

АНАЛИЗ РЕЖИМА РАБОТЫ ЭНЕРГОБЛОКА ВВЭР-1000 С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВОГО КОНТУРА В РАМКАХ РЕАЛИЗАЦИИ СТАНДАРТНОЙ ПРОБЛЕМЫ ДЛЯ ВАЛИДАЦИИ КОДА RELAP5

**© 2011 г. В. И. Борисенко, А. Г. Крушинский, В. П. Мукоид,
Павлин Грудев*, Малинка Павлова***

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев

**Институт ядерных исследований и ядерной энергии Академии наук Болгарии, София*

Изложены основные результаты валидации расчетного кода RELAP5 в рамках международного сотрудничества специалистов Украины и Болгарии при реализации стандартной проблемы для ВВЭР-1000 энергоблока № 6 АЭС «Козлодуй». Приведен сравнительный анализ расчетных и экспериментальных результатов. Представлено общее заключение о возможности использования расчетного кода RELAP5 для моделирования теплогидравлических процессов в реакторных установках с реакторами ВВЭР-1000.

Ключевые слова: атомная электрическая станция, теплогидравлические процессы в реакторных установках, валидация расчетного кода, стандартная проблема, расчетный код RELAP5.

Для анализа безопасности действующих и проектируемых энергоблоков АЭС разрабатываются комплексные расчетные программы, позволяющие моделировать спектр взаимосвязанных физических процессов в реакторных установках – теплогидравлику, теплообмен, нейтронную кинетику, механическую прочность, радиационное влияние и др. Учитывая сложность как самих программ, так и моделируемых объектов, важным этапом на пути внедрения программ для решения практических задач по оценке безопасности АЭС является их всесторонняя апробация путем выполнения тестовых расчетов и сравнения получаемых результатов с экспериментальными данными, иными словами – валидация расчетного кода.

Важная роль в разработке специальных расчетных кодов и их внедрении в практику использования для целей оценки безопасности объектов ядерной энергетики принадлежит международному сотрудничеству, в рамках которого открываются широкие возможности вовлечения в процесс валидации расчетных кодов ведущих специалистов разных стран, получения большого объема экспериментальных данных для валидации и, как следствие, повышение объективности получаемых оценок. Благодаря международному сотрудничеству реализуется возможность использовать для валидации данные, полученные как на экспериментальных стендах, так и на действующих энергоблоках в процессе их эксплуатации. Практическая целесообразность такого сотрудничества обусловлена, с одной стороны, тем, что открывается доступ к данным, полученным на экспериментальных стендах для моделирования физических процессов в реакторной установке, количество которых в мире ограничено, с другой стороны, имеется возможность выполнения анализа не стационарных режимов, имевших место на действующих АЭС, и отбора подходящих переходных процессов для валидации. Кроме того, участие в процессе валидации позволяет специалистам разных стран получить как практические навыки использования расчетного кода, так и получить собственные оценки возможностей данного кода по моделированию процессов в реакторной установке.

Примером международного сотрудничества при валидации расчетного кода является программа валидации расчетного кода RELAP5, разработанного в Айдахской национальной лаборатории (США) для анализа теплогидравлических процессов в основном оборудовании реакторной установки с ядерными реакторами на кипящей воде (BWR). Валидация кода была организована в рамках программы оценки безопасности реакторов советского производства (SDRS), инициированной Министерством энергетики США (U.S. DOE). С этой целью были реализованы проекты («стандартные проблемы») по оценке возможности применения разработанного расчетного кода для анализа теплогидравлических процессов в реакторных

установках с водо-водяными энергетическими реакторами под давлением типа ВВЭР. Участниками-исполнителями таких проектов стали страны, на территориях которых эксплуатировались энергоблоки с реакторами ВВЭР.

Целью работ по валидации является обоснование возможности использования расчетного кода RELAP5 для анализа переходных и аварийных процессов в ВВЭР. Особое внимание уделяется вопросам включения в перечень стандартных проблем переходных и аварийных режимов работы имевших место на действующих АЭС. Такие работы выполняются во многих научных центрах [1 - 5] и был организован доступ к полученной информации.

Одним из многочисленных шагов в процессе валидации расчетного кода RELAP5/Mod3.2 является стандартная проблема для энергоблока № 6 АЭС «Козлодуй». В качестве переходного процесса для исследования рассмотрен режим работы энергоблока на мощности 5 % от номинального значения в режиме установления естественной циркуляции теплоносителя, реализованный на энергоблоке № 6 АЭС «Козлодуй» при выполнении плановых испытаний на этапе ввода энергоблока в эксплуатацию. Работы по данной стандартной проблеме выполнены специалистами Болгарии и Украины при техническом руководстве специалистов США в рамках трехстороннего международного сотрудничества. Объем работ включал сбор информации об исследуемом режиме работы и разработку базы данных для стандартной проблемы; разработку моделей и наборов входных данных для компьютерного кода RELAP5/Mod3.2, выполнение расчетного анализа переходного режима реакторной установки. Разработка моделей и расчетный анализ выполнялись параллельно украинской и болгарской сторонами. При выполнении работ были организованы взаимные проверки и обсуждения полученных результатов, а также разработан совместный итоговый отчет, содержащий общие результаты валидации кода RELAP5/Mod3.2 в рамках реализованной стандартной проблемы. Ниже представлены основные результаты валидации.

Основу для определения стандартной проблемы составили задокументированные результаты испытаний энергоблока в режиме пониженной мощности при естественной циркуляции теплоносителя в первом контуре реакторной установки. Экспериментальные данные содержат данные измерений основных параметров энергоблока в ходе испытаний, а также хронологическую последовательность событий по работе оборудования, систем энергоблока и действиям оперативного персонала. В качестве предмета для анализа применимости расчетного кода RELAP5 для моделирования теплогидравлических процессов в реакторной установке с реакторами типа ВВЭР был сформирован перечень важных для безопасности работы реакторной установки физических явлений, с одной стороны, имевших место в исследуемом переходном процессе и, с другой стороны, обозначенных как характерные для реакторов ВВЭР в рамках объединенного проекта USINSC/RINSC [6, 7], а именно:

- естественная циркуляция теплоносителя в реакторе и петлях;
- теплопередача в парогенераторе (ПГ);
- термогидравлика второго контура ПГ;
- общесистемные эффекты;
- уровень пароводяной смеси в ПГ.

Для валидационного анализа отобраны параметры, которые характеризуют состояние энергоблока в течение переходного процесса на ВВЭР-1000 во время испытаний: давление и температура теплоносителя в первом контуре, уровни в компенсаторе давления (КД) и ПГ, перепады давлений на главных циркуляционных насосах (ГЦН) и ПГ и др.

Описание исследуемого переходного процесса представлено в [8]. Энергоблок № 6 АЭС «Козлодуй» проектной электрической мощностью 1000 МВт с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320 введен в действие в 1991 г. Всего в составе АЭС «Козлодуй» имеется два энергоблока ВВЭР-1000/В-320 (энергоблок № 5 эксплуатируется с 1987 г.).

Испытание, результаты которого используются в настоящей работе, было выполнено в соответствии с программой предпусковых испытаний энергоблока. Основной целью испытаний было подтверждение возможности отвода от активной зоны тепловой мощности по-

рядка 150 МВт в режиме естественной циркуляции теплоносителя в первом контуре. Перед началом испытаний энергоблок находился в режиме пониженной мощности (5 % (150 МВт)). Все системы нормальной эксплуатации и системы безопасности энергоблока находились в штатном состоянии. Вследствие работы систем нормальной эксплуатации на протяжении испытаний условия для срабатывания аварийных защит реактора не возникали. Регистрация параметров в ходе испытаний осуществлялась штатными средствами управляющей вычислительной системы (УВС) и системы внутриреакторного контроля (СВРК) энергоблока.

Для моделирования рассматриваемого переходного процесса были использованы теплогидравлические модели энергоблока ВВЕР-1000/В-320 для расчетного кода RELAP5/Mod3.2, разработанные в соответствии с руководствами кода RELAP5 [9, 10]. В состав расчетных моделей вошло все основное оборудование и системы первого и второго контуров, а также системы безопасности. Для моделирования переходного процесса сторонами-участниками были разработаны индивидуальные наборы входных данных. Основные модельные отличия связаны с тем, что в модели украинских специалистов применена более подробная нодализация ПГ (использовано пять параллельных слоев по высоте ПГ, в «болгарской» модели - три) и системы питательной воды ПГ (учитывались все трубопроводы основной, вспомогательной и аварийной питательной воды). В модели болгарских специалистов использована более подробная нодализация:

главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) - моделируются все четыре циркуляционные петли, в украинской модели - три петли, две из четырех петель объединены в одну эквивалентную;

реактора - опускной участок реактора разделен на четыре параллельных канала с поперечными гидравлическими связями.

Началом переходного процесса в расчетных анализах, выполненных украинской и болгарской стороной, было принято отключение всех ГЦН. Расчетные анализы протекания переходного процесса выполнены на интервале времени 10 мин, что включает время выбега ГЦН и переход к режиму естественной циркуляции теплоносителя в первом контуре реакторной установки.

Исходные значения основных параметров реакторной установки соответствовали имеющимся результатам измерений на энергоблоке на момент времени, непосредственно предшествовавший началу испытаний. В табл. 1 представлены параметры исходного состояния, задаваемого в качестве начальных условий переходного процесса.

Таблица 1. Параметры исходного состояния энергоблока перед началом переходного процесса по данным измерений и расчетов

Параметры	Данные АЭС	Расчет (Болгария)	Расчет (Украина)
Мощность реактора, МВт	151	151	151
Давление в первом контуре, МПа	15,70	15,5	15,5
Давление в главном паровом коллекторе (ГПК), МПа	6,13	6,136	6,14
Напор ГЦН, МПа	0,62	0,62	0,62
Уровень в КД, м	5,20	5,20	5,20
Температура теплоносителя на входе в реактор, К	554	552	552
Температура теплоносителя на выходе из реактора, К	556,5	554	553,4
Температура пара в КД, К	617,2	619	617,5
Уровень в ПГ, м	2,45	2,45	2,46
Температура основной питательной воды ПГ, К	434,8	434,8	434,8
Расход подпитки/продувки, м ³ /ч	30/30	30/30	30/30
Расход вспомогательной питательной воды ПГ, м ³ /ч	160/131	145/145	160/131
Давление в ПГ, МПа	6,13	6,13	6,14
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны (ТВС № 09-32), К	555,3	553	554

Как следует из таблицы, значения всех расчетных параметров исходного состояния обеих моделей соответствуют результатам измерений. Отличия расчетных значений температур теплоносителя на входе и выходе реактора от измеренных значений находятся в пределах точности средств измерения.

В соответствии с планом испытаний при работе энергоблока на мощности 5 % от номинального значения были отключены все ГЦН. В течение испытаний оперативный персонал, используя рабочую группу органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ), в «ручном режиме» поддерживал заданную мощность реактора и, регулируя расход продувки первого контура, поддерживал уровень в КД. Подробная хронология событий, зарегистрированных на АЭС во время проведения испытаний и моделируемых в расчетных анализах, представлена в табл. 2.

Таблица 2. Хронология событий

Время, ч:м:с	Описание событий
00:00:00	Отключение всех ГЦН
00:01:00	Начало снижения расходов насосов вспомогательной питательной воды ПГ
00:01:30	Начало подъема рабочей группы ОР СУЗ
00:02:45	Снижение расходов насосов вспомогательной питательной воды ПГ
00:03:00	Рабочая группа ОР СУЗ остановлена на уровне 1,2 м
00:03:30	Снижение расходов насосов вспомогательной питательной воды ПГ до значений 25/135 м ³ /ч, а затем начало повышения расходов
00:03:40	Расходы насосов вспомогательной питательной воды ПГ возросли до значений 75/150 м ³ /ч, а затем начинают снижение
00:04:00	Начало увеличения расхода подпитки первого контура
00:04:45	Расход подпитки первого контура достиг 18 м ³ /ч
00:04:50	Расход продувки первого контура достиг 80 м ³ /ч
00:05:00	Расходы насосов вспомогательной питательной воды ПГ снизились до 25/130 м ³ /ч
00:05:50	Расход подпитки первого контура начинает снижаться
00:06:15	Расход подпитки первого контура снизился до нуля, а затем начал повышаться. Расходы насосов вспомогательной питательной воды ПГ начал увеличиваться
00:06:25	Расход подпитки первого контура достиг 32 м ³ /ч. Расход продувки первого контура снизился до 18 м ³ /ч и продолжает снижаться
00:06:30	Расход продувки первого контура снизился до нуля
00:07:00	Расход подпитки первого контура начал уменьшаться
00:07:20	Расход подпитки первого контура достиг 18 м ³ /ч
00:08:10	Расход подпитки первого контура увеличился до 20 м ³ /ч
00:08:30	Расходы насосов вспомогательной питательной воды ПГ возросли до 75/150 м ³ /ч
00:08:35	Расход подпитки первого контура равен 20 м ³ /ч
00:09:30	Расход подпитки первого контура увеличился до 30 м ³ /ч
00:09:50	Расход продувки первого контура увеличился до 20 м ³ /ч
00:10:00	Завершение испытаний

Наличие представленной в табл. 2 детальной хронологии в части автоматической работы обеспечивающих систем энергоблока и действий персонала позволило расчетчикам выполнить адекватное моделирование данных действий.

Для визуальной оценки полученных результатов расчетных анализов и сравнения с данными испытаний на рис. 1–6 показаны кривые изменения во времени ряда параметров РУ. Как следует из рис. 1, отключение ГЦН на начальном периоде исследуемого переходного процесса вызвало рост давления в первом контуре. Увеличение давления является следствием расширения теплоносителя из-за повышения температуры теплоносителя в результате ухудшения теплоотвода от первого контура ко второму при переходе с принудительной циркуляции через активную зону к естественной циркуляции после окончания свободного

выбега ГЦН. Заметное на кривых давления небольшое возмущение вследствие автоматического открытия линии впрыска в КД на интервале времени 100÷200 с переходного процесса и оказавшегося неэффективным для прекращения роста давления в контуре после отключения ГЦН выглядит идентично на всех трех кривых, что подтверждает корректность моделирования расчетчиками системы впрыска в КД и адекватность моделей КД реальному физическому объекту. Отличия расчетных значений максимального давления в первом контуре от экспериментального составляет около 0,2 МПа и обусловлено имеющейся неопределенностью в регулировании мощности реактора. В целом поведение расчетных кривых давления в первом контуре показали хорошее взаимное совпадение и близость данным измерений.

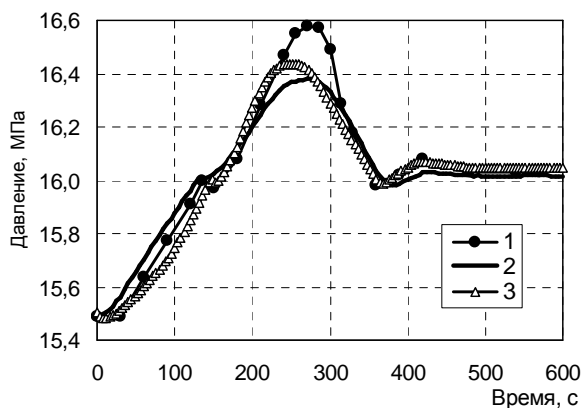


Рис. 1. Давление теплоносителя на выходе из реактора: 1-измерение; 2-расчет (Болгария); 3-расчет (Украина).

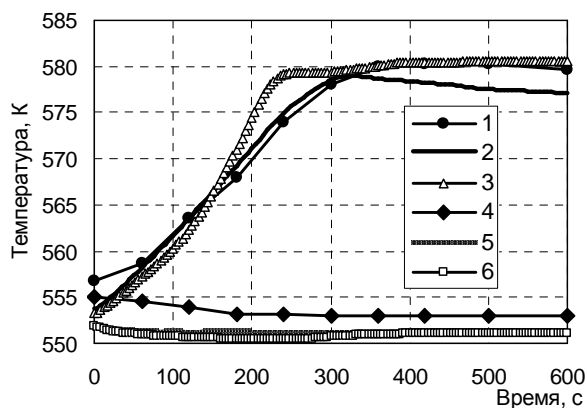


Рис. 2. Температура теплоносителя на выходе реактора: 1-измерение; 2-расчет (Болгария); 3-расчет (Украина); и на входе: 4-измерение; 5-расчет (Болгария); 6-расчет (Украина).

Общее поведение температуры теплоносителя (рис. 2) показывает удовлетворительное подобие. Расчетные кривые изменения температуры, полученные обеими сторонами-участниками, адекватно отражают поведение температуры во время переходного процесса. Имеющиеся некоторые отличия поведения расчетных кривых по сравнению с экспериментом связаны, как и в предыдущем случае, с отличиями в регулировании мощности реактора. Особо следует обратить внимание на отличия начальных значений расчетных и измеренных температур на входе и выходе реактора. Выполненный украинской стороной анализ чувствительности показал, что добиться повышения начальной температуры в первом контуре путем изменения параметров влияния (давления второго контура, расхода ГЦН, эффективности теплопередачи от первого контура ко второму) в обоснованных пределах не представляется возможным ввиду крайне низкой чувствительности температуры теплоносителя к указанным параметрам. Например, снижение эффективной площади теплопередачи в ПГ на 10÷20 % не приводит к значимому увеличению температуры теплоносителя первого контура (требуемое увеличение температуры может быть получено лишь при снижении эффективности теплопередачи ПГ в 10 раз). По мнению специалистов, выполнявших расчетный анализ, отличия начальных значений расчетных и измеренных температур теплоносителя могут быть объяснены лишь неопределенностями в измерениях параметров на энергоблоке.

Общая тенденция поведения уровня в КД (рис. 3) (повышение вследствие температурного расширения теплоносителя в первом контуре после отключения ГЦН, достижение максимума, а затем снижение и дальнейшая стабилизация), полученная в расчетных результатах, соответствует поведению данного параметра во время испытаний. Расчетная кривая изменения уровня в КД, полученная украинской стороной (кривая 3 на рис. 3), достаточно точно повторяет экспериментальную кривую. В результатах расчета, выполненных болгарской стороной, уровень в КД расхождение расчетных и экспериментальных значений достигает 0,6 м (кривая 2 на рис. 3). Анализ причин различия, выполненный совместно украинскими и болгарскими специалистами, показал, что моделирование КД в обоих случаях вы-

полнено идентично в соответствии с проектными характеристиками оборудования. Различия результатов расчетов обусловлены, с одной стороны, особенностями моделирования уровнемера КД и, с другой стороны, наличием неопределенностей в описании действий персонала по регулированию продувки первого контура, что привело к субъективной интерпретации станционных данных о вмешательстве персонала при разработке граничных условий для расчетного сценария.

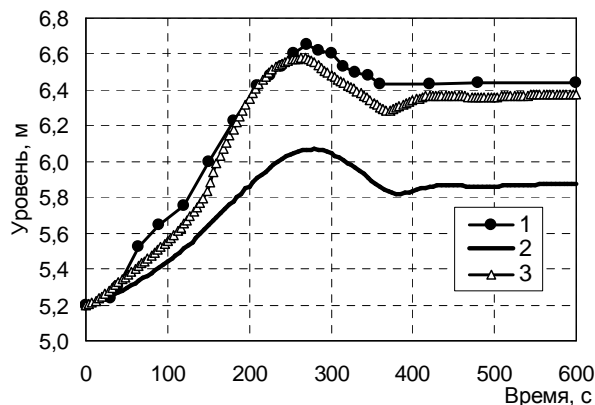


Рис. 3. Уровень в КД: 1-измерение; 2-расчет (Болгария); 3-расчет (Украина).

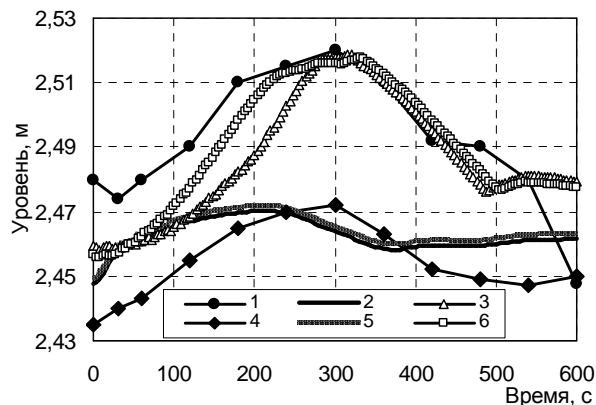


Рис. 4. Уровни в ПГ: 1, 2-ПГ1, ПГ3, измерение; 3, 4-ПГ1, ПГ3, расчет (Болгария); 5, 6-ПГ1, ПГ3, расчет (Украина).

На рис. 4 представлено сравнение уровней котловой воды в парогенераторах. Как следует из рисунка, характер поведения расчетных уровней согласно результатам украинской стороны (кривые 5 и 6) достаточно точно соответствует экспериментальным результатам (кривые 1 и 2), тогда как тенденция поведения уровней в ПГ в результатах расчета болгарской стороны существенно отличается. Принципиальное различие расчетных результатов обусловлено отличиями в моделировании системы питательной воды ПГ. В болгарской модели применена концепция подачи питательной воды в каждый ПГ от индивидуального источника с функцией регулирования расхода для поддержания заданного уровня в ПГ. Украинские специалисты реализовали модель системы питательной воды ПГ с учетом проектной схемы трубопроводов. При этом питательные насосы подают воду в общий коллектор, из которого осуществляется раздача на четыре ПГ по трубопроводам с индивидуальными гидравлическими характеристиками. Гидравлическая асимметрия трубопроводов приводит к некоторым отличиям в режимах работы регуляторов питательной воды и, как следствие, обуславливает соответствующие отличия уровней в различных ПГ. Выполненный анализ чувствительности показал отсутствие значимого влияния отклонения уровней в ПГ в представленном на рис. 4 диапазоне на параметры первого контура. Следовательно, имеющиеся отличия в поведении уровней в ПГ не оказали влияния на общие результаты анализа.

Расчетные результаты украинской и болгарской сторон показывают хорошее совпадение перепада давления на ГЦН (рис. 5), что свидетельствует о корректном моделировании гомологических характеристик насоса в режиме свободного выбега. Также хорошее совпадение перепада давления на ПГ (рис. 6) подтверждает адекватность модели в части оборудования гидравлического тракта главного циркуляционного контура (ГЦК).

При обсуждении результатов валидации сторонами-участниками было признано в целом приемлемое взаимное соответствие результатов, полученных украинской и болгарской сторонами, а также соответствие расчетных и экспериментальных результатов. Качественное и количественное поведение параметров реакторной установки корректно описывает протекание моделируемого переходного процесса, все отклонения в расчетных и экспериментальных результатах объяснимы.

Для подведения итогов валидации были выполнены оценки совпадения по отдельным определяющим параметрам реакторной установки (табл. 3). Оценки соответствия результа-

тов установлены по четырехуровневой шкале, обычно используемой при валидации расчетного кода RELAP5: «отлично», «приемлемо», «минимально», «недостаточно».

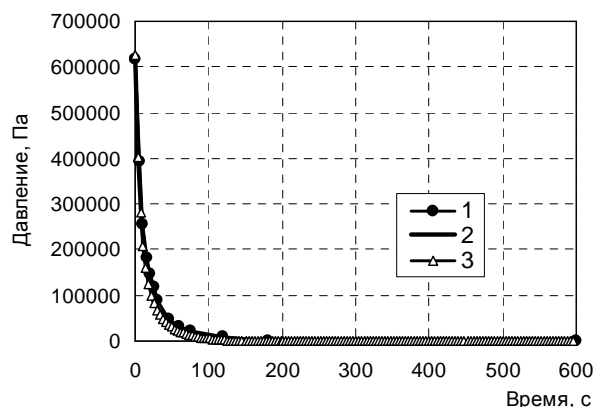


Рис. 5. Напор ГЦН: 1-измерение; 2-расчет (Болгария); 3-расчет (Украина).

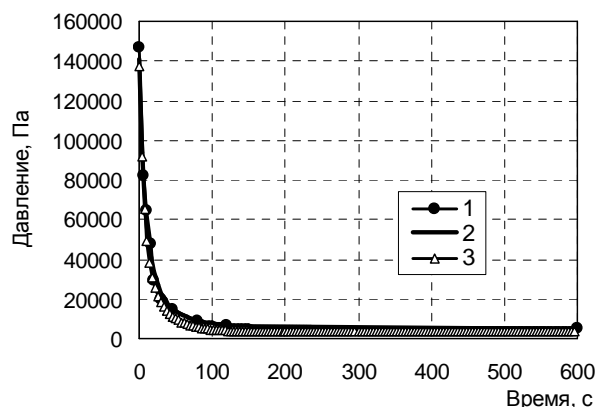


Рис. 6. Перепад давления на ПГ: 1-измерение; 2-расчет (Болгария); 3-расчет (Украина).

Таблица 3. Оценки совпадения результатов

Название параметра	Расчет (Украина)/ данные АЭС	Расчет (Болгария)/ данные АЭС	Расчет (Украина)/ расчет (Болгария)
Давление в первом контуре	Приемлемо	Приемлемо	Приемлемо
Температура первого контура	Приемлемо	Приемлемо	Приемлемо
Уровень в компенсаторе давления	Приемлемо	Минимально	Минимально
Уровень котловой воды в парогенераторах	Минимально	Минимально	Минимально
Перепад давления на ГЦН	Отлично	Отлично	Отлично
Перепад давления на парогенераторах	Отлично	Отлично	Отлично

Как следует из данных таблицы, сравнительный анализ показал, в основном, приемлемое совпадение расчетных результатов, полученных с помощью моделей для кода RELAP5/Mod3.2, с документальными данными о переходном процессе на АЭС, полученными с помощью штатных средств измерения и регистрации эксплуатационных параметров энергоблока. По результатам выполненного анализа было принято общее заключение о возможности использования расчетного кода RELAP5/Mod3.2 для моделирования переходных процессов в реакторной установке с реакторами ВВЭР-1000.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Российская стандартная проблема безопасности № 1 (СПБ-1) на стенде ИСБ-ВВЭР. Малая течь 2,4 % из выходной камеры реактора: (Заключит. отчет) / ЭНИЦ. - Инв. № 3.433. - Электрогорск, 1995.*
2. *Российская стандартная проблема безопасности №. 2 (СПБ-2) на стенде ИСБ-ВВЭР. Малая течь 11 % из выходной камеры реактора с последующим отключением циркуляционных насосов: (Заключит. отчет) / ЭНИЦ. - Инв. № 2.468 - Электрогорск, 1997.*
3. *Стандартная проблема безопасности -3 (СПБ-3) на стенде ИСБ-ВВЭР: исходные данные для пре-тест расчетов / ЭНИЦ. - Электрогорск, 1997.*
4. *Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П. Стандартная проблема валидации кода RELAP5 для энергоблока с реактором ВВЭР-440 // Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобіля. - 2006. - Вип. 6. - С. 41 - 48.*

5. *Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П. и др.* Анализ аварии с течью из первого контура во второй для реакторной установки с реактором ВВЭР-440 при валидации расчетного кода RELAP5 с участием специалистов Украины и Болгарии // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. - 2008. - Вип. 10. - С. 12 - 19.
6. *Guideline for performing code validation within the DOE International Nuclear Safety Center (INSC).* - Argonne, 2000. - 13 p. - (Guidelines of US/Russia International Nuclear Safety Center (USINSC/RINSC). WO № 974056401).
7. *Computer code validation for transient analysis of VVER and RBMK reactors. Final RELAP5 validation plan for application to VVER.* - M., 1998. - 69 p. - (USINSC/RINSC joint project. WO № 974066401).
8. *Kozloduy NPP VVER-1000 Thermal-Hydraulics Standard Problem Definition Report, BOA 278065-A-R4, 2000.*
9. *RELAP5/MOD3 Code Manual. User's guide and Input Requirements.* NUREG/CR-5535, EGG-2596, Vol. 2, 1990.
10. *RELAP5/MOD3 Code Manual. User's guidelines.* NUREG/CR-5535. INEL-95/0174, Vol. 5, Rev. 1, 1995.

АНАЛІЗ РЕЖИМУ РАБОТИ ЕНЕРГОБЛОКА ВВЕР-1000 З ПРИРОДНОЮ ЦИРКУЛЯЦІЮ ТЕПЛОНОСІЯ ПЕРШОГО КОНТУРУ В РАМКАХ РЕАЛІЗАЦІЇ СТАНДАРТНОЇ ПРОБЛЕМИ З ВАЛІДАЦІЇ КОДУ RELAP5

**В. І. Борисенко, А. Г. Крушинський, В. П. Мукоїд,
Павлін Грудєв, Малінка Павлова**

Викладено основні результати валідації розрахункового коду RELAP5 у рамках міжнародного співробітництва спеціалістів України та Болгарії при реалізації стандартної проблеми для енергоблоку № 6 АЕС «Козлодуй» з реактором типу ВВЕР-1000. Наведено порівняльний аналіз розрахункових результатів із результатами натурних випробувань. Надано загальний висновок про можливість застосування розрахункового коду RELAP5 для моделювання перехідних процесів у реакторних установках із реакторами ВВЕР-1000.

Ключові слова: атомна електрична станція, теплогідравлічні процеси в реакторних установках, валідація розрахункового коду, стандартна проблема, розрахунковий код RELAP5.

ANALYSIS OF VVER-1000 NATURAL CIRCULATION REGIME FOR RELAP5 CODE VALIDATION STANDARD PROBLEM

**V. I. Borysenko, A. G. Krushynsky, V. P. Mukoyd,
Pavlin Groudev, Malinka Pavlova**

Main results of RELAP5 code validation in framework of international collaboration of Ukrainian and Bulgarian specialists under realization of standard problem for Kozloduy NPP VVER-1000 Reactor Unit 6 are presented. Comparative analysis of calculation results is described. Overall conclusions about applicability of RELAP5 code to simulate transients in VVER-1000 are stated.

Keywords: nuclear power plant, reactor unit thermal hydraulics, code validation, standard problem, RELAP5 code.

Поступила в редакцію 12.10.10