



Министерство науки и высшего образования
Российской Федерации
Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
Национальный исследовательский ядерный университет
«МИФИ»
Обнинский институт атомной энергетики
Интернет-школа СНГ

БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

XIV Международная научно-практическая
конференция

Тезисы докладов (ч. 1)
Обнинск, 29-30 ноября 2018 г.

Обнинск 2019

УДК 621.039:5

Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2018. XIV Международная научно-практическая конференция (Обнинск: 29-30 ноября 2018) – 145 с.

- Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2019

Future of Nuclear Power – AtomFuture 2018: XIV International scientific and practical conference (Obninsk: 29-30 November 2018) – 145 p.

- Obninsk: OINPE NRNU MEPHI, 2018

Конференция проводится с целью выявления талантливых студентов, магистрантов, аспирантов, молодых ученых и специалистов.

Проведение Конференции направлено на решение следующих задач:

- стимулирование научно-исследовательской и прикладной деятельности молодежи;
- выявление новых идей и разработок;
- организация обмена мнениями и сотрудничества среди молодежи;
- содействие в научно-технической и рационализаторской работе молодых специалистов.

Конференция проводится при поддержке Государственной корпорации «Росатом» в рамках Международного проекта Комиссии СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях «Интернет-школа СНГ».

Все работы представлены в авторской редакции.

Учредители конференции

Государственная корпорация «Росатом» и Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Организатор конференции

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ».

©ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2019 г.

© Авторы, 2019 г.

СЕКЦИЯ I РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ В ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ НА ЯДЕРНЫЕ КОНЦЕНТРАЦИИ НУКЛИДОВ В ПРОЦЕССЕ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА

*Колесов В.В., Писарев А.Н.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В ядерных системах, где изменения в составе нуклидов влияют на распределение потока нейтронов, необходимо выполнить последовательность комбинированных расчетов потока нейтронов и выгорания. В таких комбинированных расчетах весь цикл выгорания делится на несколько последовательных временных интервалов. Для каждого временного интервала выполняется расчет уравнения переноса нейтронов, результатом чего служат значения скоростей реакций, которые используются для расчета выгорания, для того чтобы получить нуклидный состав в конце временного интервала [1].

Цель работы – вычислить вектор N ядерных концентраций изотопов во времени и оценить, как различные источники неопределенностей, заданные в начальных ядерных данных, влияют на N .

В данной работе исследуется влияние неопределенностей в плотности потока нейтронов и скоростях реакций нуклидов на значения ядерных концентраций нуклидов на примере ячейки PWR.

Анализ поведения неопределенностей при выгорании показал, что нет общего поведения неопределенностей в ядерных концентрациях, обусловленных неопределенностью в начальных ядерных данных. Тенденция развития неопределенности зависит от накопления и распада каждого нуклида (периода полураспада, скоростей реакций, ядер-предшественников).

Литература

1. Propagation of statistical and nuclear data uncertainties in Monte Carlo burn-up calculations Nuria Garcia-Herranz, Oscar Cabellos , Javier Sanz , Jesus Juan , Jim C. Kuijper Annals of Nuclear Energy Volume 35 April 2008

МОДЕРНИЗАЦИЯ КОНСТРУКЦИИ МИШЕНИ ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОИЗОТОПОВ РЕАКТОРА ВВР-Ц

*Колмыков В.Ю., Зевякин А.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

С развитием ядерной медицины растет потребность в радиоизотопах, используемых для лечения и диагностики онкологических заболеваний. Наиболее широко используемым радионуклидом медицинского назначения является генератор технеция - ^{99}Mo . Необходимо смоделировать такую конструкцию мишени, которая позволила бы получить максимальную наработку данного изотопа, не допуская кипения теплоносителя в канале.



Рис. 1. Мишень стержневого типа

В работе [1] была рассмотрена модель мишени цилиндрического типа. С целью выравнивания тепловыделения по радиусу

и увеличения наработки радиоизотопа была смоделирована мишень стержневого типа (Рис. 1).

Построение модели мишени было произведено в программе SolidWorks. Теплогидравлические расчеты реализованы с помощью программного комплекса ANSYS CFX.

Литература

1. Колмыков В.Ю., Зевякин А.С., Фомин Р.В. Модернизация конструкции мишени для наработки радиоизотопов/ II Международная научная (XV Региональная) конференция «Техногенные системы и экологический риск»: тезисы докладов. - Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2018.

ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300

*Калиновский Ю.А., Прец А.А.
НИ ТПУ, г. Томск*

Реактор БРЕСТ – энергоблок с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем и мононитридным уран-плутониевым топливом с двухконтурной схемой отвода тепла к турбине. Достоинствами реактора являются естественная радиационная безопасность, нераспространение ядерного оружия ввиду отсутствия наработки оружейного плутония, выжигание младших актиноидов, а также возможность реализации замкнутого топливного цикла.

Активная зона реактора составлена из гексагональных ТВС, сама зона разделена на две части, центральную и периферийную, отличаются они лишь диаметром твэлов. Выравнивание тепловыделения в активной зоне реактора достигается за счет применения твэлов различного диаметра (9,7 мм и 10,5 мм). В периферийной части расположено 60 ТВС с твэлами из 160 штук, а в центральной зоне 84 ТВС с твэлами из 160 штук и 25 ТВС с твэлами из 102 штук (рисунок 1). Начальный изотопный состав мононитридного уран-плутониевого топлива с содержанием плутония равен 14,6 %.

Целью данной работы является оценка длительности кампании ядерного реактора БРЕСТ-ОД-300. Расчет длительности кампании ядерного топлива проводился при работе реактора на полной мощности (700 МВт).

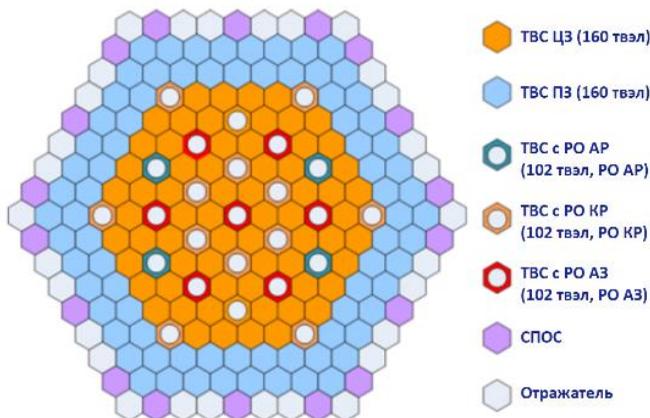


Рис. 1. Компоновка активной зоны БРЕСТ-ОД-300

В ходе реализации поставленной цели был организован итерационный процесс для проведения 26-группового расчета. Эффективный коэффициент размножения нейтронов, с учетом поправок на резонансную самоэкранировку (температура топлива около 1700 °С), на начало кампании составил 1,04 [2]. Период непрерывной работы равен 1500 эффективным суткам. Полученное значение длительности кампании топлива сходится с заявленным [1]. Также был учтен спектр плотности потока нейтронов, нормированный на мощность реактора БРЕСТ-ОД-300 в абсолютных единицах, плотность потока нейтронов по всей активной зоне составляет около $\Phi = 1,243 \cdot 10^{15} \frac{\text{нейтрон}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$.

Литература

1. Бойко В.И., Шидловский В.В., Мещеряков В.Н., Шамагин И.В., Кошелев Ф.П., Демянюк Д.Г. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009.

2. Bulkin S.Yu., Lemekhov V.V., Sila-Novitsky A.G., Smirnov V.S. Research and development for demonstration of fuel performance in the BREST-OD-300 core // IAEA technical meeting: Design, manufacture and in-pile behavior of fast reactor fuel, Obninsk, 2011.

РАЗРАБОТКА ПРЕЦИЗИОННОЙ МОДЕЛИ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ БЭС-5 В ПК САПФИР 95

*Гуныков А.С., Подлипаев М.М., Фомин Р.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью работы является оценка точности программного комплекса САПФИР_95, по сравнению с программными кодами, реализующими метод Монте-Карло.

Прецизионные программы метода Монте-Карло используют для решения сложных задач физики реакторов, в которых необходимо детально учитывать энергетическую и угловую зависимость сечений взаимодействия нейтронов с веществом вместе с существенными геометрическими неоднородностями в структуре рассчитываемой системы [2].

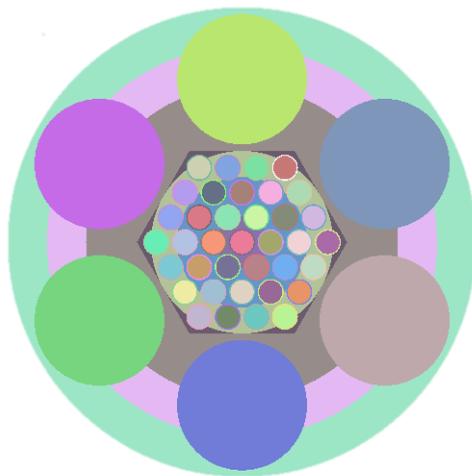


Рис. 1. Расчетная модель активной зоны ЯЭУ БЭС-5 в Сапфир 95

Основной задачей программного комплекса САПФИР_95 является расчет пространственно-энергетического распределения нейтронов в ячейке реактора (расчет ячейки в двухмерной или трехмерной геометрии с выгоранием на основе оцененных микроскопических данных) и получение малогрупповых эффективных характеристик для диффузионных программ [1].

В качестве объекта для проводимой верификации в работе была выбрана космическая ядерная энергетическая установка БЭС-5, расчетная модель которой, представлена на рисунке 1.

В результате выполнения работы будут получены оценки точности программного комплекса САПФИР_95 по отношению к программным комплексам, использующим метод Монте-Карло. Также будут оценены нейтронно-физические характеристики ядерной энергетической установки БЭС-5.

Литература

1. Программ САПФИР_95 для нейтронно-физических расчетов ячеек тепловых ядерных реакторов. Описание применения. ЛКВШ 03.302.0000.00-01 31, НИТИ, 2010.
2. Популярные лекции по математике 1968. Выпуск 46. Соболев И.М. Метод Монте-Карло. М.: Наука, 1968.

ИЗМЕНЕНИЕ СВОЙСТВ ОБОЛОЧКИ ПРИ СУХОМ ХРАНЕНИИ ТВЭЛОВ ВВЭР-1000

*Галяутдинова Р.Р., Кобылянский Г.П.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград*

Для обоснования безопасных и надёжных способов сухого хранения тепловыделяющих сборок с твэлами ВВЭР-1000 проводятся расчётно-экспериментальные исследования отработавших твэлов, испытанных при условиях, моделирующих режимы сухого хранения. Для проведения модельных экспериментов обычно используется консервативный подход, при котором выбираются более жёсткие, чем ожидаемые в реальности, параметры испытаний. Один из таких подходов подразумевает термические испытания твэлов при температуре 380°C, в том чис-

ле, с наличием термоциклов. При таких испытаниях свойства оболочек твэлов, влияющие на безопасность и надёжность хранения ОЯТ, изменяются.

Твэл, как объект исследований, представляет собой сложную систему, подвергаемую воздействию температуры и механических напряжений, вызванных наличием под оболочкой гелия технологического происхождения и газовых продуктов деления топлива. Длительное термическое воздействие на твэлы приводит к частичному возврату механических свойств к исходным (до облучения) значениям [1]. Возврат механических свойств связан с наблюдаемым при ТЭМ-исследованиях [2] отжигом радиационных дефектов, проявляемом в снижении линейной плотности дислокаций радиационного происхождения и в перераспределении элементов между твердым раствором и частицами второй фазы. Анизотропное перемещение вакансий и междоузлий на различно ориентированные стоки для точечных дефектов (дислокации, частицы выделений, границы зерен и пр.), способствует приросту размеров в одних направлениях оболочки и к сокращению в других.

Механические напряжения могут вносить вклад не только в кинетику процесса отжига радиационных дефектов, но и на морфологию гидридов циркония в структуре оболочки [3].

Сведения об экспериментальных результатах влияния длительного термического воздействия на механические свойства облучённых оболочек, в том числе, находящихся под воздействием механических напряжений, ещё недостаточно освещены в литературе. Но знания об изменении прочностных и пластических характеристиках оболочек твэлов в процессе их сухого хранения необходимы, поскольку эти изменения могут оказывать влияние на деформационные процессы оболочек твэлов. Так, частичный возврат условного предела текучести к исходным значениям приведёт к большей скорости ползучести оболочки, чем полностью радиационно-упрочнённой оболочки, за счет большего отношения создаваемого от воздействия внутритвэльной среды напряжения к пределу текучести. А повышенная скорость ползучести оболочек твэлов при сухом хране-

нии может привести к недопустимо высокой деформации и даже к разгерметизации твэлов.

Литература

1. Мазаев А.О., Кобылянский Г.П. и др., Изменение механических свойств оболочки в результате термических испытаний, моделирующих режимы сухого хранения твэлов ВВЭР-1000// Физика и химия обработки материалов, – М., 2018

2. Кобылянский Г.П., Обухов А.В. и др., Влияние термических испытаний, моделирующих режимы сухого хранения твэлов ВВЭР-1000, на микроструктуру и механические свойства оболочек// В сб.: Прочность неоднородных структур - ПРОСТ 2018. Сб. трудов IX-ой Евразийской научно-практической конференции, – М., 2018

3. Мазаев А.О., Кобылянский Г.П., Изменение морфологии гидридной фазы в оболочках твэлов при термических испытаниях, моделирующих режимы сухого хранения топлива реактора ВВЭР-1000// В кн.: Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения» Тезисы докладов, – Димитровград, 2018

ВЛИЯНИЕ ИНТЕНСИВНОЙ ПЛАСТИЧЕСКОЙ ДЕФОРМАЦИИ НА СТРУКТУРУ И СВОЙСТВА ТАНТАЛА

*Михальченко Е.В., Антошина И.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Тантал тугоплавкий металл, который обладает комплексом ценных свойств – достаточно хорошая пластичность, прочность, свариваемость, коррозионная устойчивость при умеренных температурах, низкое давление пара, высокий коэффициент теплопередачи, небольшая работа выхода электронов, способность образовывать анодную пленку (Ta_2O_5) с особыми диэлектрическими характеристиками и др. Тантал применяют для изготовления теплообменников ядерно-энергетических установок,

так как он наиболее устойчив из всех металлов в перегретых расплавах и парах цезия [1].

Интенсивная пластическая деформация осуществлялась методом квазигидроэкструзии при криогенных температурах - барокриодеформация. В этом методе в качестве передающей давление среды используется не жидкость, а твердое тело, но такое, пластичность которого многократно превышает пластичность деформируемого объекта при криогенных температурах. Барокриодеформация существенно увеличивает прочностные свойства материалов [2].

Целью данного исследования является изучение влияния барокриодеформации на структуру и свойства тантала.

Образцы тантала представляли собой таблетки диаметром от до мм.

Для оценки изменений механических свойств были проведены измерения микротвердости деформированных образцов. После интенсивной пластической деформации тантал упрочняется. Максимум микротвердости зафиксирован при степени деформации равной 40 %, упрочнение составило 50% (рис.1).

Структурные изменения тантала были исследованы методом рентгеноструктурного анализа.

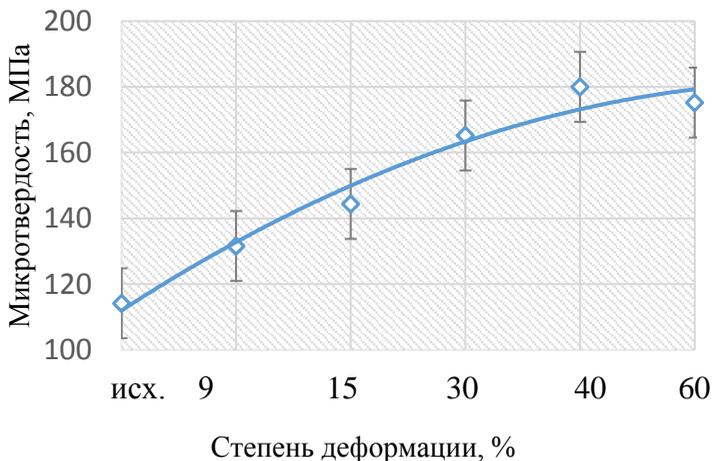


Рис. 1. Результаты исследования образцов тантала на прочность

Литература

1. Б.А. Калинин, П.А. Платонов, Ю.В. Тузов, И.И. Чернов, Я.И. Штромбах. Том 6. Конструкционные материалы ядерной техники. – М.: НИЯУ МИФИ, 2012
2. П.А. Хаймович. Криодеформация металлов при всестороннем сжатии. Вопросы атомной науки и техники -№4, С. 2006

ИССЛЕДОВАНИЕ УСТОЙЧИВОСТИ ПОЛЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В БОЛЬШОМ БЫСТРОМ НАТРИЕВОМ РЕАКТОРЕ

*Дзугоева Э.М., Бобровский Т.Л., Приходько А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Работа посвящена исследованию устойчивости поля энерговыделения в перспективных конструкция активных зон быстрых натриевых реакторов с аксиальной прослойкой.

Важность обеспечения критериев безопасности такого сложного устройства, как атомный реактор, обуславливает актуальность проводимых исследований. Одной из важнейших характеристик, влияющих как на производительность, так и на безопасность реактора является энерговыделение. При усложнении конструкции активной зоны усложняется и распределение поля энерговыделения [1]. Видоизменение этого поля обуславливает скопление напряжений в области наибольшего перегиба. Таким образом, имея представление о распределении поля энерговыделения в активной зоне реактора, можно определить области, наиболее подверженные разрушению и оперативно применить меры по минимизации рисков и предотвращению аварий.

На сегодняшний день одной из перспективных конструкций активных зон является зона с аксиальной воспроизводящей прослойкой из обедненного урана. Задача сводится к выявлению требований для моделирования подобных систем с целью исследования устойчивости поля энерговыделения в активной зоне.

В ходе работы смоделированы наиболее типичные случаи возмущения в активной зоне, а также произведено сравнение

полученные результаты с невозмущенными моделями. Моделирование производилось для активной зоны как со свежим, так и с выгоревшим топливом (всего 12 случаев).

Полученные результаты позволили выявить сборки тестовой модели, находящиеся в области большего изменения энерговыделения.

Проводимые исследования представляют как научный, так и практический интерес, т.к. позволяют значительно повысить конкурентоспособность перспективных больших быстрых натриевых реакторов, улучшая показатели безопасности.

Литература

1. Матвеев В.И., Хомяков Ю.С. Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. – М.: Издательский дом «МЭИ», 2012. – 356 с.

2. Казанский Ю.А., Слекенич Я.В. Коэффициенты реактивности. Введение в динамику реакторов. – М.: Московский инженерно физический институт, 2012. – 300 с.

COMPARATIVE STUDY OF SAFETY PASSIVE SYSTEMS USED IN NUCLEAR REACTORS

*Elazaka A.I., Tikhomirov G.V.
NRNU MEPhI, Moscow*

After Fukushima Daiichi accident, the nuclear power plants safety became very important issue in the nuclear technology field. The passive safety concept was proposed to ensure safety and reliability of the nuclear power plants and its reactors. Safety passive systems in its operation are depending on the natural forces like pressure difference, gravity, natural convection, material response, and phase change, and less dependent on active components like pumps and diesel generators. Although a rapid increase of research numbers in passive safety systems, they have lack in practical operating experience. The passive safety systems are designed to improve the inherent safety of NPP in design and beyond design basis accidents. In this, article an attempt to list some passive safety systems and show

its advantages and disadvantages in different types of nuclear reactors.

The first design is the passive residual heat removable system, which is investigated in VVER where after reactor shutdown, decay heat generation continues, and it has the possibility to cause a severe accident. Passive safety systems have to remove this residual heat sufficiently, because the active cooling systems uses the electric pumps, which are unavailable in case of station blackout accident. Its mechanism depend on the temperature difference between the steam that is generated in the steam generators due to the heat released in the reactor condenses and The condensed liquid returns back to the SG after rejecting its heat to the ambient air by the PRHRS [1].

The steam turn to condensed liquid through its circulation in the heat exchanger, which is the main component of PRHRS and is located outside the containment acting as heat sink. The PRHR Heat Exchanger consists of ribbed and coiled tube bundle, which removes core decay heat through the convection in the ambient air. During normal operation, the PRHRS is in standby mode, PRHRS has a special controller and air gates. Under standby condition the air gates are closed, The PRHRS start his function after loss of power supply at electric magnets holding air lock in a closed position after about 30 s from the loss of all current supply sources. After station blackout, the reactor power reduces to residual heat level. All main coolant pumps are stopped due to blackout, and the PRHRS start to work.

Heat rejected via PRHRS. Steady state condition is reached about 1000 s and natural circulation mechanism started to work properly from this moment. The maximum amount of rejected heat is found as 5.60MW, which represents 2% of the nominal reactor power.

The application for this model of passive residual heat removal system recommissioned and used for the first time in Russia in the VVER-1200 reactor in Novovoronezh II's unit 1. During the pre-commissioning process, Defects and design shortcomings occurred in the PHRS components. The equipment deficiencies were eliminated through the installation of additional prats, which allow keeping the air gate valves fully opened and prevents their uncontrolled

closure under the action of a rapidly ascending hot air flow inside the PHRS shell. PRHRS succeeded to remove the reactor core heat in conditions of an unexpected scram and confirmed its efficiency. The PHRS heat exchanger total heat removing capacity was over 100 MW at the ambient air temperature of $-13\text{ }^{\circ}\text{C}$, and the time for the PHRS to reach full capacity did not exceed 90s [2].

The second design is of hybrid heat-pipe technique which working as a Passive IN-core Cooling system (PINCs). The hybrid heat-pipe concept employs the combination of a control rod and a heat pipe to passively shutdown a reactor in an accident condition and simultaneously remove decay heat from the core. The basic mechanism of a hybrid heat pipe represented by the heat transfer between a reactor core and a condenser. The temperature difference between the reactor core and the condenser drives the phase change of the working fluid inside the heat pipe, and the heat is transferred through the phase change and convection of the working fluid by gravitational force or capillary pumping pressure. The hybrid heat-pipe can shut down the reactor passively in accident condition.

The safety enhancement evaluated by probabilistic safety assessment method (PSA) of reactors APR1400 (Advanced Power Reactor 1400), PGSFR (the Prototype Gen-IV sodium-cooled fast reactor), and SMART (system-integrated modular advanced reactor) in Korea. the consequence of each accident sequence has been quantitatively evaluated in the form of core damage frequency (CDF) and minimal cut set (MCS) for each nuclear reactor.

For the APR1400, employment of the PINCs nearly eliminates the probability of core damage initiated from the loss of feed water, which leads to 98% of overall CDF reduction compared to that of the reference system. In addition, the overall MCS is reduced by 1/8, demonstrating that the failure paths to look out for decreased by using the PINCs.

For the PGSFR, the PINCs works normally regardless of the accident scenario. As a result, the PINCs significantly reduces the failure probability during LOHR, LOFW, and LOOP accidents, which eventually reduces the overall CDF by 32.4% compared to the reference system.

For the SMART reactor, the employment of the PINCs leads to a significant reduction in CDF for the LOFW scenario. As a result, the overall CDF for the SMART reactor decreases by about 99% and has the highest safety enhancement among the tested nuclear systems. In conclusion, although further study on the optimization of the PINCs for SMART reactors is needed, the overall degree of safety for various nuclear reactors improves by the application of the PINCs [3].

Another model is the hydro-accumulator system is used for the emergency core cooling in case of LOCA for reactor WWER-TOI, in which investigated the boric acid mass transfer in case of the accident with main coolant circuit rupture and operating of passive safety system.

The calculated results showed an excess of the limiting concentration of boric acid in the WWER-TOI reactor core in ~ 43 hours after start of emergency. At the end of 72 hours will be ~ 1,13 kg/kg H₂O, which significantly exceeds the limiting concentration of boric acid (415 kg/kg).

After reaching the solubility limit of boric acid in the reactor core, the process of H₃BO₃ crystallization starts (after about 43 hours of the initial of emergency process). Deposits of boric acid in the core has significant impact on heat removal during the emergency process. The results may need experimental studies of the mass transfer processes of H₃BO₃ at the parameters specific to for emergency modes of NPPs with WWER are needed.

References

1. Hüseyin Ayhan, Cemal Niyazi Sökmen, Design and modeling of the passive residual heat removal system for VVERs, Annals of Nuclear Energy, -Tureky, 2016
2. K.F. Galiev, S.V. Yaurov, Ye.V. Goncharov, A.S. Volnov, Experience of commissioning of the V-392M reactor plant passive heat removal system, Nuclear Energy and Technology, -Russia, 2017

3. Seok Bin Seo, In Guk Kim, Kyung Mo Kim, Yeong Shin Jeong, In Cheol Bang, Risk mitigation strategy by Passive IN-core Cooling system for advanced nuclear reactors, Annals of Nuclear Energy, -Korea, 2018

ОПТИМИЗАЦИЯ ТОПЛИВНЫХ КАМПАНИЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ПОМОЩЬЮ СИСТЕМЫ ПРОГРАММНЫХ МОДУЛЕЙ

*Сушков В.В., Соболев А.В., Челнокова Н.В., Шагинян Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В рамках работы разработан программный модуль выполняющий отбор данных, полученных в результате расчетов в программных комплексах, реализующих принцип эволюционного моделирования.

Программный модуль написан на языке Python [1]. Язык был выбран по следующим причинам:

- Скорость выполнения программ, написанных на Python, высока.
- В стандартных библиотеках Python есть большое количество возможностей для работы с базами данных, полученными в результате вычислений файлами.

Для получения расчетных данных использован программный комплекс, реализующий метод Монте-Карло. Пробной моделью являлась тепловыделяющая сборка (ТВС) реактора ВВЭР-1000. Расчетной моделью является активная зона реактора ВВЭР-1000. Работа разработанного модуля основана на принципе эволюционного моделирования. Этот метод позволяет проводить отбор данных, по нескольким принципам [3]:

- Лучший из лучших
- Несколько лучших
- Все кроме худшего
- Худший

Оптимизация происходит методом модификации полученных данных в виде популяций, от момента достижения уровня необходимого качества (когда критерий одной/нескольких/всех

популяций достигло и превысило заданный порог) и до момента сходимости (когда улучшение популяции происходит достаточно медленно) [2]. В общем виде алгоритм работы отбора представлен на рисунке 1.

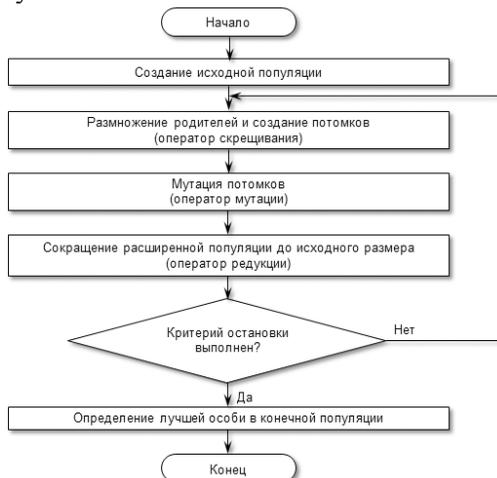


Рис. 1. Алгоритм отбора

Таким образом можно проводить отбор и соответственно оптимизацию любых параметров реактора.

На данном этапе работы была создана модель ТВС и реализована начальная стадия написания программного модуля. Следующим шагом будет проведение расчета и проверка работоспособности расчетного программного комплекса и программного модуля в паре.

Литература

1. Маккинли У. Python и анализ данных. — Перевод с английского. — М.: ДМК Пресс, 2015.
2. Рутковская Д., Пилиньский М., Рутковский Л. Нейронные сети, генетические алгоритмы и нечеткие системы — 2-е изд.. — М.: Горячая линия-Телеком, 2008.
3. Рутковский Л. Методы и технологии искусственного интеллекта. — М.: Горячая линия-Телеком, 2010.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ГЕТЕРОГЕННОГО РАЗМЕЩЕНИЯ ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ В ШАРОВОМ ТВЭЛЕ НА ДЛИНУ КАМПАНИИ

*Внуков Р.А., Колесов В.В., Шагинян Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Программный комплекс (ПК) SERPENT широко используется в реакторных расчетах на данный момент. Результаты расчетов выгорания, получаемые ПК SERPENT 2.1.30, являются достоверными, так как укладываются в интервал разброса значений [1,2].

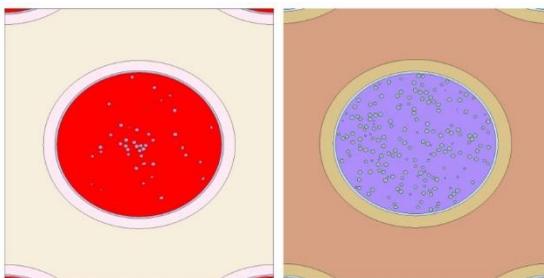


Рис. 1. Способы случайного размещения сфер в ТВэле

Программный комплекс позволяет моделировать случайное распределение шаровых элементов различной структуры в различных геометрических объемах. Для реализации поставленной цели был использован модуль ПК SERPENT 2.1.30, который реализует случайное распределение сфер [3]. На рисунке 1 представлены два варианта: с приоритетом распределения в центре и с равной вероятностью по всему объему топлива.

В качестве первого этапа исследовано влияние гетерогенного размещения выгорающего поглотителя в таких шаровых топливных элементах на характеристики выгорания топлива.

В дальнейшем планируется моделировать случайное размещение шаровых топливных элементов в ТВэлах реакторов различных типов и исследовать длину кампании.

Литература

1. Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code; June 18, 2015
2. Фам Буй Динь Лам, Колесов В.В., Особенности расчетов выгорания в программном комплексе SERPENT 2 на примере ТВС реактора BWR// Тезисы докладов XIII международной научно-практической конференции Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2017., - Обнинск, 2017
3. Input syntax manual [Электронный ресурс]. URL: <http://serpent.vtt.fi> (дата обращения 19.11.2018)

МЕТОДИКИ УТОЧНЕНИЯ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ЭЛЕКТРОРАДИОИЗДЕЛИЙ

*Вострилова А.Д., Самохин Д.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск, Россия*

Радиоэлектронные устройства выполняют весьма широкий круг задач в работе Атомной Электростанции (АЭС). При разработке электрорадиоизделия (ЭРИ) главной задачей является обеспечение необходимого уровня надежности данного изделия. При низком уровне надежности объекта повышается риск преждевременного отказа изделия, что влечет дополнительные экономические затраты на его замену и ремонт, а также может негативно сказываться на зависимых от него изделиях, что, в свою очередь, приведет к серьезной поломке или выводу из эксплуатации большого количества оборудования и серьезным экономическим и временным издержкам.

Для оценки эффективности и достаточности принятых мер по обеспечению надежности проводится качественный и количественный анализ систем. Указанный анализ позволяет определить последствия отказа электрорадиоизделий, возможные причины отказа системы, а так же на основе исходных данных по надежности элементов оценить показатели надежности системы в целом [1].

Одним из показателей безотказности элемента является интенсивность отказов $\lambda(t)$ в момент t . Интенсивность отказов λ

численно равна вероятности того, что объект, проработавший безотказно до момента t , откажет в последующую малую единицу времени.

Для оценки $\lambda(t)$ используются вероятность отказов $F(t)$ или вероятность безотказной работы $R(t)$ элемента на интервале $(0;t)$ [2]:

$$\lambda(t) = \frac{F'(t)}{1-F(t)} = - \frac{R'(t)}{R(t)}$$

При оценке показателей надежности и безопасности оборудования объектов ядерных технологий по эксплуатационным данным, среди прочих, часто возникают проблемы двух родов:

- 1) проблема малой статистики по отказам;
- 2) проблема выбора адекватных законов распределения изучаемых случайных величин [3].

Целью данной работы является подбор методов для расчета и уточнения показателей надежности при без(мало-)аварийном опыте и при условиях невозможности проведения экспериментов или испытаний.

Литература

1. D. S. Samokhin, Mohammad Alslman, A. D. Vostrilova, and O. Yu. Kochnov, (2017), "Experiment for Justification the Reliability of Passive Safety System in NPP" in XIII International Youth Scientific and Practical Conference "FUTURE OF ATOMIC ENERGY – AtomFuture 2017", KnE Life Sciences. DOI 10.18502/1
2. А.С.Груничев, А.В.Кузнецов. Испытания радиоэлектронной аппаратуры на надежность. М., «Сов. Радио», 1969
3. Ю.В.Волков, Д.С.Самохин. Обеспечение консервативности оценок показателей надежности объектов ядерных технологий при малой статистике по отказам //Известия вузов. Ядерная энергетика. -2008. -№1

МЕТОДОЛОГИЯ ИССЛЕДОВАНИЯ КОРРОЗИИ МАТЕРИАЛОВ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТГА/ДСК И МС АНАЛИЗА

Бочков В.С., Понкратов Ю.В., Скаков М.К.

Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

Поведение конструкционных и функциональных материалов, эксплуатируемых в ядерных энергетических установках и исследовательских ядерных реакторах, в значительной степени определяет их безопасную и экономичную работу. В ядерных установках конструкционные и функциональные материалы эксплуатируются в условиях высоких энергетических нагрузок и в условиях их взаимодействия с различными агрессивными средами, в связи с этим к материалам ядерных установок предъявляются очень высокие требования относительно их коррозионной стойкости. Актуальным вопросом на данный момент является необходимость проведения исследований высокотемпературной коррозии материалов ядерных установок с целью выявления механизмов и последующего описания процессов, происходящих при взаимодействии этих материалов с агрессивными средами в условиях высоких энергетических нагрузок.

В данной работе представлена методология проведения комплексных исследований взаимодействия конструкционных и функциональных материалов ядерных установок с различными химически активными газами и парогазовыми смесями. Проведен анализ методик исследований взаимодействия химически активных газов с конструкционными и функциональными материалами ядерных реакторов (ЯР), определена оптимальная принципиальная схема эксперимента и разработана блок-схема процессов этого взаимодействия. Создан комплекс для исследования взаимодействия химически активных газов с материалами ЯР, выполнена его пуско-наладка и определены оптимальные методические условия проведения экспериментов. Проведены методические эксперименты, по результатам которых определены параметры комплексного исследования высокотемпературной коррозии материалов ЯР.

В результате выполненных работ предложена методика комплексного исследования взаимодействия конструкционных и функциональных материалов ядерных установок с химически активными газами, парогазовыми смесями, а также установлены оптимальные методические условия проведения исследований высокотемпературной коррозии материалов ядерных установок с использованием ТГА/ДСК и МС анализа.

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА TRIANA-4 В ЧАСТИ РЕШЕНИЙ ЗАДАЧ НЕСТАЦИОНАРНОЙ ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ ОСНОВНЫХ ТЕПЛОПРОВОДЯЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ СО СВИНЦОВО- ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

*Новикова Г.С., Аулов И.В., Николаев А.Ю., Рогов А.А.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г.Подольск*

Объектом верификации является программный комплекс TRIANA-4, предназначенный для расчета теплогидравлических характеристик реакторной установки с жидкометаллическим теплоносителем с целью исследования динамики и безопасности ЯЭУ [1]. Данный вопрос подразумевает под собой полномасштабное моделирование разрабатываемой установки и расчетный анализ в различных режимах работы, включая нормальную эксплуатацию, нарушение нормальной эксплуатации и аварийные режимы работы с наложением исходных событий, с учетом всех особенностей конструкции, схемы и алгоритмов работы установки.

Одной из обязательных задач разработки расчетного кода для обоснования безопасности является его верификация.

В работе исследуется правильность работы реализованной в программном комплексе TRIANA-4 методики расчета тепловых структур. Результаты расчета сравнивались с аналитическим решением [2, 3] нестационарного уравнения теплопроводности для следующих задач:

- температурное поле в неограниченном цилиндре с граничными условиями первого, второго и третьего рода;
- температурное поле в неограниченном цилиндре с граничными условиями третьего рода и непрерывно действующим источником тепла;
- температурное поле в неограниченном цилиндре с изменяющейся по закону гармонического колебания температурой среды;
- температурное поле в неограниченном цилиндре, окруженном тонкой оболочкой, с граничными условиями четвертого рода;
- температурное поле в ограниченном цилиндре с граничными условиями первого рода.

Отдельно проводилась тестовая задача для кроссверификации ПК TRIANA-4 с аттестованным кодом ANSYS Mechanical.

Полученные результаты расчетов твердого тела в цилиндрических координатах с различными краевыми условиями согласуются с аналитическими данными. Таким образом, программный комплекс позволяет с высокой точностью рассчитывать задачи по теплопереносу в твердых телах в цилиндрической геометрии. Исследование с помощью реализованной в программе методики расчета тепловых структур показало, что незначительный вклад в результаты расчета вносит измельчение расчетной сетки теплопроводящих структур.

Литература

1. Программа для ПЭВМ. Расчет теплогидравлических характеристик ЯЭУ с теплоносителем свинец-висмут в стационарных и переходных режимах. «TRIANA-4». 8624607.00615, ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2010
2. Лыков А.В. Теория теплопроводности/ – М. Издательство «Высшая школа», 1967
3. Минятов А.В. Нагревание бесконечного цилиндра, заключенного в оболочку, ЖТФ, 1960, т. XXX, вып.6, стр. 611–615

ВЛИЯНИЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РАЗЛИЧНЫХ ТИПОВ ТВЭЛОВ НА ДЛИНУ КАМПАНИИ РЕАКТОРА ТИПА BWR

*Фам Буй Динь Лам, Колесов В.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В этой работе с помощью программного кода SERPENT 2 мы провели расчеты выгорания ТВС с несколькими разными типами твэлов реактора BWR (расчет эффективного коэффициента размножения (K_{inf}) в начале кампании и зависимость K_{inf} от времени выгорания). Из результатов этих расчетов, мы попытались найти тип твэла, который можем использовать для удлинения длины кампании реактора. В дальнейшем планируется проведение термогидравлических расчетов для этих типов твэлов.

Схема ТВС с обычными твэлами реактора BWR приведена на рисунке 1.

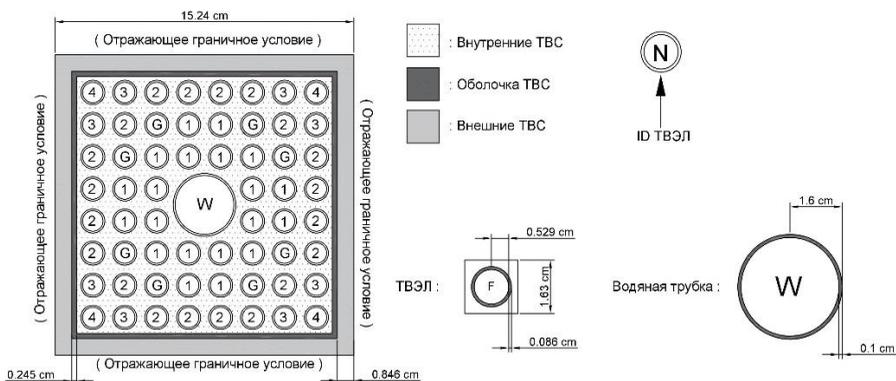


Рис.1. ТВС реактора с обычными твэлами BWR

Сравнение расчетов для различных типов твэлов приводится на рисунке 2.

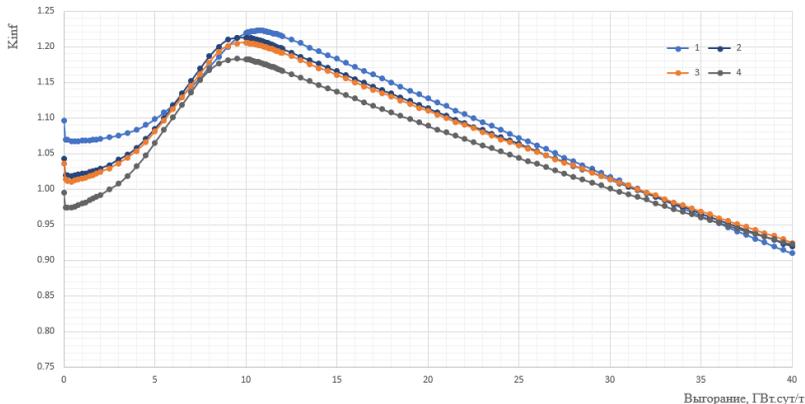


Рис.2. Зависимость K_{inf} от глубины выгорания топлива

Название и обозначения для ТВС с различными типами твэлов:

- (1): ТВС с обычными твэлами
- (2): ТВС с плоскими твэлами
- (3): ТВС с плоскими твэлами с зазором между топливом и оболочкой
- (4): ТВС с квадратными твэлами

Результаты наших расчетов показали, что в процессе выгорания все рассмотренные модифицированные ТВС обеспечивают меньший запас реактивности в начале кампании, меньшее максимальное значение K_{inf} , а также увеличивают длину кампании по сравнению с ТВС с обычными твэлами.

Литература

1. Jaakko Leppänen. Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. June 18, 2015, User's Manual.
2. Hiroshi OKUNO, Yoshitaka NAITO and Kenya SUYAMA. OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmarks Phase IIIB: Burnup Calculations of BWR Fuel Assemblies for Storage and Transport. February 2002, NEA/NSC/DOC(2002)2. Japan Atomic Energy Research Institute

РАСЧЕТ УПРОЩЕННОЙ МОДЕЛИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ПОМОЩЬЮ РАСЧЕТНОГО КОМПЛЕКСА SERPENT-CRIMR

*Смирнов А.Д., Пугачев П.А., Романенко В.И., Тихомиров Г.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Введение

Разработка мультифизических модульных комплексов расчета характеристик ядерных энергетических установок является основной задачей для многих научных лабораторий мира. В Институте ядерной физики и технологий НИЯУ МИФИ с 2016 года идут работы по объединению независимых аттестованных кодов под одной оболочкой.

Данная работа посвящена разработке метода подготовки гомогенизированных групповых сечений в программе Serpent для расчета активной зоны реактора БН-600 в диффузионном коде CriMR.

Использование кодов на основе метода Монте-Карло для генерации групповых сечений является популярной темой исследований в последние годы [1]. Это связано с тем, что метод Монте-Карло позволяет моделировать сложные геометрии и использовать энергетически непрерывные сечения. Более того, коды на основе метода Монте-Карло могут быть использованы для получения эталонного решения.

Коды

Serpent – программное средство на основе метода Монте-Карло, созданное в Центре технических исследований Финляндии VTT и предназначенное для определения нейтронно-физических характеристик систем, содержащих ядерные делящиеся материалы [2].

CriMR - трехмерный диффузионный код для решения стационарных нейтронно-физических задач с использованием различных пространственных сеток. Разработан в Институте ядерной физики и технологий НИЯУ МИФИ.

Постановка задачи и результаты

На начальном этапе тестирования связки кодов Serpent-CriMR была составлена упрощенная задача расчета реактора БН-600 с гомогенными областями в активной зоне реактора. Тест собран на основе международного бенчмарка [3].

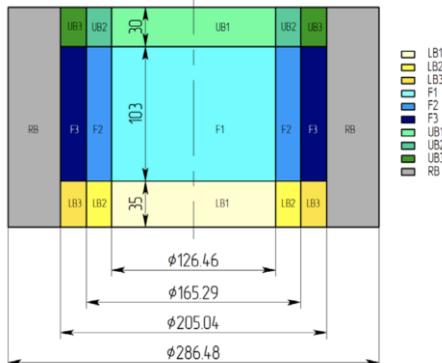


Рис. 1. Модель гомогенной зоны реактора БН-600 с бланкетом

Упрощенная модель была построена в программе Serpent для генерации 26 групповой библиотеки с энергетическими границами, соответствующими библиотеке БНАБ-26. Полученные константы были использованы в расчете с помощью диффузионного кода CriMR. Результаты расчета по библиотеке БНАБ-26 и библиотеке, составленной в Serpent, показали хорошую согласованность.

Литература

1. Baiocco G, Petrucci A, Bznuni S and Kozlowski T 2017 Analysis of a small PWR core with the PARCS/Helios and PARCS/Serpent code systems Ann. Nucl. Energy 107 42–8
2. Leppänen. J et al., 2015. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Ann. Nucl. Energy 82, 142–150.
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, BN-600 Hybrid Core Benchmark Analyses, IAEA-TECDOC-1623, IAEA, Vienna (2010).

КРОСС-ВЕРИФИКАЦИЯ КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ НА ЗАДАЧЕ РАСЧЕТА ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ СУЗ БР-1200

*Богданова Е.В., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Целью данной работы является кросс-верификация константного обеспечения на задаче расчета эффективности стержней СУЗ в свинцовом реакторе со СНУП-топливом с использованием предыдущего опыта разработки моделей быстрых реакторов [1,2]. Моделировался прототип реактора БР-1200, концентрации материалов приближенно отражают реальные составы [3].

Для решения поставленной задачи были выстроены следующие расчетные цепочки:

- РОСФОНД (непрерывный) → MCU-FR
- ENDF/B-VII (непрерывный) → KENO-VI
- БНАБ (299 и 26 групп) → CONSYST → KENO-VI

Результаты, полученные по цепочке РОСФОНД – MCU-FR принимаются как реперные.

В данной работе рассматриваются следующие состояния положения РО СУЗ реактора БР-1200: базовое состояние (0), введены только 19 РО АЗ (1), введены только 36 РО КР при $N=N_{ном}$ (6), введены 19 РО АЗ + 36 РО КР (15), введены все РО СУЗ (16).

При этом эффективность органов регулирования определяется по следующей формуле:

$$\Delta\rho = \frac{1}{K_{eff}^i} - \frac{1}{K_{eff}^0},$$

где K_{eff}^0 – эффективный коэффициент размножения нейтронов в базовом состоянии, K_{eff}^i – эффективный коэффициент размножения в остальных состояниях.

Результаты расчета эффективного коэффициента размножения нейтронов и эффективностей органов регулирования для рассматриваемых состояний представлены в таблицах 1 и 2.

Таблица 1

K_{eff} и $\varepsilon(K_{eff})$ состояний БР-1200 для кросс-верификации файлов
РОСФОНД, ENDF/B-VII и БНАБ-2020

Состояние\ Файл	Коэффициент размножения			$\varepsilon(K_{eff}), \%$	
	ENDF/ B-VII	РОС- ФОНД	БНАБ- 2020	РОС- ФОНД	БНАБ- 2020
0	1.0043	1.0031	1.0026	-0.12	-0.16
1	0.9773	0.9763	0.9760	-0.11	-0.14
6	0.9743	0.9732	0.9729	-0.11	-0.14
15	0.9622	0.9610	0.9609	-0.13	-0.14
16	0.9621	0.9610	0.9608	-0.11	-0.14

Таблица 2

$\Delta\rho$ и $\varepsilon(\Delta\rho)$ состояний БР-1200 для кросс-верификации файлов
РОСФОНД, ENDF/B-VII и БНАБ-2020

Состояние\ Файл	Эффективность стержней СУЗ, %			$\varepsilon(\Delta\rho), \%$	
	ENDF/ B-VII	РОС- ФОНД	БНАБ- 2020	РОС- ФОНД	БНАБ- 2020
1	2.77	2.76	2.75	-0,3	-0.7
6	3.10	3.09	3.08	-0.3	-0.5
15	4.39	4.41	4.38	0.4	-0.5
16	4.42	4.41	4.39	-0.2	-0.5

Литература

1. G. Tikhomirov, M. Ternovikh, A. Smirnov, I. Saldikov, R. Bahdanovich, A. Gerasimov. Test tasks for verification of program codes for calculation of neutron-physical characteristics of the BN series reactors. EPJ Web of Conferences, 153, 05013, 2017, DOI [10.1051/epjconf/201715305013](https://doi.org/10.1051/epjconf/201715305013).
2. M. Ternovykh, G. Tikhomirov, Y. Khomyakov, I. Suslov, Determination of equilibrium fuel composition for fast reactor in closed fuel cycle. Paper presented at the EPJ Web of Conferences, 2017, V. 153, No. 07034. doi:10.1051/epjconf/201715307034.
3. E.V. Bogdanova, et al, "Heterogeneous description of fuel assemblies for correct estimation of control rods efficiency in BR-1200" in XIII International Youth Scientific and Practical Conference "FUTURE OF ATOMIC ENERGY - AtomFuture 2017", KnE Engineering, pages 481–489, DOI 10.18502/keg.v3i3.1649.

NEUTRONICS AND THERMAL-HYDRAULICS COUPLED CALCULATION WITH SERPENT AND ATHLET USING SERPENT INTERFACE MODULE

Fukuda K.¹, Smirnov A.D.², Tikhomirov G. V.²

¹Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, Ookayama, Tokyo, Japan

²NRNU MEPhI, Moscow

2. Introduction

Multi-physics analysis for nuclear reactors is one of the topics which a lot of researchers have been interested in although computational cost has been always become a problem. However, nowadays, the development of computing power is making it possible gradually. Additionally, the requirement of accurate analysis is increasing in the nuclear community. Therefore, the importance of multi-physics analysis is growing.

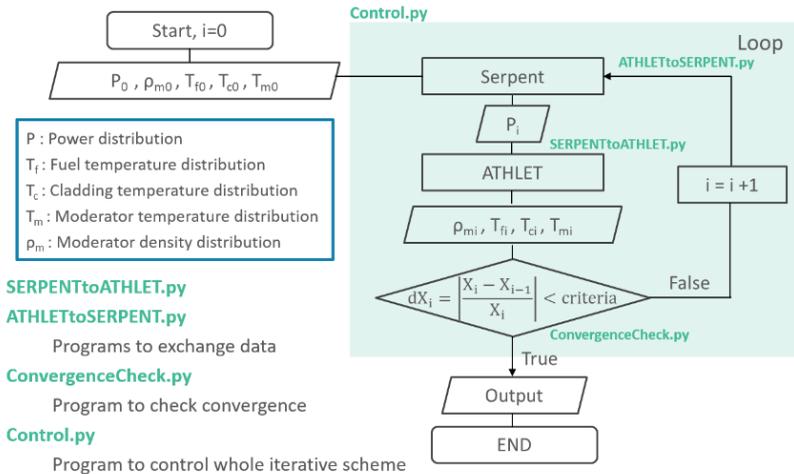


Fig.1. Coupling scheme for Serpent and ATHLET

Especially, some Monte Carlo neutronics codes and thermal-hydraulics codes have been coupled previously. In this work, Monte Carlo code Serpent [1] and thermal-hydraulics code ATHLET [2]

were coupled by reference to the works. For coupling, the interface module which is implemented in Serpent was used. The purpose of this work is to develop the coupling scheme between Serpent and ATHLET.

3. Methodology

Serpent and ATHLET were coupled as Fig.1 shows. VVER-1000 pin-cell model was considered. In the coupling scheme, power, fuel temperature, moderator temperature, cladding temperature and moderator density are exchanged by some python programs and serpent interface module. “Regular mesh-based type (type 2)” was applied into this work.

4. Results

The results were compared with previous work which was performed in the same system with different codes [3]. The parameters almost agreed although there is difference of statistical conditions.

Acknowledgement

This work was performed during an internship for 3 months, hosted by the National Research Nuclear University MEPhI. It was in the framework of MEPhI and Tokyo Tech cooperation.

Reference

1. Leppänen. J et al., 2015. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Ann. Nucl. Energy* 82, 142–150.
2. Gesellschaft fuer Anlagen-und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2016. ATHLET, Mod 3.1 Cycle A.
3. Bahdanovich, R.B et al., n.d. VVER-1000 pin cell benchmark for coupled neutronics / thermal-hydraulics calculations: preliminary results.

АМПУЛЬНОЕ ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ С ПЛАВЛЕНИЕМ ТОПЛИВА

*Мухамедов Н.Е.¹, Вурим А.Д.¹, Пахниц А.В.¹, Скаков М.К.¹,
Цхе В.К.²*

¹Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

²Восточно-Казахстанский государственный технический университет им. Д.Серикбаева, Усть-Каменогорск, Республика Казахстан

Для решения задач по изучению процессов, протекающих при тяжелых авариях в ядерном реакторе, и для исследования свойств формирующихся сплавов и соединений наиболее эффективным инструментом является физическое моделирование.

Экспериментальные работы по моделированию тяжелых аварий проводятся во многих исследовательских центрах мира [1]. Большинство экспериментов направлено на получение знаний по процессам, происходящим на различных стадиях протекания тяжелой аварии [1-2].

В рамках упомянутых исследований в Институте атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан проводятся как реакторные, так и вне реакторные эксперименты по изучению поведения топлива ядерного реактора в условиях тяжелой аварии.

Для обеспечения возможности проведения реакторных испытаний по исследованию процессов с плавлением топлива ядерного энергетического реактора было разработано ампульное устройство. В состав устройства входят следующие основные узлы и элементы:

- модельная тепловыделяющая сборка, установленная внутри блока плавления, который образован камерой плавления, граничащей с ячейкой натрия, силовым стаканом и рубашкой охлаждения;
- силовой корпус;
- графитовый кожух;
- защитная труба;

– средства измерения параметров.

Модельная тепловыделяющая сборка (ТВС) представляет собой сборку из 21 экспериментального твэла, соединенных двумя – верхней и нижней – дистанционирующими решетками.

Каждый экспериментальный твэл состоит из негерметичной стальной оболочки, заполненной топливными таблетками типа БН-350 с обогащением топлива 17 % по ^{235}U в верхней части твэла и с обогащением 0,27 % в нижней (бланкетной) части твэла, при этом:

– на длине ≈ 400 мм в верхней части твэла установлены таблетки с обогащением 17 % по ^{235}U (активная часть твэла);

– на длине ≈ 50 мм в нижней части твэла установлены таблетки с обогащением 0,27 % по ^{235}U .

Общая масса топлива с обогащением 17 % в составе ТВС составляет $\sim 2,1$ кг.

Дистанционирующие решетки обеспечивают сохранение зазора между твэлами и стенкой ячейки плавления, а также сохранение взаимного расположения твэлов вплоть до потери целостности вследствие плавления оболочек твэлов.

Работа выполнена при грантовой поддержке КН МОН РК за 2018 год по теме «Свойства и характеристики расплава материалов активной зоны ядерного реактора, полученного на исследовательском реакторе ИГР» (AP05133086).

Литература

1. D. Jacquemain. Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents.- France: IRSN, 2015

2. B.R Sehgal., T.N. Dinh, V.A. Bui, J.A. Green, G. Kolb, «SIMECO Experiments on in-vessel melt pool formation and heat transfer with and without a metallic layer» // OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability.- Garching, 1998

3. О.Н. Кашинский, П.Д. Лобанов, Н.А. Прибатурин, А.С. Курдюмов, С.Е. Волков, Экспериментальное исследование влияния дистанционирующей решетки на структуру течения в ТВС реактора АЭС-2006 // Теплоэнергетика, М.– 2013

ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М

*Дербышев И.К., Попов Ю.А., Скаков М.К., Гныря В.С.,
Шидербай К.А., Иркимбеков Р.А.
Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан*

Исследовательский реактор ИВГ.1М эксплуатируется Национальным ядерным центром Республики Казахстан. В настоящее время выполняется программа перевода исследовательских реакторов НЯЦ РК на низкообогащенное урановое топливо. В рамках данной программы в реактор загружены две экспериментальные топливные сборки с низкообогащенным урановым топливом для их комплексных испытаний, включающих серию пусков реактора с целью наработки требуемого флюенса и энерговыделения. Как известно из правил эксплуатации реакторных установок, в случае изменения компоновки активной зоны реактора необходимо определение регулировочных характеристик органов регулирования.

Как показано на рисунке 1, органы регулирования реактора ИВГ.1М представляют собой систему из десяти регулирующих барабанов (РБ), расположенных вокруг активной зоны реактора.

РБ представляют собой бериллиевые цилиндры, на поверхности которых установлен поглощающий сектор в 112^0 из титан-гадолиниевых трубок. В реакторе ИВГ.1М имеются органы компенсации реактивности, представляющие собой бериллиевые стержни в количестве 12 штук, расположенных вокруг центрального экспериментального канала (рисунок 1).

Во время проведения физических исследований применялись следующие методы определения реактивности, применимые в различных случаях:

1. Метод установившегося периода разгона, основанный на существующей зависимости между установившимся периодом реактора и реактивностью, выраженной в уравнении обратных часов, применим для случая определения положительной

реактивности на коротких участках регулировочной характеристики;

2. Определение реактивности и оценка интегральной характеристики РБ методом «сброса стержня» применяется при определении отрицательной реактивности на больших участках регулировочной характеристики.

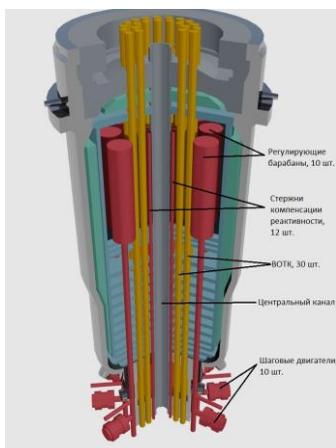


Рис. 1. Реактор ИВГ.1М в разрезе

Так же были проведены непосредственные измерения реактивности реактиметром, при этом измеренные значения реактивности соответствовали значениям, определенным по вышеуказанным методам.

Регулировочная характеристика системы РБ и СКР была построена на основе результатов определения значений положительной и отрицательной реактивности, введенной в реактор при различных значениях критического состояния. Регулировочная кривая системы РБ и СКР была построена путем «сшивания» отдельных сегментов регулировочной характеристики.

В результате проведения данных исследований были получены регулировочные характеристики систем РБ и СКР, которые были сопоставлены с расчетными регулировочными характеристиками.

TRACKING THE FORMATION OF EMBRYONIC CRACK IN REACTOR MATERIALS

*Ayman Abu ghazal, Surin V. I., Osintsev A.V., Degadnikova I. A.
NRNU MEPhI, Moscow*

The probability of problems occurring in facilities of any nuclear power plant begins already during operation, and it is very important to localize the site of damage to materials in the most dangerous and inaccessible places before the destruction stage, despite the presence of high background radiation or temperature. The results obtained in this work will demonstrate the ability to use the new method of scanning contact potentiometry (SCP) for monitoring and diagnosing NPP equipment during operation to obtain information on the state of materials.

Use SCP method opens up opportunities to study surface stresses distribution and deformations, mechanisms of plastic deformation, stages of development of internal defects leading to material destruction, and other physical processes [1].



Fig.1. Sample of steel EI847. Fracture occurred at a stress 650 MPa

In this work, we tracked the process of the formation of embryonic crack in reactor steel AISI 316 (see Fig. 1) when tested on INSTRON-5982 tensile testing machine at the Department of Physics of Strength №16 of the National Research Nuclear University MEPhI using the methods of SCP and digital image correlation (DIC) [2].

Comparing the results of the SCP and DIC methods, it was noted that, at 500 MPa, the embryo was detected a few hours before the sample was destroyed. It was also possible to track the growth of the embryo crack from the moment of its appearance to destruction.

The planned and implemented long three-stage period of destruction of steel AISI 316 made it possible to obtain a large amount of scientific information that is supposed to be used in the diagnostics of NPP equipment [3].

References

1. A.A. Abu Ghazal, Bokuchava, G.D. I.V. Papushkin, V.I. Surin, Testing of austenitic steel H18N10T for destruction using scanning contact potentiometry and thermal neutron diffraction. - In Sat: Doc. XIII International Scientific and Practical Conference "The Future of Atomic Energy - Atomfuture". Obninsk: IATE NRNU MEPI, 2017, p. 11-13.

2. A.V. Osintsev, A. S. Plotnikov, E. M. Morozov, E.U. Zubkova. To the question of the place of necking under tension of cylindrical specimens. Letters on materials. 2017. Vol. 7. №. 3. С. 260-265.

3. Abu Ghazal, A., Dzhumaev, P., Osintsev, A., Polski, V., & Surin, V. (2018). Physico-mechanical Materials Testing Using Scanning Contact Potentiometry Method. KnE Materials Science, 4(1), 155–167. doi:HTTPS://DOI.ORG/10.18502/KMS.V4I1.2140.

ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА SERPENT 2.1.30 ДЛЯ ПОДГОТОВКИ МНОГОГРУППОВЫХ КОНСТАНТ В ТЕПЛОМ СПЕКТРЕ

*Шагинян Р.А., Колесов В.В., Сушков В.В., Челнокова Н.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В работе был произведён расчёт бесконечной по высоте трехзонной ячейки. Ячейка представляет собой один тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) с условием отражения на границе (рис.1).

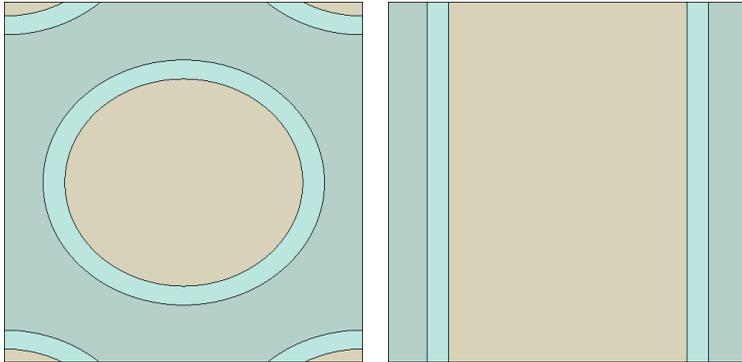


Рис. 1. Виды ячейки сверху и сбоку

В центре ячейки располагается таблетка UO_2 (диоксида урана) радиусом 0,4864 см. Далее оболочка тепловыделяющего элемента из алюминия толщиной 0,0889 см. Тепловыделяющий элемент окружен водой радиусом 0,157 см.

Таблица 1

Параметры тепловой ячейки, используемой в расчетах

<i>Нуклид</i>	<i>Ядерная концентрация, 1/(барн*см)</i>	<i>Температура, К</i>
U-235	3,1120E-04	300
U-238	2,3130E-02	
O	4,6950E-02	
Al	4,8990E-02	
H	6,6676E-02	
O	3,3380E-02	

В работе рассмотрены вопросы подготовки многогрупповых констант, включая сечения рассеяния из группы в группу на примере тепловой ячейки, с условием отражения на внешней границе замедлителя. Параметры ячейки приведены в таблице 1. Групповая разбивка приводится в таблице 2. Многогрупповые константы, рассчитывались с использованием программного комплекса SERPENT 2.1.30 [2] и связки NJOY+TRANSX [1,3].

Таблица 2

Границы энергетических групп					
№ группы	1	2	3	4	5
Граница групп, эВ	0,00001- 0,1	0,1-0,215	0,215- 0,465	0,465- 1,1254	1,1254- 2,15

Сравнение двух расчётов показало, что программный комплекс Serpent справился с поставленной задачей. Погрешность между k_{eff} составляет менее 1%.

Литература

1. R.E. MacFarlane, D.W. Muir. The NJOY Nuclear Data Processing System. Version 91. LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994
2. Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code; June 18, 2015
3. Д.А.Клинов, В.В. Колесов Нейтронно-физический расчёт ядерных реакторов (часть 1), ИАТЭ, Обнинск, 2002

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВОЗМУЩЕНИЯ И ПОДАВЛЕНИЯ КСЕНОНОВЫХ КОЛЕБАНИЙ

*Демьянов С.А., Кораблев С.А., Семенов В.К., Чиждова Е.С.
ИГЭУ им. В.И. Ленина, г. Иваново*

В больших ядерных реакторах, работающих при высокой плотности потока нейтронов, может возникнуть весьма опасный эффект - появление ксеноновых колебаний и волн.

Это явление связано с положительной обратной связью реактивности реактора по ксеноновой составляющей. Если в какой-то области активной зоны реактора возникнет флуктуация, приводящая к росту нейтронного потока, то это приведет к дополнительному выгоранию ксенона и дальнейшему росту нейтронного потока и локального энерговыделения. Если эту флуктуацию не подавить, то процесс будет развиваться, что может привести к тяжелой аварии, связанной с повреждением тепловыде-

ляющих элементов из-за превышения в них пределов линейной и объемной тепловых нагрузок.

Для проведения численных экспериментов по исследованию ксеноновых колебаний предложена модель, позволяющая снять ограничения теории возмущений и рассматривать задачу в её нелинейной постановке. Для этого реактор разделяется на две половины (верхнюю и нижнюю), обмен потоками нейтронов, между которыми осуществляется за счет диффузии нейтронов из одной половины в другую. Возбуждение ксеноновых колебаний в реакторах моделируется за счет возмущения одной из половин введением в нее реактивности регулирующей группой СУЗ, а подавление введенной реактивности моделируется борным регулированием, действующим на обе половины реактора. Поскольку рассматриваются медленные переходные процессы, запаздывающие нейтроны на них влияния не оказывают, и их можно не принимать во внимание. В данном случае шесть групп запаздывающих нейтронов представлены одной эквивалентной группой. Эффект саморегулирования реактора учитывается отрицательной обратной связью по температуре топлива и теплоносителя. Моделирование позволяет определить характер и период колебаний, выбег мощности, перегрев активной зоны и значение аксиального офсета.

Ксеноновые колебания условно можно разделить на аксиальные, радиальные и азимутальные. Экспериментально доказано, что для реакторов типа ВВЭР существенно влияние оказывают аксиальные ксеноновые колебания, поэтому на практике необходимо применять меры для их подавления. На практике для описания неравномерности энергораспределения применяют интегральный параметр- аксиальный офсет - отношение разности энерговыделения нижней и верхней половине к их сумме. Область рекомендованных значений офсета и других параметров принимается согласно с программой БИПР.

В работе предлагается методика подавления ксеноновых колебаний. Суть ее состоит в том, что в рамках рассматриваемой математической модели для определения зависимости реактивности от времени решается обращённое уравнения динамики при задании значений требуемой мощности для верхней и ниж-

ней половины реактора. Затем полученная зависимость аппроксимируется соответствующей аналитической функцией, на основе которой разработана программа введения реактивности для подавления ксеноновых колебаний.

Результаты данной работы могут быть использованы в учебном процессе для формирования понятийных представлений о физике возникающих процессов, а также для разработки алгоритмов подавления ксеноновых колебаний.

ТЕСТОВЫЕ РАСЧЕТЫ МОДЕЛИ ЭТАЛОННОГО ЭКСПЕРИМЕНТА БФС2-62 С ПОМОЩЬЮ КОДА KENO-VI

*Азнабаев В.К., Мищуков Н.А., Ковалев В.К., Мишин В.А.,
Колесов В.В.*

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

На сегодняшнее время имеется большое количество программных комплексов, предназначенных для нейтронно-физических расчетов. Все они используют разные методы моделирования переноса нейтронов: Монте-Карло или детерминистский S_n . В зависимости от цели различным может быть и представление библиотеки оцененных ядерных данных: непрерывное от энергии, либо многогрупповое.

Для проверки работоспособности программ как на стадии разработки, так и перед проведением серьезных исследований необходимо проводить тестовые расчеты на моделях, для которых известны конечные результаты. Это так называемые эталонные эксперименты – бенчмарки (benchmark).

БФС2-62-3А это бенчмарк, в котором собрана и систематизирована информация об эксперименте, проводившемся на втором быстром физическом стенде (БФС-2) в ФЭИ в 2000 г. для моделирования свойств активной зоны (АЗ) реактора БН-600 [1]. Представлены результаты, полученные экспериментальным путем, и оценка их погрешностей, а также полученные из расчетов в программах ММККЕНО и TRIGEX.

В работе расчеты осуществляются кодом Монте-Карло KENO-VI с использованием библиотек ENDF/B-VII.1. Код инте-

гирован в модуль анализа критичности CSAS6 программного комплекса SCALE-6.2.1 [2].

Ниже представлены результаты вычисления $K_{эфф}$ критического состояния БФС и эффектов реактивности: натриевого пустотного эффекта и веса макета стержня СУЗ. Дополнительно используются результаты расчетов в программе Serpent [3].

Сравнение $K_{эфф}$ и эффектов реактивности приведены в таблице 1.

Таблица 1

Сравнение расчетных и экспериментальных $K_{эфф}$

Параметр	Эталонное значение	ММККЕНО (TRIGEX)*	Serpent**	KENO-VI
$K_{эфф}$	1.00080 ± 0.00300	1.00220 ± 0.00020	1.00115 ± 0.0002	1.00310 ± 0.00007
НПЭР, цент	-28.4 \pm 1.8	-30.2	-20.0 \pm 0.8	-17.6 \pm 1.9
Вес макета стержня CR-1-3, цент	-54.8 \pm 1.0	-56.5	-48.8 \pm 0.4	-53.1 \pm 1.8

* Для расчетов $K_{эфф}$ используется ММККЕНО (299 групп АBBN93.01а), для эффектов реактивности – TRIGEX (26 групп АBBN93.01а);

** Библиотека ENDF/B-VII.0.

Литература

1. Gennady Manturov, Anatoli Kochetkov, Mikhail Semenov, Victor Doulin, Ludmila Lykova, Yevgeniy Rozhikhin. BFS-62-3A Experiment: fast reactor core with U and U-Pu fuel of 17% enrichment and partial stainless-steel reflector. – Institute of Physics and Power Engineering, 2006. – 388 p.

2. L.M. Petrie, K.B. Bekar, C. Celik, D. F. Hollenbach, C. M. Perfetti, S. Goluoglu, N. F. Landers, M. E. Dunn, B. T. Rearden. KENO: A Monte Carlo criticality program. – Oak Ridge National Laboratory, 2016., 580 p.

3. Reuven Rachamin, Soren Kliem, Validation of the DYN3D-Serpent code system for SFR cores using selected BFS experiments.

Part I: Serpent calculations. Reactor Safety Division, Institute of Resource Ecology, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, POB 51 01 19, 01314. – Dresden, Germany.

ВЛИЯНИЕ КОЛИЧЕСТВА И СПОСОБА РАЗМЕЩЕНИЯ ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ Gd_2O_3 НА ИЗБЫТОЧНУЮ РЕАКТИВНОСТЬ РЕАКТОРА ВВЭР-1200

*Абу Сондос М. А., Демин В.М., Савандер В.И.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В современных реакторах водо-водяного типа для компенсации избыточной реактивности используется жидкостная система, основанная на разбавлении теплоносителя концентрированным раствором борной кислоты в процессе выгорания топлива. Однако существует критическая концентрация содержания бора в теплоносителе, при которой плотностной коэффициент реактивности реактора переходит через нулевое значение в область отрицательных значений, что понижает свойство внутренне присущую безопасности реактора. В реакторах с удлиненной кампанией этот фактор имеет повышенное значение.

Для снижения концентрации бора в теплоносителе часть избыточной реактивности компенсируется выгорающими поглотителями, размещаемым в твэлах. Наибольшее распространение в качестве выгорающего поглотителя получил природный гадолиний. Из-за большого значения микросечения поглощения гадолиния, особенно нечетными изотопами, его размещают в небольшом количестве твэлов (твэги), а путем подбора весового содержания гадолиния в твэгах можно добиться того, что он полностью выгорит за первую кампанию.

В данном сообщении рассматривается вариант размещения гадолиния в большем числе твэгов, но с уменьшенном содержанием гадолиния в каждом из них. Цель работы – добиться снижения максимального запаса реактивности в течении кампании путем отдельного размещения гадолиния по твэгу. Часть гадолиния размещается равномерно по всему твэгу, а другая часть размещается гетерогенно в центральной отверствии твэга. В ре-

зультате можно добиться снижения максимального значения коэффициента размножения в реакторе, что снизит максимальное значение концентрации борного поглотителя в теплоносителе. В результате в течение всей кампании плотностной коэффициент реактивности по теплоносителю будет положительным, а полный температурный коэффициент по теплоносителю отрицательный.

Приведены результаты расчетных исследований влияние способа размещения гадолиния по ТВС и по твэгу на зависимость коэффициента размножения ТВС от выгорания топлива для реактора типа ВВЭР-1200. Расчеты проводились по коду SERPENT (2.1.30) [1], а нейтронные данные выбирались из библиотеки ENDFb7[2].

Литература

1. J. Leppänen. SERPENT – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. VTT Technical Research Centre of Finland. (June 18, 2015).

2. M.V. Chadwick, et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data. Nucl. Data Sheets, 112 (2011), pp. 2887-2996, 10.1016/j.nds.2011.11.002.

РАЗРАБОТКА СТЕРЖНЕВОЙ КОНСТРУКЦИИ МИШЕНИ ДЛЯ НАРАБОТКИ МО-99 НА ИЯР ВВР-Ц

*Доков Д.А., Фомин Р.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

На сегодняшний день, в ядерной медицине находит применение больше половины всей производимой изотопной продукции в мире. Данная тенденция легко объясняется серьезными успехами в производстве всевозможных радиоактивных фармацевтических препаратов (РФП) [1].

Одним из наиболее ценных радионуклидов для мировой ядерной медицины считается Тс-99m, являющийся дочерним продуктом β -распада радиоизотопа Мо-99. Его важность объяс-

няется рядом уникальных ядерно-физических параметров, таких как короткий период полураспада (6,02 ч), сравнительно «мягкая», удобная для регистрация энергия γ -излучения (до 200 кэВ), отсутствие сопровождающих α -, β -, γ -излучателей при распаде. Именно благодаря вышеперечисленным свойствам, ежедневно во всем мире проводится около 60 тысяч диагностических процедур с применением РФП на основе Tc-99m [2].

Как известно, при реакторном производстве медицинского изотопа Mo-99 чаще всего применяется реакция деления U-235, которая имеет высокое сечение и составляет порядка 582 барн. В качестве мишеней, в которых и происходит наработка требуемого изотопа, используются разнообразные виды урановых составов, например, порошковые смеси урана с алюминием в алюминиевой матрице (интерметаллиды урана), металлические фольги урана, либо его оксиды.

Выбор определенной конструкции и состава мишени является целью работы и определяется максимизацией наработки Mo-99. При разработке решения, учитываются как параметры активной зоны и экспериментального канала реактора, так и доступные способы переработки облученных мишеней.

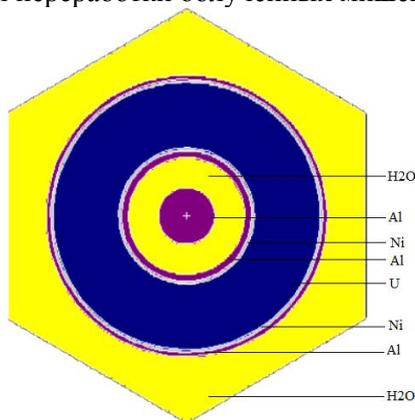


Рис 1. Модель модернизированной мишени

В настоящей работе, осуществлена оценка эффективности разработанной стержневой конструкции мишени для наработки

Mo-99 в реакторе ВВР-ц путем проведения ряда требуемых нейтронно-физических расчетов с помощью программного комплекса, реализующего метод Монте-Карло и программного кода VisualBurnOut2.

Кроме этого, в работе рассматривается возможность увеличения наработки целевого изотопа, путем изменения топливной композиции сердечника разработанной мишени и целесообразность её модернизации. Горизонтальный разрез одной из моделей модернизированной мишени представлен на рисунке 1.

Литература

1. Петрова И. Изотопы: шанс для завоевания рынка // Атомный эксперт. 2011. № 2. С. 12-14.

2. Беляев С.Т., Васильев А.А., Марченков Н.С., Малинин А.Б. Производство радионуклидов и их использование в медицине (Аналитический обзор) // МЦНТИ, М. – 1988. – С. 2.

ПОДХОДЫ К РАЗРАБОТКЕ СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОГО ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ ОЦЕНКИ НАДЕЖНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРОМ ВВЭР

*Акчадаг Фуркан, Озен Абдуллах, Самохин Д.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

Под безопасностью АЭС понимаются меры, обеспечивающие защиту персонала АЭС и окружающего населения от вредного, главным образом радиационного, воздействия как в нормальных так и в аварийных режимах. Надежность АЭС характеризует способность выполнения ею основной задачи — снабжения потребителей электроэнергией. При проектировании АЭС рассматриваемся возможность возникновения различных аварий, от относительно «малых», таких как отказ небольшого двигателя собственных нужд или разрыв трубопровода малого диаметра, до наиболее крупных, таких как разрыв главных циркуляционных трубопроводов. Для каждой из этих аварий предусматривается система мер, направленных на ее предупреждение и, в случае если она все-таки произойдет, на ее локализацию, т

е. на предотвращение вредных последствий аварии для оборудования блока, персонала АЭС и окружающей среды.

Выбор списка рассматриваемых аварий весьма субъективен. Некоторые из аварий нельзя предусмотреть, особенно на этапе проектирования основных блоков серии, из-за отсутствия опыта эксплуатации таких систем. Кроме того, нормами проектирования устанавливается так называемая максимальная проектная авария, т.е. самая серьезная авария, последствия которой могут быть достаточно надежно локализованы без опасности для окружающей среды и населения [1].

Для каждого элемента, включенного в границы моделирования системы в соответствии с рекомендуемым порядком, представленным в Руководстве по безопасности [2], устанавливаются возможные виды отказов, способные сказаться на надежности выполнения анализируемой системой требуемых функций.

Задачи заключались в разработке программного комплекса (ПК), способного в автоматическом режиме строить структурную схему надежности. Такие программные комплексы как CRISS, RISK SPECTRUM, PSAPACK и т.д. не позволяют этого.

Для достижения поставленной задачи будет изучена платформа, пригодная для построения ПК, выбран и рассчитан пример оценки показателей надежности вручную и при помощи разработанного ПК

Литература

1. Плютинский В.И. Погорелов В.И. Автоматическое управление и защита теплоэнергетических установок АЭС Москва: Энергоатомиздат, 1983

2. Семишкин В.П., Рыжов С.Б., Мохов В.А., Пиминов В.А. Нормативные требования к прочности и надёжности элементов ру взэр и вопросы безопасности // Тезисы доклада 6 международной научно-технической конференции "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР", ОКБ "ГИДРОПРЕСС, 2009

РАСЧЕТ И СРАВНЕНИЕ ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ УСКОРИТЕЛЬНОМ И РЕАКТОРНОМ ОБЛУЧЕНИИ

Сутягин И.А.¹, Зыкова Р.О.¹, Печёнкин В.А.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО ГНЦ-РФ ФЭИ, г. Обнинск

В настоящее время развитие атомной энергетики сдерживается ограниченным ресурсом применяемых конструкционных материалов, по этой причине необходимым является совершенствование существующих и создание новых конструкционных материалов, применяемых в атомной промышленности.

Изучение влияния нейтронного облучения на физико-механические свойства материалов реакторных установок, в основном проводится путем облучения этих материалов в реакторах с высоким потоком нейтронов. Однако для набора больших повреждающих доз, необходимый срок облучения в исследовательских реакторах превышает 6 лет. В то же время для сопоставительной оценки радиационной стойкости материалов можно использовать облучение в ионных ускорителях, позволяющих получить скорость набора повреждающей дозы в несколько раз выше, чем при реакторном облучении.

В работе проведены расчёты характеристик повреждающей дозы для условия облучения конструкционных материалов на ускорителе Тандетрон АО ГНЦ-РФ ФЭИ. Рассмотрены методики расчёта повреждающей дозы в материалах в условиях ускорительного и реакторного облучения. На рисунке 1 показан результат расчета средних скоростей создания смещений при ускорительном облучении ионами Ni^{++} с энергией 7,5 МэВ в стали 08X18N10T с учетом и без учета потерь на электронное торможение, а также с учетом каскадной эффективности. В таблице 1 приведены характеристики повреждающей дозы в Fe в центре активной зоны исследовательских и промышленных реакторов из работ [1,2].

Из сравнения данных на рисунке 1 и таблицы 1 видно, что скорость создания смещений при ионном облучении на три-

четыре порядка выше, чем в АЗ реакторов на быстрых нейтронах, что и позволяет проводить экспрессные исследования радиационных повреждений конструкционных материалов в контролируемых условиях при высоких повреждающих дозах.

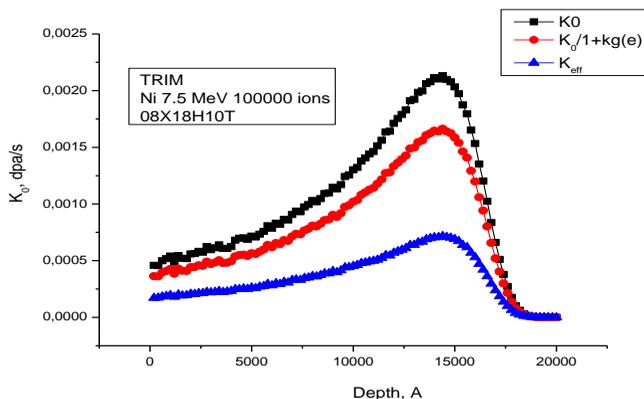


Рис. 1. Скорость создания смещений при ускорительном облучении ионами Ni^{++} с энергией 7,5 МэВ

Таблица 1

Плотности потока нейтронов, скорости создания смещений в Fe в АЗ исследовательских и промышленных реакторов

Реактор	Плотность потока быстрых нейтронов ($E > 0,1$ МэВ), $10^{15}/(cm^2 \cdot c)$ (сна на флюенс 10^{22} н/см ²)	Скорость создания смещений, 10^{-7} сна _{NRT} /с (сна _{NRT} /год)
ВВЭР-440	0,18 (6,84)	1,24 (3,9)
ВВЭР-1000	0,21 (7)	1,47 (4,64)
БН-600	3,70 (4,74)	17,6 (55,4)
БР-10	0,95 (5,7)	5,4 (17)
БОР-60 (D23)	1,8 (5,2)	9,4 (29,6)

Литература

1 Печенкин В.А., Конобеев Ю.В., Пышин И.В. и др. Способ расчета характеристик повреждающей дозы корпусной стали ВВЭР // Атомная энергия, 2006, том 100, вып. 5.

2 Печенкин В.А., Чернов К.Г., Конобеев Ю.В. и др. Характеристики повреждающей дозы в металлах и конструкционных материалах при облучении в активной зоне реакторов БН и ВВЭР // Ядерная физика и инжиниринг, 2013, том 4, № 3.

ОСОБЕННОСТИ УПРАВЛЕНИЯ ЗАПАСОМ РЕАКТИВНОСТИ В ИННОВАЦИОННЫХ РЕАКТОРАХ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

*Родина Е.А., Егоров А.В., Суслов И.Р., Хомяков Ю.С.
ЧУ «ИТЦП «ПРОРЫВ», г. Москва*

В рамках проекта «Прорыв» в Российской Федерации разрабатывается комплекс технологий топливного цикла с новым смешанным (U-Pu-MA) нитридным топливом [1-3]. Одна из ключевых задач новой технологии - обеспечение такого состава топливной композиции и таких характеристик активных зон с новым топливом, которые имеют минимальный выбег реактивности в процессе кампании. Это должно привести к снижению или исключению риска реактивностных аварий с тяжелыми последствиями.

С учетом сложной организации топливного цикла быстрого реактора, непрерывного изменения состава «свежего» рефабрицированного топлива, поступающего на загрузку активной зоны в течение гораздо более длительного периода (по сравнению с существующими реакторами, работающими в открытом топливном цикле), что приводит к практическому отсутствию так называемых среднестационарных состояний (до выхода на равновесный режим), модель должна обеспечивать автоматизированный и оперативный расчет топливного жизненного цикла активной зоны на временном рубеже не менее 20-30 лет с учетом перегрузок и рециклов топлива.

С 2013 года в рамках проектного направления «Прорыв» ведется разработка программного комплекса РТМ-2, предназначенного для оптимизации перегрузок активной зоны по факти-

ческому составу топлива с учетом замыкающих переделов топливного цикла.

В работе представлены результаты расчетных исследований быстрого реактора мощностью 700 МВт, показывающие возможность обеспечения минимального запаса реактивности на всем жизненном цикле работы реактора и при любых актуальных изотопных составах плутония. Показана возможность программного комплекса для решения вышеперечисленных задач.

Предлагается для обеспечения требуемого запаса реактивности на выгорание использовать в топливе стартовых загрузок минорные актиниды, содержащиеся в отработавшем ядерном топливе тепловых реакторов. Это необходимо сочетать с использованием постоянных компенсаторов реактивности в первых микрокампаниях.

Предложенные меры отличаются универсальностью подхода при рассмотрении широкого спектра изотопных составов плутония, а также являются совместным решением обеспечения равновесного режима и трансмутации минорных актинидов.

Литература

1. V.I. Rachkov, E.O. Adamov, A.V. Lopatkin, V.A. Pershukov, V.M. Troyanov. «Fast reactor development programme in the Russian Federation» (FR 13) // INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fast Reactors and related Fuel Cycles: Safe technologies and sustainable scenarios. March 4-7, 2013, Paris, France, paper 93-102.

2. Адамов Е.О., Орлов В.В., Рачков В.И. и др. «Ядерная энергетика с естественной безопасностью: смена устаревшей парадигмы, критерии» // Известия Российской академии наук. Энергетика, 2015. №1, с.13-29

3. Адамов Е.О., Забудько Л.М., Матвеев В.И. и др. «Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах» // Известия Российской академии наук. Энергетика, 2015. №2, с.3-15.

РАЗРАБОТКА СИСТЕМНОГО ПОДХОДА К ВЫБОРУ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

*Ефремов В.В., Субботин С.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Десятилетия исследования повреждаемости конструкционных материалов ядерных энергетических установок пока не привели к четкому и согласованному пониманию механизмов значительного числа явлений и процессов, возникающих в металлах и сплавах под воздействием высокоэнергетического нейтронного облучения [1]. Получение конструкционных материалов (КМ), стойких к радиационному воздействию, требует весьма значительных финансовых и временных затрат.

К современным энергетическим реакторам предъявляются очень жесткие требования по экономическим показателям, в связи с чем необходимо заранее при выборе конструкционных материалов предусматривать изменение их состава под облучением [2]. Это необходимо как для оценки стоимости обращения с облученными конструкционными материалами, так и для оценки возможности рецикла конструкционных материалов в будущем.

При переходе к развитию ядерной энергетики как системы, в условиях ресурсных ограничений, которые могут привести к пересмотру требований к конструкционным материалам ТВС и твэлов реакторов на быстрых нейтронах, увеличение глубины выгорания топлива, актуальное при условии высокой стоимости изготовления свежего топлива и большой стоимости обращения с облученным топливом при неограниченных ресурсах урана, ведет к увеличению дозы облучения КМ до величин, при которых невозможно надежно использовать прежние теории прогнозирования изменения свойств КМ под облучением. Это, в свою очередь, требует разработки радиационно-стойких КМ. Но критическое отношение различных авторов к различным теориям [3], самокритичность авторов использующих имеющиеся теории, неопределенность зависимости экспериментальных

данных от многих параметров облучения, говорят о неадекватности используемых теорий в современной практике использования КМ при увеличенных дозах облучения. И поиск приемлемых КМ для обеспечения глубоких выгораний ядерного топлива может или потребовать долгих экспериментальных проверок, или вообще может не дать положительного решения.

В работе на основе теоретических моделей рассматриваются вопросы поиска конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах, которые позволят в рамках уже имеющихся теорий предложить материалы оболочек твэлов и твс для перспективных реакторов на быстрых нейтронах в двухкомпонентной системе ядерной энергетики.

Литература

1. Ю. Н. Девятко, А. А. Плясов, О. В. Хомяков, Первичные процессы при нейтронном облучении конструкционных материалов // Ядерная физика и инжиниринг, 2014, том 5, № 7–8, с. 606–621;

2. В. В. Ефремов, С.А. Субботин, В.Ю. Бландинский, Расчет изменения изотопного состава материалов оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах // Современные проблемы физики и технологий. VII-я Международная молодежная научная школа-конференция, тезисы докладов, ч. 2, с. 211-212;

3. А. И. Блохин, Ю. Н. Девятко и др. Методы расчета первичной повреждаемости конструкционных материалов ЯЭУ // Ядерная физика и инжиниринг, 2010, том 1, № 5, с. 408–419

РАЗРАБОТКА ИНЖЕНЕРНОГО РАСЧЕТНОГО КОДА ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ МЕТОДОМ ДИСКРЕТНЫХ ОРДИНАТ

*Челмаков И.А., Соколов А.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В современном мире реализация научно-исследовательских работ требует использования мощных инструментов для численного анализа рассматриваемой системы. Существует множе-

ство подобных инструментов для проведения исследований в областях нейтронной и реакторной физики. Но большинство из них – коммерческие закрытые программные коды. Не каждый специалист в данных областях имеет возможность работы на таких комплексах, поскольку они не всегда обладают широким доступом и зачастую требуют значительных вычислительных ресурсов. К тому же не всегда для решения учебных и оценочных задач стоит прибегать к прецизионным детальным расчетам, которые занимают немало времени.

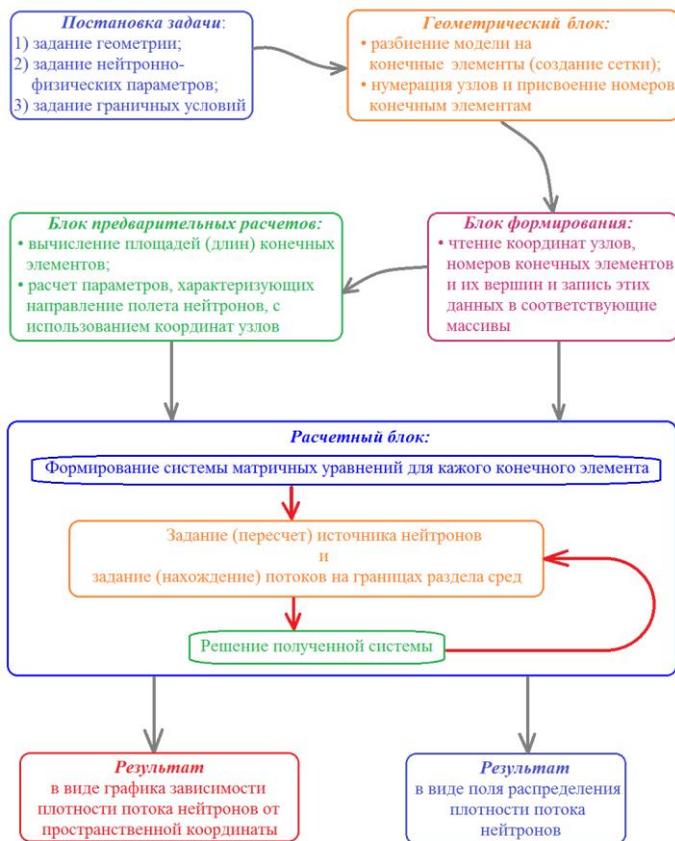


Рис. 1. Блок-схема разрабатываемых программных модулей

Совокупность этих обстоятельств создает интерес для разработки открытого программного кода, позволяющего вносить и опробовать новые перспективные подходы к расчетному анализу физики реакторов всеми заинтересованными специалистами.

Представленная работа является фрагментом решения обозначенной проблемы. В основе разрабатываемых модулей лежит решение уравнения переноса нейтронов в приближении дискретных ординат по угловой переменной в сочетании с методом конечных элементов по пространственной переменной [1].

Первый модуль осуществляет решение уравнения переноса нейтронов в одномерной геометрии. В перспективе он позволит решать простейшие нейтронно-физические задачи, а также задачи расчета защиты. Второй же модуль предназначен для решения более сложных задач двумерной геометрии с использованием неструктурированной расчетной сетки.

Блок-схема разрабатываемых программных модулей представлена на рисунке 1.

Литература

1. Сычгова Е.П. Решение уравнения переноса методом конечных элементов на неструктурированных треугольных сетках // Препринты ИПМ им. М.В. Келдыша. 2013. № 85. 24 с.

BURNUP CALCULATIONS FOR MOLTEN-SALT BREEDER REACTOR

Ashraf O.^{1,2}, Smirnov A.D.¹, Tikhomirov G.V.¹

¹INPhE NRNU MEPhI, Moscow

²Physics Department, Faculty of Education, Ain Shams University, Cairo, Egypt

Abstract

SD-TMSR 2250 MWth is a Single-fluid Double-zone Thorium-based Molten Salt Reactor. Here, we investigate the capability of Serpent 2 Monte Carlo code to analyze the whole core model of the SD-TMSR with online reprocessing & refueling. In the steady state

calculations the $K_{\text{eff}} = 1.00055 \pm 0.00089$, breeding ratio (BR) is 1.11604 ± 0.00033 . Also, the variation of multiplication factor, BR and build-up of the important nuclides in the core as a function of burnup time have been investigated. Under online reprocessing and refueling, the multiplication factor is increased from 1.00055 ± 0.00089 to 1.10473 ± 0.00082 over 60 years. When the chemical reprocessing rate is $5 \text{ m}^3/\text{d}$, the reactor can operate as an iso-breeding. In conclusion, the full core of SD-TMSR has been modeled and the net production of ^{233}U is found to be positive and linearly proportional to the burnup time. The net production of ^{233}U reached 4.25 tons at the end of the period.

Introduction

Molten salt reactor (MSR) is the only liquid-fueled reactor, which has been chosen by the International Generation-IV Forum (GIF) as one of the six promising concepts [1-2]. The single-fluid reactor and the two-fluid reactor. For the single-fluid reactor, the fertile and fissile materials dissolve in the same salt. In contrast, fertile salt and fissile salt separated in the two-fluid reactor. The two-fluid reactor characterized by the high breeding performance compared to the single-fluid. Also single-fluid reactor can operate as an iso-breeding reactor, as long as there is an efficient reprocessing system for fuel. The extension of the Serpent 2 code takes into account the online reprocessing of the fuel and its effects on depletion calculations.

The present paper investigates the capability of using the Serpent 2 Monte Carlo continuous-energy code for fuel depletion analysis of whole-core SD-TMSR. We then compare our results with existing SCALE6.1 results.

Results and discussion

In the steady state calculation, in order to achieve the criticality i.e. $K_{\text{eff}} = 1.00055 \pm 0.00089$ we adjusted the fuel concentration to be $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-}^{233}\text{UF}_4$ at 70-17.5-12.3-0.2 mole% respectively. This is corresponding to the inventory of 1.28 tons of ^{233}U and 76 tons of ^{232}Th . The Breeding Ratio (BR) at the startup time can be defined as; the ratio between the total ^{232}Th capture rate and the total ^{233}U absorption rate (at the startup time of Th-U fuel cycle we have only ^{232}Th and ^{233}U). The BR calculated by the Serpent 2 code in the steady state is 1.11604 ± 0.00033 . These findings are in good agree-

ment with previously published data. Fig. 1. represents the evolution of major isotopes, which have a strong effect on the states of the core. It is clear that in both cases Pa reach the equilibrium in a short period. Mass of Pu and Minor Actinides also decreased when we take into account the reprocessing of the fuel, in addition, long time is required for equilibrium compared with Pa. The mass of Th in the first case declined significantly as a result of consumption of the fuel. Refueling the reactor with Th would keep the inventory of the Th constant over the whole depletion period. The net production of ^{233}U reached 4.25 tons in 60 years.

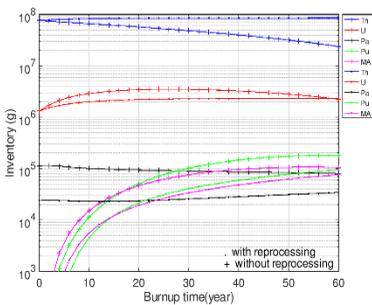


Fig.1. Inventory of nuclides for 60 years depletion.

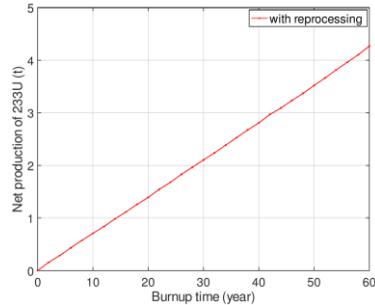


Fig. 2. Net production of ^{233}U for 60 years depletion.

References

1. DOE US., "A technology roadmap for generation IV nuclear energy system"// Phil. Rev, - 2002;66(2):239-241.
2. Allibert M, et al., "Molten salt fast reactors, in: Igor L. Piro. et. al.,(Eds.), Handbook of Generation IV Nuclear Reactors"// Woodhead Publishing Series in Energy: Number 2016, - 103,:157-185.

ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РИТМ-200

*Чернов Л.В.
НИ ТПУ, г. Томск*

В настоящее время около 2/3 территории нашей страны – зона децентрализованного энергоснабжения. Это объясняется тем, что из-за больших различий в плотности населения страны повсеместная установка централизованных электросетей является нерациональной. На территории Севера и Дальнего Востока традиционно используются дизельные (ДЭС) и газотурбинные (ГТЭС) электростанции малой мощности. Но энергоресурсы страны распределены неравномерно, и их транспортировка требует больших затрат: доля транспортной составляющей может достигать 70% от стоимости топлива [1-3].

Альтернативой ДЭС и ГТЭС могут служить атомные станции малой мощности, которые требуют гораздо более редкой перегрузки топлива. Экономическую эффективность их строительства необходимо оценивать совместно с целями, для которых они могут быть использованы на Севере и Дальнем Востоке. Первым портом приписки плавучей атомной теплоэлектростанции «Академик Ломоносов» станет чукотский город Певек, на территории которого располагаются золотодобывающие предприятия.

Одним из наиболее перспективных ядерных реакторов малой мощности в настоящее время является РИТМ-200.

Целью данной работы является оценка длительности кампании ядерного реактора РИТМ-200. Был организован итерационный процесс для проведения 26-группового расчета. Эффективный коэффициент размножения нейтронов на начало кампании составил 1,33. Период непрерывной работы – 800 эффективных суток. Данное значение отличается от заявленного в 1083 эффективных суток вследствие неучета блок-эффекта и ряда нарабатанных трансурановых элементов, продлевающих кампанию реакторной установки.

Литература

1. А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, Е.В. Фёдоров. Оценка конкурентоспособности атомных станций малой мощности в республике Саха (Якутия) // Изв. высш. учеб. заведений. Ядерная энергетика. – 2005. – № 4. – С. 40-50.

2. Б.Г. Санеев, И.Ю. Иванова, Т.Ф. Тугузова, А.К. Ижбулдин. Автономные энергоисточники на севере дальнего востока: характеристика и направления диверсификации // Пространственная Экономика. – 2018. – №1. – С. 101-116.

3. Н.Н. Мельников, С.А. Гусак и др. Использование атомных станций малой мощности для энергоснабжения арктических месторождений твердых полезных ископаемых // ВЕСТНИК Кольского научного центра РАН. – 2017. №1. – С. 66-77.

ФОРМИРОВАНИЕ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА АКТИНОИДОВ И ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ В ОБЛУЧЕННОМ ТОПЛИВЕ БЫСТРЫХ И ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРОВ

*Шоров В.Ю., Терновых М.Ю.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Задача определения изотопного состава ОЯТ является одной из наиболее важных в атомной отрасли. Результат её решения составляет основу расчета безопасности ОЯТ и его дальнейшей переработки в ходе топливного цикла ЯЭУ. Одну из основных проблем при расчете подобных задач создают моделирование и учет физических процессов, которые происходят на момент облучения ТВС в реакторе.

В процессе выгорания ядерного топлива в нем накапливаются продукты деления и актиноиды. Количество нуклидов, которые накапливаются в отработавшем ядерном топливе, составляет несколько сотен. Выход конкретного нуклида - продукта деления зависит от делящегося ядра, а масса продукта деления в топливе зависит от спектра нейтронов и глубины выгорания. При решении задач изотопной кинетики быстрых реакторов ча-

сто расчет осколков деления заменяется одним эффективным осколком [1,2].

Элементный состав облученного топлива рассчитывался с помощью кода SCALE 6.2. Рассматривались три типа топлива: UO_2 топливо БН-600, смешанное (U-Pu)N экспериментальной ТВС БН-600 [3], UO_2 топливо увеличенного обогащения ВВЭР-1000. Оценивался вклад каждого осколка деления в общую массу осколков ОЯТ. Отметим, что при глубине выгорания более 20 МВт сут/кг НМ относительное изменение вкладов осколков не превышает 2 %. Некоторые полученные результаты приведены в таблице 1.

Таблица 1

Значимость вклада и вклад (%) элемента в массу продуктов деления при выгорании 80 МВт сут/кг НМ

Элемент	Fuel UO_2^{BN}		Fuel (U-Pu)N ^{BN}		Fuel UO_2^{VVER}	
Xe	1	12,4	1	13,3	1	15,7
Zr	2	11,7	6	7,7	3	9,5
Cs	3	11,1	2	11,6	5	8,1
Nd	4	10,6	4	8,8	2	10,9
Mo	5	9,4	5	8,8	4	9,4
Ce	6	9,1	7	7,6	7	7,4
Ru	7	6,1	3	9,5	6	7,8

Сформулированы следующие выводы:

- определены 7 наиболее значимых элементов одинаковые для всех рассмотренных видов топлива, чей суммарный вклад в массу продуктов деления превышает 67 %. При этом доля вклада каждого элемента значимо зависит от делящегося нуклида и типа реактора.

- при необходимости учета большего числа элементов их состав и доля в массе продуктов деления полностью определяется типом топлива и реактора.

Полученные результаты могут быть использованы для создания имитаторов продуктов деления облученного уранового и СНУП топлива быстрого реактора для исследования их материаловедческих и теплофизических свойств.

Литература

1. M. Ternovykh, I. Saldikov, G. Tikhomirov, A. Gerasimov, (2017) Prediction of the Material Composition of the VVER-type Reactor Burned Pellet with Use of Neutron-Physical Codes. // KnE Materials Science, 2017, p. 32.
2. Ternovykh M, Tikhomirov G, Khomyakov Y and Suslov I (2017) Determination of equilibrium fuel composition for fast reactor in closed fuel cycle // EPJ Web of Conferences. V. 153.
3. В. Ю. Шоров и др. Разработка модели бенчмарка облучённого нитридного топлива в ТВС БН-600 для кода SCCALE 6. // НАУЧНАЯ СЕССИЯ НИЯУ МИФИ-2017 по направлению "Инновационные ядерные технологии". Сборник научных трудов. 2017. С. 156.

ВЛИЯНИЕ КОЛИЧЕСТВА ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ Eu_2O_3 НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ И РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1200

*Абу Сондос М.А., Демин В.М., Савандер В.И.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В реакторах водо-водяного типа для компенсации избыточной реактивности используется жидкостная система, основанная на разбавлении теплоносителя концентрированным раствором борной кислоты в процессе выгорания топлива. Наряду с определенными положительными качествами такой системы, как, например, однородное распределение поглотителя по активной зоне и малая скорость ввода реактивности, имеются и отрицательные моменты ее использования. Во-первых, борный поглотитель увеличивает поглощение нейтронов в теплоносителе, так что существует критическая концентрация содержания бора (ККБ) в теплоносителе, при которой плотностной коэффициент реактивности реактора переходит через нулевое значение в область отрицательных значений, что понижает свойство внутренне присущей безопасности реактора. В реакторах с удлиненной кампанией этот фактор имеет повышенное значе-

ние. Во-вторых, жидкостная система связана с большими объемами водо-обмена, в результате которого на АЭС накапливаются большие объемы слабоактивных жидких радиоактивных отходов. Поэтому одной из главных задач совершенствования реакторов этого типа является если не полный отказ от жидкостной системы компенсации, то всемерное снижение концентрации борного поглотителя в замедлителе-теплоносителе.

Для снижения концентрации бора в теплоносителе часть избыточной реактивности компенсируется выгорающими поглотителями, размещаемыми в твэлах. Наибольшее распространение в качестве выгорающего поглотителя (ВП) получили природный гадолиний или природный европий. Из-за большого значения сечения поглощения гадолиния, особенно нечетными изотопами, его размещают в небольшом количестве твэлов (твэги), а путем подбора весового содержания гадолиния в твэгах можно добиться того, что он полностью выгорит за первую кампанию. В отличие от гадолиния европий, имеющий небольшое значение сечения поглощения, размещают в большом количестве твэлов (твэги), и при любом весовом содержании европия в твэгах, он не выгорит до конца общей кампании.

В данном сообщении рассматривается вариант размещения европия в большом числе твэгов, но с уменьшенным содержанием европия в каждом из них. Цель работы – добиться снижения максимального запаса реактивности в течение кампании, существенно не увеличивая радиоактивность ОЯТ.

Природный европий состоит из двух изотопов, ^{151}Eu и ^{153}Eu , их микросечения и концентрации соответственно равны 9100 б и 47,44%; 312 б и 52,23%. Изотоп ^{151}Eu выгорит за первую кампанию, а ^{153}Eu не выгорит до конца общей кампании.

В данной работе рассмотрено влияние повышения количества твэгов с использованием европия как выгорающего поглотителя на ядерную и радиационную безопасность работы реактора ВВЭР-1200 и сравнение его влияния с влиянием Gd.

Были выбраны несколько вариантов размещения твэгов в ТВС с разными количествами европия в них, и для каждого был проведен расчет изменения нейтронно-физических и радиаци-

онных характеристик ТВС от выгорания топлива и характеристик ОТВС в бассейне выдержки.

Для расчетов использовался код SERPENT (2.1.30) [1] и библиотека ядерных данных ENDFb7 [2].

Литература

1. J. Leppänen. SERPENT – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. VTT Technical Research Centre of Finland. (June 18, 2015).
2. M.B. Chadwick, et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data. Nucl. Data Sheets, 112 (2011), pp. 2887-2996, [10.1016/j.nds.2011.11.002](https://doi.org/10.1016/j.nds.2011.11.002).

ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЕЙ РАДИАЦИИ В ОБЛАСТИ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000

*Эссейин С.С.¹, Шоров В.Ю.¹, Терновых М.Ю.¹, Герасимов А.С.²
¹НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия.*

²ИТЭФ НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

Энергетические реакторы на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1000 являются в настоящее время наиболее распространенными в ядерной энергетике России. Отработавшее топливо в виде тепловыделяющих сборок транспортируется к месту длительного хранения или радиохимической переработки. Для транспортировки применяются транспортно-упаковочные комплекты (контейнеры). Транспортно-упаковочные комплекты должны обеспечивать достаточную защиту окружающей среды от всех типов излучения отработавшего топлива, находящегося внутри контейнера.

Проведено расчетное исследование свойств наиболее типичного контейнера, применяемого для транспортировки отработавших ТВС ВВЭР-1000. Для этого проведены расчеты изотопного состава уранового ядерного топлива при различных обогатениях свежих ТВС, выгорании, времени выдержки, расчи-

таны уровни излучения на разных расстояниях от внешней поверхности контейнера. Эти данные важны для обоснования безопасности транспортировки отработавшего топлива, в том числе, авиатранспортировки, с точки зрения выполнения требований безопасности, установленных в нормативных документах.

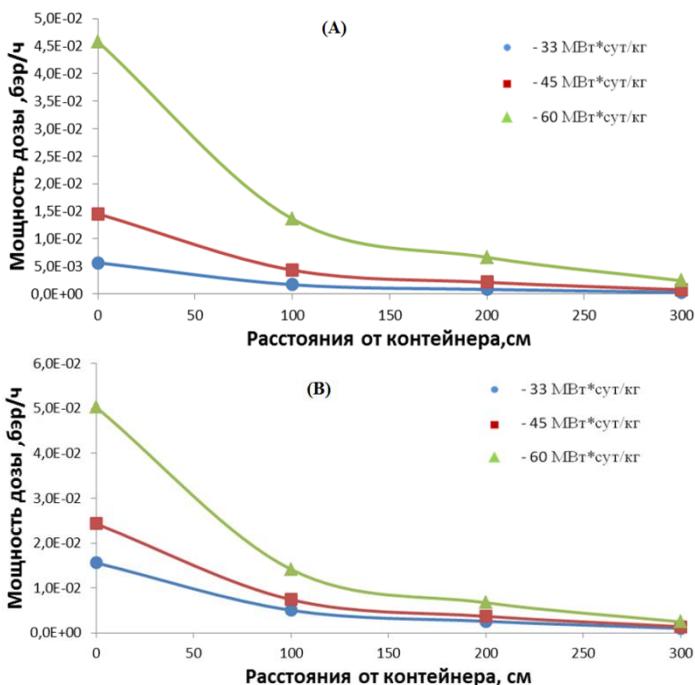


Рис. 1. Зависимость мощности дозы нейтронного (А) и гамма (В) излучения от расстояния от поверхности контейнера для отработавшего топлива реактора ВВЭР при различном выгорании

Для моделирования радиационной обстановки вокруг транспортного контейнера использовался модуль SAS2H комплекса SCALE [1, 2]. Для различных толщин транспортных контейнеров вклад различных составляющих мощности дозы может существенно изменяться. Для «толстых» контейнеров существенную роль играет мощность дозы за счет захватного гамма-

излучения. При расчете переноса излучения через стенки контейнера желательнее использовать 3-D программы.

Можно сделать вывод: при увеличении выгорания доза нейтронного и гамма излучения увеличивается, при этом увеличение времени выдержки приводит к уменьшению дозы гамма излучения, а доза нейтронов практически не меняется.

Литература

1. V. Baranov, M. Ternovykh, et al. (2008). Simulation of nuclear-physical processes in the surface layer of a fuel kernel with a consumable absorber. // Atomic Energy, V. 105(6), P. 391.

2. M. Ternovykh, I. Saldikov, G. Tikhomirov, A. Gerasimov, (2017) Prediction of the Material Composition of the VVER-type Reactor Burned Pellet with Use of Neutron-Physical Codes. // KnE Materials Science, 2017, P. 32.

РАСЧЕТ МОЩНОСТИ ЭКВИВАЛЕНТНОЙ ДОЗЫ ОТ ВОЗМОЖНЫХ ПРОСЫПЕЙ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЙ «ПРУДОВ-ОТСТОЙНИКОВ»

*Пахолик Д.А., Кузнецов Н.В., Харитонов М.В., Фомичев В.В.
АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск*

Для разработки транспортно-технологической схемы и программы обращения с донными отложениями «Прудов-отстойников» необходимо выполнить оценку радиационной обстановки при их рассыпании. В работе рассмотрена задача, связанная с просыпью радиоактивных донных отложений во время транспортирования.

Расчет проводился с использованием компьютерной программы MicroShield. Радиационным источником являлась просыпь донных отложений. Источник (в виде просыпи) моделировался цилиндром с объемом, равным 10% от объема кузова автомобиля (рис. 1), применяемого для транспортирования загрязненных донных отложений. Удельная активность задавалась исходя из выполненных гамма-спектрометрических изме-

рений проб донных отложений «Прудов-отстойников» ($3,05 \cdot 10^3$ Бк/кг).

Схема моделирования радиационной обстановки вокруг просыпи донных отложений с помощью программного средства Microshield приведена на рисунке 1.

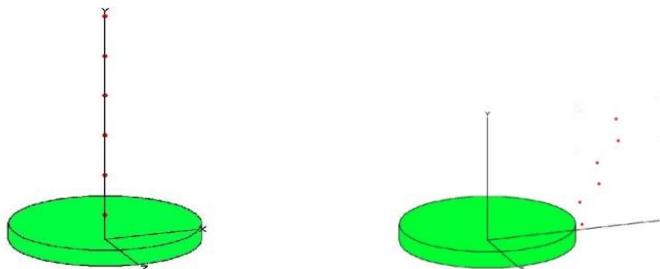


Рис. 1. Схема моделирования радиационной обстановки

Полученные значения мощности эквивалентной дозы (МЭД) приведены в таблицах 1 и 2.

Таблица 1

Зависимость МЭД от расстояния по центральной оси

<i>Расстояние, м</i>	<i>Мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч</i>
0,1	0,55
0,5	0,27
1,0	0,13
1,5	0,07
2,0	0,04
2,5	0,03

Таблица 2

Зависимость МЭД от расстояния в сторону от края просыпи

<i>Высота над землей, м</i>	<i>Расстояние от просыпи, м</i>	<i>Мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч</i>
0,1	0,1	0,10
0,5	0,1	0,07
1,0	0,5	0,06
1,5	0,5	0,05
2,0	1,0	0,03
2,5	1,0	0,02

На основании полученных значений можно сделать вывод, что мощность эквивалентной дозы для персонала группы А при измеренных значениях активности донных отложений, не превысит допустимого значения 6 мкЗв/ч (ОСПОРБ-99/2010 табл. 3.3.1). Поэтому, в данном случае при создании транспортно-технологической схемы и программы обращения с донными отложениями разработка специальных мер для дополнительной радиационной защиты и использование дистанционных средств устранения просыпи не являются обязательными.

Литература

1. РД 52.24.609-2013. Организация и проведение наблюдений за содержанием загрязняющих веществ в донных отложениях водных объектов.
2. Программа MicroShield V.5. Руководство пользователя.

ANALYSIS OF UNCERTAINTY IN THE CONCEPT OF "INSTANTANEOUS" IN THE CALCULATION OF EMERGENCY MODES

*Dina Ali Amer, Nikonov S.P.
NRNU "MEPhI", Moscow, Russia*

According to the guidance [1], a studying of the instantaneous emergency modes are included in the report on the safety justification of the NPP with a VVER reactor, which is presented in the set of documents justifying the application for a license for the construction or operation of the NPP. In works [2-3], a study for: the instantaneous stop of MCP in the first loop of the primary circuit (ten seconds of the real process are considered) and double-end break (DBE) in the cold leg (two seconds of the real process are considered), were done. In case of an accident emergency protection reactor (PR-1) only works on the 2nd signal. The produced pressure waves and their propagation in the equipment of the primary circuit of the installation are shown. As mentioned in the conclusion of those works, the considered period of time is not defined in the guid-

ance. Moreover, it is recommended to analyze the process when the gap time changes from 10^{-4} seconds, as it was in the previous study, to 1 second, which is closer to reality.

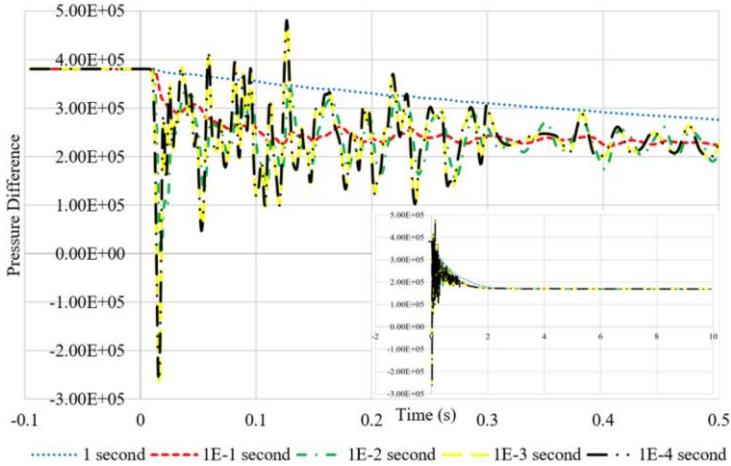


Fig. 1. The reactor pressure drop from the side of the emergency loop at MCP stop

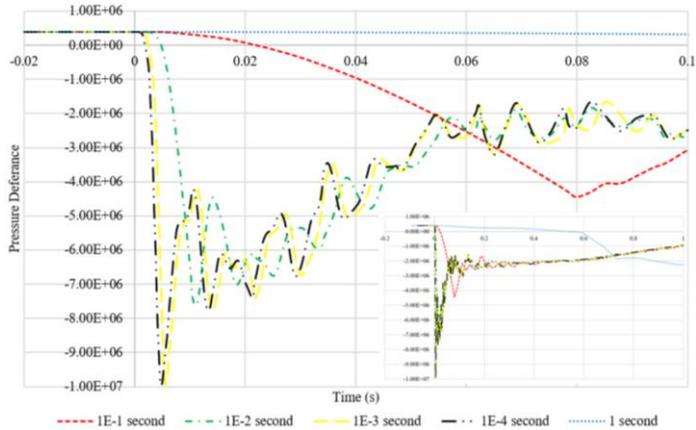


Fig. 2. The reactor pressure drop from the side of the emergency loop at DBE break

Thus, in the present study, a different gap of time (10^{-4} , 10^{-3} , 10^{-2} , 10^{-1} and 1 second) are considered for both emergency cases. The parameters of a typical reactor plant V-320 (VVER-1000) are used for the calculation, particularly, the 3rd unit of the Kalinin NPP. All initial data for the calculation were obtained from the materials of the international standard problem Kalinin-3. The calculations were carried out using the computational best estimate code “ATHLET”, developed by the society for reactor safety (Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit-GRS) , Germany and certified in Russia for use in calculations to justify the safety of reactors with water coolant. Figure 1 The reactor pressure drop from the side of the emergency loop at MCP stop at different stopping times of MCP, and figure 2 shows the same parameter also at different times in case of double-end break (DBE).

References

1. ПНАЭ Г-1-036-95 (НП-006-98). Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реактором типа ВВЭР (с Изменением № 1 от 20.12.2005 г.).
2. Dina Ali Amer, Nikonov S.P. Pressure Waves in The Primary Circuit of The VVER - 1000 Reactor at Instant Stop of The MCP, Volga-2018, International conference for young scientists, specialists, and post-graduates on Nuclear Reactor Physics, September, 2018.
3. Dina Ali Amer, Nikonov S.P., LOCA and Pressure Waves in The First Loop of The VVER - 1000 Reactor, 28th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Olomouc, Czechia, October 8-12, 2018.

ОПТИМИЗАЦИЯ НАРАБОТКИ ИЗОТОПА IN-111 НА ИРТ-Т

*Колесников Е.В.
НИ ТПУ, г. Томск*

В настоящее время медицина развивается бурными темпами и способна как диагностировать, так и лечить огромное количество заболеваний. С каждым днем разрабатываются все новые и новые методы диагностики, требующие современных инженерных решений. Для одного из видов диагностики необходимо создание радиофармпрепаратов, содержащих радиоактивные изотопы. В данной работе рассматривается оптимизация наработки изотопа In-111 на ИРТ-Т. Этот изотоп крайне эффективен в диагностике, особенно в сцинтиграфии всего тела.

С помощью программного обеспечения MCU была разработана модель активной зоны ИРТ-Т, в которой был сделан центральный экспериментальный канал в бериллиевом блоке. Этот канал представляет собой алюминиевую трубу, в которую помещаются образцы.

Для оптимизации процесса наработки подбирались различные высоты и диаметры образцов радиоизотопа, которые облучались в центральном экспериментальном канале. Для этих образцов были получены скорости реакции радиационного захвата.

Таким образом, исходя из полученных данных, были построены аппроксимирующие кривые, из которых видны оптимальные значения диаметра и высоты образца

Литература

1. Varlachev V A, Glukhov G G and Skuridin V S 2011 Research Nuclear Reactor IRT-T, Tomsk Polytechnic University (Tomsk:TPU Press)
2. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах Москва, Энергоатомиздат, 1989. –504 с.

СЕКЦИЯ II
ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС
ОПТИМИЗАЦИЯ РАСЧЕТОВ ТЕПЛООБМЕННОГО
ОБОРУДОВАНИЯ АЭС С ГАЗООХЛАЖДАЕМЫМ
РЕАКТОРОМ

Сураев А.С.¹, Скаков М.К.²

¹Государственный университет имени Шакарима города Семей, г. Семей, Республика Казахстан

²Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

В работах [1,2] показаны некоторые результаты исследований, которые направлены на изучение теплофизических характеристик газоохлаждаемого реактора с водным замедлителем. По причине того, что такие исследования являются поисковыми, они предполагают проведение огромного количества расчетов по отработанным методикам. Так, выполнение тепловых расчетов осуществляется по классическим методикам [3,4] и методом конечно-элементного анализа. Использование сертифицированных программ (Ansys Mechanical, Fluent), с одной стороны, обеспечивает высокую точность проведения расчета, однако, требует подготовку входных данных и сеточных моделей, что отнимает значительное количество времени. Следует отметить, что в случае выполнения большого количества оценочных расчетов теплообменного оборудования преимущественно использование классических методов, с помощью которых можно достичь требуемых результатов, но за более короткое время.

В данной работе предложен способ оптимизации классической методики расчетов теплообменного оборудования газоохлаждаемого реактора путем разработки специализированной компьютерной программы. Программа разработана в среде объектно-ориентированного программирования Borland Delphi 7. Данная программа решает две основные задачи, связанные с трудоемкостью процесса выполнения расчетов: подготовка необходимых свойств материалов в зависимости от их температу-

ры и проведение вычислений по известным формулам и закономерностям. Процесс ввода исходных данных для расчета максимально упрощен. Внешний вид рабочего окна разработанной программы показан на рисунке 1.

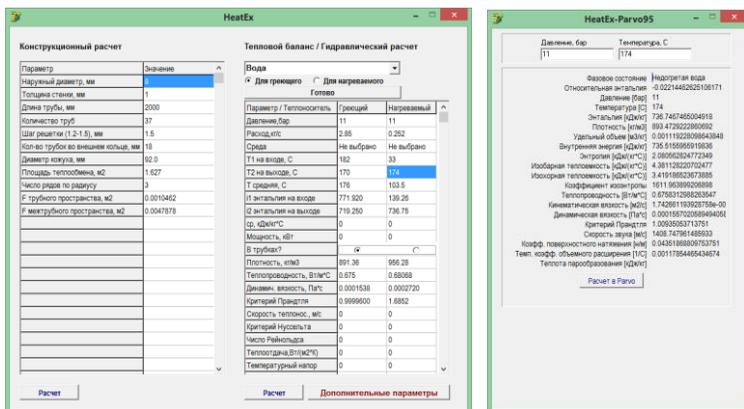


Рис. 1 Окно программы HeatEx

Особенностью данной программы является то, что в ней реализована автоматическая выборка значений параметров воды и пара, найденных по справочным данным, для заданных значений давления и температуры. Это позволяет максимально быстро извлекать и использовать требуемые значения параметров и применять их для последующих оценочных расчетов.

Литература

1. В.М. Котов, Г.А. Витюк, А.С. Сураев А.С. Возможности газоохлаждаемых реакторов с водным замедлителем // Вестник НЯЦ РК, – Курчатов, 2012
2. А.С. Сураев, В.М. Котов. Исследование процессов теплообмена в схеме АЭС с газоохлаждаемым реактором // Вестник НЯЦ РК,– Курчатов, 2015
3. В.Н. Новиков, И.С. Радовский и др. Расчет парогенераторов АЭС: пособие к курсовому проектированию. Ч.2.– М.: МИФИ, 2001

ИССЛЕДОВАНИЕ ГЕНЕРАЦИИ ВОДОРОДА ПРИ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ АЛЮМИНИЯ И ВОДЫ В ПРИСУТСТВИИ ХИМИЧЕСКИХ АКТИВАТОРОВ

*Суворов В.А., Картышев А.В., Савенков Ф.Н., Милинчук В.К.,
Белозеров В.И.*

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Водород практически не встречается в природе в чистой форме и должен извлекаться из других соединений с помощью различных химических методов.

Исследования по взаимодействию водорода с водой в присутствии активаторов проводились на лабораторной установке, в состав которой входят термостат, стеклянная реакционная колба, в которую помещают компоненты реакционной смеси, водородного газоанализатора ВГ-2А. Алюминий (фольга), активатор и дистиллированная вода, взятые в определенной пропорции, загружают в стеклянную колбу объемом 330 мл. Реакционную колбу помещают в термостат, нагретый до необходимой температуры. Стеклянная реакционная колба плотно закрытой резиновой пробкой. Данная установка позволяет исследовать генерацию водорода в температурном диапазоне от комнатной температуры до 100°C.

Как и в работе [1] в качестве активаторов использовали метасиликат натрия ($\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$) и негашеная известь (CaO), исследования проводились при температурах 50, 70 и 95°C. Однако даже при комнатной температуре 25°C наблюдается выделение водорода, но в очень малых объемах. В ходе исследования были построены графики зависимости количества выделившегося водорода от температуры, при постоянной концентрации активатора. Каждый эксперимент проводился в течение 30 минут. За это время в реакционной колбе происходит выделение водорода, который вместе с находившимся в колбе воздухом, отбирается с помощью шприца в измерительный сосуд с детектором водорода. Газ поглощаясь в полупроводниках детектора, изменяет электрическое сопротивление в них. На дис-

плее газоанализатора указывается значение водорода в отн. ед. после перевода со значения тока.

Протекание гидроалюминиевой реакции образования водорода свидетельствует о том, что в гетерогенных композициях с активаторами с поверхности металла удаляется оксидный слой, и образующийся активированный алюминий (без оксидного слоя) разлагает воду на водород, например, по реакции $2Al + 6H_2O = 2Al(OH)_3 + 3H_2$ или $2Al + 3H_2O (ж) = Al_2O_3 + 3H_2$ ($\Delta H_0 = -272.8$ кДж/моль, $\Delta G_0 = -287.8$ кДж/моль) [2,3].

Вышеуказанная химическая реакция имеет большой потенциал в развитии водородной энергетики. В работе существует еще целый ряд вопросов, подлежащих выяснению или уточнению. Первой важной задачей является разработка стабильно работающей установки генерации водорода с системой управления для контроля скорости реакции. Немало важным вопросом является вопрос сложности и стоимости производства алюминиевого сплава, стоимость утилизации продуктов реакции, которые станут факторами, определяющим экономическую целесообразность нового способа получения водорода.

Литература

1. В.К. Милинчук, В.И. Белозеров, О.А. Ананьева, Т.Е. Ларичева, Т.Е. Куницына Химическое разложение воды на водород в гетерогенных алюминийсодержащих композициях. // Известия вузов. Ядерная энергетика. № 4. г. Обнинск 2014. С. 32 – 40.

2. В.А. Суворов, А.А. Салахова, В.И. Белозеров, В.К. Милинчук, А. И. Фирсова Исследование генерации водорода алюминийсодержащими композициями с борной кислотой// Будущее атомной энергетики. XIII Международная научно-практическая конференция г. Обнинск 2017. С. 219-221

3. А.А. Салахова, В.А. Суворов, А. И. Фирсова, В.И. Белозеров, В.К. Милинчук Влияние борной кислоты на генерацию водорода алюминийсодержащими гидрокомпозициями с химическими активаторами// Известия вузов. Ядерная энергетика. № 3. г. Обнинск 2018. С. 171 – 179.

ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИЧЕСКОЙ НЕУСТОЙЧИВОСТИ ПОТОКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ СВЕРХКРИТИЧЕСКОМ ДАВЛЕНИИ ДЛЯ РЕАКТОРА ВВЭР СКД

Фомичев В.В.¹, Пахолик Д.А.¹, Асташина Е.М.², Внуков Р.А.²
¹АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г.Обнинск
²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Для дальнейшей разработки ВВЭР СКД нужно решить ряд проблем связанных с безопасной эксплуатацией, например, гидродинамическая неустойчивость потока при сверхкритических параметрах теплоносителя. В процессе работы была создана модель рабочего участка, которая имитирует часть активной зоны ВВЭР СКД (рис. 1). Расчеты проводились в программном комплексе ANSYS CFX.

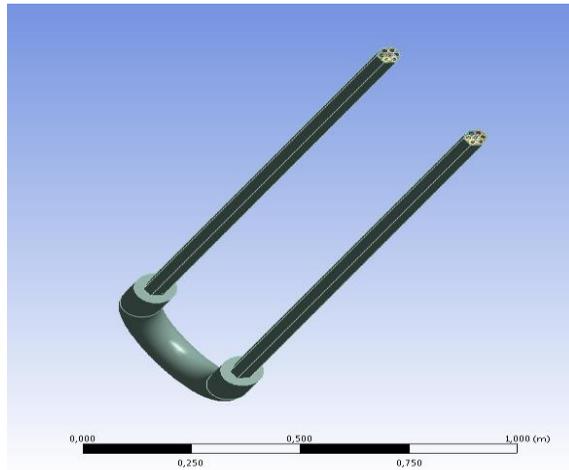


Рис. 1. Рабочий участок части активной зоны ВВЭР СКД

В результате теплогидравлического расчета получены распределения температур теплоносителя, оболочки и топлива,

распределение вязкости, плотности, теплоемкости и скорости теплоносителя (таблица 1).

Таблица 1

№	Опускной участок				Подъемный участок			
	q_1 МВт/м ³	$T_{\text{вых}}$ °C	$t_{\text{об}}$ °C	$t_{\text{топ}}$ °C	q_2 МВт/м ³	$T_{\text{вых}}$ °C	$t_{\text{об}}$ °C	$t_{\text{топ}}$ °C
$\rho W = 1000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с}), T_{\text{вх}} = 280 \text{ }^\circ\text{C}$								
1	65	405	430	470	65	580	820	1040
2	114	610	630	790	96	560	940	1180
3	47	400	410	455	83	540	860	1100
$C_p = 4916 \text{ Дж}/(\text{кг}\cdot^\circ\text{C}), \mu = 99,1 \text{ Па}\cdot\text{с}, \rho = 777,4 \text{ кг}/\text{м}^3$								
	Δt °C	C_p Дж/(кг·°C)	μ Па·с	ρ кг/м ³	Δt °C	C_p Дж/(кг·°C)	μ Па·с	ρ кг/м ³
1	125	2400	13	180	175	600	15,8	82
2	330	900	16	95	50	790	15,78	83
3	120	2800	13,7	170	140	750	15,85	80

При исследовании потока на гидродинамическую неустойчивость для заданных режимов не было выявлено опрокидывание циркуляции теплоносителя (рис. 2).

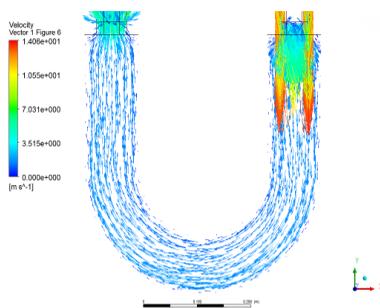


Рис. 2. Схема движения теплоносителя при $q_1 > q_2$

Литература

1. Митенков В.И. О гидродинамической устойчивости естественной циркуляции в ЯЭУ с подкипанием теплоносителя. Атомная энергия, 1982.
2. AnsysCFX: <http://www.ansys.com/>

3. Александров А.А., Григорьев Б.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. М.: Изд-во МЭИ, 2003.

РАЗРАБОТКА И ПРИМЕНЕНИЕ АЛГОРИТМОВ, МЕТОДОВ СРЕДСТВ ПРОЕКТИРОВАНИЯ И КОМПОНОВКИ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

*Догов А.А.
АО ИК «АСЭ», г. Москва*

В работе приводится методика моделирования и организации компоновочных решений средствами системного анализа. Приводится описание реализованных алгоритмов компоновки оборудования и помещений, основанных на применении генетических алгоритмов и методов кластерного анализа. Разработана математическая постановка задачи размещения оборудования, а также аналитические и процедурные модели решения таких задач. Описана реализация с применением математических пакетов. Представлены примеры использования предложенного инструментария при компоновке ядерного острова АЭС «Ханхикиви-1», определены отличительные особенности и функциональные возможности.

Задача компоновки может быть сформулирована следующим образом: определить с учетом всех правил, требований и ограничений такое пространственное расположение оборудования технологических систем с заданной структурой технологических связей и такие габариты производственного помещения, при которых объем занимаемый оборудованием был бы минимальным.

Основная сложность в постановке задач эффективной компоновки заключается в выборе целевой функции (ЦФ). Это связано, в первую очередь, с большим количеством критериев оптимальности, на основе которых формулируется ЦФ. Если размещаемые объекты аппроксимировать простейшими геометрическими фигурами или их комплексами, то в практике проектирования основным критерием оптимизации компоновки может являться коэффициент заполнения пространства (коэффициент

плотности компоновки): Рассчитываемый как отношение площадей на котором расположено оборудование к площади самого оборудования.

Для поиска оптимальной последовательности размещения оборудования предлагается использовать генетический алгоритм (ГА), который оперирует понятиями «хромосома», «популяция», «генетические операторы» (ГО), адаптированные к решению задачи оптимальной компоновки.

Все возможные решения задачи представлены в виде множества «популяции» особей: $R_{all} = \{R_0 \dots R_j\}$. Каждая особь имеет хромосому $R_i = \{F_0 \dots F_n\}$ – совокупность параметров, описывающих информацию об одном из вариантов расположения оборудования, где n – общее число оборудования в помещении, длина хромосомы; F_i – ген, размещения i -ой единицы оборудования который несет в себе информацию о расположении оборудования и его размерах.

Скрещивание генов родителей осуществляется следующим образом. Случайным образом из диапазона $[1, n-1]$ выбирается число k - точка скрещивания 2 хромосом родительских особей, номер колонки в матрицах. Затем две особи обмениваются своими генами и формируются две новых дочерних особи с новым набором хромосом, путем обмена столбцов относительно точки скрещивания:

$$\text{Cros}[A, B] = \text{Cros} [(A_1 \mid A_2), (B_1 \mid B_2)] \rightarrow (A_1 \mid B_2); (B_1 \mid A_2)$$

Мутация генов осуществляется следующим образом. Случайным образом выбирается ген, который в последствии будет подвергнут мутации. $k = \text{rnd}$ (от 0, до $+n$). Мутация заключается в изменении координат и поворота оборудования на величину в определенном интервале (от $-r$, до $+r$):

В дополнение к генетическому алгоритму был применен метод кластеризации основанный на объединении элементов множества по неявным общим признакам.

Формируется симметричная матрица связи A оборудования, по главной диагонали которой располагаются максимально возможные значения связи, а в остальных ячейках располагается условный вес связи $SC_{i,j}$

Вес связи прямо пропорционален числу интерфейсов и классу оборудования. Чем больше интерфейсов у двух систем, тем выше их вес связи.

Исходная матрица связей систем

		0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
	A	B	C	D	E	F	G	H	X	Y	Z	
0	A	5	0	0	0	2	2	2	0	0	2	0
1	B	0	5	1	1	5	0	0	0	0	0	5
2	C	0	1	5	4	0	5	0	0	4	0	5
3	D	0	1	4	5	0	5	0	0	0	0	2
4	E	2	5	0	5	5	0	0	0	0	0	1
5	F	2	0	5	5	0	5	0	0	0	0	0
6	G	2	0	0	0	0	0	5	5	0	2	0
7	H	0	0	0	0	0	0	5	5	3	5	1
8	X	0	0	4	0	0	0	0	3	5	0	0
9	Y	2	0	0	0	0	0	2	5	0	5	0
10	Z	0	5	5	2	1	0	0	1	0	0	5

Кластеризованная матрица

		0	6	7	9	8	2	3	5	10	1	4
	A	G	H	Y	X	C	D	F	Z	B	E	
0	A	5	2	0	2	0	0	0	2	0	0	2
6	G	2	5	5	2	0	0	0	0	0	0	0
7	H	0	5	5	5	3	0	0	0	1	0	0
9	Y	2	2	5	5	0	0	0	0	0	0	0
8	X	0	0	3	0	5	4	0	0	0	0	0
2	C	0	0	0	0	4	5	4	5	5	1	0
3	D	0	0	0	0	0	4	5	5	2	1	0
5	F	2	0	0	0	0	5	5	5	0	0	0
10	Z	0	0	1	0	0	5	2	0	5	5	1
1	B	0	0	0	0	0	1	1	0	5	5	5
4	E	2	0	0	0	0	0	0	0	1	5	5

На рисунке 1 представлен результат моделирования 2 алгоритмов. На рисунке 2 итоговый результат, помещенный и оборудование.

Разработанные алгоритмы, методы и средства существенно сокращают сроки проработки компоновок оборудования и помещений, повышают качество проектных решений и позволяют в более короткие сроки получать оптимальные проектные решения по соответствующим задачам.

Разработанный инструментарий наиболее эффективно применим для электротехнического оборудования и помещений, и менее приемлем для технологических помещений. Это связано со сложностью формализации технологических требований и ограничений.

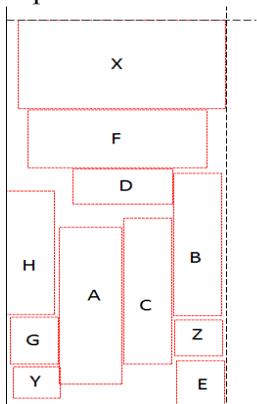


Рис. 1. Раскладка помещений, сгенерированная генетическим алгоритмом

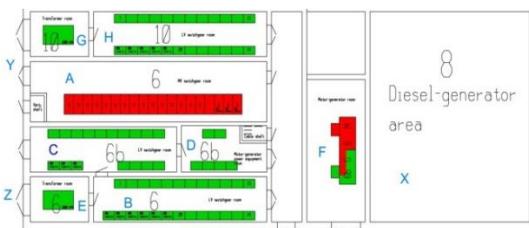


Рис. 2. Итоговая компоновка секции здания дизельной 12 UBN

Оба метода можно использовать совместно, либо независимо друг от друга, также можно применять комбинацию методов для решения различных подзадач в рамках одной задачи.

Литература

1. Christopher W. Lapp, Michael W. Golay // Modular design and construction techniques for nuclear power plants, Nuclear Engineering and Design 172, ELSEVIER 1997, 327-349
2. Егоров С.Я. Автоматизация компоновки оборудования в цехах ангарного типа. Ч. 1. Размещение технологического оборудования // Химическая промышленность. – 2003. – № 8. – С. 21 – 28.
3. An Approach to Plant Layout Optimization / H. Schmidt-Traub, T. Holtkotter, M. Lederhose, P. Leuders // Chem. Eng. Technol. – 1999. – № 22. – P. 499 – 504.

АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ОБОСНОВАНИЮ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ПАССИВНЫХ КАТАЛИТИЧЕСКИХ РЕКОМБИНАТОРОВ

Зыонг Куанг Хыонг¹, Авдеенков А.В.^{1,2}

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск

Образование водорода - один из основных факторов, который необходимо учитывать при планировании противоаварийных мероприятий на атомных станциях. В настоящее время общепринятая в мире практика по аварийному удалению водорода из защитной оболочки (ЗО) базируется на использовании рекомбинаторов водорода (ПКРВ), работающих на принципе пассивной каталитической рекомбинации водорода. В России основным производителем оборудования, реализующим принцип каталитической рекомбинации водорода, является компания ИНПК «РЭТ». Одной из основных характеристик работоспособности рекомбинатора является его производительность, то есть скорость удаления водорода при аварийной ситуации.

Целью данной работы является анализ имеющихся экспериментальных данных по обоснованию работоспособности (производительности) пассивных каталитических рекомбинаторов, на примере рекомбинатора РВК-500.

Для достижений данных целей были решены следующие задачи:

1. Сравнение экспериментальных данных, полученных на различных установках и различными методами (данные РЭТ и ФЭИ).

2. Проведена аналитическая и расчетная работа по обоснования производительности пассивных каталитических рекомбинаторов водорода. В предположении кинетического режима рекомбинации водорода в рамках подхода Ше-

фера, получено получена улучшенная полу-эмпирическая оценка производительности рекомбинатора.

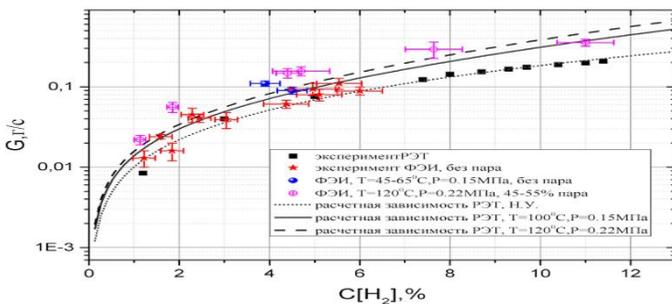


Рис.1. Производительность РВК-500, сравнение экспериментальных данных РЭТ[1] и ФЭИ [2]

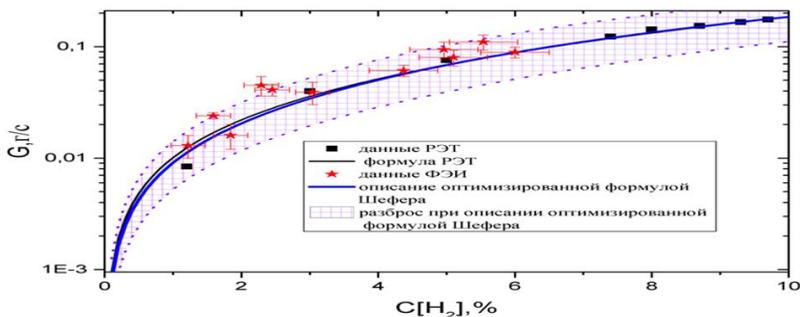


Рис.2. Описание результатов испытаний с помощью оптимизированной формулы Шефера

Продемонстрировано, что результаты испытаний близки и хорошо описываются аппроксимирующей формулой на основе кинематической модели Шефера. Полученная зависимость параметрически определяется только концентрацией водорода, и получена при использовании экспериментальных данных при атмосферном давлении. На основе проведенного анализа сделан вывод о том, что улучшенная кинематическая модель Шефера может быть ис-

пользована и для предсказания производительности в областях концентраций и давлений, где недостаточно экспериментальных данных.

Литература

1. «Экспериментальные исследования и обоснование проектных характеристик рекомбинаторов водорода производства ЗАО "ИНПК РЭТ», отчет, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», №224/5.42.02-15/13141, 2016.

2. CSNI, 2000. State of Art Report on Flame Acceleration and Deflagration to Detonation Transition in Nuclear Safety. CSNI Report, OECD Nuclear Energy Agency, Nuclear Safety, NEA/CSNI/R, 2000

АНАЛИЗ ВИБРАЦИЙ ПУЧКА ТВЭЛ ВВЭР-СКД

Вищенко А.С.¹, Богословская Г.П.², Панин М.С.³

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск

Одним из перспективных направлений развития атомной энергетики на сегодняшний день, является разработка реакторов с водяным теплоносителем при сверхкритических параметрах (ВВЭР СКД). Основой данной разработки является обеспечение безопасной и надежной эксплуатации реакторной установки, одной из главных задач, при этом, стоит выявления и предотвращения режимов эксплуатации, приводящих к разрушению твэлов, а конкретней их вибраций.

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).

Цель проведенной работы является изучение и анализ условий возникновения вибраций в пучках тепловыделяющих элементов реакторной установки ВВЭР-СКД. Для решения этой

проблемы были применены методика Отсубо [1] и анализ Коннора [2], предсказывающие теплогидравлические вибрации и вибрации, вызванные потоком теплоносителя в пучках твэлов. Также был произведён расчет критической скорости теплоносителя применительно к тепловыделяющей сборке активной зоны реактора ВВЭР-СКД. Оценки проводились для проектных конструкционных и теплогидравлических параметров ТВС активной зоны ВВЭР-СКД при вариации шага и диаметра проволочной навивки.

В результате применения методики Отсубо была доработана двух параметрическая диаграмма, представляющая фактические данные по отечественным и зарубежным реакторам. Анализ Коннора применялся для получения зависимости критической скорости теплоносителя от шага, планируемой к применению в ВВЭР-СКД, проволочной навивки (рис. 1).

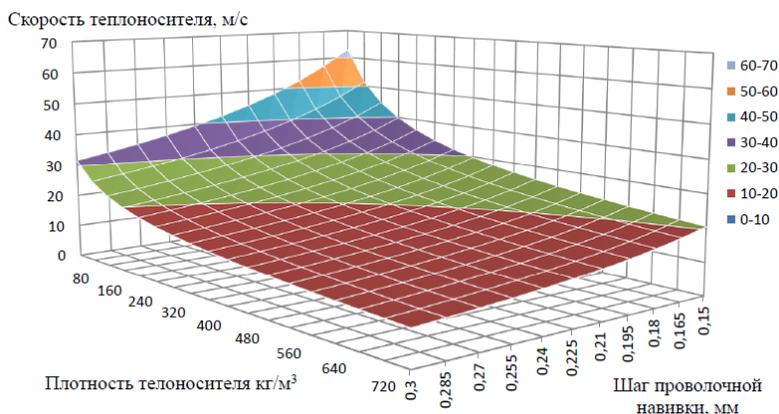


Рис. 1. Зависимость критической скорости теплоносителя от шага проволочной навивки и плотности теплоносителя

В результате выполненной работы методика Отсубо показала, что теплогидравлические вибрации не могут привести к значительным повреждениям оболочек твэлов. А анализ Коннора показал, что вибрации, вызванные потоком теплоносителя, не способны привести к разрушению твэлов, так как даже в самом неблагоприятном случае реализуется более чем двукратный запас по скорости теплоносителя.

Литература

1. Akira OTSUBO, Toshio OKADA, Nobutomo TAKAHASHI, Kazujirou SATO & Naouzou HATTORI (1999) The Occurrence of Wear Marks on Fast Reactor Fuel Pin Cladding, Journal of Nuclear Science and Technology, 36:6, 522-534.
2. Peter Ray Diller. Wire Wrapped Fuel Pin Hexagonal Arrays for PWR Service. Ch. 4, PhD Dissertation, MIT, Department of Nuclear Engineering, September 2005.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫДЕЛЕНИЯ ВОДОРОДА В КОМПОЗИЦИЯХ, СОДЕРЖАЩИХ ПОРОШОК ОБЛУЧЕННОГО И НЕ ОБЛУЧЕННОГО АЛЮМИНИЯ ПРИ БАРОМЕТРИЧЕСКОМ ДАВЛЕНИИ И ТЕМПЕРАТУРЕ ДО 100 ГРАДУСОВ ЦЕЛЬСИЯ

*Гурбазар О., Картышев А.В., Белозеров В.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Генерация водорода, образование взрывоопасной смеси, взаимодействие водорода с конструкционными материалами (водородное охрупчивание металлов) представляют собой серьезную проблему обеспечения водородной безопасности и надежности ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с водным теплоносителем типа ВВЭР и РБМК [1]. В этой проблеме мало изучены особенности физико – химических процессов образования водорода, протекающие при взаимодействии конструкционных материалов с водным теплоносителем, представляющим собой сложную водную композицию, состоящую из корректирующих добавок и различных примесных молекул [2].

Целью исследований является определение скорости генерации водорода при различных температурах и построение графиков.

Данная цель достигалась путем проведения экспериментов на лабораторной установке. Порошок алюминия и дистиллированная вода, взятые в определенной пропорции, помещают в колбу объемом 330 мл и закрывают плотной резиновой проб-

кой. Колбу нагревают в термостате до определенной температуры. По истечению заданного времени смесь газа образовавшаяся в колбе отбирается в измерительный стакан с детектором водорода ВГ-2А.

Проведены исследования композиций следующего состава: порошок алюминия 0,5г, облученного в воздухе гамма излучением 100Мрад; порошок алюминия 0,5г, облученного в воде с борным раствором и гидроксидом калия гамма излучением 100Мрад; порошок необлученного алюминия и дистиллированная вода в количестве 50мл при температурах: 240°C, 500°C, 700°C и 95°C. В этом эксперименте проводили 3 опыта для каждой температуры.

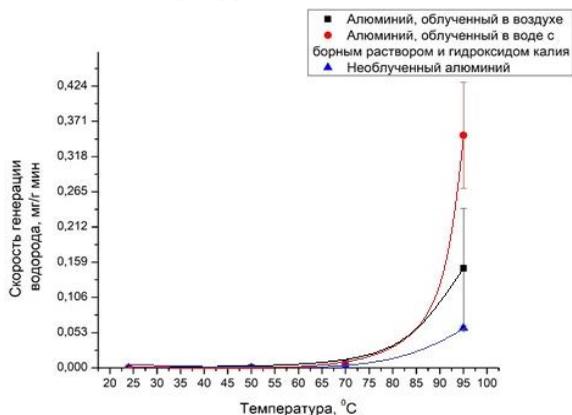


Рис. 1. Зависимость скорости генерации водорода от температуры

На графике (рис.1) видно, что облученный алюминий более интенсивно выделяет водород и после температуры 70°C скорость генерации водорода резко увеличивается.

Литература

1. Preventing Hydrogen Explosions In Severe Nuclear Accidents: Mark Leyse NRDC Nuclear Program Consultant, march 2014.
2. В.К. Милинчук, В.И. Белозеров, О.А. Анањева, Т.Е. Ларичева, Т.Е. Куницына Химическое разложение воды на водород в гетерогенных алюминийсодержащих композициях. // Известия вузов. Ядерная энергетика. № 4. 2014. С. 32 – 40.

ИССЛЕДОВАНИЕ НАЧАЛЬНОЙ СТАДИИ РАЗВИТИЯ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Витюк Г.А.¹, Витюк В.А.², Вурим А.Д.³, Скаков М.К.³

*¹Восточно-Казахстанский государственный технический университет им. Д. Серикбаева, г. Усть-Каменогорск,
Республика Казахстан*

*²РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»,
г. Курчатов, Республика Казахстан*

³Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

Для принятия решения о промышленном использовании новых твэлов и тепловыделяющих сборок (ТВС) необходимо экспериментально обосновать возможность такого использования. Наиболее представительным способом получения экспериментальной информации о ключевых явлениях, происходящих в топливе новых твэлов и ТВС, являются их испытания в исследовательских реакторах. Технические характеристики исследовательского импульсного графитового реактора (ИГР) [1] обеспечивают принципиальную возможность осуществить подобные исследования в достаточно широком диапазоне изменения исследуемых параметров [2].

Повышение эксплуатационных показателей современных ядерных реакторов в сочетании с обеспечением необходимого уровня безопасности является важной и актуальной задачей. Разработчиками и конструкторами реакторов предлагаются различные варианты усовершенствований конструкции активной зоны, направленной на улучшение этих двух факторов. Примером может являться концепция активной зоны нового реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. В нем используется принцип разделения топлива высокого обогащения на две зоны слоем топлива с низким содержанием урана-235 [3]. Данный принцип разделения совместно с усовершенствованной конфигурацией ТВС позволяет снизить отрицательный натриевый пустотный эффект реактивности ядерного реактора, что в конечном итоге повысит его безопасность. Такая конструкция

также требует экспериментальной проверки параметров ТВС в условиях развития маловероятной, но возможной аварийной ситуации.

В рамках такой проверки на ИГР осуществлен внутриреакторный эксперимент с описанным выше модельным твэлом. Целью данного эксперимента являлось исследование начальной стадии развития тяжелой аварии в твэле реактора на быстрых нейтронах в условиях прекращения расхода теплоносителя при работе реактора на номинальной мощности.

Для обоснования режимов испытаний экспериментального устройства с модельным твэлом в ИГР были проведены нейтронно-физические и теплофизические расчеты. В результате проведенных расчетов была определена диаграмма изменения мощности энерговыделения в реакторе во время проведения эксперимента. В ходе эксперимента были последовательно обеспечены условия для закипания теплоносителя, частичного расплавления оболочек твэлов и деградации топлива до момента плавления топлива. Контроль параметров модельного твэла и экспериментального устройства в целом обеспечивался достаточно развитой системой измерений. Последующая интерпретация результатов измерений позволила воссоздать общую картину и последовательность событий, имевших место в экспериментальном устройстве с твэлом. После извлечения из реактора, выдержки и снижения уровня радиоактивного излучения от экспериментального устройства были проведены послереакторные разрушающие материаловедческие исследования.

Полученные экспериментальные данные будут востребованы при проведении анализа безопасности и прогнозировании динамики развития тяжелых аварий в реакторах с рассматриваемой концепцией активной зоны, а также для проведения будущих полномасштабных экспериментов с модельными твэлами и ТВС перспективных реакторов на ИГР.

Литература

1. I.V. Kurchatov. Impulse graphite reactor (IGR) // Atomic Energy. Vol. 17. № 6, – Moscow, 1964.

2. А.Д. Вурим и др. Расчетно-экспериментальные исследования в поддержку программы внутриреакторных испытаний модельной ТВС перспективного реактора // Вестник НЯЦ РК. Вып. 1, – Курчатова, 2015.

3. N. Devictor et al. The ASTRID technological demonstrator // 4th-Generation sodium-cooled fast reactors. Tome 3, – France, 2012

РАЗРАБОТКА СПЕЦИАЛЬНОГО МОНТАЖНОГО ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ МОНТАЖА ЗАКЛАДНЫХ ПЛИТ ДЛЯ ОКОН БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ НА КОМПЛЕКСЕ ПЕРЕРАБОТКИ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ КУРСКОЙ АЭС

Злобин А.С.¹, Бабинцев Е.В.¹, Николаев И.В.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск

²Филиал ОАО “НИКИМТ-Атомстрой”, г.Обнинск

Для установки оборудования в проектное положение используют различные методы монтажа как типовые, так и оригинальные. Каждый метод подразумевает под собой применение дополнительного монтажного оборудования, в том числе и специальную монтажную оснастку. Изготовление такой оснастки имеет очень важную роль, так как именно от неё зависит качество выполняемых работ.

Данная работа актуальна тем, что непрерывно растущее количество радиоактивных отходов требует их сокращения и переработки для осуществления замкнутого топливного цикла. А для этого необходимо построить это сооружение.

Целью работы является разработка специальной монтажной оснастки под монтаж закладных плит для окон биологической защиты на комплексе переработки твёрдых радиоактивных отходов на Курской атомной электростанции.

Для решения цели были решены следующие задачи:

- разработана специальная монтажная оснастка под монтаж с помощью балансирной траверсы и портала
- проведены расчёты прочности данной оснастки

В ходе работы были спроектированы и посчитаны на прочность портал, посчитаны центры масс балансирующей траверсы в разные этапы монтажа, подобрано дополнительное монтажное оборудование.

Литература

1. Сердунь Н. П., Комышный В. Н. «Правила выполнения конструкторской документации, дипломных и курсовых работ: Учебное пособие для студентов специальности 140404 – Атомные электрические станции и установки» - Обнинск: ИАТЭ, 2009 г

2. Котиков Г. С. «Монтаж оборудования и конструкций АЭС. Методические указания и рекомендации к выполнению курсового проекта» - Обнинск: ИАТЭ, 2008

3. Котиков Г.С. Монтаж оборудования промышленных предприятий. Учебное пособие по курсу «Монтаж оборудования АЭС» - Обнинск: ИАТЭ, 2007

ИНЖЕНЕРНАЯ РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ КАТАЛИТИЧЕСКОГО РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА

Зыонг Куанг Хьонг¹, Авдеенков А.В.^{1,2}, Сергеев В.В.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск

На настоящий момент общепринятая в мире практика по удалению водорода из ЗО базируется на принципе пассивной каталитической рекомбинации водорода (ПКРВ) [1] использованием каталитических элементов, содержащих платину. Одна из основных характеристик рекомбинатора – производительность, которая, в частности, определяется скоростью протекания химических реакций на поверхности катализатора. Известно, что скорость гетерогенного химического процесса определяется как скоростью протекания химической реакции на поверхности, так и скоростью подвода реагирующих веществ к поверхности (в основном за счет конвективной диффузии). Эти

два процесса определяют так называемую кинетическую и диффузионную области [2]. Формула по модели Каземо[3], и в меньшей степени формула по модели Шефера, получены при описании рекомбинации, происходящей в диффузионном режиме, то есть применимы для процессов, где скорости диффузии (доставки реагирующих компонентов) определяет скорость всего гетерогенного химического процесса. Но сами по себе формулы Каземо и Шефера не определяют скорость доставки компонентов к катализатору, а определяют только максимально возможную скорость рекомбинации при заданных концентрациях реагирующих компонентов и температуре.

Рассмотрим упрощенную однокомпонентную расчетную модель ПКРВ, производительность рекомбинатора (текущий массовый расход сжигаемого водорода, кг/с) описывается теоретическим уравнение:

$$D = k \cdot G \cdot C = k \cdot F \cdot V \cdot C_v, \quad (1)$$

где G – текущий массовый расход естественной циркуляции (ЕЦ) воздуха через ПКРВ, C – текущая массовая концентрация водорода на входе в рекомбинатор (кг/кг), C_v – объемная концентрация (кг/м³), V – скорость воздуха в ПКРВ, F – проходное сечение рекомбинатора (согласованное через пористость со скоростью), k – эмпирический коэффициент «полноты рекомбинации» водорода.

Из уравнения баланса гидравлического сопротивления рекомбинатора и полезного развиваемого напора в нем следуют аналитическое решение для расхода имеет следующий вид:

$$G = B \cdot C^{1/2}, \quad (2)$$

где B – коэффициент расхода.

Подстановка (2) в (1) приводит к следующей зависимости $D = \text{const} \times C^{1.5}$.

По данным РЭТ [1] (рис.1), для модели РВК-500 получено следующее полуэмпирическое соотношение для производительности по водороду:

$$D = 0,34 \times C_m^{1,5} \text{ (кг/с, кг/кг) или}$$

$$D = 0,34 \times (C/14)^{1,5} \text{ (кг/с, м}^3/\text{м}^3\text{)} \quad (3)$$

На основе (1) и при определенном на основе сопоставления опытных данных с расчетными результатами коэффициенте полноты рекомбинации $\kappa=0,5$ получим итоговое соотношение для мгновенного расхода ЕЦ смеси через РВК-500:

$$G = 0,68 \times C_m^{0,5} \text{ (кг/с, кг/кг)} \quad (4)$$

На рисунке 1 представлено сравнение экспериментальных данных по производительности рассматриваемой модели ПРВК с результатами расчета для температуры в боксе 50°C . Эти данные с определенной точностью описываются соотношением (3) и таким образом, подтверждается методическая основа рассмотренной расчетной численной модели ПКРВ.

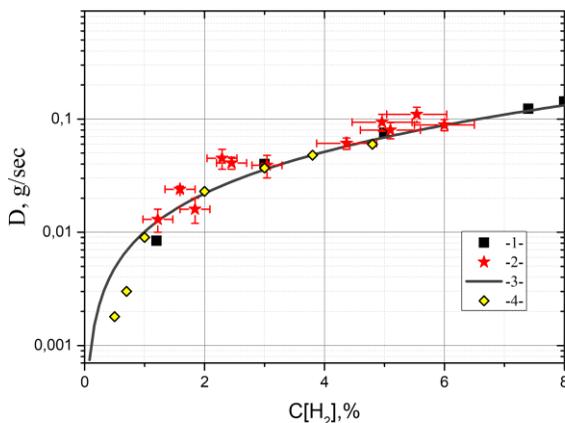


Рис.1. Производительность РВК-500, (-1- экспериментальные данные РЭТ, -2- экспериментальные данные ФЭИ, -3- эмпирическая расчетная зависимость РЭТ, -4- расчетная модель настоящей работы)

Литература

1. «Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода РВК-500, РВК-1000», РЭТ-111.00.000ТУ, 2007
2. Д.А. Франк-Каменецкий, Диффузия и теплопередача в химической кинетике, М.: Наука, 1987. - 502 с.

3. Rinnemo, M. Experimental and Numerical Investigation of the Catalytic Ignition of Mixtures of Hydrogen and Oxygen on Platinum, Combustion and Flame. – 1997. – Vol. 111. – No 4. – P. 312-326.

АДАПТАЦИЯ ТРОСОВОГО МАНИПУЛЯТОРА ДЛЯ ЦЕНТРАЛЬНОГО ЗАЛА АЭС С РЕАКТОРОМ ТИПА ВВЭР-1000

Бабинцев Е. В.¹, Ворона С. И.², Злобин А. С.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²ООО «Пролог», г. Обнинск

Удобство проведения планово-предупредительного ремонта блока и других подобных операций во многом зависит от удобства применения подъемно-транспортных механизмов [1], использующихся в центральном зале. В центральный зал АЭС с реактором типа РБМК-1000 имеется постоянный доступ даже во время проведения кампании. В центральный зал АЭС с реактором типа ВВЭР-1000 свободного доступа во время проведения кампании нет. Поэтому от удобства и эффективности применения подъемно-транспортных механизмов ППР блока с реактором типа ВВЭР-1000 зависит больше чем блок с реактором типа РБМК-1000.

В центральных залах первого и второго блоков Курской АЭС в данный момент установлен «тросовый манипулятор» (далее – тросовый манипулятор) разработки ООО "Пролог", очень хорошо показавший себя при проведении различных мероприятий, связанных с подъемно-транспортными операциями с большими грузами.

В данной работе был рассмотрен вопрос адаптации тросового манипулятора, разработанного в ООО «Пролог», установленного и эксплуатируемого в центральных залах блоков Смоленской и Курской АЭС для центрального зала блока с реактором типа ВВЭР-1000. Была предложена компоновка технологической площадки для размещения основного оборудования тросового манипулятора и произведен ее прочностной расчет [2, 3].

Кроме того, в ходе работы была составлена математическая модель систем из двух и четырех тросов на основе теории гибкой нити позволяющая оценить поведение тросов при перемещении грузов различной массы.

Литература

1. Д. Н. Решетов. Детали машин: учебник для студентов машиностроительных вузов, — М.: Машиностроение, 1989.
2. В.В. Горев, Б.Ю. Уваров, В.В. Филиппов и др.; Под ред. В.В. Горева. Металлические конструкции: Учебник для строит. вузов. Т. 1: Элементы конструкций. — М.: Высшая школа, 2004.
3. В. И. Феодосьев. Сопротивление материалов. — М.: МГТУ им. М. Э. Баумана, 1999.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО ГРАДИЕНТА ВОДЫ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

*Ханбиков Р.З., Карельский И.Д.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград*

Альтернативная энергетика включает в себя ряд способов генерирования электричества, основанных на использовании возобновляемых источников энергии. Целью данной работы является осветить один из векторов развития данного направления, а именно использование разницы температур в водоемах.

Преобразование энергии проходит в специальных станциях и их принцип работы достаточно прост: в системе используется теплая вода с поверхности (температура которой 25° - 27°), которая используется для испарения циркулирующей в системе рабочего тела (в зависимости от схемы либо вода, либо легкокипящая жидкость), пар расширяется и вращает турбину, соединенную с генератором. Далее отработанный пар поступает в конденсатор, где охлаждается водой с глубины (с температурой 4° - 5°), перекачивается насосами после чего цикл начинается заново. Эффективность энергетической установки сильно зависит от перепада температур и поэтому она наиболее жизнеспособна

в экваториальных районах, где разница может составлять больше 24°.

На данный момент рассматриваются следующие типы станций:

1) Открытый. Используется одноконтурная система, рабочим телом является вода. Обладает самой низкой эффективностью, но большей безопасностью.

2) Закрытый. Используется двухконтурная схема, в качестве рабочего тела используется либо аммиак, пропан либо хлорфторуглеводороды.

3) Комбинированный. Используется двухконтурная система, в отличие от закрытой, рабочее тело нагревается не теплой водой, а паром.

Преимуществами этих станций являются безопасность, экологичность, также они обладают большей стабильностью по сравнению с другими направлениями альтернативной энергетики. Существуют планы по использованию охлаждающей воды для развития аквакультур и получения водорода путем электролиза.

К недостаткам можно отнести низкий КПД (5-8%), коррозия элементов, большие энергозатраты на перекачку воды с глубин. Работа таких станций может изменить температурный баланс, что плохо отразится на флоре и фауне, высвободить большие объемы сероводорода и углекислого газа.

В целом, такие станции при решении некоторых технологических проблем могут оказаться перспективными для маленьких и удаленных тропических островов.

СЕКЦИЯ III ПЕРСПЕКТИВНЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ И ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ЭНЕРГИИ

ДИСКРИМИНАЦИЯ ЧАСТИЦ ПО ФОРМЕ ИМПУЛЬСА В КРИСТАЛЛЕ CsI(Tl) МЕТОДОМ ИСКУССТВЕННЫХ НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ

*Бобровский Т. Л., Дзугоева Э.М., Приходько А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Из литературы известно, что искусственные нейронные сети показывают хороший результат применительно к задаче дискриминации частиц, регистрируемых стильбеном [1].

Целью данной работы является создать искусственную нейронную сеть (ИНС), для анализа сцинтилляций CsI(Tl) и оценить ее качество работы.

Нейронная сеть была построена с использованием API Keras [2]. Она состоит сглаживающего фильтра (окно сглаживания 3 канала), слоя свертки (размерность ядра – 3), полносвязного слоя №1 (512 «нейронов», активационная функция – tanh), полносвязного слоя №2 (128 «нейронов», ReLU), полносвязного слоя №3 (8 «нейронов», ReLU) и выходного нейрона с активационной функцией tanh, значения которого используются как параметр разделения.

Набор данных был получен накоплением осциллограмм сцинтилляций в кристалле CsI(Tl), облучаемого солями радия. Осциллограммы были отсортированы на 2 группы событий (альфа-частицы и бета-частицы плюс гамма-кванты) при помощи корреляционного метода.

Обучающая выборка состояла из 4 тыс. осциллограмм от альфа-частиц, 4 тыс. - гамма-квантов плюс бета-частицы и 8 тыс., сгенерированных из двух случайных осциллограмм, наложенных сигналов. На выходной нейрон подавались значения: «-1» – для альфа-частиц, «0» – для наложенных сигналов, «1» – для бета-частиц. Обучение проходило в течении 30 эпох.

Для тестирования нейронной сети использовалось 480 тыс. размеченных осциллограмм (по 160 тыс. для каждого типа события). Результат работы нейронной сети представлен на двумерном спектре (рис. 1). На нем отчетливо разделяются кластеры событий. Созданная ИНС показала хорошие результаты, ошибка определения типа частицы не превысила 0.35%, что говорит о очень качественном разделении. Данная ошибка может быть связанная с тем, что для разметки данных использовался промежуточный метод.

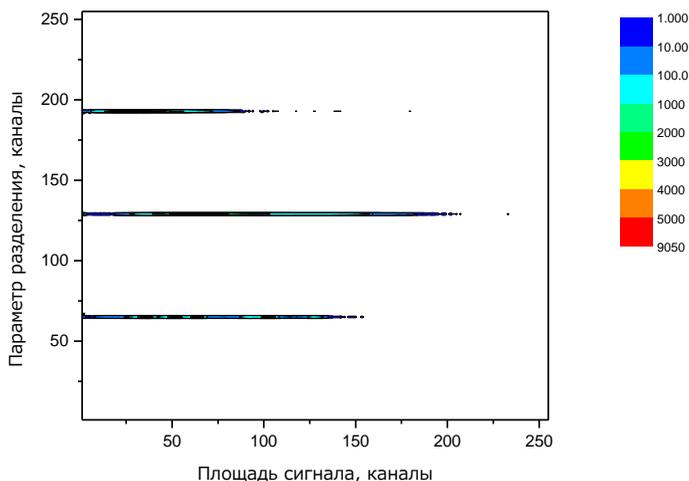


Рис. 1. Двумерный спектр

Литература

1. G.Liu, M.D.Aspinall, X.Ma, M.J.Joyce, An investigation of the digital discrimination of neutrons and γ rays with organic scintillation detectors using an artificial neural network, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, Volume 607, Issue 3, 21 August 2009, Pages 620-628
2. Keras: Deep Learning for humans: [Электронный ресурс], URL:<https://github.com/keras-team/keras>.

МЕТОДИКА ФОТОСЪЕМКИ И ОБРАБОТКИ ИЗОБРАЖЕНИЯ МИКРОЧАСТИЦ ПЫЛЕВОЙ ПЛАЗМЫ И АЭРОЗОЛЬНЫХ ОБЛАКОВ ПРИ КОНТРОВОМ ОСВЕЩЕНИИ

Трошин И.Ю.¹, Смольский В.Н.², Щербачева О.С.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск

При исследовании процессов в пылевой плазме и аэрозольных облаках основным экспериментальным методом является видеосъемка [1,2]. Из-за малых размеров объекта съемки ($1 \div 500$ мкм) для получения контрастного изображения необходимо использовать интенсивный источник подсветки. Как правило, подсветка осуществляется сбоку. В экспериментах с пылевой плазмой [1] для подсветки микрочастиц традиционно используют лазерный «нож» - плоский пучок света толщиной 50-200 мкм.

В данной работе приведены результаты исследования техники съемки и методики обработки изображения микрочастиц при контровом освещении, когда съёмка объекта производится на фоне яркого источника света.

Для тестирования методики использовались штриховые миры и аэрозоли воды. Съёмка производилась скоростной цифровой камерой (размер матрицы 25,6x16 мм, 1280x800 пикселей, размер пикселя 20x20 мкм, объектив F=200 мм, масштаб съемки 1:2,12).

Эксперименты показали, что по при контровом освещении можно существенно уменьшить время экспозиции. При боковой подсветке, варьируя ракурс подсветки, мощность и тип источника, достигнуто минимальное время экспозиции 50 мкс. При контровом освещении нам удавалось, используя маломощные источники света $3 \div 5$ ватта, получать качественное изображение при экспозиции $1 \div 5$ мкс. Уменьшение времени экспозиции позволяет регистрировать микрочастицы, движущиеся с большими скоростями (10 – 50 м/с).

При контрольном освещении изображение оптически прозрачных (например, капель жидкости) и непрозрачных (пылинок) микрочастиц имеют одинаковую контрастность. В отличие от боковой подсветки в изображении отсутствуют блики света с поверхности микрочастиц, что позволяет более точно определять размеры частиц. Для определения размеров использовались интегральные характеристики распределения освещённости в изображении микрочастицы.

Суть метода основана на сохранении интегральных характеристик при размытии изображения, когда объект находится не в плоскости наведения. Если объект находится в плоскости наведения, изображение будет чёткое, интегральная разница сигнала равна площади фигуры на глубину изображения:

$$Int = S * \Delta U,$$

где $\Delta U = U_{фон} - U_{min}$ разность между интенсивностью фона и минимальной интенсивностью для резкого изображения.

Изображения частиц, смещенных от плоскости наведения, получаются размытыми, но при этом интеграл разницы полезного сигнала и фона сохраняется

$$Int = \int \int (U_{фон} - U_{изоб}) dx dy,$$

где $U_{изоб}$ распределение интенсивности в изображении.

Для определения положения регистрируемой микрочастицы относительно плоскости наведения использовались результаты калибровочных измерений зависимости контрастности изображения тестовой миры от ее смещения относительно плоскости наведения объектива фотокамеры. В результате, при обработке снимков можно учесть только частицы, расположенные внутри объема заданной глубины, что позволяет определить концентрацию.

Анализ результатов тестовых экспериментов показывает, что при корректной методике обработки полученных изображений контрольный способ подсветки позволяет получить полный набор информации об ансамбле микрочастиц: координаты и скорости движения частиц, концентрацию и функцию распределения частиц по размеру.

Литература

1. Фортов В.Е., Храпак А.Г., Храпак С.А., Молотков В.И., Петров О.Ф. Пылевая плазма // Успехи физ. наук. 2004. № 5.
2. В. Е. Фортов Плазменно-пылевые кристаллы и жидкости на земле и в космосе // вестник российской академии наук, 2005, том 75, № 11, с. 1012-1027

MECHANICAL DESIGN ISSUES OF A 3 GHz 6-CELL SRF CAVITY

Sokolov D.¹, Bazyl D.², Wolfgang F.O. Müller²

¹NRNU MEPhI, Moscow

²Technische Universität Darmstadt, Darmstadt, Germany

Introduction

Modern particle accelerators used for both fundamental and applied research rely on superconducting radio-frequency niobium cavities to efficiently accelerate charged particle beams [1]. Study is focus on S-DALINAS that is Superconductive Darmstadt electron Linear Accelerator. In order to improve the beam quality, the capture section of the injector linac of the S-DALINAC needs to be upgraded.

Cylindrically symmetric, six-cell cavity is designed to replace the old initial part of the S-DALINAC. The cavity fabrication method most commonly used consists of deep-drawing niobium discs into half-cell cups, which are then joined by electron-beam welding [1].

An important aspect of cavity design is a structural analysis to investigate cavity stiffness needed for tuning system. For this reason, studying of basic mechanical characteristics of the newly developed cavity seems to be quite important.

Background

According to the previous finite element analysis data provided by Dmitry Bazyl, the 2.5 mm constant wall thickness cavity has a 4.6 kN/mm stiffness [2]. It is known that one of the standard manufacturing techniques requires a 1.7 mm wall thickness of the cavity for the electron beam welding regions. In order to investigate the

impact of the weld regions on the cavity rigidity the exciting cavity geometry was modified and studied.

Considered model

The structural analysis of cavities is typically done using finite-element analysis computer software, such as ANSYS in this study. The solid model is prepared using ANSYS DesignModeler (Fig. 1). The model is based on inner surface geometry of the wall obtained from drawings of the cavity developer.

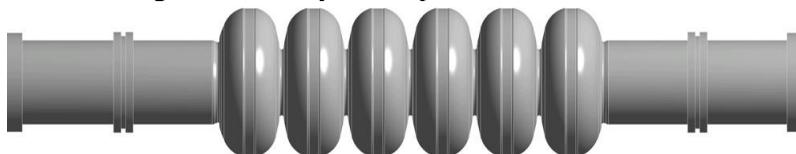


Fig. 1. 3D model of SRF Cavity calculated in the study

Results

The results obtained using ANSYS finite-element analysis demonstrate the significant impact of weld region geometry on cavity stiffness as well as correlation between weld region thickness and cavity stiffness (Fig. 2). The impact of mechanical properties of Niobium on cavity mechanical characteristics was studied. Cavity stiffness values relate to different thickness of weld regions were obtained.



Fig. 2. SRF Cavity deformation under applied load, extra-scaled

References

1. G. Ciovatia, P. Dhakal, J.Matalevich, et al., «Mechanical Properties of Niobium Radio-Frequency Cavities»// Material Science & Engineering A 642 - P. 117, 2015.
2. D. Bazyl, H. De Gerssem, J. Enders, et al., «A 3 GHz SRF Reduced-Beta Cavity for the S-DALINAC»// 9th International Particle Accelerator Conference, - Vancouver, 2018

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ РЕЗОНАНСНОЙ
МОДЕЛИ СВЯЗАННЫХ КАНАЛОВ ДЛЯ
ТЕРМОЯДЕРНОЙ РЕАКЦИИ ${}^3\text{He}(d,p){}^4\text{He}$ И
ПАРАМЕТРОВ РЕЗОНАНСНОГО И ТЕНЕВОГО
ПОЛЮСОВ МНОГЧАСТИЧНОЙ S-МАТРИЦЫ
РАССЕЯНИЯ, ОТВЕЧАЮЩИХ ВТОРОМУ
ВОЗБУЖДЕННОМУ СОСТОЯНИЮ ЯДРА ${}^5\text{Li}$**

*Годес А.И., Шаблов В.Л.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В работе рассматривается аналитический вариант резонансной модели связанных каналов, развитой ранее для реакции ${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$ [1], применительно к термоядерной реакции ${}^3\text{He}(d,p){}^4\text{He}$. В основу этого варианта положено явное выражение для интеграла, входящего в знаменатель брейт-вигнеровского типа в амплитудах бинарных процессов в данной модели, мнимая часть которого задает зависящую от энергии парциальную ширину распада по околопороговому каналу, через логарифмическую производную гамма-функции.

С помощью параметризации сечения реакции ${}^3\text{He}(d,p){}^4\text{He}$ подобраны параметры модели. Составлена программа для определения местоположения полюсов многочастичной S-матрицы в комплексной плоскости импульсов (резонансного, теневого и кулоновских полюсов). Полученные результаты хорошо согласуются с расчетами, основанными на приближении эффективного радиуса [2].

Литература

1. Bogdanova L.N., Hale G.M., Markushin V.E. Analytical structure of S-matrix for the coupled channel problem $d + t \rightarrow n + \alpha$ and the interpretation of the $J^n = \left(\frac{3}{2}\right)^+$ resonance in the ${}^5\text{He}$ // Phys. Rev. C -1991. -v.44. -n.4. - 1289-1295 p.
2. Bosch H.S., Hale G.M. Fusion cross-sections and thermal reactivities // Nuclear Fusion -1992. -v. 32. -№4. - p. 620-622.

3. Каранков Б.М., Мур В. Д., Поздняков С.Г., Попов В.С. Полюса и резонансы в низкоэнергетическом рассеянии заряженных частиц // Ядерная физика - 1991.- т.54.-вып. 2 (8).- с. 400-403.

**ПРЕОБРАЗОВАНИЕ КИНЕТИЧЕСКОЙ ЭНЕРГИИ
ЯДЕРНЫХ ЧАСТИЦ В СВЕТОВОЕ ИЗЛУЧЕНИЕ ПРИ
ВОЗБУЖДЕНИИ ПРОДУКТАМИ ЯДЕРНОЙ РЕАКЦИИ
 ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$**

*Самарханов К.К.¹, Батырбеков Э.Г.², Гордиенко Ю.Н.¹,
Понкратов Ю.В.¹, Тулубаев Е.Ю.¹, Хасенов М.У.¹*

*¹Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан
²НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан*

Прямое преобразование энергии ядерных частиц в энергию оптического излучения открывает новые возможности в получении большого количества световой энергии, в том числе и наиболее совершенной её формы - когерентного света [1]. Такие исключительные особенности источников ядерной энергии, как высокая удельная мощность, компактность, способность эффективно возбуждать и ионизовать большие объемы активных газовых сред при высоких давлениях дают определенные преимущества перед другими традиционными способами возбуждения активных сред и во многом определяют интерес к исследованию преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения. Кроме того, исследование оптического излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, образованной продуктами ядерных реакций, представляет интерес для разработки альтернативного способа вывода энергии из ядерного реактора [2], создания органов контроля и регулирования параметрами ядерных реакторов [3], а также для создания одной из диагностик высокотемпературной плазмы в термоядерных реакторах.

Ядерные источники энергии на основе экзотермических нейтронных ядерных реакций ${}^3\text{He}(n,p)\text{T}$, ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$, ${}^{10}\text{B}(n,\alpha){}^7\text{Li}$, ${}^{235}\text{U}(n,f)\text{F}$ и на основе термоядерных реакций синтеза тяжелых

изотопов водорода являются самыми мощными и энергонасыщенными источниками энергии.

Эффективность преобразования ядерной энергии в энергию светового излучения во многом зависит от выбора активной газовой среды, возбуждаемой продуктами ядерных реакций. Если подобрать соответствующим образом состав газовой среды, то можно обеспечить при этих столкновениях селективное заселение уровней примесного газа, на которых затем может быть получена лазерная генерация.

В филиале ИАЭ НЯЦ РК ведутся работы по исследованию оптического излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, образованной продуктами ядерных реакций ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$. Эксперименты по изучению спектрально-люминесцентных характеристик газовых сред, возбуждаемых продуктами ядерной реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$, проводятся на экспериментальном стенде ЛИАНА в стационарном поле ядерного реактора ИВГ.1М. Из существующих способов возбуждения газовых сред был выбран способ использования поверхностных источников заряженных частиц, а в качестве ядерной реакции была выбрана не использовавшаяся ранее реакция взаимодействия изотопа ${}^6\text{Li}$ с тепловыми нейтронами.

В данной работе представлены результаты экспериментальных исследований спектрально-люминесцентных характеристик плотных газовых сред в диапазоне длин волн от 200 нм до 975 нм при ионизации газовых сред продуктами ядерной реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$.

Литература

1. E.G. Baturbekov, Converting nuclear energy into the energy of coherent optical radiation // *Laser and Particle Beams*,– 2013.
2. А.И. Миськевич. Прямое преобразование ядерной энергии в световое и лазерное излучение: учебное пособие. – М: НИЯУ МИФИ, 2011.
3. M.U. Khasenov, Optical Emission of the Nuclear-Induced Plasmas of Gas Mixtures // *Laser and Particle Beams*,– 2014.

ПРОГРАММНАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ И ТЕСТИРОВАНИЕ МЕТОДИКИ РАСЧЁТА ТЕРМОЭМИССИОННОГО ОХЛАЖДЕНИЯ ГИПЕРЗВУКОВЫХ ЛЕТАТЕЛЬНЫХ АППАРАТОВ

*Приходько А.А., Бобровский Т.Л., Дзугоева Э.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью работы является решение следующих задач:

- изучение конструкции и методов расчёта систем термоэмиссионного охлаждения (СТО) элементов конструкции гиперзвуковых летательного аппарата (ГЛА);
- численная и программная реализация указанных методов;
- тестирование созданных программ;
- включение программ в базу знаний информационно-моделирующей системы «ЯДРО», предназначенной для организации вариантных проектных расчётов и для поддержки принятия решений в области космической ядерной энергетики [1-2].

В данной работе рассмотрена концепция термоэмиссионной тепловой защиты (ТЭТЗ), при которой ГЛА подобно схеме "АЯКС" рассматривается в качестве открытой термодинамической системы, но в основе тепловой защиты лежит явление термоэлектронной эмиссии - один из способов преобразования тепловой энергии в электрическую.

В процессе термоэлектронной эмиссии электроны, имеющие достаточную энергию, могут преодолеть потенциальный барьер и покинуть катод. При этом катод будет обеднен высокоэнергетичными электронами, температура катода понизится. Таким образом, термоэлектронная эмиссия может быть использована для охлаждения.

Для достижения поставленной цели в работе решены следующие задачи:

- изучены физические основы и конструктивные решения систем термоэмиссионного охлаждения (СТО) элементов ЛА;
- выполнена численная реализация и алгоритмизация методик;

- программная реализация методик выполнена в среде ИМС «Ядро»;
- разработана схема базы данных для хранения исходных и расчётных параметров созданной программы;
- изучена организация вариантных проектных расчётов в среде ИМС «Ядро»;
- изучены принципы организации баз данных в ИМС «Ядро»;
- на основе открытых источников по конструктивным параметрам СТО элементов ЛА заполнена база исходных тестовых данных;
- проведено тестирование созданных программных модулей, подтверждена их работоспособность.

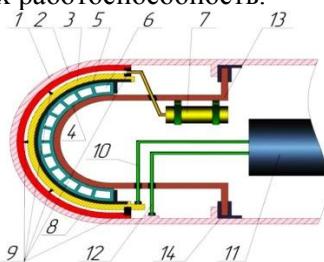


Рис. 1. Схема ТЭТЗ

1 - внешняя оболочка; 2 - эмиссионный слой (вольфрам); 3 - анод(ниобий); 4 -система охлаждения; 5 - анодная изоляция; 6 - каналы охлаждения; 7 - источник паров цезия; 8 - межэлектродный зазор; 9 - дистанциаторы ;10 - токовывод; 11 - потребитель электроэнергии; 12 токоввод; 13 - кронштейн; 14 - изолирующая прокладка

Литература

1. Юферов А.Г., Кашкаров А.В., Павлов К.А. Информационно-моделирующая система для поддержки принятия решений в области космической ядерной энергетики. Препринт 2504, 1996. – 12с.
2. Юферов А.Г., Павлов К.А., Зацерковный С.П. Разработка информационных систем для задач планирования и принятия решений в области космической ядерной энергетики. Избранные труды ФЭИ - 1997. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. - 218с.

МЕТОДОЛОГИЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СКОРОСТИ ИСПАРЕНИЯ ЛИТИЯ ИЗ ДИВЕРТОРНОГО ЭЛЕМЕНТА ТОКАМАКА КТМ, ОСНОВАННАЯ НА ОПТИЧЕСКОЙ СПЕКТРОСКОПИИ

*Карамбаева И.С., Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Скаков М.К.
Филиал ИАЭ РГП НИЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан*

К настоящему моменту на действующих в мире токамаках и термоядерных установках, таких как Т-11М (Троицк, Россия), FTU (Фраскати, Италия), NSTX (Принстон, США), EAST (Хэфэй, Китай), Т-10 (Москва, Россия), на стеллараторе TJ-II (Барселона, Испания) проводятся исследования, где в качестве обращенного к плазме материала используется жидкий литий и литиевые капиллярно-пористые системы (КПС). Результаты этих исследований были неоднократно опубликованы в ведущих мировых научных изданиях [1, 2].

В свою очередь Казахстан не является исключением в этой области исследований, так в Национальном ядерном центре Республики Казахстан в связи с вводом в эксплуатацию исследовательского материаловедческого токамака КТМ ведутся работы по созданию литиевых устройств для термоядерных реакторов и исследуется возможность применения этих устройств в качестве внутрикамерных элементов [3]. На данный момент проводятся исследовательские работы по испытанию макета литиевого дивертора (МЛД), который будет использоваться в токамаке КТМ, как один из сменных сегментов приемного диверторного устройства. Целью испытаний является определение рабочих параметров МЛД при различных режимах эксплуатации токамака КТМ.

В данной работе представлены предварительные результаты разработки способа определения скорости испарения лития из диверторного элемента токамака КТМ методом оптической спектроскопии. Данный метод основан на регистрации характерных спектральных линий люминесценции паров лития и плазмообразующих газов (изотопов водорода), возбуждаемых в процессе ионизации в вакуумной камере токамака. В работе

описывается метод спектрального анализа и его применение ; аппаратурная база для реализации метода оптической спектроскопии на токамаке КТМ; методический эксперимент, проведенный на реакторе ИВГ.1М, и приведены его результаты. Также сделан вывод о том, что применение диагностики, основанной на методе оптической спектроскопии, особенно перспективен, так как является бесконтактным и слабо зависит от сильных магнитных полей, характерных для плазмо-физических установок в режиме разряда.

Работы выполнялись в рамках научно-технической программы ««Научно-техническое обеспечение экспериментальных исследований на казахстанском материаловедческом токамаке КТМ»».

Литература

1. Zharkov, M.Yu. Development of Lithium CPS Based Limiters for Realization of a Concept of Closed Lithium Circulation Loop in Tokamak / M.Yu. Zharkov [et al.] // Physics Procedia. – 2015. – Vol. 71.– P. 47-51.

2. Chen, Zhaoxi Preliminary design and performance study of EAST liquid lithium limiter based on CPS / Zhaoxi Chen [et al.] // Fusion Engineering and Design.– 11 November, 2014.– Vol. 89.– P. 2685-2690.

3. Zaurbekova, Zh. Determination of tritium generation and release parameters at lithium CPS under neutron irradiation / Zh. Zaurbekova, [et al.]// Book of Abstracts of 12th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, 2015, Jeju, Korea.– P. 153.

ЛАЗЕРЫ УЛЬТРАКОРОТКИХ ИМПУЛЬСОВ: ПРИМЕНЕНИЕ В НАУКЕ, ТЕХНИКЕ И МЕДИЦИНЕ

*Щербачева О.С., Язвинский Н.Ю., Трошин И.Ю.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Лазеры ультракоротких импульсов (УКИ) обладают рядом уникальных характеристик, благодаря которым они нашли применение в обширных областях науки, техники и медицины.

Отличительные особенности лазеров УКИ: концентрация энергии в предельно малом временном и пространственном интервалах, сравнимая с концентрацией энергии при ядерном взрыве; возможность достижения огромных значений пиковой мощности в импульсе; компактность.

Генерация ультракоротких импульсов осуществляется методами модуляции добротности и синхронизации мод. Метод синхронизации мод позволяет получать импульсы с предельно малой длительностью. Суть метода заключается в формировании большого числа продольных мод с определенными фазовыми согласованиями.

Особенностью усиления УКИ является возникновение нелинейных эффектов. Данные эффекты ограничивают усиление.

Для преодоления ограничения был предложен новый метод усиления – chirped pulse amplification (CPA). Метод позволил достичь пиковых мощностей порядка тераватт на установках, помещающихся на оптических столах.



Рис. 1. Тераваттная фемтосекундная титан-сапфировая лазерная система AVET-10

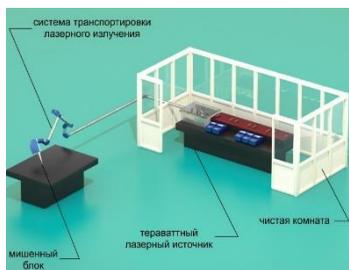


Рис. 2. Медицинская установка с фемтосекундной лазерной системой

Если на начальных этапах лазеры УКИ использовались для фундаментальных исследований, то в настоящее время они применяются для решения множества прикладных задач.

Вследствие широкого применения лазеров УКИ в науке, ограничимся перечислением направлений, по которым сейчас ведутся исследования: рентгеновское излучение плазмы, неидеальная лазерная плазма, неравновесный нагрев электронов и решетки в металлах, генерация ударных волн, лазерное ускорение ионов.

Наряду с фундаментальными исследованиями лазеры УКИ используются для прецизионной обработки материалов, разделения изотопов, контроля элементов микроэлектроники.

Тераваттная фемтосекундная титан-сапфировая лазерная система АVEТ-10), представленная на рис. 1, позволяет проводить указанные работы.

Важную роль фемтосекундные лазеры играют в медицине и биологии. Предполагается, что использование фемтосекундных лазеров для облучения раковых опухолей поможет осуществить: получение остронаправленного высокоинтенсивного пучка частиц, генерацию частиц непосредственно на поверхности опухоли; создаст возможность генерации в рамках одного комплекса различных частиц и возможность повышения терапевтического эффекта за счёт импульсного воздействия. Также фемтосекундные лазеры позволят минимизировать массогабаритные характеристики лазерной установки в сравнении с традиционными энергоисточниками (рис. 2).

Литература

1. П. Г. Крюков, Лазеры ультракоротких импульсов – «Квантовая электроника», 2001.

2. Ашитков С. И. Сверхкороткие лазерные импульсы в науке и технике.

ПРИМЕНЕНИЕ СТЕНДА ВЧГ-135 ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ПРОТОТИПА КОРИУМА

Кукушкин И.М., Бакланов В.В., Букина О.С., Гречаник А.Д., Бакланова Ю.Ю., Барбатенков Р.К.
Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатова, Республика Казахстан

В Институте атомной энергии РГП НЯЦ РК выполняются работы в рамках научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» по теме «Изучение свойств прототипа кориума различных составов».

Под кориумом здесь понимается сплав топливных и конструкционных материалов, образующийся в процессе тяжелой аварии на ядерном реакторе. Классификация состава и свойств кориума, выявление факторов, определяющих основные требования к обеспечению систем безопасности ядерных энергетических установок (ЯЭУ), являются востребованными параметрами для пополнения баз данных математических расчетных кодов, позволяющих прогнозировать варианты развития аварий.

Целью работы является разработка методов получения затвердевших прототипов оксидно-металлического кориума энергетических реакторов.

Инструментом, применяемым для достижения поставленной цели, является стенд индукционного нагрева ВЧГ-135, который позволяет осуществлять:

- 1) управляемый нагрев образцов материала до высокой температуры ($\leq 3000^{\circ}\text{C}$) и получать расплавы топливных и конструкционных материалов ЯЭУ в «горячем» тигле;
- 2) контроль и регистрацию температуры экспериментальной сборки с помощью контактных (термопары) и бесконтактных (пирометры) средств измерений, что делает возможным фиксирование температуры фазового перехода исследуемого сплава;
- 3) контроль и регистрацию давления в объеме рабочей камеры;
- 4) моделирование высокотемпературного (до 3000°C) взаимодействия кориума с перспективными конструкционными

материалами для систем локализации ЯЭУ (жертвенные, жаропрочные и др.) и сравнение степени их взаимодействия при идентичных условиях эксперимента для прогнозирования течения аварии.

В рамках данной работы представлена методика получения затвердевших слитков модельного кориума на стенде ВЧГ-135 с варьируемыми параметрами, отвечающими различным стадиям или сценариям развития тяжелой аварии.

Прототип кориума, полученный на стенде, классифицируется как по составу, так и по степени окисленности. В качестве компонентов шихты для получения имитатора расплава активной зоны в исследовательских экспериментах используются таблетки обедненного диоксида урана, высокодисперсный порошок диоксида циркония, фрагменты трубки ТВЭЛа из сплава Э110 и/или иодидного циркония, материал поглотителя - В₄С и др.

Экспериментальная сборка, размещенная в индукторе рабочей камеры стенда, представляет собой теплоизолированный графитовый тигель с двумя плавильными объемами и закрепленными на тигле термопарами. Такая конструкция тигля позволяет одновременно в одинаковых условиях производить нагрев и плавление двух, отличающихся по составу композиций. При наличии в одной ячейке экспериментальной сборки кориума, а в другой - эталонного образца с известными теплофизическими свойствами (UO₂, Al₂O₃ и др.), существует возможность измерить температуры фазовых переходов кориума.

В качестве основных средств измерения температуры в экспериментах используются вольфрам-рениевые термопары и пирометры DES-1600-50-2800, MIKRON M770S, IMPAC IS 140-TV и SensorTherm METIS M3. Пирометр IMPAC IS 140-TV оснащен видеокамерой, которая дает дополнительную возможность визуализировать процессы, происходящие в экспериментальной ячейке.

В работе работ были определены критерии подбора и соотношения компонентов шихты кориума, разработан метод нагрева исходных компонентов для получения сплава и метод опре-

деления температур фазовых переходов исследуемого состава кориума.

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТОПЛИВА ИМПУЛЬСНОГО ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА

Бакланова Ю.Ю.^{1,2}, Букина О.С.^{1,2}, Ситников А.А.²

¹ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

²АлтГТУ им. И.И. Ползунова, г. Барнаул

Один из двух существующих в мире импульсных уран–графитовых реакторов на тепловых нейтронах — реактор ИГР, построенный в 1960 году на Семипалатинском полигоне по инициативе И.В. Курчатова. ИГР по сей день является уникальным источником нейтронного и гамма-излучения, отличающимся высокой динамикой изменения мощности.

В качестве топлива реактора ИГР с 1968 года используется графит с импрегнированным в него ураном с обогащением 90 % по изотопу ^{235}U . Современные условия эксплуатации реакторов требуют прекратить использование высокообогащенного урана (ВОУ) в качестве топлива в исследовательских реакторах. В связи с этим проведен ряд материаловедческих исследований для реализации конверсии реактора ИГР на низкообогащенное урановое топливо (НОУ).

Материаловедческие исследования проводились с целью определения свойств необлученного топлива ВОУ, имеющих значение для транспортировки топлива и его последующего разбавления. Исследования НОУ топлива, проводились с целью получения информации о свойствах для сравнения со свойствами ВОУ топлива.

Определение структурно-фазового состояния материала - один из ключевых пунктов в материаловедческих исследованиях материала топлива реактора ИГР. Литературный обзор выявил отсутствие нормативно-технической документации, регламентирующей требования к структурным характеристикам графита уран-графитового топлива и, соответственно к использо-

ванию методов рентгеноструктурного анализа для определения структурных характеристик графитов.

В лаборатории испытаний конструкционных и топливных материалов филиала «Института атомной энергии» РГП НЯЦ РК была сформирована и применена методика исследования рентгеноструктурных характеристик. В разработанной методике на данный момент наиболее полно отработаны вопросы определения таких известных структурных характеристик графита как межслоевое расстояние d_c , степень графитации ϕ , рентгеновская плотность материала γ_r и преимущественной ориентации базисных плоскостей графита в материале топлива реактора ИГР. Основой методики является получение точных значений межплоскостных расстояний d_c , рассчитанных по линиям (002) и (004) за счет использования внутреннего стандарта для устранения эффектов прозрачности графита для рентгеновского излучения.

Структурные параметры определялись по дифрактограммам порошковых и компактных образцов необлученного топлива реактора ИГР. Дифрактограммы получены на рентгеновском дифрактометре “Empyrean” в режиме сканирующего линейного детектора. Обработка дифрактограмм производилась посредством ПО “High Score”. Для достижения максимального соответствия расчетного профиля экспериментальной дифрактограмме использовалась асимметричная функция Псевдо-Фойгта.

На основании полученных результатов были сделаны следующие выводы:

1. Определено наличие текстуры, соответствующей одноосному прессованию. В блоке ВОУ топлива оно соответствует направлению параллельному торцу блока. В блоке НОУ топлива – в направлении одной из граней.

2. Фазовый анализ образцов элементов ВОУ топлива выявил в основе наличие 2-х компонентов - гексагональных фаз графита - с явно отличающимися структурными характеристиками. Характеристики одного из компонент ВОУ топлива: высокая степень графитации: $\sim 0,9$ отн.ед., степень кристалличности: $c \sim 0,6725$ нм. Второй компонент графита ВОУ имеет низкую сте-

пень графитации $\sim 0,6$ отн. ед. и степень кристалличности $s \sim 0,6783$ нм.

3. Фазовый анализ компактных и порошковых образцов НОУ топлива выявил наличие двух фаз: гексагональный α -графит и диоксид урана (кубическая сингония). Оценка содержания этих фаз соответственно около 97 % и 3 %.

4. Графит НОУ топлива имеет следующие структурные характеристики: величина степени графитации $\sim 0,9$ отн.ед., степень кристалличности $s \sim 0,6724$ нм.

ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЙ МЕТОД КОНТРОЛЯ ХАРАКТЕРИСТИК ЛАЗЕРНЫХ ЖИДКОСТЕЙ

*Дитятьева С.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Работа посвящена люминесцентному методу контроля и анализу спектрально-люминесцентных характеристик Nd^{3+} и Yb^{3+} в апротонных неорганических жидкостях и оценке возможностей ее использования в качестве активной среды жидкостных лазеров с диодной накачкой [1].

С помощью τ -метра была освоена методика измерения времени жизни метастабильных уровней лантанидов в растворах различного состава, получение экспериментальных данных новых жидких сред, обработка и анализ полученных результатов и затем выявление закономерности изменения свойств растворов $\text{POCl}_3\text{-MCl}_x$ кислот Льюиса, активированных Nd^{3+} и Yb^{3+} [2].

Литература

1. Г.В. Тихонов, А.С. Бабкин, Е.А. Серегина, А.А. Серегин. Неорганические апротонные жидкости, активированные Yb^{3+} , для лазеров с диодной накачкой // Неорганические материалы. 2017. Т. 53. № 10. С. 1122-1128.
2. Г.В. Тихонов, Е.А. Серегина, А.А. Серегин. Спектрально-люминесцентные характеристики трёхвалентных ионов лантанидов в неорганическом растворителе $\text{POCl}_3\text{-SnCl}_4$ // Оптика и спектроскопия. 2014. Т. 116. № 3. С. 469-485.

СЕКЦИЯ IV
КОНТРОЛЬ, УПРАВЛЕНИЕ И ДИАГНОСТИКА
ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И ПРОМЫШЛЕННЫХ
ОБЪЕКТОВ

ПРИМЕНЕНИЕ ВИРТУАЛЬНОЙ РЕАЛЬНОСТИ В
МОДЕЛИРОВАНИИ РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ
НА ПРИМЕРЕ УРАН–ГРАФИТОФЕЙ
ПОДКРИТИЧЕСКОЙ СБОРКИ

*Задеба Е.А., Кирюхин П.К., Пугачев П.А., Романенко В.И.,
Сальдилов И.С., Тихомиров Г.В., Щербаков А.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*

Моделирование реакторных экспериментов играет важную роль в подготовке молодых специалистов, изучающих физику ядерных реакторов. Поскольку не все студенты имеют доступ к реальным экспериментальным установкам, актуальной задачей является реализация симуляции реакторного эксперимента посредством виртуальной реальности. Данный подход позволяет повысить эффективность образовательного процесса и даже расширить возможности экспериментальных установок за счет моделирования физических процессов.

В лаборатории виртуальной реальности Института ядерной физики и технологий НИЯУ МИФИ была разработана виртуальная лабораторная работа «Экспериментальное определение материального параметра уран-графитовой решетки», которая проводится с помощью виртуальной реальности. Прототипом данной работы послужила одноименная реальная лабораторная работа, входящая в курс «Экспериментальная реакторная физика» [1].

В процессе разработки виртуальной лабораторной работы был создан виртуальный двойник уран-графитового подкритического стенда, находящегося в НИЯУ МИФИ. Были точно воспроизведены размеры и форма установки, и произведен расчет нейтронных полей методом Монте-Карло.

Разработка виртуальной лабораторной работы производилась в среде разработки интерактивных приложений Unreal Engine 4 [2]. 3D-модели лабораторного стенда и окружения были созданы с помощью программы Компас-3D, далее были обработаны с помощью программы для работы с трехмерной графикой 3DS MAX и экспортированы в среду Unreal Engine 4. Снимок экрана, демонстрирующий процесс выполнения лабораторной работы, представлен на рисунке 1.

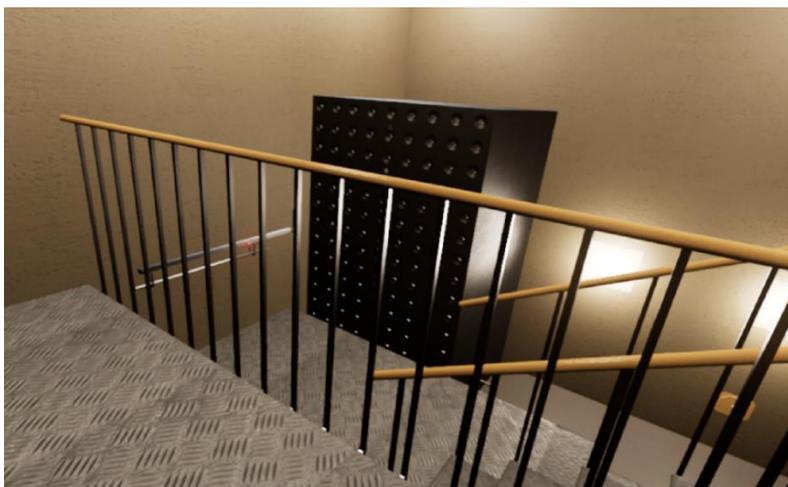


Рис. 1. Общий вид уран-графитовой подкритической сборки

Средства виртуальной реальности позволяют добиться глубокого погружения студентов в процесс проведения симуляции реакторного эксперимента, что благотворно сказывается на усвоении ими учебной программы.

Литература

1. Смирнов В.Е. Нейтронно-физические процессы в размножающих средах: Лабораторный практикум. М.: МИФИ, 2008.
2. J. Plowman «3D game design with Unreal Engine 4 and Blender: combine the powerful UE4 with Blender to create visually appealing and comprehensive game environments» - Birmingham, Packt Publishing Ltd., 2016

БЕЗЫНЕРЦИОННЫЙ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ДАТЧИК ТЕМПЕРАТУРЫ ДЛЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ И ИЗМЕРЕНИЯ ОТКЛОНЕНИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ ОТ ВЕРТИКАЛИ КАНАЛЬНЫХ РЕАКТОРОВ

*Тетеревёнков Д.А, Минин С.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Цель работы – повышение безопасности ядерных энергетических установок, продление срока службы графитовых блоков и технологических каналов с помощью критериев управления по измерению отклонений технологических каналов от вертикали, контроль состояния конструкционных материалов и разработка критериев проведения системного анализа, учтя сложные условия эксплуатации ядерной установки.

Проблема в том, что под действием радиационного облучения и температуры в процессе длительной работы канального ядерного реактора, происходит изменение физических свойств металла и графита [1]. Канальные трубы претерпевают деформацию. Диаметр каналов увеличивается. Разбухание графита под действием облучения приводит к уменьшению диаметра графитовой ячейки. В результате зазор между каналом и графитовой ячейкой уменьшается вплоть до полного обжатия и заклинивания канала [2].

Система предназначена для контроля искривления и диаметра ячеек графитовой кладки реакторов в двух, взаимно перпендикулярных плоскостях, в процессе проведения планово-профилактических и капитальных ремонтов.

В работе приведены результаты экспериментальных исследований, которые были проведены на стенде, при помощи оборудования (ультразвуковой датчик, инклинометр, дефектоскоп УД2-12, АЦП, ПК, оптический квадрант, штангенциркуль). Изучено поведение трансформаторного масла и воды в диагностическом оборудовании, при влиянии внешних условий. Измеряя углы положения датчиков относительно уровня, сделаны выводы по их поведению в ТК.

Была проанализирована температура в АЗ по высоте канала во время работы системы. Детально рассмотрена работа СГК (сборных групповых коллекторов) и РГК (раздаточных групповых коллекторов), а также действие задвижек коллекторов. Рассмотрена работа ёмкостей охлаждения, которые служат для поддержания температуры в канале. Из исследований было получено, что в идеале, температура в канале при диагностики должна составлять 80°С, но в действительности по высоте канала это не так. По этой причине был внедрен в систему безынерционный ультразвуковой датчик, служащий для более точного измерения температуры в жидкости диагностического оборудования.

Благодаря точным данным о температуре оборудования, персонал АЭС будет иметь лучшее представление о состоянии графитовой кладки и технологического канала, минимально подвергая себя облучению.

Литература

1. Трофимов А.И., Минин С.И., Каленишин М.Г., Нахабов А.В. Автоматизированная система контроля геометрических параметров графитовых ячеек реакторов ЭП-6 Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 3. – с. 20–23.

2. Трофимов А.И. Ультразвуковые системы контроля искривлений технологических каналов ядерных реакторов. / М.: Энергоатомиздат, 1994.

3. Трофимов А.И., Егупов Н.Д. Приборы и системы контроля ядерных энергетических установок: учеб. Пособие – М. Энергоатомиздат, 1999.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДОВ АНАЛИЗА ДАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТА ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ ДЛЯ РЕАКТОРА ВВР-Ц

*Ле Хоанг Зань, Нахабов А.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Реактор ВВР-ц является исследовательским водо-водяным реактором целевого назначения с постоянным потоком нейтронов мощностью 15 МВт и эксплуатируется в филиале АО “НИФХИ им. Л.Я. Карпова” (г. Обнинск). Реактор ВВР-ц был пущен в эксплуатацию в 1964 г. Он является двухконтурным реактором гетерогенного типа, в котором теплоносителем первого контура и замедлителем является обессоленная вода.

Важной задачей в процессе эксплуатации реактора является расчет запаса реактивности для различных вариантов начальной загрузки активной зоны с точки зрения выгорания топлива.

Данная работа посвящена изучению возможности применения современных эффективных методов анализа данных для предсказания запаса реактивности на основании информации о загрузке активной зоны. Для обучения алгоритма предлагается использовать модельные данные, полученные с помощью расчетного кода SERPENT.

Литература

1. Кочнов О.Ю., Лукин Н.Д., Аверин Л.В. Реактор ВВР-ц: опыт эксплуатации и перспективы развития // Ядерная и радиационная безопасность, № 1, 2008, С.18-25

ПРИМЕНЕНИЕ АЛГОРИТМОВ МАШИННОГО ОБУЧЕНИЯ ДЛЯ РЕШЕНИЯ РЕСУРСОЕМКИХ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ ЗАДАЧ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

*Легчиков Д.К., Белявцев И.П., Старков С.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Существует огромный класс вычислительных задач из разных предметных областей, которые не могут быть решены классическими алгоритмами за приемлемое время. Для достижения результата используются различные эвристические подходы, такие как стохастический и регрессионный анализы, которые в свою очередь также требуют значительных временных и вычислительных ресурсов.

В атомной промышленности большое количество задач требующих вычислительного моделирования. Как правило задачи моделирования относятся к классу задач с нелинейно растущей скоростью вычислительной сложности. В случае если моделирование превышает линейную скорость роста от размера входных данных то разумно заменить его аппроксимацией. На основе результатов моделирования согласно обобщенной аппроксимационной теореме можно построить искусственную нейронную сеть (ИНС) аппроксимирующую целевую функцию с любой заданной наперед точностью [1].

Один из способов машинного обучения - обучение с учителем. Процесс обучения сводится к последовательному предъявлению на вход модели входного вектора из обучающего набора данных, получения результата, сравнения полученного результата с ожидаемым и последующую корректировку весов модели в соответствии с полученным значением ошибки. Наиболее часто для обучения используется алгоритм градиентного спуска.

Обучающий набор данных составляется исходя из специфики задачи. Рассмотрим такой набор на примере задачи перегрузки реактора ВВР-ц. Была создана ИНС для аппроксимации запаса реактивности. Для обучения ИНС использовалось 34 различных конфигураций реактора (выгорание ТВС, положения

СУЗ) и для каждой конфигурации рассчитано значение запаса реактивности с помощью прецезионной стохастической модели. Из полученного набора данных была сформирована обучающая выборка (25 конфигураций) и тестовая выборка (9 конфигураций). Используя ИНС обученную на таком наборе данных удалось успешно аппроксимировать запас реактивности реактора ВВР-ц с относительной погрешностью 3% [2]. В показанном подходе скорость обучения линейно зависит от размера обучающей выборки, а и итоговая скорость аппроксимации постоянна.

Класс задач связанный с моделированием процесса перезагрузки реактора также может быть сформулирован в контексте задачи аппроксимации. Перегрузка реактора - процесс замещения отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) на новые. Для улучшения равномерности нейтронного потока внутри реактора необходимо менять расположение ТВС с учетом степени выгорания. Как упоминалось выше, аппроксимация запаса реактивности реактора является локальной задачей процесса перегрузки реактора. Требуется оптимизация процесса в целом. Для этого необходимо реализовать оптимальную стратегию перегрузки.

Современный реактор ВВЭР-1000 имеет 163 ТВС поэтому для нахождения оптимальной стратегии перезагрузки полным перебором требуется оценить порядка 163! возможных конфигураций активной зоны. Задача сводится к перебору и оценке каждой конфигурации, что даже по меркам современных вычислительных систем сложная оптимизационная задача.

Общий подход для решения таких задач сводится к двум шагам:

1. Формальное описание процесса как иерархического автомата;
2. Обучение ИНС для прогнозирования следующего состояния процесса;

Заменим классический алгоритм поиска интеллектуальным агентом, в основе которого будет лежать искусственная нейронная сеть. На вход сети подается текущее состояние процесса, на выходе нейронная сеть предсказывает следующее со-

стояние процесса, в которое необходимо перейти из текущего для достижения кратчайшей последовательности, которая приведет в конечное состояние. При этом перебора всех возможных состояний не совершается. ИНС обучается алгоритмом обратного распространения ошибки.

В рамках данной работы был продемонстрирован общий подход к замене трудозатратных вычислительных алгоритмов на аппроксимации, основанные на искусственных нейронных сетях. Используя такую стратегию с применением алгоритмов машинного обучения можно избежать экспоненциального роста сложности вычислений при поиске оптимальной последовательности шагов для перегрузки реактора. Такой подход может быть применен к широкому кругу задач в атомной промышленности которые требуют не только моделирования, но и последующей оптимизации.

Литература

1. Горбань А. Н. Обобщенная аппроксимационная теорема и вычислительные возможности нейронных сетей. // Сибирский журнал вычислительной математики. – 1998. – Т. 1. – №1. – С. 12–24.
2. И.П. Белявцев, С.О. Старков. Программный комплекс оценки запаса реактивности реактора ВВР-ц. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. - 2014. - №4. - с1-2-110.

ПРИМЕНЕНИЕ ЦЕЗИЕВОГО АТОМНОГО МАГНИТОМЕТРА ПРИ НЕИНВАЗИВНОЙ ДЕФЕКТОСКОПИИ

*Карельский И.Д., Ханбиков Р.З.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград*

Качественный неразрушающий контроль трубопроводов и металлоконструкций является важной и открытой задачей для различных отраслей промышленности, и в особенности для атомной. В любом металлическом изделии могут иметь место

различные дефекты. Часто для проверки качества изделия или сварного шва используют опасная и дорогостоящая рентгенография. Также свое применение нашли методы ультразвуковой дефектоскопии, акустической эмиссии, электромагнитного контроля. Однако, такие методы являются инвазивными, то есть требуют прямого доступа к поверхности проверяемого объекта. К тому же, не всегда представляется возможным осуществить такой доступ, например из-за изоляционных слоев. Одним из решений данной задачи является вихретоковый контроль.

Вихретоковое тестирование является методом неразрушающего контроля для выявления трещин и усталостных повреждений в металлических объектах. Он основан на генерации вихревых токов с помощью осциллирующего магнитного поля, называемого первичным, «радиочастотным полем», в интересующем объекте и на обнаружении магнитного поля, создаваемого этими вихревыми токами, называемого вторичным. Измерения с последующими изменениями области тестирования позволяют затем восстановить изображение объекта в виде карты проводимости. В случае тестирования ферромагнитных металлических объектов, обладающих относительно высокой проницаемостью и низкой проводимостью, вторичное поле возникает из осциллирующей локальной намагниченности, вызванной первичным полем, а не из вихревых токов.

В данной работе для реализации данного метода контроля рассматривается применение цезиевого атомного магнитометра. Перечислим ключевые особенности установки. Обнаружение вторичного поля выполняется с помощью стеклянной емкости с покрытием из парафина, содержащей пары цезия. Атомы накачиваются лазерным лучом с круговой поляризацией, распространяющимся вдоль магнитного поля смещения. Наложение первичного и вторичного полей изменяет это движение, которое регистрируется линейно поляризованным лучом, распространяющимся ортогонально к магнитному полю смещения. Для активной и пассивной компенсации окружающего магнитного поля и для регулирования направления и силы магнитного поля смещения используются три пары взаимно ортогональных квадратных катушек Гельмгольца. Это избавляет от значитель-

ного уширения резонансного профиля из-за медленных частотных дрейфов магнитного поля окружающей среды. При исследовании было отмечено, что изменение амплитуды радиочастотного поля, наблюдаемое в немагнитном, высокопроводящем образце, например в алюминии, имеет противоположный знак. Это указывает на то, что сигналы этого случая и случая с исследованием ферромагнитных образцов имеют различное происхождение. Если для первого основной вклад вносится исключительно вихревыми токами, то для второго – имеют место эффекты, создаваемые намагниченностью образцов переменным током, индуцированного радиочастотным полем.

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА СНЯТИЯ ОСТАТОЧНЫХ МЕХАНИЧЕСКИХ НАПРЯЖЕНИЙ МЕТОДОМ УЛЬТРАЗВУКОВОГО НАКЛЕПА В СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЯХ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС

*Чулков Д.И., Макарова Е.А, Минин С.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Как известно, для соединения между собой всех устройств и агрегатов ЯЭУ требуется большое количество трубопроводов. Общая протяженность всех трубопроводов АЭС составляет около сотни километров. Стоимость трубопроводов может достигать 10% от стоимости всей станции [1].

Трубопроводы атомной станции подвержены различным разрушающим факторам: высокое давление внутри трубопроводов, вибрации, ионизационное излучение, высокая температура и т.д. При разрушении особо ответственных трубопроводов безопасная эксплуатация атомной станции оказывается под угрозой. Для проведения дорогостоящих ремонтных работ необходима полная остановка ядерного реактора, что, в свою очередь, влечет к большим финансовым затратам.

Все выше перечисленные факторы свидетельствуют о том, что необходимо выполнять целый комплекс процедур, направленных на обеспечение увеличения надежности трубопроводов АЭС, а конкретно их сварных соединений, так как именно они,

в виду особенностей технологического процесса, подвержены наибольшему разрушению из-за возникновения в них остаточных напряжений и остаточных деформаций при сварке. К тому же во время эксплуатации эксплуатационные напряжения будут складываться с остаточными напряжениями, что может привести к превышению предела прочности металла и вызвать образование трещин [2].

В рамках магистерской диссертации была разработана система, позволяющая в автоматизированном режиме производить снятие остаточных механических напряжений в сварных соединениях.

Принцип работы системы основан на том, что благодаря ультразвуковым колебаниям на торце акустического ультразвукового волновода происходит изменение кристаллической структуры металла при его пластическом деформировании. В сварном соединении это позволяет снять остаточные напряжения за счет того, что дислокациям передаётся энергия, необходимая для того, чтобы они вернулись в исходное состояние после деформации [3].

На рисунке 1 представлена 3D-модель одного из возможных вариантов конструкции подвижного механизма системы.

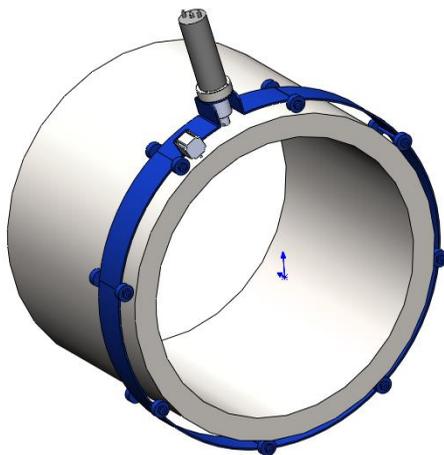


Рис. 1. 3D-модель одного из вариантов конструкции подвижного механизма системы

Работа выполнена при поддержке Фонда содействия развитию малых форм предприятий в научно-технической сфере в рамках проекта «УМНИК».

Литература

1. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции: Учебник для вузов. - Изд. 5-е. - М.: ИздАТ, 1994. - 289 с.;
2. Минин, С. И. Автоматизированная ультразвуковая система контроля напряженного состояния основного металла и сварных соединений циркуляционных трубопроводов ЯЭУ на основе эффекта акустоупругости Дис. ... канд. техн. наук : Обнинск, 2005;
3. Трофимов А.И. Физические основы ультразвукового метода снятия остаточных напряжений в сварных соединениях металлов и сплавов. – М.: Энергоатомиздат, 2009. 239 с.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ РАДИОГРАФИЧЕСКОГО И ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ОБРАЗЦОВ ИЗ СТАЛЕЙ

*Алвахеба А.И.¹, Бекетов В. Г.², Иванов О.В.³, Иванова Т.Е.³,
Сурин В.И.¹*

¹НИЯУ МИФИ, г. Москва

²ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгоград

³ООО «Техноскан», г. Волгоград

Приводятся результаты комплексного исследования специально приготовленных контрольных сварных соединений (КСС) методами радиографического и электрофизического контроля (ЭФК). При измерениях использовалась мобильная информационно-измерительная система, размещенная на ноутбуке Asus X554L, разработанная в лаборатории *ElphysLAB* НИЯУ МИФИ [1,2]. Радиографическое исследование КСС выполнено в испытательной лаборатории ООО «Техноскан» (г. Волгоград) по методике контроля ПНАЭ Г-7-017-89. Оценка качества КСС проведена по методике ПНАЭ Г-7-010-89.

В сварные соединения искусственно введены такие структурные неоднородности, как: несплавление корня шва, непровар корня шва, несплавление по разделке шва, скопление пор, отдельные крупные поры и другие. Главной задачей, поставленной в работе, было сравнение результатов, полученных методами радиографии и сканирующей контактной потенциометрии.

Для этого были проведены испытания стальных образцов как под нагрузкой (с использованием универсальной испытательной машины Р-10М-авто и гидравлического испытательного пресса ИП-500М-авто), так и без нагрузки при комнатной температуре. Модельные сварные соединения изготовлены из стали 20, СтЗсп, 09Г2С и 12Х18Н10Т.

Литература

1. Surin V. New potential for potentiometry// Nuclear Engineering International, 2018, 63(765), pp.30-32. <http://www.neimagazine.com/features/featurenew-potential-for-potentiometry-6146360/>

2. Сурин В.И., Абу Газал А.А., Алвахеба А.И., Шеф Е.А., Бокучава Г.Д., Папушкин И.В. Расчетно-экспериментальный метод моделирования остаточных напряжений в сварных соединениях// Информационные технологии в проектировании и производстве. М.: ФГУП «Научно-технический центр оборонного комплекса «Компас», 2018 г – №2.с.48-55.

ПРИМЕНЕНИЕ ПРОСВЕЧИВАЮЩЕЙ ЭЛЕКТРОННОЙ МИКРОСКОПИИ В МАТЕРИАЛОВЕДЕНИИ

Русяева К.А.

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Материаловедение – наука, изучающая строение и свойства материалов, устанавливает связь между строением и свойствами, составом, а также изучает поведение материалов в зависимости от воздействия окружающей среды.

Современная наука и техника развиваются довольно стремительно. Для создания надежных технических изделий необхо-

димы высококачественные материалы, работа над поиском которых ведется непрерывно [1]. На данный момент высокие требования предъявляются к материалам, применяемым в реакторостроении.

Свойства материалов напрямую зависят от их микроструктуры, поэтому одним из важных материаловедческих исследований является метод просвечивающей электронной микроскопии.

Просвечивающая электронная микроскопия позволяет объяснить, почему происходит разрушение в материале, как ему способствует структурно-фазовое состояние материала.

Также данная методика удобна тем, что работа ведется непосредственно с облученным материалом (изготовленным из него образцом), а не со слепком материала (репликой). Это позволяет рассмотреть микроструктуру более подробно и выявить образовавшиеся там дефекты, которые в свою очередь влияют на надежность материала со временем облучения.

Так в облученном материале образуется ряд радиационных дефектов: дислокации, поры, трещины, границы зерен и другие [2]. Используя просвечивающий электронный микроскоп можно увидеть эти дефекты и при необходимости произвести количественный или иной анализ. Например, с помощью измерения диаметра пор в образце из облученного материала, используя специальную программу, можно рассчитать концентрацию пор, а также распухание материала. Что в свою очередь несет колоссальный вклад в развитие атомной отрасли и необходимо для дополнения базы данных прочности сталей, которые используют для обоснования продления назначенного срока службы внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР.

Литература

1. Сборник рефератов научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ // Исследование радиационных повреждений и механических свойств, облученных нейтронами аустенитных и ферритно-мартенситных нержавеющей сталей. – М.: Металлургия, 2006. – № 1.

2. Воеводин В.Н., Неклюдов И.М. Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов. / Ин-т физики. – Киев: Наук. думка, 2006.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК И РАЗРАБОТКА ПЕРСПЕКТИВНОЙ КОНСТРУКЦИИ БД ДИАПАЗОНА ИСТОЧНИКА СИСТЕМ АКНП ДЛЯ АЭС

Коптелов Ю.С.

ЗАО «СНИИП-Систематом», г.Москва

Повышение технических и эксплуатационных характеристик аппаратуры контроля нейтронного потока (АКНП) для СУЗ АЭС с ВВЭР и ИЯР в России и за рубежом вот уже 45 лет является первостепенной задачей для ЗАО “СНИИП-СИСТЕМАТОМ” (ССА) (до 1994 года отделение НИЦ СНИИП).

За истекший период выработаны структурные, технические и конструктивные решения АКНП, подтвержденные длительным сроком эксплуатации [1].

На основе информации каналов АКНП в ССА при научном руководстве НИЦ «КИ» разработаны и введены в эксплуатацию системы энергораспределения и шумовой диагностики для ВВЭР, не имеющие аналогов в мире [2].

Одной из составных частей АКНП является устройство детектирования (УД), предназначенное для преобразования плотности потока тепловых нейтронов в нормализованный электрический сигнал (импульсы постоянного напряжения и длительности).

Для решения задач детектирования в АКНП ССА, как правило, применяются токовые камеры КНК-53М, КНК-17, КНК-4, камера деления КНК-15, импульсно-токовая камера КНУ 3, борные коронные СНМ-11 и гелиевые СНМ-18 пропорциональные счетчики.

Одной из насущных задач является повышение чувствительности при сохранении и расширении диапазона контроля и по-

казателей надежности УД АКНП в диапазоне источника с применением отечественных комплектующих изделий.

Как правило, для контроля плотности потока тепловых нейтронов до пуска реактора на ВВЭР используются УД с коронными счетчиками СНМ-11, применение которых обусловлено относительно высокой чувствительностью, но ограничивается эксплуатационными характеристиками, вследствие чего УД разрабатывались с перемещаемыми блоками детектирования. Но в связи с изменением условий эксплуатации, а именно исключение механизмов перемещения БД ДИ, появилась необходимость в перемещаемом датчике.

Поэтому ССА разработан новый перемещаемый блок детектирования плотности нейтронного потока с повышенными эксплуатационными характеристиками и увеличенным сроком службы.

Перемещаемый БД разработан на основе радиационно-стойкой модификации коронных счетчиков нейтронов, аналогичных счетчикам нейтронов типа СНМ-11 ОД0.339.070 ТУ. Предназначен для регистрации тепловых нейтронов. Чувствительность БД к тепловым нейтронам в диапазоне энергий от 0,025 до 0,5 эВ составляет $4,0 \pm 1,0 \text{ см}^2$ (число импульсов за 1 с под воздействием потока нейтронов с плотностью $1,0 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$).

Конструкция блока детектирования БД неразборная и герметичная, термо- и радиационно-стойкая. А, следовательно, отсутствует необходимость в перемещении БД в канале ИК в процессе эксплуатации (вверх в рабочее положение перед перегрузкой топлива и, обратно, вниз в положение с минимальной плотностью потока нейтронов после завершения перегрузки топлива).

Основные характеристики БД

БД сохраняет свою работоспособность после пребывания в ИК под воздействием потока нейтронов с плотностью $4,0 \cdot 10^9 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и гамма-излучения с интенсивностью $1,0 \cdot 10^3 \text{ Гр} \cdot \text{ч}^{-1}$ в течение 10 лет.

БД работоспособен при воздействии температуры окружающей среды от минус 50 до + 155 °С.

Устойчив в течение 24 ч в условиях аварии при температуре окружающей среды до 250 °С.

Устойчив в течение 24 ч в условиях избыточного давления 0,46 МПа в месте расположения БД.

Блок детектирования БДПН-56Р обеспечивает контроль плотности потока тепловых нейтронов в каналах ионизационных камер в диапазоне от $2,0 \cdot 10^{-2}$ до $2,0 \cdot 10^3 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при мощности поглощенной в воздухе дозы фонового гамма-излучения в месте размещения блока детектирования не более $1 \text{ Гр} \cdot \text{ч}^{-1}$ ($1,0 \cdot 10^2 \text{ Р} \cdot \text{ч}^{-1}$).

Допускаемая основная относительная погрешность БД в диапазоне потока тепловых нейтронов от $5 \cdot 10^{-2}$ до $2,0 \cdot 10^3 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ не превышает 25 % при доверительной вероятности 0,95.

Литература

1. Боровик Г.Ф. и др. Комплекс аппаратуры контроля нейтронного потока системы управления и защиты водородных реакторов АЭС. Атомная энергия т.54, вып.1, январь 1983г.

2. Гусаров А.М., Грецкий Л.Ю., Жернов В.С., Камышан А.Н., Коноплев Н.П., Мирошник Ю.М., Пронякин А.В., Соколов И.В., Якушев А.Г. Система управления защитными действиями реакторов типа ВВЭР. М.: Ядерные измерительно-информационные технологии, №1, 2004.

УСТОЙЧИВОСТЬ СИСТЕМЫ СОГЛАСОВАННОГО ВРАЩЕНИЯ АСИНХРОННЫХ ДВИГАТЕЛЕЙ РЕГУЛИРУЕМОГО МНОГОВИГАТЕЛЬНОГО ЭЛЕКТРОПРИВОДА

*Сагитов П.И., Алмуратова Н.К., Тойгожинова Ж.Ж.
Алматинский университет энергетики и связи, г.Алматы,
Республика Казахстан*

Структурная схема системы согласованного вращения двигателей регулируемого многодвигательного асинхронного электропривода (МАЭП) в среде MATLAB показана на рисунке 1.

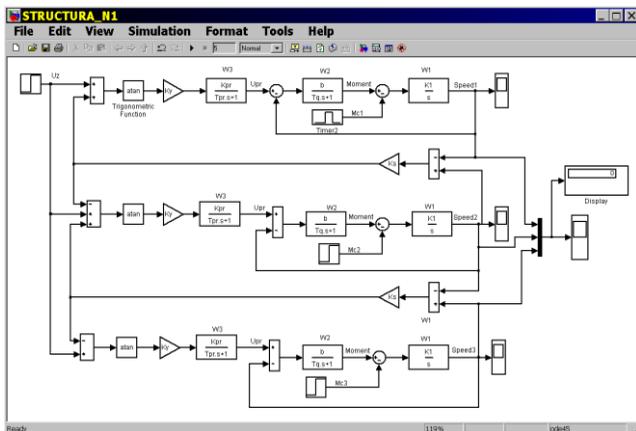


Рис. 1. Структурная схема регулируемого МАЭП

На рисунке 1 асинхронный двигатель МАЭП представлен линеаризованной структурной схемой [1] с передаточными функциями:

$$W_1(s) = \frac{k_1}{s} = \frac{1/bT_m}{s}, \quad (1)$$

$$W_2(s) = \frac{b}{T_q s + 1}. \quad (2)$$

Передаточные функции преобразователей частоты в структурной схеме МАЭП представлены в следующем виде:

$$W_{PR}(s) = \frac{k_{PR}}{T_{PR}s + 1}. \quad (3)$$

Нелинейное корректирующее звено дает возможность уменьшить величину ошибки системы управления каждого электропривода МАЭП и улучшить процесс согласования скоростей двигателей [3]. Переходные процессы в модели согласованного вращения двигателей МАЭП, при рассчитанных параметрах двигателя и коэффициентов прямой и обратных связей в системе, показаны на рисунке 2.

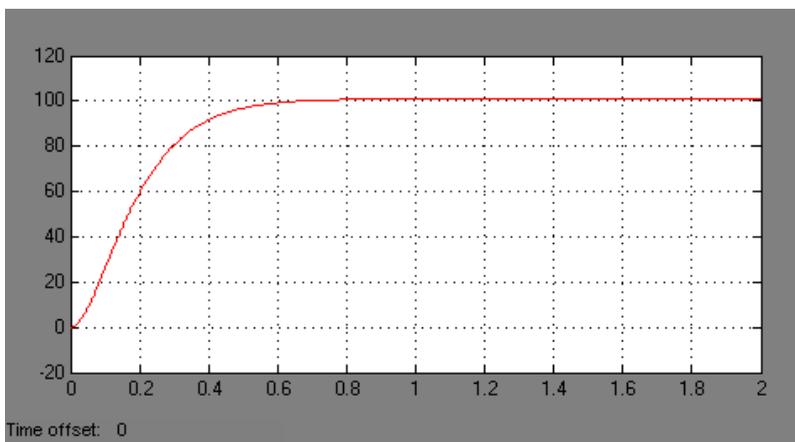


Рис. 2. Переходные процессы скоростей двигателей МАЭП

Отметим, что переходные процессы скоростей двигателей показаны одним графиком. Кроме этого также отметим, что определение устойчивости системы согласованного вращения скоростей двигателей МАЭП, с нелинейной функцией $\text{atan}(\text{arctg})$, с помощью MATLAB не представляется возможным. В связи с этим функцию arctg заменяем степенным рядом Тейлора – двумя членами ряда $(x - x^3/3)$, с целью удобства определения устойчивости системы.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ВИБРАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-440

*Фам Тхе Хоанг Ха, Нахабов А.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Вопросы повышения уровня безопасности и продления сроков эксплуатации действующих энергоблоков АЭС являются чрезвычайно актуальными как в мировой ядерной энергетике, так и в Российской Федерации, в том числе для энергоблоков с РУ ВВЭР-440.

Для решения указанных вопросов важное значение имеет как разработка новых диагностических систем, так и повышение качества работы уже существующих за счет применения современных методов обработки и анализа диагностической информации.

В настоящем докладе рассматривается анализ результатов вибрационного контроля трубопроводов и оборудования первого контура с использованием системы SUS на 4 блоке Нововоронежской АЭС. Мониторинг вибрационных характеристик сложных конструкций способен выявить на ранней стадии появление механических дефектов или аномальное изменение условий закрепления элементов конструкций. В работе представлены результаты применения различных методов анализа информации, позволяющие повысить информативность данной системы.

Литература

1. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И. Виброшумовая диагностика ВВЭР.- М., Энергоатомиздат, 2004 г
2. Диссертация Разработка методов и интерпретация данных применительно к системам шумовой диагностики реакторных установок Нововоронежской АЭС/ М.Т. Слепов, 1999

КОНТРОЛЬ И МОНИТОРИНГ КАЧЕСТВА ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ ЭНЕРГИИ В СИСТЕМАХ ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ ОБЩЕГО НАЗНАЧЕНИЯ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

*Распопов Д.А., Белоусов П.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Технология Smart Grid представляет собой систему, оптимизирующую энергозатраты, позволяющую перераспределять электроэнергию. Задача контроля и управления потреблением электроэнергии, а также состояния различных электроприборов в сети является актуальной для повышения безопасности и экономичности АЭС. Внедрение SmarGrid систем на АЭС позволя-

ет избежать ряда проблем и решить следующие задачи: перераспределение электроэнергии, генерации и согласованного потребления электрической энергии [1].

В электросетях, к которым подключено измерительное оборудование, характеристики электрического тока и напряжения имеют вариативную особенность. Так, в штатном режиме и в аварийных ситуациях не исключены внезапное включение или отключение различного оборудования. Эти ситуации приводят к ошибочным показаниям в контрольно-измерительных приборах [2].

Для решения данной проблемы был разработан стенд - SmartSocket, который позволяет оцифровывать данные тока и энергии по датчикам тока и напряжения с максимальной частотой до 2 МГц [3]. После завершения процесса оцифровки появляется возможность определить мощность и тип потребителя электрической энергии, частоту тока, фазу и напряжение. Внешний вид стенда показан на рисунке 1.



Рис.1. Внешний вид лабораторного стенда SmartSocket

С помощью данного лабораторного стенда был проведен эксперимент, в результате которого были получены данные с датчиков тока и напряжения, записанных во временном интервале с различной частотой для четырех типов электрических потребителей. Затем, используя программное обеспечение MATLAB, был произведен спектральный анализ полученных данных. Алгоритмы преобразования Фурье, вейвлет – преобразования и сингулярного разложения позволили построить спек-

тральные и частотные характеристики полученных сигналов. При помощи корреляционного анализа была получена оценка качества параметров электрической сети и ее соответствие нормам и стандартам.

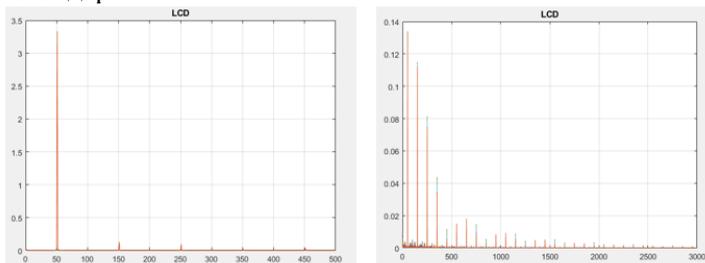


Рис.2. Спектры тока и напряжения для одного из потребителей электрической энергии

Литература

1. Егоров В., Кужеков С. Интеллектуальные технологии в распределительном электросетевом комплексе. – «ЭнергоРынок», 2010, № 6.

2. Белоусов П.А. Фомин А.И., Алонцева Е.Н., Сидоров Е.Б. Интеллектуальная система управления электропитанием энергетических промышленных объектов на основе Smart Grid технологий. – тез. докл. XIV Международной конференции Безопасность АЭС и подготовка кадров., Обнинск, 24-27 ноября 2015г. - 232с.

3. Белоусов П.А. Фомин А.И., Алонцева Е.Н., Сидоров Е.Б. Smart Grid технологии в концепции проекта АЭС с реакторами типа ВВЭР-ТОИ. – тез. докл. XIV Международной конференции Безопасность АЭС и подготовка кадров., Обнинск, 24-27 ноября 2015г. - 232с.

Содержание

СЕКЦИЯ I	
РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС	3
<i>Колесов В.В., Писарев А.Н.</i> Оценка влияния неопределенностей в ядерных данных на ядерные концентрации нуклидов в процессе выгорания топлива	3
<i>Колмыков В.Ю., Зевякин А.С.</i> Модернизация конструкции мишени для наработки радиоизотопов реактора ВВР-ц	4
<i>Калиновский Ю.А., Прец А.А.</i> Оценка длительности кампании реакторной установки БРЕСТ-ОД-300	5
<i>Гуньков А.С., Подлипаев М.М., Фомин Р.В.</i> Разработка прецизионной модели ядерной установки БЭС-5 в ПК САПФИР 95	7
<i>Галаятудинова Р.Р., Кобылянский Г.П.</i> Изменение свойств оболочки при сухом хранении твэлов ВВЭР-1000	8
<i>Михальченко Е.В., Антошина И.А.</i> Влияние интенсивной пластической деформации на структуру и свойства тантала	10
<i>Дзугоева Э.М., Бобровский Т.Л., Приходько А.А.</i> Исследование устойчивости поля энерговыделения в большом быстром натриевом реакторе	12
<i>Elazaka A.I., Tikhomirov G.V.</i> Comparative study of safety passive systems used in nuclear reactors	13
<i>Сушков В.В., Соболев А.В., Челнокова Н.В., Шагинян Р.А.</i> Оптимизация топливных кампаний реакторной установки с помощью системы программных модулей	17
<i>Внуков Р.А., Колесов В.В., Шагинян Р.А.</i> Исследование влияния гетерогенного размещения выгорающего поглотителя в шаровом твэле на длину кампании	19
<i>Вострилова А.Д., Самохин Д.С.</i> Методики уточнения показателей надежности электрорадиоизделий	20
<i>Бочков В.С., Понкратов Ю.В., Скаков М.К.</i> Методология исследования коррозии материалов ядерных установок с использованием ТГА/ДСК И МС анализа	22

- Новикова Г.С., Аулов И.В., Николаев А.Ю., Рогов А.А.* Верификация программного комплекса TRIANA-4 в части решений задач нестационарной теплопроводности основных теплопроводящих элементов реакторной установки со свинцово-висмутовым теплоносителем 23
- Фам Буй Динь Лам, Колесов В.В.* Влияние использования различных типов твэлов на длину кампании реактора типа BWR 25
- Смирнов А.Д., Пугачев П.А., Романенко В.И., Тихомиров Г.В.* Расчет упрощенной модели быстрого реактора с помощью расчетного комплекса SERPENT-CRIMR 27
- Богданова Е.В., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В.* Кросс-верификация константного обеспечения на задаче расчета эффективности системы СУЗ БР-1200 29
- Fukuda K., Smirnov A.D., Tikhomirov G. V.* Neutronics and thermal-hydraulics coupled calculation with serpent and athlet using SERPENT interface module 31
- Мухамедов Н.Е., Вурим А.Д., Пахниц А.В., Скаков М.К., Цхе В.К.* Ампульное облучательное устройство для исследования процессов с плавлением топлива 33
- Дербышев И.К., Попов Ю.А., Скаков М.К., Гныря В.С., Шидербай К.А., Иркимбеков Р.А.* Физические характеристики органов регулирования исследовательского реактора ИВГ.1М 35
- Ayman Abu ghazal, Surin V. I., Osintsev A.V., Degadnikova I. A.* Tracking the formation of embryonic crack in reactor materials 37
- Шагинян Р.А., Колесов В.В., Сушков В.В., Челнокова Н.В.* Опыт использования программного комплекса SERPENT 2.1.30 для подготовки многогрупповых констант в тепловом спектре 38
- Демьянов С.А., Кораблев С.А., Семенов В.К., Чижова Е.С.* Математическое моделирование возмущения и подавления ксеноновых колебаний 40
- Азнабаев В.К., Мищуков Н.А., Ковалев В.К., Мишин В.А., Колесов В.В.* Тестовые расчеты модели эталонного эксперимента БФС2-62 с помощью кода KENO-VI 42
- Абу Сондос М. А., Демин В.М., Савандер В.И.* Влияние количества и способа размещения выгорающего поглотителя GD_2O_3 на избыточную реактивность реактора ВВЭР-1200 44

<i>Доков Д.А., Фомин Р.В.</i> Разработка стержневой конструкции мишени для наработки Мо-99 на ИЯР ВВР-ц	45
<i>Акчадаг Фуркан, Озен Абдуллах, Самохин Д.С.</i> Подходы к разработке специализированного программного комплекса для оценки надежности энергоблока с реактором ВВЭР	47
<i>Сутягин И.А., Зыкова Р.О., Печёнкин В.А.</i> Расчет и сравнение повреждающей дозы конструкционных материалов при ускорительном и реакторном облучении	49
<i>Родина Е.А., Егоров А.В., Суслов И.Р., Хомяков Ю.С.</i> Особенности управления запасом реактивности в инновационных реакторах на быстрых нейтронах в замкнутом топливном цикле	51
<i>Ефремов В.В., Субботин С.А.</i> Разработка системного подхода к выбору конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах	53
<i>Челмаков И.А., Соболев А.В.</i> Разработка инженерного расчетного кода для решения задач физики реакторов методом дискретных ординат	54
<i>Ashraf O., Smirnov A.D., Tikhomirov G.V.</i> Burnup calculations for molten-salt breeder reactor	56
<i>Чернов Л.В.</i> Оценка длительности кампании реакторной установки РИТМ-200	59
<i>Шоров В.Ю., Терновых М.Ю.</i> Формирование элементного состава актиноидов и осколков деления в облученном топливе быстрых и тепловых реакторов	60
<i>Абу Сондос М.А., Демин В.М., Савандер В.И.</i> Влияние количества выгорающего поглотителя Eu_2O_3 на нейтронно-физические и радиационные характеристики топлива реактора ВВЭР-1200	62
<i>Эссейин С.С., Шоров В.Ю., Терновых М.Ю., Герасимов А.С.</i> Исследование уровней радиации в области контейнера для транспортировки отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000	64
<i>Пахолик Д.А., Кузнецов Н.В., Харитонов М.В., Фомичев В.В.</i> Расчет мощности эквивалентной дозы от возможных просыпей при транспортировании донных отложений «прудов-отстойников»	66

<i>Dina Ali Amer, Nikonov S.P.</i> Analysis of uncertainty in the concept of "instantaneous" in the calculation of emergency modes	68
<i>Колесников Е.В.</i> Оптимизация наработки изотопа IN-111 на ИРТ-Т	71

СЕКЦИЯ II

ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС	72
-----------------------------------	----

<i>Сураев А.С., Скаков М.К.</i> Оптимизация расчетов теплообменного оборудования АЭС с газоохлаждаемым реактором	72
<i>Суворов В.А., Картышев А.В., Савенков Ф.Н., Милинчук В.К., Белозеров В.И.</i> Исследование генерации водорода при взаимодействии алюминия и воды в присутствии химических активаторов	74
<i>Фомичев В.В., Пахолик Д.А., Асташина Е.М., Внуков Р.А.</i> Исследование гидродинамической неустойчивости потока теплоносителя при сверхкритическом давлении для реактора ВВЭР СКД	76
<i>Догов А.А.</i> Разработка и применение алгоритмов, методов средств проектирования и компоновки оборудования АЭС	78
<i>Зыонг Куанг Хыонг, Авдеенков А.В.</i> Анализ экспериментальных исследований по обоснованию работоспособности пассивных каталитических рекомбинаторов	82
<i>Виценко А.С., Богословская Г.П., Панин М.С.</i> Анализ вибраций пучка твэл ВВЭР-СКД	84
<i>Гурбазар О., Картышев А.В., Белозеров В.И.</i> Исследование выделения водорода в композициях, содержащих порошок облученного и не облученного алюминия при барометрическом давлении и температуре до 100 °С	86
<i>Витюк Г.А., Витюк В.А., Вурим А.Д., Скаков М.К.</i> Исследование начальной стадии развития тяжелой аварии ядерного реактора на быстрых нейтронах	88
<i>Злобин А.С., Бабинцев Е.В., Николаев И.В.</i> Разработка специального монтажного оборудования для монтажа закладных плит для окон биологической защиты на комплексе переработки твердых радиоактивных отходов Курской АЭС	90

<i>Зьонг Куанг Хьонг, Авдеенков А.В., Сергеев В.В.</i> Инженерная расчетная модель каталитического рекомбинатора водорода	91
<i>Бабинцев Е.В., Ворона С.И., Злобин А.С.</i> Адаптация тросового манипулятора для центрального зала азс с реактором типа ВВЭР-1000	94
<i>Ханбиков Р.З., Карельский И.Д.</i> Использование температурного градиента воды для получения электроэнергии	95

СЕКЦИЯ III

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ И ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ЭНЕРГИИ	97
---	----

<i>Бобровский Т.Л., Дзугоева Э.М., Приходько А.А.</i> Дискриминация частиц по форме импульса в кристалле CSI(TL) методом искусственных нейронных сетей	97
<i>Трошин И.Ю., Смольский В.Н., Щербачева О.С.</i> Методика фотосъемки и обработки изображения микрочастиц пылевой плазмы и аэрозольных облаков при контрольном освещении	99
<i>Sokolov D., Bazyl D., Wolfgang F.O. Müller</i> Mechanical design issues of a 3 GHz 6-CELL SRF cavity	101
<i>Годес А.И., Шаблов В.Л.</i> Определение параметров резонансной модели связанных каналов для термоядерной реакции $^3\text{He}(d,p)^4\text{He}$ и параметров резонансного и теневого полюсов многочастичной S-матрицы рассеяния, отвечающих второму возбужденному состоянию ядра ^5Li	103
<i>Самарханов К.К., Батырбеков Э.Г., Гордиенко Ю.Н., Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Хасенов М.У.</i> Преобразование кинетической энергии ядерных частиц в световое излучение при возбуждении продуктами ядерной реакции $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$	104
<i>Приходько А.А., Бобровский Т.Л., Дзугоева Э.М.</i> Программная реализация и тестирование методики расчёта термоэмиссионного охлаждения гиперзвуковых летательных аппаратов	106
<i>Карамбаева И.С., Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Скаков М.К.</i> Методология определения скорости испарения лития из диверторного элемента ТОКАМАКА КТМ, основанная на оптической спектроскопии	108

<i>Щербачева О.С., Язвинский Н.Ю., Трошин И.Ю.</i> Лазеры ультракоротких импульсов: применение в науке, технике и медицине	109
<i>Кукушкин И.М., Бакланов В.В., Букина О.С., Гречаник А.Д., Бакланова Ю.Ю., Барбатенков Р.К.</i> Применение стенда ВЧГ-135 для получения прототипа кориума	112
<i>Бакланова Ю.Ю., Букина О.С., Ситников А.А.</i> Материаловедческие исследования топлива импульсного графитового реактора	114
<i>Дитятьева С.А.</i> Люминесцентный метод контроля характеристик лазерных жидкостей	116

СЕКЦИЯ IV

КОНТРОЛЬ, УПРАВЛЕНИЕ И ДИАГНОСТИКА ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И ПРОМЫШЛЕННЫХ ОБЪЕКТОВ	117
---	-----

<i>Задеба Е.А, Кирюхин П.К., Пугачев П.А. Романенко В.И., Сальдииков И.С., Тихомиров Г.В., Щербаков А.А.</i> Применение виртуальной реальности в моделировании реакторных экспериментов на примере уран–графитовой подкритической сборки	117
<i>Тетеревёнков Д.А, Минин С.И.</i> Безынерционный ультразвуковой датчик температуры для автоматизированной системы измерения геометрических параметров графитовой кладки и измерения отклонений технологических каналов от вертикали канальных реакторов	119
<i>Ле Хоанг Зань, Нахабов А.В.</i> Использование методов анализа данных для расчета запаса реактивности для реактора ВВР-ц	121
<i>Легчиков Д.К., Белявцев И.П., Старков С.О.</i> Применение алгоритмов машинного обучения для решения ресурсоемких вычислительных задач атомной промышленности	122
<i>Карельский И.Д., Ханбииков Р.З.</i> Применение цезиевого атомного магнитометра при неинвазивной дефектоскопии	124
<i>Чулков Д.И., Макарова Е.А, Минин С.И.</i> Автоматизированная система снятия остаточных механических напряжений методом	

ультразвукового наклепа в сварных соединениях трубопроводов АЭС	126
<i>Алвахеба А.И., Бекетов В. Г., Иванов О.В., Иванова Т.Е., Сурин В.И.</i> Сравнительный анализ результатов радиографического и электрофизического неразрушающего контроля образцов из сталей	128
<i>Русяева К.А.</i> Применение просвечивающей электронной микроскопии в материаловедении	129
<i>Коптелов Ю.С.</i> Исследование эксплуатационных характеристик и разработка перспективной конструкции БД диапазона источника систем акпп для АЭС	131
<i>Сагитов П.И., Алмуратова Н.К., Тойгожинова Ж.Ж.</i> Устойчивость системы согласованного вращения асинхронных двигателей регулируемого многодвигательного электропривода	133
<i>Фам Тхе Хоанг Ха, Нахабов А.В.</i> Анализ результатов вибрационного контроля первого контура реакторной установки ВВЭР-440	135
<i>Распопов Д.А., Белоусов П.А.</i> Контроль и мониторинг качества электрической энергии в системах электроснабжения общего назначения на предприятиях атомной отрасли	136

Редактор А.М.Терехова
Подготовка оригинала-макета А.М.Терехова

ЛР № 020713 от 27.04.1998

Подписано к печати

Формат бум. 60x84/16

Печать ризограф. Бумага МВ

Печ.л. 11

Заказ №636

Тираж 100 экз.

Цена договорная

Полиграфическая компания ООО "Альпринт"