

5. Назаренко В.Н. Уточнение условий подключения к сети обмоток статора асинхронного двигателя при его безударном пуске / В.Н. Назаренко, К.В. Назаренко, К.П. Путилин // 36. наук. пр. АВМС ім. П.С. Нахімова. – Севастополь: АВМС ім. П.С. Нахімова, 2011. – Вип. 1 (5). – С. 146 - 151.
6. Каноненко Е.В. Электрические машины / Е.В. Каноненко, Г.А. Сипайлов, К.А. Хорьков. – М.: Высшая школа, 1975. – 279 с.
7. Путилин К.П. Вибрация при пуске асинхронного двигателя / К.П. Путилин, В.Н. Назаренко, М.Ф. Манюков // Межведомств. сборник научн. трудов. – М.: МЭИ, 1989. – С. 55 - 63.
8. Черных И.В. Моделирование электротехнических устройств в Matlab, SimPowerSystem и Simulink / И.В. Черных. – М.: Пресс; СПб.: Питер, 2008. – 288 с.
9. Сабинин Ю.А. Частотно-регулируемые асинхронные электроприводы / Ю.А. Сабинин, В.Л. Грузов. – Л.: Энергоиздат, 1975. – 128 с.
10. Петров Л.П. Тиристорные преобразователи напряжения для асинхронного электропривода / Л.П. Петров [и др.]. – М.: Энергоиздат, 1986. – 200 с.
11. Путілін К.П. До питання вирішення проблеми обмеження віброактивності асинхронних приводів корабельних механізмів при здійсненні їх пуску / К.П. Путілін, В.М. Назаренко, К.В. Назаренко // Сб. науч. тр. СІЯЕіП. – Севастополь: СІЯЕіП, 2001. – Вип. 5. – С. 136 - 139.
12. Яблонский А.А. Курс теоретической механики / А.А. Яблонский. – М.: Высшая школа, 1971. – Ч. II. – 476 с.
13. Основное оборудование реакторного отделения. Главный циркуляционный насос ГЦН-195М. [Электронный ресурс]. – М.: Министерство Российской Федерации по атомной энергии. Концерн «Росэнергоатом». Балаковская АЭС. Служба подготовки персонала. – 187 с. - Режим доступа: <http://bib.convdocs.org/v10948/?cc=1&view=pdf>.

Надійшла до редакції 19.11.2013 р.

УДК 621.039.586

## **СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МОДЕЛИРОВАНИЯ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ В РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ С ВВЭР-1000 ПУТЕМ ВНЕДРЕНИЯ КВАЗИ-ТРЕХМЕРНОЙ МОДЕЛИ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ РЕАКТОРА**

**Д.Н. Скуляр<sup>1</sup>, асп., Д.В. Шевелев<sup>2</sup>, к.т.н.**

<sup>1</sup>ГП НАЭК «Энергоатом» ОП «Южно-Украинская АЭС»

<sup>2</sup>ГП НАЭК «Энергоатом» ОП «Научно-технический центр»

*Служба научно-технической поддержки в г. Севастополе*

Производится предварительная оценка улучшения реалистичности и углубления детализации моделирования теплофизических процессов в ядерной энергетической установке с ВВЭР-1000 при внедрении квази-трехмерной модели реактора. Приводятся результаты сравнительного расчетного исследования аварийного процесса с помощью одномерной модели и квази-трехмерной модели внутрикорпусных устройств реактора.

## **Введение**

В последние годы основной интерес в исследовании переходных и аварийных процессов на реакторных установках (РУ) сместился с анализов проектных аварий (ПА) к анализу запроектных (ЗПА) и тяжелых аварий (ТА). Основное отличие ЗПА от ПА состоит в невыполнении принципа единичного отказа, что может привести к потере критической функции безопасности (КФБ). Потеря КФБ является необходимым условием перехода ЗПА в ТА. Основная цель управления ЗПА – своевременное восстановление КФБ. При этом консервативные подходы неприменимы, поскольку теряется информация о реальном отклике системы на действия оперативного персонала. Таким образом, для целей детерминистического анализа ЗПА и ТА необходимо применение реалистических подходов и расчетных моделей.

Для применявшейся до настоящего времени модели [1] (ЯЭУ) ядерной энергетической установки с ВВЭР-1000 для кода RELAP5 [2] характерны следующие существенные недостатки: высокая чувствительность к изменению коэффициента истечения (при моделировании аварий с потерей теплоносителя главного циркуляционного контура); недостаточно полное отображение процессов, происходящих внутри реактора; неполное соответствие моделирования процессов рекомендациям МАГАТЭ [3]; искусственное образование «застойных» зон движения теплоносителя в реакторе, что приводит к отображению существенно завышенных температур составляющих внутрикорпусных устройств, которые являются критериями безопасной эксплуатации активной зоны и РУ в целом. Исходя из изложенного, требуется рассмотреть возможность применения более точной и дающей физически более корректные результаты модели путем сравнительного расчетного исследования применявшейся до настоящего времени и вновь разработанной модели.

## **Постановка цели и задач научного исследования**

Целью данного научного исследования является предварительная оценка усовершенствования реалистичности и углубления детализации моделирования аварийных процессов при применении квази-трехмерной модели внутрикорпусных устройств реактора.

Для достижения указанной цели необходимо выполнить следующие задачи:

- разработать квази-трехмерную модель внутрикорпусных устройств реактора в соответствии с существующими рекомендациями [3] и последними научными исследованиями;
- обосновать принятые при разработке решения;
- разработать сценарий исходного события для расчетного исследования, позволяющий произвести предварительную оценку усовершенствования;
- провести сравнительное расчетное исследование аварийного процесса с применением и без применения квази-трехмерной модели с помощью программы RELAP5.

## **Краткое описание разработанной модели и обоснование принятых решений, описание сценария исходного события для расчетного исследования**

Основной причиной физически некорректного моделирования существенно неодномерных процессов является наличие лишь одного гидродинамического элемента, представляющего функциональную составляющую внутрикорпусных устройств реактора, в пределах изменения координаты. Это приводило к тому, что теплофизическая величина, являющаяся функцией от переменной координаты в реальных условиях, при

моделировании ставала константой, что в итоге значительно отражалось на результатах расчета. Для устранения описанного недостатка применяется радиально-секторная нодализация внутрикорпусных устройств реактора, а именно: нижней камеры смешения; подводящего, «обогреваемого» (энергогенерирующего), «необогреваемого» участка активной зоны, участков блока защитных труб (БЗТ). Схема нодализации на примере энерговыделяющего участка активной зоны показана на рис. 1.

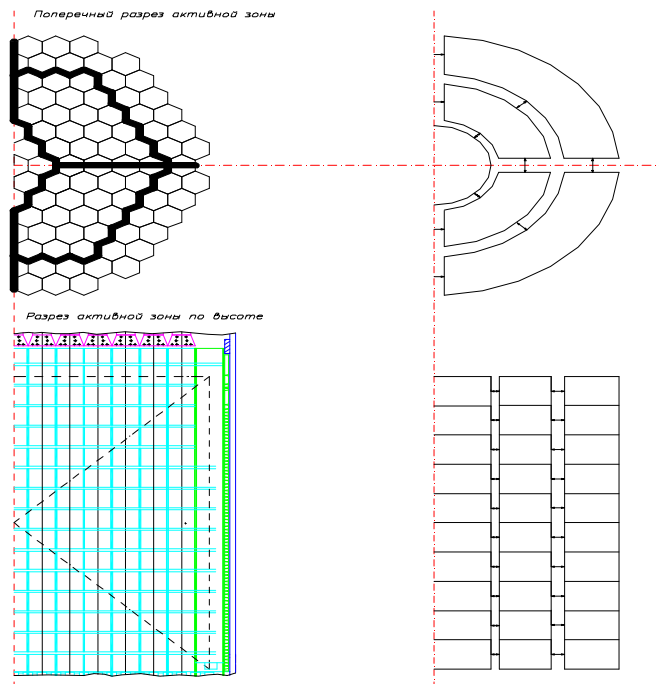


Рис. 1. Схема нодализации энергогенерирующего участка активной зоны

Энергогенерирующий участок активной зоны представлен девятью гидродинамическими элементами в коде RELAP5, каждый из которых разбит на 10 участков по высоте: центральный, представляющий 19 тепловыделяющих сборок (ТВС) в центре; 8 элементов-секторов по 90 градусов, представляющих по 18 ТВС каждый и составляющих 2 кольца по 4 элемента; 2 специальных компонента, моделирующих радиальные и азимутальные гидродинамические связи между указанными девятью элементами. Такая схема нодализации позволяет учесть безусловно существующую неравномерность теплофизических параметров по всем координатам в цилиндрической системе координат (высоте, радиусу, азимутальному углу), и, соответственно, физически корректно смоделировать процессы теплообмена внутри реактора. Для учета неравномерности энерговыделений каждый гидродинамический элемент энергогенерирующего участка активной зоны имеет в составе 3 тепловые структуры: «средние» (по энергонапряженности) ТВС, «горячую» (максимально энергонапряженную) ТВС, «горячий» твэл в «горячей» ТВС. Для расчетного исследования выбрано исходное событие «Двухсторонний разрыв главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ)», а именно – мгновенный гильотинный разрыв «холодной» нитки ГЦТ на входе в реактор (энергоблок Южно-Украинской АЭС № 1 [4]).

Для сопоставимости результатов расчеты по реалистической и консервативной моделям выполнялись с применением консервативных начальных условий:

- мощность реактора равна 104 %, что включает в себя погрешность поддержания (2 %) и погрешность определения (2 %);
- неравномерность энерговыделений по активной зоне доведена до максимума, исходя из максимально допустимого коэффициента неравномерности энерговыделения (по ТВС и по твэлам);
- значение мощности остаточных энерговыделений консервативно увеличено на 10 %;
- коэффициент реактивности по температуре топлива принят минимальным;
- давление в парогенераторах (ПГ) принято максимальным с учетом отклонения на допустимую проектную величину (+2 кгс/см<sup>2</sup>);
- расход теплоносителя через реактор выбран минимальным при работе четырех главных циркуляционных насосов;
- уровень теплоносителя в компенсаторе давления выбран минимальным с учетом отклонения технологического параметра на допустимую величину (-150 мм) и с учетом погрешности определения уровня (-150 мм);
- уровень в ПГ выбран максимальным с учетом отклонения технологического параметра на допустимую величину (270...320 мм) и с учетом погрешности определения уровня (+15 мм);
- температура питательной воды выбирается максимальной с учетом отклонения технологического параметра на допустимую величину (220 + 5 °С – при номинальной мощности РУ и подключенных подогревателей высокого давления) и с учетом погрешности определения ( $\pm 2$  °С);
- параметры нейтронной кинетики приняты для состояния активной зоны на конец топливной кампании [4];
- концентрация борной кислоты принята равной нулю (конец топливной кампании);
- используется минимально допустимое значение эффективности аварийной защиты первого рода (АЗ-1) (с учетом застревания наиболее эффективного органа регулирования);
- системы и оборудование, связанные с первым контуром, работают с учетом погрешности измерения давления первого контура, которая составляет 2,5 кгс/см<sup>2</sup>;
- системы и оборудование второго контура работают с учетом погрешности измерения давления во втором контуре, которая составляет 1 кгс/см<sup>2</sup>.

Постулируются следующие отказы: несрабатывание дизель-генераторов № 1 и № 2; отказ системы аварийного охлаждения зоны низкого давления (САОЗ); потеря внешнего электроснабжения в момент посадки стопорных клапанов турбин; консервативно не рассматривается подача раствора борной кислоты в первый контур плунжерным насосом подачи концентрированного раствора борной кислоты ввиду его малой производительности.

### **Анализ результатов расчетного исследования**

Для сравнения результатов моделирования аварийного процесса при разрыве холодной нитки первой петли ГЦТ взято 2 характерных критерия: максимальная температура поверхности оболочки твэла (T\_clad\_1D – одномерная модель, T\_clad\_3D – трехмерная модель) (рис. 2) и уровень в реакторе (L\_rkt\_1D – одномерная модель, L\_rkt\_3D – трехмерная модель) (рис. 3).

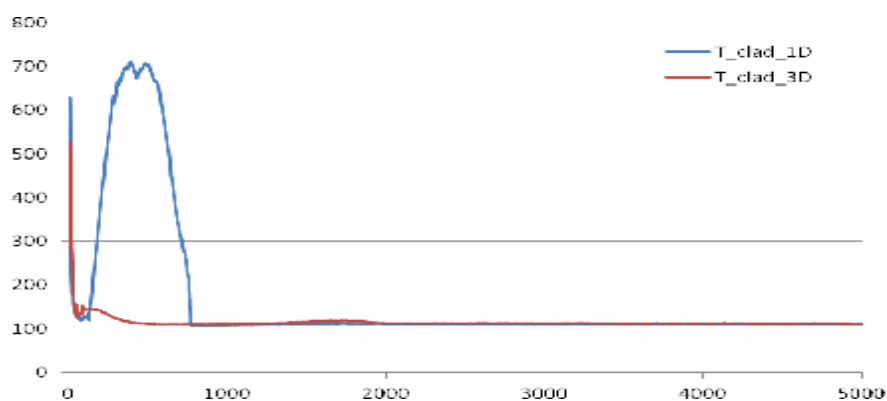


Рис. 2. Максимальная температура оболочки твэлов на протяжении аварийного процесса

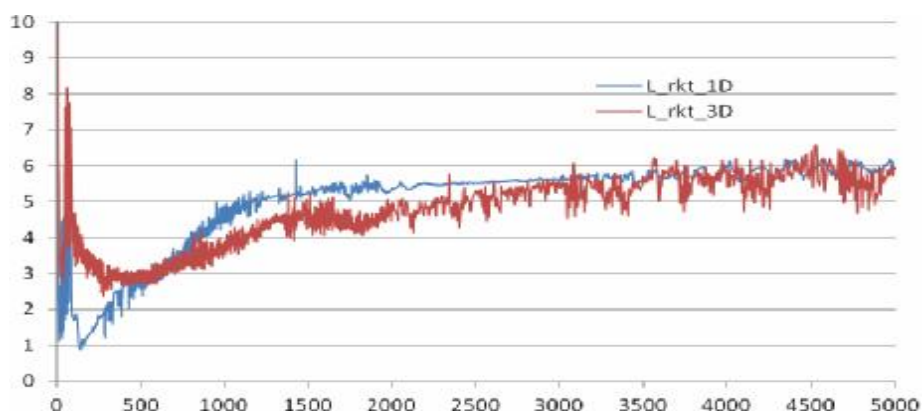


Рис. 3. Уровень в реакторе на протяжении аварийного процесса

Как видно из графиков температуры оболочки твэлов и уровня теплоносителя в реакторе, результаты с применением одномерной и квази-трехмерной модели значительно разнятся в диапазоне времени 120...780 с. При дополнительном анализе выходных данных, полученных с применением квази-трехмерной модели, на данном участке времени видим интенсивный процесс теплообмена, как в аксиальном, так и в радиальном и азимутальном направлении со скоростями примерно одной величины (перетоки теплоносителя со скоростью до 2,5 м/с). При этом в одномерной модели процессы теплообмена значительно менее интенсивны, а в радиальном и азимутальном направлении практически отсутствуют, что обусловлено значительной примитивностью модели, так как неоднородность расхода пароводяной смеси в активной зоне по двум координатам из трех не учитывается. Исходя из полученных данных, повышение максимальной температуры оболочки твэлов до  $\approx 711$  °С в диапазоне времени 300...520 °С по данным одномерной модели происходит вследствие недостаточной ее детализации и носит скорее «искусственный» характер. Квази-трехмерная модель позволяет избежать указанной нереалистичности моделирования, что обуславливает целесообразность ее применения для анализа безопасности энергоблоков АЭС.

### Выводы

Предварительная оценка путем сравнительного расчетного исследования показала целесообразность применения квази-трехмерной модели внутрикорпусных устройств

реактора для моделирования аварийных процессов в РУ энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000, так как это позволит более реалистично и физически корректно моделировать теплофизические процессы (особенно существенно неоднородные), что дает возможность сделать точнее прогноз последствий при их прохождении и, соответственно, более адекватно оценить безопасность энергоблока.

В перспективе планируется, что данная модель позволит произвести дополнительные расчетные исследования широкого спектра ПА и ЗПА.

## **УДОСКОНАЛЕННЯ МОДЕЛЮВАННЯ АВАРІЙНИХ ПРОЦЕСІВ У РЕАКТОРНІЙ УСТАНОВЦІ З ВВЕР-1000 ШЛЯХОМ ВТІЛЕННЯ КВАЗІ-ТРИВИМІРНОЇ МОДЕЛІ ВНУТРІШНЬОКОРПУСНИХ ПРИСТРОЇВ РЕАКТОРА**

**Д.М. Скуляр, Д.В. Шевельов**

Виконується попередня оцінка вдосконалення реалістичності та поглиблення деталізації моделювання теплофізичних процесів в ядерній енергетичній установці з ВВЕР-1000 при втіленні квазі-тривимірної моделі реактора. Приводиться опис нещодавно розробленої квазі-тривимірної моделі і результати порівняльного розрахункового дослідження аварійного процесу з допомогою одновимірної моделі і квазі-тривимірної моделі внутрішньокорпусних пристроїв реактора.

## **WWER-1000 REACTOR FACILITY ACCIDENT PROCESSES MODELING IMPROVING by means of REACTOR INTERNALS QUASI-3D MODEL INTRODUCTION**

**D. Skulyar, D. Shevelyov**

The reality improving and modeling detailing deepening of the thermal physic processes in the nuclear power plant with WWER-1000 by means of quasi-3D reactor model introduction have been preliminary estimated. The quasi-3D model lately developed and results of the comparative calculated research of the accident process using the 1D- and quasi-3D model of the reactor vessel internals has been described

### **Список использованных источников**

1. Анализ запроектных аварий. Расчетная модель РУ для кода RELAP5. 10/08-06.241.ОД.2 / Южно-Украинская АЭС, Энергоблок № 1, 2009. – 146 с.
2. Nuclear Safety Analysis RELAP5/MOD3.3. Code manual. Volume II: Appendix A. Input requirements / Information Systems Laboratories, Inc. Division Rockville, Maryland Idaho Falls, Idaho, 2002. – 298 p.
3. Accident analysis of nuclear power plants. Appendix A. Specific information related to pressurized water reactors. / International Atomic Energy Agency. - Vienna, Austria, 2000. – 91 p.
4. Анализ запроектных аварий. База данных по ЯППУ. 10/08-06.231.ОД.2 / Южно-Украинская АЭС, Энергоблок № 1, 2008. – 391 с.

Надійшла до редакції 11.11.2013 р.