

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ
ФЕДЕРАЦИИ

Федеральное государственное бюджетное образовательное
учреждение высшего профессионального образования
«Национальный исследовательский ядерный университет
«МИФИ»

ОБНИНСКИЙ ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС И ПОДГОТОВКА КАДРОВ

XII Международная конференция

Тезисы докладов

Обнинск, 4-7 октября 2011 г.



NPP SAFETY AND PERSONNEL TRAINING

XII International Conference

Abstracts

Obninsk, October 4-7 2011

Обнинск 2011

УДК 621.039.68 ++ 331.108 (063)

Безопасность АЭС и подготовка кадров.

ХII Международная конференция: Тезисы докладов (Обнинск, 4-7 октября 2011 г.). – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. – 130 с.

БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

Поперечное обтекание коридорного пучка труб

А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян

ЭНИМЦ «Моделирующие Системы», Обнинск, Россия

При расчете оборудования первого контура часто требуется рассчитывать элементы теплообменников и активных зон, содержащих пучки труб. CFD-методом с использованием открытого пакета программ OpenFOAM [1] выполнен расчет поперечного обтекания коридорного пучка. Данные серии расчетов сравнивались с зависимостями, обобщающими экспериментальные данные А.А Жукаускаса с коллегами [2].

Литература

1. OpenFOAM – www.opencfd.co.uk
2. Жукаускас А.А. Гидродинамика и вибрации обтекаемых пучков труб / А.А. Жукаускас, Р.В. Улинскас, В.И. Катинас.– Вильнюс: Мокслас, 1984. – 132 с.

Risk assessment for NPPs

L.P. Kabanov, R.T. Islamov, I.V. Zhukov, M.A. Berberova,
M.M. Artemieva, A.S. Filippov

International Nuclear Safety Center, Moscow, Russia

maria.berberova@gmail.com; тел. +7-916-507-57-99

The primary purpose of this study is to make recommendations on NPP safety management based on the risk assessment and issued NPP safety passports.

The concept of the NPP risk assessment implies the development of multiple incident scenarios with their subsequent frequency analysis and determination of the scope of consequences for each scenario.

The outcome of the risk assessment is, first of all, the analysis of the risk index system in compliance with NPP safety passport requirements and making the safety improvement recommendations for the NPP.

For the purposes of the risk assessment, the consequences are divided into categories by the extent of damage, with the probabilities being analyzed for each category individually.

The recommendations are elaborated based on the results of the risk analysis. The result analysis for making the recommendations includes such tasks as the uncertainty analysis, significance analysis, sensitivity analysis and analysis of dominant risk contributors.

The graphical interpretation of risks associated with any hazardous facility is a frequency-consequence curve (F/N and F/G-diagrams).

Определение отношений сечения захвата в уране 238 и нептунии к сечению деления урана 235

Быковский А.В.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

Целью работы является разработка экспериментальной методики по измерению отношения сечений захвата урана-238 к сечению деления урана-235 (C8/F5), отношения сечений захвата урана-238 к сечению деления плутония-239 (C8/F9) и отношения сечений захвата нептуния-237 к сечению деления плутония-239 (C7/F9).

Ранее отношение средних сечений c_8/f_5 можно было получить, сравнивая интенсивности γ -излучения продуктов реакции захвата нейтронов в ^{238}U и деления в ^{235}U .

В данной работе было предложено одинаковых условиях облучать и фольги природного урана. Тогда можно в площади под пиком ^{143}Ce в фольге 36% урана найти вклад от делений только ^{235}U , исключив добавку от делений ^{238}U : и тогда

Измерения отношения сечений захвата урана-238 к сечению деления плутония-239 (C8/F9).

Измеряя одновременно абсолютную скорость делений слоя ^{239}Pu камеры деления в течение облучения ^{238}U фольги, можно получить отношение средних сечений захватов в ^{238}U и делений в ^{239}Pu C8/F9.

Измерения отношения сечений захвата нептуния-237 к сечению деления плутония-239 (C7/F9).

В результате захвата нейтрона ядром Np-237 образуется Np-238 , по интенсивности излучения гамма- квантов которого можно судить о скорости захватов ядрами Np-237 . Если

одновременно в ходе эксперимента измерять скорость деления Pu-239, например, используя абсолютную камеру деления, то можно легко измерить отношение C7/F9.

Полученные результаты.

<i>Имя</i>	<i>Результаты измерений</i>
C8/F5	0.1544±0.0016
C8/F9	0.1598 ± 0.0018
C7/F9 (984 кев)	0,626±0,028
C7/F9 (1027 кев)	0,639±0,027

Литература

1. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. Дуглас Райлли, Норберт Энслин, Хейстингс Смит, мл. и Сара Крайнер. Бином, Москва, 2000.
2. Казанский Ю.А., Дулин В.А., Зиновьев В.П., Белов С.П., Мамонтов В.Ф., Тютюнников П.Л. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. М.: Атомиздат, 1977.
3. С.П. Белов, В.Г. Двухшерстнов, Е.Ф. Ефимов, А.Л. Кочетков, И.П. Матвеевко, А.В. Поплавский, А.В. Шапарь, В.И. Ситников, М.В. Шишков Результаты измерений на критической сборке БФС-62-1. Обнинск, Препринт ФЭИ, 2000.
4. А. Уолтер, А. Рейнольдс Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Перевод с английского. М.: Энергоатомиздат, 1986.
5. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальная физика реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1994.

Обоснование ядерной безопасности устройства локализации расплава для АЭС с реакторами типа ВВЭР

Н.В. Артамонов, А.С. Сидоров
ОАО «Атомэнергoproject», г. Москва

В тяжелых авариях с потерей теплоносителя происходит разрушение и расплавление активной зоны. Вследствие этого расплавленные элементы конструкции реактора, а при достаточно высоких температурах и топливо, перемещаются на днище корпуса реактора, образуя кориум. Кориум проплавляет корпус реактора и перемещается в УЛР, расположенное в бетонной шахте. УЛР – специальное устройство, предназначенное для локализации и охлаждения кориума, препятствует проникновению расплава за пределы бетонной шахты. Опасность повторной критичности может возникнуть при подаче воды для охлаждения кориума в сочетании с несколькими дополнительными усугубляющими факторами:

- отсутствием поглотителя нейтронов в разрушенном топливе;
- оптимальными для размножающих свойств кориума водо-урановым отношением, плотностью воды, геометрическими параметрами.

При этом характерными особенностями данной задачи являются большая неопределенность в распределении расплавленного топлива и жертвенного материала по объему УЛР и изменение этих параметров во времени.

Это обуславливает необходимость развития специальных методологий последовательного снятия консерватизма при формировании расчетных моделей для расчета $K_{эфф}$. При этом должны использоваться программные комплексы, предназначенные и верифицированные для этих целей.

Анализ результатов моделирующих экспериментов по разрушению активной зоны ВВЭР показывает, что возникающее множество вариантов композиций размножающей системы представляет собой сложную уран-водную решетку с переменными геометрическими и материальными параметрами.

Накопленные экспериментальные данные и теоретические зависимости позволяют рассчитать коэффициент размножения только простых водо-урановых решеток и не позволяют обеспечить корректные расчеты коэффициентов размножения сложной многовариантной и многоматериальной уран-водной решетки, возникающей в результате охлаждения кориума в УЛР. Поэтому для определения $K_{эфф}$ необходимо рассчитать

коэффициент размножения нескольких композиций разрушенной активной зоны при вариации нескольких параметров водо-урановых решеток (плотности воды, материального состава, водо-уранового отношения). Вариационные расчеты позволяют построить зависимость $K_{эфф}$ от варьируемых параметров и определить условия, при которых разрушенная активная зона критична. Это дает возможность определить необходимое количество поглотителя нейтронов, его химический состав и геометрические параметры для обеспечения глубокой подкритичности кориума в процессе его локализации и охлаждения.

Обоснование эффективности использования водородных технологий на АЭС

А.Н. Байрамов

Саратовский государственный технический университет –

Отдел энергетических проблем

Саратовского научного центра РАН

oerpan@inbox.ru, art2198@yandex.ru

СГТУ, каф. «Тепловые электрические станции»:

(8452) 99-87-61

ОЭП СНЦ РАН: (8452)56-91-95, 52-49-84, факс:

(8452)52-49-84

В условиях увеличения доли АЭС в энергосистемах европейской части страны возникает проблема обеспечения их базисной электрической нагрузкой в период прохождения ночного минимума электропотребления. Помимо традиционного сооружения ГАЭС, что сопряжено с целым рядом проблем, необходим поиск альтернативных вариантов. В качестве одного из таких вариантов может оказаться использование водородных технологий, основанных на внепиковом электропотреблении (рис.1) [1–7]. В этой связи для влажно-паровых циклов АЭС с температурой рабочего тела ниже температуры самовоспламенения водорода с кислородом предложена и разработана двухступенчатая система окисления [8].

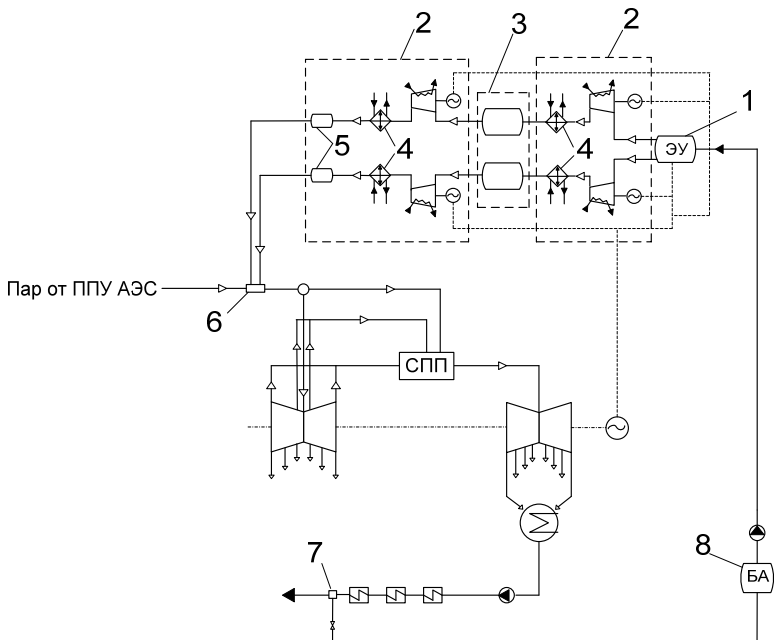


Рис. 1. Принципиальная схема интеграции АЭС с водородным энергетическим комплексом:

1 – система электролиза воды; 2 – система компримирования водорода и кислорода; 3 – система хранения водорода и кислорода на основе емкостей; 4 – концевые охлаждающие теплообменники; 5 – промежуточные емкости водорода и кислорода; 6 – «узел» пароводородного перегрева свежего пара паропроизводящей установки АЭС; 7 – «узел» отбора подмешанной доли пара водород-кислородного сжигания; 8 – бак-аккумулятор

В таблице приведены некоторые показатели эффективности использования водородных технологий в комбинировании с АЭС.

Таблица

Некоторые показатели эффективности использования водородных технологий на АЭС
(на примере ВВЭР-1000, турбоустановка К-1000-60/1500)

	<i>Используемая мощность для производства водорода и кислорода</i>
--	--

	<i>(МВт) / температура перегретого пара при входе в турбину (°С)</i>		
	100 / 290	500 / 376	1000 / 503
Коэффициент полезного использования водородного топлива в цикле АЭС, %	71,8	80,0	80,6
Коэффициент полезного аккумулирования ночной внепиковой электроэнергии АЭС, %	38,9	43,5	43,6
КПД энергоблока АЭС брутто/нетто, %	34,18/32,37	37,37/35,53	40,62/38,71

Совокупность технических сложностей и рисков при возведении ГАЭС не предполагает их расположение вблизи АЭС, что обуславливает потребление электроэнергии в ночной зоне суток по тарифам энергосистемы, превышающим себестоимость электроэнергии АЭС более чем в 2 – 3 раза. Это существенно повышает конкурентоспособность паротурбинных водородных циклов на АЭС даже при их существенно более низком коэффициенте полезного использования внепиковой электроэнергии.

Проведенные исследования показали наличие зон конкурентной эффективности АЭС с водородным энергетическим комплексом. Данные разработки позволяют учесть конкретные условия сооружения энергоаккумулирующих станций при сопоставлении эффективности конкурирующих вариантов.

Литература

1. Байрамов А.Н. Оценка эффективности водородных циклов на базе внепиковой электроэнергии АЭС / Р.З. Аминов, А.Н. Байрамов, О.В. Шацкова // Теплоэнергетика.– 2009. – №11. – С. 41 – 45.
2. Байрамов А.Н. Эффективность производства водорода на основе современных технологий / Р.З. Аминов, А.Н. Байрамов // Известия РАН. Энергетика. – 2009. – №1. – С. 128–137.
3. Байрамов А.Н. Оценка удельных капиталовложений в цилиндрические емкости для хранения газообразного водорода / Р.З. Аминов, А.Н. Байрамов // Известия высших учебных заведений. Проблемы энергетики. – 2007. – № 5-6. – С.69–77.
4. Байрамов А.Н. Эффективность водородной конверсии на АЭС/ Р.З. Аминов, А.Н. Байрамов / Логистика и экономика ресурсосбережения и энергосбережения в промышленности/ сб. науч. тр. по материалам Международной научно-практической конференции (Саратов, 12-15 сентября 2007 г.). – Саратов, СГТУ: 2007. – Т. 1. – С. 6–11.
- 5 Байрамов А.Н. Пути экономии органического топлива при использовании водородных технологий на АЭС / Р.З. Аминов, М.К. Крылов, А.Н. Байрамов / Проблемы совершенствования топливно-энергетического комплекса/ сб. научн. тр.– Саратов: СГУ. – 2006. – Вып.4. – С.56 – 61.
6. Байрамов А.Н. Оценка стоимости производства водорода методом электролиза воды / Р.З. Аминов, А.Н. Байрамов / Проблемы совершенствования топливно-энергетического комплекса/ сб. научн. тр.– Саратов: СГУ. – 2006. – Вып 4. – С. 46-56.
7. Байрамов А.Н. Технические и экологические аспекты использования водородных технологий для снижения неравномерностей покрытия электрических нагрузок / М.К. Крылов, А.Н. Байрамов // Информационные технологии в науке, производстве и социальной сфере: сб. науч. тр. / Научная книга. – Саратов, 2005. – С. 216–219.
8. Решение о выдаче патента на изобретение по заявке № 2009117039, Российская федерация, МПК F 22В 1/26, G 21D5/16, F 01K3/18. Система сжигания водорода для пароводородного перегрева свежего пара в цикле атомной электрической станции / Аминов Р.З., Байрамов А.Н.;

заявители Аминов Р.З., Байрамов А.Н.; заявл. 04.05.2009;
опубл. 10.11.2010, Бюл. № 31.

**Система мониторинга риска «РИМ»
для энергоблока № 3 Белоярской АЭС**

А.М. Бахметьев, И.А. Былов

ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

А.И. Карпенко, Ю.А. Махаев, В.П. Забегаев, Е.Л. Розенбаум
*Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская
атомная станция», г. Заречный*

Эксплуатирующей организацией ОАО «Концерн Росэнергоатом» поставлена задача по внедрению технологии мониторинга риска для осуществления непрерывной оценки и контроля изменения количественных показателей безопасности, которые могут происходить вследствие возникновения различных событий, приводящих к нарушению нормальной эксплуатации или к изменению конфигурации систем безопасности вследствие вывода в плановый или неплановый ремонт их компонентов.

ОАО «ОКБМ Африкантов» совместно с филиалом ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция» разработана система мониторинга риска «РИМ» для энергоблока № 3 Белоярской АЭС. Для оценки текущих количественных показателей безопасности в системе мониторинга риска «РИМ» используется логико-вероятностная модель энергоблока № 3 Белоярской АЭС, созданная с использованием отечественной аттестованной программы для ВАБ CRISS в рамках выполнения ВАБ первого уровня для внутренних исходных событий.

В докладе представлены цели разработки системы мониторинга риска «РИМ», ее состав, назначение, основные функции и результаты тестирования. Приведена блок-схема программы, а также объем доработок логико-вероятностной модели ВАБ первого уровня для целей мониторинга риска.

**Verification of a SAPHIRE Living PSA-Model
for Leningrad NPP Unit 1**

B. Vinnikov

*National Research Center «Kurchatov Institute»,
Moscow, Russia*

vinnikov@dcnr.vver.kiae.ru

Tel: +7(8-499)1967070, Fax: +7(8-499)1969668

According to the Scientific and Technical Cooperation between the USA and Russia in the field of nuclear engineering the Idaho National Laboratory has transferred to the Russian Research Center «Kurchatov Institute» the SAPHIRE Risk Monitor software without any fee. With the help of the software Kurchatov Institute developed a pilot (preliminary) Living PSA- Model of Leningrad NPP Unit 1. The model includes electronic version of a Database (about 10000 basic events), electronic versions of Fault Trees and Event Trees and linkage of Event Trees. The model consists of 10 Initiating Events and 10 Safety Systems. For this reason the model is a preliminary (pilot) model.

For verification of the model it was necessary to carry out a number of computations for additional Initiating Events. In the submitted report such additional Initiating Events are fires in various compartments of an NPP. Each fire is considered as an Initiating Event with certain frequency. Each fire removes from service so-called active equipment: pumps, electrical and manual valves (latches), electrical drives and so on. The computations were carried out for a plenty (16) of possible fires.

During the computations of each fire structure of the PSA - Model was not changed, but Fault Trees for the appropriate systems, which are removed from service during the fire, were changed. Also frequency of the Initiating Event, relating to switching-off of the system, which gives water to the separator, was changed. Removal of the components from service was carried out with the help of changing of boundary conditions in the Fault Trees.

The verificatory computations resulted in that the Living PSA-

Model is applicable for various Initiating Events and various Safety Systems. Computation of one variant requires approximately 2-3 minutes of PC Pentium 4 running time, i.e. the model runs in real time regime. Thus the verificatory computations have shown, that there is opportunity to monitor quickly (only without visualization) operational safety levels of Russian NPPs with the help of SAPHIRE Living PSA- Models. Such the PSA-Models are completely adapted to inclusion them into the Idaho (SAPHIRE) Risk Monitor.

Модель кинетики реактора в энергетических и аварийных режимах

В.К. Семенов, М.А. Вольман, А.О. Чусов
 ИГЭУ им.В.И.Ленина, г.Иваново, Россия
 maria_volman@mail.ru, Тел: +7 908 5695077

Горячий реактор в отличие от холодного обладает отрицательной температурной обратной связью по температуре топлива и теплоносителя. Кинетика реактора с сосредоточенными параметрами с учетом шести групп запаздывающих нейтронов представляет собой задачу Коши на основе системы взаимосвязанных нелинейных дифференциальных уравнений [1]

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\tau} N(t) + \sum \lambda_i N_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\tau} N(t) - \sum \lambda_i N_i(t) \quad (2)$$

$$m_u C_u \frac{dT_u}{dt} = N_T - kF(T_u - T_B) \quad (3)$$

$$m_B C_B \frac{dT_B}{dt} = kF(T_u - T_B) - \gamma_B C_B G(T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}}) \quad (4)$$

$$\rho = \delta\rho(t) + \alpha_1(T_B - T_B(0)) + \alpha_2(T_u - T_u(0)) \quad (5)$$

Здесь $N(t)$ и ρ – число нейтронов реактора и его реактивность, β – суммарная доля запаздывающих нейтронов; τ – время жизни одного поколения мгновенных нейтронов; λ_i, N_i – постоянная распада и вклад в мощность ядер-предшественников соответствующей группы, порождающей

запаздывающие нейтроны; m_u , m_v – масса топлива и теплоносителя; C_u , C_v – удельные теплоемкости топлива и теплоносителя при постоянном давлении; k – эффективный коэффициент теплопередачи от топлива к теплоносителю; F – эффективная поверхность теплообмена; γ_v , G – плотность теплоносителя на входе в зону и его расход; T_u , T_v – средние температуры топлива и теплоносителя; $T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}} = \Delta T$ – подогрев теплоносителя в активной зоне; $\delta\rho(t)$ – возмущение реактора скачком реактивности; α_1 и α_2 – коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя и топлива, обеспечивающие саморегулирование.

В эту систему входят уравнения для нейтронной мощности реактора, шесть уравнений для запаздывающих нейтронов и два уравнения теплопередачи: для топлива и для теплоносителя. В качестве начальных условий задаются мощность реактора, вклад всех групп запаздывающих нейтронов, температуры топлива и теплоносителя, начальный скачок реактивности.

Реактор через систему трубопроводов связан с парогенератором, а он – с турбиной и оборудованием второго контура, поэтому в качестве гипотезы замыкания системы принято предположение о постоянстве температуры на входе в реактор.

Другой особенностью задачи является жесткость вышеназванной системы уравнений, поэтому использованы алгоритмы интегрирования жестких дифференциальных уравнений [2].

Разработанная нами программа позволяет симулировать на компьютерной модели энергетического блока с реактором ВВЭР-1000 различные аварийные и переходные процессы как на холодном реакторе, так и на реакторе в энергетических режимах.

В результате выполненного моделирования нами получены численные решения для следующих процессов:

- проанализирована динамика разгона реактора при внезапных скачках реактивности с любым заданным законом зависимости скачка реактивности от времени;
- динамика перехода с одного уровня мощности на другой;

- рассчитана кинетика глушения реактора с учетом конечного времени падения стержней СУЗ и соответствующего закона ввода отрицательной реактивности.

Точность численных решений оценена на примере разгона и глушения холодного реактора без температурных обратных связей в однопупповом приближении.

Литература

1. Семенов В.К. Кинетика и регулирование ядерных реакторов. – Иваново, ИГЭУ, 2009.

2. Кирьянов Д.В. Mathcad 13 в подлиннике. – СПб.: БХВ – Петербург, 2005.

Нормативно-правовое обеспечение организации физической защиты, учета и контроля ядерных материалов

А.В. Годовых, А.В. Литвинов, Б.П. Степанов, Д.А. Татарников
Томский политехнический университет, г. Томск, Россия
avgod@tpu.ru, тел: 8 (3822) 417606

Одной из ключевых задач безопасного использования современных ядерных технологий является обеспечение режима нераспространения ядерных материалов (ЯМ). Эффективное решение возникающих проблем возможно путем реализации государственной политики в области специального обращения ЯМ. Последнее представляет собой совокупность мер и технических средств, обеспечивающих сохранность и знания местоположения ЯМ. Таким образом, специальное обращение служит обеспечению национальных гарантий нераспространения.

Для надежного выполнения целей национальных гарантий необходимо создать эшелонированную защиту ЯМ, ядерных установок от несанкционированных действий, а также обеспечить обязательное выполнение процедур учета и контроля ЯМ. Поэтому в настоящее время физическая защита (ФЗ) ядерных материалов, их учет и контроль (УК) являются важными аспектами проблемы безопасного развития атомной энергетики.

С учетом специфики угроз по отношению к ЯМ развитие общих федеральных норм и правил является обязательным

условием использования атомной энергии в России [1]. Этим документом устанавливаются требования к безопасному использованию атомной энергии на основе обеспечения ФЗ, УК. В результате формирования нормативно-правовых основ обеспечения ФЗ ядерных объектов (ЯО) [2], реализации организационных мероприятий, проведения технических мер, выполнение процедур по УК ЯМ [3] обеспечиваются национальные гарантии нераспространения ЯМ.

Обучение студентов инженерной специальности «Безопасность и нераспространение ЯМ» в Томском политехническом университете проводится с подробным изучением основных нормативных документов, норм и правил, посвященных вопросам организации ФЗ, учета и контроля ЯМ. При этом особое внимание уделяется практическому применению данных материалов при проведении занятий по проектированию систем физической защиты ЯО, в работе с базами данных, при моделировании процедур применения устройств индикации вмешательства.

В работе обсуждаются подходы к созданию учебной информационной системы нормативно-правового обеспечения ФЗ, УК ЯМ. В основу положен модульный принцип организации и построения системы, обеспечивающий удобный доступ к элементам и модулям. Система позволит проводить ознакомление с терминами и понятиями, реализовывать концептуальные подходы для решения учебных задач. Применение практического модуля позволит обучающимся выполнять проектирование систем физической защиты заданного объекта, проводить работы с базами данных при проведении измерений ЯМ.

Приводится анализ нормативно-правовых документов, их подчиненность и области применения. Рассмотрены вопросы представления данных документов для изучения студентами, методики проведения практических занятий по основам построения ФЗ, УК ЯМ.

Литература

1. Федеральный закон № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 г.

2. «Правила физической защиты ЯМ, ЯУ, и ПХ ЯМ». Утверждены постановлением Правительства Российской Федерации № 456 от 19.07. 2007 года.
3. «Положение о системе государственного учета и контроля ядерных материалов». Утверждено постановлением Правительства Российской Федерации № 352 от 06.05.2008 г.

Подходы к оценке состояния системы физической защиты на ядерных объектах при осуществлении надзора

М.В. Иванов, Н.П. Петровский, С.Н. Телков, Г.Н. Пичук

Федеральное бюджетное учреждение

«Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»

(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

Органом государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации, как и в других странах, применяются два подхода для подтверждения способности системы физической защиты (СФЗ) выполнять поставленные задачи: подход, основанный на оценке эффективности СФЗ и на анализе результатов инспекций СФЗ на ядерных объектах.

В настоящем докладе представлен анализ применяемых подходов, отмечены их достоинства и недостатки. Первый подход (основанный на оценке эффективности) позволяет с помощью вероятностных моделей и методик оценки эффективности получить «априорную» оценку состояния СФЗ. В докладе рассмотрены пути развития этого подхода: предлагается разработка общих рекомендаций к подготовке и содержанию отчетов по оценке эффективности СФЗ, сформулирована идея создания межведомственной методики для оценки эффективности СФЗ.

Второй подход (на основе анализа результатов инспекции) позволяет получить «апостериорную» (фактическую) оценку состояния СФЗ. В развитие этого подхода специалистами ФБУ «НТЦ ЯРБ» предложен новый методический подход, также представленный в настоящем докладе, для получения количественного показателя состояния системы физической защиты на ядерных объектах при проведении инспекции, согласно которому состояние СФЗ оценивается состоянием структурных элементов, из которых она состоит. Для

автоматизации процесса получения интегральных оценок состояния СФЗ разработано специальное программное обеспечение, позволяющее внедрить предложенный подход в инспекционную деятельность без существенных временных затрат на обучение и подготовку инспекторов Ростехнадзора.

Вероятностный анализ безопасности второго уровня для реакторов РБМК-1000

М.Ю. Ивочкин

ОАО «НИКИТЭТ» ГК Росатом, г. Москва, Россия

Проведение вероятностного анализа безопасности (ВАБ) для АЭС зарекомендовало себя как существенное средство для повышения безопасности станций. ВАБ позволяет количественно выявлять доминирующие слабые места в работе АЭС и дает рекомендации по их устранению. Значительная часть мероприятий по повышению надежности и безопасности АЭС была сделана именно на основе ВАБ.

Проведение ВАБ АЭС конкретного типа предполагает учет особенностей вида реактора, т.е. адаптацию общей методологии ВАБ [1, 2] в нашем случае к РБМК-1000. Специфика реактора РБМК требует своей классификации повреждений активной зоны в связи с их зависимостью от масштаба и степени повреждения активной зоны при тяжелых авариях. В этом смысле реакторы РБМК-1000 отличаются как от корпусных реакторов, так и от тяжеловодных канальных реакторов. Также требуется специфическая для РБМК-1000 категоризация выбросов.

В настоящей работе рассматривается проведение ВАБ второго уровня. ВАБ-2 проводится на основе завершеного ВАБ уровня 1 и является его развитием в область систем локализации. При этом ВАБ-2 начинается с группировки конечных состояний аварийных последовательностей (АП) по признаку близости воздействия на функцию локализации выбросов активности, которые получаются на этапе ВАБ-1, в существенно меньшее число категорий повреждения энергоблока (КПЭ).

Для каждой выделенной КПЭ строится дерево событий развития аварии (ДСРА), учитывающее поведение системы локализации аварий.

Различные конечные состояния ДСРА группируются далее в категории выброса (КВ) радиоактивности, для которых с

достаточной степенью различимости определяются составы источника выброса. Эти КВ определяют условные оценки последствий на этапе проведения ВАБ-3, характеризующего риск от тяжелых аварий (вероятностные оценки воздействия выбросов на здоровье населения).

Существенную роль в проведении ВАБ-2 играют численные расчеты физических характеристик моделируемых аварийных процессов [3]. В нашем случае рассматриваются аварии, процесс развития которых ведет к тяжелым последствиям – разрыв напорного коллектора главных циркуляционных насосов с задержкой подачи воды, разрыв раздаточного группового коллектора и отказом подачи воды, полное длительное обесточивание энергоблока, а также разрыв каналов в реакторном пространстве.

Приводятся результаты расчетов частот событий и последствий аварий (выраженных в величинах выброса I131 в окружающую среду в Ки), а также наиболее значимые вкладчики риска для каждого КПЭ и общий вклад различных групп исходных событий в общую категорию выброса.

Литература

1. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. Под общей редакцией Ю.М. Черкашова. Москва: Изд-во ГУП НИКИЭТ, 2006.
2. Госатомнадзор России. Руководство по безопасности РБ-032-04. Основные рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций. Москва, 2004.
3. NUREG-1150 Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, 1991, NRC.

CFD моделирование с использованием пакета OpenFOAM переноса и осаждения примесей в ОБОРУДОВАНИИ быстрых реакторов

Е.В. Варсеев

ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск

А.С. Кондратьев

ГНЦ РФ ФЭИ, Обнинск

А.А. Казанцев

ООО ЭНИМЦ «МС», Обнинск

Для реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем важным для безопасности вопросом является удаление твердых примесей из теплоносителя для предотвращения забивания каналов активной зоны и элементов контуров. Из всех методов расчета наиболее подходящим для описания образования, переноса и осаждения примесей является использование современных высокотехнологических методов вычислительной гидродинамики, в частности, авторы использовали открытый пакет OpenFOAM. В работе приведены результаты расчета переноса примесей в холодной ловушке реакторной установки БН, выполненные с использованием методов вычислительной гидродинамики в трехмерной постановке. Обсуждается также расчет коагуляции образующихся частиц.

Новые решения в технологиях очистки воды первого контура АЭС с ВВЭР

П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, И.В. Ягодкин, Г.В.

Григорьев, В.В. Григоров, Е.П. Казеко

Государственный научный центр РФ–Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского

г. Обнинск, Россия

В докладе приведены результаты по технологическому циклу создания комплексной системы очистки и обеззараживания контурной воды первого контура АЭС с ВВЭР от продуктов коррозии конструкционных материалов. Создание ее базируется на новых, не имеющих аналогов материалах, разработках и технологических процессах взаимодополняющих модулей: модуле предварительной очистки; модуле окисления кислородом; модуле сорбционном и умягчения воды; модуле мембранной очистки воды; модуле ультрафиолетового обеззараживания воды.

В докладе приведены основные технические характеристики модулей, входящих в состав комплексной системы.

1. Модуль предварительной очистки обладает следующими характеристиками:

- непрерывная самоочистка поверхности сетчатых фильтрующих элементов потоком очищаемой воды;

- непрерывная эвакуация примесей в накопительный отстойник с последующей выемкой и утилизацией осадка;
 - длительный ресурс работы без замены фильтроматериала;
 - компактные массогабаритные характеристики.
2. Модуль окисления кислородом с использованием твердоэлектролитного кислородного насоса обеспечивает
- быстрое и глубокое окисление Fe^{2+} в Fe^{3+} и Mn за счет применения ультрадисперсных пузырьков особо чистого кислорода;
 - исключение попадания азота в воду первого контура и необходимости деаэрации очищенной воды;
 - возможность точного автоматического регулирования подачи кислорода за счет электрохимического принципа работы кислородного насоса;
 - надежность работы, энергоэкономичность, малую металлоемкость;
 - высокую чистоту получаемого активного кислорода – 99,9%;
 - низкую энергоемкость процесса получения кислорода – не более 0,03 кВтч/л O_2 ;
 - простоту конструкции, большой ресурс работы – более 10000 часов.
3. Модуль сорбционный и умягчения воды
- использует природные биологически инертные сорбенты (трепел, клиноптилолит, цеолиты и др.), которые распространены, доступны, имеют низкую стоимость благодаря наличию крупных освоенных месторождений;
 - не требует проведения регенерации сорбентов, которые могут вторично использоваться в качестве строительного материала;
 - модифицированные сорбенты обладают высокими сорбционными характеристиками и одновременно с умягчением воды способны эффективно удалять нитраты, железо, свинец, фториды и др. примеси.
4. Модуль мембранной очистки воды использует материалы (мембраны), которые обладают следующими характеристиками:
- структура мембран наноразмерная, средний линейный размер субзерен 5–12 нм;
 - обеспечивают температурный диапазон очистки воды первого контура АЭС от 5 – 350° С;

–работоспособны в диапазоне давлений фильтрации от 0,1 до 6,0 МПа.

–тонкость очистки жидкостей 0,1 – 0,3 мкм.

Литература

1. Международный форум «Чистая вода 2009» (Москва, 24 – 25 ноября 2009 г.)

2. Григорьев Г.В. Мартынов П.Н., Ягодкин И.В., Пурисов И.Е., Скворцов С.С., Григоров В.В., Ващенко Л.Б. Плазмохимическая технология получения наноструктурированных керамических мембран для фильтрации жидкостей и газов// Новые промышленные технологии.– 2004. №3.– с. 44 – 48.

Расчетно-экспериментальное исследование работы модели парогенератора ВВЭР в режиме конденсации пара

А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин
*Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского,
г. Обнинск, Россия*

sas@ippe.ru, Тел: 7(48439)98119, Факс: 7(48439)98071

В.И. Щеколдин, В.И. Асюнин, С.И. Зайцев, М.О. Закутаев
*ОАО ОКБ «Гидропресс»,
г. Подольск, Россия*

zakutaev@grpress.podolsk.ru, Тел: 7(4967)652605,

Факс: 7(4967)542733

В случае аварии с разгерметизацией первого контура реакторной установки ВВЭР (проект «АЭС-2006») система пассивного отвода тепла (СПОТ) обеспечивает перевод парогенераторов (ПГ) в режим конденсации пара. В результате конденсат из ПГ поступает в активную зону, обеспечивая ее дополнительное охлаждение: влияние газа на теплообмен в активной зоне не рассматривается в данной работе. На работу парогенераторов в конденсационном режиме значительное влияние оказывает наличие неконденсирующихся газов в первом контуре. Основными газами являются азот, растворенный в воде гидроаккумуляторов, а также газы, образующиеся в результате процессов радиолитического распада воды и разложения гидразингидрата. Накопление неконденсирующихся газов в

трубчатке парогенератора приводит к ухудшению его конденсационной способности. Отвод неконденсирующихся газов с парогазовой смесью способствует восстановлению конденсационной способности парогенератора [1].

Эксперименты по изучению работы парогенератора реактора ВВЭР в режиме конденсации пара были проведены на крупномасштабном экспериментальном стенде ГЕ2М-ПГ. В состав стенда входят модель парогенератора реактора ВВЭР (масштаб трубного пучка 1:48), бак-аккумулятор с системой подачи пара от ТЭЦ, имитатор теплообменника СПОТ, охлаждаемый технической водой. На стенде было проведено исследование конденсационного режима работы ПГ при поступлении в трубный пучок чистого пара, смеси пара с неконденсирующимися газами, смеси пара с неконденсирующимися газами и одновременным оттоком парогазовой смеси из холодного коллектора. Эксперименты проведены методом стационарных состояний за исключением экспериментов с подачей на вход парогенератора смеси пара с неконденсирующимися газами без сдувки, в них рассматривался нестационарный процесс отравления ПГ [1].

Литература

1. S.G. Kalyakin, et al., “Experimental Study of NV NPP-2 Steam Generator Model Operation in Condensation Mode by Steady States Technique,” Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-19), Chiba, Japan, May 16-19, (2011).

Верификация кода МИФ-СКД по экспериментальным данным для течения теплоносителя сверхкритических параметров в трубах и пучках стержней

К.В. Карташов, Г.П. Богословская

*Федеральное государственное унитарное предприятие
«Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И.Лейпунского»,
Обнинск, Россия*

kkartashov@ippe.ru, Tel:7-48439-94904

Водоохлаждаемые реакторы при сверхкритическом давлении теплоносителя (СКД) рассматриваются в качестве перспективного направления развития водоохлаждаемых

энергетических реакторов, как одно из шести направлений, разрабатываемых по международной программе GEN-IV.

В ГНЦ РФ-ФЭИ имени А.И.Лейпунского разработана программа поканальноготепогидравлического расчета ТВС реактора на воде сверхкритических параметров МИФ-СКД.

Верификация программы проводилась на экспериментальных данных, полученных в ГНЦ РФ ФЭИ в серии опытов на воде (круглая труба диаметром 10 мм и длиной 4м) и фреоне (7-стержневой пучок длиной 1 м).

Расчет проводился для нескольких режимов эксперимента, для эксперимента на фреоне основным параметром выбора был переход температуры теплоносителя через псевдокритическую, а для экспериментов на трубе варьировался массовый расход.

Конверсия коэффициентов теплообмена с круглой трубы на пучки стержней приводилась в соответствии с методикой, изложенной в работе [2], разработанной на основе обширных экспериментов, выполненных в пучках различной геометрии, а также многочисленных данных других авторов.

Как можно заметить на графике, на начальном участке расчетная температура стенки отличается от экспериментальной, но оценки показывают, максимальное отличие не превышает 5%, что говорит о очень хорошем согласовании.

Отклонения в выходной части на верификации по данным экспериментов на фреоне, связаны с наличием дополнительного термического сопротивления (коррозия, не выдержана чистота теплоносителя) и в некоторых режимах за счет изменения коэффициента теплообмена на начальном участке.

Работа была выполнена в рамках государственного контракта № П230 в рамках реализации федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009 – 2013 годы.

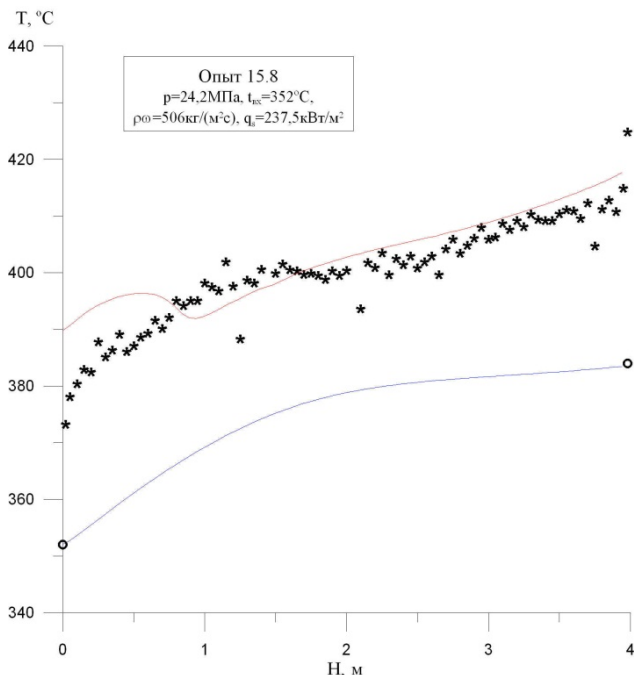


Рис.1. Сравнение экспериментальных и расчетных значений температуры стенки и воды (*, о – экспериментальные температуры стенки и жидкости соответственно, красная и синяя линии – соответственно расчетные температуры стенки и жидкости)

Литература

1. Marcoczy G. Konvektive Wärmeübertragung in langsangestromten Stabbündeln in turbulenter Stromung. – Wärme- und Stoffübertrag. 1972. Bd.5. №4. S/ 204-212.(цитируется[4])
2. Кириллов П.Л., Колосов А.А, Петрова Э.А., Смирнов А.М., Судницын О.А. Распределение температуры в турбулентном потоке воды при сверхкритических давлениях (круглая труба): Препринт ФЭИ-1766. Обнинск. 1986.
3. Кириллов П.Л., Ложкин В.В., Смирнов А.М. Исследование границ ухудшенных режимов канала при сверхкритических давлениях: Препринт ФЭИ-2988. Обнинск. 2003.
4. Жукаускас А.А. Конвективный перенос в теплообменниках. М. Наука, 1982.

Расчетное исследование в обоснование проектных характеристик устройства для сбора расплавленного топлива в быстром реакторе

М.В. Кашеев, И.А. Кузнецов

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт

им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск, Россия

kmv@ippe.ru, Тел:(48439)94353, Факс:(48439)68225

В ТОБ БАЭС рассмотрена авария с нарушением системного и надежного энергоснабжения АЭС с одновременным отказом всех органов управления реактивностью.

Расчет аварийных процессов в реакторе БН-800 показал, что топливо и сталь в активной зоне не плавятся. Авария сопровождается массовой разгерметизацией твэлов по газу, но активная зона не разрушается.

Однако необходимо рассмотреть более жесткие условия и постулировать возможность расплавления топлива в реакторе. Следовательно, возникает задача обоснования возможности охлаждения и удержания расплавленного топлива в корпусе реактора.

Для сбора расплавленного топлива, предотвращения попадания топлива на днище корпуса реактора, организации съема остаточных тепловыделений топлива за счет естественной циркуляции теплоносителя первого контура при постулированной запроектной аварии с расплавлением активной зоны предназначено устройство для сбора топлива, которое является пассивным средством управления аварией. Поддон в составе устройства для сбора топлива представляет собой сварную металлоконструкцию, состоящую из днища и обечайки. В центральной части поддона к днищу приварены вертикальные проходки, предназначенные для организации естественной циркуляции теплоносителя первого контура при запроектной аварии. Внутренние поверхности днища поддона и обечайки, наружные поверхности вертикальных проходок и их крышек облицованы листами из молибденового сплава. В предлагаемой работе выполнено расчетное исследование в обоснование характеристик устройства для сбора топлива в быстром реакторе при запроектной аварии.

Для исследования возможности удержания расплава в корпусе реактора с учетом устройства для сбора топлива на базе кода БРУТ разработана программа ПОДДОН.

Рассматриваемая расчетная область является сложной и многосвязной. Моделируются тепловыделяющий слой, слой натрия над тепловыделяющим слоем, нижняя торцевая зона воспроизводства, газовая полость, коллекторы, напорная камера, внутрикорпусная защита, теплообменники, слой, содержащий корпус реактора и страховочный корпус, опорный пояс, проводящий слой неразрушившихся ТВС боковой зоны воспроизводства, сборок стальной и борной защиты, устройство для сбора расплавленного топлива, другие внутриреакторные конструкции.

Математическое моделирование подобластей как пористых тел осуществляется с использованием законов сохранения массы, импульса и энергии, записанных в виде уравнений неразрывности, движения и энергии в двумерной цилиндрической системе координат, которые решаются с соответствующими краевыми условиями.

Выполнено моделирование зон тепловыделяющего слоя. При изменении агрегатного состояния компонент слоя (плавление, кипение) учитываются стоки тепла.

Решается задача Стефана при плавлении нижней торцевой зоны воспроизводства, стали газовой полости, коллекторов, верхней и нижней плит напорной камеры. Учитываются стоки тепла в подобласти, содержащей теплообменники.

С помощью кода ПОДДОН можно рассчитать поля скорости и температуры во всех подобластях рассматриваемой расчетной области.

Выполнены расчеты в обоснование работоспособности устройства для сбора топлива в реакторах БН-800 и БН-1200. Результаты расчетов по программе ПОДДОН показали, что обеспечивается достаточное охлаждение расплава на днище поддона при тяжелой аварии.

Обеспечение безопасности трубопроводных систем плавучей АЭС

*А.В. Козин, В.А. Панов, А.А. Факеев, А.Н. Лепехин
ОАО ОКБМ Африкантов, Нижний Новгород, Россия
kosaу@okbm.nnov.ru, тел. (831)2469428, факс (831)2418772*

Принятые в проекте реакторной установки (РУ) КЛТ-40С плавучей АЭС технические решения базируются на решениях, проверенных при эксплуатации установок атомного гражданского флота России. Все атомные ледоколы оснащены аналогичными реакторными установками с наиболее распространенным и освоенным в мировой практике корпусным водо-водяным реактором. Технические решения проекта подтверждены опытом успешной эксплуатации в течение более 300 реакторолет аналогичных установок. Кроме того, проект РУ содержит ряд новых решений, направленных на повышение надежности и уровня безопасности.

Трубопроводные системы РУ вносят существенный вклад в формирование комплекса свойств внутренней самозащищенности реакторной установки, поскольку разработаны в соответствии с обеспечением следующих критериев:

- обеспечение герметичности всех трубопроводов в пределах границ давления;
- применение низкоактивируемых коррозионно-стойких конструкционных материалов с высокими характеристиками циклической и длительной прочности и ползучести;
- сокращение протяженности трубопроводов и, в первую очередь, неотсекаемых участков, а также количества сварных швов;
- обеспечение ударостойкости трубопроводов не менее 3 g с сохранением технических характеристик;
- конструктивное ограничение масштабов аварийной разгерметизации трубопроводов величиной не более DN25 за счет применения сужающих устройств;
- размещение всех трубопроводов первого контура в сливной камере реактора, обеспечивающее ранний переход на паровое истечение в авариях разгерметизации первого контура;
- обеспечение проектных характеристик прочности и герметичности границ давления первого контура в условиях предаварийных ситуаций, проектных аварий и учитываемых проектом внешних и внутренних воздействий, возможных отказов по общей причине;
- обеспечение выполнимости концепции безопасности построенной на реализации критерия "течь перед разрушением";

- обеспечение диагностики состояния границ давления первого контура, включая непрерывный оперативный контроль их герметичности;
- обеспечение возможности представительных проверок первого контура и связанных с ним систем, периодических испытаний на прочность и плотность;
- перечни исходных событий проектных и запроектных аварий сформированы с учетом рекомендуемых типовых перечней, представленных в нормативной документации НП-023-2000. Проведено моделирование аварийных ситуаций, связанных с изменением реактивности, нарушением теплоотвода от РУ и циркуляции теплоносителя через активную зону, аварии с потерей теплоносителя первого контура. Рассмотрение аварийных режимов и проектных аварий проводилось с учетом функционирования предусмотренных в проекте систем безопасности и наложения регламентированного числа отказов в соответствии с требованиями нормативных документов (НП-022-2000, НП-029-01).

Результаты анализа показали, что во всех проектных аварийных режимах предотвращение отклонения параметров за допустимые значения обеспечивается свойствами внутренней самозащищенности реактора или работой систем управления, или использованием предусмотренных в проекте систем безопасности, которые вводятся в действие по параметрам различной физической природы. Результаты анализа запроектных аварий показали, что технические средства управления авариями характеризуются разнообразием, персонал имеет достаточную информацию об аварийном состоянии станции и возможность влиять на развитие аварийного процесса в условиях множественных отказов в системах, располагая при этом необходимым резервом времени.

Creation and validation of the precision model of the WWR-C reactor for optimization of ⁹⁹Mo productivity

V.V. Kolesov, O.Yu. Kochnov*, Yu.V. Volkov, V.F. Ukraintsev,
R.I. Fomin

Obninsk institute for nuclear power engineering of the National Nuclear Research University "MEPHI", Russia

* *Obninsk branch of the Russian State Scientific Centre “Physical-Chemical Institute of L.Ya.Karpov name”*, Obninsk, Ru
 ukraintsev@mail.ru, Tel:+7-48439 33223, Fax:+ 7-48439 70822

The WWR-C research reactor construction optimization is carried out for optimization of 99Mo and other radioisotope production. Precision mathematical model of the reactor was created. Neutronic Monte-Carlo calculations with use of this model were carried out to determine reactor criticality, neutron fluxes at an experimental channels and control rod worth. It is shown that calculated values are in good accordance with experimental ones [1]. Calculation critical load was estimated as 34 fresh fuel assemblies (FA) (Fig. 1), which correspond to experimental FA numbers. We got the K_{eff} value $K_{eff}=1.00147\pm 0.00034$ (so, deviation from experimental criticality consist 0.15%, which is in the vicinity of requirement precision for thermal reactors).

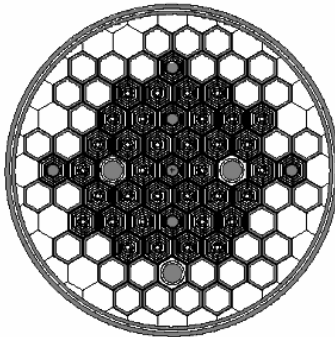


Fig. 1. Cartogram of the 34 fresh FA load for reactor criticality
 Burn-up calculation were made with the assumption that thermal power was 8.5 MWt, fuel isotope contents were calculated for all 70 FA in each of them. We got the value $K_{eff} = 0.99984\pm 0.00031$ (so undervaluation of criticality was about 0,016%). Automatically regulation control rod (A CR) was at the center of the core, and manual compensation regulation CR (MCR) on 4 cm lower than core center .

Comparison of experimental and calculated CR worth is presented at the Table 1.

Table 1. Comparison of experimental and calculated CR worth

Control rod	Number of	Number of	CR group Efficiency in	Calculated group

	control group	CR in a group	$\beta\epsilon\phi\phi$, from Safety Report [1]	efficiency in $\beta\epsilon\phi\phi$
Scram	3	1	Scram-1 1.2÷1.6 Scram-2 2.8÷3.2 Scram-3 2.3÷2.6	Scram-1 1.61 Scram-2 2.98 Scram-3 2.38
AR	1	1	0.6÷0.7	0.74
Manual Compensation CR(MCR)	3	2 2 1	MCR-1 1.1÷1.3 MCR-2 3.5÷4.0 MCR-3 1.8÷2.0	MCR-1 1.30 MCR-2 4.01 MCR-3 2.36

It is visible that calculated values are in a good agreement with Safety Report data, but the Safety report data vary rather essential (in dependence of reactor state).

So the Monte-Carlo precision model is pretty good and could be used for WWR-c reactor core, reflector, fuel and experimental channels modernization.

References

1. Description of the WWR-c reactor construction its equipments and characteristics. Safety report on the WWR-c research reactor . Federal research center «Physical-chemical institute of L.Ya.Karpov name». Obninsk, 2002, v.3, p. 6-12

Массоперенос компонентов стали (хром и железо) в натриевых контурах с оксидным загрязнением поверхности

А.С. Кондратьев, В.В. Алексеев, Ф.А. Козлов, Е.А. Орлова, И.Ю. Торбенкова

ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск, Россия

Использование жидких металлов в качестве теплоносителей позволяет создать высокоэффективные энергетические

установки, в первую очередь, в промышленной и космической атомной энергетике. Повышение эффективности, ресурса и безопасности работы установок, возможность создания ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с более высокими параметрами в значительной степени определяется уровнем обоснования физико-химических процессов в системе «теплоноситель – конструкционный материал – примеси».

Авторами разработана модель для оценки массопереноса продуктов коррозии в одномерном приближении для первого контура БН-600, а также для перспективных ЯЭУ с натриевым теплоносителем. В модели учитываются растворение и кристаллизация переносимой примеси в натрии, а также ее химическое взаимодействие.

При расчетах массопереноса продуктов коррозии в натриевых контурах в случае повышенного содержания кислорода в натрии необходимо учитывать его химическое взаимодействие с компонентами конструкционных материалов, в первую очередь, с хромом и железом.

Разработана система уравнений, описывающих рассматриваемый процесс, и соответствующий программный модуль для ее численного решения.

Вопросы моделирования массопереноса примесей в контурах с натрием рассмотрены в работах [1–3].

Как видно из приведенного на рис. 1 сравнения, в основном по контуру данные, полученные по расчетам, отличаются от данных работы Н.Д. Краева [4] не более чем на 5 %. В активной зоне, где скорость теплоносителя достигает 8 м/с, расчетные данные отличаются от экспериментальной формулы работы [4] на 55 %.

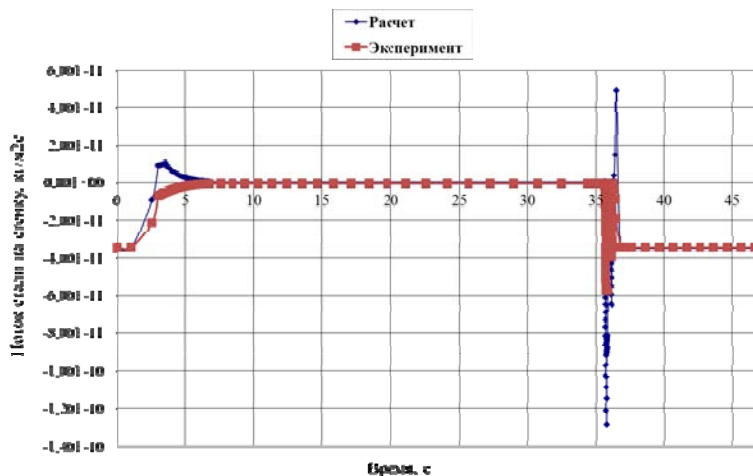


Рис. 1. Распределение суммарного потока компонентов стали по длине первого контура реактора БН-600 в номинальном режиме работы

Полученные различия можно объяснить тем, что рассчитанные из теоретических представлений данные для высоких скоростей натрия не соответствуют данным [4], рассчитанным по формулам с ограничением для скорости не более 4 м/с.

Использование предложенных авторами и реализованных в программе методов расчета особенно важно для анализа работы контуров с натриевым теплоносителем применительно к новым проектам перспективных ЯЭУ.

Литература

1. Исследование динамики поведения взвесей в натриевых контурах быстрых реакторов / Алексеев В.В., Козлов Ф.А., Загоруйко Ю.И. и др./ Препринт № 2576.– Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1996.
2. Алексеев В.В. Массоперенос трития и продуктов коррозии конструкционных материалов в контурах с натриевым теплоносителем: дисс. на соиск. уч. ст. доктора технических наук. – ГНЦ-РФ ФЭИ, Обнинск, 2002.
3. Кондратьев А.С. Массоперенос продуктов коррозии с учетом химического взаимодействия в системе «натрий –

конструкционный материал – примеси»: диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. – ГНЦ РФ ФЭИ, Обнинск, 2011.

4. Краев Н.Д. Коррозия и массоперенос конструкционных материалов в натриевом и натрий-калиевом теплоносителях // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. - № 3. – С. 40-48.

Разработка модели риск мониторинга для первого блока Балаковской АЭС

А.И. Кузьменко

ОАО «Атомэнергопроект», г. Москва

E-mail: kuzmenko_aleksey@mail.ru

Доклад посвящен основным этапам и описанию процесса разработки модели риск мониторинга для первого блока Балаковской АЭС с участием специалистов ОАО «Атомэнергопроект» и испанской компании Iberdrola.

Тезисы доклада

Актуальность проблемы внедрения Риск Монитора на отечественных АЭС.

Основные цели проекта.

Краткое описание возможностей Риск Монитора.

Основные задачи, поставленные при реализации проекта внедрения Риск Монитора на первый блок Балаковской АЭС.

1. Изучение современных международных технических и организационных методик и опыта эксплуатации, полученного в ходе реализации и использования инструментов мониторинга риска на АЭС; подготовка проекта.

2. Анализ модели живущего ВАБ Балаковской АЭС.

3. Поставка технологии мониторинга риска, в том числе соответствующего программного обеспечения ВАБ.

Задача 4. Разработка вероятностной модели Монитора Риска на базе живущего ВАБ 1 уровня Балаковской АЭС.

Задача 5. Установка ПО мониторинга риска на Балаковской АЭС и опытная эксплуатация Монитора Риска.

Задача 6. Обучение российских экспертов разработке и использованию методике мониторинга риска.

Задача 7. Составление заключительного отчета и другие заключительные мероприятия.

Проблемы, выявленные при реализации проекта.
Результаты проделанной работы.

Сорбционная очистка реакторных вод АЭС от масел

К.Г. Легких, В.К. Милинчук, Б.М. Рощектаев

Национальный исследовательский ядерный университет

«МИФИ» Обнинский институт атомной энергетики

г.Обнинск, Россия

Kristina-legkih@yandex.ru, 89605238250

В настоящее время на АЭС с водным теплоносителем существует проблема, связанная с загрязнением теплоносителя, оборотных и трапных вод органическими веществами (например, смазочными маслами).

Органические соединения, такие как масла, при высоких температурах (300–350⁰С) и действии ионизирующего излучения распадаются с образованием низкомолекулярных продуктов, в том числе карбоновых кислот и углеродсодержащих газов (СО₂, СН₄), которые повышают кислотность водной среды, что увеличивает скорость коррозии и разрушения конструкционных материалов. Так же при разложении органических соединений образуются свободные радикалы, что приводит к образованию других органических составов и полимерных продуктов, которые оседают на стенках трубопровода в виде шлака. Такого рода шлаки сорбируют радионуклиды продуктов коррозии, что увеличивает γ -фон [1, 2].

Поэтому актуальным является поиск новых сорбционных материалов, которые могут быть использованы для очистки реакторных вод АЭС от масел.

Целью данной работы является использование алюмосиликатного сорбента, разработанного авторами статьи. Установлено, что данный сорбент устойчив к высоким температурам (до 700⁰С), возможно его формование, что позволит исключить вымывание сорбента из фильтра, сорбент обладает высокой сорбционной способностью по отношению к маслам.

Авторами статьи был проведен сравнительный анализ используемых на АЭС сорбентов (активированный уголь БАУ, иониты Ambergite 2000H⁺ и Amberlite 1RN^o67R) и

алюмосиликатного сорбента по отношению к маслам.

Определение содержания масел в растворах производилось методом ИК-спектроскопии (методика 01-39-2000) [3].

Результаты анализа представлены на рис. 1 и в табл. 1.

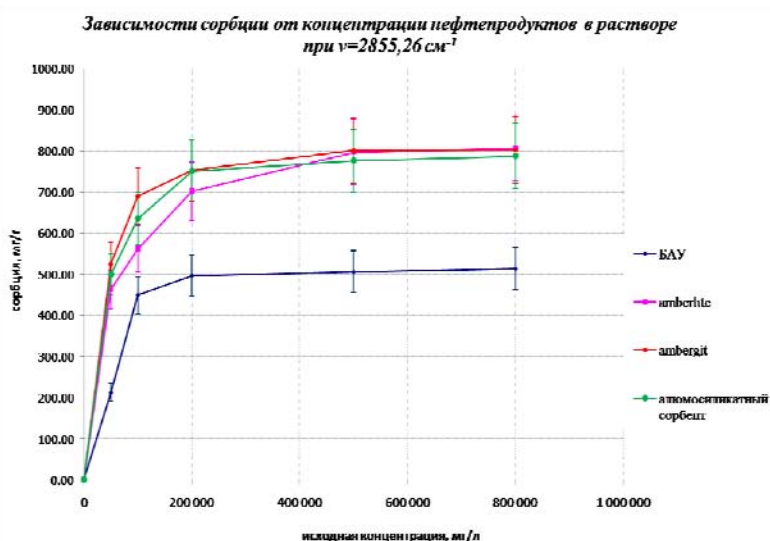


Рис. 1. Изотерма адсорбции масла сорбентами

Таблица 1. Данные зависимости сорбции от исходной концентрации масла в растворе

С _{исх.} , МГ/Л	АСС		БАУ		amberlite		ambergit	
	а	масла, МГ/Г	а	масла, МГ/Г	а	масла, МГ/Г	а	масла, МГ/Г
3	0,08±0,01		0,07 ±0,01		0,08 ±0,01		0,08 ±0,01	
20	0,50 ±0,05		0,49 ±0,05		0,50 ±0,05		0,50 ±0,05	
100	2,50 ±0,25		2,38 ±0,24		2,40 ±0,24		2,44 ±0,24	
50000	500,00		212,68		463,68		525,00	
	±50,01		±21,27		±46,37		±52,51	
100000	635,83		450,20		562,45		690,20	
	±63,58		±45,03		±56,31		±69,01	
200000	751,50		497,30		703,45		752,70	
	±75,51		±49,73		±70,30		±75,27	
500000	776,28		506,73		797,98		800,90	
	±77,68		±50,67		±79,81		±80,09	

800000	787,50 ±78,75	514,30 ±51,43	807,70 ±80,77	802,70 ±80,00
--------	------------------	------------------	------------------	------------------

Литература

1. Беликов С.Е., Хохрякова Е.А., Рязник Я.Е.. Водоподготовка. – М.: Аква-Терм, 2007.
2. Руководящий документ «Требования к входному и эксплуатационному контролю ионообменных смол для АЭС с реактором типа ВВЭР» РД ЭО-0161-99. – М.: Концерн «Росэнергоатом», 1999.
3. Новиков Ю.В., Ласточкина К.О. Методы исследования качества воды водоемов. – М.: Медицина, 1990.

Особенности локальной гидродинамики и массообмена потока теплоносителя в ТВС реактора КЛТ-40С

С.С Бородин, Д.В. Доронков, А.В. Львов, Д.Н. Солнцев,
В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов

Нижегородский государственный технический университет
им. Р.Е. Алексеева, Н. Новгород, Россия
Knyaz_lvov@mail.ru, тел. 8-910-1257612

Разработанная в ОАО «ОКБМ Африкантов» тепловыделяющая сборка для активных зон реактора КЛТ-40С должна удовлетворять современным требованиям надежности и безопасности. Для решения этих задач необходимо обосновать целесообразность применения ТВС с точки зрения теплотехнической надежности в составе активной зоны реактора КЛТ-40С.

Обоснование теплотехнической надежности активной зоны реактора базируется на детальном анализе локальных характеристик межъячеечного массообмена и гидродинамических характеристик потока теплоносителя. Большое влияние на гидродинамику и массообмен потока теплоносителя оказывает конструкция дистанционирующих решеток, которые вызывают изменение профиля скорости потока теплоносителя и вносят дополнительные возмущения за счет образования вихрей в потоке жидкости. Таким образом, следует провести расчетно-экспериментальные исследования перемешивающих и турбулизирующих свойств дистанционирующих решеток ТВС РУ КЛТ-40С, оценить

коэффициенты межъячеечного массообмена и эффективность перемешивания теплоносителя при постановке таких дистанционирующих решеток.

Для исследований локальных характеристик межъячеечного массообмена и гидродинамических характеристик потока теплоносителя в ТВС реактора КЛТ-40С был создан экспериментальный стенд, представляющий собой аэродинамический разомкнутый контур, через который прокачивается воздух. Экспериментальная модель, входящая в состав стенда, представляет собой ТВС реактора КЛТ-40С, выполнена в полном геометрическом подобии и состоит из шестигранного чехла, семидесяти восьми цилиндрических твэлов-имитаторов, дистанционирующих решеток и шести цилиндрических имитаторов стержней выгорающего поглотителя.

Комплексный анализ результатов исследований локальных характеристик межъячеечного массообмена и гидродинамики потока теплоносителя в модели ТВС реактора КЛТ-40С представлен в докладе. Данные результаты используются для оценки эффективности перемешивающих свойств дистанционирующих решеток, определения коэффициентов турбулентного межъячеечного массообмена и являются базой данных при расчетах теплотехнической надежности активных зон водо-водяных реакторов типа КЛТ-40С.

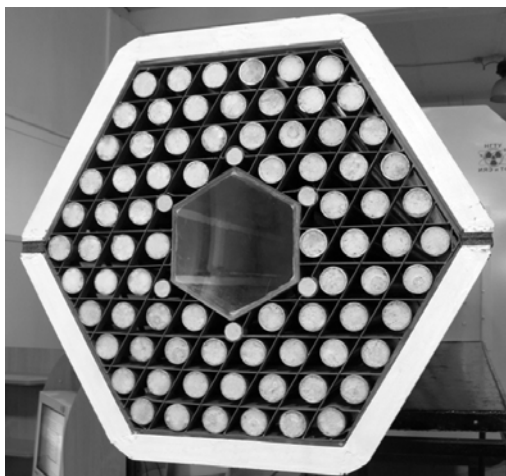


Рис. 1. Экспериментальная модель

Интенсификация перемешивания в ТВС водо-водяных реакторов под давлением сотовыми решетками
The intensification of coolant mixing in BWR fuel assembly by mixing grids

П.В. Марков

МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Москва, Россия
marrkov@list.ru

Задача повышения мощности реакторных установок с водо-водяными реакторами под давлением (ВВЭР) сделала актуальным увеличение теплового потока в тепловыделяющих сборках (ТВС) при обеспечении условия их безопасной эксплуатации. Возможным решением признана установка в ТВС перемешивающих решеток, эффективно уменьшающих энтальпию теплоносителя в наиболее теплонапряженных областях пучка тепловыделяющих элементов (ТВЭлов).

В ОАО «МСЗ» созданы, в МГТУ им. Н.Э. Баумана испытаны конструкции решеток, интенсифицирующих перемешивание [1]. Результаты испытаний показали возможность при надлежащем исполнении ячеек решетки создать в пучке ТВЭлов за решеткой наряду с диффузионным, обусловленным турбулизацией потока, вытекающего из решетки, конвективный, связанный с генерированными поперечными течениями, механизм выравнивания температурных неоднородностей в пучке ТВЭлов.

Выполнено численное исследование 19-ти ячеистых фрагментов различных вариантов решеток, создающих направленный конвективный перенос. Приведены результаты расчета процессов гидродинамики и теплообмена в пучках стержней с сотовыми перемешивающими решетками.

Литература

1. Солонин В.И. Решетки сотового типа для ВВЭР-1000// Журнал «Росэнергоатом». – 2008. – №8. – С. 17-20.
2. Патанкар С. Численные методы решения задач теплообмена и динамики жидкости. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 152 с.
3. Солонин В.И., Марков П.В. Гидродинамика сотовой решетки – интенсификатора, создающей направленный конвективный перенос, для реакторов с водой под давлением//

Известия высших учебных заведений. Машиностроение – 2011.– № 3. – С. 18-25.

4. Белов И.А., Исаев С.А. Моделирование турбулентных течений – СПб: Балт. гос. техн. ун-т, 2001. – 108 с.

**Обоснование работы парогенератора ВВЭР в
конденсационном режиме на однотрубной модели**

А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин,
Ю.В. Чернухина

*Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского,
г. Обнинск, Россия*

sas@ippe.ru, Тел: 7(48439)98119, Факс: 7(48439)98071

В проекте «АЭС-2006» с реактором ВВЭР предусмотрено использование пассивных систем безопасности. К их числу относятся дополнительная система пассивного залива активной зоны (система ГЕ-2) и система пассивного отвода тепла (СПОТ). В случае течи в первом контуре реактора СПОТ обеспечивает перевод парогенераторов (ПГ) на работу в режиме конденсации пара первого контура, поступающего в трубочатку ПГ. В результате этого в активную зону поступает конденсат из парогенераторов, обеспечивая ее дополнительное охлаждение. В результате конденсации в трубочатке ПГ пара первого контура происходит нагрев воды второго контура до температуры кипения. За счет естественной циркуляции в паро-конденсатном тракте СПОТ этот пар поступает в воздушные теплообменники, установленные на поверхности защитной оболочки в специальных воздуховодах. Пар конденсируется, отдавая энергию окружающему воздуху, и образовавшийся конденсат самотеком поступает обратно в межтрубное пространство ПГ. Для такого нештатного конденсационного режима работы парогенератора характерны неразвитое пузырьковое кипение на горизонтальных трубах, обогреваемых конденсирующимся паром; естественная циркуляция в обоих контурах ПГ; низкие тепловые потоки и температурные напоры.

В ГНЦ РФ-ФЭИ проведены исследования процессов конденсации пара и парогазовых смесей в условиях естественной циркуляции сред, выполненные на

крупномасштабном теплогидравлическом стенде ГЕ2М-ПГ [1]. Опыты были проведены на многорядном горизонтальном теплообменнике (248 труб в 62 рядах, длина трубы 10,2 м, диаметр 16x1,5 мм). В результате экспериментов получены коэффициенты теплоотдачи при конденсации пара и парогазовых смесей.

Для уточнения полученных результатов, определения коэффициентов теплопередачи как со стороны пара, так и со стороны кипящей воды и получения замыкающих соотношений целесообразно создание экспериментальной установки и проведение прецизионных экспериментов на однетрубной модели парогенератора. В качестве рабочего участка необходимо использовать хорошо термометрированную по длине нержавеющей трубу диаметром 16x1,5 мм и длиной 10,2 м.

В настоящее время проведено предварительное моделирование экспериментальных процессов на установке с помощью расчетного кода RELAP. Рассчитаны тепловые потоки и температурные поля в диапазоне давлений греющего пара 0,15 – 0,5 МПа.

Результаты экспериментов, которые будут получены на однетрубной модели, могут использоваться для обоснования работы теплообменного оборудования АЭС с реактором ВВЭР в нештатном конденсационном режиме, уточнения замыкающих соотношений, а также применимы для верификации расчетных кодов.

Литература

1. Экспериментальное исследование конденсационной мощности модели парогенератора НВ АЭС-2 при запроектной аварии / В.М. Беркович, О.В. Ремизов, А.В. Морозов и др. / Труды международного конгресса по достижениям в области АЭС (ICAPP'10), Сан Диего, США, 2010. Статья 10101 (CD-ROM).

Оценка тепловых нагрузок и условий удержания расплава в корпусе реактора при тяжелых авариях на РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ

С.И. Пантюшин, Ю.С. Сорокин, Н.В. Букин, М.А. Быков,
В.А. Мохов

*ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия
pantyushin@grpress.podolsk.ru, Tel: +7-926-5448090
ОКБ «ГИДРОПРЕСС» совместно с СПбАЭП и РНЦ
«Курчатовский институт» разрабатывает проект
реакторной установки ВВЭР-600 для энергоблока средней
мощности (600 МВт эл.).*

В проекте энергоблока с РУ ВВЭР-600 заложено концептуальное решение, в соответствии с которым обеспечивается удержание расплава в корпусе реактора в ходе тяжелых запроектных аварий (с плавлением топлива). Соответственно, должен быть обоснован отказ от применения вне реакторного устройства локализации расплава (которое стало обязательным элементом АЭС в современных проектах ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200). Это позволит сократить капитальные затраты и сроки возведения энергоблока.

С 2009 г. ОКБ «ГИДРОПРЕСС» совместно с РНЦ «Курчатовский институт» и ИБРАЭ РАН проводит комплекс работ по разработке конструкций, технологических схем и решений, расчетному и экспериментальному обоснованию системы удержания расплава активной зоны в корпусе реактора при тяжелых запроектных авариях для РУ ВВЭР-600 и на перспективу для РУ ВВЭР большой мощности [1].

Расчетные оценки тепловых нагрузок на корпус реактора в процессе удержания расплава активной зоны, выполненные для РУ ВВЭР-600 при помощи кода СОКРАТ/В1 с учетом современного уровня знаний [2], подтвердили существующие для реакторов такой мощности результаты, показывающие что ни один из критериев (целостность корпуса, критический тепловой поток) удержания расплава в корпусе реактора не нарушен и имеется определенный запас по механической прочности и тепловому потоку при реализации удержания расплава в корпусе реактора. Данное обстоятельство позволило поставить на повестку дня вопрос об исследовании возможности распространения концепции внутрикорпусного удержания расплава на реакторы большей мощности. Так, сравнение характеристик РУ ВВЭР-600 и проекта РУ ВВЭР ТОИ позволяет предположить возможность реализации концепции удержания расплава для последней (при условии работы пассивных систем безопасности не менее 72 ч).

При оценке возможности применения концепции внутрикорпусного удержания расплава к реакторам большей мощности, например, к ВВЭР ТОИ расчетные оценки с точки зрения тепловых нагрузок на корпус реактора показали, что из-за более высокой мощности остаточных тепловыделений, чем в случае ВВЭР-600, запас до кризиса на внешней поверхности корпуса реактора будет практически исчерпан. Следовательно, встает задача повышения величины коэффициента теплопередачи от расплавленного кориума к охлаждающей корпус реактора воде для обеспечения достаточного запаса до кризиса в случае ВВЭР ТОИ. Соответствующие конструкторские и технологические проработки проводятся в ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Литература

1. Пантюшин С.И., Быков М.А., Мохов В.А. (ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»). Разработка системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора для АЭС с РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ. Научно-технический и рекламный сборник №11. Годовой отчет об основных научно-технических работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2010 год. – Подольск, 2011.
2. Пантюшин С.И., Сорокин Ю.С., Щеколдин В.В., Букин Н.В. (ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»), Томашик Д.Ю., Долганов К.С., Киселев А.Е. (ИБРАЭ РАН). Опыт выполнения анализов тяжелых аварий РУ ВВЭР с использованием кода СОКРАТ/В1. //Научно-технический и рекламный сборник №10. Годовой отчет об основных научно-технических работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2009 год. – Подольск, 2010.

Протяженность зоны ухудшенного теплообмена при сверхкритических параметрах воды

А.С. Парфенов, В.А. Грабежная

ГНЦ РФ–ФЭИ, г. Обнинск, Россия

gva@ipre.ru, тел: 7 (48439) 94297, факс: 7 (48439) 98071

Переход на сверхкритические параметры (СКП) в водоохлаждаемых реакторах рассматривается как естественное продолжение разработок ВВЭР в целях создания АЭС нового поколения. Накоплен большой опыт использования воды сверхкритического давления в обычной

(тепловой) энергетике, потребности которой вызвали серию исследований гидравлики и теплообмена при СКП в круглых трубах. В первых исследованиях наряду с нормальным теплообменом были обнаружены области как более интенсивного, так и ухудшенного конвективного теплообмена. В отличие от докритических давлений область ухудшенного теплообмена при СКП носит локальный характер.

Исследованию особенностей теплообмена при локальном ухудшении при СКП посвящено много работ, например, [1–3], однако в подавляющем большинстве в этих работах рассматриваются причины, приводящие к ухудшенному теплообмену, и определяется граница начала ухудшения теплообмена [3].

Исключить появление зоны с локальным ухудшением теплообмена можно не всегда. Поэтому кроме знания границы наступления ухудшения теплообмена необходимо знать протяженность этой зоны и закон изменения коэффициента теплообмена в этой зоне в зависимости от режимных параметров. К настоящему времени таких корреляций нет.

В данной работе представлены результаты анализа экспериментальных данных в зоне ухудшенного теплообмена при сверхкритических параметрах воды, полученных в ГНЦ РФ-ФЭИ на стенде СВД-2 на однотрубной модели длиной 4 м [4], на основе которых определена протяженность зоны локального ухудшения теплообмена.

Обнаружена зависимость протяженности зоны ухудшения теплообмена от массовой скорости и плотности теплового потока. В результате обработки данных впервые предложена эмпирическая зависимость для расчета протяженности зоны с локальным ухудшением теплообмена:

$$L_{\text{рас}} = 8,84 \cdot 10^{-4} \left(\frac{q}{1000} \right)^{2,3} \cdot \rho w + 0,511$$

Сравнение расчетных значений зоны ухудшенного теплообмена с экспериментальными показано на рис. 1.

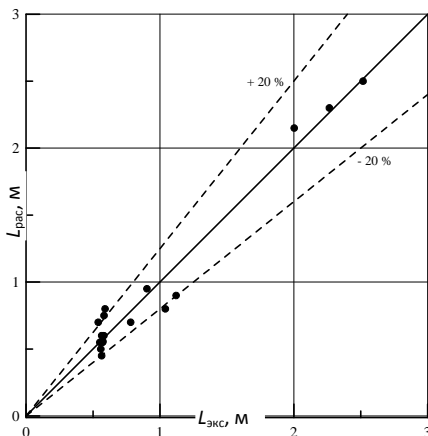


Рис. 1

Разброс данных, рис.1, не превышает $\pm 20\%$. Формула применима в диапазоне массовых скоростей от 500 до 1500 кг/(м²с)

Литература

1. Поляков А. Ф. О механизме и границах возникновения режимов с ухудшенной теплоотдачей при сверхкритическом давлении теплоносителей// Теплофизика высоких температур. –1975. – с. 1210 – 1219.
2. Razumovskiy V.G., et al. Heat transfer to supercritical water in vertical 7-rod bundle/ 16 th Int. Conf. on Nucl. Eng., Orlando, Florida, USA, May 11-15 (2008). Paper ICONE16–48954.
3. Курганов В.А., Зейгарник Ю.А., Маслакова И.В. Проблемы и результаты обобщенного описания закономерностей теплоотдачи к теплоносителям сверхкритического давления/ Международный семинар «Вода и пар сверхкритических параметров в атомной энергетике: проблемы и решения», Москва, НИКИЭТ 22 – 23 октября, 2008.
4. Кириллов П.Л., Ложкин В.В., Смирнов А.М. Исследование границ ухудшенных режимов в каналах при сверхкритических давлениях/ Препринт ФЭИ-2988. – Обнинск, 2003.

**Выбор и обоснование критериев безопасности РУ
по условиям прочности**
В.А. Панов, В.А. Пахомов, Н.И. Паняев, С.А. Соловьев,

В.П. Федорин

ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия
kocay@okbm.nnov.ru, Tel: (831) 246-97-2

Одним из направлений изучения внутренней самозащитенности РУ является определение условий безопасного протекания запроектных аварий, связанных с полной потерей организованного теплоотвода. Аварийные ситуации характеризуются значительным ростом давления и температуры теплоносителя в первом контуре, что может привести к разрушению конструктивных элементов оборудования РУ и, как следствие, к разгерметизации первого контура. Рост давления и температуры теплоносителя в таких авариях может стать также причиной значительного формоизменения элементов оборудования первого контура вследствие развития больших пластических деформаций, что может привести к нарушению работоспособности оборудования и систем, обеспечивающих радиационную безопасность установки в целом. Поэтому в качестве критерия безопасности РУ при запроектной аварии принимается условие сохранения целостности первого контура и его способность выполнять функцию радиационного барьера.

При обосновании безопасности РУ в запроектных авариях предельное давление консервативно определялось из условий обеспечения не только безопасности, но и сохранения работоспособности установки. Предложена методика определения проектного предела по давлению первого контура в запроектных авариях, в которой в качестве критериев предельных состояний приняты соответствующие допустимые упругопластические деформации конструктивных элементов оборудования первого контура, исключаяющие их вязкое или хрупкое разрушение, и отсутствие течи теплоносителя через фланцевые соединения оборудования первого контура.

Результаты проведенных расчетно-методических исследований позволили сделать вывод о возможности значительного повышения проектного предельного давления, обосновать возможность сохранения несущей способности и герметичности оборудования первого контура при его достижении, создали предпосылки для пересмотра пределов внутренней самозащитенности РУ.

Случайные гидродинамические нагрузки и вибрации твэлов в турбулентном потоке теплоносителя в ТВС ВВЭР

В.В. Перевезенцев

Московский государственный технический университет им.

Н.Э. Баумана, Москва, Россия

vpereves@power.bmstu.ru, Тел. +7(499)2636073

Вибрационные процессы в ядерных реакторах в значительной степени определяют надежность оборудования и безопасность эксплуатации энергоблока в целом. Динамическое воздействие потока теплоносителя на конструктивные элементы реакторных систем инициирует и поддерживает их механические колебания (вибрации). С вибрацией твэлов в продольном турбулентном потоке теплоносителя связаны повреждения оболочек за счет коррозионно-усталостных процессов, износа дебриз-частицами и фреттинг-износа. Анализ процессов гидродинамического возбуждения вибраций невозможен без описания взаимодействия потока с обтекаемыми поверхностями механической колебательной системы. Случайная гидродинамическая сила, действующая на единичную длину пучка твэлов в сечении z в момент времени τ в плоскости перпендикулярной оси ТВС определяется распределением мгновенных значений пульсаций давления по периметру внешнего ряда твэлов пучка. Для реализации процедуры производилось суммирование мгновенных значений пульсаций давления, одновременно измерявшихся на внутренней поверхности всех шести граней чехла полномасштабного макета ТВС ВВЭР-440. С целью существенного изменения структуры осредненного и пульсационного течения на входе в ТВС в экспериментах использовались установленные перед хвостовиком ТВС дроссельные шайбы трех диаметров 52, 48,5 и 45 мм. Экспериментальные данные по виброперемещениям пучка твэлов под действием случайных гидродинамических нагрузок представлены в виде зависимости

$$\langle \delta^2(z) \rangle^{1/2} / l = C(z) \cdot \frac{\langle f_g^2 \rangle^{1/2} \cdot l^3}{E \cdot I}, \quad (2)$$

где $\langle \delta^2(z) \rangle^{1/2}$ – среднеквадратичные значения виброперемещений пучка твэлов в сечении z ; $C(z)$ – константа, для заданного сечения z ; l – длина пучка твэлов; E – модуль упругости конструкционного материала оболочек твэлов; I – момент инерции сечения пучка твэлов. На рис.1 представлены результаты обобщения экспериментальных данных по виброперемещениям пучка твэлов.

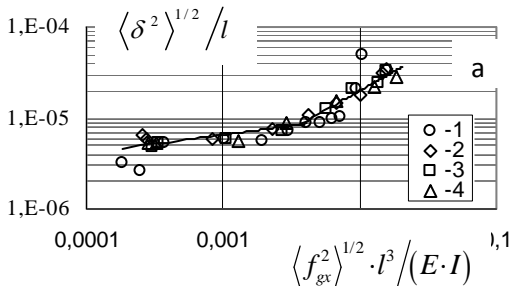


Рис.1. Обобщение экспериментальных данных по среднеквадратичным значениям виброперемещений пучка твэлов на начальном гидродинамическом участке $z = 72 \text{ мм}$

1 – невозмущенный турбулентный поток; 2 – дроссельная шайба 52 мм; 3 – 48,5 мм; 4 – 45 мм

На рис.2 приведены результаты прогноза виброперемещений под действием распределенной случайной гидродинамической нагрузки, характерной для области установившегося течения, в зависимости от скорости теплоносителя в пучке.

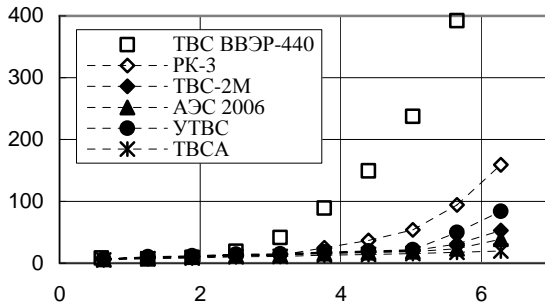


Рис.2. Сопоставление расчетных уровней виброперемещений пучков твэлов ТВС реакторов ВВЭР с экспериментальными значениями, полученными для ТВС второго поколения ВВЭР-440

Система «МУСОН» для оценки неопределенностей расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов

О.Н. Андрианова, А.А. Перегудов

*Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского
o.n.andrianova@yandex.ru, peregudov.abbn@inbox.ru*

Tel: +7(48439)94265, Tel: +7(48439)98716

Актуализация задач оценки неопределенностей расчетных функционалов обусловлена ужесточением требований к надежности выполнения расчетов характеристик проектируемых реакторных установок. Корректность оценки неопределенностей напрямую влияет на эффективность, экономичность и безопасность проектируемых систем.

В настоящее время во всем мире растущую популярность приобретает метод оценки неопределенностей, основанный на имитационном моделировании (метод Монте-Карло) [1–3], как универсальное средство проведения подобного рода оценок в различных предметных областях.

Эффективное применение этого метода подразумевает наличие программного средства анализа крупных массивов данных и отображения комплексной аналитической информации.

Авторами работы был разработан и реализован инструментарий проведения комплексных расчетов оценки неопределенностей МУСОН (многофункциональная

универсальная система оценки неопределенностей), основанный на методе GRS. Эта система позволяет оценивать неопределенности нейтронно-физических характеристик исходя из неточности знания входных данных (в данном случае, оцененных ядерных данных), посредством проведения многократных вариантных расчетов.

В работе представлены результаты верификации системы МУСОН на примере оценки неопределенностей основных нейтронно-физических характеристик тестовой модели быстрого реактора. Для рассмотренной модели быстрого реактора были вычислены погрешности нейтронно-физических характеристик двумя различными методами: с помощью теории возмущения (расчет коэффициентов чувствительности) по программному комплексу ММК [6] и розыгрыша коррелированных случайных величин по системе МУСОН, для подключенной последовательности кодов NJOY-TRIGEX [5]. С помощью кода NJOY, разыгранные файлы оцененных ядерных данных были переработаны в 26 групповое представление для проведения инженерных расчетов по коду TRIGEX. В качестве исходных данных были взяты ковариационных матрицы резонансных параметров сечений файла оцененных данных JENDL 3.3 [7] и матрицы корреляций нейтронных сечений библиотеки COMARA, после переработки в 26 групп.

Описанный алгоритм можно применять не только для оценки нейтронных данных, но и для оценки технологических параметров реакторных установок. Расчеты по двум различным методикам показали хорошее согласие в рамках заложенных приближений.

Литература

1. W. Zwermann et al. Uncertainty Analyses with Nuclear Covariance Data in Reactor Core Calculations/ Int. Conf. on Nuc. Data for Sc. and Tech./ Jeju Island.– Korea, 2010, April 26-30.
2. D. Rochman, A.J. Koning and S.C. van der Marck. Uncertainties for criticality-safety benchmarks and keff distributions. /Submitted to Annals of Nuclear Energy, 2008.
3. D. Rochman, A.J. Koning and S.C. van der Marck and D. van Veen. Propagation of nuclear data uncertainty: Exact or with covariances/ Published by EDP Sciences, 2010.

4. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений// ВАНТ. Сер. Ядерные константы. 1996. Вып.1. С. 59
5. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04/ Препринт ФЭИ-2846. Обнинск, 2000.
6. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST / ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло/ Сборник трудов семинара «Нейтроника-99». Обнинск, 26-28 октября, 1999.
7. ENDF-102, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF-6, ed. V. McLane, C. L. Dunford, and P. F. Rose, BNL-NCS-4495, Brookhaven National Laboratory (April 2001). Updated BNL-NCS-449504-Rev, ed. M. Herman, 2005.

An optimization method of burnable poison loading for the point reactor model to minimize reactivity overshooting during fuel burnup

D.M.Titov, Yu.A.Kazansky

*Obninsk institute for nuclear power engineering (IATE) of
National research nuclear university (MEPI), Obninsk*

The paper presents an analytical approach to optimize burnable poison characteristics, at which the minimum deviation of reactivity during burnup is observed for given reactor characteristics.

In this paper the case with unlocked burnable poison is considered first [1]. We take into account changes of neutron flux density over time using analytical dependencies for different reactor types.

Blocking effects of burnable poison cross-sections play an important role in deviations of reactivity during fuel burnup [2]. Behavior of blocked cross-section was analyzed for different burnable poisons. Time dependence to describe the evolution of capture cross-section was proposed. Thus, the proposed optimization method can be applied in the case of blocked burnable poison.

The paper also presents results of calculations that show the possibility of applying described optimization method.

Литература

1. Yu.A.Kazansky, D.M.Titov. Conditions for Minimum Deviation from Zero Level of Reactivity in Point Model for Unlocked Burnable Poison/ Nuclear energy, №4 (2010).
2. A. Radkowsy. Theory and Application of Burnable Poisons.- Proceeding of the Second International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. Vol. 13, pp.426-445, 1958.

Экспериментальные исследования кипения натрия в аварийных режимах на моделях тепловыделяющих сборок реактора на быстрых нейтронах

Р.Р. Хафизов, Е.Ф. Иванов, А.П. Сорокин, В.В. Привезенцев
*Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского,
г. Обнинск, Россия*
sorokin@ippe.ru, Tel.: +7-4843998447, fax: +7-4843958526

Аварии на Три-Майл-Айлэнде, на Чернобыльской АЭС и последняя катастрофа на Японской АЭС Фукусима-1 показывают, что обеспечение надежной и безопасной работы АЭС является важнейшей задачей еще на ранних этапах проектирования энергоблока с ядерным реактором, не говоря уже об эксплуатации реактора.

Экспериментами по теплообмену при кипении натрия в моделях ТВС активно занимались исследовательские институты нескольких стран. В частности, в период с 1971г. по 1982г. – США, ФРГ (в конце 70-х годов и в середине 80-х годов), Япония (эксперименты по кипению жидких металлов в ТВС проводились в период с 1974 г. по 1987 г.). В периоды с 1996 по 1998 г. и с 2002 по 2006 г. исследования по кипению жидкометаллических теплоносителей проводились в России, в Физико-энергетическом институте. В последнем случае использовалась модельная жидкость – эвтектический натрий-калиевый сплав.

Результаты исследований показывают, что по сравнению с кипением воды процесс кипения жидких металлов имеет

существенные особенности. Полное понимание физических процессов, происходящих при вскипании жидкометаллических теплоносителей, требует дальнейшего углубленного изучения. Особого внимания требует изучение динамики процессов вскипания и кипения жидкометаллического теплоносителя.

В докладе описана принципиальная схема экспериментальной установки для проведения экспериментов по изучению динамики процессов вскипания и кипения натриевого теплоносителя в семи стержневой сборке имитаторов ТВЭЛ. Приводится методика проведения будущих экспериментов на данной установке.

Расчетное обоснование проекта теплогидравлической модели реактора БН-1200

Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, В.И. Слободчук,
А.С. Шелегов, А.В. Ланкевич, Н.А. Красинский
ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск, Россия
chusov@iate.obninsk.ru, Tel:848439-78436,
Fax:848439-70131

С.Г. Калякин, Д.Г. Зарюгин
ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, Россия
dzarugin@ippe.ru, Tel:89108667891

Целью работы является расчетное обоснование конструкции теплогидравлической модели вновь проектируемой реакторной установки (РУ) БН-1200. Разрабатываемый стенд будет являться одним из основных инструментов для экспериментального обоснования надежной и безопасной эксплуатации натурной РУ.

В качестве прототипа при разработке конструкции гидродинамической модели РУ БН-1200 был выбран стенд ГНЦ РФ-ФЭИ «САРХ». Выбор такого прототипа обусловлен отработанной конструкцией модели а.з. и электрообогреваемых имитаторов ТВС. В состав модели а.з. входят 73 обогреваемых имитатора ТВС, расположенных в центре а.з. и на ее периферии и 120 необогреваемых имитаторов ТВС, расположенных в периферийной части зоны. Расчетное обоснование гидродинамических режимов работы проточной части стенда базируется на выполнении равенства

числа Рейнольдса в а.з. натурального реактора и его модели $Re_n = Re_m$. Это равенство приводит к следующему выражению для расхода в рабочей ТВС стенда:

$$Q_M^{MTBC} = Q_H^{TBC} \left(\frac{d_{rH}^{TBC}}{d_{rM}^{MTBC}} \right) \cdot \left(\frac{v_M^{MTBC}}{v_H^{TBC}} \right) \cdot \left(\frac{S_M^{MTBC}}{S_H^{TBC}} \right)$$

Здесь Q_M^{MTBC} , Q_H^{TBC} – соответственно объемный расход в модельной и натурной ТВС; d_{rM}^{MTBC} , d_{rH}^{TBC} – гидравлические диаметры модели и натуре; v_M^{MTBC} , v_H^{TBC} – соответственно вязкость теплоносителя в модели и натурной РУ; S_M^{MTBC} , S_H^{TBC} – площади проходных сечений в модели и реакторе.

В ходе разработки проекта экспериментальной установки были рассмотрены и расчетным образом апробированы три конструкции стенда. Их принципиальное различие – количество напорных петель и соответственно, циркуляционных насосов. Было рассмотрено несколько компоновок стенда. На рисунке 1 приведена принципиальная гидравлическая схема стенда с четырьмя петлями и ее 3D-модель.

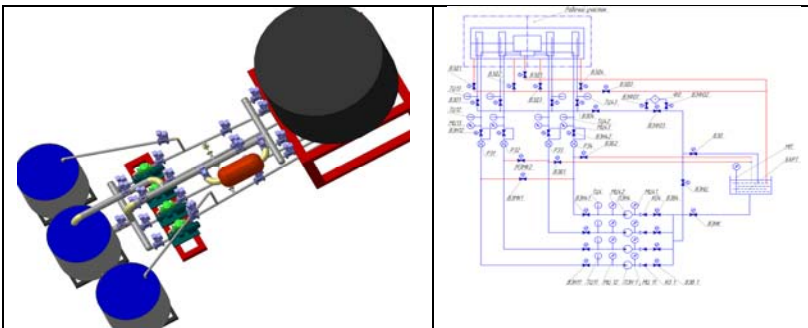


Рис. 1

Наиболее полно отвечающей конструкции моделируемой РУ является схема, включающая в себя четыре питательных насоса – как и в натурном реакторе. Однако в ходе выполнения оценочных расчетов было выяснено, что наиболее оптимальной, с точки зрения затрат (металлоемкость конструкции, затраты на электричество, обслуживание,

ремонт и т.д.) является двухпетлевая конструкция, которая в настоящее время рассматривается как наиболее перспективная для реализации в металле.

Результаты профилирования активной зоны реактора БН-1200

Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, В.И. Слободчук

А.С. Шелегов, Д.А. Глушаков

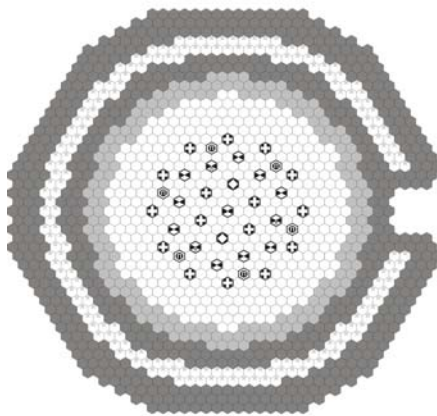
ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск, Россия

chusov@iate.obninsk.ru, Tel:848439-78436, Fax:848439-70131

В докладе представлены некоторые результаты профилирования одного из проектов вновь проектируемой РУ БН-1200. Принципиальное отличие этого реактора от остальных «быстрых» реакторов – четырехпетлевая компоновка первого контура и включение в общую схему автономных теплообменников (АТО). Кроме этого, в конструкции предлагается увеличить диаметр твэла и (сохраняя тот же принцип дистанционирования) количество твэлов в ТВС. Принципиальные изменения внесены и в конструктив активной зоны (а.з.). В ее состав входят девять кассет различных типов (четыре различных гидравлических диаметра) с различным конструктивным исполнением, энерговыделением и т.д. Общий вид одного из проектов загрузки а.з. РУ БН-1200 приведен на рисунке 1.

При расчете потерь давления на одиночной кассете учитывались потери на трение (по длине твэльного пучка), местные сопротивления (вход в ТВС, выход из нее, дистанционирование проволочной навивкой и т.д.), высота гидростатического столба, ускорение потока вследствие изменения его плотности по высоте ТВС.

Решение системы нелинейных алгебраических уравнений проводилось методом итераций. Как показал опыт проведения расчетов, сходимость итерационного процесса при относительной точности $\varepsilon = 0,001\%$ осуществлялась за три или четыре итерации.



○ - ТВС	- 426 шт.	⊗ - стержни АЗ	- 10 шт.
⊙ - БЗВ	- 174 шт.	⊕ - стержни ПАЗ	- 3 шт.
● - СБЗ	- 599 шт.	⊕ - стержни КС	- 16 шт.
○ - ТВС в ВРХ	- 194 шт.	⊕ - стержни РС	- 2 шт.
⊕ - сборки ПАЗ	- 6 шт.		

Рис. 1

Расчет теплогидравлики элементарной топливной ячейки ТВС реактора БН-1200

Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, В.И. Слободчук
А.С. Шелегов, Д.А. Ладур

ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск, Россия

chusov@iate.obninsk.ru, Tel:848439-78436, Fax:848439-70131

В докладе представлены результаты численного расчета одиночной ТВС реактора БН-1200. Течение в ТВС можно рассматривать как течение в системе коаксиальных турбулентных струй в условиях квазисвободного смешения. В связи с этим в динамическом уравнении предполагается слагаемое, отражающее поперечный турбулентный перенос и трение, разделить на две составляющие: сохранить в обычной форме слагаемое, отражающее турбулентный перенос в условиях квазисвободного смешения и дополнить его слагаемым потерь давления на трение на элементарной длине по известной формуле Дарси-Вейсбаха. При этом для коэффициента сопротивления трения можно использовать известные его выражения при продольном обтекании пучков стержней [2]. Потери давления на трение включаются в общий продольный перепад давления. Так как течение теплоносителя

неизотермическое, в объемную силу кроме силы тяжести необходимо включить архимедову силу «плавучести».

Одним из наиболее эффективных методов решения уравнений пограничного слоя является преобразование независимых переменных Прандтля-Мизеса. Это преобразование дает возможность расчетно-экспериментального обоснования коэффициентов турбулентного переноса и исключить из уравнений конвективный член с поперечной составляющей скорости.

Решаемая система уравнений имела вид

$$\frac{\partial U}{\partial \xi} = \frac{1}{\psi} \frac{\partial}{\partial \psi} \left(\frac{r^2 \rho U}{\psi} \frac{\partial U}{\partial \psi} \right) - \frac{1}{\rho \varepsilon} \left(\frac{g}{U} + \frac{\lambda U}{2 d_{\Gamma}} \right)$$

$$\frac{\partial T}{\partial \xi} = \frac{1}{\psi_1} \frac{\partial}{\partial \psi_1} \left(\frac{r^2 \rho U}{Pr_t} \frac{\partial T}{\partial \psi_1} \right) + \frac{q_v}{c_p \rho U \rho \varepsilon}$$

Начальные условия для системы уравнений в преобразованных координатах будут иметь вид

при $\xi = 0$ $U = U_0(\psi)$, $T = T_0(\psi)$

при $\psi = \Psi$ $\frac{\partial U}{\partial \psi} = \frac{\partial T}{\partial \psi} = 0$

при $\psi = 0$ $U = 0$

Решение поставленной задачи находилось численным способом.

Расчетное обоснование конструкции стенда для исследования гидродинамики сверхкритического рабочего тела

Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, А.С. Шелегов,
В.И. Слободчук, В.Ф. Украинцев, Г.П. Богословская
ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск, Россия

chusov@iate.obninsk.ru, Tel:848439-78436, Fax:848439-70131

Одна из концепций реакторов нового поколения основывается на использовании теплоносителей нового типа, в частности, теплоносителей со сверхкритическими параметрами. Кроме реакторных технологий, теплоносители на сверхкритике предполагается использовать для утилизации вторичного тепла действующих ТЭЦ. В докладе приводится теплогидравлическое обоснование возможной конструкции стенда для исследования теплофизики сверхкритических потоков CO₂. Принципиальная схема стенда представлена на рисунке 1.

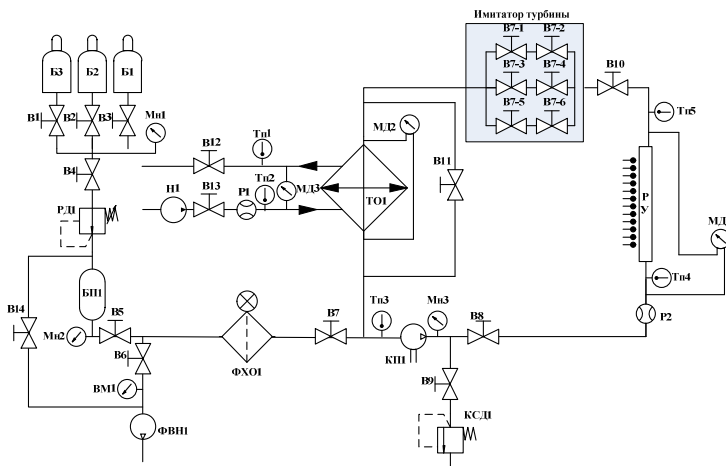


Рис. 1. Принципиальная гидродинамическая схема стенда

Стенд включает в себя систему баллонов высокого давления, заполненных углекислым газом, редукционный клапан, перепускной бак, фильтр очистки CO₂, контур охлаждения теплообменника и основной контур с включенным в него рабочим участком РУ и имитатором газотурбинной установки. На основании выполненных расчетов показано, что такая конструкция стенда будет частично воспроизводить цикл Брайтона как один из возможных термодинамических циклов работы ГТУ.

К вопросу о причинах возникновения катастрофы на Японской АЭС «Фукусима»

И. П. Шестопалов¹, С. В. Белов², Ю. Д. Кузьмин³

¹*Геофизический центр РАН, Москва, Россия*

²*Московский государственный открытый университет,
Москва, Россия*

³*Камчатский филиал Геофизической службы РАН,
г. Петропавловск-Камчатский, Россия
shest@wdcb.ru, Тел.: +7-495 930-56-19*

Огромные масштабы катастрофы на Японской АЭС «Фукусима» требуют как можно более полного рассмотрения причин ее возникновения. Предполагается, что на работу АЭС могут оказать влияние различные факторы внешней среды, в частности, потоки нейтронов, которые генерируются во время землетрясений.

Мы провели анализ данных сейсмической и вулканической энергии, выделившейся на всем Земном шаре за период с 1680 по 2010 г., в сопоставлении с солнечной активностью. В результате выявлены вековые циклы солнечной активности, сейсмичности, а также эндогенной активности Земли в целом продолжительностью около 100 лет, т. е. включая вулканическую активность. В начале каждого из циклов XVIII, XIX и XX вв., сейсмическая и вулканическая активность имели максимальное значение, значения же чисел Вольфа, характеризующие солнечную активность, были минимальны. Таким образом, наблюдалась существенная отрицательная корреляция сейсмичности и вулканизма Земли с солнечной активностью. По нашим данным, третий (начиная с 1680 г.) вековой цикл, начавшийся в 1890 г., закончился в конце XX в. Это позволяет считать, что в 90-х гг. прошлого века начался новый вековой цикл, в начале которого (по аналогии с предшествующими) должны будут наблюдаться относительно пониженная солнечная активность и, наоборот, сильная сейсмическая и вулканическая активность, которая сохранится на протяжении примерно первой трети столетнего цикла. Землетрясение в Чили с $M = 8,8$, которое произошло 27 февраля 2010 г., и землетрясение в Японии с $M = 9$ 11 марта 2011 продолжило список мощных землетрясений, которые, как прогнозировалось, будут происходить в начале наступившего векового цикла. Данные о

вулканическом извержении в апреле 2010 г. в Исландии также подтверждают нашу концепцию.

Опыт наших наблюдений свидетельствует о том, что при нарастании локальных напряжения в каком-либо районе Земли, т. е. в период подготовки природной катастрофы, происходят не только механические процессы, но и другие, в том числе атомно-ядерные. В результате происходит резкое увеличение потоков нейтронов, регистрируемых на поверхности Земли. В специфических условиях пород земной коры эти нейтронные потоки могут передаваться на сверхдальние расстояния. Конкретно это проявляется в том, что нами обнаружена высокая корреляция между энергией землетрясений и потоками нейтронов земного происхождения, регистрируемыми нашими приборами. Интенсивность потоков нейтронов особенно возрастает вблизи тектонических разломов перед крупными землетрясениями.

В экспериментах, проводимых в 2010 г., получено подтверждение о регистрации на поверхности Земли нейтронов, связанных с землетрясениями и вулканическими извержениями.

В результате наземных измерений в 2010 г.: а) тепловых нейтронов, проводившихся в Институте земного магнетизма, ионосферы и распространения радиоволн им. Н.В. Пушкова РАН (ИЗМИРАН), в г. Троицк. Московской области; и б) на пункте комплексных наблюдений Камчатского филиала Геофизической службы РАН вблизи г. Петропавловск-Камчатский были зарегистрированы потоки частиц, связанные с происшедшим 27 февраля крупным землетрясением в Чили с магнитудой $M_w = 8,8$.

Наблюдались как отдельные кратковременные всплески потоков нейтронов, зарегистрированные в Москве, так и возрастание потоков тепловых нейтронов на несколько порядков, которое началось в г. Петропавловск-Камчатский примерно за сутки до землетрясения. Значительные потоки нейтронов наблюдались в Москве и на Камчатке в марте и апреле 2010 г. в связи с извержением вулкана Эйяфьялайокуль в Исландии. 21 марта 2010 г. вулкан проснулся, а основная фаза выбросов началась 14 апреля. Объем выброшенного пепла по предварительным данным за

14–18 апреля составил 30 км³. Это извержение – одно из самых крупных за последние 100 лет. Увеличение на несколько порядков потоков нейтронов стало наблюдаться еще до начала извержения вулкана в марте 2010 г. (см. рис. 1).

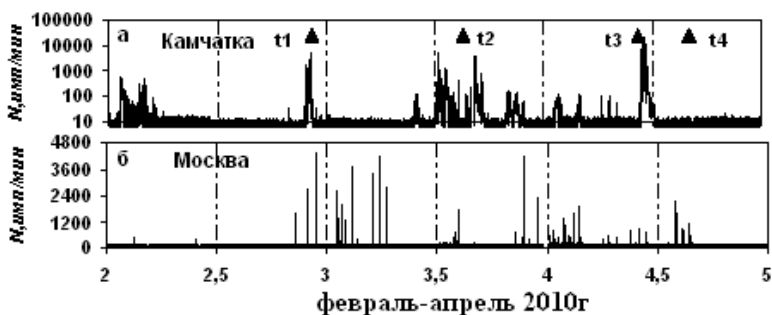


Рис. 1. Треугольники - t1- t4 означают: t1- время землетрясения в Чили, t2 – время начала извержения вулкана; t3- t4 – период взрывной фазы извержения. Увеличение потоков на несколько порядков наблюдалось в Москве и на Камчатке уже в январе 2011 г., то есть почти за два месяца до землетрясения 11 марта 2011г. в Японии с магнитудой $M = 9$ (см. рис. 2).

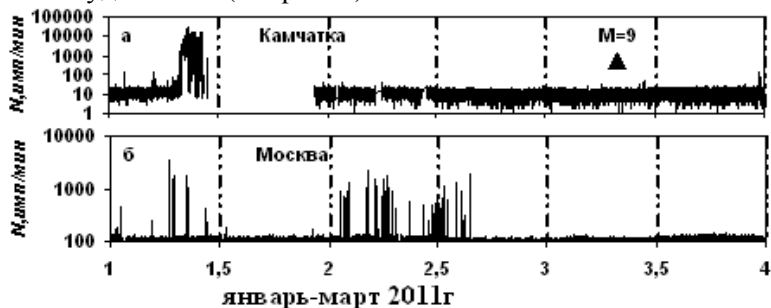


Рис. 2. Треугольник - время землетрясения в Японии 11 марта 2011г с магнитудой $M = 9$

В связи с обнаружением высокой сейсмической и вулканической опасности в начале векового цикла, которые являются источником нейтронов, должны быть повышены требования к безопасной работе АЭС, т.е. катастрофы на атомных электростанциях и других объектах с реакторами могут возникнуть не только в результате ошибок операторов, но и в результате воздействия на функционирование реактора и систем его управления различных явлений внешней среды, в частности, нейтронов земного происхождения, которые

генерируются во время землетрясений и вулканических извержений

Опасность ядерных объектов в результате различных явлений внешней среды сводится следующими факторами

1. Проверка возникновения нештатных режимов работы АЭС в период назревания природных стихийных событий из-за нарастания нейтронного фона.

2. Возможность повреждения реактора в результате землетрясения и вулканических извержений.

3. Влияние на его работу потоков нейтронов и др. частиц.

При этом за очень короткий промежуток времени (несколько секунд) их потоки могут увеличиться на несколько порядков.

Можно предположить, что нарушение работы АЭС в Японии в результате землетрясения 11 марта 2011 г. началось уже в январе 2011 г., в то время, когда по данным прибора на Камчатке, потоки частиц достигли значений несколько десятков тысяч в минуту.

Поэтому желательно организовать сейсмический мониторинг вблизи АЭС. Для этих целей могли бы подойти устройства для регистрации нейтронного излучения в качестве предвестника землетрясений и вулканических извержений.

Литература

1. Шестопалов И.П. К вопросу о причинах возникновения катастрофы на Чернобыльской АЭС/ VIII Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» (17-19 сентября 2002 г., г. Обнинск): тез. докл. – С.174-176.

2. Рогожин Ю.А. Шестопалов И.П. Нейтронное прогнозирование сейсмической безопасности АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №1. – С. 33-38.

Измерения распределения скоростей деления по высоте и радиусу критической сборки БФС

Д.С. Яшихин

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

DIman19892007@mail.ru, Tel: +79190371639, +79157162870

Одним из обязательных видов экспериментов при моделировании реактора нового типа является измерение

распределений скоростей реакций деления по высоте и радиусу критической сборки.

Эти измерения для различных делящихся элементов, входящих в состав реактора, позволяют сконструировать энерговыделение по объему реактора. Это, в свою очередь, дает возможность выявить области критического перегрева реактора и принять меры для его устранения.

В данной работе приведены описание и результаты эксперимента по моделированию быстрого реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем. Моделирование проводилось на БФС-1, измерения проводились с помощью малогабаритных камер деления (МКД) со слоями уран-235 и уран-238.

Активная зона сборки БФС-107-2Б содержит две зоны – зону №1, в которой теплоноситель имитируется таблетками свинца, и зону №2, в которой теплоноситель имитируется таблетками эвтектики свинец-висмут. Активная зона окружена по периферии отражателями из труб с эвтектикой свинец-висмут, сталью, и карбидом бора.

Результаты измерений приведены на рис. 1 и 2.

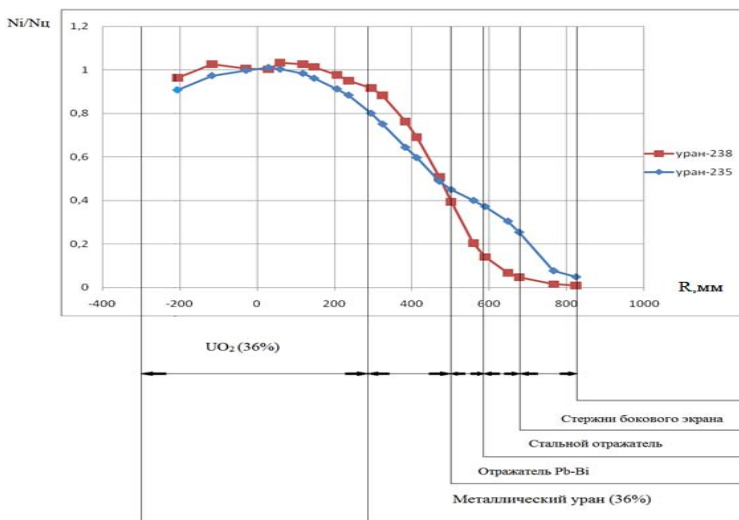


Рис.2. Распределения скоростей делений по радиусу критической сборки БФС-107-2Б

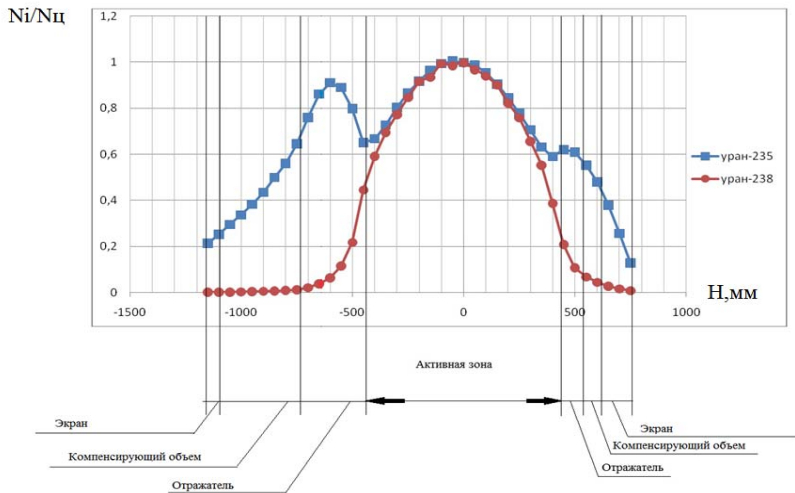


Рис.3. Распределения скоростей делений по высоте критической сборки БФС-107-2Б

УПРАВЛЕНИЕ ЖИЗНЕННЫМ ЦИКЛОМ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ И ДИАГНОСТИКА

Особенности системы виброшумового контроля энергблока №1 АЭС «Куданкулам»

А. Аникин, В. Хайретдинов

ОАО ОКБ «Гидропресс», Подольск, Россия

khayretdinov@grpress.podolsk.ru, Tel, Fax: 8-496-7540417

Внутриреакторное оборудование современных и перспективных ядерных энергетических установок с водородными энергетическими реакторами (ВВЭР), включающее в себя внутрикорпусные устройства (ВКУ) и тепловыделяющие сборки (ТВС), отличается как сложностью конструктивного исполнения, так и разнообразием нагрузок, действующих на элементы в процессе эксплуатации. Обеспечение вибродинамической надежности ВКУ и ТВС является одним из важных факторов, определяющих безопасность атомной электрической станции (АЭС). Параметры вибросостояния ВКУ влияют на долговечность и накопление повреждаемости элементов оборудования, усталость металла, процессы виброизноса, фреттинг-коррозию, вероятность соударения твэлов и др.

На данный момент контроль за вибродинамическим состоянием ВКУ реакторов ВВЭР-1000, как правило, производится по показаниям первичных преобразователей вне реакторного контроля, реже в качестве дополнения к средствам виброконтроля используют датчики прямого заряда (ДПЗ) и ионизационные камеры. Хотя данный подход позволяет выявить возникновение непроектных вибросостояний реакторного оборудования по изменению уровней вибрации и смещению пиков автоспектров, он не дает точной и представительной информации о состоянии элементов ВКУ реактора.

Для повышения качества обеспечения вибробезопасности реактора необходим аппарат для получения из показаний первичных преобразователей виброконтроля реактора аналогов показаний виртуальных первичных преобразователей на его внутрикорпусных устройствах. При успешном получении результатов возможно создание

автоматизированного комплекса сбора и обработки информации по состоянию ВКУ реактора во время его эксплуатации и станет возможным создание отдельных критериев для каждого элемента ВКУ по уровням вибраций, задание пределов штатных уровней вибрации, областей риска и границ непроектных уровней вибрации. Получение таких критериев позволит с уверенностью говорить о вибросостоянии ВКУ реактора и выдавать решение по продолжению его работы либо останову для проведения ремонтных работ.

Для выполнения этих задач на ОКБ «Гидропресс» сложились уникальные возможности. Система виброшумового контроля (СВШК), являющаяся частью комплекса специальных пусконаладочных измерений (СПНИ), производимых ОКБ «Гидропресс», может использоваться в качестве переходного звена между системами СПНИ, контролирующими непосредственно элементы ВКУ реактора, и штатными средствами виброконтроля.

Основываясь на результатах работы СВШК в период пусконаладочных работ, как промежуточного звена, планируется в дальнейшем получать данные по вибросостоянию ВКУ реактора по показаниям штатных систем виброконтроля в период его эксплуатации.

В качестве первого шага в этом направлении запланированы работы по получению аналогов автоспектров показаний преобразователей на ВКУ по результатам измерений систем СПНИ для реактора энергоблока №1 АЭС Куданкулам (Индия). С целью обеспечения этих работ СВШК, используемая на данной АЭС, была модернизирована. Был произведен предварительный анализ результатов по прототипным данным СПНИ на реакторе энергоблока №2 Волгодонской АЭС (Россия).

Литература

1. Драгунов Ю.Г., Селезнев А.В., Хайретдинов В.У. «Методы и средства обеспечения эксплуатационной надежности внутриреакторного оборудования ВВЭР-1000 по результатам пусконаладочных испытаний и измерений»/ Материалы XII НТК «Датчик–2000», «Датчики и преобразователи

информации систем измерения, контроля и управления» (Россия, Судак, 2000). – С. 221–222.

2. Драгунов Ю.Г., Селезнев А.В., Хайретдинов В.У., Моторнов Г.В., Падеров М.М., Сидоркин А.С., Ляшенко В.В., Мамонтов С.В., Андропова Л.С. Системы пусконаладочных измерений при вводе в эксплуатацию энергоблока №1 Ростовской АЭС/ Сборник трудов конференции 2-й НТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Россия, Подольск, 2001). – Т. 2. – С. 254–261.

Проверка статистических гипотез о характере потока отказов сложных технических систем

А.В. Антонов, К.А. Белова, В.А. Чепурко
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Классические способы оценивания показателей надежности оборудования [1, 2] применимы для тех случаев, когда протекающие процессы можно считать однородными во времени. Это означает, что поток отказов является рекуррентным (приращение числа отказов приблизительно постоянно). Данное предположение справедливо только для этапа нормальной эксплуатации. Для стадий приработки и старения характерна зависимость показателей надежности от времени.

Тенденции потока отказов совокупности восстанавливаемых объектов отображает такая характеристика, как параметр потока отказов (ППО). В период нормальной эксплуатации ППО является приблизительно постоянной величиной. Однако на этапах приработки и старения данный показатель надежности убывает и возрастает (могут иметь место и более сложные зависимости) со временем соответственно. Наличие у ППО зависимостей, отличных от константы, можно объяснить присутствием в потоке событий неоднородностей: областей-«разрежений» и областей-«сгустков» (учащений) отказов.

В условиях неоднородности во времени потока отказов, наработки между двумя последовательно произошедшими отказами для конкретного объекта из совокупности не являются одинаково распределенными случайными величинами. Следовательно, как поток отказов одного

восстанавливаемого объекта, так и суммарный поток нельзя считать рекуррентным, а приращение числа отказов – постоянным. В этом случае применять классические способы расчета показателей надежности непосредственно к данным некорректно – необходимо учитывать неоднородность во времени потока событий.

Поэтому анализ характера поступающих данных об отказах, а именно, проверка гипотезы об однородности во времени потока отказов, должен предшествовать выбору метода оценивания показателей надежности оборудования.

Цель данного доклада – представить результаты исследования и применения на практике критериального комплекса проверки гипотезы о простейшем потоке отказов для группированных данных об отказах оборудования АЭС [3]. Данный комплекс состоит из трех критериев, проверяющих гипотезы

- Пуассоновском распределении приращений числа отказов (или о пуассоновском приращении числа отказов);
- постоянстве приращений числа отказов;
- случайности приращений числа отказов (частный случай – гипотеза отсутствия старения).

Рассмотрены следующие вопросы:

- 1) проблема группирования малых частот для критерия χ^2 ;
- 2) согласие статистик типа χ^2 теоретическому распределению с соответствующим числом степеней свободы;
- 3) мощность критериального комплекса и каждого из входящих в него критериев;
- 4) применение критериального комплекса на практике.

Литература

1. Байхельт Ф., Франкен П. Надежность и техническое обслуживание. – М.: Радио и связь, 1988. – 357 с.
2. Вентцель Е.С., Овчаров Л.А. Теория случайных процессов и ее инженерные приложения. – М.: Наука, 1991. – 384 с.
3. Вероятностный анализ показателей надежности остаточного ресурса оборудования подсистем СУЗ Билибинской АЭС на основе информации об отказах за

период 1974-2006 / Кисиль И.М., Антонов А.В. и др.
Технический отчет, – М.: ВНИИАЭС, 2007. – 114 с.

**Использование облачных технологий и методов
интеллектуальной обработки потоков данных в системах
контроля, управления и диагностики АЭС**

П.А. Белоусов, А.В. Нахабов, А.Б. Комиссаров, А.С. Гордеев

*Совместная проблемная научно-исследовательская
лаборатория современных диагностических систем,
ОАО «СНИИП», г. Москва и ИАТЭ НИЯУ «МИФИ»,*

г. Обнинск

mdsl.sniip@gmail.com, Tel:+7(48439)30600

Система контроля, управления и диагностики является одной из важнейших составляющих автоматизированной системы управления технологическими процессами на АЭС. Эта система является результатом длительной работы целого ряда научных и проектных организаций, таких как РНЦ «Курчатовский институт», ОАО «ВНИИАЭС», ГНЦ РФ-ФЭИ, ЗАО «Диапром», ООО «СНИИП-АСКУР», ОАО «СНИИП». В течение последних 20 лет развитие этой системы сводилось к последовательному улучшению используемого аппаратного и программного обеспечения, при этом кардинальных новых решений не производилось [1].

В настоящее время одними из основных задач, поставленных перед атомной отраслью, являются оптимизация характеристик существующих АЭС и разработка перспективного проекта типового оптимизированного энергоблока на основе технологии ВВЭР и СВБР-100 [2]. При этом большое внимание уделяется широкому использованию современных информационных технологий. Специфика работы современных систем, обеспечивающих безопасную эксплуатацию АЭС, приводит к необходимости обработки больших информационных потоков в реальном масштабе времени с повышенными требованиями к безопасности и надежности самих систем.

На сегодняшний день одной из ключевых технологий, позволяющих перейти от экстенсивного развития информационной инфраструктуры на АЭС к планируемому и прогнозируемому использованию вычислительных мощностей,

является виртуализация. Она позволяет создать управляемую, высоконадежную, безопасную и максимально эффективную инфраструктуру, гибкую и быстро настраиваемую на практически любые изменения. Другой составляющей данного подхода является использование специализированных центров обработки и хранения данных [3].

Современные системы диагностирования АЭС должны непрерывно выполнять в режиме реального времени наблюдение и анализ сотен сигналов (временных рядов). Часто задача ставится так, что необходимо контролировать эти потоки данных в совокупности, причем учитывая не только текущие значения, но и предысторию. Наряду с вычислением индивидуальных статистических характеристик каждого сигнала необходимым становится также анализ их взаимных корреляций, в том числе с учетом запаздывания. Традиционные подходы с ростом числа сигналов и частоты поступления данных упираются в технические ограничения по памяти и быстродействию системы и не позволяют проводить обработку в режиме реального времени. Поэтому задачи, связанные с разработкой и применением методов и алгоритмов обработки и анализа информации в совокупности с современными облачными технологиями, повышающие безопасность и эффективность функционирования и управления сложными системами, к которым относятся ядерные энергетические установки, являются актуальными.

В последние годы перспективными направлениями признаны нейронные сети различного типа, факторный и кластерный анализ сигналов, методы, основанные на использовании нечетких множеств. Отдельной важной проблемой является разработка специализированных баз данных временных рядов, позволяющих эффективно работать в реальном времени с большим объемом динамической информации. Для достижения этой цели активно развивается технология обработки потоков данных, которая может дать значительные преимущества при применении к задачам диагностирования АЭС [4].

Литература

1. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Финкель Б.М. Системы диагностирования ВВЭР. – М: Энергоатомиздат, 2010.- 391с.

2. Создание типового проекта оптимизированного и информатизированного энергоблока технологии ВВЭР (ВВЭР-ТОИ) [Электронный ресурс]. URL: <http://i-russia.ru/nuclear/directions/35/> (проверено 01.04.2011)
3. Мызгин И. Особенности построения корпоративных и аутсорсинговых ЦОД // Rational Enterprise Management – №03 – 2009.
4. Белоусов П. А., Скоморохов А.О. Разработка и применение методов обнаружения изменения свойств и прогнозирования временных рядов в задачах диагностирования АЭС// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006.

Разработка универсальной программно-аппаратной платформы функциональных подсистем АСУ ТП АЭС

А.Б. Комиссаров, А.С. Гордеев, П.А. Белоусов,
А.В. Руденко, Д.В. Васильковский, А.В. Муравьев
*Совместная проблемная научно-исследовательская
лаборатория современных диагностических систем,
ОАО «СНИИП», г. Москва и ИАТЭ НИЯУ «МИФИ»*

В современных системах диагностики все большее значение уделяется увеличению количества измеряемых параметров и качеству передачи информации. В настоящее время большое количество систем технической диагностики оборудования АЭС передают информацию от объекта контроля через аналоговые линии связи. При передаче аналогового сигнала на значительные расстояния приходится решать ряд дополнительных задач, связанных с проблемами помехозащищенности и затухания сигнала в измерительном канале, а также с тем, что для разных датчиков приходится использовать свой тип кабеля.

В сложных распределенных системах с большим числом измерительных каналов количество кабельных линий часто доходит до критического значения, увеличивая стоимость прокладки аналоговых линий в десятки раз и сокращая тем самым способность измерительной системы к модернизации и масштабированию. Более того, общая надежность подобной системы вследствие ее «разношерстности» уменьшается. Исходя из этого, актуальной задачей повышения

безопасности АЭС является разработка универсального измерительного канала, базирующегося на новой технологической платформе и новых принципах организации передачи информации.

Разрабатываемый универсальный измерительный канал предназначен для создания легко масштабируемых систем контроля и диагностики оборудования и для измерения непрерывных, дискретных и импульсных сигналов в реальном времени.

Главной отличительной особенностью разрабатываемого канала от существующих является высокая степень унификации программной и аппаратной части, а также возможность синхронизации по сети с высокой точностью.

Литература

1. Сергиенко А.Б. Цифровая обработка сигналов. – СПб.: Питер, 2002. – 608с.: ил..
2. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Финкель Б.М. Системы диагностирования ВВЭР. – М.: Энергоатомиздат, 2010. – 391с.
3. Козлов-Кононов Д. Процессорные ядра семейства Cortex. Сочетание высокой производительности и низкого энергопотребления. //Электроника: Наука, технология, бизнес. – 2010. – №8(106). – С.16-26.
4. Многоканальная распределённая система синхронного сбора данных «жесткого» реального времени, построенная на основе Ethernet-технологий //Современные технологии автоматизации. –2007. – №3(44). – С. 40-45.
5. Разработка универсального измерительного канала для систем контроля, управления и диагностики промышленного оборудования / Сборник тезисов молодежного научно-инновационного конкурса по программе «У.М.Н.И.К.». – Обнинск 2011.

Автоматизированная ультразвуковая система снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов АЭС

А.И. Трофимов, С.И. Минин, А.В. Руденко, К.А. Косырев,
Д.В. Васильковский

Повышение надежности сварных конструкций является одной из важных проблем безопасности АЭС. Работоспособность сварных конструкций определяется работоспособностью сварного соединения, несущая способность которого значительно уступает несущей способности основного металла. Это связано с термомодеформационными процессами, а также с фазовыми и структурными превращениями при сварке, в результате которых в сварных соединениях образуются остаточные напряжения. Они складываются с напряжениями от внешних нагрузок и являются основной причиной разрушения сварных конструкций.

На кафедре «Автоматика, контроль и диагностика» ИАТЭ НИЯУ МИФИ (г. Обнинск) предложен и разработан ультразвуковой метод снятия остаточных напряжений в сварных соединениях металлов и сплавов. Были определены оптимальные расстояния от ультразвукового излучателя до сварного шва и угол наклона излучателя к поверхности свариваемого изделия. Создан опытный образец автоматизированного устройства снятия остаточных напряжений на основе разработанного метода, функциональная схема которого приведена на рис. 1.

Для обеспечения эффективного снятия остаточных напряжений необходимо непрерывное воздействие ультразвуком на образец, поэтому в устройстве используется два высокоомощных (~3кВт) генератора ультразвука с водным охлаждением. Блок управления 1 осуществляет управление шаговыми приводами перемещения преобразователей вдоль трубопровода. Блок управления 2 управляет электрическими тормозами, чтобы удерживать преобразователи на трубе между перемещениями; определяет положение сварочного электрода относительно преобразователей с помощью оптических датчиков и передает эту информацию в микроконтроллер блока управления 1 с помощью интерфейса RS485. Кроме того имеется видеосистема системы визуального контроля положения сварочного аппарата относительно ультразвуковых преобразователей.

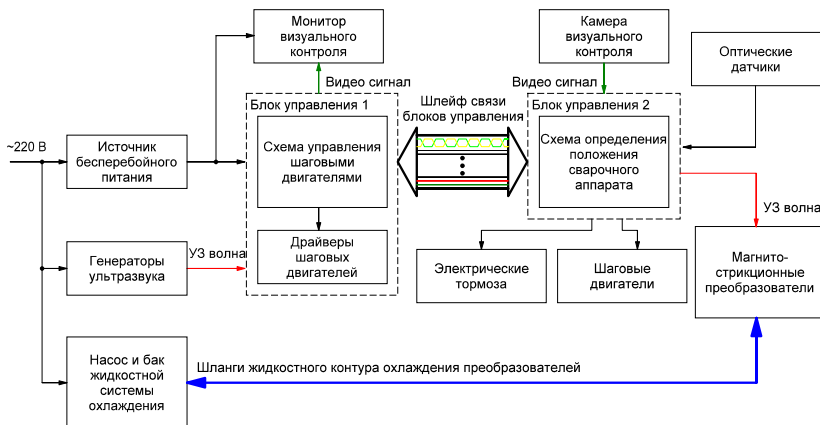


Рис. 1. Функциональная схема устройства

Устройство осуществляет автоматическое следование за сварочным автоматом, обеспечивая непрерывное воздействие ультразвуком на свариваемый трубопровод.

Ультразвуковое устройство найдет широкое применение в атомной промышленности как при ремонтных работах, так и при строительстве новых АЭС.

Литература

1. Трофимов А.И. Ультразвуковой метод снятия остаточных напряжений в процессе сварки. – М.: Энергоатомиздат, 2008.

Ультразвуковой контроль шпильки главного разъема узла уплотнения реактора ВК-50

Р.А. Глоба, М.А. Трофимов
ИАТЭ НИЯУ «МИФИ»

В период осеннего ППР в 1997 г., после 32 лет эксплуатации установки, была произведена замена всех 60-ти шпилек главного разъема узла уплотнения реактора ВК-50 (ОАО «ГНЦ НИИАР»). Вывернуть их вручную физически было невозможно по нескольким причинам: во-первых – длительный период эксплуатации, во-вторых – отсутствие машины для выворачивания шпилек. В результате шпильки были сломаны и затем высверлены. После этого был проведен

визуальный и измерительный контроль корпуса реактора со стороны резьбы. В результате проведения вышеуказанной работы реакторная установка простояла шесть месяцев и у персонала, выполнявшего эту работу, были подняты контрольные уровни доз облучения. Спустя год после замены шпилек при проведении осеннего ППР в 1998 г. была предпринята попытка вывернуть несколько шпилек. Данная попытка не увенчалась успехом, поэтому возникла задача контроля состояния металла и резьбового соединения шпилек главного разъема узла уплотнения без их выворачивания.

В перечне работ по неразрушающему контролю металла реакторной установки ВК-50 основной задачей является определение фактического состояния основного металла корпуса реактора в зоне резьбового соединения главного разъема узла уплотнения. В резьбовое соединение главного разъема узла уплотнения реактора ВК-50 входит корпус и крышка реактора, 60 шпилек и 60 гаек. Корпус реактора ВК-50 и корпус реактора ВВЭР-440 по конструкции одинаковы. Следовательно, решив задачу по контролю корпуса реактора ВК-50 в зоне резьбового соединения главного разъема узла уплотнения можно будет использовать и на реакторах типа ВВЭР-440.

Решение этой задачи осложнено тем, что невозможно вывернуть шпильки из корпуса реактора, снять бандажное кольцо и одновременно отсутствием методики проведения контроля основного металла в зоне резьбовых соединений в сборе (резьбовое соединение шпильки и корпуса реактора) и норм оценки качества при проведении ультразвукового контроля. Со стороны активной зоны реактора на его корпус нанесена антикоррозионная наплавка толщиной 20 мм. Отсутствие материала, идентичного корпусу реактора ВК-50 для изготовления СОП. После анализа используемых методов неразрушающего контроля качества для решения этой задачи был принят ультразвуковой метод контроля качества основного металла корпуса реактора ВК-50 в зоне резьбового соединения главного разъема узла уплотнения.

Так как корпус реактора был изготовлен в 1965 г., и требований по размерам внутренних дефектов восстановить не представилось возможным, то было принято решение использовать для браковки размер внутренних дефектов для

первой категории сварных соединений при соответствующей толщине основного металла, указанных в ПНАЭ Г-7-010-89. Для имитации корпуса реактора взяли штатную гайку, металл которой имеет примерно ту же скорость распространения ультразвуковых волн, что и корпус реактора. Из гайки сделали стандартный образец предприятия (СОП) с плоскодонным отверстием. Площадь рабочей поверхности плоскодонного отверстия в СОП соответствует максимально допустимой эквивалентной площади одиночной несплошности, равной 7 мм², по которой оценивалось качество сварных соединений корпуса при проведении УЗК. УЗК проводится прямым совмещенным ПЭП с рабочей частотой 2,5 МГц и на СОП с наружной стороны гайки «полезный» сигнал от искусственного дефекта имеет стабильный уровень и четко выделялся на фоне сигналов от ниток резьбы. В дальнейшей работе с помощью использования встроенной в ультразвуковой дефектоскоп АРД- диаграммы компенсировали разницу толщин корпуса реактора и стенки гайки.

В результате проведения данной работы была получена информация о фактическом состоянии основного металла (корпуса реактора) в зоне резьбового соединения главного разъема узла уплотнения реактора ВК-50 и определено соответствие ее требованиям нормативно-технической документации.

Оптимизация процесса сварки деталей АЭС путем моделирования сварных соединений в программном пакете SYSWELD

А.И. Трофимов, М.А. Трофимов, Д.А. Егоров
ИАТЭ НИЯУ МИФИ

Применение компьютерных технологий значительно расширяет возможности вычислительного эксперимента для моделирования протекающих в металле процессов, что дает возможность из множества вариантов технологии (термического цикла) выбрать наиболее подходящую или прогнозировать результат сварки. Предварительное моделирование процесса сварки позволит быстро находить

оптимальные технологические решения при значительном снижении ресурсоемкости.

Программа SYSWELD позволяет в рамках моделирования варьировать параметры процесса сварки. Пакет воссоздает сварочные процессы, характерные для всех промышленных сплавов на основе алюминия и сталей. Также возможен анализ специфики поведения более экзотичных сплавов, например, используемых в атомной промышленности. В программе реализована возможность моделирования процесса сварки вручную (по предложенному программой шаблону) или автоматически. Результаты могут быть представлены в виде графиков, диаграмм, числовых значений.

Программа позволяет оценить остаточную деформацию и остаточные напряжения, учесть влияние геометрии материала, оптимизировать процесс сварки, оценить фазовые превращения и влияние активного источника тепла (при лазерной сварке).

На величину остаточной деформации влияет последовательность сборки и наложения сварных швов. Моделирование позволяет предсказать возможную деформацию и минимизировать ее, уменьшить градиент температур и поверхностные напряжения. В результате можно увеличить срок службы изделий при данном количестве циклов нагружения. С помощью программы можно выбрать конструкцию и материал изделия с точки зрения условий эксплуатации.

Результатами применения SYSWELD являются

- сокращение стоимости производства;
- оптимизация проекта изделия;
- максимальная безопасность изделия на ранней стадии проектирования;
- выявление всех факторов, ведущих к изменению формы, размеров и свойств изделия.

Контроль технологических параметров теплоносителя «свинец-висмут» для стенда с МГД- насосом

Л. И. Жуган, П. М. Кашицкий

ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск, Россия

Магнитогидродинамические (МГД) насосы достаточно давно применяются в отдельных ядерных установках, но до настоящего времени еще не получили широкого распространения.

Проводятся экспериментальные работы по обоснованию возможности применения насосов данного типа для жидкометаллических теплоносителей с целью подтверждения принципиальной возможности их применения в различных ядерных технологиях.

Для испытательного стенда необходима система сбора и обработки данных о технологических параметрах с целью подтверждения теоретических расчетов и определения области использования МГД-насосов.

Основной проблемой при разработке испытательного стенда является создание или использование готовых датчиков расхода, температуры, давления, уровня в связи с особенностями жидкометаллической среды «свинец - висмут», работы в этом направлении находятся в начальной стадии.

Существующие системы сбора и обработки данных базируются на современных средствах микропроцессорной техники и электроники, а также системах проводной и беспроводной передачи данных.

В докладе рассматриваются варианты выбора датчиков для определения технологических параметров теплоносителя «свинец-висмут» для испытательного стенда с МГД-насосом и определяется структура системы сбора и обработки данных.

Литература

1. Логинов Н. И. Электронно-магнитные преобразователи расхода жидких металлов. – М.: Энергоиздат, 1981. – 104 с.
2. Турчин Н. М., Дробышев А. В. Экспериментальные жидкометаллические стенды. – М.: Атомиздат, 1978. – 192 с.

Экологический интерфейс для контроля за состоянием барабанов-сепараторов

А.С. Ивкин, А.Н. Анохин

Барабан-сепаратор (БС) РБМК-1000 является одним из наиболее уязвимых и сложных для управления технологических узлов. БС служит источником рабочей и технологической среды как для реактора, так и для турбины, причем эти среды физически не разделены. Вследствие этого многие возмущения, возникающие в процессе функционирования энергоблока, неминуемо отражаются на параметрах БС, что приводит к срабатыванию защиты, остановке реактора и к потенциальной угрозе для безопасности.

Для своевременного реагирования операторам нужно выполнить многочисленные когнитивные операции, включая сопоставление между собой нескольких параметров, выявление их динамики, арифметические расчеты, учет законов термодинамики. В стрессовых ситуациях при дефиците времени такая когнитивная нагрузка чревата ошибками, что подтверждается отчетами о нарушениях на АЭС за последнее десятилетие.

В настоящее время существуют два направления, позволяющих построить информационно емкий, но при этом легкий для восприятия интерфейс. Первое – экологический интерфейс [1] – уже сегодня активно используется для построения человеко-машинных интерфейсов (ЧМИ) для управления технологическими системами в Канаде, США, Франции и странах Северной Европы. Второе – когнитивная графика [2] – пока еще находится на теоретической стадии развития. Суть этих подходов состоит в наглядном представлении динамической технологической информации в виде ассоциативного образа, воспринимаемого человеком как единый целостный объект. Теоретической базой обоих направлений является гештальтпсихология начала XX в.

Принципы построения экологического интерфейса были использованы для проектирования графического образа БС и ассоциированных с ним технологических параметров. Разработанный визуальный образ позволяет отслеживать материальный баланс многочисленных входящих и исходящих потоков, наблюдать и прогнозировать достижение

параметрами уставок, быстро оценивать имеющиеся в распоряжении оператора средства воздействия на параметры и контролировать состояние соответствующего оборудования (насосов и регулирующих клапанов). Такой интерфейс избавляет оператора от сопоставления между собой показаний многочисленных датчиков расхода и уровня, от контроля «разбежки» показаний датчиков и других операций.

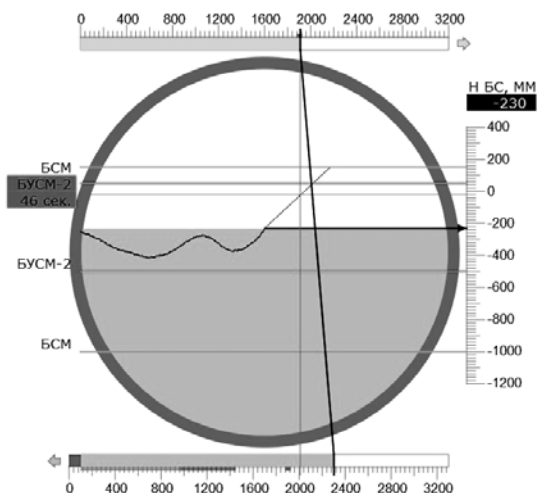


Рис. 1. Фрагмент экологического интерфейса для контроля за БС

Вместе с интеллектуальной «начинкой» – математической моделью и базой знаний по управлению питательными узлами БС – экологический интерфейс образует систему поддержки ведущего инженера управления блоком (ВИУБ) РБМК-1000. Полномасштабный прототип системы написан на языке JavaFX Script.

Литература

1. Vicente K.J., Rasmussen J. Ecological interface design: theoretical foundations // IEEE Transactions on Systems, Man, and Cybernetics. – 1992. – Vol. 22, №4. – pp. 589-606.
2. Зенкин А.А. Когнитивная компьютерная графика / Под ред. Д.А. Пospelova. – М: Наука, 1991. – 192 с.

Анализ и исследование подходов к организации технического обслуживания энергоблоков АС

В работе проводятся исследования методов определения сроков проведения профилактического ремонта в системах с неполным восстановлением. Выполняется анализ моделей ускоренных испытаний. Части системы с течением времени эксплуатации изнашиваются, что приводит к их дальнейшей непригодности, увеличению числа отказов, снижению прибыли, поломке системы в целом. Чтобы избежать подобных проблем, необходимо своевременно проводить плановые предупредительные профилактики системы. Период проведения таких профилактик должен быть выбран с учетом наиболее важных показателей качества и надежности системы.

В работе разрабатываются и исследуются методы анализа надежности систем, длительное время находящихся в эксплуатации. Ввиду этого при функционировании объектов наблюдается эффект старения. В качестве метода учета этого эффекта используются модели ускоренных испытаний.

С целью анализа зависимости времени профилактического ремонта от вероятности безотказной работы до и после ремонта были построены и исследованы графики поведения искомых характеристик от воздействующих факторов.

Литература

1. Okulewicz J., Salamonowicz T. Preventive maintenance with imperfect repairs of a system with redundant objects. – 2009.
2. Антонов А.В., Пляскин А.В. Определение оптимального количества запасных элементов системы с учетом ограничений на стоимость. – Обнинск, 2004.

Система автоматического контроля остаточных напряжений в сварных соединениях оборудования АЭС
А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, А.В. Руденко,
К.А. Косырев, Д.В. Васильковский
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Контроль состояния сварных швов является одной из основных задач диагностики оборудования на АЭС. Напряжения, возникающие в сварных швах и металлах, ведут к неконтролируемому снижению ресурса оборудования, что негативно сказывается на безопасности АЭС. Опасность остаточных напряжений сварных соединений усугубляется тем, что до настоящего времени отсутствуют надежные методы их измерения и прогнозирования.

Исследования показали, что метод ультразвукового контроля напряжений на основе свойства акустоупругости позволяет определить остаточные напряжения в сварных швах и металлах оперативно и по всей глубине изделия.

На кафедре «Автоматика, контроль и диагностика» ИАТЭ НИЯУ МИФИ проводится научно-исследовательская работа по разработке ультразвукового метода контроля остаточных напряжений в сварных соединениях металлов и сплавов, разработано устройство, позволяющее определять остаточные напряжения в сварных соединениях металлов и сплавов. Структурная схема устройства приведена на рис. 1. Оно реализовано в виде двух отдельных блоков: платы приемопередатчика зондирующих импульсов и центра обработки данных. Испытания устройства производились на стенде, представляющим собой трубу, заваренную с обоих концов и заполненную маслом, внутреннее давление которого можно регулировать с помощью пресса.

Разработанное устройство позволяет измерить скорость прохождения ультразвуковых волн в металле в трех направлениях: прямом, осевом и окружном. В устройстве применены пьезоэлектрические ультразвуковые датчики, профилированные под заданный диаметр трубы для обеспечения акустического контакта. Запуск и регулирование уровня зондирующего и отраженного импульса, а также переключение входных и выходных каналов осуществляет микроконтроллер, установленный на приемопередатчике.

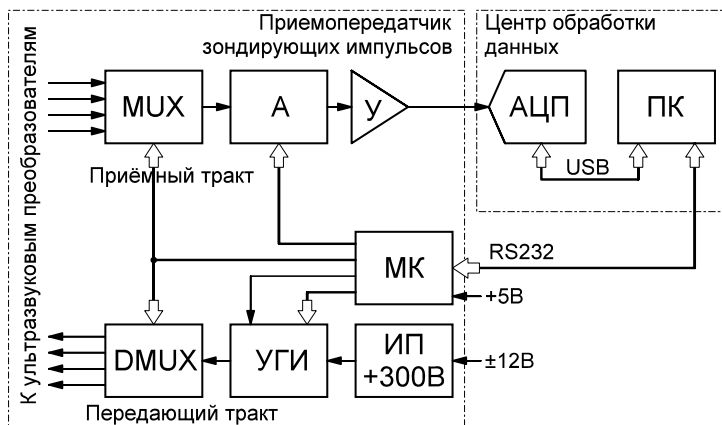


Рис. 1. Структурная схема устройства: MUX – мультиплексор; DMUX – демультиплексор; А – аттенюатор; У – усилитель; АЦП – аналогово-цифровой преобразователь; ПК – персональный компьютер; МК – микроконтроллер; ИП – источник питания; УГИ – управляемый генератор импульсов

С помощью АЦП блока обработки данных производится измерение времени распространения ультразвука в металле с высокой точностью. По известному напряжению, создаваемому в металле лабораторной установки, производится расчет коэффициентов акустоупругости материала трубы. Зная эти параметры, судят о величине остаточных напряжений металла сварных соединений. В данное время ведется работа по созданию опытного образца данного устройства, определению остаточного напряжения в металлах.

Возможности использования системы локального позиционирования на АЭС в чрезвычайных ситуациях и штатных режимах работы

А.Б. Комиссаров, П.А. Белоусов, А.В. Руденко,
К.А. Косырев, Д.В. Васильковский

Совместная проблемная научно-исследовательская лаборатория современных диагностических систем, ОАО «СНИИП», г. Москва и ИАТЭ НИЯУ «МИФИ»

АЭС – это сложное промышленное предприятие повышенной опасности, которое требует эффективного управления своими ресурсами – производственным оборудованием и персоналом. Такое управление требуется на всех этапах жизненного цикла АЭС: строительство и монтаж оборудования; пусконаладочные работы; эксплуатационный, ремонтный и межремонтный периоды; вывод энергоблока из эксплуатации. Ориентирование на территории АЭС, внутри зданий и в крупных производственных помещениях может вызывать затруднения как у новых сотрудников, так и у сотрудников подрядных организаций, выполняющих контрактные работы, строителей, спасателей и др., т. к. выделение сопровождающих и проводников не всегда возможно в условиях текущего производственного цикла и постоянного сокращения количества персонала станции.

В этой связи становится актуальным применение системы локального позиционирования реального времени (СЛП РВ) в условиях ограниченных людских ресурсов и времени, в условиях чрезвычайных ситуаций, когда необходимо спланировать эвакуационные и спасательные мероприятия, а также вести мониторинг параметров окружающей среды внутри производственных помещений с привязкой к конкретным точкам.

Внедрение системы локального позиционирования на АЭС позволит

- существенно улучшить информированность руководящего персонала станции относительно текущего местоположения сотрудников на территории предприятия;
- сократить временные издержки на поиск людей и нужного в текущий момент времени дорогостоящего мобильного оборудования;
- позволит уменьшить количество сотрудников, отвлекаемых на сопровождение командированных;
- повысит информированность о состоянии окружающей обстановки на территории предприятия и в помещениях с привязкой к конкретному месту;
- позволит существенно улучшить информированность о наличии оборудования на складах и его конкретном там местоположении;

- сократит затраты на персонал служб безопасности и контроля, улучшит эффективность их применения. Побочные функции СЛП РВ, реализованные на базе мобильной информационной платформы, могут существенно улучшить информационную поддержку персонала, а также обеспечить экстренную связь с соответствующими ответственными службами в случае чрезвычайной ситуации.

Литература

1. Krzysztof W. Kolodziej and Johan Hjelm. Local Positioning Systems. LBS Applications and Services. ISBN: 978-0-8493-3349-1 CRC Press 2006
2. А.Г. Финогеев, В.А. Маслов. Сравнительный анализ методов позиционирования в беспроводных системах связи/ XVI Всероссийская научно-методическая конференция «Телематика 2009».

Расчет характеристик надежности объектов АЭС с учетом пропущенных данных

А.В. Антонов, Н.Г. Кучина

ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», г. Обнинск, Россия

В настоящее время большое количество энергоблоков АЭС находится на грани исчерпания назначенного ресурса. С целью безопасного и надежного функционирования энергоблоков в отрасли разработаны программы исследований в таких направлениях, как периодическая переоценка безопасности, управление старением, оптимизация технического обслуживания и ремонта, продление срока службы АЭС. В связи с этим возрастает ценность работ по анализу надежности объектов ядерной энергетики и, как следствие, необходимость разработки методов анализа статистической информации о функционировании элементов, подсистем и систем АЭС с целью определения параметров их работоспособности.

При проведении статистического анализа приходится сталкиваться с ситуацией, когда некоторые из свойств одного или нескольких объектов отсутствуют – возникает ситуация данных с пропусками, что приводит к смещению основных статистических характеристик. К возникновению пропусков в

исходных данных может привести множество причин: например, отсутствие значений вследствие каких-то мелких поломок оборудования, не связанных с экспериментальным процессом; или отсутствие данных об отказах оборудования в начале жизненного цикла системы, если наблюдение за ней начали вести только спустя какое-то время после ввода ее в эксплуатацию. Неполные данные несут в себе новую информацию, необходимую для исследования, поэтому их важно включать в анализ.

Одним из перспективных в статистическом анализе методом заполнения пропусков в данных считается сравнительно новый *resampling*-метод. Данный метод является разновидностью бутстреп-метода, предложенного в 1977 г. американским статистиком Бредли Эфроном. В настоящей работе *resampling*-метод применяется для заполнения пропусков в данных об отказах оборудования энергоблоков АЭС. Суть процедуры восстановления пропущенных данных *resampling*-методом состоит в следующем. Первоначально по имеющимся результатам наблюдений за объектом исследования с помощью непараметрических методов восстанавливается закон распределения наработки до отказа. Затем определяется количество пропущенных данных на интервале, где наблюдения за объектом исследования не велись. Далее полученную информацию можно рассматривать как цензурированную и учитывать при построении оценки распределения наработок до отказа наряду с первоначальными данными наблюдений. Другой подход – по восстановленному на первом этапе закону распределения смоделировать пропущенные данные и строить оценку закона распределения на основе объединенной выборки.

В работе получены методики учета пропущенных данных для случая восстанавливаемых и невосстанавливаемых объектов. Выведены формулы расчета объема пропущенных данных и схемы моделирования отказов на любом временном интервале как в начале, так и в середине периода эксплуатации объекта.

Были проведены исследования процедуры учета пропущенных данных с применением *resampling*-метода на модельной выборке. Результаты тестовых испытаний доказали эффективность разработанной методики, которая за счет повторного использования исходных данных позволяет

наиболее полно и информативно использовать имеющуюся информацию.

Литература

1. Злоба Е., Яцкив И. Статистические методы восстановления пропущенных данных. // Computer Modelling & New Technologies, 2002. №6. – С. 51 – 61.
2. Антонов А.В., Острейковский В.А. Оценивание характеристик надежности элементов и систем ЯЭУ комбинированными методами. – М.: Энергоатомиздат, 1993. – 368 с.

Измерение расхода жидкого натрия в тепловой трубе

Н.И. Логинов, А.С. Михеев, А.А. Мухлынин

*Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского*

Тепловые трубы с натрием в качестве теплоносителя могут использоваться в системах аварийного охлаждения теплоэнергетических установок, в том числе и атомных, работающих при температуре выше 600оС. На основе газорегулируемых тепловых труб могут быть созданы полностью пассивные системы аварийного охлаждения [1]. Тепловые трубы в таких системах будут иметь длину десять и более метров и диаметр более 100 мм. При исследовании таких тепловых труб для обоснования их теплопередающих характеристик необходимо знать гидродинамику теплоносителя в жидкой и в парообразной фазах.

В данной работе приводятся результаты экспериментального исследования расхода натрия, стекающего из зоны конденсации тепловой трубы в зону испарения. Произведены измерения расхода в трех поперечных сечениях, расположенных в транспортной зоне тепловой трубы длиной 10 м с внутренним диаметром 100 мм. В каждом сечении измерены значения локального расхода в четырех точках по окружности.

Измерения производились электромагнитным методом с использованием передвижного постоянного магнита небольших размеров и электродов, приваренных к наружной поверхности трубы в контролируемых точках. Значения

выходного сигнала такого электромагнитного датчика составляли десятки микровольт и регистрировались с помощью быстродействующей компьютерной системы со скоростью 1000 измерений в секунду. Температура натрия в тепловой трубе была в диапазоне 550–650оС.

Экспериментально показано, что локальный расход натрия в стекающей пленке распределен неравномерно по окружности и имеет колебательный во времени характер. Иногда наблюдались отрицательные значения расхода, что свидетельствует о торможении потока жидкого натрия встречным потоком пара.

В докладе дается описание конструкции датчика, приводится методика измерения, интерпретация результатов и количественные характеристики потока натрия.

Литература

1. Loginov N., Mikheyev A. On Concept of Heat-Pipe Emergency Core Cooling System for Fast Sodium Fission Reactors. / Proceedings of the 12th International Heat Pipe Conference. Russia, p. 444-447, (2002).

Система экспертного анализа данных по КГО твэл реактора БН-600 на базе центра технической поддержки ГНЦ РФ – ФЭИ

Д.А. Лукьянов, А.О. Скоморохов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия
daluk@iate.obninsk.ru

А.И. Воропаев, П.А. Дворников, С.Н. Ковтун, А.С. Жилкин,
С.И. Югов
ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, Россия
ltd@ippe.ru

Задача контроля герметичности оболочек твэлов (КГО) успешно решается на Белоярской АЭС с помощью нескольких штатных систем КГО. Однако принятие решений по оценке размеров и прогнозирование развития дефекта оболочки твэлов, выдача рекомендаций эксплуатационному персоналу АЭС, определение местоположения дефектных тепловыделяющих сборок осуществляется на основе

экспертных оценок специалистов БАЭС, ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБМ, ОАО «ОКБМ Африкантов».

Специалистами ИАТЭ НИЯУ МИФИ и ГНЦ РФ-ФЭИ предложено использовать технические и коммуникационные возможности центра технической поддержки (ЦТП) ГНЦ РФ-ФЭИ для создания системы экспертного анализа данных по КГО реактора БН-600.

Введенный в эксплуатацию ЦТП ГНЦ РФ-ФЭИ, выполняет функцию инженерно-технической и информационной поддержки кризисного центра концерна «Росэнергоатом» по Белоярской и Билибинской АЭС. ЦТП ГНЦ РФ-ФЭИ обеспечивает оперативную передачу значений технологических параметров реактора БН-600 Белоярской АЭС и возможность видеоконференцсвязи.

Программное обеспечение автоматизированного рабочего места эксперта обеспечивает хранение больших объемов данных по КГО твэлов и эксплуатационным параметрам реактора БН-600, а также предоставляет возможности удаленного оперативного анализа. Заложенные изначально возможности по расширению и модернизации системы позволяют применять ее как полигон для отработки алгоритмов функционирования перспективных систем КГО реакторов БН-600 и БН-800.

В докладе представлено описание ЦТП ГНЦ РФ-ФЭИ, основные возможности и результаты разработки системы.

Литература

1. Лукьянов Д.А., Скоморохов А.О. Применение метода перекомпенсации для определения местоположения негерметичных сборок в реакторах на быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №2.
2. Жилкин А.С., Гурьев С.А., Осипов С.Л., Саяев А.В., Шаманский В.А., Цикунов А.Г. Локализация дефектных ТВС в активной зоне реактора БН-600 с помощью секторной системы КГО // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №1.

Комплексный анализ данных в системе контроля герметичности оболочек твэл реактора БН-800

Лукьянов Д.А., Скоморохов А.О.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

daluk@iate.obninsk.ru

Дворников П.А., Ковтун С.Н., Жилкин А.С., Югов С.И.

ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, Россия

ltd@ippe.ru

Задача контроля герметичности оболочек твэлов (КГО) будет решаться на реакторе БН-800 Белоярской АЭС с помощью нескольких штатных подсистем. Секторная, натриевая и газовая системы КГО являются системами оперативного контроля состояния оболочек твэлов в активной зоне работающего на мощности реактора. Также имеются системы неоперативного контроля состояния оболочек твэлов на остановленном реакторе и при отмывке отработанных тепловыделяющих сборок (ТВС).

Для принятия решений по оценке размеров и прогнозирования развития дефекта в оболочке твэлов, а также определения местоположения дефектных ТВС необходим совместный анализ данных всех подсистем КГО с учетом эксплуатационных параметров реактора и историей перегрузок топлива.

В докладе представлен подход к комплексному решению задачи локализации ТВС содержащих негерметичные твэлы, на основе диагностической системы байесовского типа.

Литература

1. Skomorokhov A.O., Lukyanov D.A., Bayes Diagnostic System to Locate the Defected Fuel Assembly Zone on BN-600 Reactor. BgNS Transactions, Bulgaria – Vol.10–2005–№1.

2. Жилкин А.С., Гурьев С.А., Осипов С.Л., Саляев А.В., Шаманский В.А., Цикунов А.Г. Локализация дефектных ТВС в активной зоне реактора БН-600 с помощью секторной системы КГО// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №1.

**Программно-технический комплекс анализа
термомеханической нагруженности элементов
оборудования РУ с ВВЭР-1000 АЭС «Куданкулам»**

Р. Мальшев, В. Хайретдинов

ОАО ОКБ «Гидропресс», Подольск, Россия

В работе представлена методика исследования термонапряженного состояния узлов и элементов конструкции РУ с ВВЭР-1000 с применением принципиально нового программно-технического комплекса ПТК-ТМХ-СПНИ в составе СПНИ (специальных пусконаладочных измерений) при вводе в эксплуатацию энергоблока №1 АЭС «Куданкулам. Алгоритм ПТК разработан и направлен на проведение онлайн-анализа термонапряженного состояния патрубков и трубопроводов РУ, подвергающихся значительным термоупругим напряжениям в ходе пуска энергоблока АЭС.

Отличительной особенностью программной части ПТК-ТМХ-СПНИ является возможность решения обратной задачи теплопроводности (восстановление температур и напряжений на внутренней стенке конструкции по данным измерения температуры на наружной поверхности) в интерактивном режиме, что позволяет оператору СПНИ мгновенно оценить величину возникающих в конструкции термоупругих напряжений от действия термоударов и нестационарных термопульсаций теплоносителя, а также определить повреждаемость контролируемого оборудования.

Измерительная схема и ПО позволяют одновременно получать и обрабатывать информацию, поступающую как от измерительных средств СПНИ, так и от штатных средств измерения.

Алгоритм программы проверен путем сравнения решений с программным комплексом ANSYS для ряда узлов ГЦК реакторной установки ВВЭР-1000, что также представлено в работе.

В качестве первичных измерительных средств применяются преобразователи тензотермометрирования, хорошо зарекомендовавшие себя при измерениях термомеханических характеристик оборудования ГЦК на отечественных и зарубежных блоках АЭС. В качестве регистрирующей аппаратуры применяются высокоточные автономные измерительные модули фирмы «Solartron», объединенные в локальную сеть S-Net и позволяющие проводить измерения в натуральных условиях при повышенных температурах и влажности. Персональный компьютер и рабочее место

оператора размещаются в пультовой СПНИ в «чистой» зоне, что обеспечивает измерения на всех пуска энергоблока, а также в ходе опытно-промышленной эксплуатации.

Литература

1. Фомин А.В., Сенин В.С. Расчетно-экспериментальное исследование нестационарной термонапряженности элементов машин и конструкций// Проблемы машиностроения и надежности машин.1990.№3, М.: Наука, с.127-133 (1992)
2. Тихонов А.Н., Арсенин В.Я. Методы решения некорректных задач. – М.: Наука, 1974.

Вероятностный анализ безопасности "сухого" хранилища ОЯТ ХОТ-2 ФГУП ГХК

И.С. Мелкумов, С.О. Пинежский, Ф.В. Николаев, С.В.
Захарова, В.Г. Крицкий

ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург

Проведен вероятностный анализ первого уровня ядерной и радиационной безопасности сухого хранилища (ХОТ-2) облученного ядерного топлива (ОЯТ) РБМК-1000 ФГУП «Горно-Химический Комбинат» г. Железнодорожск.

Комплекс систем ХОТ-2 по обращению с ОЯТ РБМК-1000 предназначен для проведения технологических операций по приему, контролю, загрузке в герметичные пеналы и длительному хранению ОЯТ в гнездах сухого хранилища камерного типа, ХОТ-2 на ФГУП «ГХК», с возможностью последующей передачи его на радиохимическую переработку или захоронение.

Способ хранения ОЯТ – сухой, в герметичных стальных пеналах и в герметичных стальных гнездах. Способ отвода тепла от ОЯТ – воздушное охлаждение (естественная конвекция).

Безопасность хранилища в основном обеспечивается за счет реализации глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров, состоящих из топливной матрицы, оболочки твэлов, герметичного пенала, герметичного гнезда хранения, железобетонных строительных конструкций.

Вероятностный анализ безопасности (ВАБ) ХОТ-2 заключается в моделировании исследуемого комплекса технологических процессов посредством стандартных моделей математической логики. В ходе ВАБ были определены внутренние и внешние факторы, которые могут повлечь за собой аварийные последовательности.

Большинство внутренних исходных событий связано с механическим воздействием на ОЯТ при транспортных операциях и возможном падении на ОЯТ элементов оборудования. Кроме того, существенным исходным событием является самопроизвольная разгерметизация пеналов в процессе хранения ОЯТ.

Для проведения численной реализации ВАБ был использован программный комплекс CRISS 4.0, сертифицированный для проведения ВАБ-1 АЭС. Программа CRISS предназначена для моделирования и анализа систем безопасности при проведении вероятностного анализа. Функциональные возможности и математический аппарат, реализованные в программном продукте, полностью адекватны рекомендованной МАГАТЭ методике проведения ВАБ.

По результатам проведенной работы сделан вывод, что объект сухого хранилища ХОТ-2 удовлетворяет всем критериям безопасности.

При проведении ВАБ на этапе ввода в эксплуатацию ХОТ-2 анализировались проектные решения, принятые в ходе СМР и ПНР, результаты входного контроля поставляемых материалов и оборудования и результаты испытаний отдельных систем и узлов. По результатам анализа была проведена корректировка логико-вероятностной модели безопасности объекта, уточнены вероятностные показатели безопасности.

Вероятность запроектных аварий с неблагоприятными конечными состояниями, связанными со значительным выбросом радиации в окружающую среду или в обслуживаемые помещения, составляет $3.18 \cdot 10^{-10}$ в год и $2.11 \cdot 10^{-8}$ в год соответственно.

Ультразвуковой метод снятия остаточных напряжений в сварных соединениях элементов оборудования АЭС

А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов

Работоспособность и надежность сварных конструкций определяется работоспособностью и надежностью сварного соединения, несущая способность которого значительно уступает несущей способности основного металла. Это обстоятельство связано с возникающими в процессе сварки остаточными напряжениями. В процессе эксплуатации остаточные напряжения складываются с напряжениями, создаваемыми внешними нагрузками, и являются основной причиной разрушения металла сварных конструкций.

Решение проблемы снижения остаточных напряжений приобретает особое значение при повышении работоспособности и надежности сварных конструкций ответственного назначения, в том числе конструкций энергоблоков АЭС, где в процессе эксплуатации создаются высокие местные напряжения элементов несущих конструкций. На энергоблоках АЭС с реакторами РБМК-1000 в процессе эксплуатации зафиксированы образования трещиновидных дефектов в сварных соединениях трубопроводов ДУ-300 мм, на энергоблоках с реакторами ВВЭРИ ВВЭР-440 – в сварных соединениях парогенераторов ПГВ-1000 и ПГВ-440. Анализ результатов исследований причин образования трещиновидных дефектов в сварных соединениях трубопроводов ДУ-300 мм, выполненных из сталей аустенитного класса 08Х18НЮТ, показал, что образование и развитие дефектов происходит по механизму межкристаллитного растрескивания под напряжением, возникающим в процессе эксплуатации при термосиловом нагружении. Причинами данного явления являются наличие значительных остаточных напряжений и структурной нестабильности металла сварных соединений.

В настоящее время для снижения остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов и оборудования АЭС применяются метод термического отпуска и деформационные методы. Термический отпуск заключается в равномерном нагреве сварного соединения в течение определенного промежутка времени, выдержке при фиксированной температуре и медленном охлаждении. Отпуск проводится в специальных печах, в которые погружается вся

сварная конструкция. При ремонтных работах проводится местный отпуск сварных соединений с помощью специальных нагревательных устройств. При местном отпуске в области сварного соединения создаются градиенты температур. На границах горячего и холодного металлов неизбежно возникают собственные остаточные напряжения. Деформационные методы основаны на создании в металле сварного соединения местной пластической деформации, противоположной сварной. Для снижения остаточных напряжений циркуляционных трубопроводов ДУ-300 мм на энергоблоках АЭС с реакторами РБМК-1000 широко применяется метод обжата. При обжатии в околошовной зоне сварного соединения создаются сжимающие напряжения, которые компенсируют остаточные напряжения растяжения. Деформационные методы позволяют снизить уровень остаточных напряжений в околошовной зоне, но не устраняют структурную нестабильность металла сварного шва и зоны термического влияния. Высокотемпературная термическая обработка оказывает влияние и на структуру металла сварного соединения. Авторами предложен ультразвуковой метод снятия остаточных напряжений в процессе сварки. Особенность метода заключается в том, что при ультразвуковой обработке сварного соединения в процессе сварки происходит комплексное воздействие ультразвука как на термомеханические процессы в околошовной зоне, так и на процессы кристаллизации металла сварного шва. Результатом воздействия является существенное снижение остаточных напряжений в околошовной зоне и формирование однородной мелкозернистой структуры металла сварного шва и зоны термического влияния.

Создание единого информационного пространства на базе технологий центров обработки данных для АЭС

А.В. Нахабов, П.А. Белоусов, А.С. Гордеев, А.Б. Комиссаров
Совместная проблемная научно-исследовательская лаборатория современных диагностических систем
ОАО «СНИИП», г. Москва и ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
AVNakhabov@mephi.ru, Tel: +7-48439-30501, Fax: +7-48439-30501

В настоящее время в России возобновлено широкое строительство АЭС, разрабатываются новые проекты на основе реактора ВВЭР-1000, такие как проект ВВЭР-ТОИ [1]. На всех этапах жизненного цикла АЭС широко применяются различные информационные системы, требующие большого аппаратного обеспечения и значительных вычислительных мощностей: системы, реализующие технологии 6D-проектирования на этапе строительства АЭС; системы, обеспечивающие безопасность на этапе эксплуатации (АСКРО, СКУД, системы технической диагностики и т.д.); системы мониторинга и планирования работ на этапе вывода из эксплуатации. При этом до сих пор не решен вопрос относительно того, какая информационная инфраструктура является оптимальной для решения подобного рода задач и как наилучшим образом следует организовать работу аппаратных и программных средств указанных систем. На существующих АЭС постоянно ведется работа по повышению эффективности, надежности и безопасности эксплуатации, в том числе путем модернизации измерительных систем и систем контроля, управления и диагностики. Решение этой задачи также тесно связано с модернизацией существующей информационной инфраструктуры [2].

В данной работе рассматривается один из возможных подходов к решению этих задач, заключающийся в использовании центров обработки данных (ЦОД) при АЭС на всех этапах жизненного цикла. ЦОД представляет собой централизованный комплекс аппаратных и программных средств, обеспечивающий автоматизацию различных процессов, с помощью которого создается единое информационное пространство с гарантированными уровнями достоверности, доступности и безопасности данных. ЦОД включает в себя

- информационную инфраструктуру, которая обеспечивает обработку и хранение данных;
- телекоммуникационную инфраструктуру, которая обеспечивает взаимосвязь элементов ЦОД, а также передачу данных между ЦОД и пользователями;
- инженерную инфраструктуру, отвечающую за нормальное функционирование основных систем ЦОД (системы кондиционирования, бесперебойного и гарантированного

электроснабжения, охранно-пожарная сигнализация и системы газового пожаротушения, управления питанием и контроля доступа и т.д.).

В докладе рассматриваются преимущества такого подхода по сравнению с традиционным, особенно в случае совместного использования ЦОД и технологий виртуализации и облачных вычислений. Также представлены основные возможные направления использования общего ЦОД при АЭС на всех этапах жизненного цикла.

ОАО «СНИИП» располагает большим опытом разработки и создания сложных информационных систем для АЭС в соответствии с требованиями российских и международных стандартов, имеет длительные партнерские отношения с компаниями-поставщиками оборудования для ЦОД и разработчиками программного обеспечения, располагает квалифицированными сотрудниками. Все это позволяет рассматривать его в качестве ведущей организации по разработке и созданию центров обработки, анализа и хранения данных при АЭС.

Литература

1. Создание типового проекта оптимизированного и информатизированного энергоблока технологии ВВЭР (ВВЭР-ТОИ) [Электронный ресурс]: URL: <http://i-russia.ru/nuclear/directions/35/> (дата обращения: 15.06.2011).
2. Актуальные проекты Государственной корпорации «Росатом» [Электронный ресурс]: URL: <http://www.rosatom.ru/wps/wcm/connect/rosatom/rosatomsite/employee/actualproject/> (дата обращения: 15.06.2011).

Применение ядерных методов анализа данных для решения задач контроля и диагностики АЭС

А.В. Нахабов

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

AVNakhobov@mephi.ru, Tel: +7-48439-30501, Fax: +7-48439-30501

Ядерные методы интеллектуального анализа данных (kernel methods) появились относительно недавно, но уже доказали свою высокую эффективность при решении самого широкого круга задач. Основная идея этого класса методов заключается

в замене скалярного произведения образов исходных данных так называемой ядерной функцией, благодаря чему такой алгоритм анализа данных применяется уже не в исходном пространстве признаков, а в пространстве значительно более высокой размерности. Это позволяет существенно улучшить качество работы методов анализа данных при минимальном изменении самих вычислительных алгоритмов [1]. Наиболее известным представителем ядерных методов является метод опорных векторов (Support Vector Machine, SVM), также разработаны метод главных компонент, метод анализа признаков и многие другие.

В докладе рассматривается применение ряда ядерных методов для решения различных задач неразрушающего контроля и технической диагностики АЭС, производится их сравнение с традиционными. По результатам применения делаются выводы о преимуществах и недостатках рассмотренных методов применительно к данному классу задач анализа данных.

В качестве программной среды для анализа используется среда для выполнения статистических расчетов R [2].

Литература

1. Shawe-Taylor J., Cristianini N. Kernel Methods for Pattern Analysis — Cambridge University Press, 2004.

Контроль скорости равномерной коррозии конструкционных материалов и оборудования контуров охлаждения АЭС методом поляризационного сопротивления. Адаптация метода для применения на АЭС с РБМК

Ф.В. Николаев, В.Г. Крицкий, М.В. Софьин, И.С. Мелкумов
ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург

Скорость равномерной коррозии контурного оборудования АЭС в условиях поддержания качества теплоносителя в эксплуатационных пределах является достаточно малой величиной и не оказывает существенного влияния на продолжительность безопасной работы оборудования. Тем не менее, учитывая значительную протяженность трубопроводных коммуникаций и тот факт, что первый

контур АЭС (или контур МПЦ для АЭС с РБМК) включает в себя реактор, в котором происходит активация продуктов коррозии, контроль скорости равномерной коррозии может успешно применяться для оценки радиационной обстановки и величин отложений продуктов коррозии на твэлах. Являясь интегральным показателем коррозионной активности теплоносителя, скорость равномерной коррозии может служить важным источником информации в задаче поддержания ВХР в оптимальном состоянии. Использование данного показателя удобно в задачах диагностирования нарушений ВХР и прогнозирования.

Наиболее распространенным методом контроля скорости равномерной коррозии является метод поляризационного сопротивления (ПС). Однако в наиболее распространенном виде метод ПС плохо работает в средах с низкой электропроводностью, характерных для теплоносителей АЭС с РБМК. Это происходит вследствие возникновения сильных шумов и влияния паразитных составляющих.

В ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ» разработан датчик контроля скорости равномерной коррозии методом поляризационного сопротивления для высокотемпературного теплоносителя АЭС с РБМК с низкой электропроводностью. Принята коаксиальная двухэлектродная схема измерительной ячейки, определены оптимальные размеры электродов и режимы проведения измерений. Разработан алгоритм и программное обеспечение обработки результатов измерений с целью исключения неинформативных составляющих и вычисления значений скорости равномерной коррозии.

Постулаты и принципы построения энергетической теории надежности

В.А.Острейковский

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

В процессе длительной эксплуатации объектов сложных систем всегда наблюдается деградация их конструкционных материалов. Это приводит к изменению энергетического соотношения между входом и выходом параметров работоспособности объекта. Классические статистические методы оценки предельного состояния объекта, применяемые

и хорошо разработанные в классической теории надежности, не являются адекватными сложным внутренним процессам изменений в материалах конструкций.

В то же самое время в теории безопасности бурно развивается раздел, связанный с оценкой риска от эксплуатации систем. Это особенно касается теории технического и техногенного риска. Например, такой важный вопрос, как оценка остаточного ресурса объекта нельзя решить без знания предельных состояний его конструктивных элементов. Все это привело к необходимости построения и развития нового раздела теории надежности – энергетической теории надежности.

Доклад посвящен анализу основных постулатов и принципов энергетической теории надежности с позиции фундаментальных соотношений баланса, носящих общее название – законов сохранения. Так как поведение объектов сложных систем в процессе длительной эксплуатации в большинстве случаев описывается нелинейными дифференциальными и интегро-дифференциальными уравнениями, то применение теории законов сохранения позволяет адекватно описывать энергетические процессы деградации конструкционных материалов объектов и, следовательно, научно обосновывать реализацию требований к надежности и безопасности систем.

Работа выполнена при поддержке РФФИ, грант 10-01-00933-а.

Литература

Острейковский, В.А. О методе прогнозирования надежности динамических систем методами теории катастроф. / В.А. Острейковский, С.А. Лысенкова, Я.В. Силин // Сборник научных трудов. Вып.33. Физико-математические и технические науки. – Сургут. гос. ун-т ХМАО - Югры. – Сургут: ИЦ СурГУ, 2010. – С. 32-42.

Острейковский, В.А. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ / В.А. Острейковский, Ю.В. Швыряев. – М.: ФИЗМАТЛИТ. – 2008. – 353 с.

Моделирование риска технической системы на основании теории двумерных функций случайных величин

Е.Н. Шевченко, В.А. Острейковский
Сургутский государственный университет, Сургут, Россия
elenan_27@mail.ru, ova@ivt.surgu.ru, tel. 8-9048-801-545,
8(3462)763-106

В работе рассматриваются двумерные функции случайных величин вероятности исходных событий и ущербов от них как модель риска технической системы.

Приводятся аналитические выражения для плотности вероятности риска и полученные на их основе значения математического ожидания риска.

Выполнено математическое моделирование свойств дифференциальной функции распределения для случая зависимых величин вероятности исходных событий аварий и ущербов от них. Проведено сравнение и выявлены свойства функции плотности вероятности риска при различных сочетаниях законов распределения вероятности исходных событий аварий и ущербов от них для некоторых видов зависимости (линейной и экспоненциальной) между вероятностью и ущербом аварийного события.

Рассмотрены законы распределения нормальный, Рэлея, Вейбулла, логарифмически нормальный, Стьюдента. Для функций Вейбулла при некоторых рассмотренных значениях параметров функция плотности риска не может быть получена. Для функций нормальной и Рэлея наблюдается быстрое приближение функции плотности риска к нулю с ростом значения риска в незначительных пределах. Логарифмически нормальный закон, закон Вейбулла в определенном диапазоне и закон Стьюдента имеют тяжелые «хвосты», больше соответствующие реальным данным о редких событиях аварий.

Литература

1. Острейковский В.А., Шевченко Е.Н. Моделирование техногенного риска как многомерного распределения вероятностей исходных событий и ущерба. // Моделирование и анализ безопасности и риска в сложных системах: Труды Международной научной школы МА БР – 2010 (Санкт-Петербург, 6-10 июля, 2010 г.). – СПб.: ГУАП. СПб., 2010. – с. 441 – 446.

2. Острейковский В.А. Математическое моделирование техногенного риска / В.А. Острейковский, А.О. Генюш, Е.Н. Шевченко; Сургут. гос. ун-т ХМАО – Югры. – Сургут : ИЦ СурГУ, 201. – 83 с.

Оценка показателей надежности компрессорной станции

С.О. Старков, А.И. Перегуда, Д.А. Отчик

Национальный исследовательский ядерный университет
«МИФИ»

Fire-com@mail.ru, тел: 8(910)595-55-35

Важность обеспечения надежности систем автоматизации, особенно систем, применяемых в атомной промышленности, сегодня ни у кого не вызывает сомнения. В данной работе рассматривается один из методов вычисления показателей надежности компрессорной станции, а именно метод статистических испытаний.

Для анализа сложной системы необходимо разделить ее на узлы (подсистемы) по функциональной значимости (см. рис.1), получая тем самым функциональную схему системы.



Рис.1. Функциональная схема системы нагнетания компрессорной станции.

Затем функциональные схемы разбиваются на составляющие элементы, данные о надежности которых, как правило, содержится в паспортах. Получив структурные схемы подсистем, переходят к расчетам их надежности, а именно, посредством статистического моделирования. Результаты моделирования образуют статистическую выборку, которая обрабатывается методами статистики. При оценке показателей надежности компрессорной станции оценивалась погрешность моделирования, а также законы распределения наработки на отказ и его характеристики.

Важно здесь отметить, что метод Монте-Карло кроме оценки показателей надежности позволяет учитывать неопределенность исходных данных.

Литература

1. Перегуда А. И. Надежность и безопасность. Модели, показатели и методы их вычисления: Научная монография. – Обнинск: ИАТЭ, 2005. – 208 с.
2. Соболев И.М. Численные методы Монте-Карло. – М.: Наука, 1979. – 311 с.

Вероятностная оценка надежности гнезд хранения ОЯТ ХОТ-2 ФГУП ГХК

С.О. Пинежский, Ф.В. Николаев, С.В. Захарова, И.С.
Мелкумов, В.Г. Крицкий

ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург

В рамках проектирования и введения в эксплуатацию долговременного сухого хранилища ОЯТ ХОТ-2 ФГУП «ГХК» был выполнен детерминистский и вероятностный анализ безопасности данного объекта. На основании имеющихся проектных и аналитических материалов, результатов входного контроля и пусковых испытаний узлов и систем была сформирована вероятностная модель отказов ХОТ-2. На основе модели проведены численные расчеты и анализы значимости, чувствительности и неопределенности полученных результатов.

Одной из основных систем, определяющих ядерную и радиационную безопасность ХОТ-2, является система хранения ОЯТ. Основным узлом системы является гнездо хранения с двумя загруженными в него пеналами с ОЯТ.

Гнездо хранения наряду с пеналом и оболочкой твэлов выполняет функции барьера безопасности и препятствует выходу ЛПД, радиоактивных аэрозолей и просыпи заключенного в нем ОЯТ. Гнездо является элементом нормальной эксплуатации, важным для безопасности, выполняющим при аварии (разгерметизации пенала) функцию локализации.

Всего в систему хранения ОЯТ входит 7562 гнезда хранения, 2398 из них для первой очереди, заполнение хранилища

осуществляется в целом равномерно во времени по 233 гнезда в год. Гнезда располагаются в 11-ти камерах хранения вертикально с шагом 1000х1000 мм.

Критерием отказа гнезда хранения считается потеря гнездом герметичности.

Отказы гнезда хранения связаны с

- самопроизвольной разгерметизацией гнезда в процессе хранения при разгерметизации сварных стыков в конструкции гнезда, сварного стыка гнезда с крышкой, или сильфонного клапана;

- разгерметизацией гнезда при падении в него пенала в ходе процедур загрузки и выгрузки и с заклиниванием в гнезде упавших пеналов.

- разгерметизацией гнезда из-за ошибки оператора при выполнении процедур контроля герметичности гнезда и пеналов.

Как показал детерминистский анализ системы хранения ОЯТ, разрушения гнезда хранения при всех исходных событиях, исключая землетрясения силой выше максимально-расчетного (анализ не проводился), не происходит.

В докладе рассмотрены вопросы безопасности, связанные с отказами гнезда. Приведена логико-вероятностная модель отказов гнезда и пенала хранения. Модель включает в себя шесть исходных событий, шесть деревьев отказов, семь конечных неблагоприятных состояний.

По результатам расчета, общая интенсивность вероятности разгерметизации с выходом ЛПД для всех гнезд составляет $2,0 \cdot 10^{-4}$ год⁻¹.

Рассмотрено изменение вероятностных характеристик безопасности ХОТ-2 в процессе загрузки, хранения и выгрузки ОЯТ.

Разработан способ контроля герметичности гнезд и пеналов, оценено влияние на безопасность его периодичности.

**Разработка программно-методического обеспечения
анализа вибродинамического поведения оборудования
реакторной установки ВВЭР-1000 при пусконаладочных
испытаниях и измерениях**

И. Родионова, В. Хайретдинов

ОАО ОКБ «Гидропресс», Подольск, Россия

Внутриреакторные элементы и основное оборудование ГЦК современных ВВЭР представляют собой достаточно сложную гидроупругую систему, подвергающуюся действию различных вибродинамических нагрузок в процессе эксплуатации ЯЭУ. Применение новых технических решений как и повышение рабочих параметров вновь проектируемых энергетических установок приводят к перераспределению динамических нагрузок на основные несущие элементы оборудования первого контура, что необходимо учитывать при обосновании безопасности и надежности РУ.

В настоящее время разработана и внедрена в практику пусконаладочных работ методология контроля вибродинамической нагруженности оборудования реакторной установки ВВЭР-1000, предполагающая проведение предэксплуатационных измерений с применением специальных датчиков в ходе ввода каждого из энергоблоков АЭС данной серии.

При этом в качестве критериев приемлемости результатов пусконаладочных динамических испытаний приняты и определены контрольные значения амплитуд, общих и частотных стандартов и контрольные спектральные маски пульсаций давления, виброускорений и динамических напряжений для контролируемых зон и элементов реакторной установки.

В ходе реализации предложенного подхода была сформирована оптимальная конфигурация системы пусконаладочного вибродинамического контроля, что позволило продемонстрировать эффективность применения разработанных критериев в ходе выявления на стадии предэксплуатационных испытаний аномальных вибрационных состояний контролируемого оборудования.

В связи с запланированным (в частности, на блоке 2 Ростовской АЭС) переводом части средств СПНИ в режим эксплуатационного контроля назрела необходимость развития программно-методического обеспечения анализа вибродинамического поведения контролируемого оборудования ВВЭР-1000, дополнения существующих алгоритмов предпусковых наладочных работ средствами и

данными физического и математического моделирования исследуемых процессов.

В рамках представляемой работы программные модули СПНИ, основанные на методах спектрального накопления, фильтрации и статистического анализа, дополняются расширенными возможностями групповой обработки временных рядов, ориентированных на процедуры синхронного накопления, анализа распределений и собственных спектров измеряемых сигналов.

Проанализированы данные по ряду стационарных и переходных режимов вибродинамических испытаний и измерений на этапах «Предпусковых наладочных работ» и «Физического пуска» РУ блока 2 Ростовской АЭС. Выработаны рекомендации по особенностям вибродинамического контроля средствами СПНИ на этапах «Энергопуска и освоения мощности», а также «Опытно-промышленной эксплуатации» энергоблока.

Литература

1. Дранченко Б.Н., Драгунов Ю.Г., Портнов Б.Б., Селезнев А.В. Экспериментальные исследования напряженного состояния и прочности оборудования ВВЭР. – М.: Академкнига, 2004.
2. Смирнов Л.В., Яскеляин А.В. и др. «Динамические свойства системы циркуляции теплоносителя первого контура ЯЭУ» //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. – Вып.3. – 1991. – С.25-31.

Коэффициент готовности технической системы при некоторых стратегиях обслуживания

А. Рудкина, В.А. Чепурко

Обнинский институт атомной энергетики

НИЯУ «МИФИ», г. Обнинск, Россия

a_rudkina@mail.ru

Для оценки вероятности работоспособного состояния технической системы при различных стратегиях обслуживания применяется коэффициент готовности. Уравнение для его вычисления представляет собой уравнение Вольтерра второго рода

$$K_{\Gamma} = \overline{F}_{\eta}(t) + \int_0^t K_{\Gamma}(t - \tau) f_{\eta+\varepsilon}(\tau) d\tau \quad (1)$$

В качестве исходных используются предположения об однородных и неоднородных потоках событий. В последнем случае неоднородные потоки строятся на основе математической модели совместного потока событий и модели, нормализующей функции потока. Рассматриваются стратегии обслуживания с аварийным восстановлением в случае отказа и проведением предупредительных профилактических работ.

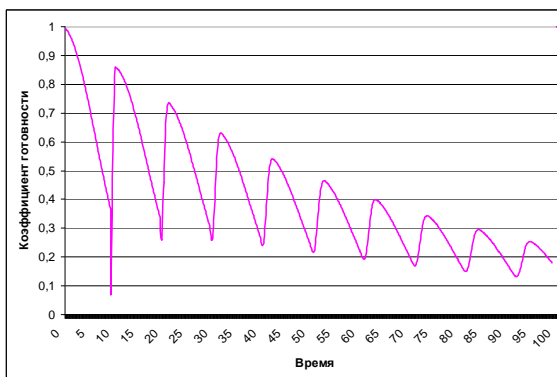


Рис. 1. График функции $K_{\Gamma}(t)$ при стратегии, учитывающей встроенный контроль с профилактическим обслуживанием через период времени $T = 1$ год. Нарботки до отказа распределены по закону Вейбулла с функцией распределения

$$F_{\zeta}(t) = 1 - e^{-\left(\frac{t}{\theta}\right)^{\beta}}, t > 0$$

, параметры распределения: $\beta=2$; $\theta=1$. Закон распределения времени аварийной профилактики – равномерный на отрезке $[0;a]$, времени плановой профилактики – равномерный на отрезке $[0;b]$, где $a = 0.1$, $b = 0.05$

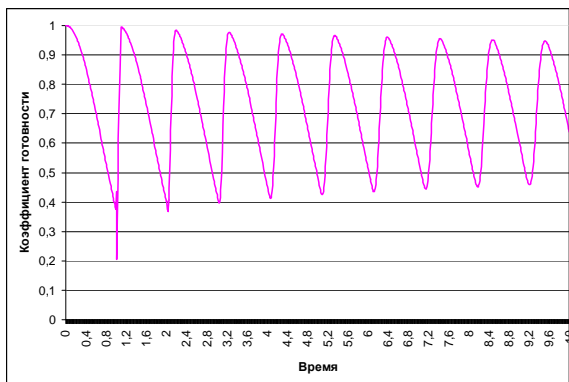


Рис. 2. График функции $K_g(t)$ при стратегии, предусматривающей диагностику систему после периода времени $T = 1$ год. Нарботки до отказа распределены по закону Вейбулла с функцией распределения

$$F_{\zeta}(t) = 1 - e^{-\left(\frac{t}{\theta}\right)^{\beta}}, t > 0, \text{ параметры распределения: } \beta=2; \theta=1.$$

Законы распределения времени аварийной профилактики – равномерный на отрезке $[0;a]$, времени плановой профилактики - равномерный на отрезке $[0;b]$, где $a = 0.1$, $b = 0.05$

Литература

1. Байхельт Ф., Франкен П. Надежность и техническое обслуживание: Пер. с англ. – М.: Радио и связь, 1988. – 386 с.
2. Копченова Н.В., Марон И.А. Вычислительная математика в примерах и задачах. – М.: Наука. Гл. ред. физ.-мат. лит. – 1972. – 366 с.
3. Иванова К.А., Чепурко В.А. Математическая модель совместного потока событий // Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем./ Сборник научных трудов № 18 кафедры АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2011. (в печати).

Вычисление характеристик надежности в рамках одной модели неоднородного потока

Садовникова А.В., Чепурко В.А.

*Обнинский институт ядерной энергетики (ИАТЭ)
Национального Исследовательского Ядерного Университета
«МИФИ», г. Обнинск*

Работа посвящена построению математической модели, учитывающей возможные «искажения» потоков событий и позволяющей определять показатели надежности систем (элементов) в изменяющихся с течением времени вероятностных характеристиках процесса. Суть модели сводится к преобразованию неоднородного потока отказов в однородный с помощью «нормализующей» функции потока (НФП).

Метрологическое обеспечение средств УЗК расходов теплоносителя в составе СПНИ ВВЭР-1000

Н. Сударев, В. Хайретдинов

ОАО ОКБ «Гидропресс», Подольск, Россия

khayretdinov@grpress.podolsk.ru, Tel, Fax: 8-496-7540417

Цикл работ по специальным пусконаладочным измерениям (СПНИ), составляя неотъемлемую часть проекта реакторной установки (РУ), является эффективным средством подтверждения проектных условий сборки и наладки элементов контролируемого оборудования.

Применение СПНИ обеспечивает своевременное получение данных по проектному протеканию эксплуатационных режимов, а также оперативной информации, способствующей выявлению аномальных эффектов и принятию мер по их устранению на этапах ввода энергоблока АЭС в эксплуатацию.

Использование СПНИ в проектном объеме направлено на обеспечение достоверности и представительности информации, необходимой для заключения об уровнях термомеханической и вибродинамической нагруженности элементов главного циркуляционного контура (ГЦК), особенностях теплогидравлического протекания основных режимов, а также об эксплуатационном ресурсе оборудования РУ вводимого в строй энергоблока. Важными теплогидравлическими параметрами, определяемыми средствами ультразвукового контроля (УЗК) в составе СПНИ,

являются расходы теплоносителя по трактам ГЦК, СБВБ, САГ и других вспомогательных систем. Особенности метрологического обеспечения указанных измерений и посвящена данная работа.

Литература

1. Федеральный Закон «Об обеспечении единства измерений» № 102-ФЗ. – М. 2008.
2. Хайретдинов В.У., Падеров М.М., Игнатъев П.С., Вахрушев П.А., Тарханов В.В., Шамаркин Г.Н., «Метрологическое обеспечение средств СПНИ ВВЭР-1000»/ Международный форум (научно-техническая конференция) “Приборостроение-2002”, Россия (2002).

Расчет параметров виртуального сварного шва в тренажере сварщика

В.В. Кривин, М.Ю. Виниченко, В.А. Толстов

Волгодонский инженерно-технический институт НИЯУ

МИФИ, Волгодонск, Россия

tolstov_victor@mail.ru, т.п.: 8(8639)21-25-14

В настоящее время обучение навыкам ведения процесса ручной дуговой сварки осуществляется выполнением контрольных сварных соединений. Это приводит к высоким материальным и временным затратам. Применение тренажерных систем для некоторых этапов обучения позволяет их снизить и сделать обучение более наглядным. Для оценки качества сварного соединения, выполненного на тренажере, предлагается использовать решение задачи распределения тепла модифицированным методом конечных элементов (МКЭ). Эта модификация заключается в следующем:

- в качестве конечных элементов (КЭ) выбраны вертикальные стержни, на которые плита разбита квадратной сеткой;
- в каждом КЭ учитываются три слоя с различной температурой: верхняя и нижняя поверхности и поверхность плавления/кристаллизации;
- между слоями распределение температуры аппроксимируется линейно;

- в частном случае полного расплавления/кристаллизации нижние/верхние два слоя сливаются;
- передача тепла между элементами моделируется в два этапа: горизонтальная передача (между соответственными слоями соседних стержней) и вертикальная (внутри стержней).

Положение нижнего слоя фиксировано и может измениться только при прожоге. Положение среднего слоя может изменяться при расплавлении или кристаллизации металла; верхнего – при перетекании металла из соседних КЭ или за счет расплавления металла электрода. Расчет смещения среднего слоя выполняется на втором этапе теплопередачи по следующей формуле:

$$\Delta h_p = -\Delta t \frac{\lambda_p (\Theta_p - \Theta_{пл}) / h_p + \lambda_{тв} (\Theta_{тв} - \Theta_{пл}) / h_{тв}}{\mu_{пл}}$$

где: t – время, с; λ_p , $\lambda_{тв}$ – теплопроводность расплава и твердого металла соответственно, Вт/(м·°К); h_p , $h_{тв}$ – высоты расплавленной и нерасплавленной частей КЭ соответственно, м; Θ_p , $\Theta_{тв}$ – температуры расплавленной и нерасплавленной частей КЭ соответственно, °К; $\mu_{пл}$ – удельная теплота плавления, Дж/мЗ.

Например, площадь сечения шва в модифицированном МКЭ рассчитывается следующим образом. Ось координат x в модели всегда направлена вдоль разделки шва.

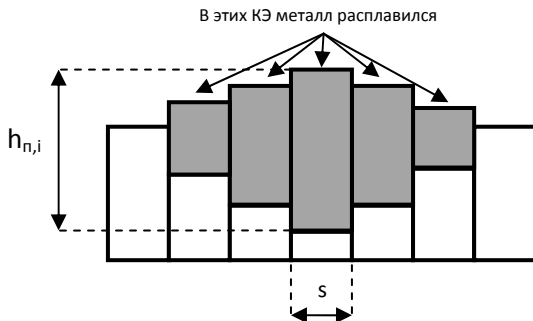


Рис.1. Расчет сечения виртуального шва

Тогда площадь сечения шва в точке $x=x_0$ вычисляется по формуле

$$S(x_0) = \sum_{i \in I(x_0)} h_{п,i} \cdot s$$

где $h_{п,i}$ – высота перекристаллизованной части конечного элемента i ; s – шаг сетки; $I(x_0)$ – множество элементов, образующих сечение шва в точке $x=x_0$.

Модель также позволяет рассчитать все необходимые для оценки качества шва параметры: ширину, глубину проплавления, высоту шовного валика.

Литература

1. Кривин В.В., Виниченко М.Ю., Ишигов И.О., Толстов В.А. Математическая модель для имитации сварочного процесса в виртуальном тренажере сварщика// Известие вузов. Северо-Кавказский регион. Техн.науки. – 2009. – Спец.вып. – С.61-64.
2. Куркин С.А., Ховов В.М., Аксенов Ю.Н. и др. Компьютерное проектирование и подготовка производства сварных конструкций: Учеб. пособие для вузов. – М.: Изд-во МГТУ им Н.Э. Баумана, 2002. – 454 с.

Физические эффекты в металлах и сплавах при воздействии ультразвука

А.И. Трофимов

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

При воздействии ультразвука в проводящей среде происходит нелинейное взаимодействие ультразвуковой волны с электронами проводимости. При высоких частотах электроны, энергия которых больше глубины потенциальной ямы, увлекаются ультразвуковой волной. Каждый фонon ультразвуковой волны передает электрону импульс энергии, в результате которого электрон приобретает дополнительную скорость в направлении распространения ультразвуковых волн. Этот физический эффект называют акусто-электрическим эффектом [1].

При низких частотах взаимодействие ультразвуковых волн с электронами проводимости имеет более сложный характер. Так при ударных нагрузках возникает направленное движение электронов относительно решетки. Этот физический эффект

называют электронно-инерционным явлением. Установлено также [2], что при ударных нагрузках в результате движения электронов в контактной области двух металлов возникает термоэдс, максимальное значение которой наблюдается при переходе ударной волны из металла с меньшей плотностью электронов в металл с большей плотностью электронов.

В приведенных выше физических эффектах воздействие ультразвука вызывает в металлах и сплавах направленное движение электронов, их диффузию. В докладе приведены результаты экспериментальных исследований, в которых установлено, что при воздействии ультразвука возникает также электронная эмиссия, аналогичная термоэлектронной. Приведено теоретическое обоснование данного физического эффекта.

В докладе представлены инженерные решения применения данных физических эффектов в атомной отрасли промышленности.

Литература

1. Ультразвук. Маленькая энциклопедия /Под. Ред. И.П. Голяминой.– М.: Советская энциклопедия, 1979.– 400с
2. Трофимов А.И. Физические основы генераторных измерительных и энергетических преобразователей.– М.: ФИЗМАТЛИТ, 2004.– 384с.

Управление сроком службы тепломеханического оборудования АЭС

М.А. Трофимов, Д.А. Усанов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В настоящее время на всех АЭС регулярно проводятся работы по управлению ресурсными характеристиками элементов энергоблоков, срок службы которых истекает ранее назначенного проектом. Работы по управлению сроком службы элементов энергоблоков и АЭС в целом проводятся по следующим основным направлениям: подтверждение и поддержание эксплуатационной надежности незаменимых элементов со смягчением (при необходимости) условий их эксплуатации; своевременная замена элементов, выработавших ресурс; поддержание работоспособности

остальных элементов средствами системы технического обслуживания и ремонта (модернизация и реконструкция).

Очевидно, что ни одно из вышеуказанных мероприятий не может быть реализовано без знания технического состояния оборудования и прогноза его возможной деградации при дальнейшей эксплуатации энергоблока. В связи с этим актуальной становится задача разработки методик и программных продуктов определения и прогнозирования остаточного ресурса эксплуатации оборудования АЭС, которые учитывают все основные механизмы деградации металла; требуется расширение перечня параметров, контролируемых в системах мониторинга и диагностики. Каждая технологическая операция должна сопровождаться контрольно-диагностическим мероприятием для оценки эффективности выполнения работ и применяемых технологий. Становится очевидной необходимость изменения схемы диагностирования оборудования, а именно, перехода от локальных систем, контролирующей ограниченный набор параметров, к комплексной и распределенной системе диагностирования оборудования в рамках энергоблока и в составе АСУ ТП энергоблока.

К основным техническим решениям, закладываемым в комплексную систему контроля и диагностики, относятся создание в среде АСУ ТП автоматизированного рабочего места эксперта по диагностике; концентрация программных продуктов с методиками и алгоритмами диагностирования в виде прикладного программного обеспечения этого рабочего места; интеграция результатов контроля и измерений (в том числе результаты неразрушающего контроля металла, показания локальных систем реакторной диагностики и технологического оборудования) в единую базу данных.

В двуединой задаче повышения безопасности и экономичности АЭС с ВВЭР важное место занимает обеспечение эксплуатационной надежности парогенераторов (ПГ). Сложное конструктивное исполнение ПГ и многообразие механизмов деградации металла их элементов делают парогенераторы критическим звеном реакторной установки, во многом определяющим ресурс безопасной эксплуатации энергоблока. Наиболее критическими элементами парогенератора являются трубчатка и сварные

соединения №111 для ПГВ-1000 и №23 для ПГВ-440. Опыт эксплуатации показывает, что их повреждения связаны с воздействием коррозионно-активной среды в условиях действия термомеханических нагрузок.

Для решения этой задачи необходимо снизить воздействия коррозионных повреждений: оптимизировать водно-химические режимы; проводить химические отмычки внутрикорпусных устройств парогенераторов включая «карманы» коллекторов ПГ; внедрить технологии вывода солей из водяного объема ПГ в период их расхолаживания. Реализовать такое глобальное мероприятие, как устранение из конденсатно-питательного тракта АЭС с ВВЭР оборудования с медесодержащими сплавами, которые являются одной из причин развития коррозионных повреждений.

Снижение действия термомеханических нагрузок является более сложной задачей. Термомеханические нагрузки обусловлены как высокими проектными нагрузками на элементы ПГ, так и непроектными режимами эксплуатации ПГ при переходных режимах. Устранение или смягчение последних в настоящее время является одним из основных направлений по управлению сроком службы ПГ.

**Применение риск-информативного подхода для
определения значимости недостатков выявленных при
инспекциях на энергоблоках АС**

Хижняк

*Using risk-informed approach for estimate of the significance of
an inspection finding at a NPP.*

Работа посвящена разработке методики создания справочников для определения значимости недостатков, выявленных при инспекциях на энергоблоках АС. Значимость недостатков будет определяться в вероятностных показателях. Справочник будет содержать формализованную модель ВАБ, с помощью которой не имеющий специальных навыков работы с материалами ВАБ специалист (инспектор), сможет за короткий промежуток времени определить значимость выявленного недостатка в вероятностных показателях.

Расчет модулей упругости третьего порядка

В.В. Худаско, А.И. Трофимов, С.А. Куркин,
А.Ю. Лобанов

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г.
Обнинск*

Упругие постоянные третьего порядка могут быть определены из уравнений, связывающих тензор напряжений с тензором деформации

$$\sigma_{lk} = \lambda U_{ii} \delta_{lk} + 2\mu U_{lk} + a U_{ii}^2 \delta_{lk} + b (U_{ip}^2 \delta_{lk} + 2U_{lk} U_{ii}) + c U_{li} U_{ik} \quad (1)$$

Для этого необходимо для трех известных процессов деформации определить деформацию тела и из линейных уравнений относительно a , b , c определить их значения [1].

В настоящее время имеются экспериментальные данные по всестороннему сжатию вещества [2] до давлений 104 МПа. Эти данные представляют в виде уравнения состояния Мурнагана

$$P = \frac{K}{K'} \left[(V_0 / V)^{K'} - 1 \right], \quad (2)$$

где K и $K = \lambda + 2\mu/3$ – модуль всестороннего сжатия; K' – константа для конкретного материала.

Из соотношений (1) и (2) получено уравнение для модулей третьего порядка a , b , c :

$$-\frac{K(K' + 1/3)}{2} = a + b + \frac{1}{9}c \quad (3)$$

При напряжении, приложенном вдоль оси z , из уравнения (1) и (2) получим

$$-\frac{3}{2}EK(1-2\sigma) - \frac{1-2\sigma+2\sigma^2}{2-4\sigma}E = a(1-2\sigma)^2 + b(3-4\sigma+2\sigma^2) + c \quad (4)$$

Для процесса двухосной деформации при $\sigma_{xx} = \sigma_{yy} = p$, $\sigma_{zz} = 0$ получим

$$-\frac{3}{2}EK'(1-2\sigma) - E \frac{1-3\sigma+4\sigma^2}{2-4\sigma} = 4a(1-2\sigma)^2 + b(6-16\sigma+14\sigma^2) + c(1-\sigma)^2. \quad (5)$$

Из линейной системы уравнений (4)–(6) относительно модулей третьего порядка a , b , c определим их значения. Эти значения для различных металлов представлены в табл. 1.

Таблица 1

Металл	σ	K'	$E, 1011$ Па	$a, 1011$ Па	$b, 1011$ Па	$c, 1011$ Па
Al	0,31	3,165	0,9	-0,958	-0,52	-1,488
Fe	0,28	7,789	2	-3,688	-2,059	-7,678
Au	0,4	6,51	0,998	-5,045	-1,042	-1,453
Mg	0,35	4,759	0,302	-0,673	-0,236	-0,517
Cu	0,38	4,01	1,087	-2,777	-0,856	-1,356
Mo	0,31	13,288	2,885	-11,9	-4,574	-14,475
Ni	0,35	16,58	1,622	-12,045	-2,965	-7,509
Nb	0,39	14,5	0,952	-9,352	-1,512	-2,808
Pb	0,45	3,744	0,127	-0,81	-0,195	-0,084
Ag	0,37	4,681	0,864	-2,303	-0,701	-1,275
Ti	0,33	3,355	1,115	-1,497	-0,694	-1,713

Для определения упругих постоянных третьего порядка рассмотрены процессы всестороннего сжатия, одноосного и двухосного растяжения-сжатия. При этом получены линейные алгебраические уравнения для упругих постоянных третьего порядка. Из этих уравнений рассчитаны модули третьего порядка для различных элементов.

Литература

1. Худаско В.В., Куркин С.А. Физические основы акустических методов контроля напряженного состояния металла элементов конструкций ЯЭУ: Учебное пособие по курсу «Теория физических полей». – Обнинск: ИАТЭ, 2009. – 72 с.
2. Физические величины. Справочник/ Под ред. акад. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат.

Определение напряженного состояния металла АЭС акустическим методом

В.В. Худаско, А.И. Трофимов, С.А. Куркин,
А.Ю. Лобанов

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ,
г. Обнинск*

Акустический метод определения напряжений основан на эффекте изменения скорости распространения акустических волн под влиянием напряжений. Для описания этого явления используется нелинейная механика деформируемых тел [1]. Нелинейные свойства твердых тел проявляются в том, что скорость распространения малых возмущений в предварительно деформированных телах зависит как от свойств материала, так и от величины начальной деформации. Уравнение движения начально-деформированной упругой среды имеет вид

$$\frac{\partial}{\partial x_l} \left[\sigma_{lk}^* \left(\delta_{ki} + \frac{\partial u_i}{\partial x_k} \right) \right] = \rho \frac{\partial^2 u_i^*}{\partial t^2}, \quad (1)$$

где σ_{lk}^* и u_i^* – тензор напряжений и вектор смещений в деформированной среде.

Для определения скорости акустических волн из уравнений (1) необходимо их дополнить тензором напряжений [2]

$$\sigma_{lk} = \lambda U_{\pi\pi} \delta_{lk} + 2\mu U_{lk} + a U_{\pi\pi}^2 \delta_{lk} + b (U_{\pi\pi}^2 \delta_{lk} + 2U_{lk} U_{\pi\pi}) + c U_{lt} U_{tk}, \quad (2)$$

где λ и μ – коэффициенты Ляме, a , b , c – упругие модули третьего порядка (коэффициенты Мурнагана),

$$U_{lk} = \frac{1}{2} \left(\frac{\partial u_l}{\partial u_k} + \frac{\partial u_k}{\partial u_l} + \frac{\partial u_l}{\partial u_l} \frac{\partial u_l}{\partial u_k} \right) - \text{тензор деформации.}$$

Проведя линеаризацию уравнений (1)–(2) получим выражения для расчета скорости распространения акустических волн, распространяющихся в направлении оси X, которые имеют вид

$$\begin{aligned} \rho C_{xx}^2 &= \left(1 + \frac{\partial u_y^0}{\partial y} + \frac{\partial u_z^0}{\partial z} \right) (\lambda + 2\mu) + 2a \frac{\partial u_t^0}{\partial x_t} + 2b \left(2 \frac{\partial u_x^0}{\partial x} + \frac{\partial u_t^0}{\partial x_t} \right) \\ &+ 2c \frac{\partial u_x^0}{\partial x}; \\ \rho C_{xy}^2 &= \sigma_{xx}^0 + \mu \left(1 + \frac{\partial u_y^0}{\partial y} + \frac{\partial u_z^0}{\partial z} \right) + b \frac{\partial u_t^0}{\partial x_t} + \frac{c}{2} \left(\frac{\partial u_x^0}{\partial x} + \frac{\partial u_y^0}{\partial y} \right); \\ \rho C_{xz}^2 &= \sigma_{xx}^0 + \mu \left(1 + \frac{\partial u_y^0}{\partial y} + \frac{\partial u_z^0}{\partial z} \right) + b \frac{\partial u_t^0}{\partial x_t} + \frac{c}{2} \left(\frac{\partial u_x^0}{\partial x} + \frac{\partial u_z^0}{\partial z} \right). \end{aligned} \quad (3)$$

Для определения коэффициентов деформации в уравнениях (3) можно воспользоваться линейной или нелинейной теорией упругости. Таким образом, для определения скоростей упругих волн, необходимо знать приложенные напряжения и упругие модули второго и третьего порядков.

Используя измеренные скорости упругих волн и соотношения (3) можем определить напряженное состояние элементов оборудования АЭС.

Литература

1. Новожилов В.В. Теория упругости. Судпромгиз. – Л.: 1958. – 370 с.
2. Худаско В.В. К вопросу о контроле напряженного состояния металла элементов оборудования АЭС/ Трофимов А.И., Худаско В.В., Куркин С.А., Трофимов М.А./ XI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». (Обнинск, 29 сентября-2 октября 2009 г.): Тез. докл. Том 2. – Обнинск: 2009. – С. 94-95.

Общий подход к оценкам остаточного времени

И.А. Чумаков, В.А. Чепурко, А.В. Антонов

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

aidforwork@gmail.com

В настоящее время в ядерной энергетике остро стоит проблема оценки ресурсных характеристик как отдельных устройств и систем, так и энергоблоков в целом. На атомных станциях разрабатываются программы по управлению ресурсными характеристиками оборудования, важного для безопасности, и поддержанию остаточного ресурса на требуемом уровне путем своевременного технического обслуживания, ремонта и использования восстанавливаемого ЗИП. Немалое внимание в программах управления ресурсом уделяется вопросам вероятностного оценивания остаточного ресурса оборудования АЭС.

В докладе излагается разработанный обобщенный метод оценивания прямого и обратного остаточного времени для объекта с произвольной стратегией функционирования, являющийся развитием работ [1–2]. Получены асимптотические и неасимптотические оценки показателей, сходящиеся при длительном функционировании объекта. Основной идеей полученного подхода является сведение процесса восстановления произвольного вида к хорошо изученному альтернирующему процессу. Метод позволяет прогнозировать остаточное время работы оборудования на стадии эксплуатации и может быть использован в работах по оценке ресурсных характеристик оборудования АЭС.

В докладе будет рассмотрен пример применения разработанной методики для расчета остаточного ресурса элементов, входящих в состав штатного оборудования энергоблоков АС.

Литература

1. Чепурко В. А. Характеристики надежности систем с учетом неоднородности потока отказов. Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем./ Сборник научных трудов №17. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – 78 с.

2. Соколов С.В. Оценка остаточного ресурса подсистем СУЗ реактора РБМК-1000 первого блока Смоленской АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – № 3. – 2009. – С.37-43.

Исследование температурной зависимости показаний измерительного канала ССКГО установки БН-600

Ковтун С.Н., Полевой В.Б., Швецов Д.М., Шутов П.С.

ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, Россия

ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск

В период 59-й микрокампании (МКП) установки БН-600 было замечено, что скорость счёта измерительного канала секторной системы КГО зависит от температуры окружающей среды. Поскольку по показаниям каналов судят о местоположении и степени разгерметизации оболочек ТВС, встал вопрос о выяснении причин и величине данного эффекта.

Среди причин температурной зависимости можно назвать изменение характеристик подвески и электронной части канала, плотностной эффект «утеплителя» нейтронов в блоке детектирования, изменение спектра детектируемых нейтронов.

Были проведены специальные эксперименты и серия расчётных исследований по комплексу программ ММКФК-2W в 26 групповом приближении. Показано, что главной причиной является эффект изменения спектра нейтронов. Ужестчение спектра при повышении температуры приводит к уменьшению сечения деления радиатора в камере деления.

Скорость счёта канала можно представить в виде

$$N(P, T) = \varepsilon(T) \cdot P \cdot \Phi,$$

где ε – эффективность детектора, T – температура среды, °С, P – мощность установки, %, Φ – поток нейтронов при мощности 1 %.

Представим эффективность в виде ряда Тейлора:

$$\varepsilon(T) = \varepsilon_0 + \frac{d\varepsilon}{dT} \cdot T + \dots \approx \varepsilon_0 \cdot (1 + \alpha \cdot T),$$

где ε_0 – эффективность при $T=0$ °С,

$$\alpha = \frac{d\varepsilon}{\varepsilon_0 \cdot dT}$$

Для исследуемого измерительного канала разработки ГНЦ РФ-ФЭИ с урановой камерой деления была получена величина $\alpha = -0,00243 \pm 0,00002$ 1/°С. Это значение в пределах погрешностей совпадает с величиной, полученной в 60-й МКП при измененном положении детектора, а также с расчётом.

Система шумовой диагностики аномальных состояний активной зоны реактора БН-800

Щекотов

В настоящее время все больше внимания обращается на безопасность эксплуатации ядерных реакторов. Система шумовой диагностики аномальных состояний активной зоны позволяет повысить эту безопасность за счет более раннего обнаружения изменений в состоянии активной зоны, которые начинают проявляться в изменении характеристик шумов контролируемых сигналов. Для этой цели в реакторе БН-800 предусматривается система контроля, которая на основе анализа шумовых сигналов с нейтронных камер, датчиков расхода теплоносителя, с термопар, расположенных над активной зоной и в напорном коллекторе, и с датчиков положения регулирующих органов определяет аномальные изменения процессов в активной зоне реактора.

Система шумовой диагностики аномальных состояний активной зоны реакторной установки БН-800 состоит из четырех подсистем:

- система нейтронно-шумовой диагностики (СНШД);
- система обнаружения аномальной активности (СОАР);
- система технологического контроля активной зоны (СТКАЗ);
- система комплексного анализа (СКА).

В докладе рассматриваются требования к работе каждой подсистемы и всей системы в целом.

СОДЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

<i>А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян</i>	
Поперечное обтекание коридорного пучка труб.....	3
<i>L.P. Kabanov, R.T. Islamov, I.V. Zhukov, M.A. Berberova, M.M. Artemieva, A.S. Filippov</i>	
Risk assessment for NPPs.....	3
<i>Быковский А.В.</i>	
Определение отношений сечения захвата в уране 238 и нептунии к сечению деления урана 235.....	4
<i>Н.В. Артамонов, А.С. Сидоров</i>	
Обоснование ядерной безопасности устройства локализации расплава для АЭС с реакторами типа ВВЭР.....	5
<i>А.Н. Байрамов</i>	
Обоснование эффективности использования водородных технологий на АЭС.....	7
<i>А.М. Бахметьев, И.А. Былов</i>	
Система мониторинга риска «РИМ» для энергоблока № 3 Белоярской АЭС.....	11
<i>В. Vinnikov</i>	
Verification of a SAPHIRE Living PSA-Model for Leningrad NPP Unit 1.....	12
<i>В.К. Семенов, М.А. Вольман, А.О. Чусов</i>	
Модель кинетики реактора в энергетических и аварийных режимах.....	13
<i>А.В. Годовых, А.В. Литвинов, Б.П. Степанов, Д.А. Татарников</i>	
Нормативно-правовое обеспечение организации физической защиты, учета и контроля ядерных материалов.....	15
<i>М.В. Иванов, Н.П. Петровский, С.Н. Телков, Г.Н. Пичук</i>	
Подходы к оценке состояния системы физической защиты на ядерных объектах при осуществлении надзора.....	17
<i>М.Ю. Ивочкин</i>	
Вероятностный анализ безопасности второго уровня для реакторов РБМК-1000.....	18
<i>Е.В. Варсеев, А.С. Кондратьев, А.А. Казанцев</i>	

CFD моделирование с использованием пакета OpenFOAM переноса и осаждения примесей в ОБОРУДОВАНИИ быстрых реакторов.....	19
<i>П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, И.В. Ягодкин, Г.В. Григорьев, В.В. Григоров, Е.П. Казеко</i>	
Новые решения в технологиях очистки воды первого контура АЭС с ВВЭР.....	20
<i>А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин, В.И. Щеколдин, В.И. Асюнин, С.И. Зайцев, М.О. Закутаев</i>	
Расчетно-экспериментальное исследование работы модели парогенератора ВВЭР в режиме конденсации пара.....	22
<i>К.В. Карташов, Г.П. Богословская</i>	
Верификация кода МИФ-СКД по экспериментальным данным для течения теплоносителя сверхкритических параметров в трубах и пучках стержней.....	23
<i>М.В. Кащеев, И.А. Кузнецов</i>	
Расчетное исследование в обоснование проектных характеристик устройства для сбора расплавленного топлива в быстром реакторе	26
<i>А.В. Козин, В.А. Панов, А.А. Факеев, А.Н. Лепехин</i>	
Обеспечение безопасности трубопроводных систем плавучей АЭС.....	27
<i>V.V. Kolesov, O.Yu. Kochnov*, Yu.V. Volkov, V.F. Ukraintsev, R.I. Fomin</i>	
Creation and validation of the precision model of the WWR-C reactor for optimization of ⁹⁹ Mo productivity.....	29
<i>А.С. Кондратьев, В.В. Алексеев, Ф.А. Козлов, Е.А. Орлова, И.Ю. Торбенкова</i>	
Массоперенос компонентов стали (хром и железо) в натриевых контурах с оксидным загрязнением поверхности.....	31
<i>А.И. Кузьменко</i>	
Разработка модели риск мониторинга для первого блока Балаковской АЭС.....	34
<i>К.Г. Легких, В.К. Милинчук, Б.М. Рошектаев</i>	
Сорбционная очистка реакторных вод АЭС от масел.....	35
<i>С.С. Бородин, Д.В. Доронков, А.В. Львов, Д.Н. Солнцев, В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов</i>	

Особенности локальной гидродинамики и массообмена потока теплоносителя в ТВС реактора КЛТ-40С.....	37
<i>П.В. Марков</i>	
Интенсификация перемешивания в ТВС водо-водяных реакторов под давлением сотовыми решетками	
The intensification of coolant mixing in BWR fuel assembly by mixing grids.....	39
<i>А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин, Ю.В. Чернухина</i>	
Обоснование работы парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме на однотрубной модели.....	40
<i>С.И. Пантюшин, Ю.С. Сорокин, Н.В. Букин, М.А. Быков, В.А. Мохов</i>	
Оценка тепловых нагрузок и условий удержания расплава в корпусе реактора при тяжелых авариях на РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ.....	41
<i>А.С. Парфенов, В.А. Грабежная</i>	
Протяженность зоны ухудшенного теплообмена при сверхкритических параметрах воды.....	43
<i>В.А. Панов, В.А. Пахомов, Н.И. Паняев, С.А. Соловьев, В.П. Федорин</i>	
Выбор и обоснование критериев безопасности РУ по условиям прочности.....	45
<i>В.В. Перевезенцев</i>	
Случайные гидродинамические нагрузки и вибрации твэлов в турбулентном потоке теплоносителя в ТВС ВВЭР.....	47
<i>О.Н. Андрианова, А.А. Перегудов</i>	
Система «МУСОН» для оценки неопределенностей расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов...	49
<i>Д.М. Titov, Yu. A. Kazansky</i>	
An optimization method of burnable poison loading for the point reactor model to minimize reactivity overshooting during fuel burnup.....	51
<i>Р.Р. Хафизов, Е.Ф. Иванов, А.П. Сорокин, В.В. Привезенцев</i>	
Экспериментальные исследования кипения натрия в аварийных режимах на моделях тепловыделяющих сборок реактора на быстрых нейтронах.....	52
<i>Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, В.И. Слободчук,</i>	

<i>А.С. Шелегов, А.В. Ланкевич, Н.А. Красинский, С.Г. Калякин, Д.Г. Зарюгин</i>	
Расчетное обоснование проекта теплогидравлической модели реактора БН-1200.....	53
<i>Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, В.И. Слободчук</i>	
<i>А.С. Шелегов, Д.А. Глушаков</i>	
Результаты профилирования активной зоны реактора БН-1200.....	55
<i>Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, В.И. Слободчук</i>	
<i>А.С. Шелегов, Д.А. Ладур</i>	
Расчет теплогидравлики элементарной топливной ячейки ТВС реактора БН-1200.....	56
<i>Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.И. Слободчук, В.Ф. Украинцев, Г.П. Богословская</i>	
Расчетное обоснование конструкции стенда для исследования гидродинамики сверхкритического рабочего тела.....	57
<i>И. П. Шестопалов, С. В. Белов, Ю. Д. Кузьмин</i>	
К вопросу о причинах возникновения катастрофы на Японской АЭС «Фукусима».....	59
<i>Д.С. Яшихин</i>	
Измерения распределения скоростей деления по высоте и радиусу критической сборки БФС.....	62

УПРАВЛЕНИЕ ЖИЗНЕННЫМ ЦИКЛОМ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ И ДИАГНОСТИКА

<i>А. Аникин, В. Хайретдинов</i>	
Особенности системы виброшумового контроля энергоблока №1 АЭС «Куданкулам».....	65
<i>А.В. Антонов, К.А. Белова, В.А. Чепурко</i>	
Проверка статистических гипотез о характере потока отказов сложных технических систем.....	67
<i>П.А. Белоусов, А.В. Нахабов, А.Б. Комиссаров, А.С. Гордеев</i>	
Использование облачных технологий и методов интеллектуальной обработки потоков данных в системах контроля, управления и диагностики АЭС.....	69
<i>А.Б. Комиссаров, А.С. Гордеев, П.А. Белоусов, А.В. Руденко, Д.В. Васильковский, А.В. Муравьев</i>	

Разработка универсальной программно-аппаратной платформы функциональных подсистем АСУ ТП АЭС.....	71
<i>А.И. Трофимов, С.И. Минин, А.В. Руденко, К.А. Косырев, Д.В. Васильковский</i>	
Автоматизированная ультразвуковая система снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов АЭС.....	72
<i>Р.А. Глоба, М.А. Трофимов</i>	
Ультразвуковой контроль шпильки главного разъема узла уплотнения реактора ВК-50.....	74
<i>А.И. Трофимов, М.А. Трофимов, Д.А. Егоров</i>	
Оптимизация процесса сварки деталей АЭС путем моделирования сварных соединений в программном пакете SYSWELD.....	76
<i>Л. И. Жуган, П. М. Кашицкий</i>	
Контроль технологических параметров теплоносителя «свинец-висмут» для стенда с МГД- насосом.....	77
<i>А.С. Ивкин, А.Н. Анохин</i>	
Экологический интерфейс для контроля за состоянием барабанов-сепараторов.....	78
<i>Е.Б. Коренюгина</i>	
Анализ и исследование подходов к организации технического обслуживания энергоблоков АС.....	80
<i>А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, А.В. Руденко, К.А. Косырев, Д.В. Васильковский</i>	
Система автоматического контроля остаточных напряжений в сварных соединениях оборудования АЭС.....	81
<i>А.Б. Комиссаров, П.А. Белоусов, А.В. Руденко, К.А. Косырев, Д.В. Васильковский</i>	
Возможности использования системы локального позиционирования на АЭС в чрезвычайных ситуациях и штатных режимах работы.....	83
<i>А.В. Антонов, Н.Г. Кучина</i>	
Расчет характеристик надежности объектов АЭС с учетом пропущенных данных.....	85
<i>Н.И. Логинов, А.С. Михеев, А.А. Мухлынин</i>	
Измерение расхода жидкого натрия в тепловой трубе.....	87

<i>Д.А. Лукьянов, А.О. Скоморохов, А.И. Воропаев, П.А. Дворников, С.Н. Ковтун, А.С. Жилкин, С.И. Югов</i>	
Система экспертного анализа данных по КГО твэл реактора БН-600 на базе центра технической поддержки ГНЦ РФ – ФЭИ.....	88
<i>Лукьянов Д.А., Скоморохов А.О., Дворников П.А., Ковтун С.Н., Жилкин А.С., Югов С.И.</i>	
Комплексный анализ данных в системе контроля герметичности оболочек твэл реактора БН-800.....	89
<i>Р. Малышев, В. Хайретдинов</i>	
Программно-технический комплекс анализа термомеханической нагруженности элементов оборудования РУ с ВВЭР-1000 АЭС «Куданкулам».....	90
<i>И.С. Мелкумов, С.О. Пинежский, Ф.В. Николаев, С.В. Захарова, В.Г. Крицкий</i>	
Вероятностный анализ безопасности "сухого" хранилища ОЯТ ХОТ-2 ФГУП ГХК.....	92
<i>А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов</i>	
Ультразвуковой метод снятия остаточных напряжений в сварных соединениях элементов оборудования АЭС.....	93
<i>А.В. Нахабов, П.А. Белоусов, А.С. Гордеев, А.Б. Комиссаров</i>	
Создание единого информационного пространства на базе технологий центров обработки данных для АЭС.....	95
<i>А.В. Нахабов</i>	
Применение ядерных методов анализа данных для решения задач контроля и диагностики АЭС.....	97
<i>Ф.В. Николаев, В.Г. Крицкий, М.В. Софьин, И.С. Мелкумов</i>	
Контроль скорости равномерной коррозии конструкционных материалов и оборудования контуров охлаждения АЭС методом поляризационного сопротивления. Адаптация метода для применения на АЭС с РБМК.....	98
<i>В.А. Острейковский</i>	
Постулаты и принципы построения энергетической теории надежности.....	99
<i>Е.Н. Шевченко, В.А. Острейковский</i>	
Моделирование риска технической системы на основании теории двумерных функций случайных величин.....	100
<i>С.О. Старков, А.И. Перегуда, Д.А. Отчик</i>	
Оценка показателей надежности компрессорной станции...	102

<i>С.О. Пинежский, Ф.В. Николаев, С.В. Захарова, И.С. Мелкумов, В.Г. Крицкий</i>	
Вероятностная оценка надежности гнезд хранения ОЯТ ХОТ-2 ФГУП ГХК.....	103
<i>И. Родионова, В. Хайретдинов</i>	
Разработка программно-методического обеспечения анализа вибродинамического поведения оборудования реакторной установки ВВЭР-1000 при пусконаладочных испытаниях и измерениях.....	104
<i>А. Рудкина, В.А. Чепурко</i>	
Коэффициент готовности технической системы при некоторых стратегиях обслуживания.....	106
<i>Садовникова А.В., Чепурко В.А.</i>	
Вычисление характеристик надежности в рамках одной модели неоднородного потока.....	108
<i>Н. Сударев, В. Хайретдинов</i>	
Метрологическое обеспечение средств УЗК расходов теплоносителя в составе СПНИ ВВЭР-1000.....	109
<i>В.В. Кривин, М.Ю. Виниченко, В.А. Толстов</i>	
Расчет параметров виртуального сварного шва в тренажере сварщика.....	110
<i>А.И. Трофимов</i>	
Физические эффекты в металлах и сплавах при воздействии ультразвука.....	112
<i>М.А. Трофимов, Д.А. Усанов</i>	
Управление сроком службы тепломеханического оборудования АЭС.....	113
<i>Хижняк</i>	
Применение риск-информативного подхода для определения значимости недостатков выявленных при инспекциях на энергоблоках АС.....	115
<i>В.В. Худаско, А.И. Трофимов, С.А. Куркин, А.Ю. Лобанов</i>	
Расчет модулей упругости третьего порядка.....	115
<i>В.В. Худаско, А.И. Трофимов, С.А. Куркин, А.Ю. Лобанов</i>	
Определение напряженного состояния металла АЭС акустическим методом.....	118
<i>И.А. Чумаков, В.А. Чепурко, А.В. Антонов</i>	
Общий подход к оценкам остаточного времени.....	120
<i>Ковтун С.Н., Полевой В.Б., Швецов Д.М., Шутов П.С.</i>	

Исследование температурной зависимости показаний измерительного канала ССКГО установки БН-600.....	121
<i>Щекотов</i>	
Система шумовой диагностики аномальных состояний активной зоны реактора БН-800.....	122