

# ГИБКИЙ МОДЕЛИРУЮЩИЙ КОМПЛЕКС ЭНЕРГОБЛОКА АЭС И ЕГО ВЕРИФИКАЦИЯ

Жарко Е.Ф.

*Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН,  
Россия, г. Москва, ул. Профсоюзная, д.65*

zharko@ipu.ru

*Аннотация: В статье рассматривается подход, согласно которому гибкий комплекс (ГМК) является ядром цифрового двойника энергоблока АЭС. Модели, входящие в состав ГМК, охватывают основные и ряд вспомогательных технологических систем энергоблока, системы автоматического регулирования. Представлены результаты верификации гибкого моделирующего комплекса.*

Ключевые слова: атомная электростанция, гибкий моделирующий комплекс, верификация, цифровой двойник.

## Введение

В настоящее время объекты с повышенным риском эксплуатации, такие, как например, объекты транспортной инфраструктуры, электростанции всех типов, объекты нефтегазовой промышленности, характеризуются ужесточением требований по эффективности, надежности и безопасности эксплуатации. Безусловно, с усложнением оборудования и систем управления энергоблоками проверка новых технических характеристик на основе прямых экспериментов затягивает процесс проектирования, и соответственно ведет к увеличению материальных затрат. Для ряда объектов с повышенным риском эксплуатации (таких, например, как атомные электростанции) решение проблем безопасности (в том числе и кибербезопасности) связано с высокими рисками.

В последние годы несомненной тенденцией во всех областях промышленности является их цифровизация. В атомной энергетике одним из перспективных направлений [1] в этой области является создание цифрового двойника атомной электростанции (АЭС). Цифровой двойник является виртуальной моделью объекта, позволяющей отслеживать его состояние на всех этапах жизненного цикла с целью предотвращения возможных коллизий данных, оптимизации обслуживания и повышения эффективности использования объекта. В связи с тем, что не существует что двух одинаковых энергоблоков АЭС, возникает задача создания такого гибкого моделирующего комплекса (ГМК) [2], который возможно оперативно настроить на любой существующий, модернизируемый или проектируемый энергоблок, а также который мог бы оперативно отреагировать на любое изменение в технологическом оборудовании или системе управления энергоблоком АЭС, т.е. учитывать те или иные особенности моделируемого объекта.

Логическим продолжением развития «цифрового производства» и промышленного интернета вещей является объединение информационных технологий с процессами эксплуатации для создания «цифровых двойников» [3, 4] промышленного оборудования и установок (насосов, турбин, электрических установок и т.д.). «Цифровые двойники» — это фактически объединение современных технологий в рамках одного продукта, ядром которого является гибкий моделирующий комплекс [5]. Применение «цифровых двойников» в системах поддержки операторов АЭС, тренажерах для персонала АЭС, как полномасштабных, так и информационно-аналитических позволяет упростить техническую поддержку системы управления, минимизируя риски ошибок и сбоев.

## 1 Гибкий моделирующий комплекс и моделируемые системы

Суть построения моделей различных энергоблоков в рамках одного ГМК состоит в многократном использовании отдельных программных модулей, как унифицированных и стандартизованных компонентов в различных комплексах программ.

В рамках гибкого моделирующего комплекса реализованы:

Основные системы 1 контура:

- реактор,
- главный циркуляционный контур,
- главные циркуляционные насосы,
- система компенсации давления (включая импульсные предохранительные устройства и барботер),
- система парогенераторов.

Системы безопасности:

- система аварийного впрыска высокого давления (включая центробежные и плунжерные насосы),
- система аварийного впрыска низкого давления,
- спринклерная система,
- гидроемкости,
- система аварийной питательной воды ПГ,
- система аварийного сброса пара из парогенераторов (БРУ-А, ИПУ ПГ),
- система технического водоснабжения ответственных потребителей (группа А),
- система аварийного газоудаления из 1 контура,
- система локализации герметичной оболочки (локализирующая арматура),
- система аварийного электроснабжения,
- системы вентиляции помещений оборудования систем безопасности,
- герметичная оболочка.

#### Вспомогательные системы 1 контура:

- система подпитки-продувки 1 контура, борного регулирования и подачи уплотняющей воды на ГЦН,
- система расхолаживания 1 контура,
- система промконтура,
- система маслоснабжения ГЦН,
- система маслоснабжения насосов подпитки 1 контура,
- система технического водоснабжения систем и оборудования нормальной эксплуатации,
- система организованных протечек 1 контура,
- системы вентиляции помещений герметичного объема.

#### Системы 2 контура:

- турбина,
- система паропроводов свежего пара,
- система байпасов турбины (БРУ-К),
- система питательной воды,
- система основного конденсата,
- система подачи пара на собственные нужды.

#### Системы управления:

- регуляторы уровня и давления в КД,
- регулятор уровня в ПГ,
- регулятор мощности реактора,
- регулятор давления 2 контура (включая БРУ-А и БРУ-К),
- регуляторы турбины,
- регуляторы турбопитательных насосов АЗ реактора,
- защиты и блокировки по моделируемым технологическим системам,
- вспомогательные регуляторы (регулятор расхолаживания КД, регулятор расхода продувочной воды, регулятор перепада давлений в напорном трубопроводе подпитки, регулятор перепада давлений на уплотнениях ГЦН, регулятор расхода подпиточных насосов, регуляторы скорости расхолаживания 1 контура через теплообменник расхолаживания 1 контура, регулятор давления в деаэраторе подпитки, регулятор уровня в деаэраторе подпитки).

Система измерений не охвачена моделированием, так как предполагается, что текущие данные объекта моделирования поступают извне в базу данных ГМК.

К моделируемым элементам технологических систем выдвигаются следующие требования:

- Для каждой технологической системы должно быть указано размещение приборов (датчиков) и рабочих устройств (насосов, клапанов, регуляторов, выключателей, теплообменников и пр.).
- Гидравлические схемы технологических систем должны содержать сведения по длинам, диаметрам, проходным сечениям трубопроводов и величинам (характеристикам) местных сопротивлений. На схемах должны приводиться нивелирные отметки различных участков циркуляционных контуров.
- Для баков, емкостей должны быть указаны их размеры, уровни воды при нормальных условиях работы, расположение датчиков уровня, уставки по уровню, расположение источниковых и стоковых трубопроводов.

- Для теплообменников (однофазных) необходимо задать: тип теплообменника (прямоточный, противоточный, U-образный), количество передаваемого на номинальном режиме тепла, размеры и число трубок, значения внутреннего и внешнего объемов, температуры и расходы теплоносителя на входе/выходе, гидравлическое сопротивление по обоим средам).
- Для насосов должны быть заданы расход-напорные характеристики, мощность и число оборотов электропривода, время разгона и выбега ротора насоса.
- Данные об арматуре должны включать в себя: время открытия и закрытия, характеристику клапана (линейная, нелинейная, S-образная), зависимость перепада давления на клапане при известном расходе от степени открытия клапана.
- Необходимо задать информацию о функциях логического управления для всех насосов, регуляторов, клапанов, информация о структуре и характеристиках автоматических регуляторов.
- Должна быть указана информация по уставкам предупредительной и аварийной сигнализации.

## 2 Верификация гибкого моделирующего комплекса

Разработанный гибкий моделирующий комплекс предназначен для моделирования динамических процессов, происходящих в энергоблоках АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000. Активная зона реакторной установки моделируется в двухгрупповом трехмерном покассетном приближении.

ГМК позволяет учитывать различного рода нарушения в работе систем безопасности и перекосы энерговыделения в активной зоне реакторной установки. Возможно моделирование работы регулятора мощности, движение отдельных органов системы управления защиты (СУЗ), групп стержней СУЗ, пассивной и активной систем ввода поглотителя, несимметричной подачи борированной, чистой, холодной и горячей воды в первый контур, несимметричное захолаживание петель.

Комплекс учитывает работу разного рода систем, в том числе гидроемкостей САОЗ, СПОТ, БРУ-А, БРУ-К, предохранительных клапанов и т.д.

Программный комплекс позволяет моделировать течи из первого контура как в защитную оболочку, так и в парогенератор. Позволяет определить состояние топлива реакторной установки: определяет среднюю и максимальную температуры топлива и оболочек ТВЭЛов, минимальный запас до кризиса теплообмена.

Активная зона реакторной установки моделируется системой шестигранных параллельных каналов, расположенных в соответствии со схемой загрузки активной зоны.

Верификация программы производилась отдельно для модулей:

- расчет нейтронно-физических параметров активной зоны реакторной установки;
- расчет параметров 1-го контура (без реакторной установки);
- расчет параметров 2-го контура.

В настоящей работе проводится верификация модуля расчета нейтронно-физических параметров реакторной установки. Верификация нейтронно-физического модуля программы проводится путем сравнения с расчетами по стационарной нейтронно-физической программе “БИПР-7” [6, 7], которая используется при проведении стационарных конструкторских и поверочных расчетов и эксплуатационными данными.

### 2.1 Верификация стационарных расчетов

При верификации нейтронно-физического модуля программы использованы стационарные нейтронно-физические расчеты активной зоны реактора ВВЭР-1000 по программе “БИПР-7”.

Результаты расчета энерговыделения в кассетах реакторной установки по разработанной методике в сравнении с расчетами по программе “БИПР-7” представлены в виде гистограмм. На гистограммах по оси абсцисс отложен номер кассеты в соответствии с нумерацией кассет в секторе симметрии активной зоны 30 градусов, представленной на рис. 1.

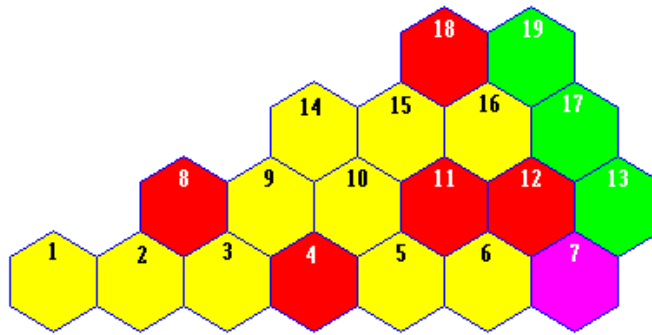


Рис. 1. Схема нумерации кассет в секторе симметрии 30°

На рис. 2 приведены гистограммы относительной мощности кассет реакторной установки в начале топливной кампании. Максимальное отклонение от проектного расчета составляет 3.9% и наблюдается в кассете N<sup>o</sup> 2, среднеквадратичное отклонение - 1.7%. Наблюдается незначительное систематическое отклонение в результатах расчета: энерговыделение в центре активной зоны, рассчитанное по разработанной методике в среднем на 0.5% меньше рассчитанного по программе “БИПР-7”, что объясняется различием нейтронно-физических сечений для отражателя.

На рис. 3, 4 и 5 представлены распределения относительного энерговыделения по высоте активной зоны реактора в центральной кассете. Систематическое отклонение в энерговыделении в начале топливной кампании объясняется отклонением в энерговыделениях в центральной кассете и соответствует отклонению энерговыделения в кассете 1 на рис. 1. Отклонение формы профиля энерговыделения по высоте активной зоны объясняется различными методиками решения уравнений энергии и движения. Максимальное отклонение аксиального энерговыделения в начале топливной кампании, наблюдаемое на высоте 0.2 метра от низа активной зоны, не превышает 15% (0.41 по “БИПР-7” и 0.47 по разработанной методике), а на высоте 0.7 метра составляет 7% (0.91 и 0.97 соответственно). В конце топливной кампании (рис. 4 и рис. 5) максимальное отклонение энерговыделения не превышает 4.5%.

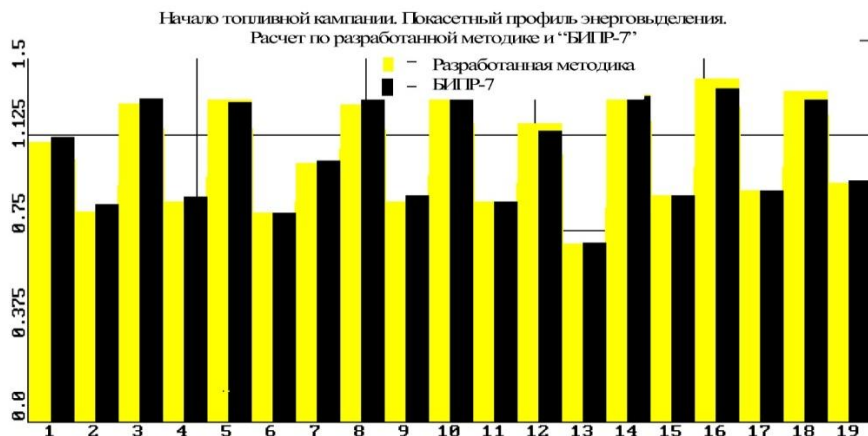


Рис. 2. Покассетное энерговыделение



Рис. 3. Аксиальный профиль энерговыделения. Начало кампании.



Рис. 4. Аксиальный профиль энерговыделения. 300 эффективных суток



Рис. 5. Аксиальный профиль энерговыделения. 306 эффективных суток

Результаты сопоставления максимального объемного и покассетного коэффициентов неравномерности энерговыделения и критической концентрации бора в теплоносителе представлены в таблице 1.

Таблица 1. Сопоставление расчетных параметров

| Параметр                      | БИПР-7 | Разработанная методика |
|-------------------------------|--------|------------------------|
| Критическая концентрация бора | 1.0014 | 0.9902                 |
| Объемная неравномерность      | 1.77   | 1.80                   |
| Покассетная неравномерность   | 1.307  | 1.2702                 |

Результаты расчетов объемного и покассетного коэффициентов неравномерности, критической концентрации бора хорошо согласуются с проектными расчетами. Отклонение в определении критической концентрации бора превысило 0.03 г/кг при абсолютном значении концентрации 1.33 г/кг. Максимальное отклонение в определении коэффициентов неравномерности энерговыделения не превышает 3% и не выходит за пределы точности программы “БИПР-7”.

Для реакторной установки выполнен расчет топливной кампании первой топливной загрузки и проведено сопоставление покассетных и аксиальных профилей энерговыделения на начало и конец топливной кампании, критической концентрации борной кислоты, покассетного и аксиального профиля поля глубины выгорания топлива.

На рис. 6 представлена гистограмма профиля покассетной глубины выгорания топлива а на рис. 7 представлен аксиальный профиль глубины выгорания топлива по высоте центральной кассеты ((МВт·сут)/(тU)). Приводится сопоставление глубины выгорания топлива по высоте активной зоны только для центральной кассеты, т.к. для остальных кассет величина отклонения от проектных расчетов не хуже, чем для центральной.

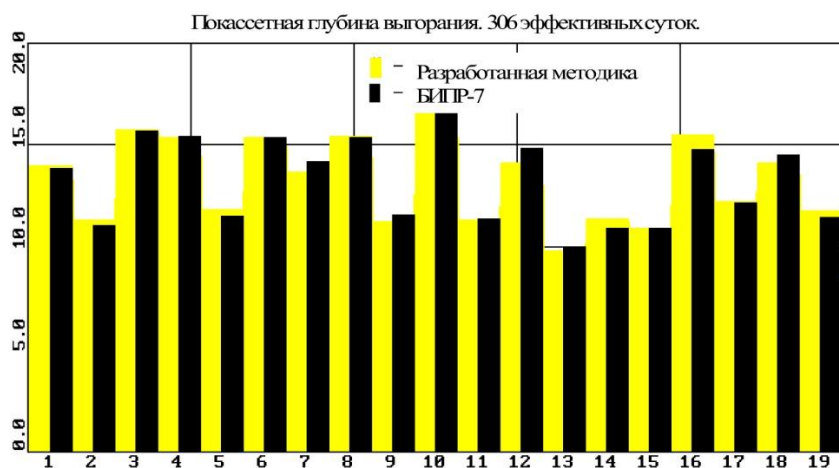


Рис. 6. Покассетная глубина выгорания



Рис. 7. Аксиальный профиль глубины выгорания

Максимальное отклонение от проектных расчетов в определении покассетной глубины выгорания топлива не превышает 4.6% (кассета № 16), среднеквадратичное - 2.6%. Максимальное отклонение при определении глубины выгорания топлива по высоте центральной кассеты наблюдается на расстояниях 0.17 м от низа активной зоны (составляет +6%) и 0.17 м от верха активной зоны (составляет -4.9%). Причины отклонения высотного профиля глубины выгорания и высотного профиля энерговыделения идентичны.

Результаты стационарных верификационных расчетов подтвердили корректность выбранной методики решения уравнения переноса нейтронов методом сеток и высокую точность получаемых расчетных результатов.

Следует отметить, что величина отклонения результатов расчетов по разработанной методике и “БИПР-7” в большинстве случаев не выходит за пределы погрешностей программы “БИПР-7”.

Результаты верификации нейтронно-физического модуля программного комплекса продемонстрировали удовлетворительную точность расчетов полей энерговыделения в активной зоне в трехмерном покассетном приближении. Точность расчета стационарных полей энерговыделения соизмерима с точностью двухгрупповой программы “БИПР-7”.

## 2.2 Верификация динамических расчетов

Верификация созданного программного комплекса, моделирующего энергоблок АЭС с реактором ВВЭР-1000, проводилась на основе эксплуатационных данных АЭС.

Важным этапом сравнения любой программы является сравнение результатов расчетов с экспериментальными данными. На этом этапе дается окончательная оценка точности разработанной математической модели и эффективности программного комплекса. Проведении такого сравнения нужно иметь в виду, что при использовании штатной регистрирующей аппаратуры точность экспериментальных данных часто оказывается недостаточной (а иногда такие данные являются недостоверными), а сами экспериментальные данные - неполными, что затрудняет однозначную интерпретацию экспериментальных данных и понимание происходящих нестационарных процессов.

В этом разделе приведены результаты численного анализа экспериментальных данных, полученных на АЭС. На всех графиках, приведенных в данном разделе, результаты расчетов с использованием программного комплекса приведены пунктирной линией, а экспериментальные данные - сплошной.

Режим отключения одного ГЦН из четырех, работающих на 50% мощности.

Испытание по отключению одного ГЦН из четырех работающих на этапе освоения мощности 50% номинальной было произведено 04.08.84 г. [8].

Исходное состояние блока:

- тепловая мощность - 1482 МВт (около 50%);
- давление в 1-ом контуре - 162 кгс/см<sup>2</sup>;
- давление во 2-ом контуре - 62.4 кгс/см<sup>2</sup>;
- средний перепад на ГЦН - 5.5 кгс/см<sup>2</sup>.

При моделировании режима исходное состояние задавалось таким же, перепады на ГЦН были равны 5.58 кгс/см<sup>2</sup>. По сигналу отключения одного ГЦН РОМ разгрузил реактор до 37.5% мощности за 36 с (рис. 8). Разгрузка реактора в модели проводилась двумя группами стержней (9 и 10 одновременно).

В начале переходного процесса при выбеге ГЦН расход теплоносителя в контуре падает быстрее, чем тепловая мощность реактора. Это приводит к небольшому росту давления в 1 контуре. Затем, по мере разгрузки реактора, давление падает со скоростью 0.08 кгс/см<sup>2</sup> (рис. 9). При проведении эксперимента разгрузка турбогенератора велась “вручную”, с задержкой (рис. 10). Одной из важнейших характеристик переходного процесса является изменение расхода теплоносителя в контуре (рис. 11). Из рис. 11 видно хорошее согласование между расчетной и экспериментальной кривыми. Как видно, установившееся значение составило около 74.6%. Время полного выбега ГЦН равняется 69 с.

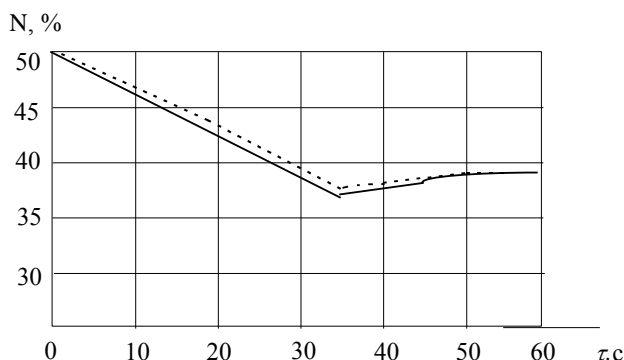


Рис. 8. Изменение нейтронной мощности реактора в режиме отключения одного ГЦН из четырех

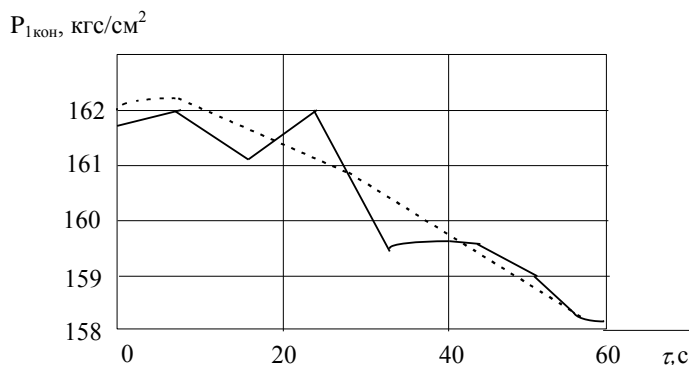


Рис. 9. Изменение давления в первом контуре в режиме отключения одного ГЦН из четырех

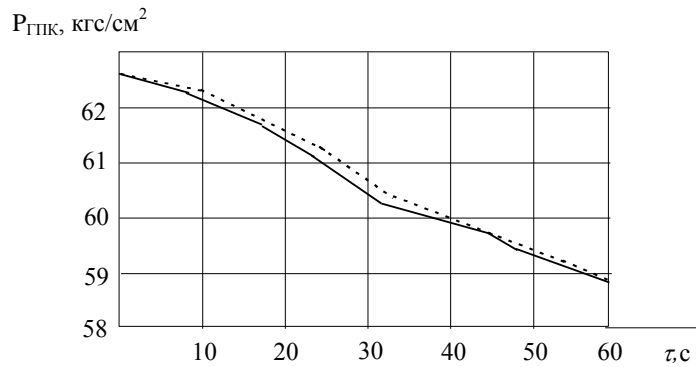


Рис. 10. Изменение давления в ГПК в режиме отключения одного ГЦН из четырех

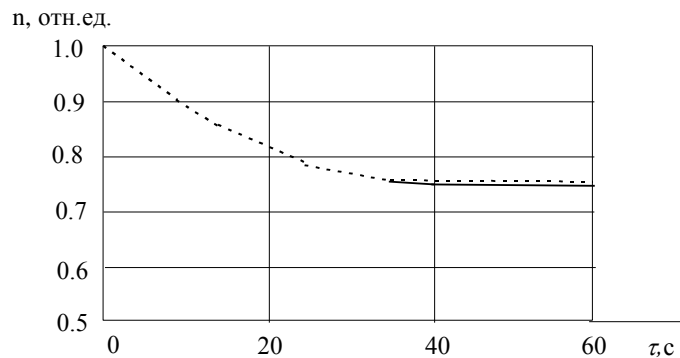


Рис. 11. Изменение расхода теплоносителя в первом контуре в режиме отключения одного ГЦН из четырех

Динамические режимы при отключении двух ГЦН из четырех работающих.

Анализ возникающих в процессе эксплуатации энергоблоков динамических режимов показал, что некоторые нестационарные процессы, приводят к глубоким возмущениям определяющих параметров с последующим формированием сигнала аварийной защиты. К таким процессам относятся режимы при сбросах нагрузки турбогенератора, при отключении одного ТПН из двух работающих и двух ГЦН из четырех работающих на номинальном уровне мощности. Основной причиной возникновения АЗ в этих режимах является медленная скорость разгрузки реактора. Использование ускоренной разгрузки энергоблока (УРБ), связанной со сбросом в активную зону одной группы стержней ОР СУЗ, позволяет исключить срабатывание АЗ, что улучшает экономические показатели АЭС, уменьшает амплитуду термических воздействий на оборудование и снижает количество ядерно-опасных ситуаций при выводе в критическое состояние.

Режимы с отключением различного числа ГЦН связаны с уменьшением расхода теплоносителя через активную зону. Критерием надежности охлаждения активной зоны является отсутствие кризиса теплообмена на поверхности ТВЭЛов. Для выполнения указанного критерия при отключении одного из четырех ГЦН РОМ разгружает реактор до 67%. В случае отключения двух ГЦН из четырех работающих (либо одновременно, либо с интервалом менее 70 с) по проекту срабатывает сигнал аварийной защиты. Это вызвано тем, что без срабатывания АЗ при неблагоприятном, но реально возможном сочетании параметров на поверхности максимально-теплонпряженных ТВЭЛов на 13 с процесса возникает кризис теплоотдачи (по расчетам с использованием программы “ДИНАМИКА” [9]). Как будет показано ниже, применение в режимах с обесточиванием двух ГЦН ускоренной разгрузки энергоблока, как по экспериментальным данным, так и по расчетным, позволяет избежать кризиса теплоотдачи, и, следовательно, необходимости срабатывания АЗ.

Рассмотрим режим с последовательным отключением двух ГЦН [10]. При отключении первого ГЦН срабатывает сигнал предупредительной защиты первого рода (ПЗ-1) и регулятор ограничения мощности (РОМ) начинает разгружать реактор погружением в активную зону регулирующей группы. После отключения второго ГЦН (если интервал между отключениями обоих ГЦН меньше 70с) с задержкой 0.5с происходит сброс 1 группы в активную зону.



Исходное состояние энергоблока:

- мощность - 100%  $N_{ном}$ ;
- давление в компенсаторе давления (КД) - 15.4 МПа;
- давление в главном паровом коллекторе (ГПК) - 6.08 МПа;
- эффективность первой группы -  $1 \cdot \beta$ ;
- эффективность 10 группы -  $1.59 \cdot \beta$ .

С точки зрения критерия надежного охлаждения активной зоны наиболее опасным режимом является режим с задержкой отключения второго ГЦН 18с. Это объясняется тем, что при отключении одного ГЦН с работой РОМ минимальный коэффициент запаса до кризиса теплообмена достигается на 18с переходного процесса. Поэтому был проведен расчет режима последовательного отключения двух ГЦН с использованием УРБ, в котором второй насос отключается в момент минимального коэффициента запаса до кризиса теплообмена. Расчетный анализ указанного режима дал следующий результат: коэффициент запаса до кризиса теплообмена составил 1.3. Остальные параметры энергоблока также поддерживались в допустимых пределах (т.е. без достижения уставок срабатывания АЗ) во время всего переходного процесса. Ход переходного процесса полностью соответствует описанию соответствующего переходного процесса на АЭС [10].

## Заключение

Гибкий моделирующий комплекс, являющийся ядром цифрового двойника АЭС, позволяет не только моделировать, прогнозировать, оптимизировать и проверять энергоблок в течение всего его жизненного цикла. Гибкий моделирующий комплекс может быть использован в системах информационной поддержки операторов, в диагностических системах, для оценки кибербезопасности АЭС и на основе нее разработке мер кибербезопасности.

Удовлетворительное совпадение экспериментальных и расчетных результатов в динамических режимах подтверждает широкие возможности использования созданного гибкого моделирующего комплекса и вместе с ним программу расчета нейтронно-физических параметров активной зоны реактора типа ВВЭР-1000 при решении многочисленных задач, возникающих при эксплуатации энергоблоков с данным типом реактора. Использование гибкого моделирующего комплекса при этом обеспечит лучшее понимание безопасности АСУ ТП АЭС.

## Литература

1. *Полетыкин А.Г., Жарко Е.Ф., Менгазетдинов Н.Э., Промыслов В.Г.* Новое поколение систем верхнего уровня и концепция Industry 4.0 // Материалы 10-й Международной конференции «Управление развитием крупномасштабных систем» (MLSD'2017, Москва), под общей редакцией С.Н.Васильева, А.Д.Цвиркуна, – М.: ИПУ РАН, 2017, Т. 1. – С.101-107.
2. *Жарко Е.Ф.* Гибкий моделирующий комплекс для систем поддержки оператора АЭС с реактором типа ВВЭР-1000 // Автоматика и телемеханика. 2006. №. 5. – С.80-92.
3. *Tao F., Qi Q., Wang L., Nee A.Y.C.* Digital Twins and Cyber-Physical Systems toward Smart Manufacturing and Industry 4.0: Correlation and Comparison // Engineering. Vol. 5. 2019, iss. 4. – P.653-661.
4. *Stark R., Fresemann C., Lindow K.* Development and operation of Digital Twins for technical systems and services // CIRP Annals. Vol. 68. 2019, iss. 1. – P.129-132.
5. *Жарко Е.Ф.* Интеллектуализированные системы поддержки оператора АЭС: гибкий моделирующий комплекс и цифровые двойники // Труды 13-й Международной конференции «Управление развитием крупномасштабных систем» (MLSD'2020, Москва), под общей редакцией С.Н.Васильева, А.Д.Цвиркуна, – М.: ИПУ РАН, 2020. – С.1381-1389.
6. *Петрухин Д.М., Семенов В.И.* Трехмерные программы - имитаторы работы ВВЭР // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. 1985, вып. 9. – С.44-54.
7. *Филимонов П.Е., Аверьянова С.П.* Настройка расчетной модели на текущее состояние реактора // Атомная энергия. Т. 80, 1996, вып. 6. – С.482-485.
8. *Кузьмин А.М.* Методы оптимизации ядерно-энергетических установок. – М.: МИФИ, 1985. – 80с.
9. *Майоров Л.В., Юдкевич М.С.* Нейтронно-физические константы в расчетах реакторов на тепловых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1988. –136с.
10. *Королев В.В.* Системы управления и защиты АЭС. –М.: Энергоатомиздат, 1986. – 128с.