

ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМА С МАЛОЙ ТЕЧЬЮ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ ВВЭР-1000

В.И. Белозеров*, М.М. Жук, А.М. Терехова***

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

*** Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС
396072, Воронежская обл., г. Нововоронеж, Промышленная зона Южная, 1*



С помощью компьютерных теплогидравлических кодов TRAC-PD2 и Open FOAM [1 – 3] на основе уравнений сохранения энергии, массы для трехмерного нестационарного течения двухфазной смеси выполнено моделирование режимов с нарушением условий охлаждения реакторной установки со стороны первого контура с реактором ВВЭР. Совместное моделирование динамики нейтронно-физических и теплогидравлических процессов [1 – 8] имеет целью улучшение качественного понимания и количественного представления об их влиянии на безопасность.

Исследование данных режимов с применением теплогидравлических кодов дает возможность провести анализ протекания переходных и некоторых аварийных процессов без использования метода промышленных испытаний, что способствует созданию основы для решения проблем обеспечения надежности, эксплуатационной безопасности и эффективности атомных электростанций.

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 исследования с применением программных кодов.

Основная задача работы – расчет с использованием компьютерных программных кодов и исследование режимов с нарушением условий охлаждения реакторной установки со стороны первого контура реактора ВВЭР для определения соответствия вычисленных параметров и приемочных критериев, установленных нормативной документацией.

Ключевые слова: режим, течь трубопровода, нарушение теплоотвода, реакторная установка, давление, стопорный клапан, кризис кипения, коэффициент запаса, быстродействующая редуцирующая установка с выхлопом в атмосферу (БРУ-А).

ВВЕДЕНИЕ

Для обеспечения безопасной эксплуатации реакторной установки необходимо наличие точной и оперативной информации об ее параметрах состояния.

Первый и второй контуры АЭС с РУ ВВЭР-1000 взаимно связаны друг с другом, и изменение параметров первого контура может привести к нарушению нормальной эксплуатации, в частности, к охлаждению реактора и возмущению во втором контуре, при этом дальнейшее развитие нарушений может вызвать аварию. При анализе безопасности АЭС можно выделить нарушения, связанные с условиями охлаждения активной зоны реактора вследствие изменения расхода теплоносителя. Условия обеспечения теплогидравлической надежности активной зоны водоохлаждаемых энергетических реакторов некипящего (ВВЭР, PWR) и кипящего (РБМК, BWR) типов занимают особое место [6 – 10]. Кроме того, история атомной энергетики свидетельствует о том, что недостаток знаний в области теплообмена на поверхности твэла и гидродинамики является одной из причин возникновения и развития аварий на АЭС [9, 10]. Поэтому исследование теплофизических и теплогидравлических процессов в ядерных энергетических установках создает необходимую основу для принятия решений в области безопасных проектирования, ремонта и эксплуатации АЭС. В работе представлены результаты расчетного анализа аварии. Расчеты выполнены для условий эксплуатации на номинальном уровне мощности реактора с учетом погрешности на точность ее определения и поддержания, составляющей 4% от номинального значения мощности (3120 МВт) [11 – 14].

Режим с течью трубопровода первого контура с эквивалентным диаметром до 100 мм (Ду 100) из «холодной» нитки главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) рассматривается как наиболее опасный с точки зрения теплового состояния активной зоны из возможных «малых» течей. Данный режим протекает со срывом циркуляции теплоносителя первого контура и образованием гидрозатворов в U-образных участках «холодных» ниток ГЦТ [12]. Кроме разрыва трубопровода Ду 100 может рассматриваться целая группа разрывов с меньшими диаметрами, но такие ситуации будут носить менее острый характер, поэтому рассматривается наиболее опасная из них [12 – 18].

Режим относится к проектным авариям и характеризуется следующими признаками:

- снижение давления теплоносителя в реакторе;
- снижение уровня в компенсаторе давления (КД);
- повышение давления в контейнменте.

Совершенствование и продление срока эксплуатации действующих АЭС и 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 [19 – 25].

ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОСТЬ СОБЫТИЙ И РАБОТА СИСТЕМ

При разрыве на холодной нитке главного циркуляционного трубопровода на входе в реактор может произойти выброс теплоносителя в течь, снижение давления в первом контуре, уменьшение массы теплоносителя в реакторе.

Принимается, что одновременно с разрывом ГЦТ происходит обесточивание АЭС, в результате чего ГЦН теряют электропитание и начинается их механический выбег. Расход теплоносителя через активную зону снижается, и происходит ухудшение теплоотвода от активной зоны. Если не принять специальных мер, то может произойти разогрев топлива и оболочек твэлов и их последующее расплавление [12].

Предусмотренные в проекте системы безопасности обеспечивают останов реактора, послеаварийное охлаждение активной зоны и перевод РУ в безопасное состояние.

Снижение мощности реактора от начальной величины до уровня остаточного энерговыделения осуществляется аварийной защитой (АЗ) реактора.

Компенсация утечек теплоносителя из первого контура и охлаждение активной зоны

в авариях с потерей теплоносителя осуществляются системой аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), состоящей из

- пассивной части, к которой относится система емкостей САОЗ;
- активной части, к которой относится система аварийного и планового расхолаживания.

Данный режим может протекать со срывом циркуляции теплоносителя первого контура и образованием гидрозатворов в U-образных участках «холодных» ниток ГЦТ. Срыв циркуляции определяется по объему отсепарированной воды первого контура в момент, когда ее уровень совпадает с верхней образующей верхнего патрубка реактора.

Анализ аварийного режима с течью трубопровода Ду 100 из «холодной» нитки ГЦТ проводится с учетом дополнительного наложения полного обесточивания станции на начало аварии как наиболее неблагоприятного момента с точки зрения возможности наступления кризиса теплообмена.

Таблица 1

**Последовательность срабатывания систем и устройств
(исходное событие – течь Ду 100 из холодной нитки ГЦТ)**

Время, с	Событие	Причина события
0	Отключение – всех ГЦН; – систем основной и вспомогательной питательной воды второго контура; – системы подпитки и продувки первого контура; – БРУ-К; – энергоснабжения системы КД	Потеря электропитания от всех внешних и внутренних источников переменного тока (обесточивание блока)
1,4	Формирование сигнала на срабатывание АЗ	Обесточивание блока
1,9	Начало движения органов регулирования	Действие АЗ
2	Запуск дизель-генераторов (ДГ) и их нагружение по программе ступенчатого пуска	Обесточивание блока
6	Закрытие стопорных клапанов турбогенератора	Действие АЗ
14	Открытие БРУ-А	Достижение уставки на открытие БРУ-А 7,154 МПа
40	Запуск насосов аварийного впрыска бора и аварийного расхолаживания	Обесточивание блока
80	Закрытие БРУ-А	Достижение уставки на закрытие БРУ-А 6,27 МПа
95	Начало подачи борного раствора насосами аварийного впрыска в трубопроводы петли 1, 4	Достижение давления в первом контуре 7,8 МПа
120	Начало подачи аварийной питательной воды в ПГ 1, 4	Программа ступенчатого нагружения ДГ Снижение уровня воды в ПГ относительно номинального на 900 мм
190	Начало подачи борного раствора в реактор из емкостей САОЗ	Достижение давления в реакторе 5,88 МПа
428	Начало подачи борного раствора насосами аварийного расхолаживания в холодный и горячий трубопроводы петли 1, 4	Достижение давления в первом контуре 1,02 МПа
1250	Прекращение подачи аварийной питательной воды в ПГ 1, 4	Повышение уровня воды в ПГ относительно номинального (2,4 м) на 150 мм
1670	Прекращение подачи борного раствора из емкостей САОЗ в реактор	Опорожнение емкостей САОЗ
4200	Опорожнение баков с борным раствором	Переключение насосов аварийного впрыска бора и аварийного расхолаживания на приемок
16000	Окончание моделирования	

Хронологическая последовательность событий (срабатывание систем и устройств),

а также блокировки или уставки, вызывающие это срабатывание, для рассматриваемой аварии приведены в табл. 1 [9]. При анализе аварии учитывались следующие отказы в работе оборудования:

- застревание в крайнем верхнем положении одного наиболее эффективного органа регулирования;
- отказ одного активного элемента СА03 (по одному насосу высокого и низкого давления).

Начальная стадия аварии характеризуется значительными возмущениями в параметрах теплоносителя первого контура. Максимальный расход течи в начальный момент аварийного процесса ($P = 16,0$ МПа) составляет 1020 кг/с. Наибольшая скорость снижения давления в первом контуре реализуется в первые 95 с аварии, в течение которых давление снижается от 16,0 до 7,8 МПа.

После возникновения аварии по признаку обесточивания с задержкой две – три секунды происходят срабатывание АЗ и снижение мощности реактора до уровня остаточных тепловыделений. Начинается выбег ГЦН. Вследствие разуплотнения первого контура давление в нем быстро снижается, что приводит к вскипанию теплоносителя (примерно на 40-ой секунде закипает теплоноситель в верхней камере смешения реактора, на 95-ой секунде закипает теплоноситель в нижней камере смешения реактора). Это приводит к уменьшению скорости падения давления в первом контуре. Расход теплоносителя через течь превышает расход от насосов аварийного впрыска бора. Из-за этого происходит уменьшение массы теплоносителя в первом контуре.

По достижении соответствующих уставок по давлению начинается подача борного раствора в первый контур от систем безопасности

- двумя насосами аварийного впрыска бора из баков с запасом борированной воды (на 95 с), когда давление в горячих и холодных нитках ГЦТ снизилось до 7,8 МПа;
- из двух емкостей СА03 в нижнюю камеру смешения (НКС) и двух емкостей в верхнюю камеру смешения (ВКС) на 190 с, когда давление в реакторе снизилось до 5,88 МПа. После опорожнения баков СА03 происходит автоматическое переключение насосов СА03 на забор теплоносителя, скапливающегося в приемке, и подачу его в первый контур;
- двумя насосами аварийного расхолаживания из баков с запасом борированной воды (на 428 с), когда давление в горячих и холодных нитках ГЦТ снизилось до 1,02 МПа.

Работа гидроемкостей в этом режиме в условиях достаточно высокого паросодержания в контуре и течи трубопровода Ду 100 приводит к сепарации теплоносителя и срыву циркуляции в ГЦТ. На седьмой минуте процесса происходят срыв естественной циркуляции теплоносителя первого контура и образование гидрозатворов в U-образных участках «холодных» ниток ГЦТ.

Однако во всех рассмотренных режимах максимальные температуры топлива и оболочки не превышают значений для нормальных условий эксплуатации (соответственно, 1990 и 350°C). Кризис теплообмена на поверхности твэлов не возникает. Порог парациркониевой реакции не достигается в течение всего аварийного процесса.

Графики изменения давления в активной зоне, расходов в зоне и расходов СА03, а также плотности теплоносителя и уровней представлены на рис. 1 – 4.

Из-за разуплотнения первого контура давление в нем быстро падает (см. рис. 1), что приводит к вскипанию теплоносителя в камерах смешения, сначала в верхней камере, а затем – в нижней. Из-за вскипания изменяется и плотность пароводяной смеси (рис. 3). За счет этого в дальнейшем уменьшается скорость падения давления в первом контуре. Расход теплоносителя через течь превышает расход от насосов аварийного впрыска бора (см. рис. 2). Вследствие этого, а также из-за присутствия пароводяной смеси происходит уменьшение объема теплоносителя в первом контуре (см. рис. 4).

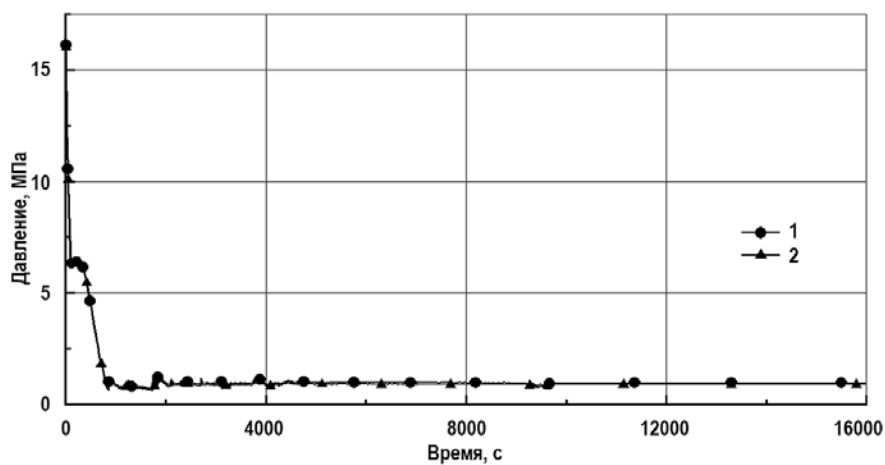


Рис. 1. Давление теплоносителя на выходе из активной зоны (1) и в компенсаторе давления (2)

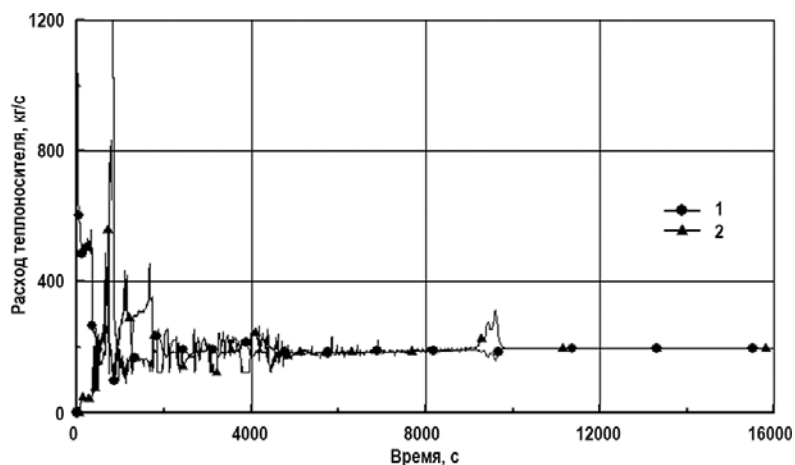


Рис. 2. Расход теплоносителя из течи (1) и суммарный расход теплоносителя из СА03 (2)

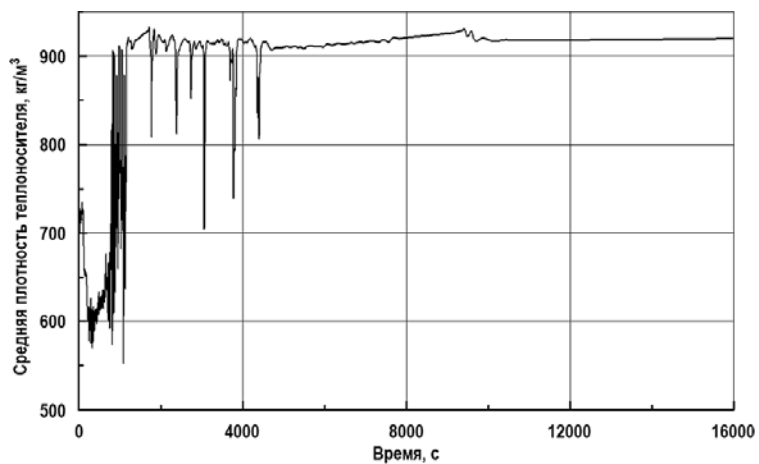


Рис. 3. Средняя плотность теплоносителя в активной зоне

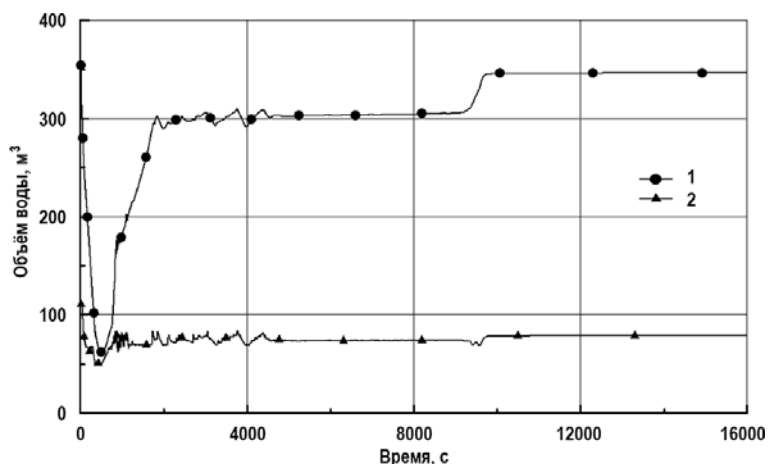


Рис. 4. Объем воды в первом контуре (1) и реакторе (2) (при течи эквивалентным диаметром 100 мм на входе в реактор)

ВЫПОЛНЕНИЕ ПРИЕМОЧНЫХ КРИТЕРИЕВ

Анализ выполнения приемочных критериев проводится в соответствии со следующим перечнем [10].

Критерий 1. Давление в системе теплоносителя первого контура и паропроводах парогенераторов не должно превышать расчетное значение на 15%, т.е. давление теплоносителя первого и второго контуров не должно превышать 20,24 и 9,02 МПа соответственно. Расход теплоносителя через течь превышает расход от насосов аварийного впрыска бора

Как видно из результатов расчета для малой течи из первого контура Ду 100, давление теплоносителя первого контура в течение всего аварийного процесса не превышает расчетного значения. Максимальное давление теплоносителя второго контура не превышает давления открытия БРУ-А (7,154 МПа).

Таким образом, предельные значения давления теплоносителя первого и второго контуров не достигаются, и приемочный критерий выполняется.

Критерий 2. Отсутствие мгновенного разрушения топлива проверяется по следующим проектным требованиям:

- топливные таблетки не плавятся даже локально;
- радиально усредненная энтальпия топливной таблетки не должна превышать 840 и 963 Дж/г для облученного и свежего топлива, соответственно.

Поскольку значения максимальной температуры топлива в твэле не превышают своих начальных (исходных) значений в течение всего аварийного процесса и радиально усредненная энтальпия топлива также не превышает пороговых величин, то требования критериев выполняются.

Анализ результатов расчетов показал, что условия теплообмена в активной зоне в течение всего аварийного процесса таковы, что отсутствуют предпосылки к нарушению следующих требований:

- а) максимальная температура оболочки твэла, достигаемая в аварийных условиях, не должна превышать 1200°C;
- б) глубина локального окисления оболочки не должна превышать 18% от первоначальной толщины;
- в) доля прореагировавшего циркония не должна превышать 1% его массы в оболочках твэлов;
- г) расчетное изменение геометрии активной зоны (деформация оболочки и разгерме-

тизация твэлов) такое, что зона имеет возможность послеаварийного расхолаживания;

д) плавление стержней СУЗ не допускается даже локально; перемещение стержней СУЗ в реакторе не должно нарушаться из-за возможных деформаций в топливных сборках, стержнях СУЗ и внутриреакторных устройствах;

е) взаимодействие между различными компонентами ТВС не должно приводить к плавлению этих компонентов;

ж) должно быть достигнуто такое безопасное состояние активной зоны, при котором созданы условия для поддержания реактора в подкритическом состоянии, его расхолаживания после аварии, а также для демонтажа активной зоны и внутриреакторных устройств.

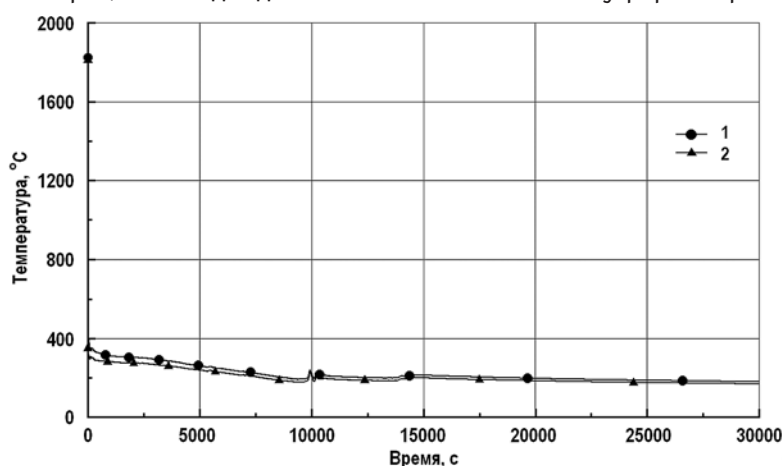


Рис. 5. Максимальные температуры: 1 – топлива; 2 – оболочек твэлов

Система теплоносителя первого контура поддерживается в безопасном состоянии, т.е. обеспечивается кратковременное и длительное охлаждение активной зоны.

Проектные аварии проанализированы от начала исходного события до момента выхода на параметры расхолаживания оборудования при устойчивой работе систем безопасности. Результаты расчета показывают, что в течение всего аварийного процесса активная зона реактора залита охлаждающей водой, температуры топлива и оболочек твэлов не превышают начального значения. Реализация всех проектных пределов аварийного охлаждения активной зоны обеспечивает выполнение третьего приемочного критерия.

Критерий 3. Давление в системе теплоносителя первого контура и паропроводах ПГ поддерживается ниже допустимых проектных пределов с учетом возможных хрупких разрушений и изменений вязкостных свойств.

Результаты проведенного расчетного анализа безопасности показывают, что в данном режиме выполняются приемочные критерии, указанные выше.

ВЫВОДЫ

Выполнен теплогидравлический анализ проектной аварии с малой течью теплоносителя первого контура эквивалентным диаметром менее 100 мм для реакторной установки В-320.

Параметры активной зоны, в том числе и нейтронно-физические характеристики выбирались таким образом, чтобы обеспечить получение консервативных результатов с точки зрения анализируемых приемочных критериев.

Проведенный анализ показал, что

– в рассмотренной аварии обеспечивается выполнение приемочных критериев, характеризующих безопасность РУ;

– защитные автоматические действия систем безопасности переводят реакторную

установку в контролируемое безопасное состояние.

Литература

1. TRAC-PD2. An advanced best-estimated computer program for pressurized water reactor loss of coolant accident analysis. NUREG/CR-2054, 1981.
2. OpenFOAM User Guide Version 1.6. 2009.
3. OpenFOAM Programmer's Guide Version 1.6. 2009.
4. *Большагин С.Н., Городков С.С., Дементьев В.Г., Олейник Д.С.* Расчет нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 методом Монте-Карло по программе MCU-PD и сравнение результатов с программами БИПР-7А, РАДАР и с экспериментальными данными. Материалы XX-го семинара «НЕЙТРОНИКА», г. Обнинск, 27 октября – 30 октября 2009 г. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2009.
5. *Галанин А.Д.* Теория гетерогенного реактора – М.: Атомиздат, 1971. – 248 с.
6. *Вейнберг А., Вигнер Е.* Физическая теория ядерных реакторов. / Пер. с англ. – М.: ИЛ, 1961. – 733 с.
7. *Овчинников Ф.Я., Семенов В.В.* Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.
8. 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.
9. Безопасность атомных станций. Справочник. – М.: Концерн «Росэнергоатом», 1994. – 250 с.
10. Реакторная установка В-320. Техническое описание и информация по безопасности. – Подольск: ОКБ «Гидропресс», 1987. – 62 с.
11. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. – 57 с.
12. *Афров А.М., Андрушечко С.А., Украинцев В.Ф., Васильев Б.Ю., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Кокосадзе Э.Л., Иванов Е.А.* ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – М.: Университетская книга, Логос, 2006. – 488 с.
13. *Кириллов П.Л., Богословская Г.П.* Теплообмен в ядерных энергетических установках. – М.: Энергоатомиздат, 2000. – 456 с.
14. *Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С.* Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Том 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ / Под общ. ред. П.Л. Кириллова. – М.: ИздАт, 2010. – 776 с.
15. *Кузнецов Ю.Н.* Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 296 с.
16. *Кутепов А.М., Стерман Л.С., Стюшин Н.Г.* Гидродинамика и теплообмен при парообразовании: Учебное пособие для вузов. – М.: Высшая школа, 1986. – 448 с.
17. *Петросьянц А.М.* Ядерная энергетика. – М.: Наука, 1981. – 272 с.
18. *Петухов Б.С., Поляков А.Ф.* Теплообмен при смешанной турбулентной конвекции. – М.: Наука, 1986. – 192 с.
19. *Петухов Б.С.* Теплообмен в движущейся однофазной среде. – М.: Изд-во МЭИ, 1993. – 352 с.
20. *Галин Н.М., Кириллов П.Л.* Теплообмен (в ядерной энергетике): Учеб пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 375 с.
21. *Белозеров В.И., Сергеев В.В., Казанцев А.А., Позняков А.Н., Каньшев М.Ю.* Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения персонала. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 2. – С. 99-106.
22. *Казанцев А.А., Сергеев В.В., Белозеров В.И., Ефремов А.Ю.* Моделирование переходных процессов для реактора ВВЭР-1000. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 1. – С. 98-104.
23. *Bolshov L., Strizhov V.* SOCRAT – The System of Codes for Realistic Analysis of Severe Accidents. Proc. of ICAPP '06 – Reno. – NV USA, Paper 6439, 2006.
24. Fuel Rod Behavior and Uncertainty Analysis by FRAPTRAN/TRACE/DAKOTA Code in Maanshan LBLOCA (NUREG/IA-0471).

25. RELAP5/MOD3. Code Manual. Volume 1. Idaho Natural Engineering Laboratory, Idaho, 1995.

26. LSDyna. Электронный ресурс: <http://www.lsdyna.ru/> (дата обращения: 12.09.2017).

Поступила в редакцию 17.09.2017 г.

Авторы

Белозеров Владимир Иванович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: v.i.belozеров@iate.obninsk.ru

Жук Михаил Михайлович, ведущий инженер отдела ядерной безопасности и надежности

E-mail: ZhukMM@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Терехова Анна Михайловна, старший преподаватель

E-mail: amterekhova@mephi.ru

UDC 621.039.524.44

INVESTIGATION OF THE SMALL BREAK CONDITIONS IN THE PRIMARY CIRCUIT OF A VVER-1000 REACTOR

Belozеров V.I.*, Zhuk M.M.***, Terehova A.M.*

*Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU MEFHI

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga Reg., 249040, Russia

** Novovoronezh NPP, Branch of JSC «Concern Rosenergoatom»

1 South Industrial Zone, Voronezh Reg., Novovoronezh, 396072, Russia

ABSTRACT

Modes with violation of the reactor facility cooling conditions in the VVER reactor primary circuit have been simulated using the TRAC-PD2 and Open FOAM thermohydraulic codes [1 – 3] based on energy and mass conservation equations for a three-dimensional unsteady flow of a two-phase mixture. Coupled simulation of the dynamics of neutronic and thermohydraulic processes [1 – 8] aims to improve the qualitative understanding and the quantitative notion of their effects on safety.

Studying these modes using the above thermohydraulic codes makes it possible to analyze the course of transients and certain emergency processes without using the industrial testing method, this providing the basis for solving the problems of ensuring the reliability, operational safety and efficiency of nuclear power plants.

A modern nuclear reactor is a complex system for studying and calculating which it is not enough to use simple theoretical models. Thermohydraulic calculations are an essential component of most engineering and technological development works in nuclear power. Since, in conditions of an NPP, it is not possible to use a technologically conventional way to verify and update the results and findings of an a priori analysis on the basis of industrial tests, investigations based on codes are used in some cases as the tools for studying and predicting the parameters of thermohydraulic processes in the reactor's circulation circuit.

The main purpose of the study is to calculate and investigate, with the use of codes, modes with violation of the reactor facility cooling conditions in the primary circuit of a VVER reactor in order to determine the conformity of the calculated parameters to the acceptance criteria established by regulatory documentation.

Key words: mode, pipeline break, heat sink failure, reactor facility, pressure, stop valve, departure from nuclear boiling, safety factor, high-speed dump valves with discharge to atmosphere (HSDV-A).

REFERENCES

1. TRAC-PD2. An advanced best-estimated computer program for pressurized water reactor loss-of-coolant accident analysis. NUREG/CR-2054, 1981.
2. OpenFOAM User Guide Version 1.6. 2009.
3. OpenFOAM Programmer's Guide Version 1.6. 2009.
4. Bolshagin S.N., Gorodkov S.S., Demytyev V.G., Oleynik D.S. Calculation of the VVER-1000 core neutron-physical characteristics by the Monte-Carlo method according to the MCU-PD program, and comparison of the results with the BIPR-7A, RADAR programs and experimental data, Materials of the XX-th seminar «NEITRONICA». Obninsk, October 27 – October 30, 2009. Obninsk. GNC RF-FEI Publ., 2009 (in Russian).
5. Galanin A.D. *Theory of a Heterogeneous Reactor*. Moscow. Atomizdat Publ., 1971, 248 p. (in Russian).
6. Weinberg A., Wigner E. *The Physical Theory of Neutron Chain Reactors*. Moscow. Inostrannaya Literatura Publ., 1961, 733 p. (in Russian).
7. Ovchinnikov F.Ya., Semenov V.V. *Operational regimes of water-water power reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1988, 359 p. (in Russian).
8. 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.
9. *Safety of nuclear power plants*. Handbook. Moscow. Concern «Rosenergoatom» Publ., 1994, 250 p. (in Russian).
10. *Reactor unit V-320*. Technical description and safety information. Podol'sk. OKB «Gidropress» Publ., 1987, 62 p. (in Russian).
11. NP-001-15. *General provisions for ensuring the safety of nuclear power plants*. Moscow. FBU «NTC YaRB» Publ., 57 p. (in Russian).
12. Afrov A.M., Andrushechko S.A., Ukraintsev V.F., Vasilyev B.Yu., Kosourov K.B., Semchenkov Yu.M., Kokosadze E.L., Ivanov E.A. *VVER-1000: physical bases of operation, nuclear fuel, safety*. Moscow. Universitetskaya kniga, Logos Publ., 2006, 488 p. (in Russian).
13. Kirillov P.L., Bogoslovskaya G.P. *Heat and mass transfer in nuclear power plants*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2000, 456 p. (in Russian).
14. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yuriev Yu.S. *Handbook on thermohydraulic calculations in nuclear power. Vol. 1. Thermohydraulic processes in nuclear power plants*. Ed. by P.L. Kirillov. Moscow. Izdat Publ., 2010, 776 p. (in Russian).
15. Kuznetsov Yu.N. *Heat exchange in the safety of nuclear reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 296 p. (in Russian).
16. Kutepov A.M., Sterman L.S., Styushin N.G. *Hydrodynamics and heat transfer in steam generation*. A manual for universities. Moscow. Vysshaya Shkola Publ., 1986, 448 p. (in Russian).
17. Petrosyants A.M. *Nuclear energy*. Moscow. Nauka Publ., 1981, 272 p. (in Russian).
18. Petukhov B.S., Polyakov A.F. *Heat transfer in mixed turbulent convection*. Moscow. Nauka Publ., 1986, 192 p. (in Russian).
19. Petukhov B.S. *Heat transfer in a moving single-phase medium*. Moscow. MEI Publ., 1993, 352 p. (in Russian).
20. Galin N.M., Kirillov P.L. *Heat and Mass Transfer (in Nuclear Power)*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1987, 375 p. (in Russian).
21. Belozherov V.I., Sergeev V.V., Kazantsev A.A., Poznyakov A.N., Kanyshv M.Yu. Neutron-physical and thermohydraulic model of VVER-1000 for personnel training. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zavedenij. Yadernaya Energetika*. 2008, no. 2, pp. 99-106 (in Russian).

22. Kazantsev A.A., Sergeev V.V., BelozeroV V.I., Efremov A.Yu. Modeling of transient processes for the VVER-1000 reactor. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zavedenij. Yadernaya Energetika*. 2009, no. 1, pp. 98-104 (in Russian).

23. Bolshov L., Strizhov V. *SOCRAT – The System of Codes for Realistic Analysis of Severe Accidents*. Proc. of ICAPP'06 - Reno, NV USA, Paper 6439, 2006.

24. Fuel Rod Behavior and Uncertainty Analysis by FRAPTRAN/TRACE/DAKOTA Code in Maanshan LBLOCA (NUREG/IA-0471).

25. RELAP5/MOD3. Code Manual. Volume 1. Idaho Natural Engineering Laboratory, Idaho, 1995.

26. LSDyna. Available at: <http://www.lsdyna.ru/> (accessed: Sep 12, 2017).

Authors

BelozeroV Vladimir Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: v.i.belozeroV@iate.obninsk.ru

Zhuk Mikhail Mikhaylovich, Leading Engineer, Nuclear Safety and Reliability Department

E-mail: ZhukMM@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Terehova Anna Mikhaylovna, Senior Lecturer

E-mail: amterehova@mephi.ru