

ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМОВ С НАРУШЕНИЕМ УСЛОВИЙ ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ СО СТОРОНЫ ВТОРОГО КОНТУРА ВВЭР-1000

В.И. Белозеров*, **Е.Н. Ботько****, **М.М. Жук*****

** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ*

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

*** Республиканское унитарное предприятие «Белорусская атомная электростанция»
231201, Респ. Беларусь, Гродненская обл., г. Островец, площадка строительства АЭС*

**** Нововоронежская АЭС*

396071, Воронежская обл., г. Нововоронеж



Современный ядерный реактор представляет собой сложную систему для исследования и расчета которой недостаточно использовать простые теоретические модели. Теплогидравлические расчеты являются необходимой составной частью большинства конструкторских и технологических разработок в атомной энергетике. Поскольку в условиях АЭС не может быть реализован традиционный для техники путь проверки и уточнения результатов и выводов априорного анализа на основе промышленных испытаний, в ряде случаев средством исследования и прогноза параметров теплогидравлических процессов в циркуляционном контуре реактора являются вычислительные эксперименты с применением компьютерного моделирования.

Основная задача работы – расчет и исследование режимов с нарушением условий охлаждения реакторной установки со стороны второго контура с реактором ВВЭР для определения соответствия рассчитанных параметров приемочным критериям, установленным нормативной документацией.

На базе программных кодов RELAP-5, TRAC, TRACE смоделированы и исследованы режимы работы реакторной установки при нарушении условий охлаждения со стороны второго контура реактора ВВЭР-1000. Приведены результаты анализа режима с закрытием стопорных клапанов турбогенератора. Полученные зависимости позволили определить максимальные значения давлений и температур в циркуляционном контуре, а также оценить минимальные запасы до кризиса теплообмена. Установлено, что при возникновении каждого из исходных событий происходит срабатывание систем безопасности согласно уставкам, переходные процессы стабилизируются во времени, запас до кризиса кипения на оболочках твэлов обеспечивается. Следовательно, в случае внештатной ситуации, связанной с рассматриваемыми в работе режимами, безопасность реакторной установки будет обеспечена.

Ключевые слова: режим, нарушение теплоотвода, реакторная установка, давление, стопорный клапан, кризис кипения, коэффициент запаса.

© В.И. Белозеров, Е.Н. Ботько, М.М. Жук, 2016

ВВЕДЕНИЕ

Одной из важнейших проблем атомной энергетики является обеспечение эксплуатационной безопасности действующих и проектируемых АЭС. В этой проблеме вопросы обеспечения теплогидравлической надежности активной зоны водоохлаждаемых энергетических реакторов некипящего (ВВЭР, PWR) и кипящего (РБМК, BWR) типов занимают особое место [1 – 5]. Кроме того, история атомной энергетики свидетельствует о том, что недостаток знаний в области теплообмена на поверхности твэлов и гидродинамики является наиболее частой причиной возникновения и развития тяжелых аварий на АЭС. Поэтому исследование теплофизических и теплогидравлических процессов в ядерных энергетических установках создает необходимую основу для принятия решений, касающихся вопросов безопасного проектирования, ремонта и эксплуатации АЭС.

Неизбежность совершенствования и продления срока эксплуатации действующих АЭС, разработка проектов нового поколения с пассивными системами безопасности и др., требуют углубленного расчетного анализа штатных и переходных режимов, проектных и запроектных аварий на АЭС с применением расчетных кодов. В первую очередь это обусловлено тем, что в условиях АЭС не может быть реализован традиционный для техники путь проверки и уточнения результатов и выводов расчетов на основе промышленных испытаний.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

За последние 30 лет были разработаны передовые вычислительные инструменты для моделирования поведения различных систем ЯЭУ во время реальных и гипотетических переходных сценариев (TRAC, RELAP-5, TRACE, ATHLET и др.) [6 – 12]. В основу математической модели машинных программ RELAP-5 и TRAC (TRACE) положено полностью негомогенное и частично неравновесное описание теплогидравлики двухфазного потока [6 – 7]. Принципиальным допущением является предположение о том, что одна из фаз двухфазного потока находится в состоянии насыщения. Как правило, в состоянии насыщения находится возникающая или исчезающая фаза. Так в пузырьковом режиме двухфазного потока считается насыщенной паровая фаза, а в дисперсном режиме – жидкая [3].

Для описания теплогидравлических процессов используется система уравнений, содержащая основные законы сохранения для трехмерного нестационарного течения двухфазной среды [2].

Уравнение сохранения полной энергии смеси:

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l e_l + \alpha\rho_g e_g]}{\partial\tau} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l e_l \mathbf{V}_l + \alpha\rho_g e_g \mathbf{V}_g] = -P\nabla \cdot [(1-\alpha)\mathbf{V}_l + \alpha\mathbf{V}_g] + g_{wl} + g_{wg} + g_{dl} + g_{dg}, \quad (1)$$

где α – объемная доля газовой фазы или истинное объемное паросодержание; ρ_l – плотность жидкости; ρ_g – плотность газа; e_g, e_l – удельная внутренняя энергия газа и жидкости соответственно; P – давление; $\mathbf{V}_l, \mathbf{V}_g$ – векторы скорости жидкости и газа; $g_d = g_{dl} + g_{dg}$ – мощность, поступившая непосредственно в газовую или жидкую среду (без процесса переноса тепла теплопроводностью); $g_w = g_{wl} + g_{wg}$ – удельная (на единицу объема среды) скорость теплопередачи от стенки отдельно к жидкости или газу; индексы g и l соответственно означают газовую смесь как фазу в целом и жидкость как фазу.

Уравнение энергии газа (газовой фазы):

$$\frac{\partial(\alpha\rho_g e_g)}{\partial\tau} + \nabla \cdot (\alpha\rho_g e_g \mathbf{V}_g) = -P\frac{\partial\alpha}{\partial\tau} - P\nabla \cdot (\alpha\mathbf{V}_g) + g_{wg} + g_{dg} + g_{gl} + g_{lg} + \Gamma h'_v, \quad (2)$$

где g_{ig} – межфазный теплоперенос за счет теплоотдачи между фазами; g_{gl} – тепло фазового перехода за счет скрытой теплоты парообразования; Γ – скорость межфазного массопереноса; h'_v – удельная энтальпия пара в объеме (если пар конденсируется) или удельная энтальпия пара на линии насыщения (если жидкость испаряется); индекс v означает «перегретый» или «сухой насыщенный» пар.

Уравнение закона сохранения массы жидкой фазы:

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l]}{\partial\tau} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l \mathbf{V}_l] = -\Gamma. \quad (3)$$

Уравнение закона сохранения массы газовой фазы (пары воды и неконденсируемый газ):

$$\frac{\partial(\alpha\rho_g)}{\partial\tau} + \nabla \cdot (\alpha\rho_g \mathbf{V}_g) = \Gamma. \quad (4)$$

При записи законов сохранения использовано общепринятое соглашение о знаке скорости межфазного перехода: для уравнения (4) она положительна, а для уравнения (3) – отрицательна.

Полагается, что полная плотность газовой смеси и энергия являются суммой компонентов – водяного пара и неконденсируемого газа

$$\rho_g = \rho_v + \rho_a$$

где ρ_v – плотность пара; ρ_a – плотность неконденсируемого газа;

$$\rho_g e_g = \rho_v e_v + \rho_a e_a.$$

Предполагается, что справедлив закон Дальтона для смесей, поэтому

$$P = P_v + P_a$$

где P_v – парциальное давление пара; величина P_a фактически задает состав смеси.

Уравнение закона сохранения импульса жидкой фазы:

$$\begin{aligned} \frac{\partial \mathbf{V}_l}{\partial \tau} + \mathbf{V}_l \cdot \nabla \mathbf{V}_l = & -\frac{1}{\rho_l} \nabla P + \frac{c_i}{(1-\alpha)\rho_l} (\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l) |\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l| - \\ & - \frac{\Gamma^-}{(1-\alpha)\rho_l} (\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l) - \frac{c_{wl}}{\alpha\rho_l} \mathbf{V}_l |\mathbf{V}_l| + \mathbf{g}, \end{aligned} \quad (5)$$

где Γ^- – минимум между Γ и 0; c_i – межфазный коэффициент трения; c_{wl} – коэффициент трения о стенку (индекс l означает трение для жидкой фазы); \mathbf{g} – вектор силы тяжести.

Уравнение закона сохранения импульса газовой фазы:

$$\begin{aligned} \frac{\partial \mathbf{V}_g}{\partial \tau} + \mathbf{V}_g \cdot \nabla \mathbf{V}_g = & -\frac{1}{\rho_g} \nabla P + \frac{c_i}{(1-\alpha)\rho_g} (\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l) |\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l| - \\ & - \frac{\Gamma^+}{(1-\alpha)\rho_g} (\mathbf{V}_g - \mathbf{V}_l) - \frac{c_{wg}}{\alpha\rho_g} \mathbf{V}_g |\mathbf{V}_g| + \mathbf{g}, \end{aligned} \quad (6)$$

где Γ^+ – максимум между Γ и 0; c_{wg} – коэффициент трения о стенку парогазовой фазы (индекс g).

Система из шести уравнений (1 – 6) имеет шесть независимых переменных: давление (P), истинное объемное паросодержание (α), температуры газовой и паровой фаз (T_g, T_l), и скорости фаз ($\mathbf{V}_g, \mathbf{V}_l$).

Принимается допущение, что все компоненты газовой смеси имеют одинаковую температуру и движутся с той же скоростью (в условиях механического и теплового равновесия), что и пар.

Кроме того, наличие растворимой примеси (борная кислота) в кодах учитывается введением дополнительного уравнения закона сохранения массы растворимой примеси, движущейся с потоком жидкой фазы и не влияющей на ее гидродинамику [2].

Необходимым условием обеспечения безаварийной работы АЭС является обеспечение соответствия между количеством тепла, выделяемым в активной зоне, и отводимым в парогенераторах. Возникновение внештатной ситуации такой, как нарушение теплоотвода со стороны второго контура, ведет к повышению давления во втором контуре, увеличению температуры теплоносителя на входе в реактор и уменьшению минимального запаса до кризиса теплообмена в активной зоне.

Определение коэффициентов запаса при любом инженерном расчете является одной из главных задач при определении надежности конструкции. Наступление кризиса кипения для ядерного реактора считается недопустимым. Уменьшение коэффициента запаса повышает вероятность выхода твэлов из строя, а его увеличение – повышает теплотехническую надежность твэлов, но снижает выработку электроэнергии и увеличивает постоянную составляющую затрат.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Среди режимов с нарушением условий охлаждения реакторной установки со стороны второго контура были рассмотрены

- отключение турбогенератора от системы;
- закрытие отсечного клапана парогенератора;
- прекращение подачи питательной воды;
- отключение подогревателя питательной воды высокого давления.

Анализ режимов выполнялся на номинальной мощности реакторной установки В-320 и работе всех систем и оборудования в соответствии с проектными уставками и блокировками [3 – 5].

В случае потери внешней электрической нагрузки наблюдается временное несоответствие между количеством тепла, вырабатываемым в ядерном реакторе, и отводимым из второго контура на турбину. Продолжительность такого несоответствия (между вырабатываемым и отводимым теплом) и, как следствие, отклонение от их номинальных значений зависят от работы системы автоматического регулирования.

Потеря внешней электрической нагрузки, может быть обусловлена различными причинами: неисправности в электрических цепях как самой станции, так и за ее пределами – в механической части турбогенераторов и вспомогательных систем, в системе автоматического регулирования и защиты турбин. Кроме того, сброс электрической нагрузки может произойти в результате ошибочных действий операторов [13 – 20].

В режиме закрытия стопорных клапанов турбогенератора наблюдается повышение давления в первом и втором контурах. Наложение на этот режим режима полного обесточивания собственных нужд АЭС опасно не только с точки зрения достижения максимальных давлений, но и с точки зрения нарушения надежного охлаждения активной зоны реактора [1, 19, 20].

Рассматриваемые режимы очень близки по характеру возмущения, однако режим закрытия стопорных клапанов характеризуется несколько более резким возмущением по нагрузке, поскольку в режиме потери внешней электрической нагрузки первоначально разгрузка турбины происходит до уровня собственных нужд (пример-

но 5% расхода пара от номинального значения). Поэтому при обосновании безопасности достаточно рассмотреть режим с несколько более резким возмущением – закрытие стопорных клапанов турбины.

Исследовались два варианта протекания режима закрытия стопорных клапанов турбогенератора.

Первый вариант. Закрытие стопорных клапанов с учетом отказа ускоренной разгрузки блока и впрыска в компенсатор давления с напора главного циркуляционного насоса (ГЦН) без наложения обесточивания АЭС. После закрытия стопорных клапанов повышается давление во втором контуре, что приводит к открытию БРУ-А и срабатыванию аварийной защиты (АЗ). Прекращение отбора пара от парогенератора приводит к увеличению параметров теплоносителя в первом контуре. Этим обусловлено кратковременное снижение расхода теплоносителя на начальном этапе, что отражено на рис. 1.

Высокая температура теплоносителя на выходе из реактора (около 328.5°C) и отказ впрыска в компенсатор давления (КД) вызывают повышение давления в первом контуре, максимальное значение которого, равное 17.79 МПа, достигается на 12.6 с процесса.

При повышении давления в первом контуре до 17.5 МПа на 10.8 с появляется сигнал на срабатывание АЗ. Мощность реактора снижается до уровня остаточных тепловыделений. После срабатывания АЗ давление в первом контуре снижается. Работа теплоэлектронагревателей КД (ТЭН КД) повышает давление в первом контуре и в дальнейшем стабилизирует его. За счет работы насосов подпитки и регулятора уровня уровень в КД поддерживается на значении, соответствующем мощности реактора. Отношение максимального давления в первом контуре к расчетному (17.6 МПа) составляет 1.01.

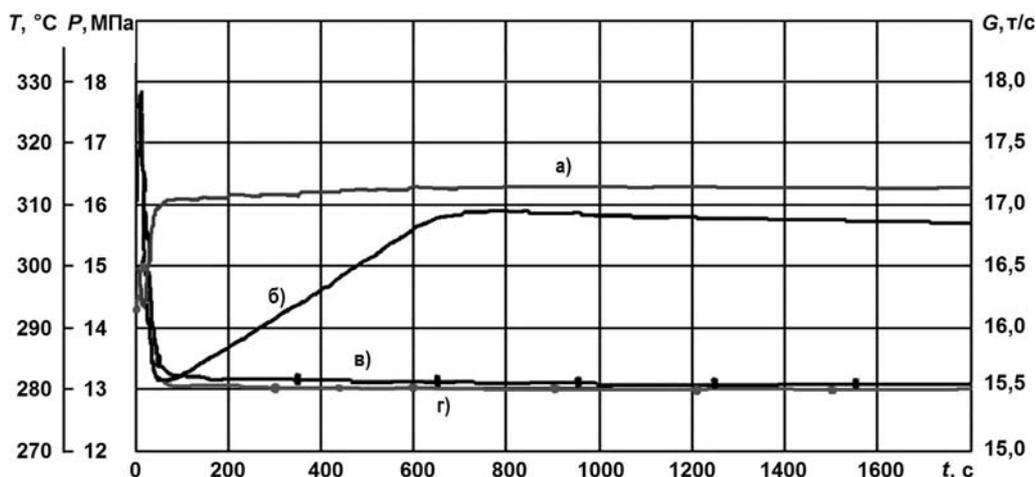


Рис. 1. Изменение параметров первого контура (вариант № 1): а) – расход теплоносителя через реактор; б) – давление в первом контуре; в) – температура на выходе из реактора; г) – температура на входе в реактор

Закрытие стопорных клапанов турбогенератора приводит к резкому повышению давления во втором контуре. Повышение давления вызывает открытие на 1.3 с процесса БРУ-К, а на 4.0 с – БРУ-А. Максимальное значение давления второго контура достигается на 10.5 с и составляет примерно 7.65 МПа. Работой БРУ-А и БРУ-К давление во втором контуре снижается. После закрытия на 38.0 с БРУ-А давление поддерживается равным давлению регулирования БРУ-К. По повышению давления во втором контуре до 6.86 МПа срабатывает предупредительная защита первого рода. Отношение максимального давления во втором контуре к расчетному (7.84 МПа)

составляет 0.98.

Из графика рис. 2 следует, что минимальное значение коэффициента запаса до кризиса теплообмена составляет 1.31 примерно на 10.9 с процесса.

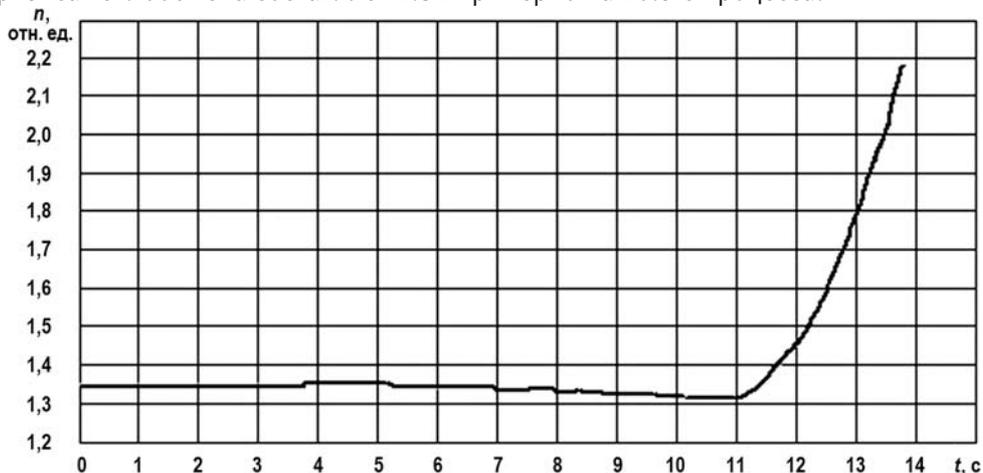


Рис. 2. Зависимость минимального коэффициента запаса до кризиса теплообмена от времени (вариант №1)

Таким образом, в рассматриваемом режиме достигаемые значения температур и давлений, а также значения минимального коэффициента запаса до кризиса кипения далеки от предельных значений, поэтому ухудшение обстановки (без дополнительных отказов) не происходит.

Второй вариант. Закрытие стопорных клапанов турбогенератора с одновременным наложением обесточивания АЭС. После закрытия стопорных клапанов повышается давление во втором контуре, что приводит к открытию БРУ-А и контрольных импульсных предохранительных устройств парогенераторов (ИПУ ПГ). В результате обесточивания АЭС отключается основная и вспомогательная питательная вода в парогенераторы (происходит снижение уровня), отключаются ГЦН, не работают БРУ-К, система подпитки-продувки первого контура, впрыск и ТЭН КД. По сигналу обесточивания собственных нужд с задержкой две секунды автоматически осуществляется ступенчатый запуск систем безопасности.

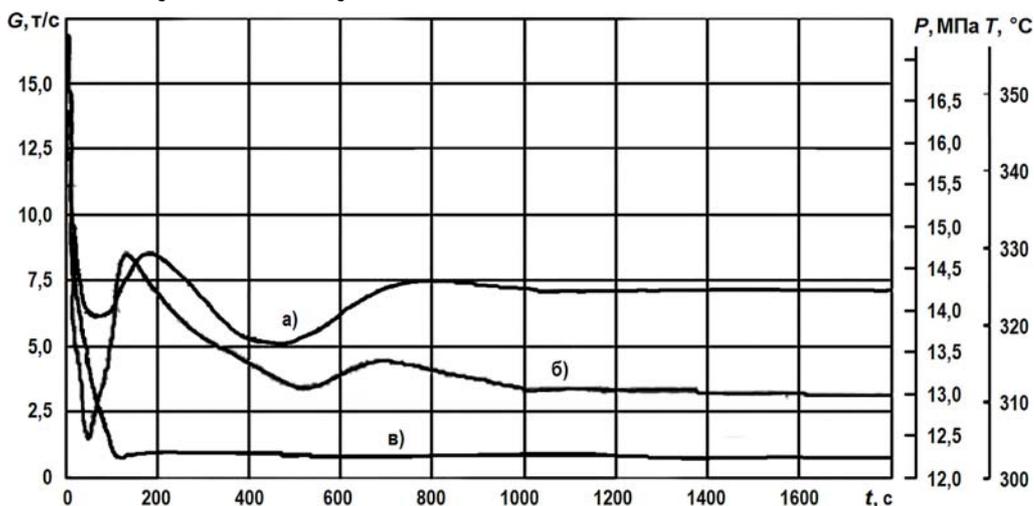


Рис. 3. Изменение параметров первого контура (вариант №2): а) – давление на выходе из активной зоны; б) – расход теплоносителя через реактор; в) максимальная температура оболочек твэлов

Ухудшение теплообмена между первым и вторым контуром, а также обесточивание ГЦН приводят к увеличению давления и температуры в первом контуре, как показано на рис. 3. По сигналу отключения ГЦН срабатывает АЗ. Через 120 с после обесточивания АЭС в парогенераторы начинает подаваться питательная вода от аварийных питательных электронасосов, после чего уровень в них (в парогенераторах) восстанавливается до номинального и поддерживается постоянным.

Вследствие отключения ГЦН происходит резкое уменьшение расхода теплоносителя через активную зону реактора, что приводит к повышению давления в первом контуре и температуры на выходе из реактора. Максимальное значение давления в первом контуре достигается на 5.0 с процесса и составляет 16.27 МПа. После этого давление в первом контуре снижается и после переходного процесса, вызванного влиянием второго контура, стабилизируется. Отношение максимального давления в первом контуре к расчетному (17.6 МПа) составляет 0.93.

Закрытие стопорных клапанов турбогенератора приводит к резкому повышению давления во втором контуре. Повышение давления вызывает открытие на 3.3 с БРУ-А, а на 11.2 с – контрольных ИПУ ПГ. Максимальное значение давления второго контура достигается на 11.7 с и составляет примерно 8.24 МПа. Работа БРУ-А и ИПУ ПГ снижает давление во втором контуре. После закрытия на 22.3 с ИПУ ПГ давление поддерживается равным давлению регулирования БРУ-А. Отношение максимального давления во втором контуре к расчетному (7.84 МПа) составляет 1.05.

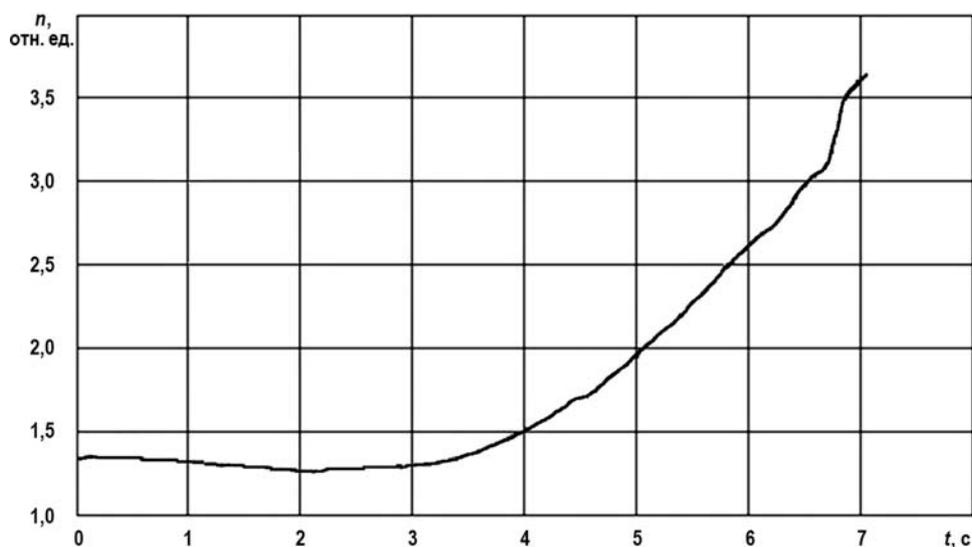


Рис. 4. Зависимость минимального коэффициента запаса до кризиса теплообмена от времени (вариант №2)

Из графика (рис. 4) установлено, что минимальное значение коэффициента запаса до кризиса теплообмена 1.27 достигается примерно на 2.1 с процесса.

Таким образом, в рассматриваемом режиме предельные значения исследуемых параметров не достигаются, следовательно, обеспечиваются целостность всех барьеров и требуемое охлаждение активной зоны реактора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам проведенного анализа установлено, что во всех рассматриваемых режимах, описанных смоделированными зависимостями, при возникновении каждого из исходных событий происходит

- срабатывание систем безопасности согласно уставкам;

- стабилизация во времени переходных процессов;
- обеспечение запаса до кризиса кипения на оболочках твэлов.

Получены конкретные коэффициенты запаса до кризиса теплообмена. Поэтому можно утверждать, что в случае нештатной ситуации, связанной с рассматриваемыми в работе режимами, безопасность реакторной установки будет обеспечена.

Данную работу можно использовать как учебный материал для оперативного персонала, работающего на энергоблоках с реакторами ВВЭР-1000.

Литература

1. Белозеров В.И., Жук М.М., Кузина Ю.А., Терновых М.Ю. Физика и эксплуатационные режимы реактора ВВЭР-1000: Монография. – М.: НИЯУ МИФИ, 2014. – 291с.
2. Белозеров В.И., Сергеев В.В., Казанцев А.А., Поздняков А.Н., Канышев М.Ю. Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения персонала // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №2. С. 99-106.
3. Афров А.М., Андрюшечко С.А., Украинцев В.Ф. и др. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – М.: Университетская книга, Логос, 2006. – 488 С.
4. Логвинов С.А., Безруков Ю.А., Драгунов Ю.Г. Экспериментальное обоснование теплогидравлической надежности реакторов ВВЭР. – Москва: ИКЦ «Академкнига», 2004 – 255 С.
5. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 296 С.
6. TRACEV5.0 Theorymanual. Field Equations, Solution Methods and Physical Models. DC 20555 – 0001. – 672 С.
7. RELAP5/MOD3 Code Manual, Volume 1: Code Structure, System Models, and Solution Methods, NUREG/CR-5535 – Idaho: National Engineering Laboratory, 1995. – 418 С.
8. Лойцянский Л.Г. Механика жидкости и газа: Учеб. для вузов. – 7-е изд., испр. – М.: Дрофа, 2003. – 840 С.
9. Брагин В.А., Батенин И.В., Голованов М.Н., Левин Г.А. Системы внутриреакторного контроля АЭС с реакторами ВВЭР/Под ред. Г.Л. Левина. М.: Энергоатомиздат, 1987. – 128 С.
10. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987 (April, 2003).
11. Open FOAM User Guide Version 1.6. 2009.
12. Open FOAM Programmer's Guide Version 1.6. 2009.
13. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975. – 559 С.
14. Фомичев М.С. Экспериментальная гидродинамика ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат. – 1989. – 246 С.
15. Абрамович Г.Н. Турбулентное смешение газовых струй. – М.: Наука. – 1974. – 272 С.
16. Абрамович Г.Н. Прикладная газовая динамика, т. 1. – М.: Наука. – 1987. – 537 С.
17. Ганев И.Х. Физика и расчет реактора / Под ред. академика Н.А. Долежаля. Изд. 2. – М.: Энергоатомиздат, – 1992.
18. Петухов Б.С., Генин Л.Г. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Изд. 3. – М.: Издательство МЭИ. – 2003.
19. Харрер Дж.М. Техника регулирования ядерных реакторов / Под ред. И.Я. Емельянова. – М.: Атомиздат. – 1967.
20. Каплар Ш.Е., Лисицин И.С., Марков П.В., Марчихина Н.А. Разработка расчетной модели и анализ некоторых переходных процессов в РУ КЛТ-40С с использованием кода SERPENT // Ядерная энергетика. – 2009. – №1. – С. 39-47.

Поступила в редакцию 06.04.2016 г.

Авторы

Белозеров Владимир Иванович, доцент кафедры «Теплофизика», канд. техн. наук,
E-mail: V.I.Belozarov@iate.obninsk.ru

Ботько Евгений Николаевич, машинист насосных установок цеха обеспечивающих систем РУП «Белорусская АЭС»
E-mail: Jeffrey_4@mail.ru

Жук Михаил Михайлович, ведущий инженер-физик отдела ядерной безопасности и надежности НВ АЭС
E-mail: zhook1956@yandex.ru.

UDC 621.039.586

STUDY OF REGIMES WITH DISTURBANCE OF THE CONDITIONS OF COOLING THE REACTOR PLANT FROM THE SIDE OF THE SECONDARY CIRCUIT OF REACTOR VVER

Belozerov V. I. *, Botko E.N. **, Zhuk M.M. ***

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 240040 Russia

** Republican Unitary Enterprise «Byelorussian Nuclear Power Plant» Platform for Construction of NPP, Ostrovets, Grodno reg., 231201 Republic Byelarus

***Novovoronezh NPP

Novovoronezh, Voronezh reg., 396071 Russia

ABSTRACT

Heathydraulic calculations are a necessary component of the majority of design and technological development in nuclear power. As in the conditions of the NPP the way of check, traditional for equipment, and specification of results and conclusions of the aprioristic analysis on the basis of industrial tests can't be realized, in some cases means of research and the forecast of parameters of heathydraulic processes in a circulating contour of the reactor are researches with application of heathydraulic program codes.

Calculation and study of regimes with the disturbance of the conditions of cooling the reactor plant from the side of secondary circuit with the reactor VVER is placed with basic task in the work, using the computer program codes, for the purpose of the determination of the correspondence of the calculated parameters by the established normative documentation to reception criteria.

On the base of the program codes RELAP-5, TRAC, TRACE were modelled and investigated the regimes of the work of reactor plant with the disturbance of cooling conditions from the side of the secondary circuit of reactor VVER-1000.v to article they were given the results of the analysis of regime with closing of the check valves of turbogenerator. the dependences obtained they made it possible to determine the maximum values of pressures and temperatures in the circulation loop, and to also estimate minimum reserves to the crisis of heat exchange. as a result established that with the appearance of each of the initial events occurs the wear and tear of security systems according to settings, transient processes are stabilized in the time, reserve to the crisis of boiling on the shells FUEL ELEMENT is ensured. consequently, in the case of the not on the staff situation, connected with in question in the work regimes, the safety of reactor plant will be provide ford.

Key words: regime, disturbance of heat with drawal, reactor plant, pressure, stop valve, crisis of boiling, stock coefficient.

REFERENCES

1. Belozеров V.I., Zhuk M.M., Kuzina Yu.A., Ternovykh M. Yu. *Physics and operational modes of the VVER-1000 reactor*. Moscow. MEPhI Publ. 2014. 291 p. (in Russian).
2. Belozеров V.I., Sergeev V.V., Kazantsev A.A., Pozdnyakov A.N., Kanyshev M. Yu. Neutron-physical and thermohydraulic model VVER-1000 for the instruction of personnel. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2008, no. 2, pp. 99–106 (in Russian).
3. Afrov A.M., Andriushechko S.A., Ukraintsev V.F., Vasil'ev B.Yu., Kosourov K.B., Semthenrov Yu.M., Kokosadze E.L., Ivanov E.A. VVER-1000: Physical Bases of Operation, Nuclear Fuel, Safety. Moscow. Universitybook, Logos Publ. 2006. 488 p. (in Russian).
4. Logvinov S.A., Bezrukov Yu.A., Dragunov Yu.G. An Experimental Ground of Thermohydraulic Reliability of Reactors VVER. Moscow. IKTC Akademkniga Publ. 2004. 255 p. (in Russian).
5. Kuznetsov Yu.N. Heat Exchange in a Problem of Safety of Nuclear Reactors. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989. 296 p. (in Russian).
6. TRACEV5.0 Theory Manual. Field Equations, Solution Methods and Physical Models. DC 20555 – 0001. 672 p.
7. RELAP5/MOD3 Code Manual, Vol. 1: Code Structure, System Models, and Solution Methods, NUREG/CR-5535. Idaho: National Engineering Laboratory. 1995. 418 p.
8. Loytsyanskiy L.G. Mechanics of Liquid and Gas: The Textbook for Higher Education Institutions. The 7-th edition corrected. Moscow. Drofa Publ., 2003. 840 p. (in Russian).
9. Bragin V.A., Batenin I.V., Golovanov M.N., Levin G.L. Systems of Intra Reactor Monitoring of the NPP with VVER Reactors. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1987. 128 p. (in Russian).
10. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987 (April, 2003).
11. Open FOAM User Guide Version 1.6. 2009.
12. Open FOAM Programmer's Guide Version 1.6. 2009.
13. Idelchik I.E. Reference book on hydraulic resistances. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1975. 559 p. (in Russian).
14. Fomichev M.S. The Experimental Hydrodynamics of Nuclear Power Stations. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989. 246 p. (in Russian).
15. Abramovich G.N. Turbulent Mixture of Gas Jets. Moscow. Nauka Publ., 1974. 272 p. (in Russian).
16. Abramovich G.N. Applied Gas Dynamics. Vol.1. Moscow. Nauka Publ., 1987. 537 p. (in Russian).
17. Ganev I.H. Physics and Calculation of the Reactor. Ed. by N.A. Dolezhal. Edition 2-nd. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1992. 496 p. (in Russian).
18. Petuhov B.S., Genin L.G. Heat Exchange in Nuclear Power Stations. Edition 3-rd. Moscow. MEI Publ., 2003. 548 p. (in Russian).
19. Harrer J.M. Technology of Regulation of Nuclear Reactors. Ed. by I.Y. Yemelyanov. Moscow. Atomizdat Publ., 1967. 492 p. (in Russian).
20. Kaplar Sh. E., Lisitsin I.S., Markov P.V., Marchikhina N.A. Development of Calculated Model and the Analysis of Some Transient Phenomenon's in the Reactor KLT-40S With Use of the SERPENT Code. *The Nuclear power engineering*. 2009, no. 1, pp. 39-47.

Authors

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

E-mail: V.I.Belozеров@iate.obninsk.ru

Bot'ko Evgenij Nikolaevich, Machinist of Pumping Stations of RUE «Byelarussian NPP»

E-mail: Jeffrey_4@mail.ru

Zhuk Mihail Mihajlovich, Chief Engineer-Physicist

E-mail: zhook1956@yandex.ru.