

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ РУ ВВЭР-1000 В РЕЖИМЕ С ОБЕСТОЧИВАНИЕМ ОДНОГО ИЗ ЧЕТЫРЕХ ГЦН ПРИ РАБОТЕ НА НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ

И.А. Никулин, В.И. Белозеров, А.В. Соболев

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ»
249040, Обнинск, Калужская обл., Студгородок, 1*



Представлены результаты расчетного анализа процесса с нарушением работы реакторной установки типа ВВЭР-1000, вызванного обесточиванием одного из четырех ГЦН-195. Расчеты выполнены с помощью программного комплекса КОРСАР/ГП, разработанного НИТИ им. Александра. Комплекс является контурным кодом, позволяющим выполнять расчеты аварийных ситуаций с учетом работы различных систем, в том числе систем безопасности. КОРСАР/ГП аттестован и верифицирован для установок с вододводящими реакторами, в том числе и ВВЭР-1000.

Анализ выполнен с помощью разработанной расчетной схемы, включающей в себя основную геометрию главного циркуляционного контура и его четырехпетлевую конструкцию. Расчетная (нодализационная) схема учитывает наличие в одной из петель компенсатора давления, граничные условия, имитирующие второй контур, динамику ядерного реактора с обратными связями, работу систем автоматики. Разработанная нодализационная схема первого контура ВВЭР-1000 позволяет добавлять или исключать действие защитных систем безопасности, а также может быть использована для расчетного анализа последствий других нарушений нормальной эксплуатации. В рамках разработанной расчетной модели учитываются обратные связи реакторной установки по температуре топлива и температуре теплоносителя, пустотный эффект реактивности.

При проведении расчетов использовался принцип умеренного консерватизма расчетных оценок. В данном случае это обусловлено выбором таких значений параметров активной зоны, которые обеспечивают получение консервативных результатов с точки зрения значений технологических параметров, определяющих режим безопасной эксплуатации реакторной установки (температура топлива, запас до кипения и т.п.).

Результаты расчетов включают в себя оценки динамики изменения подогрева теплоносителя в активной зоне, изменения коэффициента неравномерности энерговыделения по активной зоне, средней температуры теплоносителя на выходе из активной зоны, температуры топлива, изменения мощности реакторной установки. Анализ полученных результатов показал, что при обесточивании одного из четырех ГЦН при работе реактора на номинальной мощности обеспечивается выполнение критериев, характеризующих безопасность установки. Основной вклад в обеспечение пределов безопасной эксплуатации реакторной установки вносит имитация работы системы автоматического регулирования. Ощутимый, но менее значимый в абсолютном значении, вклад для «удержания» установки в пре-

делах безопасной эксплуатации вносят внутренние обратные связи (эффекты реактивности).

Ключевые слова: обесточивание ГЦН, безопасность, ВВЭР-1000, контурный код, нештатная ситуация.

ВВЕДЕНИЕ

За короткий срок, начиная с 1954 г., когда была введена в эксплуатацию Первая в мире АЭС в Обнинске, атомные электростанции стали вполне конкурентоспособными по сравнению с тепловыми электростанциями (ТЭС) на органическом топливе. По сравнению с ТЭС себестоимость вырабатываемой электроэнергии на атомных станциях значительно ниже, а экологичность выше. Развитие ядерной энергетики выдвинуло серьезную проблему – предотвращение аварий на АЭС. Технические системы большой сложности и большой мощности, к которым относятся объекты ядерной энергетики, создают определенную степень риска аварий, опасных для человека и окружающей среды [1, 2].

При эксплуатации атомных электростанций должны быть обеспечены их чрезвычайно высокие надежность и безопасность. Под надежностью понимают свойство ядерной энергетической установки (ЯЭУ) сохранять во времени способность вырабатывать электрическую и (или) тепловую энергию предписанных параметров по требуемому графику нагрузки в допустимых для нормальной эксплуатации радиационных условиях при заданной системе технического обслуживания и ремонтов оборудования. Безопасность АЭС является не составляющим свойством надежности, а самостоятельным свойством, обеспечиваемым особыми средствами. Конечно, она в определенной мере зависит от надежности основного оборудования, но не полностью ею определяется. Безопасность АЭС должна обеспечиваться не только и не столько в нормальной эксплуатации, сколько в возможных аварийных ситуациях, как связанных с отказами основного оборудования (т.е. с его надежностью), так и вызванных иными причинами (ошибками персонала, стихийными бедствиями – землетрясениями, наводнениями, падением самолета на АЭС и др.) [1].

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Аварийные режимы работы ЯЭУ сводятся к двум характерным ситуациям: внезапное повышение энерговыделения при неизменном теплоотводе и внезапное ухудшение теплоотвода при постоянной мощности. Рост энерговыделения выше допустимого является ядерной аварией, а ухудшение теплоотвода – аварией, связанной с отказом оборудования и потерей теплоносителя. Первая ситуация возникает в результате бесконтрольного увеличения реактивности, например при заклинивании регулирующих стержней СУЗ или невозможности ввода их в активную зону, резкого изменения температуры и состава теплоносителя и т.д. Основные причины внезапного ухудшения теплоотвода – отключение ГЦН, разгерметизация главного циркуляционного контура с истечением теплоносителя, уменьшение проходного сечения для теплоносителя в параллельных каналах активной зоны из-за разрушения каких-либо узлов внутрикорпусных устройств, в результате чего возможна полная или частичная «закупорка» отдельных каналов [3, 4].

При детерминистическом расчетном обосновании безопасности ЯЭУ аварийные режимы разделяют по группам характерного воздействия на изменение параметров [5]:

- режимы с нарушением работы систем, влияющих на реактивность;
- нарушение расхода теплоносителя;
- нарушение условий охлаждения со стороны второго контура;
- режимы с разгерметизацией второго контура;
- режимы с разуплотнением первого контура.

Одной из серьезных проектных аварий является нарушение расхода теплоносителя. Изменение расхода теплоносителя через активную зону реактора может быть вызвано нарушениями в работе главных циркуляционных насосов. При отклонениях параметров электропитания от номинала, авариях в цепи электропитания или механических повреждениях ГЦН расход теплоносителя уменьшаться, что приводит к повышению температуры теплоносителя [6]. Все это может привести к недостаточному охлаждению активной зоны и, следовательно, к вскипанию теплоносителя, формированию кризиса теплообмена на поверхности максимально энергонапряженного твэла. Конечным, наиболее пессимистичным состоянием такой аварийной последовательности, с вскипанием теплоносителя является превышение допустимого предела по поврежденным твэлам вплоть до расплавления активной зоны. Уменьшение или полное прекращение циркуляции теплоносителя через активную зону может быть вызвано обесточиванием разного количества ГЦН при работе РУ на номинальной мощности.

Обесточивание одного ГЦН при работе РУ на номинальной мощности является нештатной ситуацией. Однако данное событие не принято относить к аварийной ситуации. Именно поэтому вопрос о последствиях такой ситуации чрезвычайно важен с точки зрения влияния на безопасность и определения состояния РУ.

Обесточивание ГЦН может произойти по причине неисправности питающих электрических цепей как в самом ГЦН, так и в электрической цепи собственных нужд, а также из-за ошибочных действий персонала [7]. Обесточивание одного из четырех работающих ГЦН влечет уменьшение расхода теплоносителя через активную зону реактора и соответствующее уменьшение мощности реактора за счет работы автоматики и обратных связей реактора [8].

В работе учитывалось, что расход теплоносителя первого контура будет снижаться постепенно, поскольку ГЦН на выбеге будет вращаться за счет инерции маховиков. Анализ условий охлаждения активной зоны при отключении одного из четырех работающих ГЦН проводился с помощью инструментов численного анализа, позволяющих рассчитывать одновременно изменение [9 – 12] тепловой мощности реактора, расхода теплоносителя через активную зону, давления теплоносителя в верхней и нижней камерах реактора, температуры на входе в активную зону.

В качестве исходных данных для проведения анализа исследуемого режима приняты проектные параметры РУ ВВЭР-1000: номинальная тепловая мощность – 3169 МВт (для упрощения модели использовалась величина 3000 МВт), температура теплоносителя первого контура на входе в реактор – 290°C, подогрев в реакторе – 30°C, давление в реакторе – 15,9 МПа, в начальном состоянии работы находятся все четыре ГЦН [13].

На РУ с ВВЭР-1000 используется насос ГЦН-195. Приводной двигатель насоса снабжен массивным маховиком. Он обеспечивает выбег ГЦН при обесточивании насоса, что приводит к тому, что расход в рассматриваемой ситуации меняется не скачком (как, например, в случае заклинивания вала ГЦН), а постепенно. Маховик представляет собой стальную отливку диаметром 2,15 м, толщиной 0,3 м, массой 5,1 т [14].

В качестве программного средства для анализа последствий обесточивания одного ГЦН использован расчетный код РК КОРСАР/ГП, разработанный в НИТИ им. Александрова. Часть модулей КОРСАР/ГП разработаны в ОКБ «Гидропресс». В настоящее время этот код используется в ОКБ «Гидропресс» для расчетов в обоснование безопасности РУ ВВЭР. РК КОРСАР/ГП предназначен для численного моделирования стационарных состояний, переходных и аварийных режимов в водо-водяных реакторах. РК КОРСАР/ГП обеспечивает связанное численное моделирование нестационарных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в РУ ВВЭР в эксплуатационных и аварийных режимах [10].

РК КОРСАР/ГП может использоваться при расчетном обосновании безопасности на

всех стадиях жизненного цикла АЭС с ВВЭР для проведения расчетов динамики РУ с ВВЭР на стадиях проектирования и эксплуатации, выполнения детерминистических расчетов переходных и аварийных режимов РУ с ВВЭР применительно к вероятностным анализам безопасности, моделирования теплогидравлических процессов в экспериментальных установках и стендах с водяным теплоносителем [16].

Моделирование теплогидравлических процессов в ПК КОРСАР осуществляется на основе полностью неравновесной двухжидкостной модели (по три уравнения сохранения энергии, массы и импульса для водяной и паровой фаз) в одномерном приближении. Нейтронно-физический расчет производится в трехмерном двухгрупповом диффузионном приближении с шестью группами запаздывающих нейтронов. Задание исходных данных осуществляется с использованием специального синтаксиса DLC (Data Language for Codes), реализованного в ПК КОРСАР [10].

Файл входных данных представляет собой текстовый файл, написанный в виде программы на языке DLC в соответствии с разработанной пользователем так называемой нодализационной [16] (расчетной) схемой. Файл состоит из набора структур, позволяющих описать связи между элементами и условия однозначности для каждого элемента нодализационной схемы.

Модель контурной теплогидравлики ПК КОРСАР представляет собой контур теплоносителя как набор теплогидравлических ячеек (контрольных объемов), связанных между собой. Связь двух теплогидравлических ячеек друг с другом определяет соединение. Скалярные характеристики потока теплоносителя, такие как давление, энтальпии фаз, газосодержание и др. «привязаны» к центрам ячеек; векторные, основными из которых являются скорости фаз, – к соединениям.

Элементы теплогидравлической системы объединяются в нодализационную схему (рис. 1).

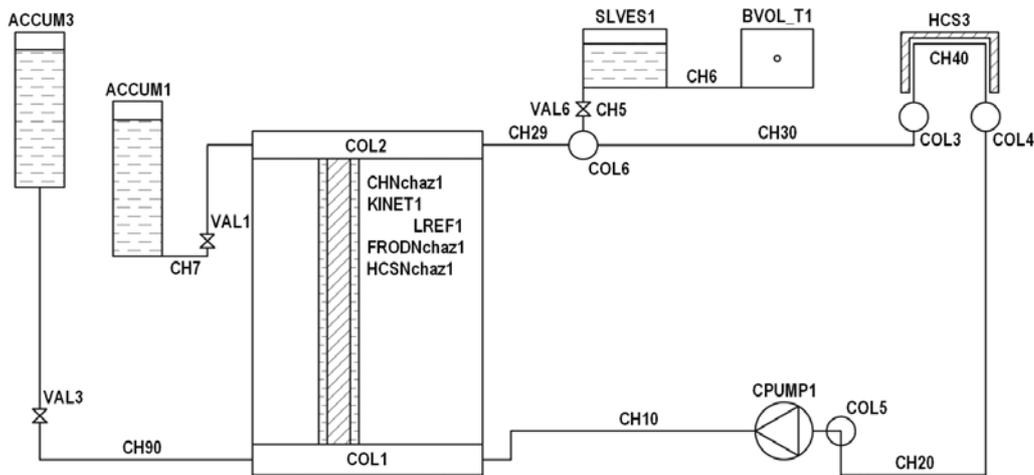


Рис. 1. Нодализационная схема первого контура РУ ВВЭР-1000: ACCUM – гидроаккумулятор; CH – канал; COL – коллектор; SLVES – сосуд под давлением; BVOL_T1 – граничные условия; HCS – теплопроводящая конструкция; CPUMP – ГЦН; VAL – задвижка; KINET – пространственная нейтронная кинетика; LREF – боковой отражатель; FROD – твэл

Элементами «пароводяной сосуд под давлением» в сочетании с заданной граничной ячейкой моделируется компенсатор давления. Парогенератор моделируется с помощью задания на элементе «HCS3» граничного условия по теплообмену. Граничное условие по имитатору парогенератора задано условием второго рода, т.е. тепловой поток с поверхности такой, что суммарная мощность, отводимая со всей поверхности каждой из четырех теплопроводящих конструкций, моделирующих парогенераторы, равна одной

четверти тепловой мощности активной зоны.

В активной зоне задается 163 канала, каждый из которых разбит на 20 ячеек по высоте. К каждому каналу подключается свой элемент топлива «FROD» и своя теплопроводящая конструкция «HCS», благодаря которой происходит подогрев воды в канале. Массив из 163-х элементов обозначается «Nchaz1».

В отличие от RELAP, ПК КОРСАР не дает третьей пространственной координаты, т.е. при описании расчетной схемы используется только указание высоты и отдаленности (длины). Это имеет отдельные преимущества и недостатки в плане разработки расчетной схемы. Достоинством такого подхода является отсутствие необходимости обеспечивать условие «непересечения» расчетных ячеек при описании расчетной схемы. Однако этот же подход приводит к необходимости «искажения» расчетной схемы за счет перевода пространственной сети трубопроводов в плоскую.

Другой положительной особенностью КОРСАР является возможность задания массива элементов расчетной схемы. Так благодаря этой возможности задание 163-х ТВС активной зоны выполнено достаточно компактно, с объемом исходного кода чуть большим, чем требуется для задания одной ТВС. С использованием этого подхода заданы также три одинаковых контура теплоносителя.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

На рисунках 2 – 6 представлено изменение параметров реакторной установки, работающей на номинальной мощности, при обесточивании одного из четырех работающих ГЦН.

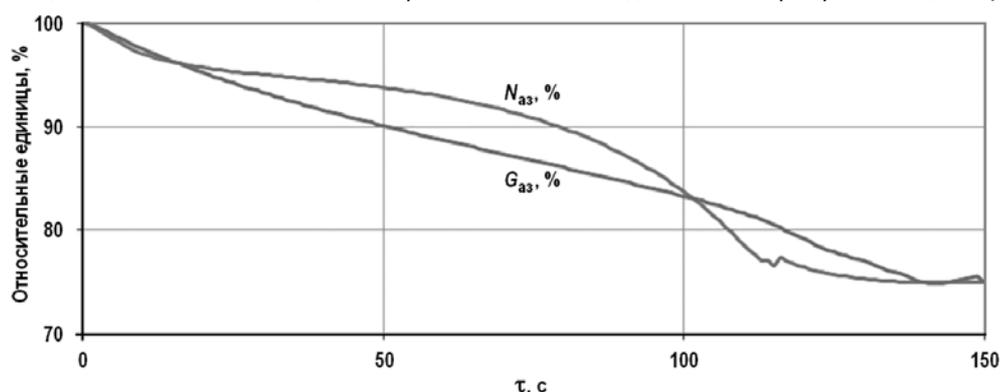


Рис. 2. Изменение расхода и мощности по активной зоне

На рисунке 2 дается изменение расхода теплоносителя через АЗ и тепловой мощности реактора в процентном соотношении от номинальных значений. На оси абсцисс отложено время в секундах. Время $\tau = 0$ соответствует началу остановки ГЦН. Кривой $N_{аз}$ отображено изменение мощности, $G_{аз}$ – расхода. По результатам расчетов обесточивание одного из четырех работающих ГЦН приведет к его выбегу, вследствие чего расход плавно снизится до уровня примерно 75% от начального значения. Снижение мощности реактора выполняется преимущественно работой автоматического регулятора ограничения мощности (РОМ), который снижает мощность до уровня, соответствующего числу оставшихся в работе ГЦН. В результате действия РОМ мощность, как и расход, «падает» примерно до значения 75% от номинального.

На рисунке 3 показано изменение максимальной разности температур в петле, т.е. разница температур теплоносителя между выходом из горячего коллектора реактора и входом в напорный коллектор. После обесточивания одного ГЦН максимальная разность температур снизилась с 30 до 25°C, т.е. уменьшается подогрев. Изменение происходит немонотонно за счет одновременной работы системы автоматического регулирования мощности и действия обратных связей РУ.

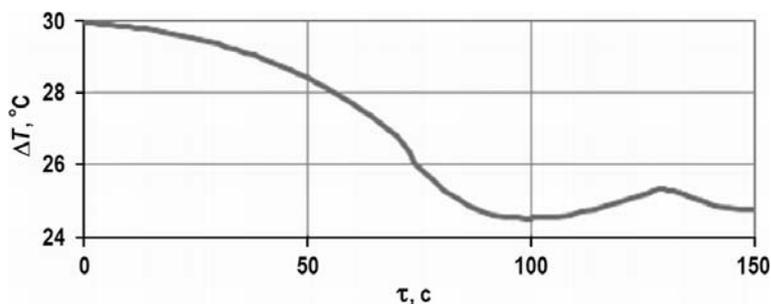


Рис. 3. Максимальная разность температур в петле

Происходит снижение максимального подогрева теплоносителей в кассетах (рис. 4) с 36 до 35°C.

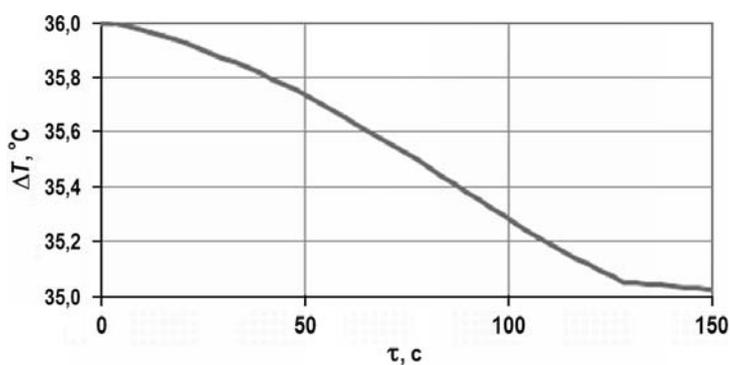


Рис. 4. Максимальный подогрев теплоносителя в кассетах

Максимальная температура теплоносителя на выходе из ТВС уменьшается на 2°C (рис. 5).

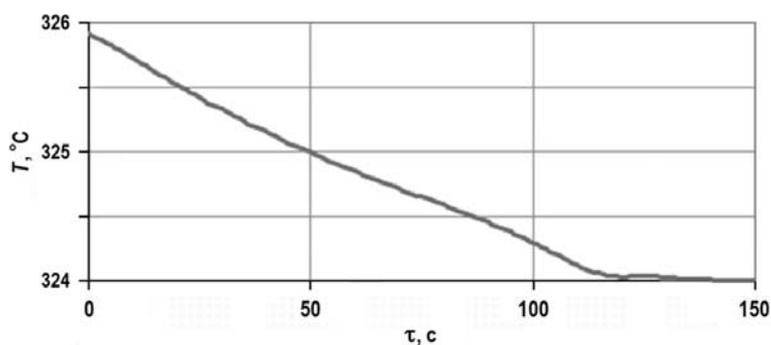


Рис. 5. Максимальная температура теплоносителя на выходе из кассет

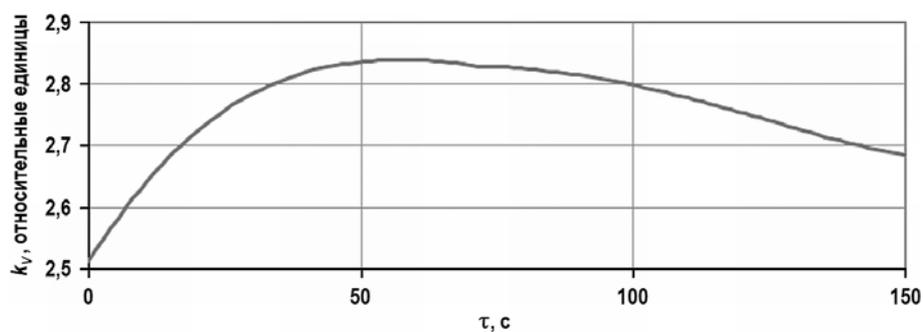


Рис. 6. Коэффициент неравномерности энерговыделения активной зоны

Из графика изменения коэффициента неравномерности энерговыделения по активной зоне (рис. 6) следует, что останов одного из четырех ГЦН приводит в конечном счете к увеличению значения k_V с 2,52 до 2,7. При этом в течение самого переходного процесса величина коэффициента неравномерности достигает значения 2,83. Качественно этот результат вполне предсказуем, а количественно – достигнутая величина максимума коэффициента неравномерности лежит в пределах условий безопасной эксплуатации.

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ

Обоснование безопасности РУ в данном режиме проводится на основании анализа контролируемых пределов безопасной эксплуатации ЯЭУ.

Контролируемые пределы нормальной эксплуатации – это предельные значения параметров, лежащих в диапазоне точности измерения и регулирования и использованных в качестве исходных данных для анализа состояния реакторного оборудования и протекания процессов в нем с точки зрения выполнения требований по ядерной и технической безопасности, предъявляемых к эксплуатации на АЭС [8].

Полученные расчетные значения основных параметров ЯЭУ соотносятся с их предельными значениями, обеспечивающими безопасную эксплуатацию по первому контуру. Тем самым производится оценка выполнения критериев обеспечения безопасной эксплуатации.

Перечень контролируемых пределов, их максимальные значения и полученные расчетные значения приведены в табл. 1.

Приведенные величины характеризуют параметры ЯЭУ, по которым определяются пределы безопасной эксплуатации. Данные пределы задействованы в оперативном управлении ядерной энергетической установкой. Доминирующая часть предельных значений контролируемых параметров, указанных в таблице, определяет уровень безопасности и функционального состояния основных физических барьеров защиты в реакторе, топливе и оболочках твэлов [8].

Таблица 1

Пределы безопасной эксплуатации по первому контуру и их расчетные значения

Параметр	Предел безопасной эксплуатации	Фактическое расчетное значение
Максимальная допустимая тепловая мощность реактора, % от $N_{ном}$	75 ± 2	75
Максимальная разность температур в петле, °С	27	25
Максимальный подогрев теплоносителя в кассетах, °С	36	35
Максимальная температура теплоносителя на выходе из кассет, °С	326	324
Расход теплоносителя через реактор, % от $G_{ном}$	75 ± 2	75
Температура теплоносителя на входе в реактор в любой из работающих петель, °С	Не более 290	289
Давление теплоносителя в реакторе, МПа	$15,9 \pm 0,2$	15,92
Коэффициент неравномерности энерговыделения в а.з. отн. ед.	Не более 3,6	2,8
Минимальный запас до кризиса теплообмена, отн. ед.	Не менее 1	1,32

Значение тепловой мощности реактора после переходного процесса, как и значение расхода через активную зону, составило 75% от номинала, что не превышает максимально допустимого предела безопасной эксплуатации при трех рабочих ГЦН по мощности и расходу в 75%.

Максимальная разность температур в петле составила 25°C, что не превышает предела эксплуатации в 27°C.

Расчетное значение максимального подогрева теплоносителя в кассетах после обесточивания одного ГЦН составило 35°C, что не превышает предельного значения для безопасной эксплуатации в 36°C.

Максимальная температура теплоносителя на выходе из кассет, согласно расчетам, составила 324 градуса, что на два градуса меньше предельно допустимого значения.

Температура теплоносителя на входе в реактор в любой из работающих петель по расчетам не превышала значения в 289°C, что менее предела безопасной эксплуатации.

Максимальное расчетное давление составило 15,92 МПа и не превысило максимального значения давления безопасной эксплуатации – 15,9±0,2 МПа с учетом допустимого разброса значений в 0,2 МПа.

Коэффициент неравномерности энерговыделения в активной зоне в течение всего переходного процесса не превышал предельно допустимого значения в 3,6 и его максимальное значение составило 2,8.

Минимальный запас до кризиса теплообмена во время всего переходного процесса не был менее единицы, и его минимальное значение равнялось 1,32.

Таким образом, критерии обеспечения безопасной эксплуатации РУ при обесточивании одного ГЦН выполняются, т.е. данный сценарий не приводит к негативным последствиям, в частности, к нарушению безопасности.

Разработанная для расчетного анализа нодализационная схема первого контура ВВЭР-1000 позволяет добавлять или исключать действие защитных систем безопасности, а также может быть использована для расчетного анализа последствий других нарушений нормальной эксплуатации.

Литература

1. *Иванов В.А.* Эксплуатация АЭС. – СПб.: Энергоатомиздат, 1994. – 384 с.
2. *Волков Ю.В.* Надежность и безопасность ЯЭУ: учеб. пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1997. – 102 с.
3. *Нигматулин И.Н., Нигматулин Б.И.* Ядерные энергетические установки. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.
4. *Баклушин Р.П.* Эксплуатация АЭС. Ч. I. Работа АЭС в энергосистемах. Ч. II. Обращение с радиоактивными отходами: учеб. пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2011. – 304 с.
5. *Аминов Р.З., Хрусталева В.А., Духовенский А.С., Осадчий А.И.* АЭС с ВВЭР: Режимы, характеристики, эффективность. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 264 с.
6. *Выговский С.Б., Рябов Н.О., Семенов А.А., Чернов Е.В., Богачек Л.Н.* Физические и конструкционные особенности ядерных энергетических установок с ВВЭР: учеб. пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2011. – 376 с.
7. *Букринский А.М.* Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР. – М.: Энергоиздат, 1982. – 142 с.
8. *Афров А.М., Андрушечко С.А., Украинцев В.Ф. и др.* ВВЭР-1000: Физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – М.: Университетская книга, Логос, 2006. – 488 с.
9. *Лескин С.Т., Шелегов А.С., Слободчук В.И.* Физические особенности и конструкция реактора ВВЭР-1000: учеб. пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2011. – 116 с.
10. РК КОРСАР/ВЗ Руководство пользователя. – Федеральное агентство по атом-

ной энергии. ФГУП «Научно-исследовательский технологический институт им. А.П. Александрова». Инв. № Т-1426. – 273 с.

11. RELAP5/MOD3 Code Manual. Code Structure, System Models, and Solution Methods. – Idaho: National Engineering Laboratory, 1995. – 418 p.

12. *Беликов В.В., Беликова Г.В., Мосунова Н.А. и др.* Теплогидравлический код HYDRA. Руководство пользователя. – М.: ИБРАЭ РАН, 2010. – 127 с.

13. MELCOR Computer Code Manuals. Электронный ресурс: <https://www.osti.gov/biblio/50939> (дата доступа 15.05.2018).

14. *Белозеров В.И., Жук М.М.* Физика реактора ВВЭР-1000 и эксплуатационные режимы. – Минск: Дом прессы, 2012. – 144 с.

15. *Маргулова Т.Х.* Атомные электрические станции: учеб. для вузов. – М.: ИздАТ, 1994. – 296 с.

16. Программный комплекс КОРСАР/ГП. Аттестационный паспорт программного средства № 263 от 23.09.2009. – М.: НТЦ ЯРБ, 2009.

17. *Мигров Ю.А. и др.* Совершенствование и модернизация РК КОРСАР/ГП в обеспечение расчетных анализов безопасности РУ ВВЭР. / Сб. докл. VIII Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск: АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2013.

Поступила в редакцию 31.05.2018 г.

Авторы

Никулин Илья Андреевич, студент 6 курса отд. Ядерной физики и технологий
E-mail: ilyanikulin94@yandex.ru

Белозеров Владимир Иванович, доцент отд. Ядерной физики и технологий, к.т.н.
E-mail: v.i.belozеров@iate.obninsk.ru

Соболев Артем Владимирович, ст. преподаватель отд. Ядерной физики и технологий
E-mail: Sobolev_Artem@mail.ru

UDC 621.039.524

CALCULATED SAFETY JUSTIFICATION OF THE VVER-1000 REACTOR FACILITY IN THE MODE WITH THE SHUTDOWN OF ONE OF THE FOUR MCPs DURING THE OPERATION AT NOMINAL POWER

Nikulin I.A., Belozеров V.I., Sobolev A.V.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The article considers results of the computational analysis of the process with the disturbance in operation of the VVER-1000 reactor facility, caused by the shutdown of one of the four Main Circulation Pumps (MCP-195). The calculations were made with the help of the CORSAR/GP software package developed by the Federal State Unitary Enterprise «Alexandrov RESE». This software package is the contour code which permits to calculate emergency situations taking into account the operation of various systems, including safety systems. The CORSAR/GP is certified and verified for the facilities with the water-cooled reactors including the VVER-1000.

The special computational scheme that takes into account the layout of main circulation circuit and its four-loop design was devised to calculate the process. The computational (also known as nodalization) scheme includes the pressuriser in one of the loops, boundary conditions simulating the second circuit, and nuclear reactor with its dynamics, feedbacks, and automation systems. Devised nodalization scheme of the first circuit of the VVER-1000 permits to add or exclude the operation of the protective safety systems and can also be used for the computational analysis of other disturbances. This nodalization scheme takes into account the reactor feedbacks on the fuel temperature and coolant temperature, as well as the void reactivity effect.

The calculations used the principle of moderate conservatism of estimates. In this case it is ensured by the choice of such core parameters that provide conservative results in terms of the process parameters values that determine the safe operation mode of the reactor facility (fuel temperature, boiling margin, etc.).

The calculations results include the estimates of the changes dynamics of the coolant heating in the core, changes of the nuclear peaking factor, the average temperature of the coolant at the outlet from the core, temperature of the fuel, and the change of the reactor power. The analysis of the results shows that the criteria describing the facility safety in the mode with the shutdown of one of the four MCPs during the operation at nominal power are fulfilled. The main contribution to the reactor facility safe operation is made by simulation of the automatic control system operation. The considerable, but less significant in the absolute value, contribution to the «keeping» of the facility within the safe operation limits is made by internal feedbacks (reactivity effects).

Key words: shutdown of the MCP, safety, VVER-1000, contour code, off-nominal situation.

REFERENCES

1. Ivanov V.A. *Exploitation of nuclear power plants*. St. Petersburg. Energoatomizdat Publ., 1994, 384 p. (in Russian).
2. Volkov Yu.V. *Reliability and Safety of NPPs*. Obninsk: IATE Publ., 1997, 102 p. (in Russian).
3. Nigmatulin I.N., Nigmatulin B.I. *Nuclear power plants*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1986, 168 p. (in Russian).
4. Baklushin R.P. *NPP Operation*. Vol. I. *NPP operation in power systems*. Vol. II. *Radioactive waste handling*. Moscow. NIYaU MIFI Publ., 2011, 304 p. (in Russian).
5. Aminov R.Z., Khrustalev V.A., Dukhovensky A.S., Osadchiy A.I. *NPP with VVER: Modes, characteristics, efficiency*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1990, 264 p. (in Russian).
6. Vygovsky S.B., Ryabov N.O., Semenov A.A., Chernov E.V., Bogachek L.N. *Physical and structural features of nuclear power plants with VVER*. Moscow. NIYaU MIFI Publ., 2011, 376 p. (in Russian).
7. Bukrinsky A.M. *Emergency transients at NPPs with VVER*. Moscow. Energoizdat Publ., 1982, 142 p. (in Russian).
8. Afrov A.M., Andrushechko S.A., Ukrainsev V.F., Vasil'ev B.Yu., Kosourov K.B., Semchenkov Yu. M., Kokosadze E.L., Ivanov E.A. *VVER-1000: the Physical bases of operation of nuclear fuel safety*. Moscow. Universitetskaya kniga, Logos Publ., 2006, 488 p. (in Russian).
9. Leskin S.T., Shelegov A.S., Slobodchuk V.I. *Physical Features and Design of the VVER-1000 Reactor*. Moscow. NIYaU MIFI Publ., 2011, 116 p. (in Russian).
10. RK KORSAR/V3 User's manual. Federal Atomic Energy Agency. FSUE «A.P.

Aleksandrov Scientific Research Technological Institute» Inv. No. T-1426. 273 p. (in Russian).

11. RELAP5/MOD3 Code Manual. Code Structure, System Models, and Solution Methods. Idaho. National Engineering Laboratory, 1995, 418 p.

12. Belikov V.V., Belikova G.V., Mosunova N.A. *Thermohydraulic Code HYDRA. User's Manual*. Noscov. IBRAERAN Publ., 2010, 127 p. (in Russian).

13. MELCOR Computer Code Manuals. Available at: <https://www.osti.gov/biblio/50939> (accessed May 15, 2018).

14. Belozеров V.I., Zhuk M.M. *Physics of the VVER-1000 reactor and operational modes*. Minsk. Dom Pressy Publ., 2012, 144 p. (in Russian).

15. Margulova T.Kh. *Nuclear Power Plants*. Moscow. Izdat Publ., 1994, 296 p. (in Russian).

16. The Program Complex KORSAR/GP. The certification passport of the software № 263 dated September 23, 2009. Moscow. NTTs YaRB Publ., 2009 (in Russian).

17. Migrov Yu.A., Korotaev V.G., Danilov I.G., Vladimirov A.V., Gudoshnikov A.N., Verbitsky Yu.G., Artemov V.G., Shemaev Yu.P. Improvement and modernization of the CC KORSAR/GP in the provision of safety analysis calculations for the VVER reactor. Proc. of the VIII-th International Scientific and Technical Conference «Ensuring the Safety of NPPs with VVER», Podol'sk, Russia, May 28-31, 2013. Podol'sk. JSC OKB GIDROPRESS Publ., 2013 (in Russian).

Authors

Nikulin Il'ya Andreevich, Student

E-mail: ilyanikul94@yandex.ru

Belozеров Vladimir Ivanovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: v.i.belozеров@iate.obninsk.ru

Sobolev Artem Vladimirovich, Senior Lecturer

E-mail: sobolevartem82@gmail.com