

**Секция  
«Безопасность реакторов  
и установок ЯТЦ»**

**ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА  
ВХОДЕ В АКТИВНУЮ ЗОНУ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 ПРИ  
РАЗЛИЧНЫХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ ГЦН В КОНТУРАХ  
ЦИРКУЛЯЦИИ**

Агеев В.В., Трусов К.А.

*МГТУ им. Н.Э. Баумана*

Для обоснования теплогидравлической надежности реакторов ВВЭР-1000, возможности повышения их тепловой мощности необходимо иметь подробную информацию о гидродинамической картине распределения расхода теплоносителя на входе в активную зону и влияния на это распределение режимов работы петель охлаждения. Исследуется режим работы реакторной установки при нарушении работы ГЦН в одном или двух контурах охлаждения.

Экспериментальное определение возникающих неравномерностей в распределении теплоносителя проведено на модели реактора ВВЭР-1000 (масштаб моделирования 1:17), установленной в замкнутом контуре гидродинамического стенда. Модель реактора полностью воспроизводит условия течения теплоносителя от входа в напорные патрубки реактора до входа в активную зону. Схема регулирования расхода теплоносителя позволяет проводить исследования при одинаковых и различных расходах в петлях охлаждения, а также моделировать режим работы при остановке ГЦН и развитии в контуре обратного тока теплоносителя.

В эксперименте проводились измерения полей скоростей потока теплоносителя в сечении за опорной решеткой, имитирующей вход в активную зону. Измерения скорости осуществлялись трубками полного и статического давления, установленными в различных точках по радиусу сечения выхода из опорной решетки. Зонды перемещались по окружностям, соответствующим радиусам их размещения на входе в активную зону, что позволило диагностировать поля скорости в тангенциальном направлении.

Приводятся результаты исследования влияния на неравномерность распределения скорости потока на входе в активную зону модели реактора нарушений циркуляции теплоносителя через петли охлаждения.

Проведен анализ полученных результатов при наличии обратного тока и при полном отключении подачи теплоносителя через одну или несколько петель охлаждения, определена возникающая неравномерность.

**УПЛОТНЕННАЯ СХЕМА ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО  
ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ХРАНИЛИЩЕ № 1 НА  
ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС**

Британ П.М.

*Киевский институт «Энергопроект»*

29 марта 2000 году было принято решение кабинета министров Украины о досрочном снятии с эксплуатации последнего работающего блока Чернобыльской АЭС.

В соответствии с заключенным контрактом от 14 июня 1999 года между Национальной атомной энергогенерирующей компанией «Энергоатом» и Консорциумом в составе компаний Framatome, Camrepon Bernard-SGE и Bouygues, для хранения всего отработавшего ядерного топлива ЧАЭС должно быть построено хранилище отработавшего ядерного топлива № 2 сухого типа (ХОЯТ-2).

На данный момент отработавшее ядерное топливо (ОТВС) хранится в приреакторных бассейнах выдержки и самих реакторах на энергоблоках 1, 2, 3, а также в хранилище для отработавшего ядерного топлива № 1 мокрого типа (ХОЯТ-1).

Учитывая ожидаемую задержку ввода в эксплуатацию ХОЯТ-2, а также в связи с планируемыми работами по установке нового безопасного конфайнмента (демонтаж ныне установленной вентиляционной трубы II очереди ЧАЭС) и истечением проектного срока эксплуатации реакторных установок энергоблоков № 1, 2 целесообразно освободить от ядерного топлива энергоблоки № 1, 2, 3. Это необходимо сделать для повышения ядерной безопасности и обеспечения выполнения графика строительства нового безопасного конфайнмента.

Проектная мощность ХОЯТ-1 (17 800 шт. ОТВС) не позволяет разместить на долговременное хранение все ОТВС (21 284 шт.), имеющиеся на ЧАЭС.

Технически возможным и осуществленным на других АЭС с реакторами типа РБМК выходом из создавшейся ситуации, является переход на уплотненную схему хранения ОЯТ в бассейнах выдержки существующего ХОЯТ-1.

Целью предлагаемой модификации является внесение изменений в проект ХОЯТ-1 и проведение требуемых нормативными документами Украины обоснований с целью создания возможности размещения дополнительного количества ОТВС в существующих отсеках (бассейнах выдержки).

Необходимость предлагаемой модификации вызвана требованием скорейшего освобождения энергоблоков ЧАЭС от ОЯТ для начала работ по снятию их с эксплуатации, а также для создания безопасных условий сооружения нового безопасного конфаймента над объектом «Укрытие».

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ СИСТЕМ ШАРИКОВОЙ ОЧИСТКИ КОНДЕНСАТОРОВ ТУРБИН 2-Й ОЧЕРЕДИ ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС**

Гредасов П.О.

*Филиал ФГУП концерн «Росэнергоатом»*

*«Ленинградская атомная станция»*

Одним из факторов, влияющих на надежность и экономичность работы турбоустановки и энергоблока в целом, является надежная работа конденсаторов низкого давления (КНД) турбины. На Ленинградской АЭС, в условиях охлаждения конденсаторов морской водой Финского залива, наиболее актуальным является устранение повышения концентрации ионов хлора в основном конденсате и КНД, попадающего в него из-за негерметичности трубной системы. Негерметичность трубной системы конденсаторов является основной причиной разгрузки энергоблока для проведения мероприятий по устранению течей.

Исследования трубных систем КНД показали наличие органических и шламовых отложений на внутренних поверхностях трубок, приводящих к питинговой коррозии и увеличению термического сопротивления стенки трубок. В результате коррозии появляются течи морской воды в паровое пространство КНД, нарушается водно-химический состав теплоносителя, что приводит к появлению негерметичных тепловыделяющих сборок. Существующие ранее барьеры очистки морской воды не обеспечивали ее полного очищения от органических загрязнений, поэтому была произведена установка системы шариковой очистки КНД.

Системы шариковой очистки (СШО) конденсаторов турбин предназначены для предотвращения загрязнения охлаждающих трубок и возникновения отложений на них со стороны охлаждающей воды, за счет циркуляции шариков в трубной системе конденсатора. Совместно с СШО используется система предварительной фильтрации воды,

поступающей на охлаждение конденсаторов турбин, которая включает в себя фильтры предварительной очистки (ФПО) [1].

Опыт эксплуатации в течение 3-х лет на 4-м энергоблоке и 1-го года на 3-м энергоблоке СШО показал, что решение о применении данной системы необходимо принимать в комплексе с выполнением ряда условий. В частности: использование СШО для очистки внутренней теплопередающей поверхности охлаждающих трубок конденсатора эффективно, но положительный эффект достигается только на новых трубках.

Исходя из опыта эксплуатации, можно выявить следующие преимущества и недостатки системы шариковой очистки.

Преимущества:

- уменьшение температурного напора конденсатора повышает общую эффективность работы энергоблока;
- удобство ремонта и обслуживания конденсационной установки;
- система ФПО, позволяет исключить из схемы турбоустановки ненадежные и неудобные в обслуживании фильтры морской воды цеховых потребителей;
- легкость в обслуживании СШО, обусловленная применением автоматизированного управления [2].

К недостаткам системы можно отнести следующее:

- эффективность работы шариковой очистки во многом определяется состоянием (износом) охлаждающих трубок;
- устанавливаемая система предварительной очистки морской воды снижает надежность линии подачи охлаждающей воды в конденсатор;
- отсутствие ремонтной документации на поставляемое оборудование;
- качество используемых материалов для трубопроводов СШО не соответствует условиям работы в морской воде.

### *Литература*

1. Инструкция по эксплуатации системы шариковой очистки и фильтра предварительной очистки (Ленинградская АЭС). Инв. № 2Т-284, 2005 г.
2. Техническое описание системы шариковой очистки и фильтра предварительной очистки (Ленинградская АЭС). Инв. № 2ТО-241, 2006 г.

**ПРИМЕНЕНИЕ ПРОЦЕДУРЫ «СБРОС-ПОДПИТКА» ПРИ  
АВАРИИ «МАЛАЯ ТЕЧЬ С ОТКАЗОМ САОЗ ВД» НА ВВЭР-1000**

Грицунь Ю.Н., Шевелев Д.В., Сапожников Ю.А.

*Киевский институт «Энергопроект»*

Рассмотрены процедуры управления аварией, связанные с малыми течами первого контура и наложением отказа активных систем аварийного останова. Стратегия направлена на сохранение теплоотвода от активной зоны и запаса теплоносителя в первом контуре. Эта цель достигается путем восстановления подпитки первого контура за счет снижения давления в нем ниже максимального напора, создаваемого другими САОЗ (системы гидроемкостей и САОЗ НД). Определены временные интервалы инициирования аварийных процедур, исходя из выполнения критериев успеха во всем диапазоне малых течей.

Установлено, что для рассмотренного класса аварий существуют как верхняя, так и нижняя временные границы начала вмешательства, несоблюдение которых приводит к повреждению активной зоны.

Результаты могут быть использованы при разработке аварийных инструкций, а также автоматизированных алгоритмов управления ЗПА с малой течью первого контура.

**РЕШЕНИЕ ЗАДАЧИ ИДЕНТИФИКАЦИИ СОСТОЯНИЯ  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ДАТЧИКОВ**

Денькин Р.В.

*Обнинский государственный технический университет  
атомной энергетики*

В современном обществе все большую роль занимают сложные технологические системы. Подобные системы характерны для производственных и сервисных предприятий, таких как заводы, электростанции, телекоммуникационные и электрические сети и прочее. Технологические процессы, протекающие в сложных системах необходимо держать под контролем, так как выход системы из нормального режима работы или, тем более, сбой системы могут привести к серьезным экономическим, экологическим и прочим потерям.

Процесс контролируется с помощью технологических датчиков, регистрирующих те или иные его характеристики. Например, для

реактора АЭС это могут быть температура и давление в контурах системы охлаждения.

Датчики, контролирующие технологический процесс, обычно находятся внутри установки и зачастую невозможно проверить их состояние без остановки системы для диагностики или ремонта.

С целью предотвращения поступления в контролируемые системы показаний с неисправных датчиков разработан метод идентификации состояния технологических датчиков по показаниям нескольких датчиков, измеряющих одну и ту же величину, либо по результатам косвенных измерений одной величины с помощью датчиков разных типов. Например, температуру хладагента можно измерять как непосредственно, так и по давлению в системе охлаждения, реактивности, массовому расходу.

Разработанный метод состоит из двух методик, одна из которых является мгновенной, то есть может давать заключение о неисправности датчиков по единичному (за один цикл измерений) набору показаний. Однако эта методика исходит из предположения о высокой надежности датчиков, и, как следствие, допускает выход из строя только одного датчика. Для случая множественного выхода датчиков из строя используется методика, основанная на собранной статистике показаний датчиков, и, как следствие, обладающая некоторой инерционностью.

Первая методика, не обладающая инерцией, устанавливает для показаний каждого из датчиков (либо вычисленной косвенно величины) критическую область значений измеряемой величины. Ширина этой критической области вычисляется с помощью модели группового измерения величины, которая представляет собой композицию случайного распределения непосредственно значений величины по разным датчикам (даже расположенные рядом идентичные датчики могут давать незначительно различающиеся показания), а также случайный процесс погрешности измерений. Положение критической области в пространстве возможных значений параметра устанавливается по наиболее близким показаниям датчиков за исключением предполагаемого неисправного (с наиболее отличающимися показаниями).

Вторая методика заключается в сравнении выборок значений, полученных за определенный момент времени с одного из датчиков, с показаниями остальных датчиков. В методике проверяется гипотеза о том, что математическое ожидание показаний одного датчика совпадает с математическим ожиданием показаний остальных датчиков с заданным уровнем значимости. Так как в данной методике используется аппарат математической статистики, методика обретает инерционность,

то есть обнаружение неисправности датчика произойдет после накопления необходимого количества данных.

Применение двух разработанных методик для проверки состояния технологических датчиков позволяет не только обнаруживать их неисправности, но и предоставляет научно-обоснованный критерий для принятых мер к непосредственной проверке датчиков, использованию методик диагностики и ремонта системы, связанных с выводом установки из нормального режима работы либо ее остановки.

## **ПОДСИСТЕМА СБОРА ДАННЫХ СВБУ 2-ГО БЛОКА РОСТОВСКОЙ АЭС**

Дружинин Е.В.

*Всероссийский научно-исследовательский институт  
по эксплуатации атомных электростанций*

Система верхнего блочного уровня (СВБУ) строящегося 2-го энергоблока Ростовской АЭС создается для наиболее полной информационной поддержки оператора. Для этого СВБУ через свою подсистему сбора данных должна взаимодействовать как с оборудованием непосредственно подключенным к ее серверам — СКУ РО и СКУ ТО, так и с остальными спецсистемами, такими как СВПК, АЗ ПЗ и т.д.

Опыт построения подобной системы для 3-го блока Калининской АЭС выявил ряд серьезных недостатков. Информация в СВБУ поступала через шлюзы сопряжения, разрабатываемые совместно с проектировщиком каждой такой спецсистемы. Отсутствие единых требований к операционной системе и программному обеспечению шлюза приводило к необходимости доработки драйвера сбора данных для каждой подключаемой системы. Реально на Калининской АЭС существуют как минимум три различные версии шлюза, работающие под операционными системами DOS, Linux, а для систем СКУ РО и СКУ ТО подсистема сбора данных вынуждена также реализовывать и часть логики работы с данными характерной для ПТК ТПТС.

Во избежание подобных недостатков на новой системе предложено унифицировать программное обеспечение шлюзов сопряжения. Так же предполагаются жесткие требования к операционной системе, установленной на шлюзе. Разработка ведется для ОС семейства



Linux. Программное обеспечение подсистемы ввода-вывода каждой из спецсистем делится на три уровня:

- ПО, непосредственно взаимодействующее с оборудованием спецсистемы. Данная программа, создаваемая разработчиками самой подключаемой системы, устанавливается на шлюзе сопряжения. Ее задача — обмен данными и их преобразование в унифицированный формат, поддерживаемый СВБУ. Конечные данные накапливаются в специально организованной области разделяемой памяти;
- транспортное ПО осуществляет доставку данных из разделяемой памяти на шлюзе сопряжения в сервер СВБУ;
- ПО, осуществляющее встраивание данных в сервер СВБУ.

Новизна данного подхода в том, что ВНИИАЭС отвечает только за разработку ПО второго и третьего уровня, которое едино для всех подсистем, поставляющих информацию в СВБУ. Это позволит снизить затраты на разработку, упростить настройку и повысить надежность ПО за счет многократного применения опробованных решений.

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРОМЕЖУТОЧНЫХ СЕПАРАТОРОВ-ПАРОПЕРЕГРЕВАТЕЛЕЙ ВЛАЖНОПАРОВЫХ ТУРБИН АЭС С РБМК-1000: ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ КОНСТРУКЦИЙ СПП**

Егоров М.Ю., Федорович Е.Д.

*Санкт-Петербургский государственный политехнический университет*

Экономичность АЭС во многом определяется надежной работой турбоустановки (ТУ). В ТУ насыщенного пара на выходе из ЦВД пар имеет влажность 10–15%, приводящую к эрозии лопаток ЦНД.

В настоящее время для осушения пара (рис. 1) между цилиндрами ТУ АЭС с РБМК-1000 расположены сепараторы-пароперегреватели типа СПП-500-1 (рис. 2, 3). Однокорпусный вертикальный аппарат включает:

- входную камеру (ВК) — для приема пароводяной смеси;
- жалюзийный сепаратор (С) — для сепарации влаги;
- двухступенчатый теплообменник - пароперегреватель с прямыми трубками, предназначенный для осушки и перегрева нагреваемого пара (НП) дотемпературы и влажности, обеспечивающих надежную работу ЦНД. Для

перегрева используется теплота конденсации греющего пара (ГП)—отборного (из ЦВД) и острого, отбираемого перед ТУ.

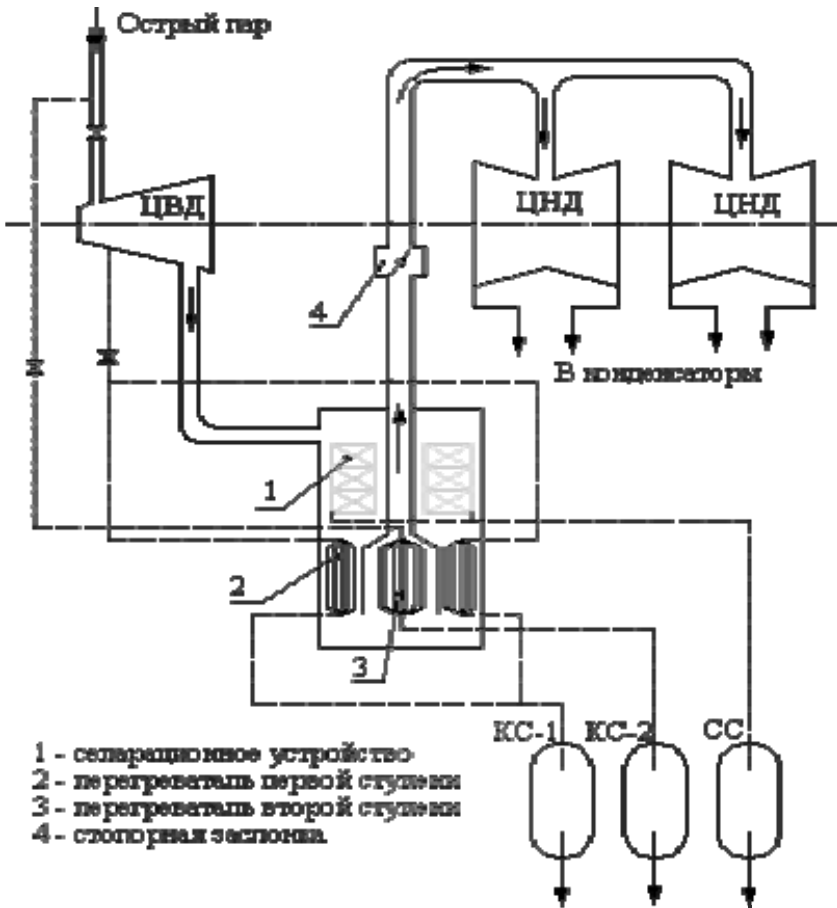
Опыт эксплуатации показал недостаточную надежность и эффективность СПП-500-1. Установлено, что основные проблемы вызваны:

- неравномерным распределением потока влажного пара по сепарационным каналам (рис. 4) из-за неудачных конструктивных решений [1];
- недостаточной эффективностью С, способствующей:
  - ◆ проносу влаги через С (иногда—через ступени перегревателя);
  - ◆ эрозии трубок перегревателя;
  - ◆ остановам ТУ;
- вибрациями, нестационарными термическими напряжениями в элементах СПП, возникающими в условиях значительных различий температур НП низкого давления и ГП высокого давления —  $\Delta T > 70^{\circ}\text{C}$ .

Проектные условия работы не обеспечиваются ни на одной АЭС. Имеет место существенный (на ЛАЭС  $>50^{\circ}\text{C}$ ) разброс выходных температур НП (рис. 5). Проектный уровень перегрева не достигается (рис. 1). На большинстве АЭС влажность пара на выходе из С  $y_{\text{вых с}} > 3\%$  (при проектной  $0,2\%$ ).

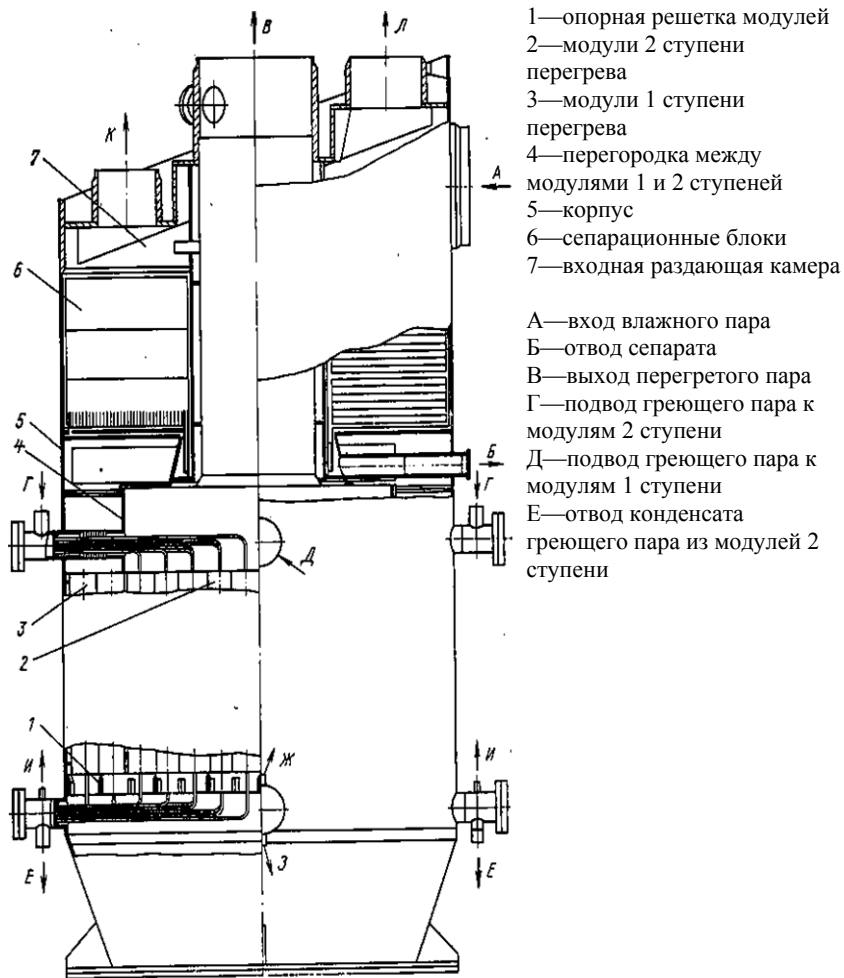


**Рисунок 1.** Уровень перегрева нагреваемого пара на выходе из сепараторов-пароперегревателей энергоблоков Ленинградской АЭС (данные 2005 года).



СС—сепаратосборник  
КС-1—конденсатосборник 1 ступени  
КС-2—конденсатосборник 2 ступени

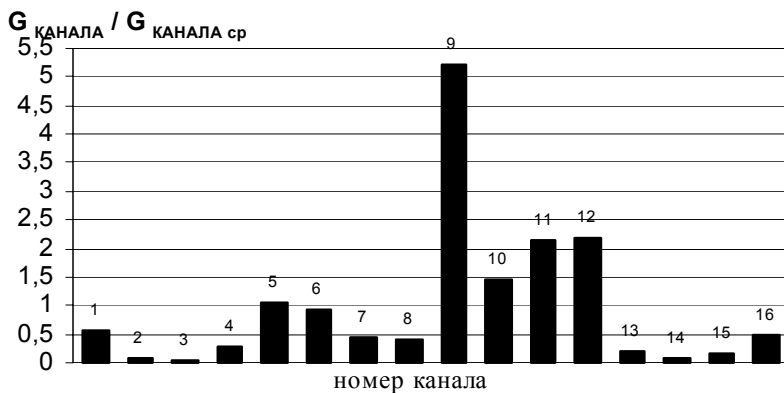
Рисунок 2. Включение СПП в схему турбоустановки.



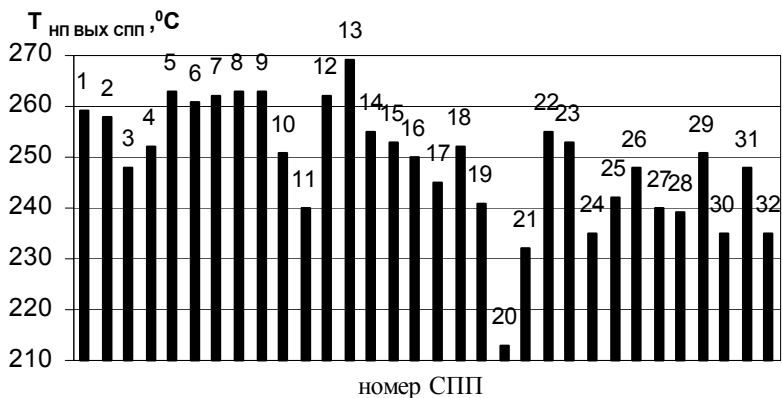
- 1—опорная решетка модулей
- 2—модули 2 ступени перегрева
- 3—модули 1 ступени перегрева
- 4—перегородка между модулями 1 и 2 ступеней
- 5—корпус
- 6—сепарационные блоки
- 7—входная раздающая камера

- А—вход влажного пара
- Б—отвод сепарата
- В—выход перегретого пара
- Г—подвод греющего пара к модулям 2 ступени
- Д—подвод греющего пара к модулям 1 ступени
- Е—отвод конденсата греющего пара из модулей 2 ступени

Рисунок 3. Сепаратор-пароперегреватель СПП-500-1, конструкция ЗиО.



**Рисунок 4.** Относительное распределение влаги по сепарационным каналам (данные ЗиО).



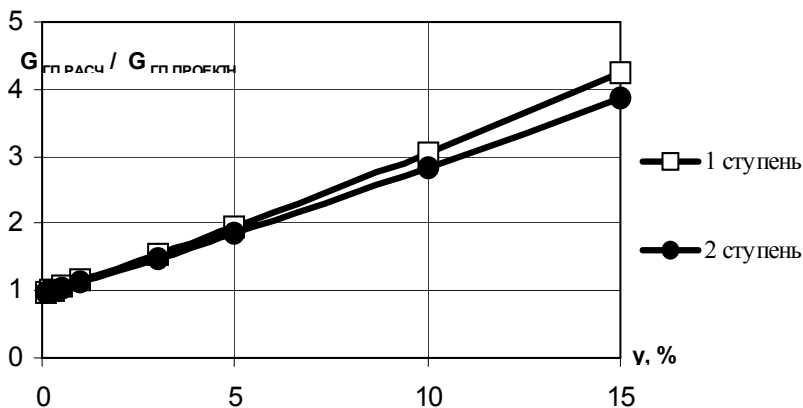
**Рисунок 5.** Температура нагреваемого пара на выходе из сепараторов-пароперегревателей энергоблоков Ленинградской АЭС (данные 2005 года).

Снижение эффективности С частично компенсируется повышенными расходами ГП, что снижает экономичность ТУ, ибо ГП 1 ступени не совершит работу в ЦНД, а 2 ступени—во всей ТУ, содержащей 4 СПП. Вместе с тем, расход ГП на СПП на АЭС не измеряется; на рис. 6 показано расчетное увеличение расхода ГП.

При многолетней эксплуатации СПП-500-1 на АЭС наблюдаются усталостные разрушения труб разводки ГП, труб перегревателя.

Исследование охлаждения поверхности нагрева влажным паром [2] показало, что при  $u_{\text{вых с}} > 2\%$  наблюдается появление перемещающихся мокрых пятен, пульсаций температур. С увеличением  $u_{\text{вых с}}$  всю поверхность трубы покрывает пленка.

Установлено, что для надежной работы поверхности нагрева и труб подвода ГП следует обеспечить  $u_{\text{вых с}} \leq 2\%$ .



**Рисунок 6.** Расчетное увеличение расхода греющего пара от влажности нагреваемого пара на выходе из сепаратора

Необходимость коренной модернизации СПП для ТУ АЭС с РБМК-1000 очевидна. В незаслуженно забытой конструкции СПП-500 (рис. 7) созданы условия для эффективного протекания процесса сепарации:

- равномерное распределение потока по сепарационным каналам вследствие распределенных входных (блока поворотных лопаток) и выходных (пучка перегревателя, рис. 8) гидравлических сопротивлений;

- уменьшение скоростей пара на жалюзи до 1.4м/с, отсутствие протерельных течений в каналах С (рис. 9, 10), обеспечивающие эффективное отделение влаги —  $u_{\text{вых}} < 1\%$ .

Другие достоинства СПП-500 обсуждаются в [3].

Конструктивные принципы, положительный опыт эксплуатации СПП-500 обеспечивают повышение надежности ТУ и должны быть использованы для повышения эффективности при модернизации СПП.

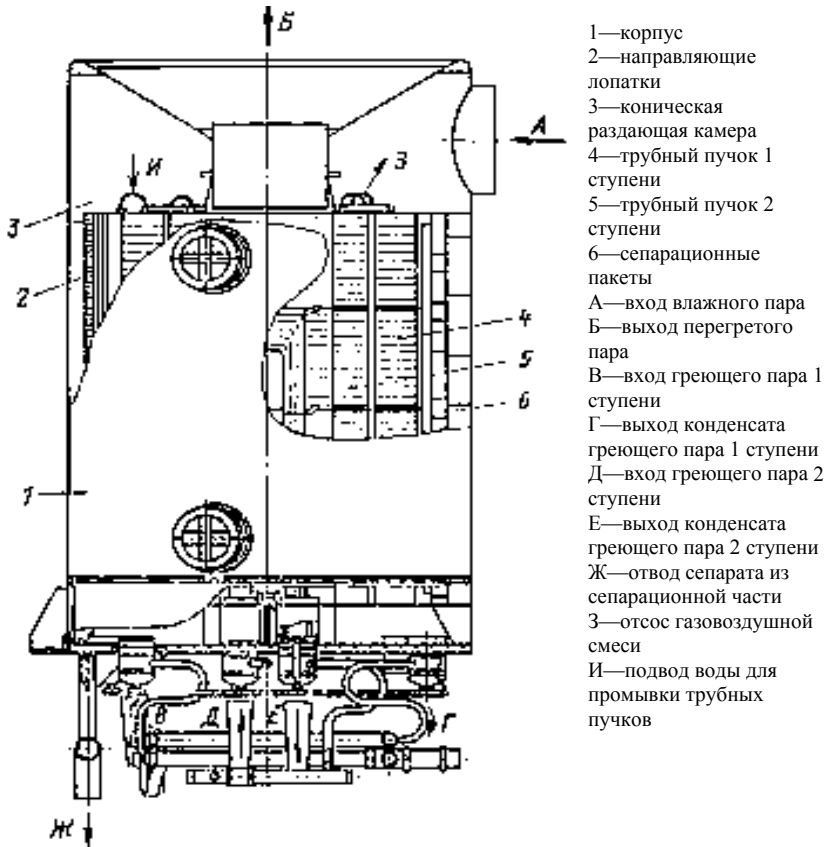


Рисунок 7. Сепаратор-пароперегреватель СПП-500, конструкция ЦКТИ.

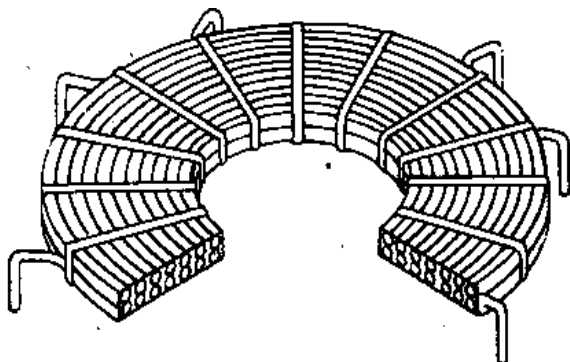


Рисунок 8. Теплообменный горизонтальный змеевиковый спиральный пучок перегревателя СПП-500.

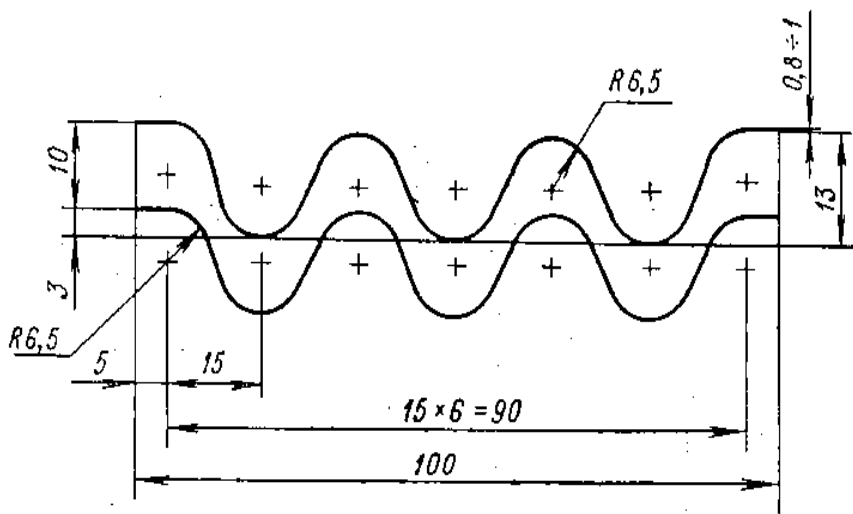
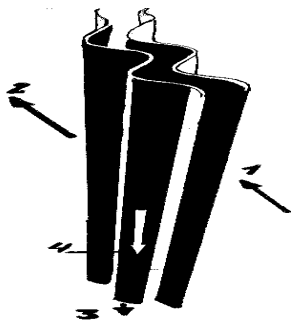


Рисунок 9. Профиль канала сепаратора.





- 1—вход влажного пара
- 2—выход осушенного пара
- 3—отвод сепарата
- 4—пленка сепарата

**Рисунок 10.** Жалюзийный канал сепаратора, обладающий высокой эффективностью осаждения капель на поверхностях знакопеременной кривизны.

### *Литература*

1. Егоров М.Ю., Федорович Е.Д., Прохоров В.А. Теплообмен в пароперегревателях СПП-500, СПП-500-1 // IX Межд. студ. научн. конф. «Полярное сияние-2006. Ядерное будущее: безопасность, экономика и право»: Сборн. тез. докл.—М.: МИФИ, 2006. — с. 163-164.
2. Судаков А.В., Трофимов А.С. Пульсации температур и долговечность элементов энергооборудования.— Л.: Энергоатомиздат. Ленингр. отд-е, 1989.—176 с.
3. Егоров М.Ю., Федорович Е.Д., Прохоров В.А. Промежуточные сепараторы-пароперегреватели турбин Ленинградской АЭС: модернизация конструкций на основе опыта эксплуатации // «Фундаментальные исследования в технич. ун-тах».—СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2006.—с. 272.

## **О ЗАМЕНЕ ЭРБИЯ ТЕХНЕЦИЕМ-99 В ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ**

Ермолин В.С., Окунев В.С.

*МГТУ им. Н.Э. Баумана*

Использование эрбия в качестве выгорающего поглотителя в РБМК позволяет снизить паровой коэффициент реактивности

и коэффициент неравномерности энерговыделения. Ужесточение спектра, например, за счет увеличения обогащения топлива и/или уменьшения доли графита (5-й блок Курской АЭС, МКЭР) делает непривлекательным использование эрбия: во-первых,  $^{167}\text{Er}$  — паразитный поглотитель нейтронов; во-вторых, смещение спектра в любую сторону может привести к увеличению реактивности ( $^{167}\text{Er}$  — резонансный поглотитель). В водографитовых РУ нового поколения роль эрбия отчасти может выполнить  $^{99}\text{Tc}$  — долгоживущий радиоактивный отход, размещенный в топливе или полостях, образованных модернизированной графитовой кладкой (5-й блок Курской АЭС).

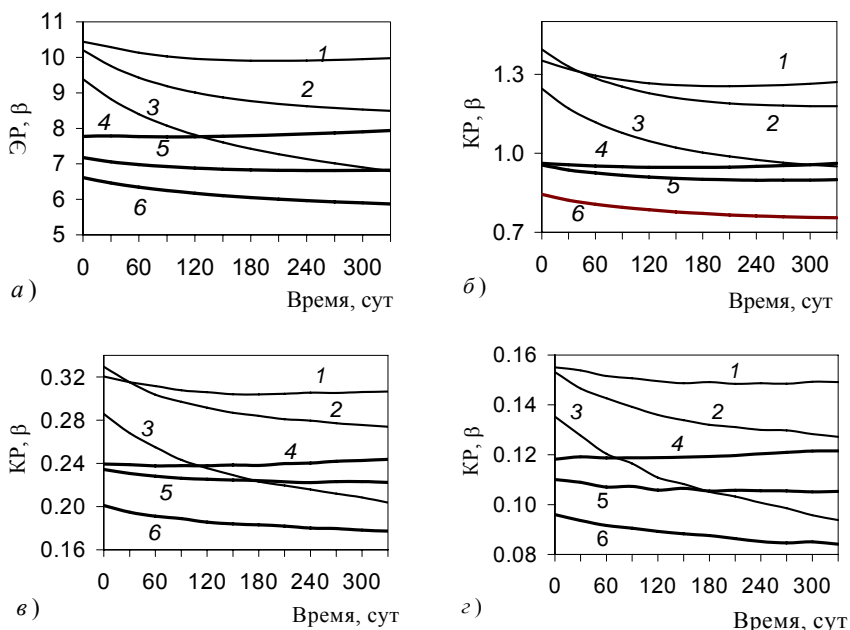
Можно отметить четыре особенности, связанные с размещением  $^{99}\text{Tc}$  в активной зоне канальных водографитовых реакторов нового поколения с ужесточенным спектром. Эти особенности являются следствием ядерно-физических свойств технеция:

- $^{99}\text{Tc}$  — слабовыгорающий поглотитель, то есть способствует увеличению кампании;
- $^{99}\text{Tc}$  способствует минимизации парового коэффициента и эффекта реактивности. Первый резонанс в зависимости  $\sigma_{n,\gamma}(E)$  у  $^{167}\text{Er}$  — 9128 б при  $E \approx 0,45 \text{ эВ}$ . Для  $^{99}\text{Tc}$  — 995 б при  $E \approx 5 \text{ эВ}$ ;
- оптимизация размещения  $^{99}\text{Tc}$  в активной зоне способствует выравниванию энерговыделения;
- возможна эффективная трансмутация  $^{99}\text{Tc}$  (до 45 г на 1 топливный канал).

На рисунке приведены временные зависимости парового коэффициента (КР) и эффекта (ЭР) реактивности в бесконечном реакторе для различных вариантов: а) полное осушение топливного канала; б) исходное массовое паросодержание — 0%; в) исходное массовое паросодержание — 7,5%; г) исходное массовое паросодержание — 14,5%. Цифрами обозначены кривые, соответствующие разному обогащению по  $^{235}\text{U}$  (X) и вариантам размещения технеция:

- 1 — X = 2%, вариант без  $^{99}\text{Tc}$ ;
- 2 — X = 2%,  $^{99}\text{Tc}$  размещен в полостях кладки;
- 3 — X = 2%,  $^{99}\text{Tc}$  размещен в топливе;
- 4 — X = 3% - обогащение по  $^{235}\text{U}$ , без  $^{99}\text{Tc}$ ;
- 5 — X = 3% - обогащение по  $^{235}\text{U}$ ,  $^{99}\text{Tc}$  — в полостях кладки;
- 6 — X = 3% - обогащение по  $^{235}\text{U}$ ,  $^{99}\text{Tc}$  — в топливе.

С точки зрения этих задач оптимизация размещения технеция в активной зоне отчасти носит конфликтный характер.



**Рисунок.** Временные зависимости парового коэффициента и эффекта реактивности в бесконечном реакторе (WIMS-D4):  $\beta$  — эффективная доля запаздывающих нейтронов

## МОДЕРНИЗАЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ1

Жумадилова Ж.А., Котов В.М.

*ДГП ИАЭ РГП Национальный ядерный центр республики Казахстан*

Ядерный реактор ИВГ1 был создан в начале 70-х годов для испытаний элементов ядерных ракетных двигателей с твердотопливной активной зоной. Реактор содержит 30 технологических каналов с протоком теплоносителя и петлевой канал с возможностью установки в нем разнообразных изделий. При диаметре активной зоны около 50 см и ее высоте 80 см, на реакторе была реализована мощность до 360 МВт. Были получены рекордные значения температуры нагрева водорода (до 3100 К).

Снижение интереса ведущих стран к тематике ЯРД поставило вопрос о модификации топлива этого реактора. Существенная модификация была проведена в начале 90-х годов. В технологических каналах были установлены уран-циркониевые твэлы с циркониевой оболочкой. Газовый теплоноситель заменен на воду. В этом варианте, при близости размеров активной зоны к размерам исследовательских реакторов ВВР, паспортная мощность реактора составляет 60 МВт.

Особенностью реактора в данной модификации была его направленность на испытания топливных сборок с высокой загрузкой делящегося вещества. Без таких сборок реактор имеет малый запас реактивности. Так, при мощности 10 МВт он способен работать не более 2-х часов.

Существование задач, в которых требуется длительная работа (сутки, месяцы) на мощности 10–20 МВт, а также высокое обогащение существующего топлива (90%) требуют проведения дальнейшей модернизации реактора.

Задача минимизации затрат на модернизацию может быть решена путем постепенной замены существующего топлива на новое топливо низкого обогащения. Предпосылками для успешного решения этой задачи является малое выгорание, достигнутое в нынешнем топливе, а также комплекс предварительных нейтронно-физических и теплофизических расчетов.

В расчетах использовались программные коды MCNP, SCALE. Рассмотрены варианты использования различных твэлов исследовательских и энергетических реакторов. Одним из таких вариантов предусматривается использование сердечников твэлов реактора ВВЭР-1000, выпускаемых на казахстанском предприятии УМЗ. В этом варианте в каждом технологическом канале устанавливается до 22 твэлов. Твэлы располагаются на одном или двух радиусах, отличающихся на величину меньшую диаметра твэла; в центре каждого канала устанавливается бериллиевый вытеснитель; обеспечивается мощность реактора до 30 МВт.

Возможны варианты пошаговой замены прежнего топлива на новое, отличающиеся местом установки новых каналов, загрузкой новых каналов делящимся веществом. Предварительные расчеты показали работоспособность многих вариантов при максимальном обогащении топлива в новых каналах до 10%. Требуется рассмотреть наиболее перспективные из них с проработкой финансовых вопросов и конструкции новых элементов каналов.

Реализация данного направления позволит провести модернизацию с минимальными финансовыми затратами при одновременной отработке нового топлива в собственном реакторе.

## К ВОПРОСУ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ НАДЕЖНОСТИ И РЕСУРСА ТРУБЧАТКИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ АЭС С ВВЭР

Забелин Н.А.

*Ивановский государственный энергетический университет*

Главным элементом, обеспечивающим ресурс парогенераторов АЭС, является трубчатка, состояние которой, в первую очередь, определяется водно-химическим режимом. Задача прогноза ресурса трубчатки заключается в определении времени достижения некоторого критического значения числа заглушенных трубок. По наступлению данного момента времени устройство должно сниматься с эксплуатации. Коррозионные повреждения теплообменных трубок определяются целым комплексом условий: накоплением отложений занесенных продуктов коррозии оборудования и трубопроводов второго контура, тепловым и динамическим режимом работы аппарата, внешними механическими воздействиями, наличием химически активных частиц и пр. Поскольку многие причины повреждения трубчатки являются неконтролируемыми, то на процесс старения следует смотреть как на стохастический и исходить из вероятностных представлений. Обычно указанная задача решается методом аппроксимации реального распределения вероятностей одной из известных функций распределения [1]. Так как число известных функций распределения не велико, а законы накопления дефектов весьма разнообразны, то названный подход имеет ограниченную область применения.

В работе показано, что процесс повреждения теплообменных трубок (ТОТ) является непрерывным во времени и дискретным по числу заглушенных трубок стохастическим марковским процессом, описываемым уравнением Колмогорова [2]:

$$\frac{\partial}{\partial t} P(N_0, t_0; N, t) = P(N_0, t_0; N-1, t) Q_1(N-1, t) - P(N_0, t_0; N, t) Q_1(N, t). \quad (1)$$

Заметим, что при  $N=N_0$  правая часть уравнения не должна содержать первого слагаемого. Здесь  $P(N_0, t_0; N, t)$  -вероятность того, что парогенератор, имевший в момент времени  $t_0$  число заглушенных трубок  $N_0$ , к моменту  $t$  будет иметь число заглушенных трубок  $N$ ;  $Q_1(N, t)dt$  — вероятность глушения группы трубки, когда число заглушенных трубок фиксировано и равно  $N$ . Величину  $Q_1(N, t)$  можно рассматривать и как средний поток заглушенных трубок. Как правило, зависимость  $Q(N)$  нелинейная, поэтому решение уравнения Колмогорова можно найти только численными методами. Между тем, для практики достаточно знать, как ведут себя средние числа заглушенных трубок и их флуктуации. Для знания этих величин не требуется определения явного

## Х Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»

вида функции распределения. В работе на основе регрессионного анализа результатов наблюдений за состоянием трубчатки отдельных парогенераторов НВАЭС предложено полуэмпирическое уравнение для  $\langle N \rangle$  и методом моментов получено аналитическое решение для дисперсии распределения  $\Delta$ . На основании полученных решений определяется среднее число заглушенных трубок и их флуктуация.

$$\sqrt{\Delta} N(t) = \langle N(t) \rangle \pm \sqrt{\Delta(t)}. \quad (2)$$

Приравняв  $N(t)$  предельно допустимому числу дефектов  $N_{пр}$ , можно оценить момент снятия аппарата с эксплуатации.

### *Литература*

1. Олейник С.Г., Беляков О.А., Костюков О.Е., Марцинюк Л.С. Использование вероятностных методов при изучении повреждаемости теплообменных трубок парогенераторов на АЭС с ВВЭР // ЭНИЦ-2004. Годовой отчет. - 2004. - С.184-190.
2. Баруча-Рид А.Т. Элементы теории марковских процессов и их приложения. М. Наука, 1969.

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕЖКОМПОНЕНТНОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ**

Дурновцев В.Я., Тихонов А.А., Каратаев Д.Е.

*Северская государственная технологическая академия*

При моделировании сложных технологических процессов атомной промышленности в различных SCADA-системах может возникать ряд проблем, связанных с описанием математической модели какого-либо процесса и задержкой ответной реакции на изменение параметров внутри системы. Это, в свою очередь, может привести к возникновению аварийной ситуации. Зачастую данное описание является достаточно сложным и громоздким, поскольку SCADA-системы не содержат в своем составе необходимый математический аппарат. Поэтому приходится прибегать к программированию задач, используя численные методы решения.

Данный подход нельзя считать удачным, так как разработка алгоритма с применением численных методов является не только не

рациональной с точки зрения затрат времени разработчика, но и не рациональна по отношению к степени оптимизации программного кода.

Современное математическое программное обеспечение позволяет решать математические задачи быстрее аналогичных, написанных на языках программирования С и С++.

Таким образом, при разработке современной модели технологического процесса необходимо использовать достоинства различных программных продуктов, объединяя их в единое целое. Это позволяет решать задачи моделирования в кратчайшие сроки и с использованием современных, оптимизированных под конкретные задачи алгоритмов.

В работе приведены обзор и анализ основных способов межкомпонентного взаимодействия в среде Windows, приводятся примеры создания имитационных моделей с использованием различных технологий межкомпонентного взаимодействия. По результатам анализа предлагаются наилучшие, с точки зрения авторов, варианты организации межкомпонентных связей.

### ***Литература***

1. MSDN 2006 Library.
2. OPC (OLE for Process Control), OPC Foundation, <http://www.opcfoundation.org>.

## **ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА ДЛЯ ОБУЧЕНИЯ ФУНКЦИОНАЛЬНЫМ ЦЕЛЯМ БЕЗОПАСНОСТИ**

Щавелев А.В., Кораблев А.Г.

*Ивановский государственный энергетический университет*

Одной из фундаментальных функций безопасности при эксплуатации реактора является охлаждение его активной зоны. Именно эта функция в большей мере отвечает за теплотехническую надежность активной зоны. В связи с этим оператор должен четко представлять теплофизические процессы, протекающие в активной зоне реактора.

Цель работы — разработка и практическая реализация программного комплекса, представляющего собой пространственно распределенную имитационную математическую модель теплогидравлических процессов, протекающих в активной зоне реактора ВВЭР. В состав комплекса входят: конфигуратор активной зоны; задатчики теплогидравлических и нейтронно-физических параметров;

**X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**  
имитационные математические модели активной зоны и участка ТВС;  
пост-процессор результатов расчета.

Учитывая важность внутреннего механизма взаимодействия нейтронно-физических и теплофизических процессов, основным отличием этой работы является пространственно-распределенное выполнение расчета. Это позволило получить представительную информацию о распределении теплогидравлических параметров по объему активной зоны и передать нейтронно-физической модели все данные, необходимые для учета механизма температурных обратных связей.

Второй отличительной особенностью этой работы является возможность ее использования для множества разнообразных геометрий активной зоны. Это обеспечивается тем, что параметрическая идентификация модели производится одним из элементов, входящих в состав программного комплекса.

Еще одной важной особенностью работы является структура межпрограммного взаимодействия, позволяющая достаточно просто обеспечивать дальнейшее развитие и функциональную доработку модели.

### ***Литература***

1. Деменьтьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. — М.: Энергоатомиздат, 1990.
2. Емельянов И.Я., Гаврилов П.А. «Управление и безопасность ядерных энергетических реакторов» М. Атомиздат 1975.
3. Ильченко А.Г. Теплогидравлический расчет реакторов ВВЭР. Методические указания для студентов специальности 0310, Иваново, Издание ИЭИ, 1987.

## **ГЛУБОКАЯ ДЕЗАКТИВАЦИЯ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ РАСТВОРАМИ НЕОРГАНИЧЕСКИХ КИСЛОТ**

Кузьмин А.Н., Мысатов И.Б., Баранов Р.А.

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт  
(технический университет)*

При снятии с эксплуатации АЭС образуется большое количество радиоактивно-загрязненного металлолома. Так, в процессе снятия с эксплуатации одного блока ВВЭР-1000 образуется примерно 9–14 тыс. т металлических отходов. Это, в основном, хромоникелевая



нержавеющая сталь, причем 3700–8000 т не являются твердыми радиоактивными отходами (ТРО). Около 6 тыс. т относятся к низко и среднеактивным ТРО, и загрязнены, в основном, активированными продуктами коррозии металлов, находящимися в теплоносителе первого контура. Уровень загрязненности внутренней поверхности оборудования изменяется в широком диапазоне:  $10^{-8}$ - $10^{-4}$  Ки/см<sup>2</sup>. По отношению к низкоактивным металлам представляется возможным осуществить дезактивацию и перевести металл в категорию нерадиоактивных материалов.

При снятии оборудования ЯЭУ с эксплуатации возможно достижение высоких коэффициентов дезактивации ( $K_d$ ) за счет большого съема металла, так как повторное использование оборудования, как правило, не предполагается. При этом могут быть использованы жидкостные методы дезактивации с применением растворов ингибированных и неингибированных неорганических кислот. Применение простых по составу дезактивирующих растворов позволяет легко их регенерировать и перерабатывать. Эффективность дезактивации может быть увеличена путем применения дополнительной обработки металла ультразвуковым или электромагнитным полем в процессе проведения дезактивации.

Для используемого в настоящее время погружного метода дезактивации характерны следующие недостатки:

- образование большого объема ЖРО;
- трудность переработки ЖРО из-за присутствия в дезактивирующих растворах анионов органических кислот-комплексообразователей, таких как щавелевая и этилендиаминтетрауксусная кислоты.

В настоящее время проблема переработки отработавших дезактивирующих растворов на АЭС решается путем отправки их в составе трапных вод на нейтрализацию и выпарку. При этом образуется большое количество кубового остатка, обращение с которым представляет серьезную проблему.

Рассматривается возможность использования для дезактивации жидкостных методов с применением растворов неорганических кислот и возможность их регенерации для многократного применения дезактивирующих растворов. Регенерация позволяет снизить объемы образующихся ЖРО и более полно использовать дезактивирующие растворы.

Экспериментально показано, что эффективность дезактивации образцов хромоникелевой нержавеющей стали для монорастворов неорганических кислот возрастает в ряду:  $\text{HF} > \text{HBF}_4 > \text{HCl} > \text{H}_2\text{SO}_4 > \text{HNO}_3$ . Перспективно использование композиций, состоящих из азотной кислоты

## **X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**

с добавкой плавиковой или соляной кислоты. Наибольший интерес для проведения дезактивации стали марки 12X18H10T представляет плавиковая кислота с концентрацией 0,1 моль/л. Из композиций наиболее эффективна композиция на основе 0,1 моль/л  $\text{HNO}_3 + 0,1$  моль/л  $\text{HF}$ .

Экспериментально исследована регенерация отработавших дезактивирующих растворов осадительным методом. Для проведения регенерации отработавший раствор нейтрализовывался щелочью до  $\text{pH}=9-10$ . При этом происходит осаждение гидроксидов металлов, накапливающихся в процессе дезактивации ( $\text{Fe}(\text{OH})_3$ ,  $\text{Cr}(\text{OH})_3$ ,  $\text{Ni}(\text{OH})_2$ ), которые служат коллекторами радионуклидов. После отделения раствора от осадка проводится коррекция состава раствора путем добавления к нему концентрированных растворов соответствующих кислот. Показано, что образующийся при проведении регенерации солевой фон не мешает, а в ряде случаев и способствует проведению дезактивации. Эффективность дезактивирующего раствора после проведения регенерации остается на высоком уровне в течение нескольких циклов дезактивация—регенерация (для модельных радиоактивно загрязненных образцов  $K_d=50-100$ ). Количество циклов определяется предельным содержанием раствора, которое в свою очередь зависит от природы образующейся соли. Так, для  $\text{NaNO}_3$  предельная концентрация составляет 600 г/л, а для  $\text{NaCl}-280$  г/л.

Используемый прием регенерации не снижает общего количества солевых компонентов, образующихся при переработке дезрастворов, но позволяет существенно снизить объем этих растворов, направляемых на переработку. Кондиционирование растворов после их нейтрализации может быть выполнено методом цементирования, при этом степень наполнения цементной матрицы соевыми компонентами может достигать в случае нитрата натрия 30%.

Полученные экспериментальные результаты позволили разработать технологическую схему процесса глубокой дезактивации нержавеющей стали, основанную на применении дезактивирующего раствора состава  $\text{HNO}_3 + \text{HF}$  и на проведении осадительной регенерации раствора. Данная схема легла в основу проекта цеха глубокой дезактивации металла в составе предприятия по снятию с эксплуатации АЭС с реактором типа РБМК. В рамках проекта выполнены технико-экономические расчеты, которые показали высокую рентабельность производства. Себестоимость дезактивации радиоактивно загрязненной нержавеющей стали без учета накладных расходов не превышает 10000 руб./т металла.

## **ИЗМЕНЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ДАТЧИКОВ НЕЙТРОННОГО ПОТОКА В ХОДЕ ПУСКА РЕАКТОРА ИГР**

Курпешева А.М., Котов В.М.

*ДГП ИАЭ РГП Национальный ядерный центр республики Казахстан*

Реактор ИГР является реактором теплоемкостного типа: в ходе работы уран-графитовая активная зона может разогреваться до температуры  $\sim 1500$  °С, при этом существенно меняется реактивность. Размеры активной зоны сравнительно невелики, количество регулирующих стержней, обеспечивающих поддержание требуемой реактивности, также невелико. При увеличении температуры активной зоны растет длина пробега нейтронов в ее основном материале — графите. Изменение температуры происходит неравномерно. Все это создает предпосылки к изменению во время работы реактора соотношения нейтронных потоков в облучаемом образце и в месте установки детекторов (датчиков) мощности реактора.

Отклонения в этом соотношении отмечались в ряде пусков реактора. Для уменьшения влияния изменения эффективности датчиков нейтронного потока на обеспечение требуемых параметров нагрузки исследуемых объектов могут вводиться эмпирические поправки. Однако, зависимость этих поправок от многих факторов может привести к увеличению нестабильности управления процессом.

В предыдущих расчетно-экспериментальных исследованиях показана неравномерность поля нейтронов в районе расположения датчиков (до нескольких десятков процентов), и неопределенность связи между распределением поля нейтронов вне реактора с положением органов регулирования.

Последующий анализ показал, что для построения представительной модели явления необходимо учитывать динамику работы реактора с учетом неравномерности нагрева отдельных частей кладки. В расчетах показано, что влияние температурных эффектов кладки на изменение внешнего поля нейтронов велико. Существенную роль играет перераспределение энерговыделения в активной зоне.

Расчеты изменения внешнего поля и поля исследуемого изделия включают набор расчетов нейтронно-физических и теплофизических характеристик реактора, обеспечивающих корреляцию температурных полей для нейтронно-физических расчетов. Активная зона в расчетах разбивается на множество участков с достаточно близкими энерговыделениями и температурами. В ходе таких расчетов будут получены необходимые зависимости эффективности отдельных датчиков

от времени пуска и движения органов регулирования, приведенные к энерговыделению в отдельных частях исследуемых объектов. На основании таких расчетов будут выбраны условия проведения экспериментов для подтверждения достоверности модели.

## **МОДЕРНИЗАЦИЯ АВАРИЙНЫХ ПИТАТЕЛЬНЫХ НАСОСОВ ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС**

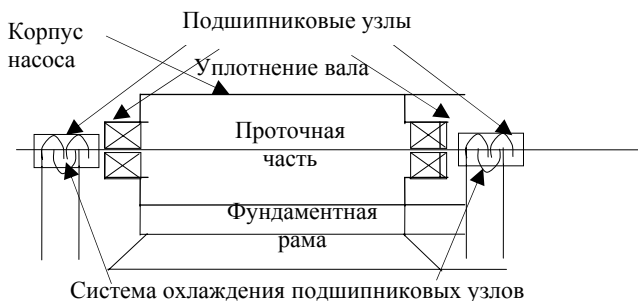
Лавренов В.С.

*Филиал ФГУП концерн «Росэнергоатом»*

*«Ленинградская атомная станция»*

Аварийные питательные насосы (АПН) являются одной из основных составляющих системы аварийного охлаждения реактора (САОР). Основное назначение АПН — отвод тепла от активной зоны реакторной установки РБМК-1000 в аварийных ситуациях, связанных с разрывом трубопроводов контура многократной принудительной циркуляции, питательных трубопроводов и паропроводов.

На Ленинградской АЭС в состав САОР входят аварийные питательные насосы марки ПЭ 250-75, представляющие собой центробежные, горизонтальные, секционные агрегаты.

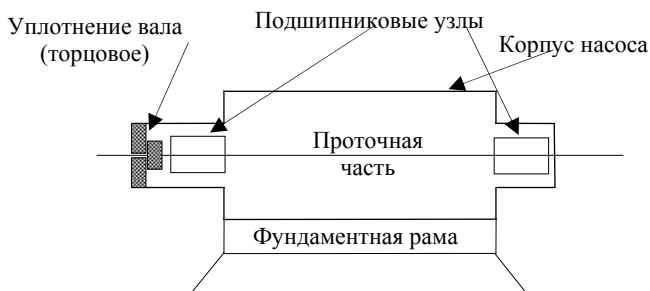


**Рисунок 1.** Схема насоса до модернизации.

Опорами ротора насоса служат подшипники скольжения с кольцевой смазкой. Вкладыши подшипников стальные, залитые баббитом. Для смазки вкладышей применяется масло марки Тп-22С. Для охлаждения масла в корпусе подшипника предусмотрен змеевик, через который циркулирует холодная вода (рис. 1).

Основанием для модернизации данного насоса послужили неоднократно выявленные дефекты подшипниковых опор, связанные с ростом их температуры выше допустимых норм (до 60<sup>0</sup>С [1]) [2].

Особенностью режима работы АПН является длительная стоянка в резерве, с периодическим включением для опробования. Во время стоянки происходит касание рабочих поверхностей подшипника (поверхностей цапф и поверхностей вкладышей), вследствие чего при пуске насоса, какое-то время (до образования масляного клина), подшипник работает в режиме сухого трения, что в свою очередь приводит к повреждению (износу) его рабочих поверхностей и повышению температуры. Для решения данной проблемы было решено модернизировать аварийные питательные насосы в части подшипниковых узлов.



**Рисунок 2.** Схема насоса после модернизации.

Рассмотрев различные варианты подшипниковых опор, специалисты Ленинградской АЭС остановили свой выбор на графитовых подшипниках, изготовленных ФГУП «НТЦ Энергонасос ЦКБМ». Особенностью графитовых подшипников является использование в качестве пар трения силицированного графита, способного работать на воде практически без износа, не ограничивая тем самым ресурс подшипниковых узлов.

Применение в качестве радиальных подшипников — подшипников, охлаждающихся и смазывающихся перекачиваемой насосом средой (вода) с парой трения из силицированного графита, марки СПП, приводит к следующим положительным эффектам (рис. 2):

- практически не ограниченный ресурс подшипниковых узлов;
- использование подшипников внутри корпуса насоса, позволяет вместо двух сальниковых уплотнений вала использовать одно - торцовое, что заметно уменьшит протечки воды;

## **X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**

- не требуется вспомогательная система охлаждения подшипников, что в свою очередь уменьшает вероятность отказа насосного агрегата.

В 2005 году проведены испытания модернизированных подшипниковых узлов с целью определения степени износа поверхности подшипника и проверки работоспособности данной модернизации. Было выполнено 10 пусков насосного агрегата.

Испытания дали следующие результаты:

- работоспособность насоса, марки ПЭ 250-75 с модернизируемыми узлами подшипников и торцовым уплотнением на основе силицированного графита СГП со смазкой и охлаждением от перекачиваемой жидкости подтверждена [3];
- износ рабочих поверхностей подшипников по результатам контрольных измерений после испытаний не выявлен [3].

В результате данной модернизации уменьшилась вероятность отказа аварийных питательных насосов, а так же увеличилась надежность системы аварийного охлаждения реактора.

### ***Литература***

1. Инструкция по эксплуатации аварийных питательных насосов первой очереди инв. № Р-850.
2. Отчет о расследовании «цехового» нарушения в работе АЭС №4 ЛЕН-Ц24-006-08-04/РЦ от 09.09.2004 г.
3. Акт по результатам испытаний модернизированных подшипниковых узлов и торцового уплотнения насоса ЗАПН-2, марки ПЭ 250-75 № 197/05-ЦН/РЦ от 29.07. 2005 г.

## **РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНОГО ЙОДА ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ НА АЭС**

Лебедев Л.Э.

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт  
(технический университет)*

При аварии на реакторе ВВЭР с потерей теплоносителя первого контура и расплавлением активной зоны в атмосферу контайнмента выбрасывается большое количество аэрозолей, в т.ч. содержащих CsI. При взаимодействии с водой прямка, конденсатными пленками,

влажным воздухом CsI почти мгновенно растворяется с образованием йодид-иона.

В воде при высоких мощностях поглощенной дозы образуется большое число продуктов радиолиза ( $\text{H}_2\text{O}_2$ ,  $\text{H}$ ,  $\text{OH}$ ,  $\text{O}^{2-}$ ,  $\text{NH}_2$ ,  $\text{CH}_3$  и т.д.) с концентрациями на уровне  $10^{-3}$ – $10^{-12}$  моль·дм<sup>-3</sup>. При взаимодействии продуктов радиолиза с иодом образуют различные летучие формы ( $\text{I}_2$ ,  $\text{I}$ ,  $\text{CH}_3 \text{I}$  и т.д.), причем на скорость образования существенную роль оказывает pH раствора. Эти летучие формы, диффундируя через неплотности в оболочке контейнента определяют дозовые нагрузки на население и окружающую среду. Для прогнозирования радиационных и экологических последствий, обусловленных выбросом <sup>131</sup>I, а также для разработки мероприятий по снижению радиологического риска от эксплуатации АЭС, необходимо контролировать концентрации летучих форм иода в атмосфере контейнента. Для решения данной задачи применяется моделирование динамики поведения иода в контейменте.

Зарубежные коды по моделированию распределения радиоактивного иода между водной, газовой фазами и стенкой неприменимы к реакторам типа ВВЭР т.к. создавались для реакторов PWR и BWR с другими ВХР и конструкционными материалами.

При тяжелой аварии на PWR расплав кориума взаимодействует с бетоном шахты реактора, в то время как на ВВЭР-1000 кориум при расплавлении активной зоны поступает в специальное устройство с оксидами железа, где охлаждается водой. При авариях в приямке реактора PWR поступает серебро, которое входит в состав контрольных стержней; серебро необратимо связывает иод в виде малорастворимого соединения. Состав образующихся аэрозолей, их количество и активность различны.

Существующие отечественные модели поведения йода в аварийных режимах и методы оценки возможных выбросов йода являются по сути полуэмпирическими. Так, руководство РБ-020-01 «Методика оценки выбросов соединений йода в атмосферу при авариях на АЭС с реакторами ВВЭР 1000» представляет собой методику, основанную на уравнениях материального баланса и переноса иода между газовой и жидкой фазами, между поверхностями и газовой/водной фазами. Методика не учитывает практически ни радиолитических, ни химических реакций йода. Модель поведения йода, разработанная в РНЦ «Курчатовский институт», осуществляет интегральную оценку изменений межфазного коэффициента распределения йода в зависимости от pH и редокс-потенциала водной среды, и присутствия в воде химических примесей. Модель учитывает сорбцию йода поверхностями в газовой и водной фазах и перенос конденсируемых форм из газовой в водную с конденсатом водяного пара.

## **X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**

Следует отметить, что ни зарубежные, ни отечественные коды не доступны в полном объеме.

Задачей разрабатываемой «йодной» модели и расчетного кода является численное моделирование массопереноса радиоактивного йода в контейменте при авариях на АЭС с ВВЭР-1000, определение массы и физико-химических форм йода в газовой и водной фазах, на поверхностях оборудования и помещений, влияние примесей на летучесть йода, а также гамма-облучения на массоперенос и динамику взаимопереходов форм йода.

Йодный модуль содержит четыре расчетных блока: блок водной химии, блок газовой химии, блок поверхностей (сорбция/десорбция на стальной/полимерной поверхности в газовой и водной фазах), блок рН. Во всех блоках, кроме блока рН, решаются системы дифференциальных уравнений, основанные на совокупности реакций взаимодействия йода между собой и с примесями, реакций радиоллиза и на процессе массообмена. В качестве набора реакций выбраны наиболее быстрые реакции, взаимодействия основных форм йода, продуктов радиоллиза и примесей.

На данном этапе создана компьютерная расчетная модель, которая верифицируется по данным экспериментов, полученным на стенде RTF.

## **ПРИМЕНЕНИЕ ТЕОРИИ НЕЧЕТКИХ МНОЖЕСТВ К ЗАДАЧЕ ПОСТРОЕНИЯ РЕГУЛЯТОРОВ ТЕПЛОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ**

Логинов А.Ю., Богомолов П.В.

*Снежинская государственная физико-техническая академия*

Автоматические регуляторы питания (АРУ) парогенератора (ПГ) предназначены для поддержания материального баланса между расходом пара и подачей питательной воды при заданном ее уровне. На уровень воды в ПГ оказывают влияние мощность реактора, температура воды, давление пара и другие факторы[1]. Реализация АРУ классическим способом требует их строгого учета, что ведет к необходимости построения сложных математических зависимостей. Далее предлагается решение поставленной задачи с использованием математических моделей теории нечетких множеств. Актуальность нечеткой технологии и ее преимущество перед известными и ставшими уже классическими концепциями моделирования и управления обусловлены, прежде всего, тенденцией увеличения сложности математических и формальных



моделей реальных систем и процессов управления, связанной с желанием повысить их адекватность и учесть все большее число различных факторов, оказывающих влияние на процессы принятия решений.

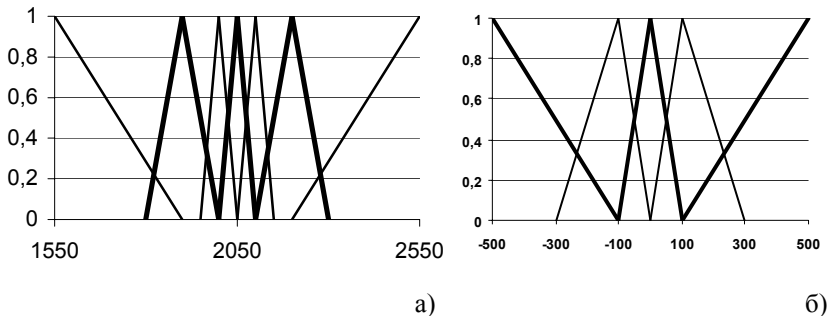


**Рисунок 1.**

Предложенная модель системы (Рис.1) использует в качестве алгоритма нечеткого вывода алгоритм Мамдани [3]. На основании эвристических правил формируется база правил нечетких продукций для регулируемого параметра:

- правило\_1: если «b1 есть PB» И «b2 есть PB» ТО «b3 есть NB»;
- правило\_2: если «b1 есть PB» И «b2 есть PS» ТО «b3 есть NM»;
- правило\_35: если «b1 есть NB» И «b2 есть NB» ТО «b3 есть PB».

Здесь b1 и b2 – входные переменные «уровень воды» и «скорость изменения уровня воды», b3 - выходная переменная «угол поворота регулятора регулирующего клапана». В качестве терм-множеств входных и выходной лингвистических переменных использованы множества  $T1=\{NB, NM, NS, Z, PS, PM, PB\}$ ,  $T2=\{NB, NS, Z, PS, PB\}$ ,  $T3=\{NB, NM, NS, Z, PS, PM, PB\}$  с функциями принадлежности, изображенными на рисунках 2, а-б и 4, соответственно.



**Рисунок 2.** Графики функций принадлежности переменных b1 (а) и b2(б).

Находим степень истинности условий по каждому из правил. Например, при  $b1= 2010$  мм и  $b2=40$  м3/ч получаем:

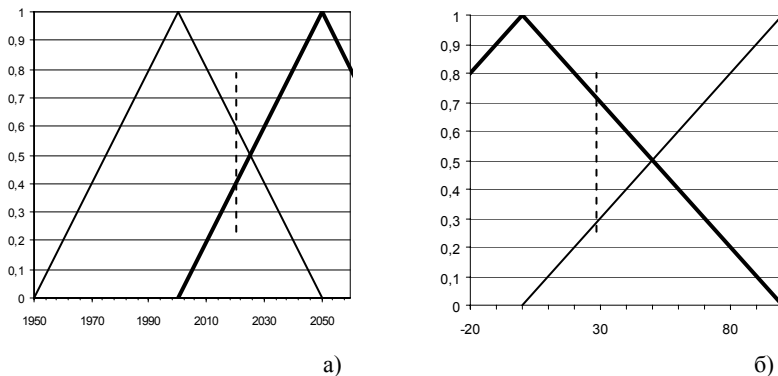
$$\text{Правило}_17: T(Z^{\wedge}PS)=\min\{T(Z),T(PS)\} = 0,2$$

Правило\_18:  $T(Z^{\wedge}Z)=\min\{T(Z),T(Z)\} = T(Z)= 0,2$

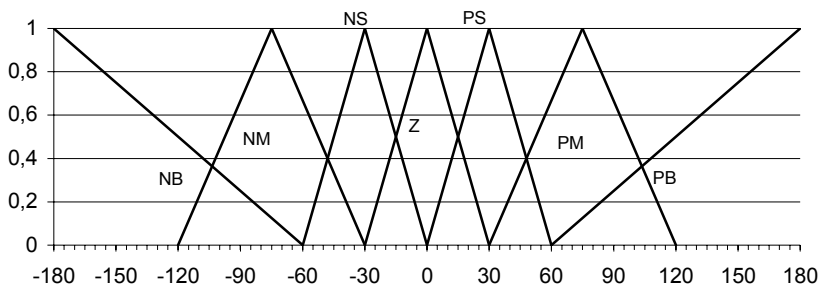
Правило\_27:  $T(NS^{\wedge}PS)=\min\{T(NS),T(PS)\} = 0,4$

Правило\_28:  $T(NS^{\wedge}Z)=\min\{T(NS),T(Z)\} = 0,6$ .

По остальным правилам истинность условий равна нулю.



**Рисунок 3.** Агрегирование подусловий.



**Рисунок 4.** Иллюстрация этапов аккумуляции и дефаззификации.

После этапа агрегирования, иллюстрируемого на рис. 3, находим степени истинности заключений по каждому из правил нечетких продукций. Далее проводится процедура объединения всех степеней истинности заключений для получения функции принадлежности каждой из выходных лингвистических переменных.

$$\mu_Z(x)=\max\{0.58, 0.05\} = 0.58.$$

И, наконец, методом центра площади находим обычное (не нечеткое) значение выходной переменной  $b_3 \approx 7.2$  град.

Данный метод управления успешно промоделирован в разработанной компьютерной программе.

В качестве основных выводов можно сделать следующие:

- необходимо исследование эффективности управления при увеличении количества регулируемых параметров;
- для настройки системы управления необходимы знания экспертов в данной области.

### ***Литература***

1. Методы классической и современной теории автоматического управления: Учебник в 3-х т. Т.2: Синтез регуляторов и теория оптимизации систем автоматического управления /Под ред. Н.Д. Егупова. – М.: Изд-во – МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2000. – 736с.
2. Прикладные нечеткие системы: Пер. с япон./ Асаи К., Ватада Д., Иваи С. и др.; под редакцией Тэрано Т., Асаи К, Сугэно М.. – М.: Мир, 1993. – 368 с.
3. Леоненков А.В. Нечеткое моделирование в среде MATLAB и fuzzyTECH. – СПб.: БХВ-Петербург, 2003. – 736 с.

## **МОДЕРНИЗАЦИЯ НАСОСНЫХ АГРЕГАТОВ ОБЩЕСТАНЦИОННЫХ СИСТЕМ НА АЭС**

Рогожин В.М., Бабушкин С.В., Гладков В.В.,  
Королев В.Г., Макарычев Д.В.

*ФГУП ФНПЦ «ОКБМ им. И.И. Африкантова»*

Насосные агрегаты основных и вспомогательных систем атомных станций относятся к одному из наиболее важных видов оборудования, обеспечивающих надежную, безопасную и экономически эффективную эксплуатацию энергоблоков, в том числе и значение КИУМ. Минимизация возможного отрицательного влияния работы насосов на КИУМ энергоблока начинается, как правило, с этапа конструирования за счет реализации повышенных требований по надежности, ресурсным и эксплуатационным показателям как насоса в целом, так и его основных изнашивающихся узлов, например, подшипников и торцовых уплотнений.

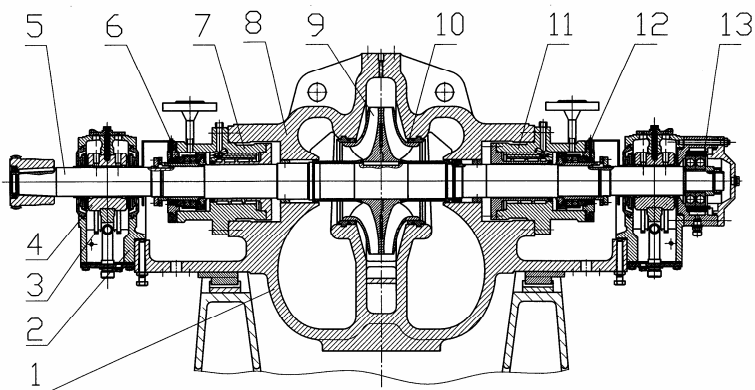
Другим результативным методом повышения надежности и ресурса является модернизация и усовершенствование существующих конструкций насосов по результатам эксплуатации.

Представлены результаты работ по модернизации насосного оборудования поставки предприятий Украины для проектируемых, строящихся и действующих АЭС с ВВЭР-1000.

*Модернизация насоса расхолаживания ЦНР 800-230.*

Система расхолаживания используется для обеспечения теплосъема остаточных тепловыделений активной зоны реактора и расхолаживания I контура с заданной скоростью в режимах планового и аварийного расхолаживания и относится к защитным системам безопасности АЭС.

Конструкция насосов ЦНР 800-230 типична для центробежных насосов с рабочим колесом двухстороннего входа (рис. 1). Спиральный корпус насоса имеет горизонтальную плоскость разреза, которая делит его на верхнюю и нижнюю части. Расположение патрубков в нижней части позволяет осуществлять разборку насоса без его демонтажа. Радиальными опорами ротора являются масляные подшипники скольжения, имеющие картерную систему смазки.



1 - корпус; 2 - корпус подшипника; 3 - маслоподающие кольца; 4 - вкладыш радиального подшипника; 5 - ротор; 6, 12- уплотнение торцовое; 7, 11 - корпус уплотнения; 8 - крышка; 9- колесо рабочее; 10 - кольцо уплотнительное; 13 - подшипник осевой.

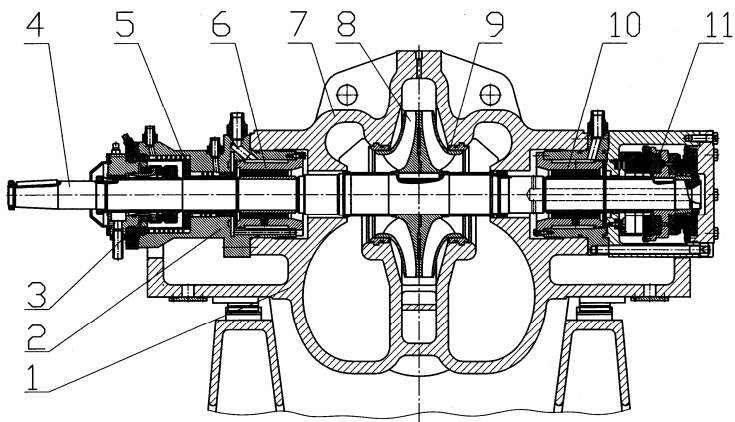
**Рисунок 1.** Общий вид насоса ЦНР 800-230 до модернизации.

В ходе технического сопровождения ремонтов и эксплуатации насосного оборудования поставки предприятий Украины, осуществляемого специалистами ОКБМ на Балаковской АЭС, предложены пути улучшения конструкции указанных насосов. На АЭС к настоящему моменту внедрены новая конструктивная схема фиксации гаек в узле крепления осевых подшипников и защита поверхностей главного разъема корпуса анаэробным герметиком.

Дальнейший комплексный анализ режимов эксплуатации и результатов ревизии деталей насоса ЦНР 800-230 на АЭС привел к выявлению ряда скрытых недостатков этих насосов, таких как малая надежность и долговечность подшипников и повышенная вибрация. Конструкция подшипниковых узлов насоса не предназначена для частых пусков-остановов, которые являются основным режимом работы при нормальной эксплуатации энергоблока.

Главной проблемой является возможность выхода подшипников из строя при аварийном запуске и отказ насоса, что недопустимо для насосов системы безопасности.

Цель глубокой модернизации насоса (рис. 2), предложенной ОКБМ, заключается в постоянном наличии в зоне контакта подшипников смазывающей жидкости.



1 - корпус; 2 - корпус подшипника; 3 - уплотнение торцовое; 4 - ротор; 5 - холодильник; 6, 10 - подшипник радиальный; 7 - крышка; 8 - колесо рабочее; 9 - кольцо уплотнительное; 11 - подшипник осевой.

**Рисунок 2.** Общий вид модернизированного насоса (ЦНР 800-230Р).

## **X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**

В предлагаемом проекте модернизации насоса опорами ротора являются радиальные гидростатические подшипники скольжения, смазываемые перекачиваемой средой, прошедшей предварительную очистку от механических примесей в мультигидроциклоне обвязки насоса. Помимо решения вышеперечисленных проблем масляных подшипников за счет отказа от легкогорючих смазочных материалов исключается пожароопасность насоса.

Узлы, примененные для модернизации насоса ЦНР 800-230Р по конструкции аналогичны ранее разработанным в ОКБМ и успешно прошедшим проверку как в условиях эксплуатации на объектах, так и на стендах предприятия.

Модернизация позволила решить ряд проблем:

- обеспечить работоспособность как при частой кратковременной работе во время регламентных пусков, так и при длительной эксплуатации (до 1000 ч. в год) во время ремонта энергоблока;
- улучшить вибрационные характеристики насоса, снижен объем протечек по его валу.

Сохранение гидравлических характеристик насоса после модернизации гарантируется заимствованием деталей гидравлической части (корпус и рабочее колесо).

Основные технические параметры и показатели надежности насоса до и после модернизации приведены в таблице.

**Таблица.**

| Наименование параметра                                               | Числовое значение |              |
|----------------------------------------------------------------------|-------------------|--------------|
|                                                                      | ЦНР 800-230       | ЦНР 800-230Р |
| Подача, м <sup>3</sup> /ч                                            | 800               |              |
| Напор, м                                                             | 230               |              |
| Частота вращения, об/мин                                             | 3000              |              |
| Параметры среды на входе:<br>- температура, °С<br>- давление, МПа    | 10-150<br>2,35    |              |
| Внешняя утечка, л/ч, не более:                                       | 10                | 1            |
| Назначенный ресурс уплотнения вала/ подшипниковых узлов, не менее, ч | 10000/10000       | 12000/50000  |

Межведомственная приемка опытного образца насоса ЦНР 800-230Р подтвердила надежность и работоспособность принятых конструктивных решений.

Достоинством предлагаемой модернизация является возможность ее проведения на АЭС без демонтажа корпусных деталей, путем блочной установки модернизированных узлов.

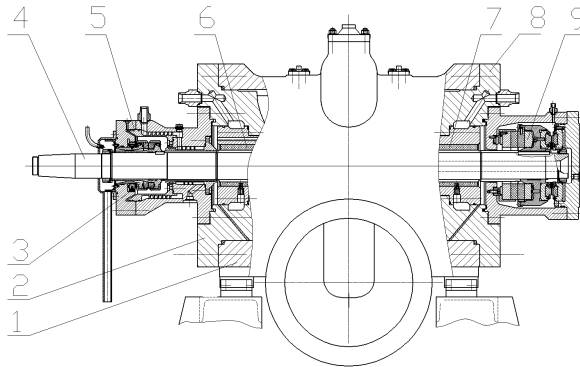
Конструктивные решения глубокой модернизации насосов с блочной заменой узлов, использованные для насосов ЦНР 800-230Р применены ОКБМ также для модернизации ряда других типов насосов.

Использование модернизированных насосов системы безопасности позволит существенно увеличить межремонтную наработку агрегата и повысить эксплуатационную надежность системы безопасности энергоблока.

*Разработка новых конструкций насосов на базе узлов насоса ЦНР 800-230Р.*

Использование старых корпусных деталей эксплуатирующихся насосов целесообразно для АЭС, имеющих не очень большой срок эксплуатации.

Полученный опыт отработки узлов, применяемых при модернизации эксплуатирующихся насосов систем безопасности, был использован при создании насосов ЦНР 800-230/1. Эти насосы могут изготавливаться ОКБМ для замены эксплуатирующихся насосов с предельным сроком службы или поставки на вновь строящиеся энергоблоки всего насосного агрегата.

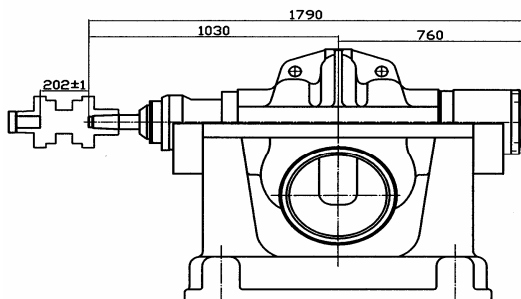


1 - корпус; 2, 8 – всасывающий корпус; 3 – уплотнение торцовое; 4 - ротор; 5 – холодильник; 6, 7 - подшипник радиальный; 9 – подшипник осевой.

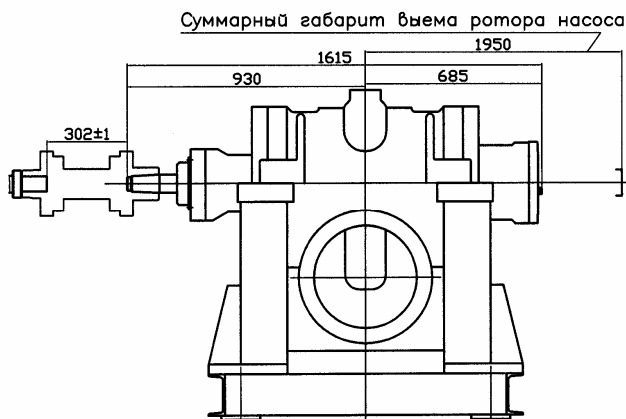
**Рисунок 3.** Общий вид насоса аварийного расхолаживания ЦНР 800-230/1.

Принципиальным отличием конструкции этих насосов от модернизированных насосов является новое исполнение литого корпуса (рис. 3). Использование современных уплотняющих материалов разъемов корпуса позволяет увеличить цикл между проведением капитальных ремонтов со вскрытием гидравлической части.

В отличие от модернизированной конструкции насоса ЦНР 800-230Р, где компоновка диктовалась размерами старых корпусов, гидростатические подшипники установлены непосредственно во всасывающих корпусах, что позволило сократить габариты насоса (рис.4).



Модернизированный насос ЦНР 800-230Р



Насос ЦНР 800-230/1 с вертикальными разъемами корпуса

**Рисунок 4.** Габаритные размеры насосов системы безопасности.



С целью использования насосов в системах с повышенным содержанием примесей конструкция насоса рассчитана на установку унифицированных гидродинамических подшипников. Материалом пары трения для этого варианта исполнения является графит СГ-П 0,5.

Несмотря на некоторое усложнение разборки насоса и необходимости наличия свободного места для демонтажа ротора конструкция имеет ряд преимуществ перед корпусом насоса, имеющим горизонтальный разъем. Корпусные детали рассчитаны на проведения гидравлических испытаний насоса совместно с системами на АЭС полным гидравлическим давлением, что невозможно для эксплуатирующихся насосов ЦНР 800-230. Полное соответствие присоединительных размеров позволяют адаптировать насос ЦНР 800-230/1 без переделки проекта АЭС, что особенно ценно для достраиваемых энергоблоков.

Жесткие требования к качеству основного металла корпуса и продлению срока службы насоса до 40 лет заставляют искать выход в применении поковок для изготовления корпусных деталей.

ОКБМ была проработана конструкция насоса ЦНСБ 800-230 с ковanno-сварным корпусом, имеющего те же характеристики, что и насосы ЦНР 800-230/1.

Несмотря на большие по сравнению с прототипами габариты, массу и, соответственно стоимость, поставка насосов ЦНСБ 800-230 может быть актуальна при дальнейшем повышении требований к ресурсным характеристикам оборудования и безопасности АЭС.

Внедрение предлагаемых ОКБМ решений, заложенных при модернизации существующих и проектировании новых насосов АЭС, позволит существенно улучшить технические и эксплуатационные показатели насосных агрегатов по сравнению с аналогами, в том числе увеличить ресурс изнашивающихся узлов, межремонтный период, уменьшить продолжительность и трудоемкость ремонтных работ.

### *Литература*

1. Киселев Ю.А., Новинский Э.Г., Попов В.М. Модернизация насоса расхолаживания для АЭС//Теплоэнергетика. 1999. № 6. С.55-57.
2. Костин В.И., Новинский Э.Г., Попов В.М., Чернов С.А. Применение торцевых уплотнений в насосах общестанционных систем атомных электростанций //Теплоэнергетика. 1999. № 5. С.69-71.

3. Новинский Э.Г., Кураченков А.В., Королев В.Г. Учет опыта эксплуатации при проектировании и модернизации насосов АЭС. М: Концерн «Росэнергоатом» Сборник трудов научно-технической конференции, Москва, 28 июля 2000 г.

## **РОЛЬ UNIGRAPHICS NX ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ СОВРЕМЕННОГО НАСОСНОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС**

Алымов А.Г., Банкрутенко В.В., Гладков В.В., Макарычев Д.В.  
*ФГУП ФНПЦ «ОКБМ им. И.И. Африкантова»*

В настоящее время все большее внимание уделяется созданию нового оборудования АЭУ, отвечающего современным требованиям и нормам безопасной эксплуатации атомных установок. В то же время, разработка и изготовление такого оборудования в условиях мирового рынка невозможны без постоянного обновления технологических процессов производства и проектирования в свете последних мировых достижений в этой области. В первую очередь, это относится к освоению и внедрению современных программных средств в области информационной поддержки изделия.

При создании интегрированной информационной среды в ОКБМ в качестве системы автоматизированного проектирования верхнего уровня выбран комплекс Unigraphics NX. Этот выбор обусловлен рядом возможностей данной системы по: созданию и обработке поверхностей сложной формы для проектирования проточных каналов насосов с лопастями двоякой кривизны; конструированию сборочных единиц любой сложности с неограниченным числом компонентов; прямому выходу с 3D-модели на станки с ЧПУ и сокращению этапа конструкторско-технологической подготовки производства. На начальных этапах внедрения системы требовалось исследование этих возможностей и их практическое подтверждение.

В работе рассмотрены итоги проведения пилотного проекта проточной части насоса артезианского типа для АЭС по апробированию сквозной цепочки проектирования и внедрения комплекса Unigraphics в процессы подготовки производства.

Основными проблемами при проектировании формы проточного канала новых проточных частей насосов (ПЧН) на сегодняшний день являются:

- устаревшая технология получения срезов поверхностей лопатки «вручную» без применения средств автоматизированного проектирования;
- сложность процесса «выглаживания» поверхности, полученной по срезам, длительность процесса получения точной поверхности;
- невозможность непосредственного использования рабочей конструкторской документации на бумажных носителях при изготовлении деталей ПЧН, т. к. современный технологический уровень изготовления на оборудовании с ЧПУ требует переноса продукта в электронные форматы, наиболее универсальным из которых является 3D-модель.

До появления средств автоматизированного проектирования дальнейшее «выглаживание» поверхностей производилось вручную на уже изготовленных рабочих (литейных) моделях, что не гарантировало неизменной формы канала, качества профиля с точки зрения гидродинамики и влекло за собой дополнительные временные затраты. К тому же, ФГУП ОКБМ в свое время столкнулось с проблемой отсутствия опытных специалистов в данной области, т. к. метод выходит из употребления.

Назрела проблема, решать которую необходимо с применением последних мировых достижений в развитии CAD/CAM/CAE-систем с применением современных «сквозных» технологий проектирования.

В UG имеется мощный инструмент для создания свободных поверхностей различной степени кривизны модуль Freeform Modeling. Основные функции модуля — создание и редактирование параметризованных и непараметризованных поверхностей сложной формы по набору точек или полюсов (по «облаку точек»), по сетке кривых (сплайны различной степени, которые могут быть заданы разными методами), а также создание разнообразных поверхностей сопряжения. Инструменты перехода от поверхности к твердому телу и наоборот достаточно просты. Анализ качества полученной поверхности проводится с помощью соответствующих функций анализа UG. Результаты анализа очень наглядно визуализируются несколькими способами.

Полезным дополнением к данному модулю является специализированная система дизайнерского проектирования Imageware с расширенными возможностями по созданию и редактированию поверхностей свободной формы. Imageware имеет возможность

**X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**  
свободного импорта элементов в UG с последующим использованием при проектировании.

При использовании Imageware удалось существенно сократить процесс «выглаживания» проектируемой поверхности, однако при этом весьма затруднительным оказалось создание тела лопатки двойкой кривизны с переменной толщиной. Это явилось одной из причин, по которым результаты проектирования лопатки в Imageware не устроили наших специалистов.

В результате, «выглаживание» поверхностей производилось «вручную», с применением современных средств автоматизированного проектирования. Были разработаны алгоритмы создания поверхностей по срезам и их «выглаживания», реализовав которые путем написания вспомогательных программ или создания т. н. мастер-процессов средствами UG, можно будет добиться максимальной автоматизации данного процесса.

Дальнейшее создание формы проточного канала и получение на ее основе твердотельной детализированной модели ПЧН с помощью стандартных средств UG не составило особого труда.

На данном этапе был поставлен вопрос об актуальности теоретического чертежа (ТЧ) проточного канала (бумажного либо электронного), выполненного по срезам.

Возникла проблема оперативного получения координат точек срезов поверхностей готовой 3D-модели для создания ТЧ.

Рассмотрены три основных метода получения таблиц координат на основе 3D-модели, а также основные пути создания новой ПЧН с использованием прототипа:

- прямое моделирование, в данном случае — путем непосредственного масштабирования 3D-модели с использованием определенного коэффициента моделирования;
- частичное моделирование.

Максимально автоматизировать процесс проектирования при этом можно путем наполнения и использования т. н. «базы знаний UG» с необходимыми наборами комбинаций вышеуказанных методов изменения характеристик насоса. В этом случае, после введения определенных требуемых параметров конечного продукта и запуска процесса проектирования, в зависимости от глубины заложенной автоматизации, система сама обрабатывает возможные варианты конструкции, предлагая на выбор оптимальные.

Следующий этап подготовки производства – разработка управляющих программ для станков с числовым программным

управлением (ЧПУ) на базе 3D-модели будущей детали с помощью САМ-модулей UG. Это особенно актуально для изделий, имеющих сложную форму поверхности, получаемую путем механической обработки.

При использовании трехкоординатной обработки в большинстве случаев можно получить лишь открытое (без покрывного диска) рабочее колесо с радиально изогнутыми лопастями или отдельно взятую лопасть двоякой кривизны.

Для производства насосов нужно иметь не только серьезную базу данных ПЧН и возможность их изготовления, но и уметь в возможно короткие сроки и на должном уровне разработать новое изделие под конкретные требования заказчика. Это наукоемкий и дорогостоящий процесс, занимающий значительный отрезок времени в полном цикле создания изделия, но именно его наличие или отсутствие в первую очередь определяет статус предприятия на мировом рынке в условиях свободной конкуренции.

Как показал начальный практический опыт использования UG в ОКБМ, данный комплекс, имеющий модули проектирования и технологической подготовки автоматизированного производства, свободно взаимодействующий с другими расчетными и САД-системами, имеет необходимые возможности для решения поставленных задач.

Из вышесказанного можно сделать вывод, что использование UG на должном уровне, совместно с другими необходимыми современными информационными технологиями проектирования и изготовления, позволит со временем сделать значительный качественный скачок при создании насосного оборудования с формой поверхностей проточных каналов двоякой кривизны, а также повысить уровень сложности проектируемого оборудования.

Система верхнего уровня Unigraphics NX технически соответствует потребностям проектирования насосного оборудования АЭУ и имеет потенциальные возможности разработки и технического сопровождения изделий для АЭС любой сложности. Для решения конкретных специализированных технических вопросов и более рационального и удобного использования системы требуется некоторое ее усовершенствование посредством разработки вспомогательных программ и надстроек, что допускается возможностями системы. Наполнение и использование базы знаний системы открывает неограниченные возможности по созданию типоразмерных рядов оборудования и автоматическому конструированию. Непосредственный выход с 3D-модели на ЧПУ существенно сокращает этап подготовки производства и снижает прямые затраты на проектирование.

Возможности современного производственного оборудования с ЧПУ с многоосевой обработкой существенно сокращают период изготовления сложных изделий и повышают их технологичность. Целесообразность приобретения такого оборудования должна оцениваться с учетом стоимости и объема партии изделий. Система такого уровня, как Unigraphics NX, требует дальнейшего изучения ее возможностей применительно к областям, в которых она используется, и внедрения на всех этапах жизненного цикла изделия.

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИНФОРМАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В СЕЙСМИЧЕСКИХ И ГЕОФИЗИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ**

Комиссаров В.В., Косарева Ю.Р., Матвеев Е.Е., Филягин А.Е.,  
Круглов С.Ю., Филиппов Д.А.

*ФГУП «Горно-химический комбинат»*

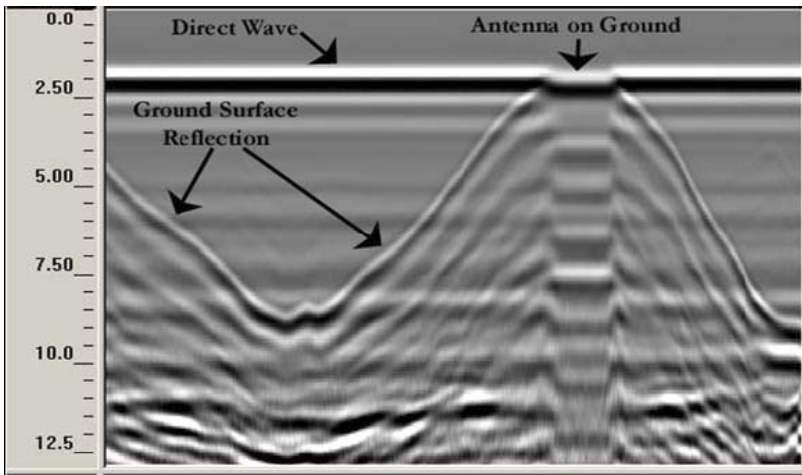
Подземные объекты ГХК, созданные для безопасного размещения объектов ЯТЦ, представляют собой уникальный комплекс горных выработок, пройденных в горном массиве с достаточно сложным горно-геологическим строением. Достаточно длительный срок существования и эксплуатации подземных сооружений обуславливает необходимость в настоящее время тщательного обследования подземных объектов.

Контроль состояния конструкций объектов можно проводить неразрушающими методами контроля. Один из таких методов — георадиолокация. Аппаратура для проведения георадиолокационных работ носит одноименное название - георадар. Работа георадара основана на использовании классических принципов радиолокации. Передающей антенной прибора излучаются электромагнитные импульсы длительностью в единицы и доли наносекунды. Излучаемый импульс в среде отражается от границ объектов или неоднородностей, на которых меняются электрические свойства - электропроводность и диэлектрическая проницаемость. Отражение принимается приемной антенной, усиливается, преобразуется в цифровой вид и запоминается. После непосредственно измерений полученные данные, именуемые «радарограммой», имеют вид, показанный на рисунке (рис. 1). Впоследствии радарограммы обрабатываются на компьютере с помощью программы RADAN. Георадиолокационное обследование является

высоко достоверным, экологически чистым неразрушающим методом, успешно применяемым как у нас, в России, так и за рубежом.

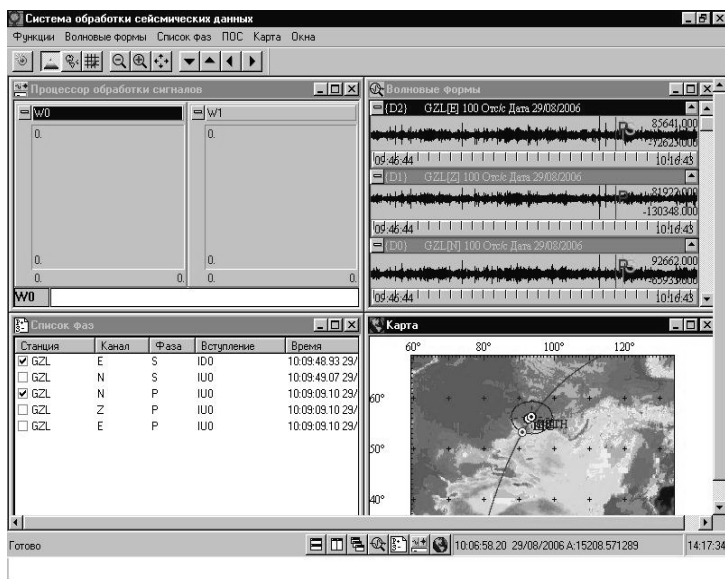
Комплексный мониторинг, проводимый специалистами НПЦГ ГХК, так же включает направление сейсмологических исследований. Современная сейсмология занимается измерениями и анализом всех видов движений в земной коре, которые регистрируются сейсмографами.

Для обработки цифровых сигналов используется программа WSG, которая представляет собой автоматизированное рабочее место оператора-сейсмолога (рис. 2). В программе при открытии определенного окна выполняется одна из операций.



**Рисунок 1.** Радарограмма.

Окно «Волновые формы» предназначено для обработки записи событий и функционально связано со всеми процедурами, необходимыми для выделения времен вступлений сейсмических фаз, определения азимута со станции на эпицентр и ориентировочного эпицентрального расстояния. Окно «Движение частиц» необходимо для анализа движения частиц и для решения таких проблем как идентификация фаз, определение времен их вступления. Окно «Процессор обработки сигналов» визуализирует удобный инструмент, позволяющий применять отдельные математические функции с целью преобразования сигналов для их детального исследования и коррекции.



**Рисунок 2.** Программа обработки сейсмологической информации WSG.

В окне «Список фаз» отображаются численные значения времен вступления всех фаз. Окно «Карта» служит для визуализации расположения сейсмических станций и результатов обработки сейсмических записей.

При проведении геолого-геофизических исследований напряженно-деформированного состояния горного массива, вмещающего подземные сооружения ГХК, использовался целый ряд геофизических методов, среди которых микросейсмические наблюдения, георадарная съемка и сейсмическое просвечивание. Использование этих методов без новейших информационных технологий было бы невозможным.

В результате комплексных исследований (рис. 3) при проведении анализа выполненных работ получены результаты, свидетельствующие о спокойном геодинамическом и напряженно-деформированном состоянии массива пород на территории ГХК.

Использование современных информационных технологий в геофизических исследованиях открывает перед учеными новые недоступные ранее возможности неразрушающего контроля геосреды.



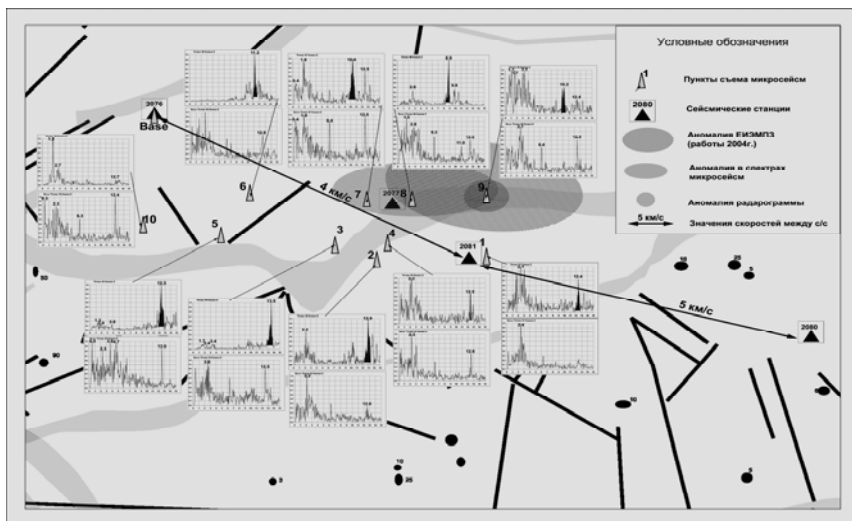


Рисунок 3. Результаты исследования горного массива геофизическими методами.

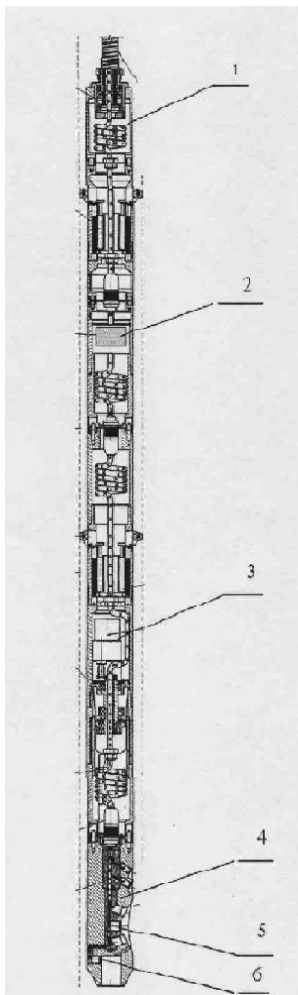
## КОМПЛЕКСНАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ПАРАМЕТРОВ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ И КАНАЛОВ СУЗ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ РБМК-1000

Матвейчев В.В., Трофимов А.И.

*Обнинский государственный технический университет  
атомной энергетики*

Многолетний опыт эксплуатации ядерных установок с реакторами РБМК-1000 показал, что конструкция активной зоны, определяющая безопасность работы реактора, требует к себе повышенного внимания. Она находится в условиях жесткого нейтронного облучения, высоких температур и воздействия теплоносителя. В связи с большим сроком эксплуатации энергетических ядерных реакторов РБМК-1000 увеличивается объем контроля технологических каналов (ТК) и каналов СУЗ (КСУЗ).

В настоящее время проводится контроль геометрических параметров ТК, контроль целостности металла ТК.



Ограниченное время проведения планово-профилактических работ на реакторах РБМК-1000 требует уменьшения времени контроля и сокращения дозовых затрат персонала.

В проблемной лаборатории «Контроль и диагностика АЭС» Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ) разработана комплексная система контроля параметров ТК и КСУЗ (рис.1), которая позволяет одновременно контролировать искривление, диаметр, толщину стенки, целостность металла ТК и переходников «сталь-цирконий».

Контроль указанных параметров проводится за один цикл измерений, что позволяет существенно сократить время контроля параметров ТК и КСУЗ. Отличием предлагаемой системы от существующих систем контроля отдельных параметров является не только размещение измерительных преобразователей вышеперечисленных параметров ТК и КСУЗ в одном корпусе, но и более высокая точность измерения каждого из параметров.

**Рисунок 1.** Схема системы комплексного контроля: 1-отсек подвески зонда, 2-отсек инклинометра, 3-шаговый двигатель, 4-блок ультразвуковых преобразователей, 5-толщиномер, 6-ультразвуковой термометр.

Входящие в систему устройства имеют сертификат. Система имеет автономные измерительные каналы, что позволяет при необходимости отдельно использовать входящие в нее устройства.

В системе комплексного контроля осуществлена беспроводная связь между измерительными блоками и управляющей ЭВМ, что позволяет исключить кабельные линии и необходимость их дезактивации. Система содержит зонд, включающий в себя устройства измерения геометрических параметров, толщины стенки ТК (КСУЗ) и целостности металла; спуско-подъемное устройство, содержащее наряду с сервоприводом, перемещающим зонд, настроечный стенд и устройство дезактивации; электронные блоки регистрации и обработки информации; электронное устройство фильтрации помех; промышленную ЭВМ.

## **АНАЛИЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПОДХОДОВ К ОРГАНИЗАЦИИ ТЕХНИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ**

Минко В.С.

*Обнинский государственный технический университет  
атомной энергетики*

Среди совокупности мероприятий, обеспечивающих поддержание работоспособности систем на высоком уровне, одно из ведущих мест занимают вопросы организации технического обслуживания. Техническое обслуживание связано с анализом состояния системы и проведением, в случае необходимости, комплекса восстановительных работ. Под восстановительными мероприятиями понимается некоторое воздействие на систему, целью которого является либо определение состояния системы и ликвидация отказа, либо улучшение характеристик безотказности.

Существует ряд методик для определения программы эксплуатации системы, которые можно разделить на три основные группы.

*Эксплуатация системы по заданному ресурсу.* Применяется для элементов системы стареющего типа, у которых интенсивность отказов является возрастающей во времени функцией. Для этой методики существует ряд стратегий, в которых предусмотрено полное восстановление системы:

- стратегия А — полное восстановление системы проводится только после самостоятельного проявления отказа;

- стратегия В — полное восстановление системы проводится либо в момент отказа, либо в заранее назначенный календарный момент времени;
- стратегия С — полное восстановление системы проводится только в заранее назначенные календарные моменты времени независимо от отказов системы;
- стратегия D — полное восстановление системы проводится либо в момент самостоятельного проявления отказа, либо в заранее назначенный календарный момент времени.

*Эксплуатация систем по состоянию.* Основана на периодическом измерении некоторых параметров системы, которые изменяются в результате действия внешних факторов и старения. На основании наблюдений принимается решение о проведении того или иного вида работ по обслуживанию системы, то есть организация обслуживания осуществляется в зависимости от фактического состояния системы.

*Эксплуатация системы на основе надежности.* В основе лежит расчет надежности системы, а точнее, вероятности безотказной работы (ВБР) системы за определенный промежуток времени. Расчет ВБР осуществляется топологическим методом, в котором система представляется графологическим образом в виде структурной схемы расчета ВО системы. В свою очередь построение структурной схемы расчета надежности системы основывается на анализе назначения системы, условий ее работы и критериев ее отказа.

На основании методики эксплуатация системы по заданному ресурсу разработано программное обеспечение, выполняющее определение оптимальных сроков проведения технического обслуживания в соответствии с заданными условиями.

## **БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС И ЧЕЛОВЕЧЕСКИЙ ФАКТОР**

Наруск Е.Б., Семенин Н.Ф.

*Технологический институт (филиал) МИФИ, г. Лесной*

Анализ мирового опыта ядерных аварий показывает, что главная угроза безопасности АЭС исходит не снаружи, откуда ее ожидают все современные системы физической защиты, а внутри самой АЭС. Человек на таком важном участке, как атомная электростанция, прежде

всего сам должен быть гарантом безопасности. Главная ответственность за безопасную работу атомной электростанции возлагается на оператора.

При современном развитии автоматизации, внедрение автоматизированных систем управления (АСУ) и т.п. на АЭС приобрело стремительный характер. Экспансия автоматики и вычислительной техники на АЭС уже реально привела к росту могущества последних, а не человека, роль которого все более приобретает функцию рудимента при компьютерном комплексе. Это доказывается и возрастанием доли ошибок операторов, и отсутствием случаев активного вмешательства оперативного персонала зарубежных АЭС при неправильной работе систем управления.

Психологами, работающими на АЭС, выявлено, что с передачей основных функций контроля за состоянием оборудования и технологических процессов автоматическим системам управления, отрицательное влияние монотонии на деятельность оператора не только не уменьшается, но и в значительной мере возрастает. Мощное воздействие компьютерной системы на человека, формирование психологической установки на доверие к ее информации и рекомендациям, ставят оператора в зависимое положение (которое в экстремальных ситуациях резко усиливается) от надежности и эффективности работы АСУ. Внедрение АСУ «активно» порождает пассивность профессионала в процессе взаимодействия с вычислительной машиной, превращая его в придаток компьютерной системы.

Таким образом, повышение безопасности АЭС за счет все большего внедрения автоматики увеличивает реальную вероятность ее снижения за счет падения активности и квалификации оператора, который из «активно-мыслящего» превращается в «пассивно-исполняющего».

Человек обладает огромными резервами, которые необходимо и можно использовать в практике управления АЭС для повышения ее безопасности и надежности. Но это возможно только в том случае, когда мы не только сохраним за оператором его активные функции, но и усилим их. Ведь качество, безопасность, эффективность обеспечивают в первую очередь люди, а не машины.

**Литература**

1. Машин В.А. Психологическое обеспечение эксплуатации АЭС. // Электрические станции, 1994, № 3.
2. Машин В.А. Компьютеризированные системы поддержки операторов АЭС. (Психологические проблемы.) // Электрические станции, 1995, № 7.

**СТОХАСТИЧЕСКОЕ ПРОГНОЗИРОВАНИЕ РЕСУРСА  
ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБ ПАРОГЕНЕРАТОРА В УСЛОВИЯХ  
ТРЕЩИНООБРАЗОВАНИЯ**

Павлова М.Н., Гулина О.М.

*Обнинский государственный технический университет  
атомной энергетики*

Однотипные парогенераторы на различных энергоблоках часто проявляют разный уровень надежности даже при аналогичном устройстве систем второго контура. Отмечен и различный характер роста дефектов во времени. Прогнозирование ресурса теплообменного оборудования следует искать в виде процедуры, учитывающей как природу процессов деградации и их случайный характер, так и данные контроля. Естественным является использование для решения такой задачи метода линейной фильтрации Калмана.

Цель работы — разработка соответствующего линейного алгоритма.

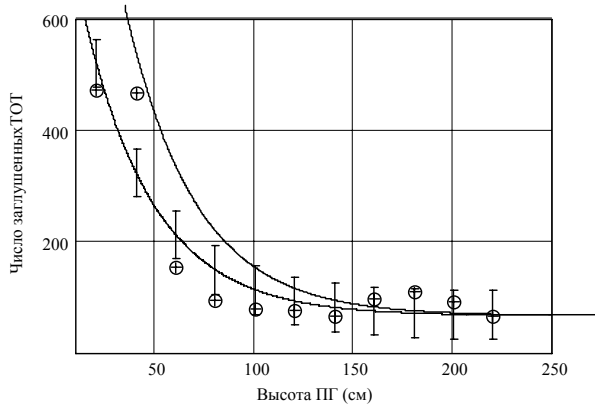
Повреждения теплообменных труб (ТОТ) распределены неравномерно по объему ПГ. Одной из причин, оказывающих существенное влияние на распределение заглушенных ТОТ по высоте трубной решетки, является отложение продуктов коррозии.

Зависимость числа заглушенных труб по высоте трубной решетки может быть описана функцией вида  $f(h) = C_0 \cdot e^{C_1 \cdot h} + C_2$ . По результатам глушений ТОТ можно определить коэффициенты  $C_0, C_1, C_2$ .

Например, для одного из ПГ КЛН АЭС данная зависимость имеет вид:

$$f(h) = 811.3 \cdot e^{-0.03 \cdot h} + 67. \quad (1)$$

Одним из способов получения информации о наличии дефектов в материале труб является вихрековый контроль (ВТК).



⊕ - экспериментальные точки, — аппроксимирующая функция ( $f(x)$ )

**Рисунок 1.** Эмпирическая зависимость числа заглушенных ТОТ от высоты ПГ КЛнАЭС.

Скорость роста трещин в ТОТ может быть описана уравнением Пэриса:

$$\frac{dl}{dt} = C \cdot K_I^m, \quad (2)$$

где  $l$  - глубина трещины, м;  $K_I$  - коэффициент интенсивности напряжений (КИН),  $МПа \cdot \sqrt{м}$ ;  $t$  - время;  $C, m$  - константы материала.

Для полуэллиптической трещины глубиной  $l$   $K_I = \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot l}$ , где  $\sigma$  - механическое напряжение (МПа).

Подставим выражение для КИН в формулу (1), получим:

$$\frac{dl}{dt} = C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot l^{m/2}. \quad (3)$$

Учитывая, что число повреждений ТОТ зависит от высоты трубной решетки (рис.1), введем безразмерный коэффициент  $K_h = \frac{f(h)}{\max f(h)}$ . Данный коэффициент вводится в модель для учета

расположения повреждения и должен определяться для каждой установки индивидуально. Так как число заглушенных труб определяется глубиной дефекта и пропорционально ему, то введенный коэффициент

следует использовать в той же степени, что и глубину дефекта; тогда уравнение (2) примет вид:

$$\frac{dl}{dt} = C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot l^{m/2} \cdot K_h^{m/2} .$$

Для применения метода Калмана необходимо выполнить линеаризацию полученного уравнения. Сделаем замену переменных

$$\frac{dl}{l^{m/2}} = dz \quad , \text{тогда} \quad z = \frac{l^{1+m/2}}{1 + \frac{m}{2}} .$$

Получим следующую зависимость:

$$\frac{d}{dt} z(t) = C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot K_h^{m/2} \quad (4)$$

$$z(0) = 0, \quad z(\tau) = z_{кр},$$

где  $z_{кр}$  - критическое значение функции, при котором нехватка материала  $l$  достигает предельного значения.

Разностное уравнение, соответствующее дифференциальному уравнению (3), можно записать в виде:

$$\frac{z_{n+1} - z_n}{\Delta_n} = C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot K_h^{m/2} \quad \text{или} \quad z_{n+1} = z_n + \Delta_n \cdot C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot K_h^{m/2} .$$

Для уравнения, записанного в таком виде, можно применять процедуру стохастической фильтрации.

На основе анализа экспериментальных данных аппроксимированы зависимости числа повреждений ТОТ от высоты трубной решетки. Для учета зависимости интенсивности процесса старения от местоположения ТОТ в сборке введен соответствующий коэффициент в уравнение роста трещины. На основе стохастической фильтрации Калмана разработан алгоритм прогнозирования ресурсных характеристик парогенератора с глушением ТОТ по критерию «нехватка металла». Разработанный оптимальный алгоритм позволяет прогнозировать развитие процесса старения при использовании дополнительной информации в виде данных периодического контроля и зафиксированного состояния объекта.



## **ОПТИМИЗАЦИЯ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО РЕАКТОРА С ТВЕРДЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**

Пискунова Н.А., Хренников Н.Н., Дмитриев А.М.

*Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности*

Проект высокотемпературного реактора с твердым теплоносителем (ВРТТ) является новым этапом в развитии высокотемпературного направления. Обладая преимуществами, присущими в целом высокотемпературным реакторам, он претендует на повышенный уровень безопасности за счет принятых проектных решений и конструкционных особенностей.

Активная зона реактора высотой 6 м и диаметром 10 м представляет собой решетку топливных компактов в графитовой оболочке. Топливный компакт имеет диаметр 1,25 см, высоту 5 см и состоит из графитовой матрицы с диспергированными в ней микротвэлами. Главное отличие данного проекта от аналогов заключается в использовании в качестве теплоносителя не газа, а твердых частиц из графита с пироуглеродным покрытием со средним диаметром 1 мм. Теплоноситель проходит через активную зону сверху вниз под действием силы тяжести, нагреваясь от температуры 500°С на входе до 950°С на выходе. Далее, проходя через многодырчатый шибер и теплообменники, он попадает в нижние бункеры, откуда с помощью элеваторов поступает в верхний бункер и далее на вход в активную зону. Активная зона и компоненты первого контура циркуляции теплоносителя размещаются в едином корпусе, пространство которого заполнено гелием под давлением 0,9 атм.

К преимуществам данного проекта можно отнести: высокий термический коэффициент полезного действия, низкую стоимость установки, хорошие динамические и теплофизические (высокая теплоемкость) свойства активной зоны и др. Кроме того, соответствующим выбором параметров топливной загрузки и шага решетки твэлов можно добиться того, что эффект полной потери теплоносителя будет не только отрицательным, но и позволит перевести реактор в подкритическое состояние. Таким образом, наряду с прочими описанными выше преимуществами, этот эффект приводит к самозащитенности реактора при авариях, связанных с прекращением циркуляции теплоносителя, например, при обесточивании собственных нужд станции.

Исследования нейтронно-физических свойств активной зоны реактора ВРТТ проводились с помощью программного комплекса UNK 4.0. В число варьируемых параметров входили шаг решетки твэлов,

## **X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**

загрузка микротвэлов в компакт, радиус зерна микротвэлов и доля делящегося изотопа в топливе. Критериями служили достигаемая глубина выгорания топлива и значения коэффициентов и эффектов реактивности.

В качестве расчетной модели рассматривалась бесконечная по высоте полячейка, содержащая 4 ТВС с разным выгоранием топлива, то есть имитировались равномерно-частичные перегрузки в реакторе (с частотой раз в год). Показано, что в случае использования  $\text{UO}_2$ -топлива при шаге решетки твэлов 4 см, загрузке микротвэлов в компакт 25% по объему, радиусе зерна микротвэла 300 мкм и обогащении топлива 15% кампания составляет 4 года, а максимальная глубина выгорания 167 ГВт·сут/т. Для компенсации избыточного начального запаса реактивности требуется добавление в топливо 1% эрбия. Коэффициент реактивности по температуре топлива и полный температурный коэффициент реактивности имеют отрицательные значения на протяжении всего времени облучения топлива в полячейке. Эффект полной потери теплоносителя для горячего и холодного состояний также оказывается отрицательным и позволяет перевести реактор в глубоко подкритическое состояние как в начале, так и в конце кампании. Таким образом, в результате проведенных исследований показана возможность выбора оптимальных (в первом приближении) параметров топливного цикла, обеспечивающих как высокие экономические показатели, так и свойство внутренней безопасности реактора.

В связи с актуальностью проблемы рассмотрена возможность использования топлива на основе оружейного плутония с целью его эффективной утилизации. По ряду показателей выбран следующий вариант: шаг решетки твэлов 3 см, диаметр зерна микротвэла 400 мкм, загрузка микротвэлов в компакт 20%. При этом предусматривается использование в микротвэлах дополнительного слоя геттера  $\text{ZrC}$  и инертного разбавителя  $\text{ZrO}_2$ . Для компенсации избыточного запаса реактивности потребовалось добавление 5% эрбия. Расчет показал, что за два года облучения топлива достигается максимальная глубина выгорания 728 ГВт·сут/т. Температурные коэффициенты реактивности имеют отрицательные значения в каждый момент времени. Эффект полной потери теплоносителя также отрицателен. Конечный изотопный состав плутония в реакторе ВРГГ делает его непригодным для использования в военных целях. Таким образом, утилизация оружейного плутония в активной зоне высокотемпературного реактора с твердым теплоносителем оказывается эффективной, при этом соблюдается высокий уровень безопасности.

## ПРОГРАММНАЯ ПЛАТФОРМА СКУ АЭС

Подольный В.П.

*Всероссийский научно-исследовательский институт  
по эксплуатации атомных электростанций*

Цель работы — создание программной платформы для построения систем контроля и управления (СКУ) АЭС.

На основании опыта разработки программной платформы АСУ ТП для 3-го энергоблока Калининской АЭС [1] рассматриваются программные средства, необходимые для операторов энергоблока и прочего персонала для осуществления эксплуатации АЭС. Основной упор делается на эргономику использования средств представления и управления данными, поступающих в режиме реального времени, а также технологий доступа и отображения архивной информации.

Рассматриваются основные инструменты оператора блока и администратора системы верхнего уровня (СВУ) АСУТП АЭС, а именно: тренды, гистограммы; сигнализации; протоколы событий; диагностика состояния системы; визуализация технологических форматов; технический журнал; доступ к архивной информации; конфигуратор рабочих станций; конфигуратор серверов; система разграничения доступа; система управления безопасностью.

Все компоненты платформы рассматриваются на примере ранее разработанных для АСУ ТП энергоблока Калининской АЭС [2]. Рассматриваются достижения, оригинальные идеи, которые также воплощаются в новую технологическую платформу а также недостатки которые предстоит устранить.

Данная платформа разрабатывается в рамках программы внедрения в эксплуатацию 2 - го блока Волгодонской АЭС.

### *Литература*

1. Антипов С.И., Абагян А.А. Опыт разработки и внедрения АСУ ТП на энергоблоке №3 Калининской АЭС //МНТК-2006 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики»— М., 2006 г. С.174-177.
2. Симагин Д.А., Дружинин Е.В. Архитектура СВБУ 3-го энергоблока Калининской АЭС //МНТК-2006 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики»— М., 2006 г. С.171-174.

**СИСТЕМЫ КРЕПЛЕНИЯ ОПАСНЫХ ГРУЗОВ В ЗАЩИТНЫХ  
КОНТЕЙНЕРАХ. ВОПРОСЫ ОПТИМИЗАЦИИ  
КОНСТРУКТИВНЫХ РЕШЕНИЙ И СООТВЕТСТВИЯ  
ТРЕБОВАНИЯМ БЕЗОПАСНОСТИ**

Поликаев М.Ю.

*Снежинская государственная физико-техническая академия*

Вопросы безопасного хранения и транспортирования опасных грузов (изделий) регламентируются, в частности, нормами МАГАТЭ, в которых сформулированы следующие требования:

- хранение и перевозка изделий должна осуществляться в составе упаковок. Под упаковкой понимается совокупность защитного контейнера с системой крепления в нем изделия;
- при нормальных условиях перевозки упаковка с изделием должна обладать способностью противостоять действию вибрации при транспортировании соответствующим транспортным средством (ТС);
- обычные условия перевозки упаковки с изделием допускают падение с малых высот (не более 1.2 м), при этом она должна быть безопасной и обеспечивать целостность изделия;
- в условиях регламентированных аварийных ситуаций (РАС) упаковка с изделием должна быть безопасной.

РАС — комплекс критериальных воздействий на упаковку с изделием, позволяющих охватить большую часть наиболее вероятных аварий при транспортировке. Комплекс включает последовательность ударных нагрузок, таких как падение с высоты 9 м на плоскую жесткую мишень, падение с высоты 1 м на вертикально установленный штырь и удар падающей плитой.

Разработанные к настоящему времени защитные контейнеры имеют сложную многофункциональную конструкцию. Они обеспечивают соответствие упаковок с изделием ряду требований (защита от несанкционированного вскрытия, герметизация изделия, влагозащита, теплоизоляция и т. д.). Выполнение остальных требований - виброзащита при транспортировке и защита от ударов - обеспечивается системой крепления изделия в защитном контейнере (СКИ). Принцип их действия основан на конструктивной реализации «оптимального демпфера».

В настоящее время разработано несколько разновидностей СКИ. Одной из них является, так называемая, полукольцевая СКИ. Она представляет собой сварную конструкцию, состоящую из нескольких поясов демпфирующих элементов. Этими элементами являются

полукольца - криволинейные балки, выполняемые из стали. Основными преимуществами этой СКИ являются близость их жесткостной характеристики «оптимальному демпферу» и сохранение закрепления изделия в составе упаковки при обычных, нормальных условиях транспортировки и в случае РАС, что допускает транспортировку упаковки с изделием с места аварии.

В работе рассматриваются вопросы выбора геометрических параметров полукольца и их количества в соответствии с массой изделия, его габаритами, размерами внутренней полости защитного контейнера, оптимизация этих параметров с целью максимального приближения к характеристике «оптимального демпфера».

Применение предлагаемой СКИ позволяет решить задачи оптимизации конструктивных решений закрепления изделий в защитных контейнерах, безопасного транспортирования опасных грузов и, как следствие, соответствие требованиям норм МАГАТЭ.

## **ИССЛЕДОВАНИЕ И АНАЛИЗ МОДЕЛЕЙ УЧЕТА СТАРЕНИЯ В РАБОТЕ ОБОРУДОВАНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ**

Поляков А.А.

*Обнинский государственный технический университет  
атомной энергетики*

В настоящее время в нашей стране и за рубежом достаточно остро встает вопрос анализа характеристик надежности и остаточного ресурса оборудования АЭС. АЭС является объектом повышенной опасности: ввиду этого все оборудование, используемое во время эксплуатации, подвергается различного рода восстановительным мероприятиям (профилактика, контроль исправности). Как следствие этого к концу срока эксплуатации оно находится, как правило во вполне работоспособном состоянии. Тогда встает вопрос о возможном продлении срока эксплуатации. Если такое решение обоснованно, то это дает большие экономические выгоды.

Работа посвящена анализу надежности оборудования с учетом старения, на основании которого можно делать выводы о продлении срока эксплуатации. На данный момент большинство методов учета старения основаны на исследовании поведения интенсивности отказов, описываемых функциями, возрастающими во времени. В работе

приводятся результаты анализа и исследования метода учета старения с использованием коэффициента деградации. Суть метода заключается в предположении, что после отказа какого-либо элемента системы, и последующей его замены суммарный ресурс системы падает. Тогда плотность распределения можно представить в виде:

$$f_{\xi_{i+1}}(t) = \frac{1}{\gamma} f_{\xi_i}(t/\gamma), \quad (1)$$

где  $f_{\xi_i}(t)$  – плотность вероятности  $i$ -го отказа,  $\gamma$  – коэффициент деградации, отражающий неполноту восстановления.

Предполагая, что отказы подчиняются экспоненциальному закону распределения, получим оценки параметров модели. Для этого воспользуемся методом максимального правдоподобия.

$$L(\gamma, \lambda, \xi_{11}, \xi_{12}, \dots, \xi_{knk}) = \prod_{i=1}^k \prod_{j=1}^{n_i} f_{\xi_{ij}} = \left[ \gamma = \frac{1}{\eta} \right] = \\ = \prod_{i=1}^k \left( \eta^{\frac{n_i(n_i-1)}{2}} \cdot f(\xi_{i1}) \cdot f(\xi_{in} \cdot \eta^{n_i-1}) \right) \quad (2),$$

где  $L$  – функция правдоподобия,  $\xi_{ij}$  –  $j$ -я наработка  $i$ -го экземпляра оборудования,  $\lambda$  – параметр экспоненциального закона,  $n_i$  – объем  $i$ -й выборки. Далее из (2) получаем следующее выражение:

$$\sum_{i=1}^k \xi_{i1} + \sum_{i=1}^k \sum_{j=2}^{n_i} \frac{\xi_{ij}(A - B(j-1))}{\gamma^{j-1}} = 0,$$

где  $A = \sum_{i=1}^k \frac{n_i(n_i-1)}{2\eta}$ ;  $B = \sum_{i=1}^k n_i$ .

При наличии положительного тренда данное выражение будет иметь корень на отрезке  $\gamma \in (0;1)$ . Точность в оценке параметров определим на основании информационной матрицы Фишера.

Описанная методика легла в основу программного комплекса позволяющего проводить анализ старения оборудования. Проведены расчеты параметров модели на тестовых примерах.

## **ОСОБЕННОСТИ МЕТОДИКИ РАСЧЕТА ПОСАДОЧНЫХ ПОВЕРХНОСТЕЙ ДЛЯ САМОСТЫКУЮЩИХСЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКИХ СОЕДИНИТЕЛЕЙ**

Рыбалкин С.А.

*РФЯЦ-ВНИИТФ*

При проектировании некоторых изделий, содержащих в своем составе опасный груз и систему автоматики, возникает необходимость применения самостыкующихся электрических соединителей (СЭС), повышающих безопасность и удобство изделий при эксплуатации. Безопасность повышается за счет того, что при расстыковке корпусных частей изделия электрические связи между системой автоматики и опасным грузом автоматически разрываются. СЭС представляют из себя вилку и розетку; розетка крепится неподвижно, а вилка имеет возможность перемещения, что позволяет сочлениваться вилке и розетке при отклонении их осей от номинального положения на допустимую величину.

Особенностью применения данных соединителей является то, что их стыковка происходит после начала стыковки корпусных частей изделия и поэтому недоступна для визуального контроля. Подобная особенность требует назначения жестких допусков размеров, входящих в процесс стыковки составных частей изделий. Кроме того, для сочленения соединителей необходимо выполнить ряд условий заданных в конструкторской документации на СЭС (допустимое радиальное смещение осей посадочных поверхностей, допустимый взаимный разворот плоскостей симметрии посадочных поверхностей, допустимая непараллельность осей посадочных поверхностей, линейное расстояние между посадочными поверхностями). Предложенная методика, позволяет автоматизировать подобные расчеты путем разработки и реализации алгоритмов на специализированном пакете программ MathCad. Это существенно упрощает размерные расчеты изделий и сокращает время их проведения.

В одном расчете охвачен весь процесс стыковки составных частей изделий с использованием самостыкующихся электрических соединителей (от начала стыковки корпусных частей до конца стыковки соединителей), что позволяет назначить оптимальные размеры и допуски. Методика так же позволяет рассчитать размеры калибров для проверки





**Рисунок 4.**

**Рисунок 5.**

Таким образом, использование данной методики, существенно облегчает задачу размерного расчета. Универсальность методики позволяет использовать ее для любых типов соединителей на различных изделиях. Методика обеспечивает вычисление несоосности осей СЭС и взаимного разворота плоскостей симметрии посадочных поверхностей при стыковке, а также позволяет быстро выполнить пересчет при изменении конструкции, что важно при опытном производстве.

**Х Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**  
**УСЛОВИЯ УХУДШЕНИЯ ОХЛАЖДЕНИЯ ЗОНЫ НАГРЕВА**  
**СЛАБОУТКЛОНЕННОГО ОТ ГОРИЗОНТАЛИ ТЕРМОСИФОНА**

Балунов Б.Ф., Щеглов А.А.  
ОАО «НПО «ЦКТИ»

Сайкова Е.Н., Ильин В.А.  
Санкт-Петербургский государственный политехнический университет

Термосифоны (ТС) - полые, запаянные с обоих торцов трубы, частично заполненные кипящим теплоносителем - являются перспективными теплопередающими элементами в системах пассивного охлаждения объектов ядерной энергетики. Обладая простотой конструкции, автономностью и наличием двойного высокотеплопроводного барьера между нагреваемым и охлаждаемым теплоносителем, они позволяют существенно повысить надежность и безопасность работы теплообменников, состоящих из ТС. Одним из факторов, влияющих на работоспособность ТС, является ухудшение охлаждения зоны нагрева. Однако работ по данной тематике посвященных слабоуклонным (удобным при компоновке) ТС ранее не проводилось.

Потому основной задачей являлось определение условий ухудшения охлаждения зоны нагрева слабоуклоненных от горизонтали ТС.

Эксперименты были проведены на модели ТС натуральных размеров (диаметр  $D_n/D_{вн}=50/46$ мм и длина 5.8м), частично заполненной конденсатом. Нижняя часть модели длиной 3,15м представляла зону нагрева (з.н.). В ее пределах по стенке трубы пропускался электрический ток. Верхняя часть модели длиной 2,1 м представляла зону охлаждения (з.о.), которая была помещена в открытый сосуд с кипящей водой ( $t=100^0\text{C}$ ). Между этими зонами располагался адиабатный участок длиной 0.55 м.

На основе 82 опытов, проведенных при  $\beta=(1.5; 3 \text{ и } 5)$  и  $p=0.18-4.9$  МПа, были выявлены следующие виды ухудшения охлаждения зоны нагрева наклонного ТС:

- недостаточное заполнение з.н. пароводяной смесью. В слабоуклоненном от горизонтали ТС, вследствие дополнительного азимутального стекания пленки и скопления ее у нижней образующей трубы, выше уровня пароводяной

смеси происходило осушение обогреваемой поверхности з.н. и ее перегрев в верхней части сечения ТС;

- при очень малых углах наклона ТС ( $\beta \leq 2$ ) даже при полном водяном заполнении з.н. происходит сепарация пара с образованием у верхней образующей з.н. низко теплопроводной паровой пленки, медленно поднимающейся вдоль этой образующей.

Толщина пленки увеличивается к верхнему сечению з.н., что вызывает монотонный рост перегрева поверхности верхней образующей по длине з.н. Этот вид ухудшения теплообмена происходил при определенных значениях удельного теплового потока ( $q_{кр}$ ) и при обобщении данных по  $q_{кр}$  использовался критерий С.С. Кутателадзе:

$$K_{кр} = \frac{q_{кр}}{r^4 \sqrt{g \sigma (\rho''')^2 (\rho' - \rho''')}} ,$$

который устранял расслоение опытных данных по давлениям. При  $\beta = (0; 1.35; 1.53; 2.0)^\circ$  значения  $K_{кр}$ , соответственно, составили  $(0.14 \pm 0.02; 0.7 \pm 0.1; 0.89 \pm 0.02; 1.06 \pm 0.04) \cdot 10^{-3}$ . Все они обобщались соотношением:

$$K_{кр} = 1.4 \cdot 10^{-4} (1 + 26.9\beta), \text{ где } \beta \text{ [рад]} \quad (1),$$

при  $\beta = 0 \div 0.35$  рад  $= 0 \div 2^\circ$ . Приведенная зависимость  $K_{кр} = f(\beta)$  близка к аналогичной зависимости, полученной в [1] при охлаждении снизу обогреваемой плоской пластины:

$K_{кр} = 2 \cdot 10^{-3} (1 + 25.8\beta)$ , при  $\beta = 0 \div 0.163$  рад  $= 0 \div 9.4^\circ$ . Существенно более низкое значение постоянной в соотношении (1), вероятно, связано с концентрацией паровых включений у верхней образующей з.н. трубы и, как следствие, большей толщиной паровой прослойки по сравнению с плоской поверхностью.

В итоге, привлекая к обобщению также данные работ с вертикальными и наклонными термосифонами, предложены соответствующие обобщающие соотношения.

### Литература

1. Балунов Б.Ф., Бабыкин А.С., Живицкая Т.С. Комплекс замыкающих соотношений, описывающих интенсивность охлаждения днища реактора в залитой водой шахте. Сб. Теплогидравлические коды для энергетических реакторов.

- Тезисы докладов отраслевой конференции. Обнинск. 29-31. мая 2001, с.118-120.
2. Балунов Б.Ф., Илюхин Ю.Н., Смирнов Е.Л. Кризис теплообмена в каналах с заглушенным торцом. Т.В.Т., 1987, т. 25, № 1, с. 116-124.
  3. Балунов Б.Ф., Говядко Д.Г., Илюхин Ю.Н., Киселев В.И. Необходимая степень заполнения и предельная мощность двухфазного термосифона. «Теплоэнергетика» 1992, № 8, с. 57-61.
  4. Балунов Б.Ф., Белов А.А., Ильин В.А., Сайкова Е.Н., Щеглов А.А., Условия ухудшения охлаждения зоны нагрева слабоотклоненного от горизонтали термосифона. «Энергомашиностроение», 2006, №2, с. 25-29.

## **ВЛИЯНИЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ВНЕШНЕГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ АТОМНОГО ЛЕДОКОЛА**

Светличная А.Н.

*Московский инженерно - физический институт  
(государственный университет)*

Быков А.А.

*РНИЦ «Курчатовский институт»*

Одной из основных проблем безопасной эксплуатации транспортных реакторов является осуществление контролируемого пуска реактора из исходного подкритического состояния. Под контролируемым пуском подразумевается возможность измерения изменения потока нейтронов в активной зоне реактора в зависимости от положения компенсирующих органов штатной аппаратуры контроля.

В настоящее время контроль изменения нейтронного потока в активной зоне атомных ледоколов в исходном подкритическом состоянии обеспечивается только при пуске после срабатывания аварийной защиты и при кратковременных остановках. При пуске реакторов после длительных остановок контроль потока нейтронов с исходного подкритического состояния отсутствует и при выводе их в критическое состояние существует этап так называемого «слепого» пуска. Для повышения безопасности реактора и его динамических характеристик, а также для снижения последствий пусковых

реактивных аварий, целесообразно внедрение технических мер, исключаящих «слепой» пуск, так как в подкритическом реакторе нейтронный поток является единственным и наиболее важным изменяющимся параметром при повышении реактивности.

Количество нейтронов, возникающих в активной зоне от спонтанного деления урана ( $\sim 2 \cdot 10^3$  нейтр/с) не достаточно для создания контролируемого потока нейтронов на измерительных камерах при пуске. Особенно это важно для реакторов судовых и корабельных установок из-за небольших геометрических размеров активной зоны и высокого обогащения топлива. Для обеспечения контроля необходимо либо существенно увеличить нейтронный поток в подкритическом реакторе, либо соответственно повысить чувствительность пусковой аппаратуры. Наиболее рационально задача обеспечения надежного контроля мощности реакторов (в исходном подкритическом состоянии), оснащенных импульсной пусковой аппаратурой, может быть решена за счет размещения в активной зоне источников нейтронов. Но плотная компоновка и высокая энергонапряженность транспортных активных зон не позволяет предусмотреть штатной установки внешнего источника нейтронов.

При первом физическом пуске реактора нейтронный поток в активной зоне повышается за счет установки изотопного источника нейтронов. Он устанавливается либо в демонтируемую группу аварийной защиты (АЗ), либо в технологический канал на периферии активной зоны. При повторном пуске установка этого источника невозможна.

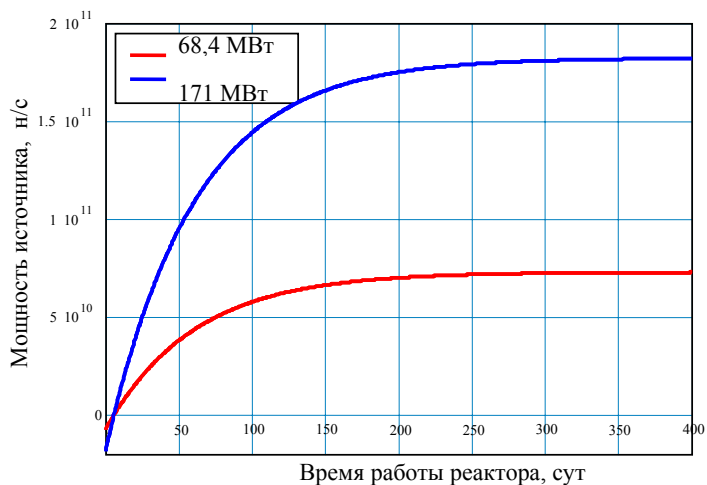
В настоящее время повышение нейтронного потока в активных зонах транспортных реакторов при повторном пуске осуществляется за счет установки рабочих источников нейтронов (РИН), представляющих собой стержни из оксида бериллия, равномерно распределенные по объему активной зоны. Генерация нейтронов в РИН осуществляется за счет  $\gamma$ -n реакции на бериллии. Источником  $\gamma$ -квантов служит сама активная зона. Но рабочие источники нейтронов могут создавать необходимый поток в активной зоне в течение приблизительно 30 суток после остановки реактора.

Для увеличения времени после остановки реактора, во время которого возможен его контролируемый пуск, предлагается использовать сурьяно-бериллиевые источники нейтронов. По сравнению с наиболее широко используемыми изотопными источниками (например, калифорниевыми) сурьяно-бериллиевый источник является возобновляемым, то есть набирает активность во время работы реактора на мощности. Из-за ограниченности габаритных размеров реактора

и достаточно плотной компоновки ТВС в активной зоне установка изотопного источника технологически трудно выполнима.

Предполагается, что установка 2-х пусковых источников нейтронов (ПИН) в активную зону, позволит значительно увеличить диапазон контролируемости подкритического реактора и улучшить условия ядерной безопасности, а также отказаться от использования бериллиевых РИН.

Цель работы — разработка расчетной методики обоснования эффективности использования сурьмяно-бериллиевых пусковых источников нейтронов для осуществления контролируемого повторного пуска транспортного реактора после длительной остановки. Под эффективностью пускового источника нейтронов следует понимать величину плотности потока тепловых нейтронов на импульсных камерах, создаваемого в результате эмиссии нейтронов. Оценка эффективности ПИН подразумевает расчетное моделирование процессов накопления активности материалом источника, эмиссии нейтронов и переноса их в активной зоне, моделирование нейтронного поля в реакторе (с учетом процесса деления) и на импульсных пусковых камерах.



**Рисунок 1.** Зависимость интенсивности источника нейтронов при работе реактора на различных мощностях от времени его работы для ПИН.

Из графика видно, что даже при работе реактора на мощности 68,4МВт, обеспечивается достаточный поток нейтронов.

Генерация нейтронов в сурьмяно-бериллиевом (SB-Be) источнике обеспечивается за счет ( $\gamma - n$ ) реакции на Be. В качестве эмиттера  $\gamma$ -квантов используются радионуклиды  $^{124}\text{Sb}$ , образующиеся в результате активации в процессе работы реактора на мощности  $^{123}\text{Sb}$ , в качестве мишени –  $^9\text{Be}$ .

Предлагаемая расчетная методика подразумевает максимально точный учет материально-геометрических композиций и особенностей переноса излучений, для чего используется метод Монте-Карло в трехмерном приближении с непрерывной зависимостью нейтронных сечений от энергии.

Для реализации метода используется программа MCNP версии 4с. На данный момент она является одной из наиболее продвинутых и широко используемых в мире программ реперного класса, реализующих метод Монте-Карло.

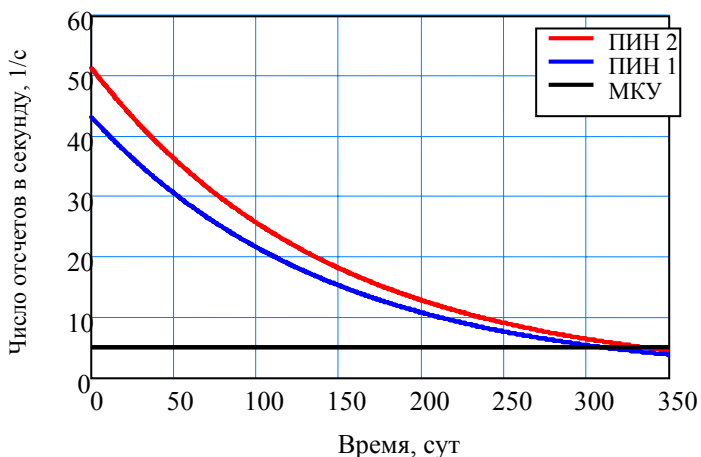


Рисунок 2. График зависимости сигналов пусковых камер от времени после остановки реактора.

Из графика видно, что эффективность сурьмяно-бериллиевого источника нейтронов достаточна для осуществления контролируемого повторного пуска в течение приблизительно 300 суток после остановки реактора

Таким образом, использование пускового сурьмяно-бериллиевого источника нейтронов в активной зоне позволяет значительно увеличить

**Х Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**  
диапазон контролируемости подкритического реактора и улучшить условия ядерной безопасности.

### *Литература*

1. Под ред. Кузнецова В.А., Судовые ядерные энергетические установки, М.: атомиздат, 1976 г.
2. Editor Judith F. Briesmeister, MSNP – A General Monte Carlo N-particle transport code (version 4c), 2000.

## **КОНЕЧНО-РАЗНОСТНАЯ ПРОЦЕДУРА СЛУЧАЙНОЙ ВЫБОРКИ ЧИСЛЕННОГО РЕШЕНИЯ УРАВНЕНИЙ МЕХАНИКИ СПЛОШНОЙ СРЕДЫ**

Семенова М.А.

*Снежинская государственная физико-техническая академия*

Для решения задач течения парогазовых смесей в трубопроводах ядерных электростанций, в том числе и с реализацией сверхзвуковых режимов, предлагается метод TWODIS численного решения задач механики сплошной среды, основанный на использовании эйлеровских конечно-разностных сеток. Слежение за движением контактных разрывов по эйлеровской сетке осуществляется с помощью процедуры случайной выборки. Счет шага по времени разбивается на два этапа. На первом этапе по схеме Неймана определяются величины в центрах ячеек. На втором этапе расчет переноса этих величин через границу ячеек осуществляется по схеме случайной выборки [1–3]. Приводятся результаты тестирования метода.

Вычислительный алгоритм определим так:

$$u_i^{n+1} = \begin{cases} u_{i-1}^n & \text{если } \xi < \chi, \\ u_i^n & \text{если } \xi \geq \chi. \end{cases} \quad (1)$$

Расчет временного шага  $\Delta t$  разбивается на два этапа: на лагранжевом этапе численно по схеме с искусственной вязкостью (схема Неймана) решаются уравнения газовой динамики без конвективных слагаемых. На втором этапе решаются уравнения переноса по схеме (1).

Некоторые примеры решения одномерных задач газовой динамики с помощью предложенной вероятностной конечно - разностной



процедуры представлены на рисунках. На рисунке представлено решение задачи о движении сильной ударной волны по идеальному газу, имеющему уравнение состояния  $P=(\gamma - 1) \rho \varepsilon$ . Начальная плотность среды (плотность перед фронтом сильного разрыва)  $\rho_0=2,67$ , скорость движения ударной волны  $D=1$ . На рисунке представлен профиль скорости частиц  $U$  среды за сильным разрывом.

Решение, приведенное на рисунке в виде графика-ступеньки, есть точное решение (Exact solution), а решение, полученное по вероятностной схеме (Probabilistic scheme), представлено на рисунке кривой, помеченной маркерами-квадратиками.

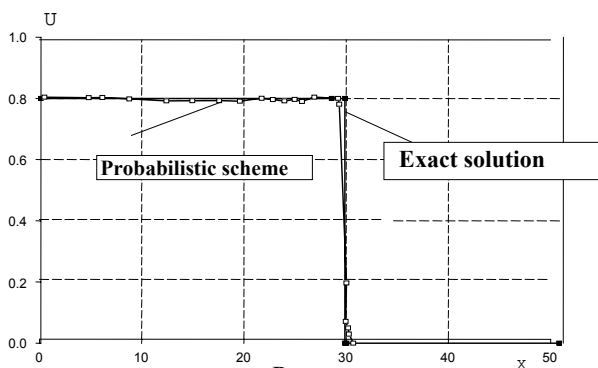


Рисунок.

Согласование решений вполне удовлетворительное.

Интерес представляет расчет параметров течения по длине трубы переменного сечения. Не всякая численная конечно-разностная процедура с успехом может быть применена для подобных расчетов. Были опробованы пять схем: TWODIS и SPH&MK, схемы Моретти, МакКормака и Лакса-Вендроффа.

Показано, что при проведении расчетов движения идеального газа предпочтение следует отдать схеме Моретти.

### Литература

1. Сод Г. Обзор некоторых разностных методов для консервативных нелинейных гиперболических систем.– J. of Comp. Phys., V. 27, № 1, 1978. – p. 1–14.
2. Андреев С.Г., Башуров В.В., Свидинский В.А., Скоркин Н.А. Модификация метода Глимма к задачам проникания.//

Журнал ВАНТ, серия « Методики и программы численного решения задач математической физики». – 1985. – Вып. 3. – С. 80–88.

3. Скоркин Н.А. Об одной конечно-разностной схеме для задач механики сплошной среды // Доклады международной конференции «IV Забабахинские научные чтения», Город Снежинск.: РФЯЦ – ВНИИТФ, 1995г. – С. 277–279.

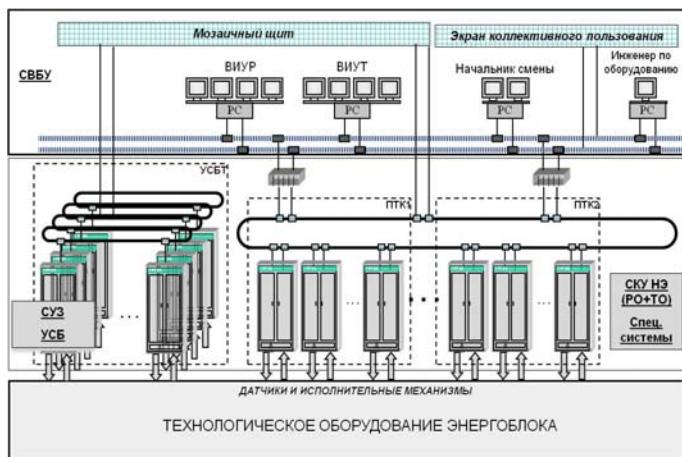
## **СИСТЕМА КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ АЭС-2006**

Симагин Д.А.

*Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций*

Цель работы — обобщение опыта разработки современной конкурентоспособной системы контроля и управления (СКУ) энергоблока на примере проекта АЭС-2006. В работе обобщается опыт эксплуатации АСУ ТП 3-го энергоблока Калининской АЭС [1] и рассматривается стратегия развития СКУ в России.

Представлены структура компонент СКУ энергоблока, требования к функциям СКУ АЭС-2006, описываются виды и порядок проведения испытаний СКУ АЭС-2006, приводятся основные решения по автоматизации контроля и управления АЭС.



Основные решения по совершенствованию системы контроля и управления применялись при разработке АСУ ТП энергоблока Калининской АЭС [2] и используются для проектирования будущих энергоблоков с РУ ВВЭР-1200 проекта АЭС-2006.

### ***Литература***

1. Антипов С.И., Абагян А.А. Опыт разработки и внедрения АСУ ТП на энергоблоке №3 Калининской АЭС //МНТК-2006 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики»– М., 2006 г. С.174-177.
2. Симагин Д.А., Дружинин Е.В. Архитектура СВБУЗ-го энергоблока Калининской АЭС //МНТК-2006 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики»– М., 2006 г. С.171-174.

## **МОДЕЛЬ ОЦЕНКИ ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА ОБОРУДОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК С УЧЕТОМ ПРОФИЛАКТИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ**

Соколов С.В.

*Обнинский государственный технический университет  
атомной энергетики*

В настоящее время в ядерной энергетике остро стоит вопрос оценки и прогнозирования остаточного ресурса оборудования энергоблоков. Действия правительства направлены на укрепление отрасли, в частности, в настоящее время ведется строительство нескольких новых энергоблоков на АЭС. Но проблема, связанная с окончанием проектных сроков эксплуатации действующих энергоблоков, остается все еще открытой. Из-за нехватки средств продолжаются поиски путей снижения затрат при сохранении высокого уровня безопасности и надежности объектов атомной энергетики. Однако проводимые исследования по оценке состояния оборудования показывают, что существует возможность продления установленного срока эксплуатации энергоблоков при грамотном проведении профилактических мероприятий и частичной замене оборудования. При

этом сохраняются условия поддержания заданного уровня безопасности при минимальных затратах.

Предложенная в работе методика расчета и оценки остаточного ресурса может быть использована для анализа остаточного ресурса оборудования с учетом проведения аварийных, профилактических восстановительных мероприятий (ремонтов), контрольных проверок исправности функционирования систем в условиях ограниченной эксплуатационной информации и принятия решений о продлении срока эксплуатации. Ее можно рассматривать как научное обоснование при решении задач по наиболее эффективному использованию ресурсных возможностей различных технических объектов при длительных сроках эксплуатации превышающих установленные проектные сроки.

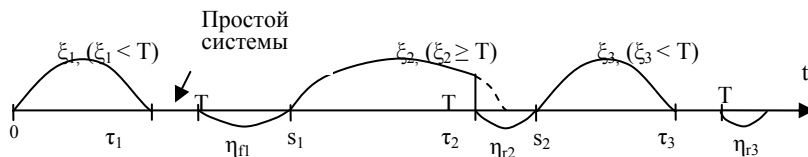
Данный метод учитывает особенности функционирования элементов и систем, такие как наличие пополняемого состава запасных частей, наличие контроля исправности оборудования, профилактическое обслуживание элементов и систем и др. Таким образом, он подходит для оценивания остаточного ресурса работы оборудования, функционирующего в сложном режиме.

В работе показано применение данного метода для расчета остаточного ресурса электрооборудования ядерных энергетических установок (ЯЭУ).

Поскольку речь идет об электрооборудовании АЭС, то одной из основных задач является обеспечение заданного уровня безопасности его эксплуатации. Соответственно, необходимо решать задачу оценки состояния оборудования на данный момент функционирования ЯЭУ с учетом различных стратегий обслуживания.

Учитывая особенности эксплуатации ЯЭУ, проведение ремонтных, модернизационных, реконструктивных и многочисленных контрольных работ возможно, как правило, только при остановленном и расхиленном оборудовании.

Таким образом, в работе рассматривается следующая стратегия функционирования (рисунок).



**Рисунок.** Стратегия функционирования системы.

Считается, что система в начальный момент времени  $t_0$  находится в работоспособном состоянии. В системе предусмотрена плановая профилактика, которая осуществляется периодически через промежуток времени  $T$  (период до начала профилактики) и длится случайное время  $\eta_{ij}$ . Если в течение периода до начала очередных профилактических работ происходит отказ в случайный момент времени  $t_i$ , то система простаивает до начала периода профилактики – момента времени  $T$ , по достижению которого проводится аварийное восстановление системы, которое длится случайное время  $\eta_{fi}$ . После аварийного или профилактического восстановления системы  $s_i$  происходит перепланировка момента профилактики, то есть начало следующего периода профилактики сдвигается вправо на промежуток времени  $T+\eta_{fi}$  или  $T+\eta_{fi}$ , соответственно. После восстановления система продолжает работать некоторое время  $\zeta$  — если был отказ, или до очередного момента начала профилактики  $T$  — если отказа не было. Далее происходит соответствующее восстановление, и подобный цикл работы начинается снова. Работа системы рассматривается на промежутке времени от 0 до  $t$ .

Для данной стратегии эксплуатации получена аналитическая оценка остаточного ресурса. Кроме этого, разработано программное обеспечение для проведения соответствующих расчетов. В качестве исходных параметров в расчетах используется функция распределения наработки до отказа и функции распределения времени аварийного и профилактического восстановлений, полученные из анализа статистических данных об отказах оборудования.

## **КОМПЛЕКС ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА СМ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИХ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРИ ПОВЫШЕННЫХ ПАРАМЕТРАХ**

Стриженок М.Н., Чечеткина З.И., Яковлев В.В.  
ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР»

Исследование радиационной стойкости твэлов реактора СМ с повышенной на 20% загрузкой ядерного топлива (с 5 до 6г урана-235) проведено с целью обоснования их работоспособности и безопасной эксплуатации. Работы проводились с целью модернизации активной зоны реактора СМ. Для моделирования эксплуатационных условий работы твэлов при петлевых испытаниях были изготовлены две

## **X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**

экспериментальные ТВС (№ 1 и № 2). За время облучения в ЭТВС № 1 среднее выгорание составило 48,76%, максимальная расчетная температура топливного сердечника не превышала 441<sup>0</sup>С. ЭТВС-2 испытана с плотностью потока тепла на поверхности до 15 МВт/м и выгоранием до 50%, максимальная температура 582<sup>0</sup>С.

Исследования проводились методами количественной металлографии, сканирующей электронной микроскопии и рентгеновского микроанализа. Характеристики твэлов, по которым оценивалось их состояние, включали целостность оболочки и матрицы, характерные размеры поперечного сечения, взаимодействие топливных частиц и матрицы, зарождение и рост пор в топливных частицах и в контактных зонах «топливная частица – матрица», выход газообразных продуктов деления в матрицу и под оболочку твэлов, влияние нейтронно-физических и теплофизических параметров на распухание твэлов.

Определена связь между параметрами испытаний и изменением свойств твэлов. Выявлены закономерности в изменениях макро- и микроструктуры твэлов, в зарождении, росте и распределении пор. Определены закономерности радиального, высотного и локального распухания твэлов в зависимости от нейтронно-физических и теплофизических характеристик – накопления продуктов деления, плотности деления, плотности теплового потока. Зависимости позволяют оценивать распухание твэлов на различных стадиях испытаний и при различных теплофизических параметрах, выбирать предельные значения параметров с учетом распухания твэлов и технических возможностей.

## **ДАТЧИК ДЛЯ СИСТЕМ МОНИТОРИНГА УРОВНЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ЖИДКОСТЕЙ И СТОКОВ НА ОБЪЕКТЕ ЯДЕРНО-ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА**

Сыромятников И.Ю., Горелов С.А.

*Снежинская государственная физико-техническая академия*

В технологических процессах радиохимического производства широко используются жидкие среды с радиоактивными отходами. Точное определение уровня этих жидкостей в различных технологических емкостях является одним из основных требований к безопасности процесса переработки радиоактивных отходов.

В настоящее время для этих целей используют резонансные уровнемеры, обеспечивающие погрешность измерения в пределах 4%.

Более точными и надежными для таких измерений являются акустические датчики уровня жидкости, основанные на явлении активной звуколокации. К преимуществам акустических датчиков можно отнести относительную дешевизну, высокую устойчивость при любых погодных условиях простоту обслуживания, длительный срок службы и т.д. Погрешность измерения в диапазоне до 2 м не превышает 0,2 %. При этом величина погрешности зависит от изменения скорости звука в среде, которая в свою очередь является функцией температуры, относительной влажности, ветрового воздействия, атмосферного давления и т.д. [1]. Поскольку большинство этих факторов в условиях производства ЯТЦ являются стабильными, можно прогнозировать погрешность измерения в пределах десятых долей процента. Кроме того, использование современной микропроцессорной техники позволяет выполнить весь комплекс оборудования для контроля уровня максимально компактным, удобным для регистрации и надежным.

В СГФТА разработаны два типа акустических датчиков уровня жидкости, отличительной особенностью которых является применение звукопровода (металлической трубы) [2]. Испытание датчиков на ФГУП ПО «Маяк» показало как высокую точность измерения, так и проблемы, которые необходимо решать для дальнейшего развития метода. В частности, необходимо достаточно точно рассчитать резонансную частоту мембраны датчика, определить декремент затухания колебаний мембраны поджатой резиновым шнуром и допустимое давление на мембрану, поджатой шайбой уплотнителя.

В работе решались вопросы, связанные с расчетом вышеуказанных характеристик датчика и последующей экспериментальной проверкой результатов расчета. Получены полуэмпирические зависимости, позволяющие с необходимой точностью определять существенно важные характеристики датчика по его размерам и используемым материалам. Это дает возможность проектировать акустические датчики подобной конструкции для различных условий работы, в частности в различных диапазонах измеряемых расстояний, рабочих температур и т.д.

### *Литература*

1. Горбатов А.А., Рудашевский Г.Е. Акустические методы и средства измерения расстояний в воздушной среде. М.: Энергия, 1973.

2. Бродягин В.С., Марков Е.А., Мялицин Л.А., Платонов Н.Н. Акустические датчики уровня для химически агрессивных и радиоактивных жидкостей. Шестая международная студенческая научная конференция «Полярное сияние - 2003». Ядерное будущее: безопасность, экономика и право: Сборник тезисов докладов/ Отв. редактор проф. В.В. Харитонов; редколлегия А.В. Мезенцев, А.И.Солдатов – М.: МИФИ, 2003. с.71- 72.

## **ОРГАНИЗАЦИЯ ПЕРЕДАЧИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ С 3-ГО ЭНЕРГОБЛОКА КАЛИНИНСКОЙ АЭС**

Трутнев С.А.

*Всероссийский научно-исследовательский институт  
по эксплуатации атомных электростанций*

Передача технологической информации за пределы энергоблока АЭС является важной и актуальной задачей, обусловленной необходимостью усовершенствования существующих систем представления данных с АЭС, как для расширения их функциональности, так и для повышения уровня безопасности передачи данных. Ее решение позволит наиболее полно обеспечить всей необходимой информацией не только персонал поддержки, но и руководство станции и внешние кризисные центры.

При формировании системы верхнего уровня (СВБУ) 3-го энергоблока Калининской АЭС была создана система удаленного представления технологической информации, позволяющая персоналу поддержки получать данные от СВБУ в режиме реального времени. Представление технологических данных происходит в объеме автоматизированной рабочей станции (АРС), то есть персонал поддержки получает точно такой же объем информации, как и оперативный персонал станции.

## **ПОДХОДЫ К ПРОВЕДЕНИЮ КВАЛИФИКАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС УКРАИНЫ**

Хабатюк О.Н.



Квалификация оборудования — это получение и поддержание показателей и технических характеристик оборудования с целью обеспечения его работоспособности при необходимых условиях работы.

Согласно рекомендациям МАГАТЭ, изложенным в серии отчетов по безопасности № 3, для проектируемых, строящихся и действующих АЭС процесс КО должен состоять из трех фаз:

- определение проектных исходных данных;
- установление/повышение квалификации;
- сохранение квалификации.

Утвержденная кабинетом министров Программа квалификации оборудования АЭС Украины определяет два «пилотных» энергоблока для проведения квалификации:

- Хмельницкая АЭС, энергоблок №2, ВВЭР-1000/В-320;
- Ровенская АЭС, энергоблок №1, ВВЭР-440/В-213.

В работе рассмотрены:

- подходы к определению перечня оборудования, которое подлежит квалификации (тепломеханическое, электротехническое, оборудование информационно-управляющих систем);
- определение жестких условий окружения для отобранного оборудования;
- выполнение необходимых теплогидравлических расчетов для определения параметров жестких условий окружения;
- подходы к исходным данным по сейсмическим воздействиям.

Рассмотрены возможные методы выполнения квалификации и подходы к определению квалификации, принятые в Украине.

## **ИНТЕНСИФИКАЦИЯ ПРОЦЕССА ДЕЗАКТИВАЦИИ ВНУТРЕННИХ ПОВЕРХНОСТЕЙ АППАРАТОВ**

Хижняк А.Е.

*Северская государственная технологическая академия*

Деактивация поверхностей аппаратов может осуществляться путем удаления значительной части радиоактивных загрязнений

сравнительно простыми способами, но в некоторых случаях приходится разрушать поверхностные слои покрытий, чтобы вместе с ними удалить и радиохимические вещества, прочно фиксированные материалом оборудования или облицовок каньонов для аппаратов.

Основными физическими методами дезактивации являются: вакуумная обработка, обмывание струей воды, обработка паром, пенноструйная обработка, чистка щетками и т.д. Химические методы основаны на обработке дезактивирующими растворами, применении ультразвука, электрохимических процессов.

Анализ указанных методов позволил выбрать наиболее эффективный и безопасный для стенок обмываемых аппаратов. Он состоит из пропарки насыщенным паром ( $p = 0,3$  МПа), промывки дезактивирующим раствором (содержащим раствор азотной и щавелевой кислот с концентрацией  $\approx 100$  г/л и раствор жидкого мыла с концентрацией 5 г/л) и просушки горячим воздухом при температуре  $100 - 120$  °С и давлении 0,15 МПа.

Установка для дезактивации - это комплекс, состоящий из аппаратов для подготовки дезактивирующего раствора, устройства дезактивации, аппаратов для удаления загрязненного раствора из обмываемой емкости, а также его очистки для дальнейшего использования.

Устройство для дезактивации внутренних поверхностей аппаратов представляет собой вихревую моющую головку с четырьмя тангенциальными соплами, позволяющую проводить очистку плоских и криволинейных поверхностей с радиусом 2000 - 6000 мм и производительностью до  $3 \text{ м}^2/\text{мин}$ . Устройство установлено на телескопической штанге, вертикально передвигающей головку по всей высоте обмываемого аппарата. Вытекающие турбулизированные из сопел струи с  $Re = (3,5 - 4,0) \cdot 10^4$  образуют на стенках аппарата и его днище вихревой поток дезактивирующей среды, что способствует эффективной отмывке внутренней поверхности аппарата.

Таким образом, полученный вихревой поток позволяет очистить не только крышку и боковые поверхности аппарата, но и днище, без накопления осадков.

## **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ГЛУБИНЫ АЗОТИРОВАННОГО СЛОЯ В УГЛЕРОДИСТОЙ СТАЛИ И ИССЛЕДОВАНИЕ ЕГО СТРУКТУРЫ**

Шкитенкова Т.В., Малышкин В.Г.

*Обнинский государственный технический университет  
атомной энергетики*

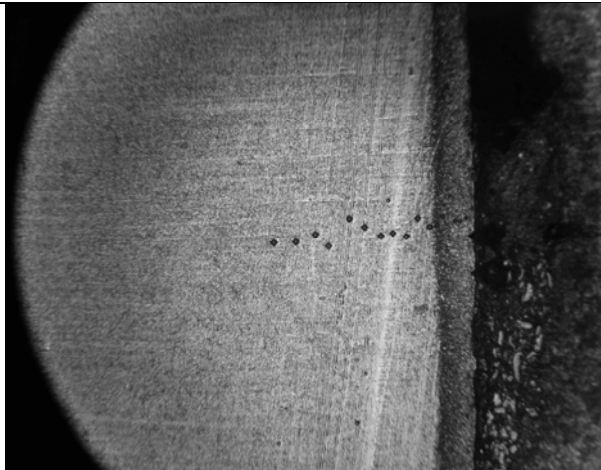
В 2003 году в г. Обнинске Калужской области построен завод компании «Реалит» — новое уникальное предприятие производящее алюминиевые профили широкого ассортимента и высокого качества. Завод обладает оборудованием XXI века, не имеющим аналогов в России, и оснащен полной производственной линией: от литейного оборудования до горизонтальной порошковой окраски готового профиля с 10 ваннами химической подготовки. В процессе производства инженеры предприятия столкнулись с необходимостью повышения износостойкости рабочего инструмента, изготовленного из углеродистой стали. Существует несколько методов химико-термической обработки, улучшающих качество материала. Как наиболее эффективный выбран метод азотирования поверхностного слоя, выполняемый как технологический процесс диффузионного насыщения азотом.

Известно, что износостойкость коррелирует с повышением микротвердости материала. В связи с этим поставлена задача определения толщины поверхностного слоя и распределения микротвердости по его глубине.

Исследования проводились на поперечном шлифе, который изучался методом металлографии. Слой с измененной травимостью выглядит более темной полосой по сравнению с поверхностью шлифа (см. рис.).

Численные результаты измерения микротвердости показывают, что величина микротвердости на глубине порядка 100 мкм резко падает. Результат измерения микротвердости коррелирует с результатом металлографических исследований. Как видно из рисунка «Шлиф» глубина по микрофотографиям составляет порядка 100 мкм.

На основе проведенных экспериментов и полученных результатов на заводе компании «Реалит» разрабатывается технология азотирования, то есть будут выбраны температура и длительность процесса.



**Рисунок.** Шлиф с результатами металлографического анализа.  
Слой с измененной травимостью выглядит более темной полосой по сравнению с поверхностью шлифа.

### ***Литература***

1. Арзамасов Б.Н. *Материаловедение: уч. для техн. вузов*, 2001.
2. Малышкин В.Г. *Получение и обработка металлов и соединений*, 1996.
3. Гуляев А.П. *Металловедение*, 1986.

## **ТЕХНОЛОГИЯ СОЗДАНИЯ ЭЛЕКТРОННЫХ АРХИВОВ ДЛЯ АЭС С ВОЗМОЖНОСТЬЮ РАСШИРЕННОГО ПОИСКА**

Шушкова С.А.

*Обнинский государственный технический университет  
атомной энергетики*

Моисеев К.В., Калафати Ю.Д.

*ООО «Controlling Chaos Technologies», г. Москва*

В настоящее время является актуальным перевод в электронную форму большого числа текстовых и графических документов, хранящихся на АЭС, что может обеспечить возможность переиздания

многочисленных архивных материалов, технической документации и научных трудов в электронном виде. Такие электронные издания сохраняют первозданный вид бумажного издания, при этом появляется возможность быстрого и интеллектуального поиска в этом архиве необходимой информации с удобным отображением найденных результатов.

Потоковые сканеры, интеллектуальные программы для оптического распознавания текста позволяют решить эту задачу для документов, которые содержат только напечатанную текстовую информацию. После сканирования и оптического распознавания текста документ можно сохранить в одном из текстовых или векторных форматов. Программы семантического анализа в некоторых случаях могут выделять из текста заглавие, авторов и другую необходимую для описания документа информацию и затем передавать эту информацию для пополнения базы данных. В результате всех этих процессов может быть создан архив документов с возможностью поиска информации по электронным каталогам и по полным текстам.

Ситуация, однако, усложняется для научно-технических документов, где содержится большое количество формул, таблиц, иллюстраций и графиков. Оптическое распознавание для математических и химических формул не работает, при этом распознанный текст может содержать символы от неправильно распознанных формул. Процесс создания архива научно-технической документации возможен, если за единицу хранения в архиве принять пару документов - оригинальную страницу в графическом формате и соответствующий этой странице распознанный текст.

Разработанное компанией Controlling Chaos Technologies программное обеспечение позволяет решить проблемы, возникающие при обработке научно-технической документации. Инструментарий для создания электронных архивов состоит из двух программных продуктов — CCT Publisher и CCT DjVu Toolkit. CCT DjVu Toolkit — программный продукт, предназначенный для автоматической обработки отсканированных документов и преобразования их в многостраничный DjVu файл. При помощи CCT Publisher можно готовить издания материалов, подготовленных сразу в электронном виде и уже изданных на бумаге, а затем оцифрованных.

На первом этапе происходит сбор и обработка научно-технической документации. Далее вся документация проходит процесс

## **X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**

преобразования. На следующем этапе создается единая информационная среда и готовится электронное издание с помощью программного обеспечения, параллельно разрабатывается пользовательский интерфейс. Программа SST Publisher в комбинации с одним из вариантов защиты StarForce позволяет защитить издания от несанкционированного копирования.

Описанная технология позволяет обрабатывать архивы большого объема, создавать тематические и авторские каталоги, быстро находить нужную информацию. Использование формата DjVu позволяет объем информации в 50000 бумажных страниц при полноцветном сканировании с качеством 300 dpi поместить на 1 DVD диск. Средний размер одной страницы составляет 60 килобайт. Весь распознанный в автоматическом режиме текст подкладывается под графический образ страницы. Распознанный текст используется только для проведения полнотекстовой индексации и выполнения поисковых операций. Ввиду того, что текст в явном виде нигде не показывается конечному потребителю издания, появляется возможность не исправлять ошибки в распознанном тексте. Все ошибки, появляющиеся при распознавании формул, различных специальных символов, а также ошибки, возникающие при автоматической обработке сложной верстки, не мешают проводить полнотекстовую индексацию.

## **ИНФОРМАЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНЫХ СТАНЦИЙ**

Яшутин А.Г., Демиденко А.И.

*Брянский государственный технический университет*

Проблема безопасности и защиты АЭС «Чернобыльского» типа стоит на сегодняшний день особо остро. В нашей стране, а также в странах СНГ и бывшего Советского Союза до сих пор функционируют несколько подобных станций, в частности Игналинская АЭС в Литве. Мировое сообщество выражает обеспокоенность в связи с дальнейшей эксплуатацией станций данного типа. Но частичная или полная остановка всех станций подобного типа пока невозможна. Одной из возможностей для предотвращения трагедий, подобных аварии на Чернобыльской АЭС, является повышение качества системы

безопасности, в том числе и путем внедрения новых информационных технологий.

Социальные и экономические предпосылки для внедрения подобных систем заключаются, прежде всего, в нежелании населения жить вблизи объектов, являющихся источниками радиоактивной опасности. К тому же, предприятия, являющиеся потребителями энергии, вырабатываемой АЭС, также заинтересованы в безопасности своего бизнеса.

Таким образом, владелец АЭС (чаще всего, государство) должен способствовать выполнению работ, направленных на повышение безопасности объектов, обеспечению спокойствия населения и бизнеса.

Мировой опыт в области осуществления информационной защиты АЭС достаточно велик. Например, шведская компания IFS Applications уже много лет работает с обеспечением АЭС программными комплексами. Так называемая «Система управления надежностью и техническим обслуживанием» уже внедрена на Игналинская АЭС. Система позволяет управлять процессом планирования и проведения профилактических и ремонтных работ на АЭС.

Информационный комплекс АСУТП ТИТАН, позволяющий управлять множеством процессов в ходе эксплуатации самой АЭС, также может быть связан с другим программным обеспечением, снижая загруженность персонала, и, следовательно, уменьшая роль человеческого фактора.

Информация о профилактических работах и ремонтах оборудования должна храниться в базе данных, доступ к которой открыт для специалистов и, возможно, для общественных организаций. Автоматизированные системы управления отслеживают своевременную необходимость ремонтных работ на том или ином участке, назначают сроки очередных проверок оборудования, не подлежащего ремонту, а предназначенного для замены. Вероятность ошибки данных систем сведена к минимуму.

Внедрение систем информационной безопасности уже на первых этапах дает существенные результаты. Информационные системы безопасности совершенствуются в ходе эксплуатации. Руководители подразделений отмечают, что их использование заметно сокращает время обработки информации по сравнению с журнальной формой ведения записей. Кроме того, отпадает необходимость в частых оперативных

**X Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2007»**  
совещаниях, дополнительных перемещениях персонала по территории АЭС. Большая часть специалистов станции осознает, что наличие единой базы данных экономит их рабочее время, а принятие решений, благодаря наличию необходимой информации, стало более обоснованным.

Безопасность населения — наивысшая ценность. Поэтому государство обязано проводить мероприятия по внедрению нового программного обеспечения, систем управления на всех объектах, представляющих потенциальную опасность.