

СТАНДАРТНАЯ ПРОБЛЕМА ВАЛИДАЦИИ КОДА RELAP5 ДЛЯ ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРОМ ВВЭР-440

В. И. Борисенко, А. Г. Крушинский, В. П. Мукоид

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев

Изложены результаты реализации стандартной проблемы для валидации расчетного кода RELAP5 на базе документальных данных аварии с течью из первого контура во второй на энергоблоке с реактором типа ВВЭР-440. Описаны теплогидравлическая модель и результаты сравнительного анализа протекания переходного процесса. Представлено общее заключение о возможности использования расчетного кода RELAP5 для моделирования переходных процессов в реакторных установках с реакторами ВВЭР-440.

Современный уровень выполнения расчетных обоснований безопасности АЭС предполагает применение специальных расчетных программ на базе математических моделей, описывающих комплекс физических процессов в реакторной установке (РУ) – теплогидравлику, теплообмен, нейтронную кинетику. Перед использованием таких расчетных кодов для практических целей, согласно международной практике, требуется получить объективные оценки их работоспособности: адекватность используемых математических моделей моделируемым физическим объектам, достоверность и точность получаемых результатов, границы применимости кода. Решение данных задач реализуется путем выполнения специальной процедуры – валидации расчетного кода. Процесс валидации предполагает выполнение широкого спектра комплексных исследований практических возможностей кода путем сравнительного анализа расчетных и экспериментальных результатов, полученных для различных объектов – экспериментальных установок (разработанных с учетом критериев физического подобия), полномасштабных стендов и натуральных объектов (действующих энергоблоков).

Для анализа теплогидравлических процессов в основном оборудовании РУ с реакторами на кипящей воде (BWR) в Айдахской национальной лаборатории (США) был разработан расчетный код RELAP5. Данный код относится к кодам «улучшенной оценки», что предполагает высокую достоверность оценки экстремальных значений определяющих параметров физических процессов за счет реализации в нем подробного математического описания комплекса взаимосвязанных физических явлений в отличие от кодов «консервативной оценки», дающих за счет используемой в них эмпирики консервативно завышенные экстремальные значения параметров.

В рамках программы безопасности реакторов советского производства (SDRS), основанной Департаментом энергетики США (U.S. DOE), были реализованы проекты по оценке возможности применения разработанного расчетного кода для анализа теплогидравлических процессов в реакторных установках с водо-водяными энергетическими реакторами под давлением типа ВВЭР.

Для валидации расчетного кода были использованы экспериментальные данные, полученные на экспериментальных стендах и установках, а также данные реальных переходных процессов, относящихся к нормальной эксплуатации, нарушениям нормальной эксплуатации и авариям, которые имели место на энергоблоках с реакторами ВВЭР в процессе их текущей эксплуатации, для которых имеется достаточный объем документированных данных о поведении параметров РУ, работе оборудования и действиях оперативного персонала.

Процесс валидации расчетного кода RELAP5/Mod3.2 состоит из отдельных этапов, «стандартных проблем» [1, 2], которые призваны в целом дать объективную оценку возможностей кода моделировать спектр переходных процессов в РУ с реакторами ВВЭР, в том числе очертить границы его применимости.

В рамках валидации расчетного кода RELAP5/Mod3.2 была реализована стандартная проблема для энергоблока № 1 Ровенской АЭС. В качестве переходного процесса для исследования рассмотрена авария с течью из первого контура во второй в результате отрыва крышек коллекторов парогенераторов (ПГ), произошедшая в начальный период эксплуатации энергоблока (1982 г.). В течение переходного процесса в работе находились системы и технологическое оборудование нормальной эксплуатации РУ и системы безопасности.

Для рассматриваемого переходного процесса имелась задокументированная информация, содержащая хронологическую последовательность событий по работе оборудования и систем энергоблока, действиям оперативного персонала, а также данные измерений основных параметрам энергоблока, регистрация которых была выполнена в ходе аварии с помощью самописцев в виде непрерывных записей на координатной бумаге. На основании анализа имеющихся данных по измеренным параметрам и работе оборудования сторонами-участниками проекта было принято заключение о пригодности и адекватности переходного режима работы энергоблока № 1 Ровенской АЭС для выполнения валидации расчетного кода RELAP5/Mod3.2 применительно к реакторам типа ВВЭР. В результате был разработан перечень измеренных параметров и других данных, необходимых для определения стандартной проблемы.

На основании анализа переходного процесса, выполненного в рамках объединенного проекта USINSC/RINSC [2], был определен перечень важных для безопасности работы РУ физических явлений (табл. 1), составляющих основу для анализа возможностей применимости расчетного кода RELAP5 для моделирования теплогидравлических процессов в РУ с реакторами данного типа.

Таблица 1. Физические процессы для валидации расчетного кода RELAP5/Mod3.2

Название	№ согласно USINSC/RINSC
Естественная циркуляция теплоносителя при двухфазном течении в реакторе и петлях	21
Теплопередача в ПГ	35, 36
Термогидравлика второго контура ПГ	51
Общесистемные эффекты	19
Перемешивание и конденсация при подаче воды из системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ)	3
Уровень пароводяной смеси в ПГ	26

Для определения стандартной проблемы были отобраны следующие параметры из числа измеренных на энергоблоке во время аварии (всего 37 параметров): нейтронный поток; давление в первом контуре, ПГ и главном паровом коллекторе (ГПК); перепад давления на реакторе; напор главного циркуляционного насоса (ГЦН); уровни в компенсаторе давления (КД) и ПГ; средняя температура теплоносителя в первом контуре; температура теплоносителя в «холодных» и «горячих» нитках главных циркуляционных трубопроводов (ГЦТ); температура корпуса КД.

Описание аварии. Энергоблок № 1 Ровенской АЭС проектной электрической мощностью 440 МВт с реакторной установкой ВВЭР-440 введен в действие 22 декабря 1980 г. и в течение первой и начале второй топливных кампаний работал на различных уровнях мощности, согласно регламенту, вплоть до максимально разрешенной - 90 % от номинальной.

На момент начала аварии (вначале 1982 г.) блок находился в процессе подъема мощности до номинальной с регламентной скоростью 2 % в минуту. В работе находилось все основное оборудование и системы нормальной эксплуатации, системы безопасности находились в состоянии ожидания согласно проекту. При уровне мощности 82 % произошло разуплотнение крышек «горячих» коллекторов ПГ № 3, 5 и затем ПГ № 1, 4 с последующим

интенсивным поступлением теплоносителя первого контура во второй (в корпус ПГ). Дальнейшими действиями персонала было обеспечено охлаждение активной зоны в водо-водяном режиме через ПГ неповрежденных циркуляционных петель и перевод реактора в «холодное» состояние.

Начало аварии было идентифицировано по резкому снижению давления и уровня теплоносителя в КД. Реактор был остановлен действием аварийной защиты по снижению давления в первом контуре до 95 кгс/см^2 , и давление при этом продолжало снижаться. По сигналу аварийных защит автоматически были включены в работу активные системы безопасности, а при снижении давления первого контура до 60 кгс/см^2 сработали гидроемкости пассивного впрыска борированной воды. Персоналом было осуществлено поочередное отключение турбин и организована подпитка первого контура насосами борной подпитки. Через 3 мин после начала аварии давление первого контура стабилизировалось на уровне 40 кгс/см^2 , температура теплоносителя первого контура понизилась на $50 \text{ }^\circ\text{C}$.

На 13-й минуте персонал остановил ГЦН и закрыл запорные задвижки на циркуляционной петле № 5. При этом давление теплоносителя в первом контуре оставалось на уровне давления второго контура (40 кгс/см^2), что свидетельствовало о неплотности задвижек. На 30-й минуте был отмечен рост уровня котловой воды в ПГ № 3, после чего был остановлен ГЦН и закрыты запорные задвижки на третьей циркуляционной петле.

После отключения двух циркуляционных петель давление в первом контуре достигло 105 кгс/см^2 , а далее резко снизилось до 40 кгс/см^2 из-за течи «горячего» коллектора ПГ № 1. Персоналом был отключен ГЦН и закрыты запорные задвижки на петле № 1, однако давление в первом контуре и давление в ПГ № 1, 3, 5 изменялось в дальнейшем одинаково, что свидетельствовало о значительной неплотности задвижек. На 50-й минуте был отключен ГЦН и закрыты запорные задвижки на петле № 4. Перед этим началась периодическая работа предохранительных клапанов ПГ – сначала ПГ № 1, а далее ПГ № 3, 4, 5.

На 65-й минуте отключились по неустановленной причине ГЦН № 2, 6 (на неповрежденных петлях). Охлаждение реактора в течение последующих 27 мин происходило за счет естественной циркуляции теплоносителя первого контура при продолжающейся подаче борированной воды насосами САОЗ ВД (высокого давления). Затем были поочередно включены ГЦН № 6 и ГЦН № 2 и осуществлен перевод энергоблока на режим расхолаживания по штатной схеме через ПГ № 2, 6.

Дальнейшие действия персонала были направлены на обеспечение охлаждения реакторной установки в водо-водяном режиме и перевод реактора в «холодное» состояние. Предпринятое впоследствии расследование подтвердило факты разуплотнения коллекторов ПГ № 1, 3, 4, 5, вызванное разрывом крепежных шпилек крышек коллекторов.

Описание модели. Для моделирования рассмотренного переходного процесса была разработана теплогидравлическая модель энергоблока № 1 Ровенской АЭС для расчетного кода RELAP5/Mod3.2 путем адаптации расчетной модели, разработанной для целей вероятностной оценки безопасности энергоблока [3]. Разработка модели выполнена в соответствии с руководствами кода RELAP [4, 5]. В состав расчетной модели вошло все основное оборудование и системы первого и второго контуров, а также системы безопасности, которые были задействованы при аварии.

Нодализационная схема реакторной установки включает следующие элементы основного оборудования РУ:

- реактор с внутрикорпусными устройствами;
- шесть циркуляционных петель главного циркуляционного контура (ГЦК) с ГЦН и ПГ;
- компенсатор давления с соединительным трубопроводом, трубопроводом впрыска и предохранительными клапанами;
- система паропроводов второго контура с запорно-отсечными, паросбросными и предохранительными клапанами, ГПК и турбиной;

система трубопроводов основной, аварийной и дополнительной аварийной питательной воды ПГ с соответствующей запорно-регулирующей арматурой и насосами;
системы безопасности: САОЗ ВД, САОЗ НД (низкого давления), ГЕ (гидроемкость).

Для моделирования поведения РУ в процессе аварии в модели реализована логика работы основных регуляторов первого и второго контуров, а также логика срабатывания защит и блокировок, а именно:

логика работы системы управления и защиты реактора, включая аварийные защиты, устройство разгрузки и ограничения мощности, автоматический регулятор мощности;

автоматика ступенчатого нагружения дизельгенераторов;

система аварийного охлаждения активной зоны;

регулятор давления первого контура, включающий управление электронагревателями и клапанами впрыска компенсатора давления;

регуляторы системы продувки-подпитки;

логика работы систем основной, аварийной и дополнительной аварийной питательной воды ПГ, включающая управление насосами и регуляторами питательной воды ПГ - основными, пускоостановочными и регуляторами питания ПГ в аварийных режимах;

логика функционирования запорно-отсечных, паросбросных и предохранительных клапанов второго контура;

регулятор давления пара в ГПК;

логика работы стопорных клапанов турбин.

Общее количество расчетных объемов (РО) нодализационной схемы модели РУ составляет 750 элементов. Из них реактор представлен 88 РО, циркуляционные петли (включая первый контур ПГ) – 288, компенсатор давления с соединительным трубопроводом и трубопроводами впрыска – 40, второй контур ПГ – 60, паропроводы с ГПК – 149, активные и пассивные системы безопасности и система подпитки-продувки первого – 51, системы основной, аварийной и дополнительной аварийной питательной воды ПГ – 174 РО.

Описание результатов моделирования. В данном анализе в качестве нулевой точки отсчета времени аварии принят момент начала течи из первого контура во второй в результате отрыва крышки «горячего» коллектора ПГ-5. Расчетный анализ протекания переходного процесса выполнен на интервале времени 93 мин (5580 с), включая 26 мин с естественной циркуляцией теплоносителя в первом контуре РУ.

Сравнительная хронология событий, зарегистрированных на АЭС во время аварии и моделируемых с помощью расчетной модели, представлена в табл. 2. Указанная нумерация циркуляционных петель модели соответствует нумерации, принятой для энергоблока № 1 Ровенской АЭС.

Таблица 2. Хронология событий

Время, с	Описание событий	
	Данные АЭС	Данные расчета
0,0	Начало течи из первого контура во второй через ПГ № 5	Начало течи из первого контура во второй через "горячий" коллектор ПГ № 5
12	Остановка реактора по сигналу АЗ-1: давление первого контура менее 95 кгс/см ²	Остановка реактора по сигналу АЗ-1: давление первого контура менее 95 кгс/см ²
30	Ввод в действие трех каналов САОЗ ВД (автоматически по сигналу аварийных защит) Остановка турбины № 2 (действия оператора)	Ввод в действие трех каналов САОЗ ВД (автоматически по сигналу аварийных защит) Остановка турбины № 2 (моделируемые действия оператора)
50	Остановка турбины № 1 (действия оператора)	Остановка турбины № 1 (моделируемые действия оператора)
56		Начало работы ГЕ № 1, 2, 3 (при снижении давления в первом контуре менее 60 кгс/см ²)

Время, с	Описание событий	
	Данные АЭС	Данные расчета
60	Начало работы ГЕ № 1, 2, 3 (при снижении давления в первом контуре менее 60 кгс/см ²)	
180	Прекращение подачи воды в первый контур от ГЕ № 1, 2, 3 (давление в первом контуре установилось на уровне около 40 кгс/см ²). Объем поданной воды 30 м ³	
200		Прекращение подачи воды в первый контур от ГЕ № 1, 2, 3 (давление в первом контуре установилось на уровне 40 кгс/см ²). Объем поданной воды 27 м ³
360	Ввод в действие насоса борной подпитки первого контура расходом 50 м ³ /ч (действия оператора)	Ввод в действие насоса борной подпитки первого контура расходом 50 м ³ /ч (моделируемые действия оператора)
780	Отключение ГЦН № 5 и закрытие главной запорной задвижки (ГЗЗ) на петле № 5 (действия оператора)	Отключение ГЦН № 5 и закрытие ГЗЗ на петле № 5 (моделируемые действия оператора)
900	Подключение ГЕ № 4 (действия оператора)	Подключение ГЕ № 4 (моделируемые действия оператора)
1800	Отключение ГЦН № 3 и закрытие ГЗЗ на петле № 3 (действия оператора)	Отключение ГЦН № 3 и закрытие ГЗЗ на петле № 3 (моделируемые действия оператора)
2340	Начало течи из первого контура во второй в ПГ № 1 (по оценке оператора)	Начало течи из первого контура во второй в ПГ № 1 (моделируемое событие)
2400	Отключение ГЦН № 1 и закрытие ГЗЗ на петле № 1 (действия оператора)	Отключение ГЦН № 1 и закрытие ГЗЗ на петле № 1 (моделируемые действия оператора)
2700	Начало работы ПК ПГ № 1 (при повышении давления в ПГ более 56,7 кгс/см ²)	Начало работы ПК ПГ № 1 (при повышении давления в ПГ более 56,7 кгс/см ²)
2750		Начало течи из первого контура во второй в ПГ № 4 (моделируемое событие, на основании анализа документальных данных АЭС)
3000	Отключение ГЦН № 4 и закрытие ГЗЗ на петле № 4 (действия оператора)	Отключение ГЦН № 4 и закрытие ГЗЗ на петле № 4 (моделируемые действия оператора)
3500		Закрытие всех БЗОК (моделируемое событие, на основании анализа документальных данных АЭС)
3540 - 4200	Начало работы ПК ПГ № 3, 4, 5 (при повышении давления в ПГ более 56.7 кгс/см ²)	Начало работы ПК ПГ № 3, 4, 5 (при повышении давления в ПГ более 56.7 кгс/см ²)
3900	Отключение ГЦН № 2 (по неустановленной причине)	Отключение ГЦН № 2 (моделируемое событие)
4400		Отключение всех каналов САОЗ ВД (моделируемое событие, на основании анализа документальных данных АЭС)
5500		Окончание расчета

Начальный период исследуемого переходного процесса характеризуется быстрым снижением давления в первом контуре. Приблизительно через 200 с давление первого контура сравнялось с давлением в ПГ с течью. Совпадение зарегистрированного на АЭС и расчетного времени формирования сигнала аварийной защиты реактора свидетельствует о корректном моделировании параметров течи из первого контура во второй.

Потери теплоносителя первого контура в течь компенсировались подачей борированной воды из ГЕ, от САОЗ ВД и насосов борной подпитки первого контура. Сравнение расчетных данных с данными АЭС (см. табл. 2 и рис. 1 - 6) показывает некоторые отличия во времени происхождения отдельных событий, которые объясняются, с одной стороны, имеющимися неточностями при документировании событий в ходе переходного процесса и, с другой стороны, неопределенностью характеристик течей коллекторов ПГ.

Расчетные и измеренные кривые давления первого контура (см. рис. 1) и перепада давления (см. рис. 2) показывают близкое совпадение по времени и амплитуде для всех основных пиков, определяющих данный переходный процесс, что особенно важно, учитывая, что данный параметр является входной величиной для формирования сигналов целого ряда защит энергоблока. Отличие на временном интервале 800 - 1600 с (см. рис. 1) на основании анализа всей совокупности данных измерений, а также дополнительного расчетного анализа были отнесены к неточностям документирования.

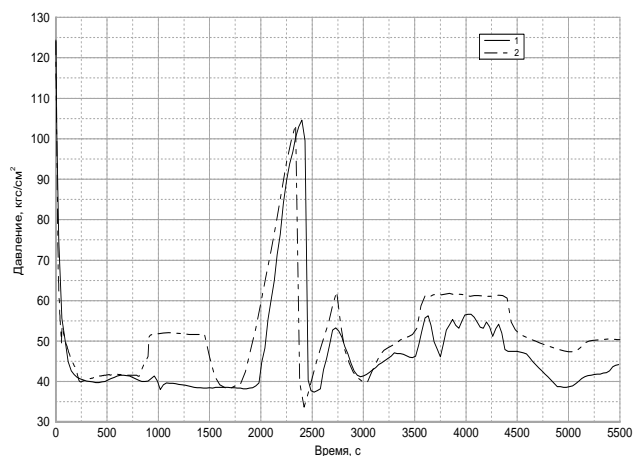


Рис. 1. Давление теплоносителя на выходе из реактора: 1 – измерение; 2 - расчет.

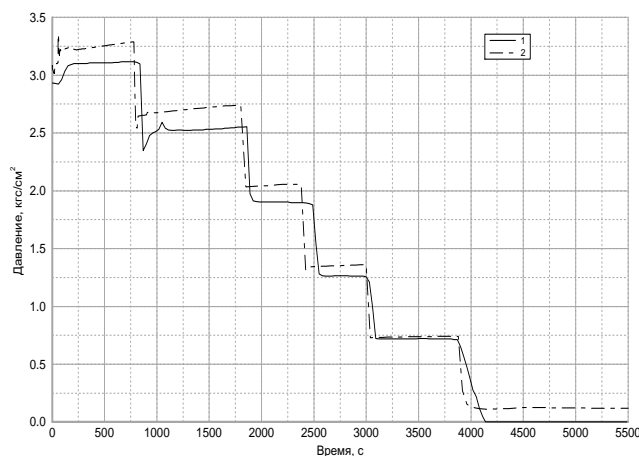


Рис. 2. Перепад давления на реакторе: 1 – измерение; 2 - расчет.

Общее поведение расчетного и измеренного давления в ПГ (см. рис. 3 и 4) демонстрирует подобие основных качественных и количественных показателей, в том числе моменты разгерметизации коллекторов ПГ и срабатывание предохранительных клапанов.

Общие тенденции изменения уровней в ПГ, в том числе чувствительность к изменению давления и повышение за счет поступления во второй контур ПГ теплоносителя из первого контура, присущи расчетным и измеренным кривым. Имеющиеся отличия обусловлены упрощенным моделированием системы измерения уровня в ПГ.

Для анализа поведения температуры теплоносителя в подающих («холодных» нитках) и отводящих трубопроводах ГЦК («горячих» нитках) потребовалось выполнить обширный анализ чувствительности данных параметров к различным факторам влияния. Основные из них – гидравлические характеристики течей из первого контура во второй, протечки запорных задвижек ГЦК, работа систем безопасности и систем нормальной эксплуатации. В результате получено приемлемое подобие измеренных и расчетных данных для режимов работающими ГЦН и для естественной циркуляции теплоносителя в реакторе, а также установлены вероятные неточности в документировании данных переходного процесса.

Для итоговой оценки результатов анализа были выполнены оценки совпадения по отдельным определяющим параметрам реакторной установки (табл. 3). Оценки соответствия результатов установлены по 4-уровневой шкале, обычно используемой при валидации расчетного кода RELAP5: «отличное», «приемлемое», «минимальное», «недостаточное».

Как следует из данных табл. 3, сравнительный анализ показал приемлемое совпадение расчетных результатов, полученных с помощью модели для кода RELAP5/Mod3.2, с доку-

ментальными 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, связанных с течами из первого контура во второй в РУ с реакторами ВВЭР-440/213.

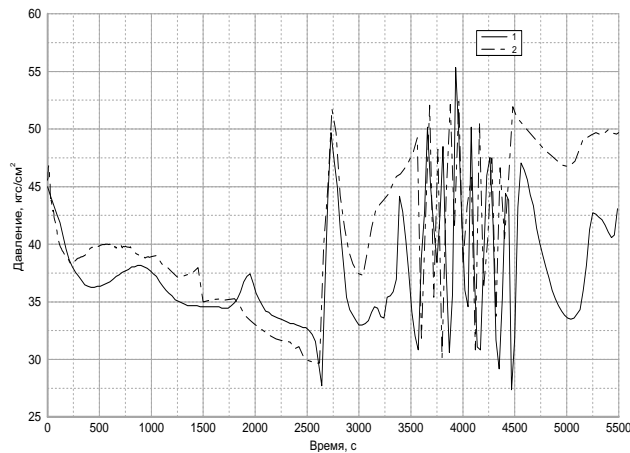


Рис. 3. Давление в паропроводе ПГ № 1:
1 – измерение; 2 - расчет.

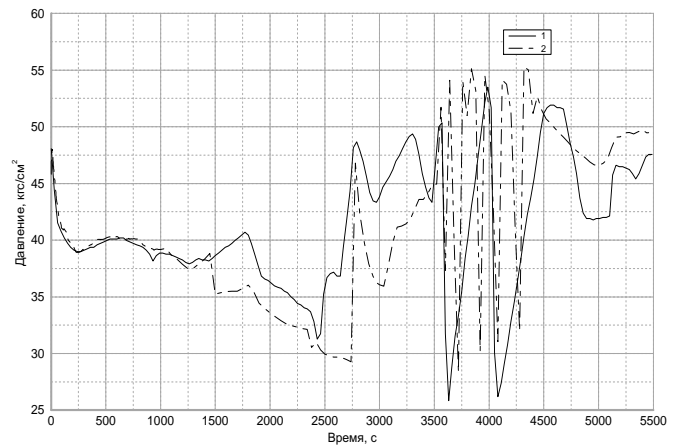


Рис. 4. Давление в паропроводе ПГ № 5:
1 – измерение; 2 - расчет.

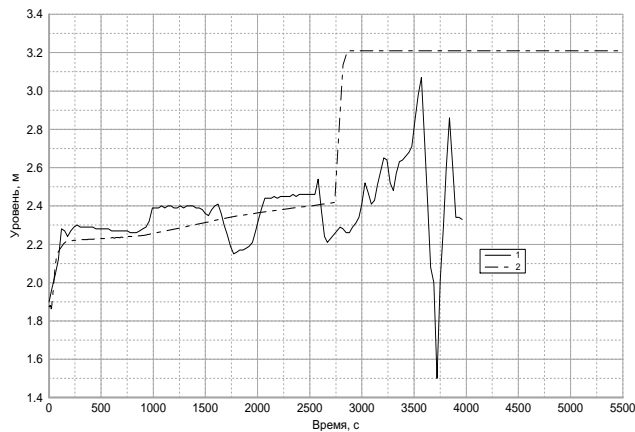


Рис. 5. Уровень котловой воды в ПГ № 4:
1 – измерение; 2 - расчет.

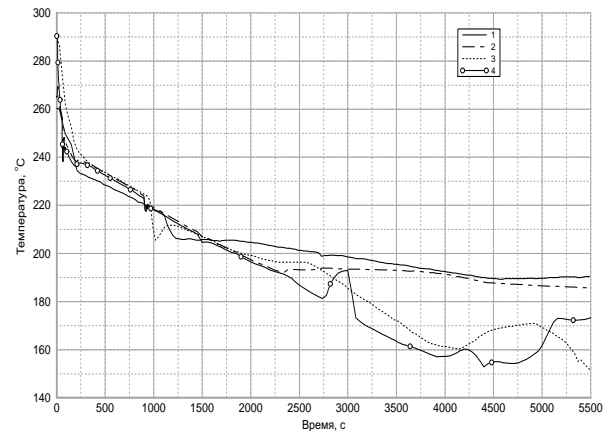


Рис. 6. Температура теплоносителя в «холодной» (1, 2 – измерение и расчет) и «горячей» нитках (3, 4 – измерение и расчет) первой петли.

Таблица 3. Выводы о совпадении результатов

Название параметра	Оценка совпадения
Давление первого контура	Приемлемое
Температура теплоносителя первого контура	Минимальное
Уровень в компенсаторе объема	Приемлемое
Напор ГЦН	Приемлемое
Температура корпуса КО	Приемлемое
Давление в ПГ	Приемлемое
Уровень котловой воды в ПГ	Минимальное

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *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, 974066401).
2. *Computer* code validation for transient analysis of VVER and RBMK reactors. Final RELAP5 validation plan for application to VVER. – М., - 1998. – 69 p. - (USINSC/RINSC joint project. WO 974066401).
3. *Углубленный* анализ безопасности энергоблока № 1 Ровенской АЭС. Описание расчетной модели для компьютерного кода RELAP5. 1D110DL11R15. - К., 1996. – 389 с.
4. *RELAP5/MOD3* Code Manual. User's guide and Input Requirements. NUREG/CR-5535, EGG-2596, Vol. 2, 1990.
5. *NUREG/CR-5535*. RELAP5/MOD3 Code Manual. User's guidelines. INEL-95/0174, Vol. 5, Rev. 1, 1995.

Поступила в редакцию 21.02.06

**3 СТАНДАРТНА ПРОБЛЕМА ВАЛІДАЦІЇ КОДУ RELAP5 ДЛЯ ЕНЕРГОБЛОКА
З РЕАКТОРОМ ВВЕР-440****В. І. Борисенко, А. Г. Крушинський, В. П. Мукоїд**

Викладено результати реалізації стандартної проблеми для валідації розрахункового коду RELAP5 на основі документальних даних про аварію з течею з першого контуру до другого на енергоблоці з реактором типу ВВЕР-440. Описано теплогідрравлічну модель та результати порівняльного аналізу перебігу перехідного процесу. Представлено загальний висновок про можливість застосування розрахункового коду RELAP5 для моделювання перехідних процесів у реакторних установках із реакторами ВВЕР-440.

**3 STANDARD PROBLEM FOR RELAP5 CODE VALIDATION
FOR VVER-440 REACTOR UNIT****V. I. Borysenko, A. G. Krushynskyy, V. P. Mukoid**

The results of standard problem realization are presented for RELAP5 code validation based on documented Plant data about primary to secondary leak accident occurred at VVER-440 Reactor Unit. Thermalhydraulic model as well as comparative analysis of transient progression are described. Overall conclusions about applicability of RELAP5 code to simulate transients in VVER-440 are stated.