

А. С. Мазурок<sup>1</sup>, Ю. П. Алексеев<sup>2</sup>,  
А. Г. Крушинский<sup>2</sup>, А. В. Корницкий<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ООО «Атомэнергосервис», г. Киев, Украина

<sup>2</sup>ГНТЦ ЯРБ ОП «Бюро аналитических исследований безопасности АЭС», г. Киев, Украина

## Валидация теплогидравлической модели реакторной установки с детальной разбивкой опускного участка для анализа термических нагрузок на корпус реактора

*Выполнена динамическая валидация теплогидравлической модели реакторной установки (РУ) энергоблока № 1 Южно-Украинской атомной электростанции для кода RELAP5/mod3.2 с применением детальной разбивки опускного участка реактора. Подтверждена способность модели адекватно отображать поведение основных параметров, работу систем и оборудования реального энергоблока, а следовательно, применимость данной модели для анализа термических нагрузок на корпус реактора.*

*Ключевые слова:* валидация, нарушение нормальной эксплуатации, корпус реактора, опускной участок реактора, термическая нагрузка, теплогидравлическая модель, термоудар.

**О. С. Мазурок, Ю. П. Алексеев, А. Г. Крушинский,  
О. В. Корницкий**

**Валідація теплогідрравлічної моделі реакторної установки  
з детальною розбивкою опускної ділянки для аналізу термічних навантажень на корпус реактора**

*Виконано динамічну валідацію теплогідрравлічної моделі реакторної установки енергоблока № 1 Южно-Української АЕС для коду RELAP5/mod3.2 із застосуванням детальної розбивки опускної ділянки реактора. Підтверджено здатність моделі адекватно відображати поведінку основних параметрів, роботу систем і обладнання реального енергоблока, а отже, її придатність для аналізу термічних навантажень на корпус реактора.*

*Ключові слова:* валідація, порушення нормальної експлуатації, корпус реактора, опускна ділянка реактора, термічне навантаження, теплогідрравлічна модель, термоудар.

© А. С. Мазурок, Ю. П. Алексеев, А. Г. Крушинский,  
А. В. Корницкий, 2011

Статья является продолжением работ [1, 2], основная цель которых состоит в анализе термических нагрузок на корпус реактора (анализе термоудара). Необходимость выполнения такого анализа вызвана намерением эксплуатирующей организации продлить сроки эксплуатации действующих энергоблоков, ужесточением требований к безопасности атомных станций, а также разработкой мероприятий по модернизации систем и оборудования, направленных на предотвращение термоудара. При выполнении данного анализа используется методика, изложенная в [1], которая применяется для обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора и включает серию последовательных вероятностных, теплогидравлических и прочностных анализов с использованием консервативного подхода при выборе начальных и граничных условий. Для выполнения теплогидравлической части анализа потребовалась доработка имеющихся моделей, что было представлено в [2].

В соответствии с требованиями нормативной документации Украины, в частности общих правил безопасности атомных станций (ОПБ-2008) [3], используемые для обоснования безопасности АЭС аналитические модели должны пройти валидацию для подтверждения их способности отражать реалистичное поведение энергоблока. Результаты динамической валидации теплогидравлической модели, разработанной в целях получения граничных условий для анализа термических нагрузок на корпус реактора для энергоблока № 1 ЮАЭС, представлены в данной статье. На практике данная модель была использована при выполнении работ по обоснованию сопротивления хрупкому разрушению реактора в работах [4–8].

**Расчетная модель.** Для доработки и последующей валидации была выбрана 4-петлевая модель ядерной паропроизводящей установки энергоблока ВВЭР-1000/В-302 (ЮАЭС-1) для кода RELAP5/mod3.2, разработанная ранее в рамках «Разработки обосновывающих материалов для внедрения ТВСА с УГТ на энергоблоке № 1 Южно-Украинской АЭС с РУ В-302» [9]. Доработка заключалась в ренодализации опускного участка реактора (ОУР) путем его разбития на 12 параллельных вертикальных каналов по окружности, каждый из которых был разделен на 9 элементарных объемов по высоте. Такое моделирование пространства опускного участка реактора позволило обеспечить реалистичное поведение циркуляции теплоносителя, в том числе наличие локальных «холодных» струй и взаимное перемешивание потоков с различной температурой. Особенности моделирования опускного участка реактора для анализа термических нагрузок на корпус реактора приведены в [2].

**Выбор сценария для выполнения валидационного расчета.** В качестве ИС-представителя для проведения валидационного расчета принято нарушение нормальной эксплуатации (ННЭ) «Останов энергоблока вследствие ложного срабатывания технологической защиты турбоагрегата “Повышение уровня в конденсаторе” с последующим срабатыванием АЗ-1 в переходном процессе», имевшее место на энергоблоке № 1 ЮАЭС 08.12.2004 г. [10]. Такой выбор обусловлен наличием достаточного количества информации о характере протекания переходного процесса, в том числе графических материалов о поведении основных теплогидравлических параметров первого и второго контуров РУ, описания работы оборудования и систем, хронологии срабатывания защит, непротиворечивостью имеющихся данных и т. д.

При выборе сценария для проведения сравнительного валидационного расчета учтены следующие факторы: инцидент произошел относительно недавно;

в переходном процессе, вызванном нарушением, имеет место срабатывание систем безопасности;

происходит изменение состояния (включение/отключение) систем нормальной эксплуатации;

вследствие отключения части главных циркуляционных насосов (ГЦН) наблюдается несимметричный характер захлаживания петель главного циркуляционного контура, и т. д.

Как следует из [10], причиной инцидента явилось ложное формирование сигнала «Повышение уровня в конденсаторе», действующего на закрытие стопорных клапанов турбины (СК ТГ) с запретом работы быстродействующих редуцированных установок сброса пара в конденсатор (БРУ-К).

Ожидаемыми последствиями ННЭ является увеличение давления второго контура и, как следствие, температуры и давления теплоносителя первого контура из-за ухудшения теплоотвода через второй контур РУ. Режимы, связанные с уменьшением теплоотвода через второй контур, в части валидации теплогидравлической модели позволяют:

проверить модели контроля мощности реактора и компенсации давления;

исследовать ассиметричное «поведение» циркуляционных петель;

оценить корректность моделей паросбросных устройств второго контура;

оценить модель выбега ГЦН.

Феноменологически данный инцидент можно условно разбить на три фазы:

первая фаза характеризуется прекращением расхода пара на турбину (закрытие СК ТГ), повышением давления во втором контуре РУ, открытием быстродействующих редуцированных установок сброса пара в атмосферу (БРУ-А) и переходом на новый уровень мощности;

вторая фаза характеризуется дальнейшим повышением давления во втором контуре, работой БРУ-А, срабатыванием АЗ-1 по давлению во втором контуре и снижением мощности реактора до уровня остаточных тепловыделений;

третья фаза характеризуется началом работы БРУ-К (после снятия запрета), закрытием БРУ-А и относительно резким уменьшением расхода теплоносителя через реактор вследствие отключения ГЦН-2 и ГЦН-4 из-за нештатной работы маслоснасосов ГЦН.

**Расчет стационарного состояния.** Расчет стационарного состояния выполнен как для модифицированной, так и для исходной моделей, после чего проанализировано отличие в поведении параметров. Значения основных теплогидравлических и нейтронно-физических параметров РУ приняты равными стационарным данным на момент возникновения исходного события. Эти значения соответствуют проектным требованиям к работе энергоблока в условиях нормальной эксплуатации.

Сравнительный анализ полученных результатов показал, что внесенные в модель изменения оказывают минимальное влияние на результаты расчета, а также подтвердил корректную работу модели в стационарном состоянии РУ при работе энергоблока на мощности (см. рис. 1–6).

В табл. 1 приведены значения основных теплогидравлических параметров реакторной установки, соответствующие началу переходного процесса.

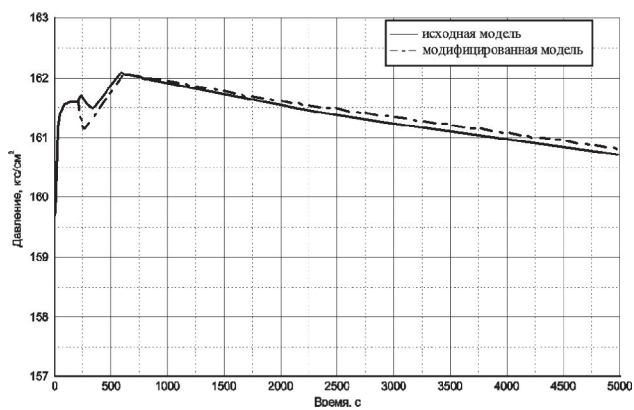


Рис. 1. Давление теплоносителя на выходе из реактора

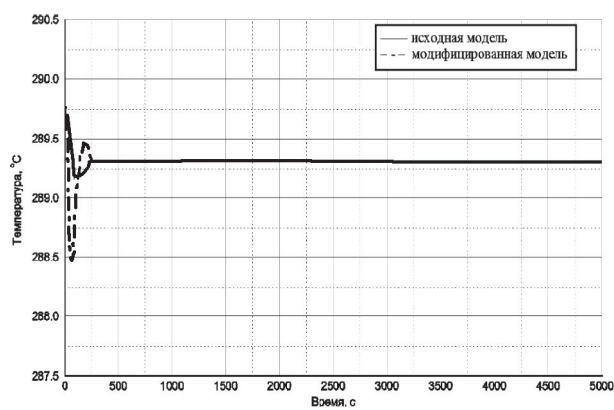


Рис. 2. Температура теплоносителя на входе в реактор

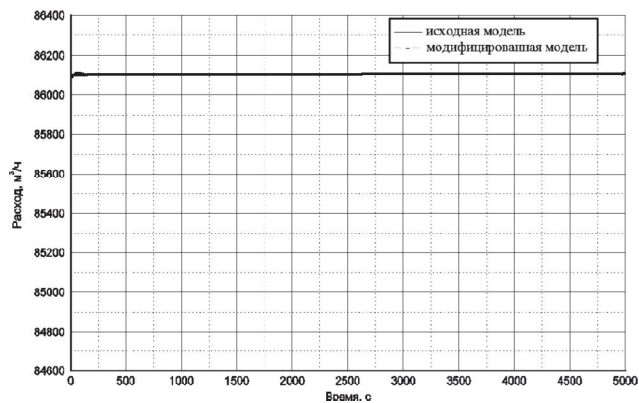


Рис. 3. Объемный расход теплоносителя через реактор

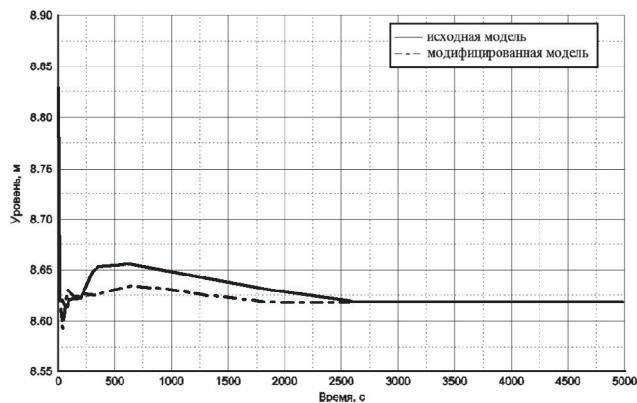


Рис. 4. Уровень теплоносителя в КД взвешенный

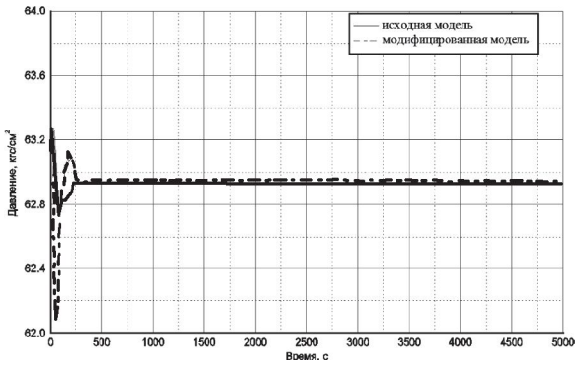


Рис. 5. Давление пара в ПГ (на примере ПГ-1)

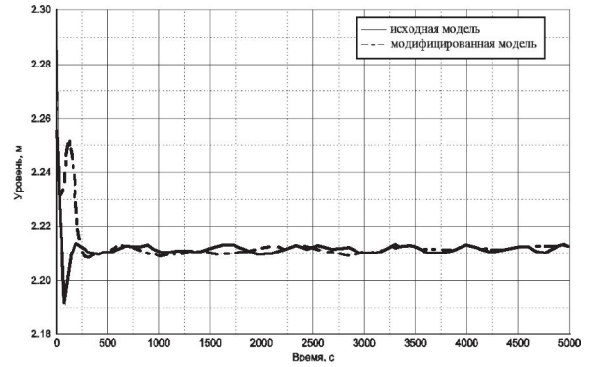


Рис. 6. Уровень воды в ПГ (на примере ПГ-1)

Таблица 1. Начальные условия для сравнительного валидационного расчета

№	Параметр состояния	Единица измерений	Расчетная величина
1	Тепловая мощность реактора	МВт (%)	3000 (100)
2	Давление на выходе реактора	кгс/см <sup>2</sup>	161,6 (изб.)
3	Температура теплоносителя на входе в реактор	°С	289,1
4	Расход теплоносителя через реактор	м <sup>3</sup> /ч	86100
5	Уровень теплоносителя в компенсаторе давления (КД)	мм	8620
6	Давление в парогенераторах (ПГ)	кгс/см <sup>2</sup>	62,5...62,7 (изб.)
7	Уровень питательной воды в ПГ	мм	2193...2224
8	Паропроизводительность ПГ	т/ч	1472...1477

**Результаты валидации.** Валидационный анализ выполнен для временного интервала 1200 секунд с учетом принятого сценария с автоматической работой оборудования и систем, наложением отказов и действиями оперативного персонала согласно описанию инцидента. Последовательность собы-

тий с точки зрения развития переходного процесса и условий работы систем и оборудования реакторной установки приведена в табл. 2. Поведение основных параметров первого и второго контуров реакторной установки в графическом виде представлено на рис. 7–16.

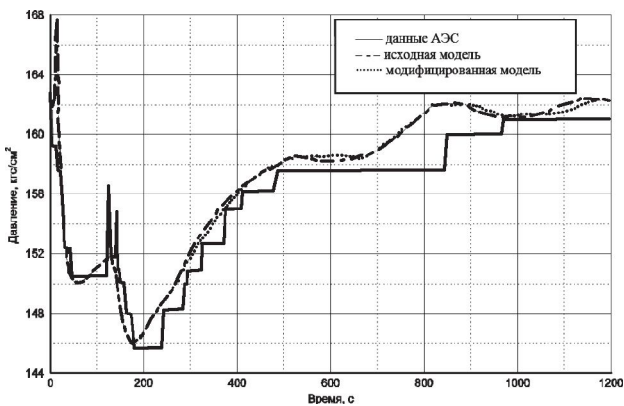


Рис. 7. Давление теплоносителя на выходе из реактора

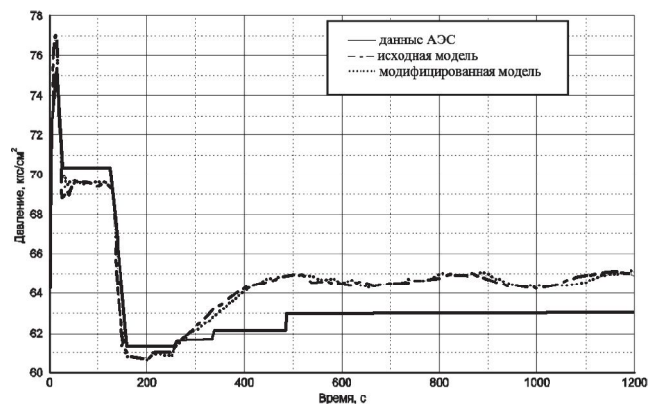


Рис. 8. Давление пара в ПГ-1

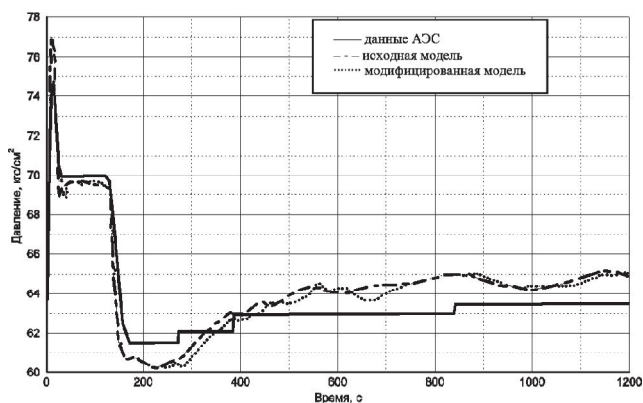


Рис. 9. Давление пара в ПГ-2

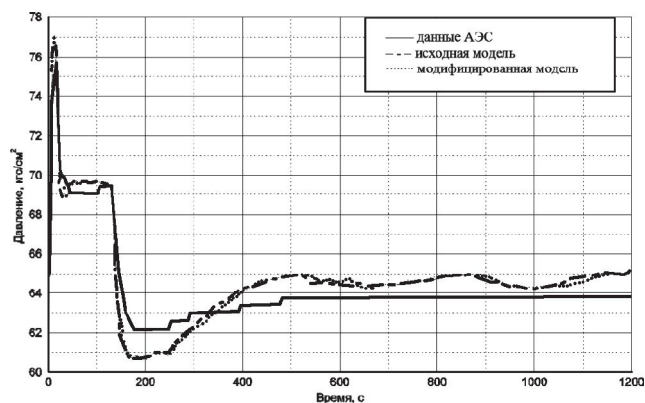


Рис. 10. Давление пара в ПГ-3

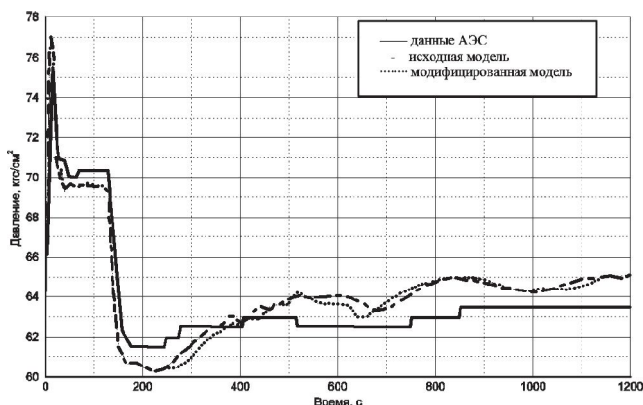


Рис. 11. Давление пара в ПГ-4

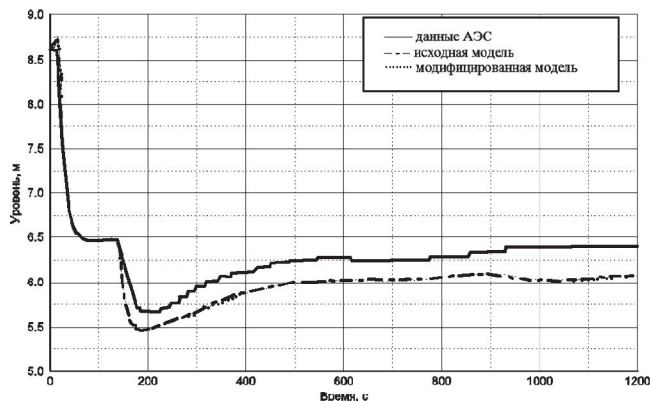


Рис. 12. Уровень теплоносителя в КД

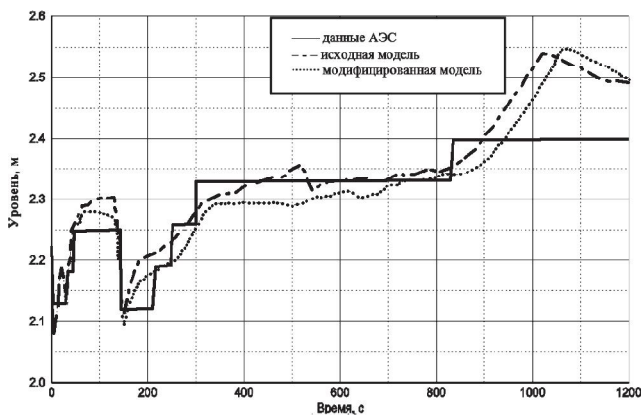


Рис. 13. Уровень котловой воды в ПГ-1

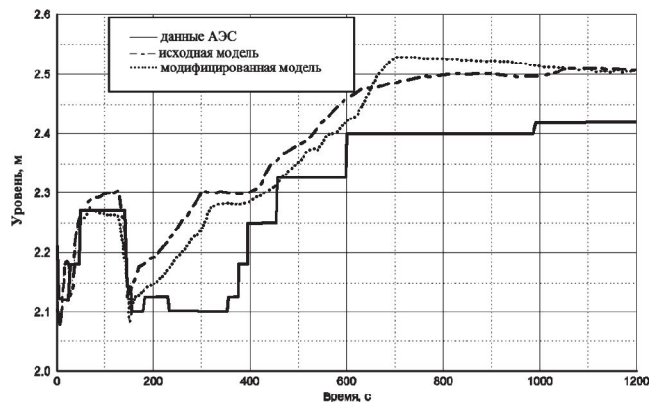


Рис. 14. Уровень котловой воды в ПГ-2

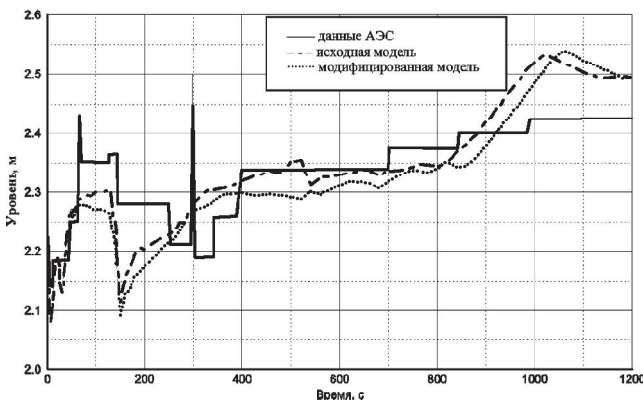


Рис. 15. Уровень котловой воды в ПГ-3

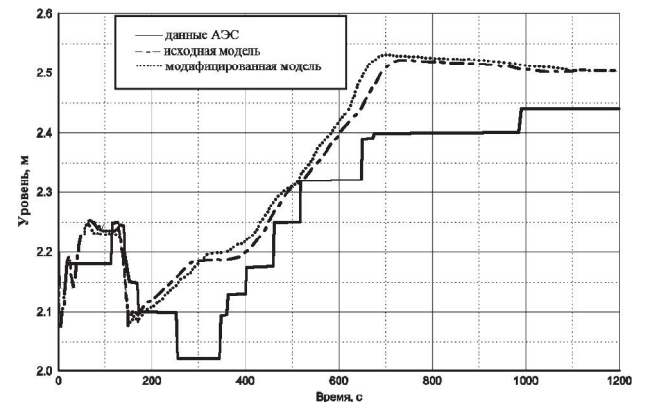


Рис. 16. Уровень котловой воды в ПГ-4

Таблица 2. Последовательность событий в ходе нарушения

Время		Событие на АЭС	Событие в расчете
Инцидент	Расчет		
0.0	0.0	Ложное формирование сигнала технологической защиты «Повышение уровня в конденсаторе турбины до 2 м» (без реального изменения уровня). Запрет работы БРУ-К	Запрет работы БРУ-К (граничное условие)
1.0	1.0	Закрытие СК ТГ. Работа ускоренной разгрузки блока, АЗ-3, 4, регулятора ограничения мощности (РОМ)	Закрытие СК ТГ (граничное условие)
–	2.0		Формирование сигнала на разгрузку энергоблока РОМ по факту закрытия двух из четырех СК ТГ
–	2.5		Формирование сигнала ускоренной предупредительной защиты по факту закрытия СК ТГ при давлении во втором контуре более 66 кгс/см <sup>2</sup>
15.0	7.7	По повышению давления во втором контуре до 70 кгс/см <sup>2</sup> вступили в работу БРУ-А1-4	
15.0	11.6	По повышению давления во втором контуре до уставки 75 кгс/см <sup>2</sup> сработала АЗ-1	
26.0	–	Начат ввод бора в первый контур	
46.0	46.0	Закрытие СК ТПН-1, 2 ключом с БЩУ. Действия оператора	Отключение ТПН-1, 2. Граничное условие
121	–	Отключение ТГ-1 от сети, аварийный ввод резерва секции собственных нужд	
127	127	После прекращения действия технологической защиты по уровню в конденсаторе турбины вступили в работу БРУ-К1-4	Начало работы БРУ-К1-4 по поддержанию давления во втором контуре (граничное условие)
146	–	Отключился маслонасос ГЦН ТА16D01	
163	163	По факту срабатывания технологической защиты ГЦН «Изменение Р масла +/- 0.4 от текущего значения» отключились ГЦН-2 и ГЦН-4	Отключение ГЦН-2 и ГЦН-4 (граничное условие)
–	165		Начало работы вспомогательных питательных электронасосов по восстановлению уровней в ПГ (граничное условие)
1200	1200	Стабилизация параметров РУ: $P_{1к} = 161 \text{ кгс/см}^2, P_{2к} = 64 \text{ кгс/см}^2$	Стабилизация параметров РУ: $P_{1к} = 162 \text{ кгс/см}^2, P_{2к} = 65 \text{ кгс/см}^2$ . Окончание расчета

### Выводы

В результате сравнительного анализа переходного процесса, выбранного для валидации, можно сделать вывод о хорошем совпадении результатов в части поведения расчетных и измеренных параметров (в пределах погрешности измерения и проектного отклонения технологических параметров на допустимые величины), а также о попадании полученных значений в интервал двух среднеквадратических отклонений ( $\pm 2\sigma$ ). Таким образом, модифицированная теплогидравлическая модель РУ с детальной разбивкой ОУР адекватно отражает поведение систем и оборудования реального энергоблока, что подтверждает ее пригодность для анализа термических нагрузок на корпус реактора.

### Список использованной литературы

1. Методика выполнения теплогидравлических анализов в обоснование сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора / Ю. П. Алексеев, А. И. Бережной, Г. В. Громов, А. С. Мазурок // Вторая междунар. науч.-практ. конф. «Повышение безопасности и эффективности АЭС». — Одесса, 2010.
2. Модель опускного участка реактора ВВЭР-1000 / Ю. П. Алексеев, А. И. Бережной, А. С. Мазурок, А. В. Корницкий // Ядерная и радиационная безопасность. — 2011. — № 3 (51). — С. 44–46.
3. Загальні положення безпеки атомних станцій (НП 306.2.141–2008). — Затверджено наказом Держатомрегулювання від 19.11.2007 № 162, зареєстровано в Міністерстві 25.01.2008 за № 56/14747.
4. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Теплогидравлические анализы аварийных режимов реакторной установки для

обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора энергоблока № 1 ЮУАЭС. Выбор сценариев для проведения теплогидравлических анализов. Доработка и описание модели RELAP5. О8/7Е8043.110.ОД.1 / ОП Бюро ГНТЦ ЯРБ. — К., 2008.

5. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Теплогидравлические анализы аварийных режимов реакторной установки для обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора энергоблока № 1 ЮУАЭС. Выполнение расчетных анализов аварийных процессов, связанных с течами первого и второго контуров энергоблока. Анализ ИС, связанных с течами теплоносителя первого контура. О8/7Е8043.211.ОД.1 / ОП Бюро ГНТЦ ЯРБ. — К., 2009.

6. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Теплогидравлические анализы аварийных режимов реакторной установки для обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора энергоблока № 1 ЮУАЭС. Выполнение расчетных анализов аварийных процессов, связанных с течами первого и второго контуров энергоблока. Анализ ИС, связанных с течами второго контура. О8/7Е8043.212.ОД.1 / ОП Бюро ГНТЦ ЯРБ. — К., 2009.

7. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Теплогидравлические анализы аварийных режимов реакторной установки для обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора энергоблока № 1 ЮУАЭС. Выполнение расчетных анализов аварийных процессов, связанных с течами из первого контура во второй. О8/7Е8043.310.ОД.1 / ОП Бюро ГНТЦ ЯРБ. — К., 2009.

8. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Теплогидравлические анализы аварийных режимов реакторной установки для обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора энергоблока № 1 ЮУАЭС. Выполнение расчетных анализов аварийных процессов, связанных с непреднамеренным открытием ИПУ КД, и других отобранных ИС. О8/7Е8043.410.ОД.1 / ОП Бюро ГНТЦ ЯРБ. — К., 2009.

9. Разработка обосновывающих материалов для внедрения ТВСА с УГТ на энергоблоке № 1 Южно-Украинской АЭС с РУ В-302. Адаптация расчетной модели ЯЭУ энергоблока № 1 ЮУАЭС для компьютерного кода RELAP5/MOD3.2. 06/03-06.321.ОД.1. 2006.

10. Отчет № 1 ЮУК-П05-005-12-04. Останов энергоблока вследствие ложного срабатывания технологической защиты турбоагрегата «Повышение уровня в конденсаторе» с последующим срабатыванием АЗ-1 в переходном процессе. Южноукраинская-1. Информационная система по нарушениям в работе АЭС. ГП НАЭК «Энергоатом». 2004.

*Получено 05.12.2011.*