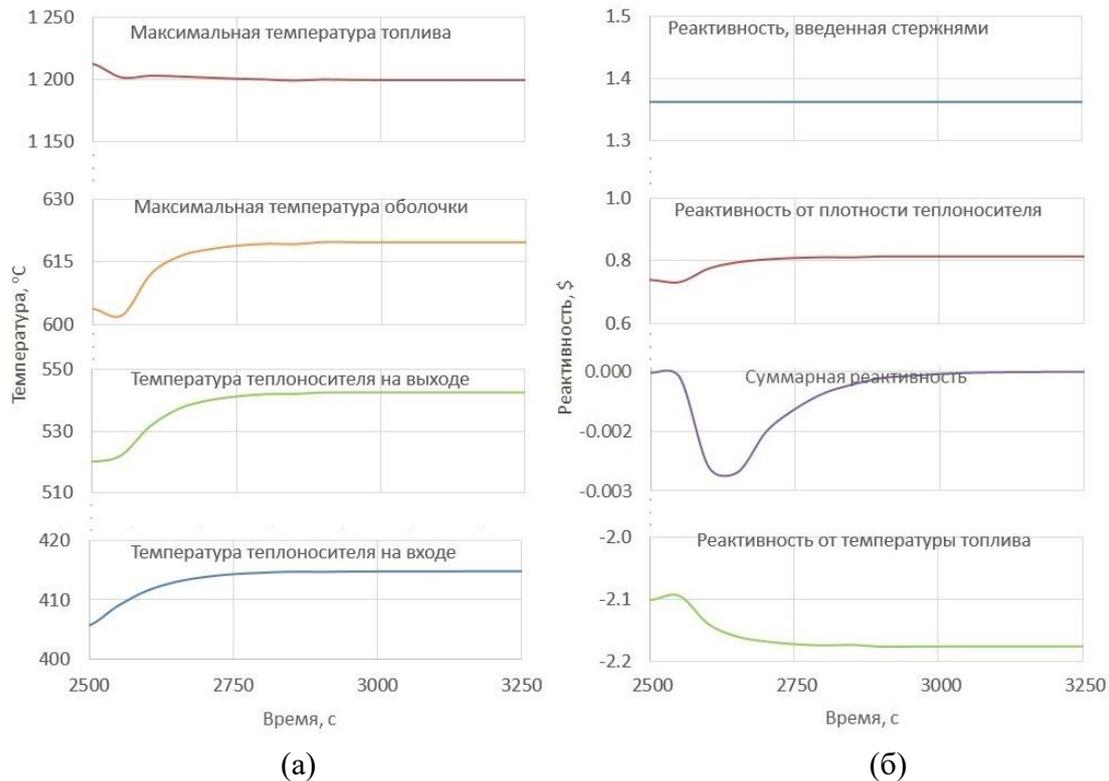


Рис. 9. Изменения максимальных температур топлива, оболочки и температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него в зависимости от времени (а); составляющие реактивности в зависимости от времени (б) при повышении температуры питательной воды до 350 °С

4.4. Изменение состояния реактора при изменениях расхода питательной воды.

Исследовалось также влияние изменения расхода питательной воды на реакторную установку. В первом случае рассматривалось повышение расхода на 10 % (с 370 кг/с до 405 кг/с), что представлено на рисунке 10а.

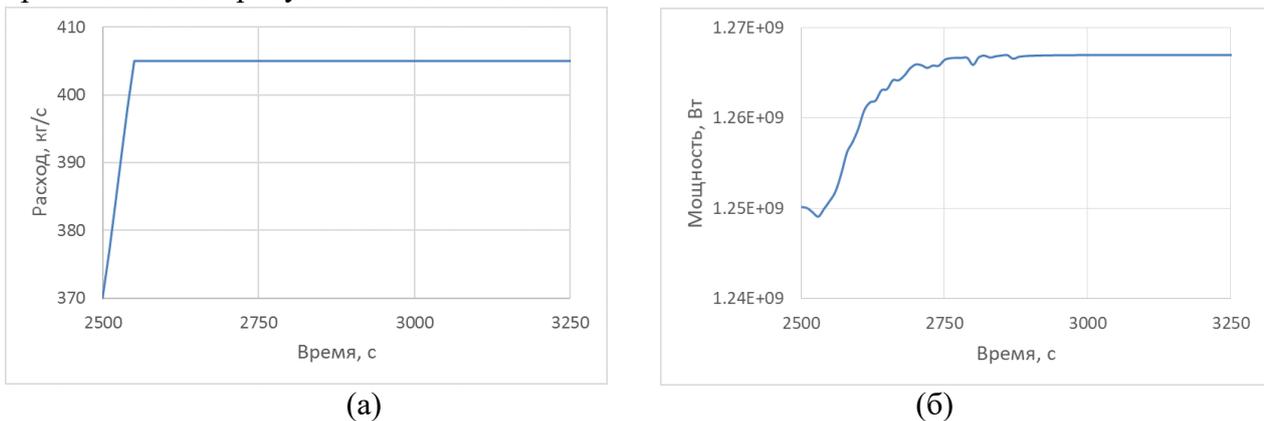


Рис. 10. Повышение массового расхода питательной воды до 405 кг/с (а); изменение мощности реактора в зависимости от времени (б)

Поведение мощности в данном переходном процессе показано на рисунке 10б. Изменения максимальных температур топлива, оболочки ТВЭЛ и температуры теплоносителя на входе/выходе реактора продемонстрированы на рисунке 11а, а изменение составляющих реактивности представлены на рисунке 11б.

Результаты, представленные на рисунках, показывают, что повышение расхода питательной воды на 10 % при отсутствии срабатывания органов АСУ ТП приводит к повышению мощности реактора на 1,6 % (с 1250 МВт практически до 1270 МВт, рисунок 10б). Температура теплоносителя на входе в реактор снижается на 4 °С (до 401 °С),

на выходе из реактора – на $19\text{ }^{\circ}\text{C}$ (с $520\text{ }^{\circ}\text{C}$ до $501\text{ }^{\circ}\text{C}$), максимальные температуры оболочек ТВЭЛов снижаются на $15\text{ }^{\circ}\text{C}$ (рисунок 11а).

Следующим рассматриваемым случаем было снижение расхода питательной воды на $12,5\%$ до 324 кг/с , в соответствии с рисунком 12а. Изменения мощности реактора, соответствующие этому процессу, показаны на рисунке 12б. Зависимости максимальных температур топлива, оболочки ТВЭЛ и температуры теплоносителя на входе/выходе реактора показаны на рисунке 13а, а поведение составляющих реактивности в зависимости от времени для данного случая представлено на рисунке 13б.

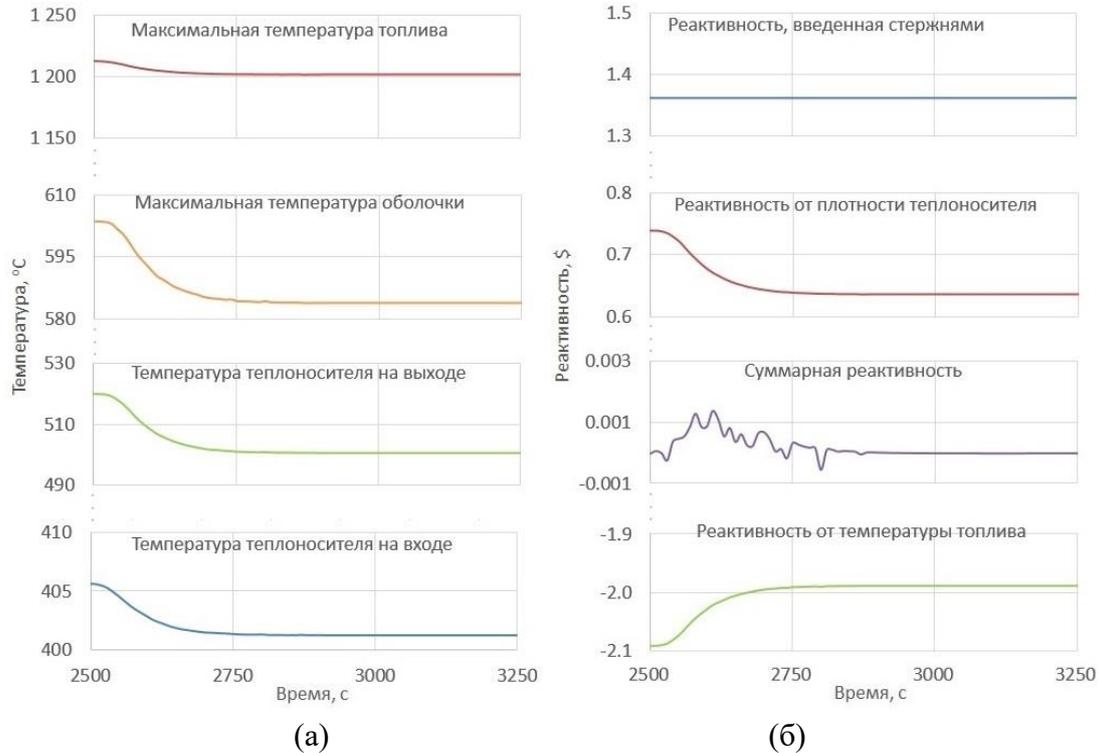


Рис. 11. Изменения максимальных температур топлива, оболочки и температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него в зависимости от времени (а); составляющие реактивности в зависимости от времени (б) при повышении массового расхода питательной воды до 405 кг/с

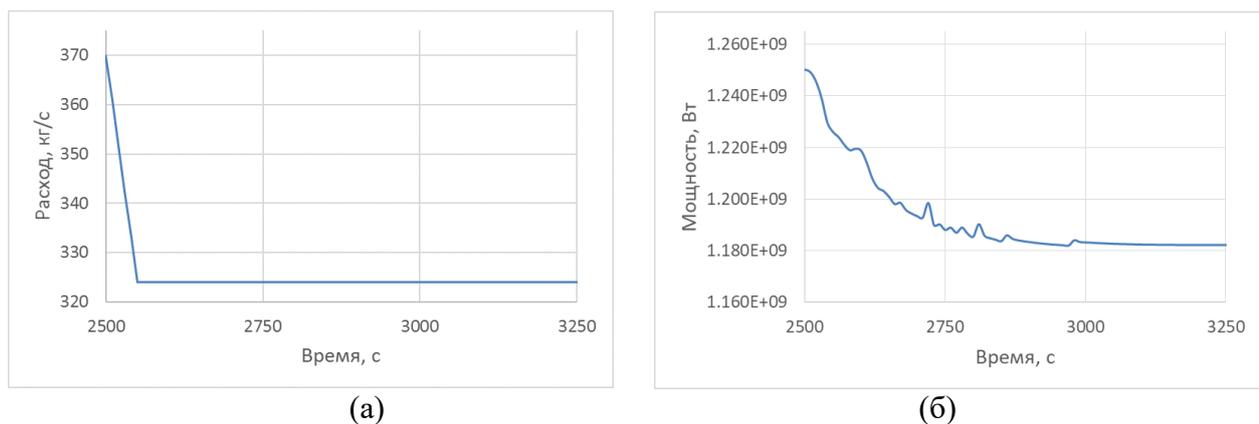


Рис. 12. Снижение массового расхода питательной воды до 324 кг/с (а); изменение мощности реактора в зависимости от времени (б)

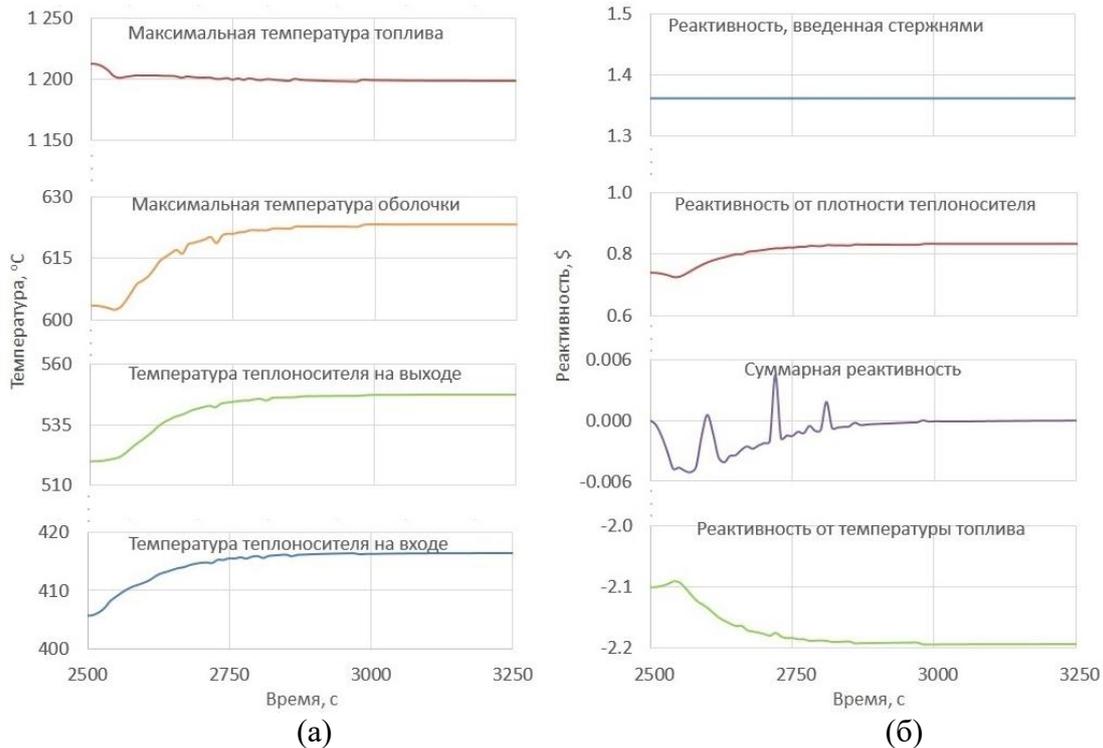


Рис. 13. Изменения максимальных температур топлива, оболочки и температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него в зависимости от времени (а); составляющие реактивности в зависимости от времени (б) при снижении массового расхода питательной воды до 324 кг/с

Как видно из представленных рисунков, снижение расхода питательной воды на 12,5 % без работы органов АСУ ТП приводит к снижению мощности на 5,6 % (с 1250 МВт до 1180 МВт, рисунок 12б). Температура теплоносителя на входе в реактор при этом повышается на 10 °С (до 415 °С), а на выходе из реактора – на 25 °С (с 520 °С до 545 °С), значения максимальных температур оболочек ТВЭЛ повышаются на 20 °С (рисунок 13а).

5. Анализ результатов. Для расчета переходных режимов реакторной установки была разработана модель РУ ВВЭР-СКД с помощью программного кода RELAP5. С целью демонстрации работоспособности созданной модели, а также исследования динамики реактора, проведены расчеты переходных процессов. На первом этапе выполнен расчет условного пуска реактора по упрощенной схеме с линейным вводом реактивности регулирующих стержней реактора и последующим постепенным снижением температуры питательной воды до номинального уровня. Через 50 секунд после установления устойчивого номинального режима для разных расчетных случаев вносились следующие возмущения: снижение температуры питательной воды на 40 °С и ее повышение на 30 °С; повышение расхода питательной воды на 10 % и его снижение 12,5 %.

Проведенные расчеты показали, что в результате моделирования условного пуска система достигает устойчивого стационарного состояния, соответствующего номинальному режиму для РУ ВВЭР-СКД, что говорит об устойчивости системы реакторной установки к возмущениям со стороны питательной воды парогенератора.

Отклонение температуры питательной воды от номинального значения в диапазоне 280 – 350 °С не приводит к возникновению каких-либо нейтронно-теплогидравлических неустойчивостей. Мощность реактора без работы АСУ ТП устойчиво переходит на новый стационарный уровень (в диапазоне 95 – 102% от номинала). Температура теплоносителя на входе в реактор изменяется при этом в диапазоне 400 – 415 °С, температура на выходе из реактора – в диапазоне 480 – 545 °С, температуры оболочек ТВЭЛ – в диапазоне 550 – 620 °С.

Повышение расхода питательной воды на 10 % приводит к повышению мощности реактора на 1,6 % (с 1250 МВт до 1270 МВт). Температура теплоносителя на входе в реактор снижается на 4 °С (до 401 °С), на выходе из реактора – на 19 °С (с 520 °С до 501 °С). Максимальные температуры оболочек ТВЭЛ снижаются на 15 °С.

Снижение расхода питательной воды на 12,5 % без работы органов АСУ ТП приводит к снижению мощности на 5,6 % (с 1250 МВт до 1180 МВт). При этом температура теплоносителя на входе в реактор повышается на 10 °С (до 415 °С), на выходе из реактора – на 25 °С (с 520 °С до 545 °С). Максимальные температуры оболочек ТВЭЛов повышаются на 20 °С.

Заключение. В результате проведения расчетного исследования с применением RELAP5/MOD3.3 были получены зависимости, показывающие изменения основных параметров РУ ВВЭР-СКД во времени для случаев условного пуска реактора и переходных процессов, вызванных возмущениями параметров питательной воды на входе в парогенератор.

Расчет условного пуска реактора продемонстрировал выход системы на устойчивый номинальный режим работы, при котором мощность равна 1250 МВт, а температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него равны 405 °С и 520 °С соответственно.

Исследование переходных процессов, при которых происходило снижение температуры питательной воды на входе в парогенератор на 40 °С, ее повышение на 30 °С, а также повышение расхода на 10 % и его снижение на 12,5 %, показало, что изменение температур оболочек не превышает при этом 20 %.

Таким образом, по итогу рассмотренных переходных процессов, все полученные значения температур находятся в допустимых пределах. В рассматриваемом диапазоне возмущений параметров питательной воды нейтронно-теплогидравлической неустойчивости не обнаружено.

Список источников

1. Locatelli G., Mancini M., Todeschini N. Generation IV nuclear reactors: Current status and future prospects. Energy Policy, 2013, pp. 1503-1520.
2. Duffey R.B., Pioro I.L. Supercritical water-cooled nuclear reactors: review and status. Nuclear materials and reactors from encyclopedia of life support systems (EOLSS), 2005, vol. 9, 14 p.
3. Sedov A.A., Pustovalov S.B., Shchepetina T.D., Simonov S.S. NPP with SCW nuclear power installation, in Proc. 10th Int. Symp. on SCWR (ISSCWR-10, Prague, Czech Republic, Mar. 15 – 19), 2021, p. 001.
4. Алексеев П.Н. Развитие технологии ВВЭР на базе энергетических реакторов с легководным теплоносителем сверхкритических параметров / П.Н. Алексеев, А.А. Ковалишин, А.А. Седов и др. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов, 2023. – №1. – С. 48-63.
5. Ambrosini W. On the analogies in the dynamic behaviour of heated channels with boiling and supercritical fluids. Nuclear Engineering and Design, 2007, v.237, pp. 1164-1174.
6. Украинцев В.Ф. Эффекты реактивности в энергетических реакторах / В.Ф. Украинцев. – Учебное пособие, Обнинск, ИАТЭ, 2000. – 60 с.
7. Heat transfer behaviour and thermohydraulics code testing for supercritical water cooled reactors (SCWRs). IAEA-TECDOC-1746, 2014. – 510 p.
8. Buongiorno J., MacDonald P. Supercritical water reactor (SCWR). Progress report for the FY-03 Generation-IV R&D activities for the development of the SCWR in the US, INEEL/Ext-03-03-01210, INEEL, USA, 2003, 38 p.
9. Ishiwatari Y. et al. Improvements of feedwater controller for the Super Fast reactor, Journal of nuclear science and technology, 2010, vol.47, no.12, pp. 1155-1164.
10. Liu L., et al. SCWR transient safety analysis code SCAC-CSR1000. Progress in nuclear energy, 2015, vol.83, pp. 318-325.
11. The RELAP5 Development Team. RELAP5/MOD3.3 Code manual Volume II: Appendix A Input Requirements. Information Systems Laboratories, Inc. Idaho Falls, Idaho, US Nuclear Regulatory Commission Washington DC, 2002, 20555, 306 p.
12. Lou M. Loss of coolant accident simulation for the Canadian supercritical water-cooled reactor using RELAP5/MOD4, Master thesis., 2016, 159 p.

13. NIST Reference fluid thermodynamic and transport properties database (REFPROP): Version 10. National Institute of Standards and Technology (NIST), U.S. Department of Commerce, available at: <https://www.nist.gov/srd/refprop> (accessed: 07/02/2023).

Суджян Артавазд Манукович. Научный сотрудник НИЦ КИ. AuthorID: 1133311, SPIN: 2947-4122, ORCID: 0000-0001-6943-9220, artavazd1994@gmail.com, 123098, г. Москва, пл. Академика Курчатова, 1.

UDC 536.24.083

DOI:10.25729/ESI.2023.32.4.009

Investigation of the dynamics of the VVER-SKD reactor plant with various changes in feed water parameters

Artavazd M. Sujyan

National Research Center “Kurchatov Institute”,
Russia, Moscow, artavazd1994@gmail.com

Abstract. This article presents the results of computational work on the study of the dynamics of the VVER-SKD reactor installation, performed using the capabilities of the RELAP5/MOD3.3 program. A characteristic feature of this reactor is a rather noticeable change in the density of the coolant in the core. In combination with neutron-physical feedback, it creates risks of thermal-hydraulic and neutron-thermal-hydraulic instability, especially during transients. In this regard, it is necessary to be able to predict the occurrence of instabilities, to assess the limits of the stability of the system. For these purposes, a design model of the reactor plant was developed. The choice of the RELAP5 code for this work is due to the extensive experience of its use in justifying the safety of existing water-cooled reactors. To obtain the possibility of calculations of VVER-SKD by the RELAP5 code, the properties of water were expanded and detailed in the field of supercritical pressures and temperatures. For the developed model of the VVER-SKD reactor plant, calculations of the conditional start-up of the reactor to the nominal operating mode were performed. The influence of deviations of the feed water temperature and flow rate on the dynamics of the reactor plant was also considered. Based on the results of calculations, conclusions are made about the stability of the reactor plant in the nominal mode.

Keywords: reactor plant, VVER-SKD, dynamics, stability, feedwater, feedbacks

References

1. Locatelli G., Mancini M., Todeschini N. Generation IV nuclear reactors: Current status and future prospects. *Energy Policy*, 2013, pp. 1503-1520.
2. Duffey R.B., Pioro I.L. Supercritical water-cooled nuclear reactors: review and status. *Nuclear materials and reactors from encyclopedia of life support systems (EOLSS)*, 2005, vol. 9, 14 p.
3. Sedov A.A., Pustovalov S.B., Shchepetina T.D., Simonov S.S. NPP with SCW nuclear power installation, in Proc. 10th Int. Symp. on SCWR (ISSCWR-10, Prague, Czech Republic, Mar. 15 – 19), 2021, p. 001.
4. Alekseev P.N., Kovalishin A.A., Sedov A.A., et al. Razvitiye tekhnologii VVER na baze energeticheskikh reaktorov s legkovodnym teplonositelem sverkhkriticheskikh parametrov [Development of VVER technology based on power reactors with light-water coolant of supercritical parameters]. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Seriya: Fizika yadernykh reaktorov [Problems of atomic science and engineering, Ser. Physics of Nuclear Reactors]*, 2023, iss. 1, pp. 48-63.
5. Ambrosini W. On the analogies in the dynamic behaviour of heated channels with boiling and supercritical fluids, *Nuclear Engineering and Design*, 2007, v.237, pp. 1164-1174.
6. Ukrainsev V.F. *Effekty reaktivnosti v energeticheskikh reaktorakh [Reactivity effects in power reactors]*. Obninsk: IATE, 2000, 60 p.
7. Heat transfer behaviour and thermohydraulics code testing for supercritical water cooled reactors (SCWRs). IAEA-TECDOC-1746, 2014. – 510 p.
8. Buongiorno J., MacDonald P. Supercritical water reactor (SCWR). Progress report for the FY-03 Generation-IV R&D activities for the development of the SCWR in the US, INEEL/Ext-03-03-01210, INEEL, USA, 2003, 38 p.

9. Ishiwatari Y. et al. Improvements of feedwater controller for the Super Fast reactor, Journal of nuclear science and technology, 2010, vol.47, no.12, pp. 1155-1164.
10. Liu L., et al. SCWR transient safety analysis code SCAC-CSR1000. Progress in nuclear energy, 2015, vol.83, pp. 318-325.
11. The RELAP5 Development Team. RELAP5/MOD3.3 Code manual Volume II: Appendix A Input Requirements. Information Systems Laboratories, Inc. Idaho Falls, Idaho, US Nuclear Regulatory Commission Washington DC, 2002, 20555, 306 p.
12. Lou M. Loss of coolant accident simulation for the Canadian supercritical water-cooled reactor using RELAP5/MOD4, Master thesis., 2016, 159 p.
13. NIST Reference fluid thermodynamic and transport properties database (REFPROP): Version 10. National Institute of Standards and Technology (NIST), U.S. Department of Commerce, available at: <https://www.nist.gov/srd/refprop> (accessed: 07/02/2023).

Sujyan Artavazd Manukovich. *Researcher at SRC KI. AuthorID: 1133311, SPIN: 2947-4122, ORCID: 0000-0001-6943-9220, artavazd1994@gmail.com, 123098, Moscow, square. Academician Kurchatov, 1.*

Статья поступила в редакцию 10.08.2023; одобрена после рецензирования 05.10.2023; принята к публикации 16.12.2023.

The article was submitted 08/10/2023; approved after reviewing 10/05/2023; accepted for publication 12/16/2023.