

## РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ АВАРИЙНЫХ РЕЖИМОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО КОДА КОРСАР

**И.А. Паршиков, Д.С. Соловьев, С.Л. Соловьев**

*ОАО «ВНИИАЭС», 109507, Россия, г. Москва, Ферганская ул., 25*



При реалистических расчетах запроектных аварий, в детерминистских расчетах по вероятностному анализу безопасности, а также для обоснования аварийных инструкций широко применяются коды улучшенной оценки. Нередко для анализа безопасности реакторных установок РБМК используется американский теплогидравлический код улучшенной оценки RELAP5, применение которого приводит к ряду негативных последствий.

Для обеспечения полноценной расчетной поддержки проектирования и сопровождения проектов АЭС с реакторными установками РБМК необходимо использовать отечественные программные продукты. В статье предложен наиболее проработанный и верифицированный теплогидравлический код улучшенной оценки в России – КОРСАР. Для проверки возможности применения кода КОРСАР в расчетах реакторных установок РБМК в рамках проекта ТАСИС R2.03/97 «Разработка программного обеспечения для анализа безопасности реакторов ВВЭР и РБМК» представлен детальный расчетный анализ поведения реакторной установки в различных аварийных режимах.

Результатом работы стала существенная модернизация кода КОРСАР для обеспечения возможности выполнения расчетного анализа реакторных установок РБМК. Полученные локальные и интегральные параметры свидетельствуют о том, что теплогидравлический расчетный код КОРСАР пригоден для анализа безопасности реакторных установок РБМК.

**Ключевые слова:** аварийный режим, моделирование, обоснование безопасности, теплогидравлический код, реакторная установка.

Расчетные коды, моделирующие теплогидравлические процессы в АЭС, нашли широкое применение в атомной энергетике. Более того, проектирование современных АЭС возможно только с их помощью: они описывают поведение систем АЭС в нормальных условиях эксплуатации и с нарушением этих условий, включая переходные и аварийные режимы. Анализ последних с помощью средств математического моделирования является фундаментом всей системы обоснования безопасности эксплуатируемых и создаваемых АЭС. Постоянное повышение уровня требований к качеству такого обоснования сопровождается необходимостью непрерывного совершенствования расчетных кодов, применяемых для описания сложных взаимосвязанных (имеется в виду связь между нейтронно-физическими, теплогидравлическими, химическими, термомеханическими и другими процессами в реакторной установке) нестационарных явлений.

© И.А. Паршиков, Д.С. Соловьев, С.Л. Соловьев, 2014

Теплогидравлические расчетные коды подразделяются на два больших класса:

- инженерные – для консервативного анализа, например, для оценки максимальной температуры оболочки твэлов в авариях с большой течью;
- так называемые коды улучшенной оценки – для проведения реалистических расчетов, например, для расчета изменения всех основных параметров во времени в процессе аварии.

Основу математической модели инженерных кодов составляют три уравнения сохранения для пароводяной смеси. В кодах улучшенной оценки поведение жидкой и паровой фаз моделируется отдельно. Современные коды улучшенной оценки нашли широкое применение и используются для реалистических расчетов запроектных аварий и детерминистских расчетов для вероятностного анализа безопасности (ВАБ), а также для обоснования аварийных инструкций.

Для анализа безопасности реакторных установок РБМК [1] используется американский теплогидравлический код улучшенной оценки RELAP5. Применение иностранных кодов приводит к ряду негативных последствий. Во-первых, разработанные для расчетов динамики реакторных установок PWR (реакторы с водой под давлением), BWR (кипящие водо-водяные реакторы) зарубежные расчетные коды, естественно, не верифицированы применительно к отечественным объектам атомной энергетики. Во-вторых, ориентация преимущественно на зарубежные расчетные коды приводит к деградации отечественных технологий математического моделирования динамики реакторных установок с легко предсказуемыми негативными последствиями. И наконец, все зарубежные коды переданы в российские организации без права коммерческого использования, что практически исключает возможность включения полученных с их помощью результатов в проектные материалы зарубежных контрактов.

В настоящее время наиболее проработанный и верифицированный теплогидравлический код улучшенной оценки в России – расчетный код КОРСАР. Данный программный комплекс, как и иностранные аналоги, создавался для численного моделирования нестационарных и аварийных режимов реакторных установок ВВЭР, а также для моделирования теплогидравлических экспериментальных установок и стендов с водяным теплоносителем. Первая версия кода КОРСАР/V1.1 аттестована в 2003 г. Федеральным надзором России по ядерной и радиационной безопасности.

Чтобы исключить описанные выше отрицательные моменты, было решено попробовать использовать теплогидравлический расчетный код КОРСАР для анализа безопасности реакторных установок РБМК (принципиально другого типа по сравнению с реакторными установками ВВЭР). Существенным является наличие паровой фазы при нормальных условиях эксплуатации реакторной установки, различные режимы течения теплоносителя, значительная разница номинальных параметров и многое другое. Для корректного описания явлений и процессов, протекающих в реакторной установке РБМК, теплогидравлический расчетный код КОРСАР был модернизирован. Наличие разветвленной сети трубопроводов, большое количество коллекторов и индивидуальность технологических каналов в реакторной установке РБМК предопределили работы, связанные с появлением новых моделей и модулей, например, изменены численные схемы расчета коллекторов, разработана модель барабана-сепаратора и т.д.

Работа выполнялась в рамках международного проекта TACIS R2.03/97, который состоял из двух частей «А» и «В». По части «В» разрабатывались цепочки расчетных кодов для анализа всего разнообразия аварий в реакторных установках РБМК. Полная продолжительность всего проекта близка к десяти годам. Более 100 человек (представители как российских, так и зарубежных организаций) внесли свой вклад в осуществление проекта.

Теплогидравлический расчетный код КОРСАР стал частью проекта TACIS R2.03/97. Для

исследований возможностей кода был задан спектр теплофизических процессов и явлений, имеющих место при авариях реакторных установок РБМК. Чтобы покрыть его полностью, зарубежной стороной были предложены, а российской – одобрены сценарии следующих десяти аварийных режимов.

1. Обесточивание собственных нужд энергоблока (потеря электропитания переменным током).
2. Остановка одного из трех работающих главных циркуляционных насосов (ГЦН) с отказом обратного клапана на напоре ГЦН.
3. Прекращение подачи теплоносителя в один выделенный раздаточный групповой коллектор (РГК).
4. ATWS (anticipated transient without scrams – прогнозируемый переходный режим без срабатывания аварийной защиты реактора). Обесточивание собственных нужд энергоблока (потеря электропитания переменным током).
5. ATWS. Потеря питательной воды.
6. Разрыв полным сечением напорного коллектора ГЦН с отказом обратного клапана на одном РГК.
7. Частичный разрыв РГК.
8. Разрыв трубопровода питательной воды.
9. Разрыв паропровода.
10. Разрыв топливного канала в пределах реакторного пространства.

Для описания указанных режимов разработана расчетная модель реакторной установки РБМК для теплогидравлического кода КОРСАР [2].

### **МОДЕЛИРОВАНИЕ ОСНОВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РБМК**

Реакторная установка моделировалась двумя симметричными петлями (одна аварийная половина, другая – неаварийная) от барабана-сепаратора до напорного коллектора ГЦН. Основными элементами являются опускающие трубопроводы, всасывающий коллектор (ВК), трубопроводы ГЦН, напорный коллектор (НК), трубопроводы РГК, активная зона и паропроводы. На рисунке 1 приведена нодализационная схема расчетной модели контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) аварийной половины с выделенным РГК.

Блок ГЦН смоделирован из двух параллельных трактов: первый тракт моделирует три работающих насоса (в виде одного объекта) и связанные с ними напорные и всасывающие трубопроводы, включая байпас между напором и всасом ГЦН, а второй тракт – неработающий насос с перекрытой задвижкой на всасе. Для расчетной схемы была выбрана подробная модель описания работы главных циркуляционных насосов, в том числе полностью описана четырехквadrантная характеристика и кривая выбега ГЦН.

Барабаны-сепараторы смоделированы пароводяным сосудом под давлением. Расчетный элемент эквивалентен двум реальным, поэтому является единственным для каждой половины. Система паропроводов смоделирована от барабанов-сепараторов до стопорно-регулирующих клапанов турбогенераторов (СРК) и включает в себя модели главных предохранительных клапанов: БРУ-К (быстродействующая редуцирующая установка сброса пара в конденсатор турбины), БРУ-Д (быстродействующая редуцирующая установка сброса пара в деаэратор) и БРУ-ТК (быстродействующая редуцирующая установка сброса пара в технологический конденсатор). Существует специальная модель питательного узла и линий системы аварийного охлаждения реактора (САОР). Тепловая автоматика включает в себя подробное описание регулятора давления в барабанах-сепараторах, воздействующего на СРК турбогенераторов, и регуляторов уровня в барабанах-сепараторах, связанных с подачей питательной воды в каждую половину реактора.

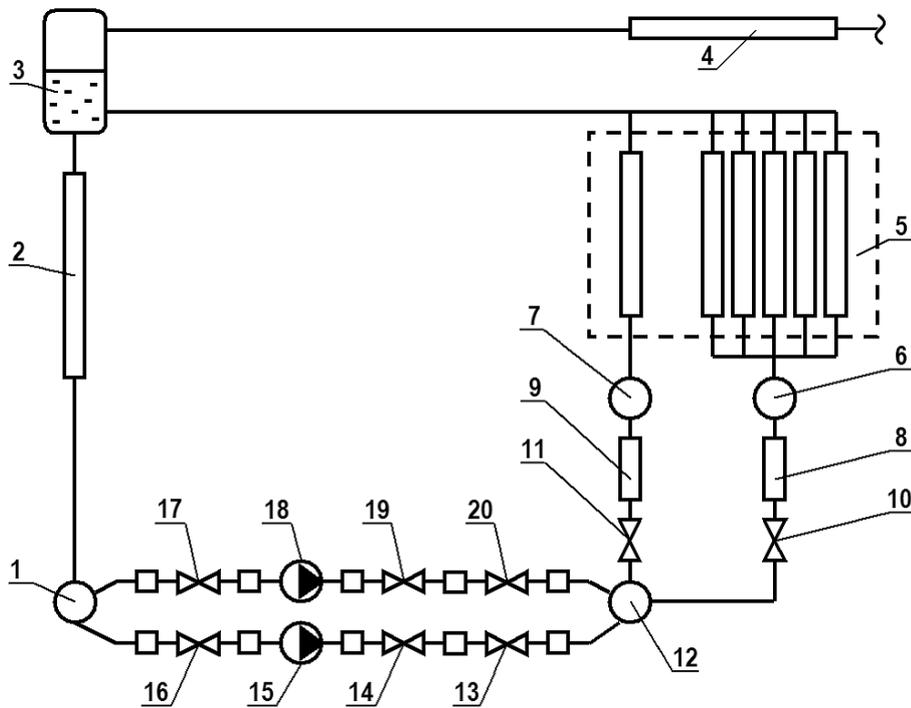


Рис. 1. Нодализационная схема аварийной половины реактора: 1 – всасывающий коллектор; 2 – опускной участок; 3 – барабан-сепаратор; 4 – система паропроводов; 5 – активная зона; 6 – группа РГК; 7 – выделенный РГК; 8 – трубопроводы группы РГК; 9 – трубопроводы выделенного РГК; 10 – обратный клапан группы РГК; 11 – обратный клапан выделенного РГК; 12 – напорный коллектор; 13 – дроссельно-регулирующий клапан на напоре группы ГЦН; 14 – обратный клапан на напоре группы ГЦН; 15 – группа ГЦН; 16 – задвижки на всасе группы ГЦН; 17 – задвижки на всасе неработающего ГЦН; 18 – неработающий ГЦН; 19 – обратный клапан на напоре неработающего ГЦН; 20 – дроссельно-регулирующий клапан на напоре неработающего ГЦН

В основу описания активной зоны реактора было положено допущение о возможности представления всего массива ее каналов ограниченным числом групп эквивалентных каналов. Объединение осуществлялось путем осреднения гидравлических и тепловых характеристик каналов в выбранных диапазонах мощностей, был охвачен весь спектр картограммы мощностей каналов активной зоны. Для расчета различных типов аварийных режимов создано несколько модификаций нодализационных схем активной зоны. Каждая расчетная модель разрабатывалась таким образом, чтобы обеспечить наиболее подробное исследование протекания аварийного процесса при отказах различного оборудования. Все отличия моделей связаны с компоновкой активной зоны реактора, а именно, с количеством эквивалентных каналов в аварийной половине реактора (половине с большей мощностью). Вся неаварийная половина реактора моделировалась одним эквивалентным каналом средней мощности.

Модель эквивалентного топливного канала активной зоны (ТК) состоит из 20-ти элементарных объемов по высоте, общее число нодов в тракте технологического канала от РГК до барабанов-сепараторов составило 54. Реальные элементы конструкций канала сгруппированы в тепловые структуры теплогидравлического кода КОРСАР следующим образом: топливо и оболочка твэла объединены в «топливо», канальная труба, кольца ТК и графит – в «графит», центральная трубка представлена отдельным элементом. Мощность и удельные поверхности теплообмена каждой тепловой структуры масштабировались согласно количеству топливных каналов в составе модели эквивалентного. В модели принята высотная эпюра энерговыделения с максимумом в нижней час-

ти активной зоны и соответствующим коэффициентом неравномерности энерговыделения по высоте.

Для предоставления объема выполненной работы и глубины проделанных исследований в этой статье в качестве примера приведен один из десяти расчетных анализов – результаты расчета режима «Прекращение подачи теплоносителя в один выделенный раздаточный групповой коллектор».

### **ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТА**

Исходное событие – внезапное мгновенное прекращение подачи теплоносителя из напорного коллектора ГЦН в один РГК. Технологические каналы РГК остаются без штатной подачи теплоносителя на вход РГК от ГЦН. Несмотря на блокировку расхода через входное сечение РГК, без перерыва во времени обеспечивается подача теплоносителя в этот коллектор и, следовательно, в каждый подключенный к нему технологический канал через перемычку между напорным коллектором ГЦН и коллекторами САОР.

Причиной блокировки расхода через входное сечение РГК может быть только попадание постороннего предмета в КМПЦ. Следует отметить, что на входе в каждый РГК установлен пластинчатый фильтр с шириной щелей 1 мм и проходным сечением, в пять раз превышающим проходное сечение ограничителя течи. Сами пластины в случае разрушения фильтра по своим геометрическим размерам не способны перекрыть отверстие диаметром ~150 мм. Поэтому такая ситуация считается запроектной, а блокировка входного сечения РГК постулируется.

В расчетной модели реакторной установки применительно к данному конкретному расчету предполагалось выделение в аварийной петле одного РГК с присоединенными к нему технологическими каналами разной мощности. При моделировании принималось, что именно к выделенному РГК подключены два технологических канала максимальной мощности (2,9 МВт). В сделанных допущениях консервативно предполагалось, что аварийный РГК обладает максимально возможной при рассматриваемой загрузке мощностью. В итоге тракт циркуляции аварийной половины активной зоны реактора моделировался шестью эквивалентными каналами. Первые пять моделировали тракт циркуляции аварийного РГК, а шестой – все остальные РГК аварийной половины. Неаварийная половина представлена одним эквивалентным каналом.

### **ОСОБЕННОСТИ СЦЕНАРИЯ АВАРИИ**

Не формировалась команда на автоматическое срабатывание аварийной защиты реактора. В зависимости от величины роста температур твэлов и канальных труб протекание аварийного процесса может происходить без разгерметизации канальных труб и с разгерметизацией. В первом случае до глушения реактора оператором установка продолжает работать на номинальной мощности, причем в каналах аварийного РГК имеет место резкое ухудшение режима охлаждения, возможно нарушение герметичности твэлов. Во втором случае остановка реактора выполняется защитой по росту давления в реакторном пространстве до 750 кгс/м<sup>2</sup>, инициализация которой происходит после разрушения канальной трубы. Предполагается, что разрыв канала аварийного РГК происходит после достижения температуры канальной трубы значения 650 °С. До срабатывания аварийной защиты мощность остается номинальной. После сброса аварийной защиты и снижения мощности реактора до 30% от номинальной автоматически прикрываются дроссельно-регулирующие клапаны (ДРК) на напоре всех работающих ГЦН. Расход через каждый ГЦН снижается до 6500 м<sup>3</sup>/ч. Принимается, что сигналы для инициирования автоматического включения САОР не формируются.

При разрыве канальной трубы формируются две независимые команды на срабатывание блока аварийной защиты (БАЗ) и аварийной защиты АЗ-1 по сигналу повышения

давления в реакторном пространстве (РП) до  $750 \text{ кгс/м}^2$ . В расчетной модели принимается: время достижения уставки по давлению в РП равно двум секундам, аппаратная задержка на срабатывание БАЗ равна 1,2 секунды.

Подробное моделирование отклика параметров реакторной установки происходило на протяжении десяти минут после начала аварии.

### АНАЛИЗ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

На рисунках 2 – 5 приведен отклик интегральных параметров реакторной установки.

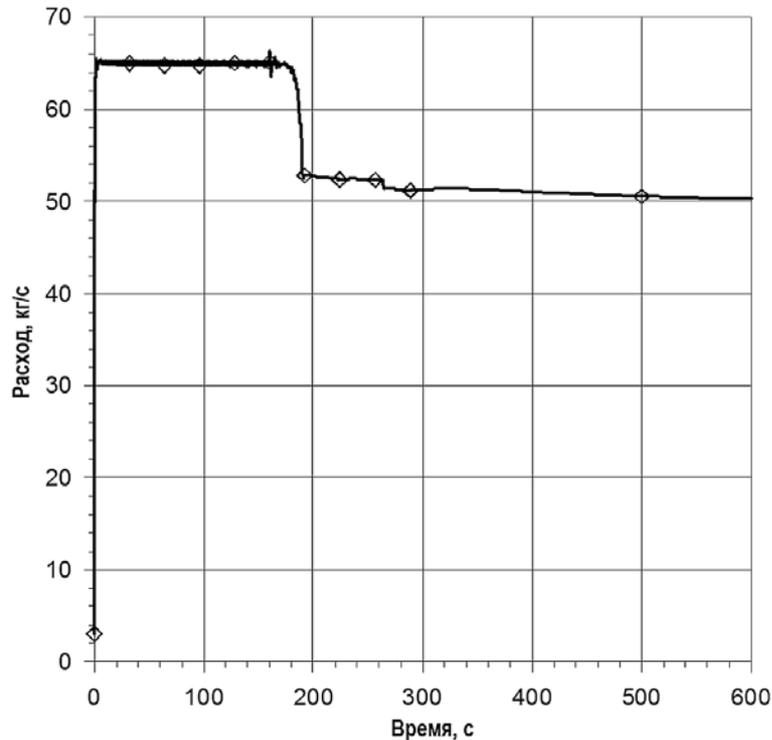


Рис. 2. Расход через перемычку НК ГЦН – коллекторы САОР

После блокировки РГК расход воды через перемычку (рис. 2) вырос с 18 до 65 кг/с и сохранялся постоянным до момента разрыва каналов мощностью 2,9 МВт, причем до блокировки 18 кг/с распределялись на все 22 РГК, а после блокировки весь расход (64 кг/с) поступал в аварийный РГК. Это связано со значительным снижением давления в заблокированном РГК относительно неаварийных коллекторов (рис. 3). При этом дополнительного перетока теплоносителя из неаварийных РГК в заблокированный РГК не происходило благодаря установленным обратным клапанам на трубопроводах подачи воды САОР (из коллекторов САОР) в каждый РГК. Давление в барабане-сепараторе поддерживалось постоянным за счет работы регулятора вплоть до момента сброса аварийной защиты. Давление в заблокированном РГК в первый момент снизилось с 8,3 до 7,2 МПа, тогда как в неповрежденных РГК сохранялось практически на том же уровне (рис. 3).

После снижения давления в барабане-сепараторе (БС) до  $67 \text{ кгс/см}^2$  начали закрываться СРК обоих турбогенераторов (ТГ) в режиме ускоренной разгрузки ТГ. Ускоренная разгрузка продолжилась до появления холостого хода ТГ по сигналу БАЗ (А3-1).

После того как давление в БС снизилось до  $60 \text{ кгс/см}^2$ , появился сигнал на закрытие стопорных клапанов ТГ-1. Как только давление в БС снизилось до  $55 \text{ кгс/см}^2$ , стопорные клапаны ТГ-1 закрылись. Переход регулятора уровня в парный режим регулирования произошел по сигналу БАЗ (А3-1).

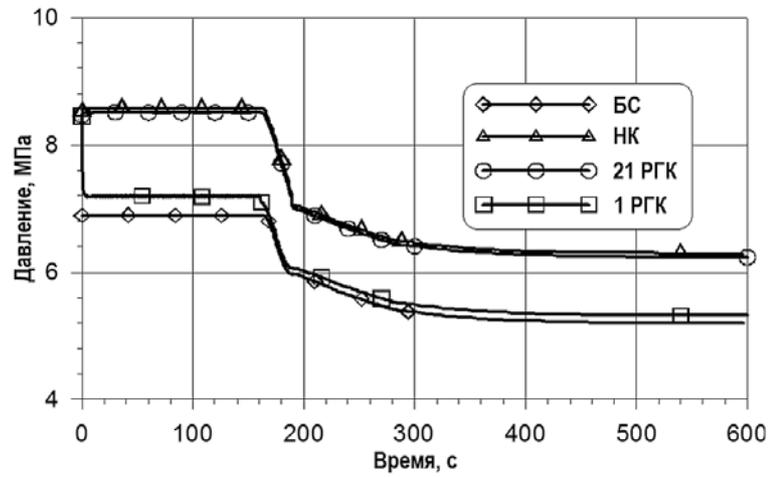


Рис. 3. Давление в аварийной половине

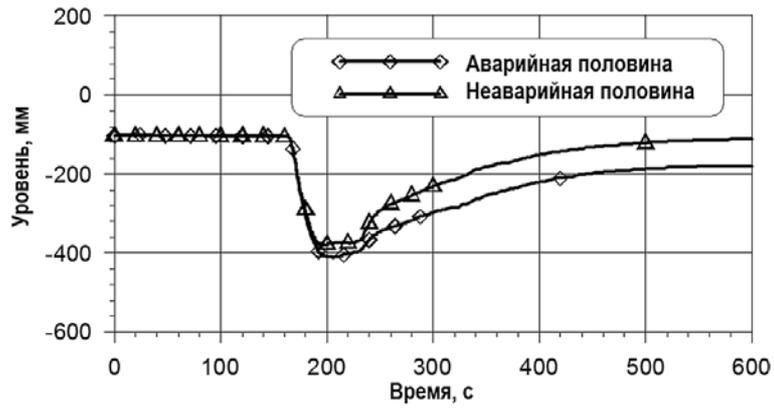


Рис. 4. Показания уровнемеров барабан-сепараторов обеих половин

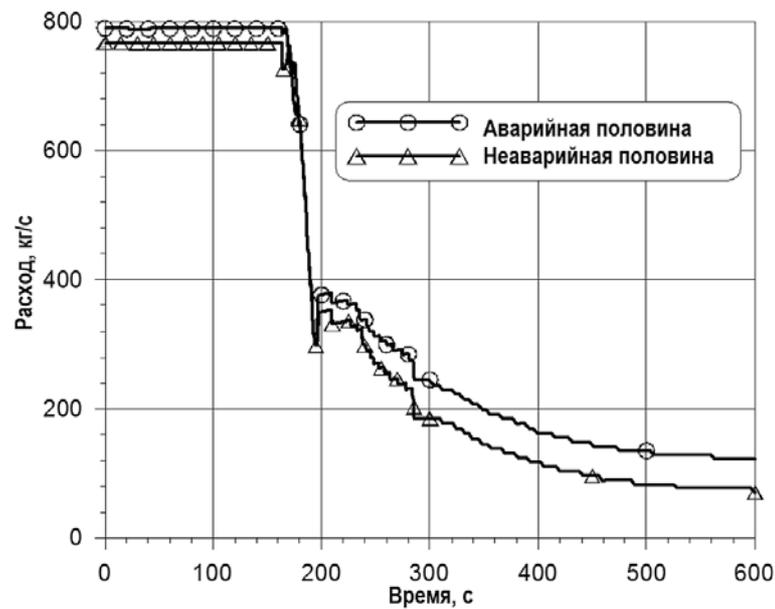


Рис. 5. Полная подача воды ПЭН по половинам реакторной установки

В целом блокировка РГК не оказала заметного влияния на интегральные параметры

установки. Давление в БС (рис. 3), уровень (рис. 4), расход питательной воды (рис. 5), отбор пара через СРК ТГ остались на уровне номинальных параметров. Немного снизился расход по контуру в аварийной половине. Срабатывание аварийной защиты спустя 3,2 с после разрыва каналов привело к снижению давления в контуре, а также к снижению уровня в БС (рис. 4), к прекращению отбора пара на ТГ, к включению в работу БРУ-Д, БРУ-ТК. Регулятор уровня привел расход воды, подаваемый в контур, в соответствие с отбираемым через БРУ паром и потерями теплоносителя через разрыв, а также восстановил уровень в БС.

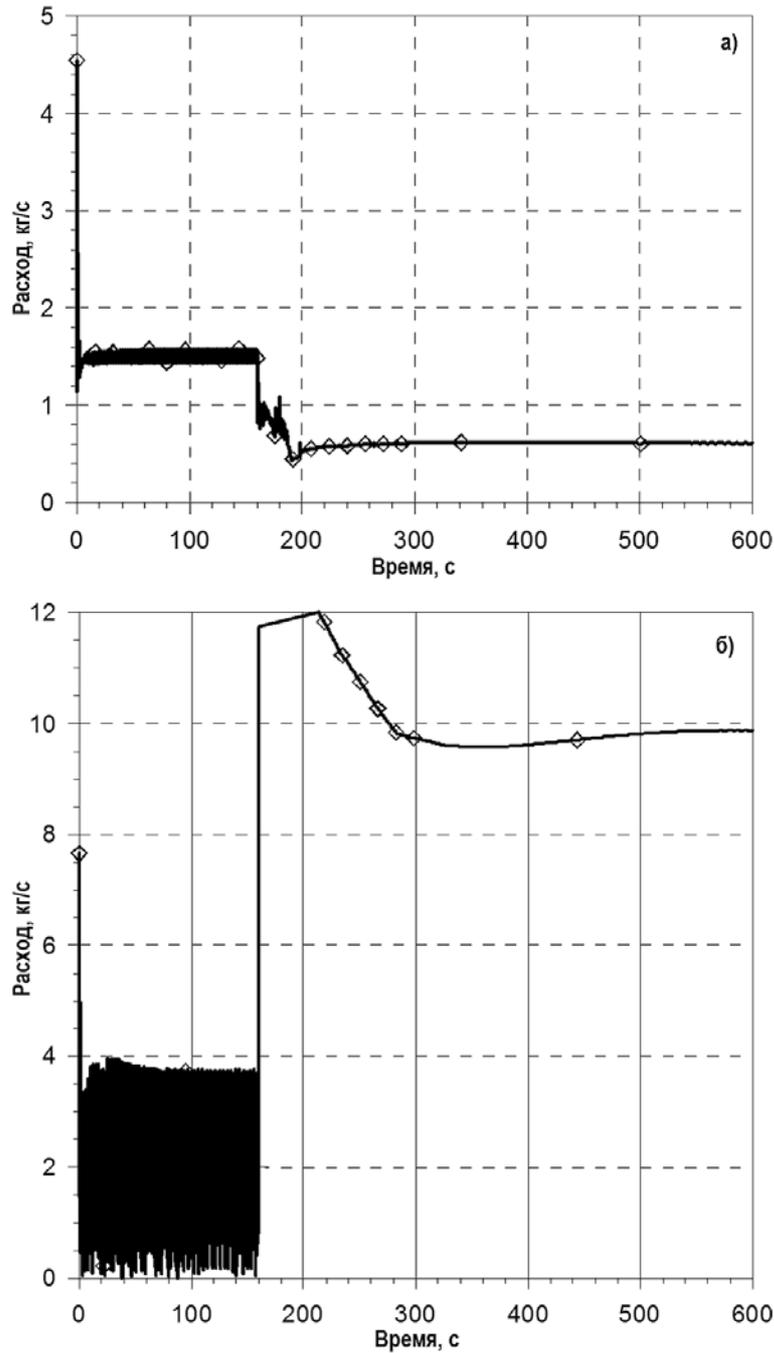


Рис. 6. Расходы на входе в канал 1.4 МВт аварийного РГК (а) и на входе в канал 2.9 МВт аварийного РГК (б)

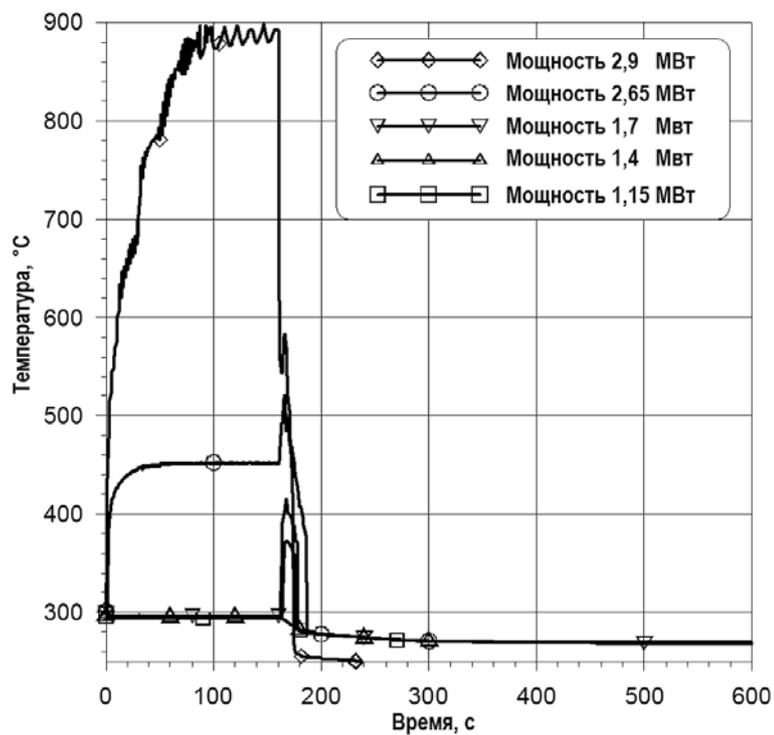


Рис. 7. Максимальная температура оболочек твэлов в каналах заблокированного РГК

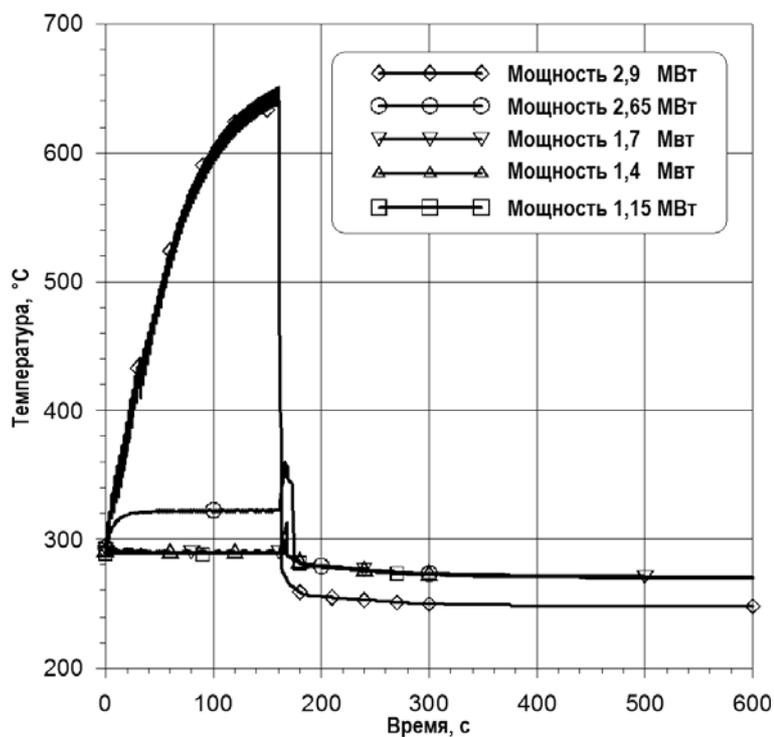


Рис. 8. Максимальная температура трубы в каналах заблокированного РГК аварийной половины

На рисунках 6 – 8 приведен отклик локальных параметров реакторной установки.

Снижение расхода через аварийный РГК привело возникновению незатухающих колебаний расхода во всех группах каналов, подключенных к этому РГК (рис. 6). Снижение расхода при постоянной мощности реактора откликнулось ростом паросодержания и увеличением сопротивления каналов, которое еще больше снизило расход и, наоборот, при небольшом увеличении расхода через канал паросодержание в нем уменьшилось, упало сопротивление канала, что вызвало дальнейший рост расхода. При определенном сочетании мощностей и сопротивлений запорно-регулирующего клапана (ЗРК) в параллельных каналах, подключенных к аварийному РГК, указанные связи расхода, паросодержания и гидравлического сопротивления приводят к развитию автоколебаний расхода, т.е. к развитию гидродинамической неустойчивости. Эта картина наблюдается в расчете. Амплитуда колебаний возростала с увеличением мощности канала. Существенное снижение расхода через каналы заблокированного РГК (рис. 6) привело к росту температуры твэлов и труб ТК этого РГК (рис. 7, 8). Колебания в этих каналах еще более усугубили отрицательное воздействие сниженного расхода на температурный режим ТК.

Достигаемая в ходе разогрева максимальная температура оболочек твэлов в каналах максимальной мощности 2.9 МВт достигла значения 881°C. Канальные трубы этих каналов разогрелись до температур, принятых в качестве критерия разрыва канальной трубы (650°C) в течение 160 секунд после блокировки РГК. Температуры остальных каналов не достигли опасных величин. Разрыв каналов максимальной мощности привел к дополнительному снижению расходов в других каналах аварийного РГК, вызвал их разогрев, который был приостановлен срабатыванием аварийной защиты. Максимальная температура, достигаемая в ходе этого разогрева, наблюдалась в каналах мощностью 2.4 МВт и составила 523°C для оболочек твэлов и 362°C для канальной трубы. Сброс мощности на 165 секунде аварийного процесса (через 3.2 с после разрыва) стабилизировал расходы в аварийном РГК.

Расход на входе в канал средней мощности неаварийной половины в начале исследуемого процесса находился на уровне 6,5 кг/с. Сброс мощности на 165-й секунде аварийного процесса (через 3,2 с после разрыва) стабилизировал расходы в неаварийном РГК до ~5,4 кг/с. Объемное паросодержание через эквивалентную группу каналов зависит от расхода и по характеру изменения повторяет последний. Температуры оболочек твэлов и стенок канальной трубы в канале средней мощности неаварийной половины снизились после сброса мощности и приняли постоянные значения примерно к 300-й секунде расчета.

## **ВЫВОДЫ**

Результатом описанной работы стала существенная модернизация теплогидравлического расчетного кода КОРСАР для обеспечения возможности выполнения расчетного анализа реакторных установок РБМК: введен блок расчета поперечных связей, существенно облегчающий работу по составлению и модернизации существующей топологии; внедрена модель газового контура для детального учета процессов теплопереноса в графитовой кладке реактора; изменена расчетная схема в узлах соединения нескольких трубопроводов с целью корректного описания и учета коллекторного эффекта; выявлена необходимость разработки модели барабана-сепаратора и т.д.

Результаты проведенных расчетов свидетельствуют о возможном использовании отечественного теплогидравлического кода КОРСАР для анализа безопасности реакторных установок РБМК. Детальный анализ поведения локальных и интегральных параметров показал, что код удовлетворительно описывает поведение реакторной установки при отказах оборудования различного рода, при исследовании аварий

типа LOCA (loss of coolant accident – авария с потерей теплоносителя) с наложением единичного отказа, аварийных режимов типа ATWS.

### **Литература**

1. Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980. – 208 с.
2. Кузин А.В., Миронов Ю.В., Москалев А.М., Паршиков И.А., Соловьев С.Л. Разработка расчетной модели РБМК по коду КОРСАР. Сборник тезисов докладов научно-технического семинара «Оценка экспериментальных данных и верификация расчетных кодов», – г. Со-сновый Бор, 2004.

Поступила в редакцию 07.11.2013 г.

### **Авторы**

Паршиков Игорь Александрович, главный специалист  
E-mail: parshikov@get.vniiaes.ru

Соловьев Дмитрий Сергеевич, ведущий научный сотрудник  
E-mail: sds@vniiaes.ru

Соловьев Сергей Леонидович, начальник центра, доктор техн. наук  
E-mail: ssoloviev@vniiaes.ru

УДК 621.039.526.034

## **ACCIDENT ANALYSIS OF REACTOR FACILITY BY USING THERMAL HYDRAULIC CODE KORSAR**

Parshikov I.A., Soloviev D.S., Soloviev S.L.

Joint stock company «All-Russian Scientific Research Institute for Nuclear Power Plant Operation»(JSC «VNIIAES»). 25, Ferganskaya st., Moscow, 109507 Russia

### ABSTRACT

At realistic modeling in safety assessment, deterministic calculations for probabilistic safety analysis and for justify the accident instructions are widely used best estimate codes. Using American best estimate thermal hydraulic code RELAP5 for safety analysis of RBMK reactor facility leads to a number of negative consequences.

To provide a complete calculation design support of NPP project with RBMK reactor facility is necessary to use domestic codes. This paper proposes the most researched and verified best estimate thermal hydraulic code in Russia – the code KORSAR. To test the possibility of using the code KORSAR in the calculations RBMK reactor facilities in project TACIS R2.03/97 «Software Development for Accident Analysis of VVER and RBMK Reactors in Russia» was fulfilled a detailed calculation analysis of dynamic of the reactor facility in different accidents.

Result of this work is substantial upgrading of code KORSAR to enable the implementation of the safety analysis of the RBMK reactor facility. Received local and integral parameters indicate that the thermal hydraulic code KORSAR suitable for safety analysis of RBMK reactor facility.

**Key words:** accident, modeling, safety analysis, thermal hydraulic code, reactor facility.

### REFERENCES

1. Dollezal' N., Emel'yanov I. *High Power Channel-type Reactor*. Moscow, Atomizdat Publ. 1980. 208 p. (in Russian).
2. Kuzin A.V., Mironov Yu. V., Moscalyov A.M., Parshikov I.A., Soloviev S.L. *Developing computational model RBMK by using code KORSAR*. Abstracts of the Scientific and Technical Seminar «Evaluation of experimental data and verification of computer codes». Sosnovy Bor, 2004. (in Russian).

### Authors

Parshikov Igor' Aleksandrovich, Chief Specialist

E-mail: parshikov@get.vniiaes.ru

Soloviev Dmitriy Sergeevich, Leading Researcher

E-mail: sds@vniiaes.ru

Soloviev Sergey Leonidovich, Deputy Head of Department, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: ssoloviev@vniiaes.ru